

## 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

Framatome 社（旧 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る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あらわ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（ $\square$  g/cm<sup>3</sup>）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（ $\square$  g/cm<sup>3</sup>）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、Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

## (1) ベンチュリスクラバの除去効率

## a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去効率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^*}{V_L} \frac{Q_L}{Q_g}\right) \quad \dots \dots \dots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \quad \dots \dots \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{\left(1+0.7/K\right)^2} \quad \dots \dots \dots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \quad \dots \dots \dots (4)$$

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ここで、

$P_t$	: 透過率	$\tau_p$	: 緩和時間
$V^*$	: 液滴通過ガス体積	$A_d$	: 液滴断面積
$V_g$	: ガス体積	$K$	: 慣性パラメータ
$V_L$	: 液滴体積	$C$	: すべり補正係数
$Q_g$	: ガス体積流量	$\mu$	: ガス粘性係数
$Q_L$	: 液滴体積流量	$\rho_p$	: エアロゾル密度
$\eta_d$	: 捕集効率係数	$d_p$	: エアロゾル粒径
$u_g$	: ガス速度	$d_d$	: 液滴径
$u_d$	: 液滴速度		

これらから、透過率  $P_t$  (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ  $K$  によって決まる捕集効率係数  $\eta_d$  によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ  $K$  は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度  $\rho_p$ 、エアロゾル粒径  $d_p$ 、液滴径  $d_d$ 、ガス粘性係数  $\mu$ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径  $d_p$  が同じ場合でもエアロゾル密度  $\rho_p$  が増加すると、慣性パラメータ  $K$  が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG1465 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表 1 のとおり  g/cm<sup>3</sup> となる。

表 1 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO <sub>2</sub> , Sb※		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO※		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO <sub>2</sub>		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO <sub>2</sub>		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm <sup>3</sup> )	<input type="text"/>					

※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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ここで、各化合物の密度は、以下の通り

CsI : 4.5g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

SrO : 5.1g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

CsOH : 3.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 4)

MoO : 6.4g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

TeO<sub>2</sub> : 5.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 3)

CeO<sub>2</sub> : 7.3g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

Sb : 6.7g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

La<sub>2</sub>O<sub>3</sub> : 6.2g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

BaO : 6.0g/cm<sup>3</sup> (参考図書 5)

c. エアロゾル密度の変化による影響

エアロゾル密度の変化による捕集効率係数  $\eta_d$  の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり  g/cm<sup>3</sup> 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度  $\rho_{p1}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d1}$  と、エアロゾル密度  $\rho_{p2}$  が  g/cm<sup>3</sup> のときの捕集効率係数  $\eta_{d2}$  との比を求める。

$$\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} \doteq \text{$$

ここでは、



とした。この結果から、密度の変化 (  ) に対して捕集効率係数変化 (  $\doteq$   ) は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。

これは、格納容器フィルタベント系の運転範囲において、ベンチュリノズル部における液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では、速度差が支配的となるためと考えられる。

JAVA 試験では、複数の種類のエアロゾルで試験が行われている。それぞれの化合物の密度を以下に示す。

g/cm<sup>3</sup> (参考図書 2)

g/cm<sup>3</sup> (参考図書 6)



以上より、重大事故時における密度の変化が、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。

(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した  の質量中央径（MMD）の範囲は  となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を図1に示す。

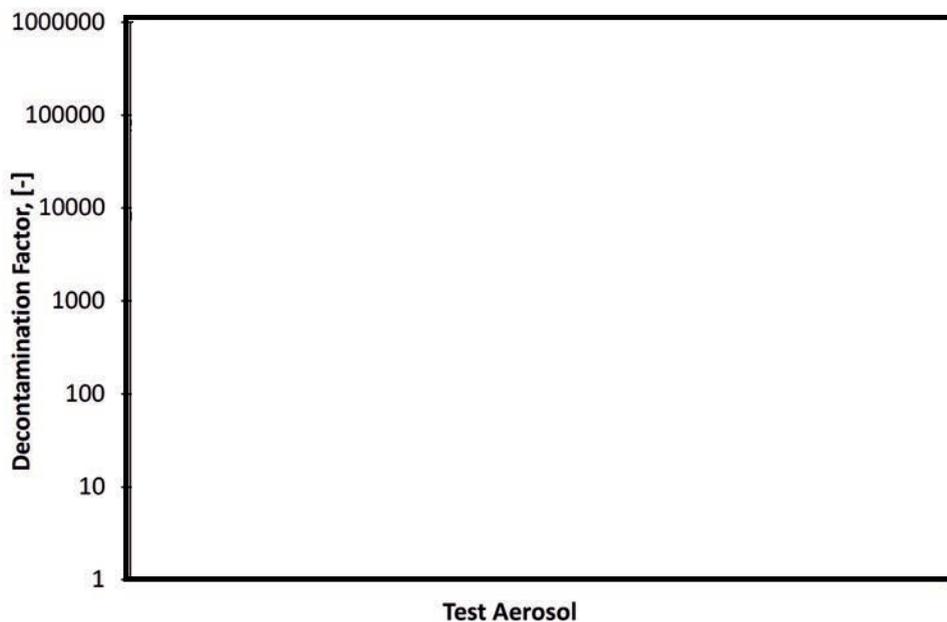


図1 エアロゾルの粒径に対する除去係数

b. 試験用エアロゾルと想定されるエアロゾルの空気力学径の比較

・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

・空気力学径（AMMD）

その粒子と同じ沈降速度を持つ単位密度（ $1 \text{ g/cm}^3$ ）の球の直径であり、形状と密度について基準化したもの

MAAP コードによる評価では MMD を用いることから、以下の式により AMMD を MMD に換算する。

$$\text{AMMD} = \rho_p \text{ MMD}$$

ここで  $\rho_p$  はエアロゾルの密度 ( $\text{g}/\text{cm}^3$ ) である。

MAAP 解析により得られた MMD と AMMD の関係を表 2 に、JAVA 試験で使  
用した試験用エアロゾルの MMD と AMMD の関係を表 3 に示す。この結果、試験  
用エアロゾルの MMD (約 ) と AMMD (約 ) は、  
実機に想定される MMD (約 ) と AMMD (約 )  
のいずれについても、よく代表していると言える。

表 2 実機想定エアロゾルの MMD と AMMD

想定エアロゾル	MMD ( $d_p$ )	密度 ( $\rho_p$ ) $\text{g}/\text{cm}^3$	AMMD ( $d_p \sqrt{\rho_p}$ )
	サプレッション・チェンバ からのベント： 約 <input type="text"/>	4.5	
		3.7	
		5.7	

表 3 試験用エアロゾルの MMD と AMMD

試験用エアロゾル	MMD ( $d_p$ )	密度 ( $\rho_p$ ) $\text{g}/\text{cm}^3$	AMMD ( $d_p \sqrt{\rho_p}$ )

《参考図書》

1. OECD/NEA, “STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS” , (2009)
2. 理化学辞典第 4 版
3. 理化学辞典第 4 版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第 3 版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition.  
Edited by P.Kulkarni, P.A.Baron, and K.Willeke (2011)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) 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図1に示す。

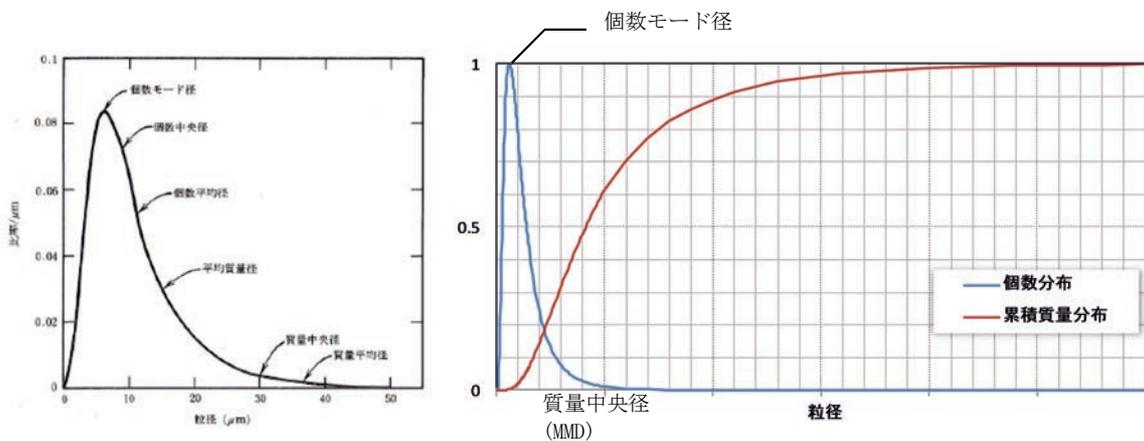


図1 個数分布と累積質量分布

(左図出典：W.C. ハイネズ，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。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、Framatome社(旧AREVA社)製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む  を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。

(参考2) 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りますが、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。Framatome 社 (旧 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。

### (参考3) 想定する事故シナリオについて

粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定する。

#### 1. 事象の概要（格納容器ベント時）

- (1) 大破断LOCAが発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。
- (2) 更に非常用炉心冷却系（以下、ECCSという。）喪失、全交流動力電源喪失（以下、SBOという。）を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。事象発生から30分後に低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。
- (3) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約73時間後に外部注水量制限値に到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。

#### 2. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

##### (1) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について内部で発生する事象と外部で発生する事象（地震、津波、その他自然現象）をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象（起因事象）について選定する。

プラント内部で発生する事象についてはプラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化（外部電源喪失等）及び設計基準事故（原子炉冷却材喪失等）を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から地域性等を考慮して12事象（洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮）を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えられられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象（起因事象）を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表1のとおりグループ別に分類する。

表1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る 事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2)で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。

以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、W/Wベントという。）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、D/Wベントという。）を実施した場合の両方を想定するものとする。

また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器フィルタベント系が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/Wベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。

※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由

原子炉圧力容器が破損し熔融炉心がペデスタルに落下すると、熔融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成さ

れ、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。

熔融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペDESTALに落下する熔融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。表1に示す各事故シナリオグループのうち、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。

崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設の機能喪失または機能の遅延を仮定した場合において、原子炉格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器フィルタベント系の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

LOCA時注水機能喪失は、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入の可能性があることから、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。

以上のことから、原子炉格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。

高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内の注水に失敗し、さらに熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため、あえて原子炉圧力容器破損前のペDESTALへの水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して熔融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTALへの注水を行った後にD/Wベントを実施するものとする。

なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に熔融炉心からプールへの熱流束は  $800\text{kW/m}^2$  相当で一定（圧力依存なし）としている。

(参考4) 発生するエアロゾルの種類について

格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器フィルタベント系に流入する。これらは格納容器フィルタベント系に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。

想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表1に示す。また、想定事故シナリオ（D/Wベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表2に示す。

表1 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質例	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む) <sup>※1</sup>	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 [kg] (安定核種を含む) <sup>※2</sup>
希ガス	Xe, Kr		—
CsI	CsI, RbI		約 $1.3 \times 10^{-4}$
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> <sup>※3, ※4</sup>	TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub>		約 $1.2 \times 10^{-4}$
SrO	SrO		約 $4.7 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub>	MoO <sub>2</sub> , RuO <sub>2</sub> , TcO <sub>2</sub> , RhO <sub>2</sub>		約 $4.4 \times 10^{-5}$
CsOH	CsOH, RbOH		約 $1.9 \times 10^{-3}$
BaO	BaO		約 $6.7 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Pr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Nd <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Sm <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , Y <sub>2</sub> O <sub>3</sub> , ZrO <sub>2</sub> , NbO <sub>2</sub> , AmO <sub>2</sub> , CmO <sub>2</sub>		約 $5.6 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub>	CeO <sub>2</sub> , NpO <sub>2</sub> , PuO <sub>2</sub>		約 $1.3 \times 10^{-5}$
Sb	Sb		約 $1.6 \times 10^{-6}$
UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>		約 $1.4 \times 10^{-3}$
コンクリート/構造材	-		約 $2.1 \times 10^{-5}$

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGENコードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、評価した値

※2 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合(MAAP解析結果をNUREG-1465の知見を用いて補正)から評価した。想定シナリオ(W/Wベント時)ではTe<sub>2</sub>及びUO<sub>2</sub>の放出割合のMAAP解析結果はゼロであることから、後述するMAAP解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465の知見を用いた補

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合として MAAP 解析結果(ゼロ)そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

- ※3 表中の Te<sub>2</sub> の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te<sub>2</sub> の形態で存在する場合の値に相当する。
- ※4 ここでは TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の存在比率を考慮せず、TeO<sub>2</sub> と Te<sub>2</sub> の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

表2 想定事故シナリオ (D/Wベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) <sup>※1</sup>	
	想定事故シナリオ (大LOCA+SBO+全ECCS 機能喪失シナリオ) (D/Wベ ント)	原子炉圧力容器が破損するケ ース(高圧・低圧注水機能喪 失シナリオ) (D/Wベント)
希ガス	—	—
CsI	約 $9.7 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub> , Te <sub>2</sub> <sup>※2</sup>	約 $2.0 \times 10^{-1}$	約 $8.1 \times 10^{-5}$
SrO	約 $7.9 \times 10^{-2}$	約 $3.1 \times 10^{-5}$
MoO <sub>2</sub>	約 $7.3 \times 10^{-2}$	約 $2.9 \times 10^{-5}$
CsOH	約 3.2	約 $1.3 \times 10^{-3}$
BaO	約 $1.1 \times 10^{-1}$	約 $4.4 \times 10^{-5}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $9.4 \times 10^{-3}$	約 $3.7 \times 10^{-6}$
CeO <sub>2</sub>	約 $2.1 \times 10^{-2}$	約 $8.3 \times 10^{-6}$
Sb	約 $2.7 \times 10^{-3}$	約 $1.1 \times 10^{-6}$
UO <sub>2</sub>	約 2.3	約 $9.1 \times 10^{-4}$
コンクリート/構造 材	約 $1.2 \times 10^{-2}$	約 $3.9 \times 10^{-7}$

- ※1 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (W/W ベント時) では Te<sub>2</sub> 及び UO<sub>2</sub> の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正

は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質を保守的に評価するために  $\text{Te}_2$  及び  $\text{UO}_2$  の放出割合として MAAP 解析結果（ゼロ）そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは  $\text{TeO}_2$  と  $\text{Te}_2$  の存在比率を考慮せず、 $\text{TeO}_2$  と  $\text{Te}_2$  の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質を評価した（ $\text{Te}$  の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応）。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

#### a. 炉心状態の想定

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。

以下の (a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。

このことから、格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。

##### (a) 停止時炉内内蔵量

停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。

核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。

##### (b) 崩壊熱

燃料デブリからの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a) と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。

## b. 評価に用いる放出割合

格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合を用いて評価している。

炉内内蔵量 [kg] は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。

MAAP コードでは、原子炉格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器フィルタベント系への放出割合を MAAP 核種グループごとに評価している。

大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/Wベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果(事故発生から 168 時間後時点)を表 4 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 4 の値は格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。

表 4 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合( $10^{-6}$  オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい( $10^{-5}$  オーダー) という結果となっている。

一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、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少量であることが分かっている。

表 5 は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、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全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。

さらに、表 6 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という結果となっている。

また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、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>、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。

希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。

I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。

Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また、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-Review2013-034, 2013年12月)」

表4 評価結果は、これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおいては、MAAP解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。

MAAP解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ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。MAAPコードの開発元であるEPRIからも、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出についてMAAP解析が保守的な結果を与える場合がある旨の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、低温の熔融燃料表面付近ではなく、熔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コードの方が放出量を多く評価する。

なお、高揮発性核種 (セシウムやヨウ素) については、炉心熔融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。

以上のことから、大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単にMAAP解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。

そこで、格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されているNUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI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評価が可能となる。

なお、事故シーケンス「大LOCA+SB0+全ECCS機能喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでのMAAP解析事象進展 (格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、当該事故シー

ケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉压力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 3 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において問 REG1465 の知見は使用可能と判断した。

NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 7 に示す。

表 3 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管の損傷が開始し、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、溶融燃料が原子炉压力容器破損するまでの期間
MAAP	約 5 分～約 28 分 <sup>※1</sup>	約 28 分～約 3.2 時間 <sup>※2</sup>
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間

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

※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉压力容器破損時間

各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。

(a) 希ガスグループ、CsI グループ、CsOH グループ

希ガスを含めた高揮発性の核種グループ。については、MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。

なお、Cs の放出割合は、CsI グループと CsOH グループの放出割合<sup>※1※2</sup>、及び、I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より、以下の式を用いて評価する（詳細は別紙 50 参照）。

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

ここで、

$F_{Cs}(T)$  : 時刻 T におけるセシウムの放出割合

$F_{CsOH}(T)$  : 時刻 T における CsOH グループの放出割合

$F_{CsI}(T)$  : 時刻 T における CsI グループの放出割合

$M_I$  : I 元素の停止時炉内内蔵量

$M_{Cs}$  : Cs 元素の停止時炉内内蔵量

$W_I$  : I の原子量       $W_{Cs}$  : Cs の原子量

※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており、各グループの放出割合は、当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。

※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。

- ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価
- ② ①の結果をもとに、同位体の重量を足し合わせ、各元素の重量を評価する。
- ③ ②の結果を MAAP コードにインプットし、MAAP コードにて、各元素の化合物の重量を評価する。
- ④ 各化合物は表 1 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は、当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。

(b) それ以外の核種グループ。

中・低揮発性の核種グループについては、MAAP 解析の結果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 の放出割合と、希ガスグループの放出割合、及び、NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。

ここで、放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一（※1）とし、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、168 時間経過時点において、NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして、以下の評価式に基づき評価した。表 8 及び表 9 に、NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。

$$F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / Y_{\text{Cs}} \times F_{\text{Cs}}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$$

$F_i(T)$  : 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合

$F_{\text{noble gass}}(T)$  : 時刻 T における希ガスグループの放出割合

$\gamma_i$  : 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原子炉格納容器への放出割合

$\gamma_{\text{Cs}}$  : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

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の放出割合」に比例するものとした。

表4 MAAP解析による放出割合の評価結果  
(エアロゾル量の評価に使用しない)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $4.4 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $2.5 \times 10^{-8}$
SrO	約 $2.4 \times 10^{-4}$
MoO <sub>2</sub>	約 $7.1 \times 10^{-6}$
CsOH	約 $7.0 \times 10^{-6}$
BaO	約 $1.7 \times 10^{-4}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $3.3 \times 10^{-5}$
CeO <sub>2</sub>	約 $3.3 \times 10^{-5}$
Sb	約 $3.8 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	0
UO <sub>2</sub>	0
Cs <sup>※1</sup>	約 $6.8 \times 10^{-6}$

※1 CsIグループとCsOHグループの放出割合から評価(評価式は別紙50参照)

表5 TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

核種	(単位：%)								
	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>144</sup> Eu	<sup>154</sup> Eu	<sup>90</sup> Sr	<sup>106</sup> Ru	<sup>125</sup> Sb	<sup>137</sup> Cs	<sup>130</sup> I	<sup>81</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)†	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(おもに地階水沈殿物)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られる。

出典：TMI-2号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990))

表6 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

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5.6号機サーベ ルス 北約1,000m)*2	⑤臨海廃棄物貯 蔵場1.2機近傍 (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
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
核種	I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06
	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	7.8E+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68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 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表7 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合  
(格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際に使用)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 $9.0 \times 10^{-1}$
CsI	約 $4.4 \times 10^{-6}$
TeO <sub>2</sub>	約 $1.4 \times 10^{-6}$
SrO	約 $5.4 \times 10^{-7}$
MoO <sub>2</sub>	約 $6.8 \times 10^{-8}$
CsOH	約 $7.0 \times 10^{-6}$
BaO	約 $5.4 \times 10^{-7}$
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	約 $5.4 \times 10^{-9}$
CeO <sub>2</sub>	約 $1.4 \times 10^{-8}$
Sb	約 $1.4 \times 10^{-6}$
Te <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
UO <sub>2</sub>	約 $1.3 \times 10^{-8}$
Cs* <sup>1</sup>	約 $6.8 \times 10^{-6}$

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は別紙 50 参照)

表8 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※1
Cs	0.25
TeO <sub>2</sub> , Sb, Te <sub>2</sub>	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO <sub>2</sub>	0.0025
CeO <sub>2</sub> , UO <sub>2</sub>	0.0005
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」の値と「Early In-Vessel」の値の和を参照（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原子炉格納容器内への放出割合を与えている。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、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」の値の和を用いる。）

表9 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment\*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

## JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について

Framatome 社（旧 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。実機フィルタ装置については、使用条件において所定の性能が発揮されるように、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験条件に包絡されるように設計されている。

ACE 試験は、米国 EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。

これらの試験について、実機フィルタ装置とのスケール適用性について以下に示す。

## 性能検証試験の概要

## (1) JAVA 試験

JAVA 試験は、Framatome 社（旧 AREVA 社）により、ドイツのカールシュタインにある大規模試験施設（以下、「JAVA 試験施設」という。）にて実施された。JAVA 試験では、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。

図 1 に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。試験フィルタ装置は、高さ約  m、直径約  m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル（），及び実機と同構造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

JAVA PLUS 試験は、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、Framatome 社（旧 AREVA 社）により、JAVA 試験施設を改造した施設にて実施された。

JAVA PLUS 試験では、実機と同仕様の銀ゼオライトを充填したフィルタを設置し、有機よう素の除去性能試験を実施している。

フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、銀ゼオライトフィルタの順に通過し、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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### (3) ACE 試験

ACE 試験は、EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能検証試験が実施された。

図2に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。

試験フィルタ装置は、高さ [ ] m, 直径 [ ] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル ( [ ] ) と、実機と同構造 (同一金属メッシュ構造, 同一充填率) の金属フィルタを内蔵している。

なお、ACE 試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI 及び Framatome 社 (旧 AREVA 社) の知的財産 (Intellectual Property) として開示が不可能であることから、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。

### (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。図2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。

試験フィルタ装置へ流入したガスは、装置の下端に設置されたベンチュリノズルを経由し、上部に設置された金属フィルタ、その後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成となる。

フィルタ装置の性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてガス流速が挙げられるが、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように実機のベンチュリノズルの個数を設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属フィルタの表面積についても、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。JAVA 試験及び実機における物理パラメータと試験条件を表2, ベンチュリノズル部及び金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図3, 4に示す。

実機の銀ゼオライトフィルタについては、JAVA PLUS 試験で得られた試験結果に基づき、想定されるよう素量を捕集するためベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充填量を設定している。

以上より、試験の実機への適用性は確保できていると考えられる。

表3に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。

### (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。



図 1 ACE 試験の設備概要

表1 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)

実機

JAVA試験

ACE試験



図2 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較

表2 JAVA試験及び実機における運転範囲

項目	JAVA試験	実機運転範囲
ベンチュリノズル部ガス流速		
金属フィルタ部ガス流速		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

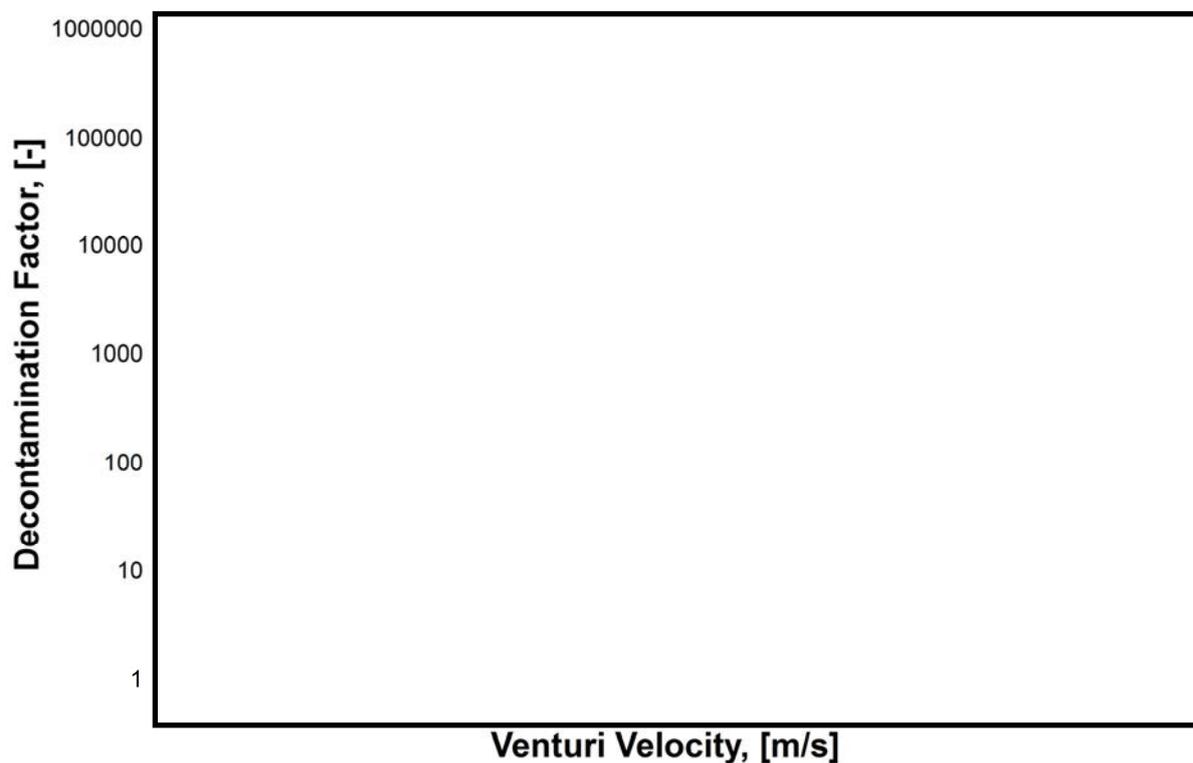


図3 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

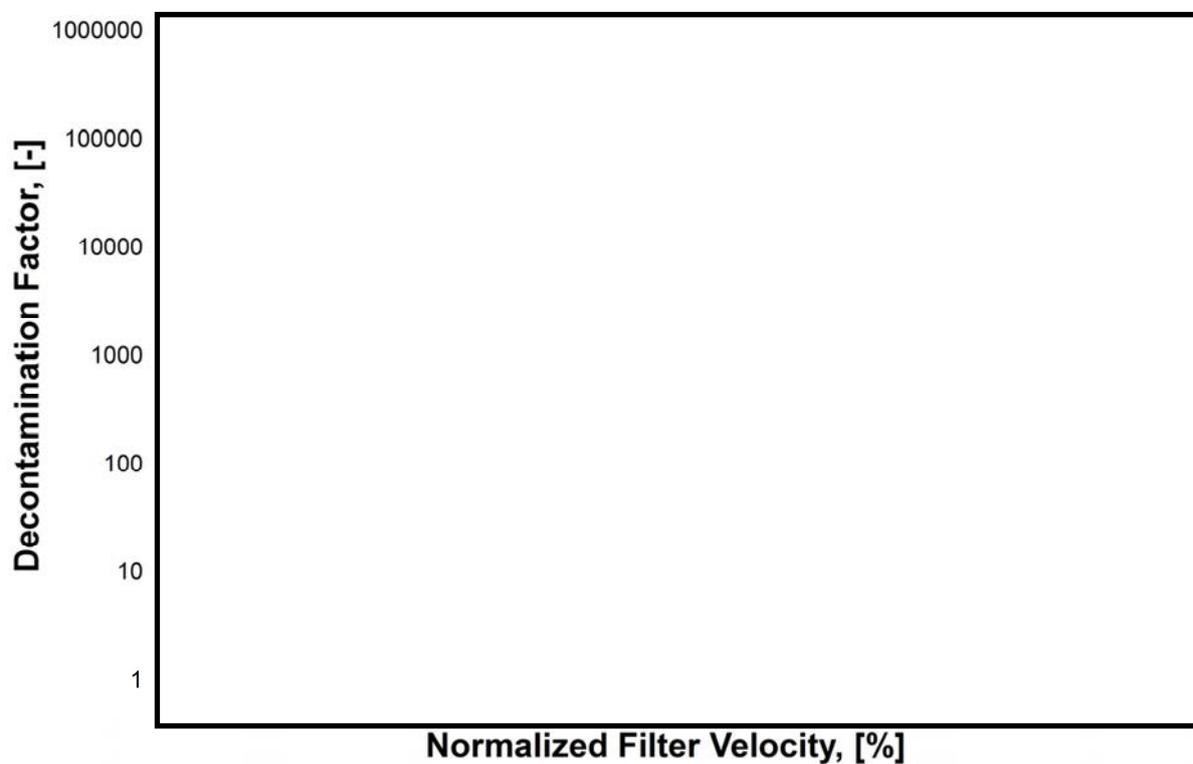


図4 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表3 実機に対する JAVA 及び JAVA PLUS 試験装置の適用性のまとめ

構成要素	相違			適用性	
	有 無	JAVA (PLUS)	実機		
全体構成 (基数を含む)	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験フィルタ装置へ流入したガスは、ベンチュリノズルを経由し、金属フィルタ、後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成である。</li> <li>試験装置は、実機と同様に、銀ゼオライトフィルタがスクラバ容器の外に設置されている。</li> </ul>	
	有	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機では、同一のスクラバ容器を4基並列に設置するが、ベントガスは均等に分配されるよう設計しているため、分離設置による影響はない。</li> </ul>	
スクラバ 容器	高さ	無	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は、同じ高さの容器を使用している。</li> </ul>
	断面積	有	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> 又は 約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベンチュリノズル部においてエアロゾル及び無機よう素の大部分を捕集するため、断面積の違いによる影響は小さい。なお、ベンチュリノズル1個あたりの断面積は、実機が約 <input type="text"/> m<sup>2</sup>、JAVA 試験が約 <input type="text"/> m<sup>2</sup> (<input type="text"/>) 又は約 <input type="text"/> m<sup>2</sup> (<input type="text"/>) である。</li> </ul>
ベンチュリ ノズル	構造	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同一形状 (寸法) のベンチュリノズルを使用している。</li> </ul>
	個数	有	<input type="text"/>	<input type="text"/>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。</li> <li>実機のガス流速は約 <input type="text"/> m/s であり、JAVA 試験のガス流速は <input type="text"/> m/s である。</li> </ul>
金属 フィルタ	構造	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同一仕様 (<input type="text"/>) の金属フィルタを使用している。</li> </ul>
	表面積	有	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> ( <input type="text"/> )	約 <input type="text"/> m <sup>2</sup> <input type="text"/>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機の金属フィルタの表面積は、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。</li> </ul>
スクラビング 水	薬剤	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機の pH は、試験で確認された性能を十分発揮できるように、高アルカリに設定している。</li> </ul>
	水位	有	※	※	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験では、ベンチュリノズル頂部近傍の水位において所定の性能が発揮できることを確認しているため、水位の違いによる影響はない。</li> </ul>
銀ゼオライト 容器	吸着剤	無	—	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>試験装置と実機は、同仕様の吸着材 (銀ゼオライト) を使用している。</li> </ul>
	厚さ	有	約 <input type="text"/> mm	約 <input type="text"/> mm	<ul style="list-style-type: none"> <li>ベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充てん量を設定している。</li> </ul>

※適用性の欄に相違点を記載

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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

Framatome 社（旧 AREVA 社）製のフィルタ装置（スクラバ容器）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。

スクラバ容器におけ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表 4 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。

表 4 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## (参考1) 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 Framatome 社 (旧 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) ベンチュリノズル

ベンチュリノズルの性能試験は、発注単位毎に  % の抜取にて行われる。試験ノズル 1 個に対して同じ試験を  回実施した上で、大きな差異がないことを確認している。

### (2) 金属フィルタ

金属フィルタは製品毎に性能試験を実施している。

### (3) 銀ゼオライト

銀ゼオライトの性能試験は、納入品と同一のロット番号のものによる性能試験を実施している。

以上(1)～(3)より、個別の単体性能試験を評価しており、実機についても JAVA 試験、JAVA PLUS 試験結果と同じ性能が出ることを確認している。

### ➤ Framatome 社 (旧 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 Framatome 社 (旧 AREVA 社) は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。

- ・フィルタベントシステムの性能保証する Framatome 社 (旧 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。
- ・Framatome 社 (旧 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。
- ・Framatome 社 (旧 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。

また、Framatome 社 (旧 AREVA 社) は海外での先行 FCVS 実績を多数有している。納入実績を表 1 に示す。

表1 Framatome 社（旧 AREVA 社）のフィルタベント納入実績

Country	Name	Type	Status	Since
Germany				
Finland				
Switzerland				
Netherlands				
Korea, RO				
Canada				
Bulgaria				
P. R. China				

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考2) 隣接するベンチュリノズルから噴出されるガスの相互影響について

ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置されており、ノズル上部に設けた1本あたり2ヶ所の噴出口から、ベントガスを水平下向きに噴き出す。その噴出口を隣接するベンチュリノズルに向けないことで、隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計としている。ベンチュリノズルの配置図を図1に示す。

なお、JAVA試験において、2本の隣接するベンチュリノズルを設置した試験を実施した結果、1本の場合と比較して有意な性能差は見られず、試験を実施した全域にわたって、DF1,000以上の除去効率が得られている。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を図2に示す。

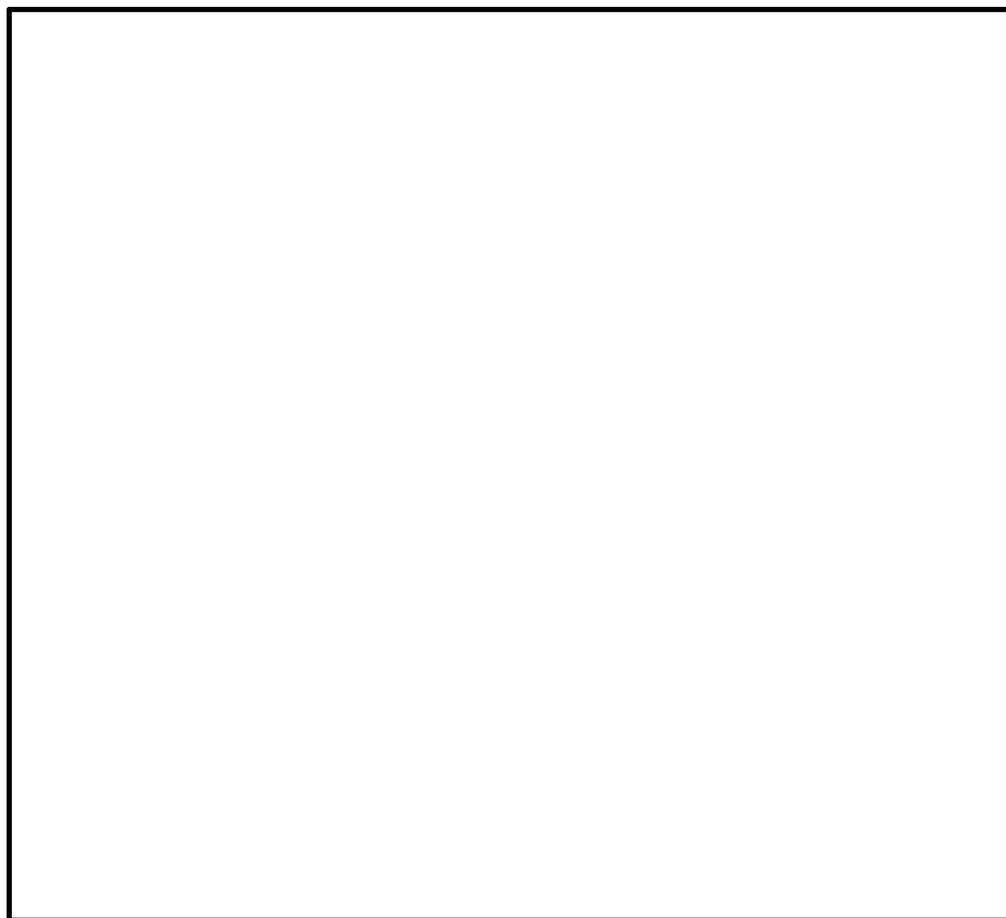


図1 ベンチュリノズルの配置図

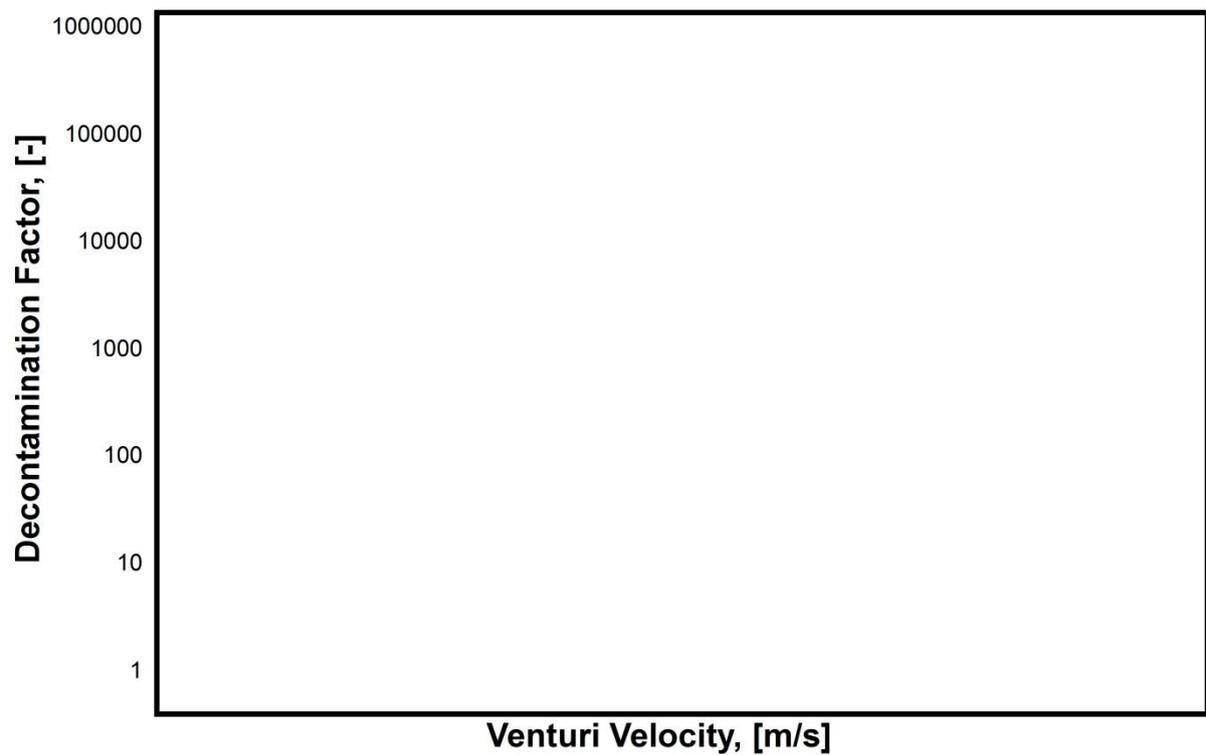


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

《参考図書》

1. 理化学辞典第4版

## JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。実機の銀ゼオライトフィルタの設計において、除去係数と滞留時間の関係式、JAVA PLUS 試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから、JAVA PLUS 試験結果の実機への適用性について、以下にまとめた。

### a. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集

ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は、総括物質移動係数  $K$  を用いて以下のように表せる（参考図書 1, 2）。

$$r \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \text{(式1)}$$

$r$  : 吸着剤充填密度       $q$  : よう素吸着量       $K$  : 総括物質移動係数  
 $C$  : よう素濃度       $C^*$  : よう素平均濃度

ここで、化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、 $C^* = 0$ とみなし、式1は以下のように表せる。

$$r \frac{\partial q}{\partial t} = KC \quad \dots \dots \text{(式2)}$$

### b. 除去係数と滞留時間

ガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタを通過する際の物質収支は、吸着剤の微小ベッド厚さ  $\Delta z$  に対して、単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる（参考図書3）。

銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージを図1に示す。

$$-uA \Delta t \Delta C = r A \Delta z \Delta q \quad \dots \dots \text{(式3)}$$

$u$  : ガス流速       $A$  : ガス通過断面積       $\Delta t$  : 単位時間  
 $\Delta C$  : よう素濃度変化       $r$  : 吸着剤充填密度       $\Delta z$  : ベッド厚さ  
 $\Delta q$  : 単位質量あたりのよう素吸着量

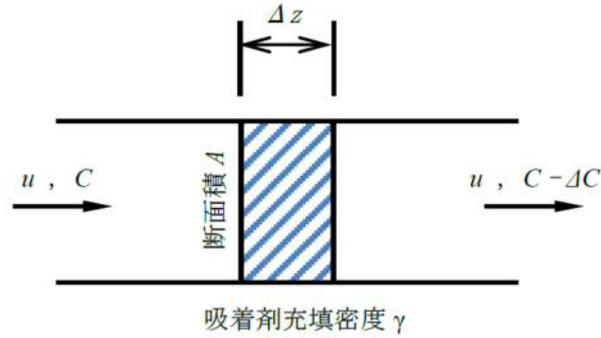


図1 銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで、左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量、右辺は銀ゼオライトフィルタで捕集した放射性よう素量を表す。 $\Delta z = u \Delta t$  より、両辺を  $A \Delta t \Delta z$  で除し、微小変化を  $\Delta \rightarrow \partial$  とすると、式3は以下のように表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial t} = r \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \text{(式4)}$$

式4に式2を代入すると、以下のように表せる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \text{(式5)}$$

式5を積分し、 $C_0$  を初期よう素濃度とすると、以下のように表せる。

$$\frac{\log(\frac{C_0}{C})}{t} = \frac{\log(\text{DF})}{t} = K \quad \dots \dots \text{(式6)}$$

式6は銀ゼオライトフィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また、銀ゼオライトフィルタの厚さが一定であることを考慮すると、除去係数が銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

c. 除去係数と滞留時間

銀ゼオライトフィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として、ベントガスの流速以外に、過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度、銀ゼオライトフィルタ圧力が考えられることから、これらの条件が式6の総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果により評価する。

① 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度の影響



表1 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度が  
総括移動係数に与える影響

--

② 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度の影響

--

表2 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が  
総括移動係数に与える影響(1)

--

--

表3 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が  
総括移動係数に与える影響(2)

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



### ③ まとめ

ベントガス条件（過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力）が、総括物質移動係数へ与える影響について JAVA PLUS 試験結果に基づき評価した結果、総括物質移動係数が過熱度に依存することを確認した。なお、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力は、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり、これらのベントガス条件が総括物質移動係数に与える影響は、過熱度による影響に帰着するものと考えられる。

以上から、銀ゼオライトフィルタの除去性能の評価や設計においては、式 6 に示される滞留時間、ベントガスの過熱度への考慮が重要である。

#### d. JAVA PLUS 試験結果の実機への適用

銀ゼオライトフィルタの設計（必要ベッド厚の設計）においては、式 6 と JAVA PLUS 試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い、実機の過熱度の運転範囲について、式 7 の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。上記のとおり設計した島根 2 号炉の銀ゼオライトフィルタの有機よう素除去係数を図 2 に示す。過熱度の運転範囲全域において、要求する除去係数（DF50 以上）を満足している。





図2 JAVA PLUS 試験結果 (実機条件補正)

《参考図書》

1. 佐藤 忠正等 (北海道大学) 充填層における吸着速度について, 1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について, 1978 年 9 月 (明治大学工学部研究報告)
3. 竹内 「吸着分離—入門から操作設計まで」 (2000 年)

## 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際、粒子状放射性物質（エアロゾル）の除去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。

- ・ 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊
- ・ フィルタの閉塞

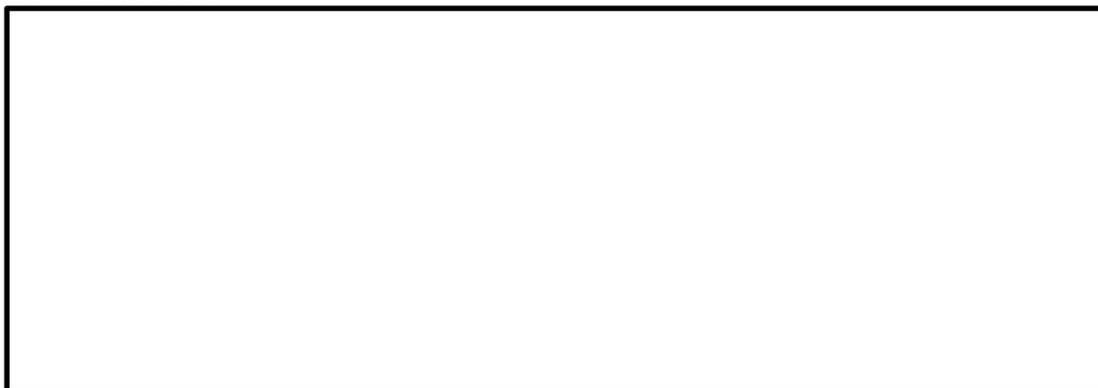
## (1) 粒子状放射性物質（エアロゾル）の再浮遊

## a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの再浮遊

## (a) 想定する状態

ベンチュリスクラバにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、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。ベンチュリスクラバでは、スクラビング水の沸騰やベントガスの気流により細かい液滴が発生し、その液滴に内包されるエアロゾルがフィルタ装置（スクラバ容器）下流側に放出され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（スクラバ容器）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している。

なお、JAVA 試験では、液滴が発生しやすいガス流速が大きい場合について試験を行っており、エアロゾルの除去係数が低下しないことを確認している。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を図 1 に示す。

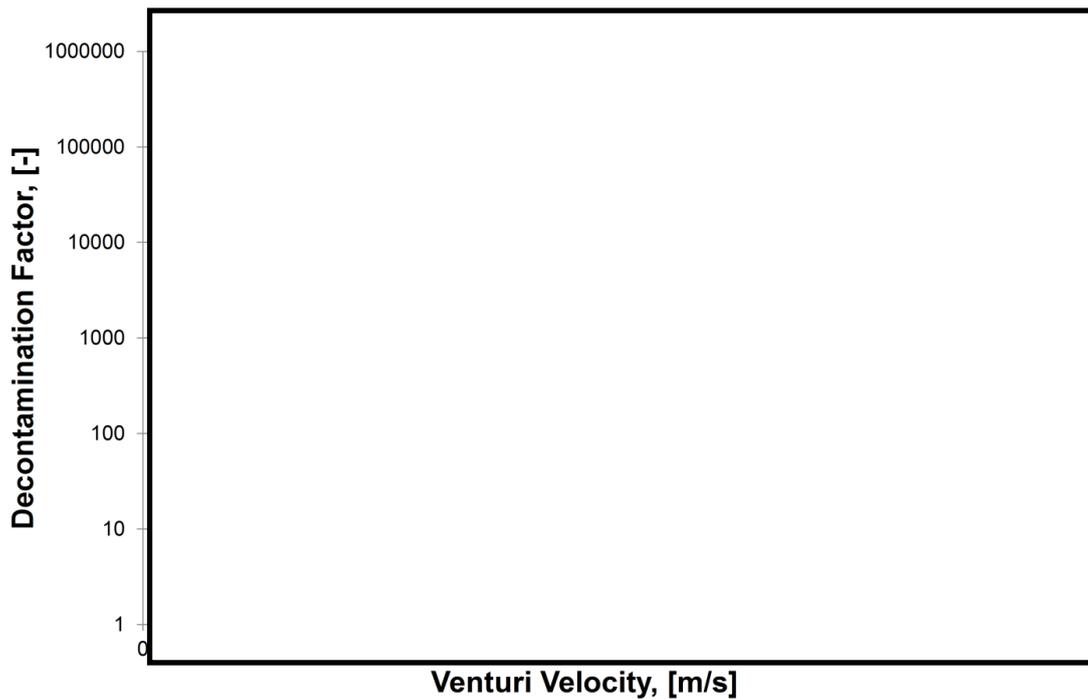


図1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

b. 金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊

(a) 想定する状態

金属フィルタにおいて捕集されたエアロゾルが蓄積すると、崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇し、放射性物質の融点・沸点を超えた場合に液体・気体となる。これらの液体・気体がベントガスに流された場合、金属フィルタ下流側にエアロゾルが放出されることが考えられる。

(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による金属フィルタの上昇温度を、エアロゾルが再浮遊に至る温度と比較することで、この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

① 金属フィルタへのエアロゾル移行割合

フィルタ装置（スクラバ容器）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 34 表 4）

② 冷却ガス条件

a. ベント後短期

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱は、膨大な流量のベントガスによって冷却される。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては、原子炉格納容器を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

c. ベント停止後

ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって、冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定するため、スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず、系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

- ・窒素ガス流量 = 100 Nm<sup>3</sup>/h
- ・窒素ガス比熱 = 1040 J/kg・°C
- ・窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm<sup>3</sup>

③ 評価結果

金属フィルタに捕集されたエアロゾルの崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に金属フィルタの上昇温度を評価する。金属フィルタ内で発生する崩壊熱の全量  が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて金属フィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度(°C)} = \frac{\text{金属フィルタ内の発熱量(W)}}{\text{比熱(J/kg°C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3\text{)}}$$

- ・上昇温度 ≒ °C

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  に対して十分に低く抑えることができる。

なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。(参考1)

## (2) フィルタの閉塞

### a. 想定する状態

#### (a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルがベンチュリノズルの狭隘部を閉塞することが考えられる。

#### (b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

炉心損傷後のベント時には、放射性エアロゾルに加えて、炉内構造物の過温等により発生する非放射性エアロゾル、コアコンクリート反応により発生する CaO 等の非放射性エアロゾル等がフィルタ装置（スクラバ容器）に移行する可能性がある。これらのエアロゾルが金属フィルタに付着して閉塞することが考えられる。

#### (c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

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、

液滴を分離しているが、低流速では慣性力による衝突により液滴を分離する機能が低下することが考えられる。

### b. 影響評価

#### (a) ベンチュリノズルにおけるエアロゾルによる閉塞

ベンチュリノズルにおける狭隘部は [ ] であり、これに対して流入するエアロゾルの粒径は [ ] と極めて小さい。ベンチュリノズルにおける狭隘部を通過するガス流速も高速であることから、閉塞が発生することはない。また、機械的破損によって生じる断熱材の破片等を含む [ ] 以上の粒径については速やかに格納容器内に落下するため、フィルタ装置へ流入することはない。

#### (b) 金属フィルタにおけるエアロゾルによる閉塞

フィルタ装置（スクラバ容器）において、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移行する。この金属フィルタに移行するエアロゾル量と金属フィルタの設計負荷量を比較し、閉塞が発生しないことを以下のとおり確認した。

① 金属フィルタの設計負荷量

金属フィルタは、エアロゾルを供給した場合、 g/m<sup>2</sup> まで閉塞によるリスクが極めて低い運用が可能であり、 g/m<sup>2</sup> まで急速な差圧の上昇が起こらず、金属フィルタの機能が確保できることがFramatome 社(旧 AREVA 社)により検証されている。

② エアロゾル量

格納容器からのエアロゾル移行量を保守的に 300 kg とし、このエアロゾル重量に金属フィルタへのエアロゾル移行割合  を考慮すると、金属フィルタに移行するエアロゾル重量の最大は  となる。

③ 評価結果

(c) 金属フィルタにおける液滴による閉塞

JAVA 試験による金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図 2 に示す。金属フィルタ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  においても低下していない。

したがって、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。

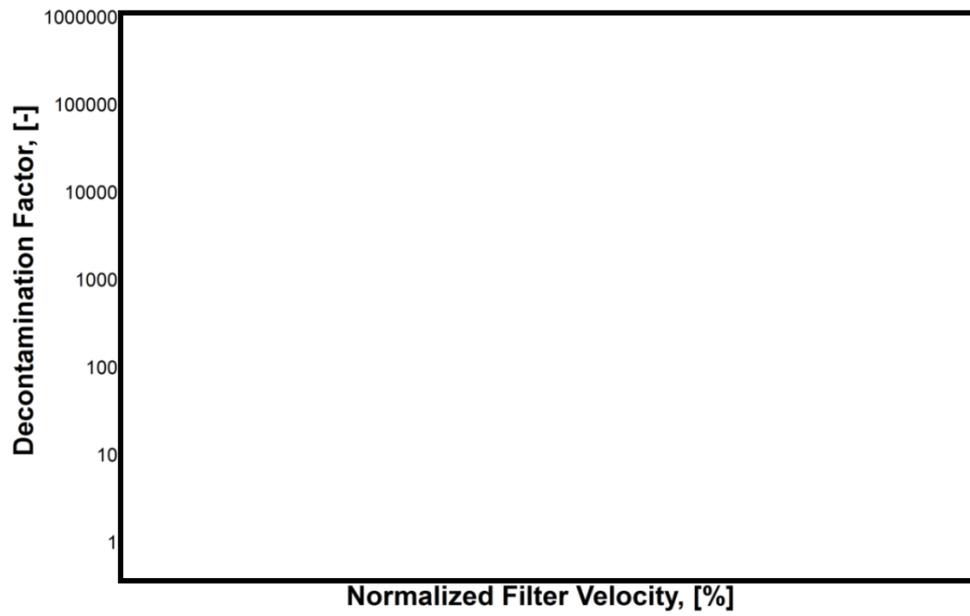


図2 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) ベント停止後の金属フィルタにおけるエアロゾルの再浮遊について

フィルタ装置を使用すると、金属フィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、金属フィルタの温度が捕捉した放射性物質の融点よりも高くなってしまうと、捕捉した放射性物質が金属フィルタより再浮遊してしまう恐れがある。このため、金属フィルタの温度は、金属フィルタに捕捉された放射性物質の融点以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、金属フィルタにはベントガスが通気されることから、金属フィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、金属フィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後におけるフィルタ装置金属フィルタ部の温度評価を行った。

1. 評価条件

(1) 金属フィルタの発熱量

有効性評価シナリオ（大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失, D/W ベント）における金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱を評価する。本シナリオにてフィルタ装置に流入する粒子状放射性物質の総崩壊熱は約 [ ] となる。

ベンチュリスクラバの DF100 以上を考慮し、ベンチュリスクラバの後段に設置する金属フィルタに捕捉される崩壊熱は [ ] となる。

そこで、金属フィルタ部の温度評価を実施する際の金属フィルタ捕捉崩壊熱を、 [ ] に対して、放射性物質の不均一な付着等を考慮しても十分保守的な [ ] に設定する。

また、崩壊熱は保守的に全量がメインフィルタのみから発熱するものとする。

(2) 解析モデル

解析モデルを図1に示す。解析モデルは2次元モデルとし、対称性を考慮して金属フィルタ部半分をモデル化範囲とした。解析モデルは金属フィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、スクラビング水が無い状況（流体は空気）を想定し、スクラバ容器内の初期温度 60℃、周囲雰囲気温度 60℃（一定）の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる（周辺に熱が逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる）よう、湿分分離機構はモデル化していない。

メインフィルタ及びプレフィルタはステンレス製メッシュであり、本解析ではステンレスの体積比率 [ ] %として密度、比熱、熱伝導率を設定した。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

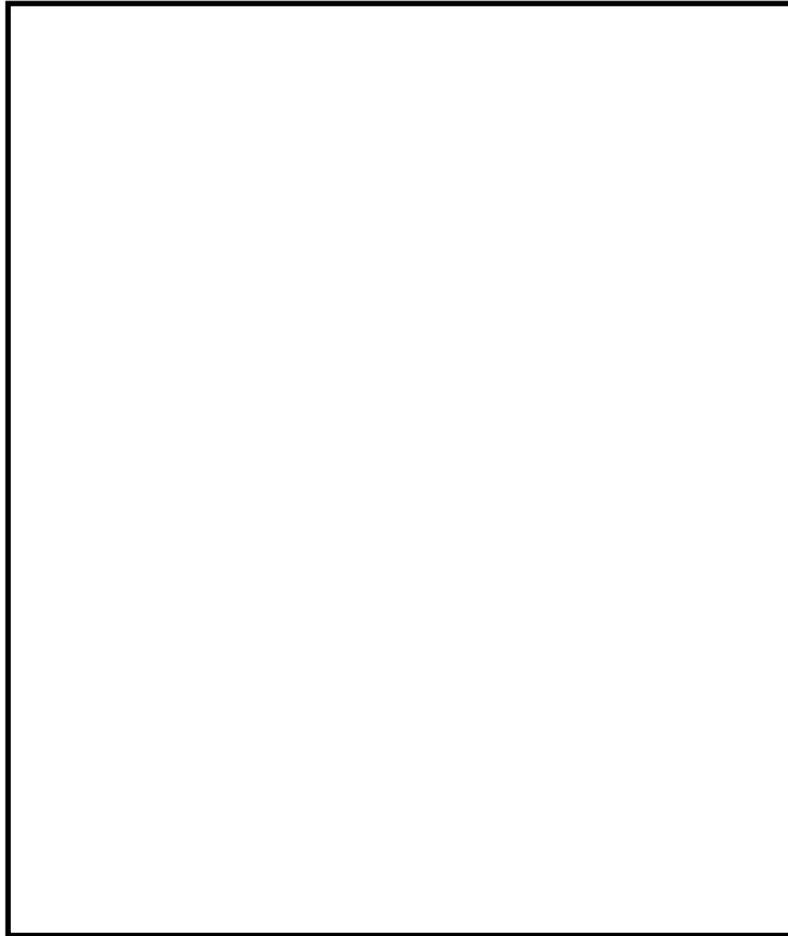


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+ (Ver. 10.06)
解析タイプ	定常計算 (自然対流)
乱流モデル	Realizable k-ε 2層モデル
差分スキーム	風上2次
雰囲気温度	60℃
圧力	101325Pa (大気圧) (ベント後, スクラビング水ドレン後を想定)
流体	空気 100% (スクラビング水無し)
保温材	考慮 <input type="text"/>
輻射	考慮

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 2. 解析結果

金属フィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源としたメインフィルタの最大温度は約□℃となった。

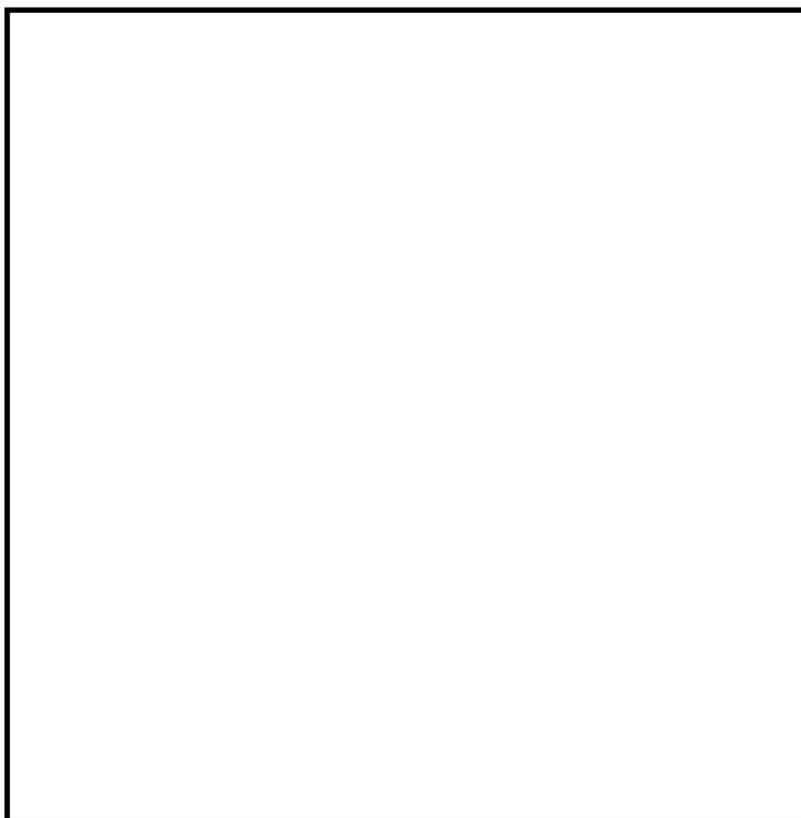


図2 温度分布解析結果

フィルタ装置使用時に格納容器から飛来する放射性物質のうち、高揮発性の水酸化セシウムは約272℃である。このため、金属フィルタに捕捉される放射性物質の崩壊熱が□kWの場合、金属フィルタのメインフィルタ部の温度は放射性物質の融点以下となり、捕捉された放射性物質が再浮遊する可能性は低いと考えられる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考2) ベンチュリノズルの脱落防止対策について

ベンチュリノズルは、図1に示す通り、取付ボルトにより接続されている。ベント中は、ベンチュリノズルからベントガスが勢いよく噴射され、それによる流力振動によりベンチュリノズルの取付ボルトが緩む恐れがある。取付ボルトが緩み、ベンチュリノズルが脱落してしまった場合、ベンチュリスクラバの除去効率が低下すると考えられる。

そこで、図2に示す通り、ベンチュリノズルの取付ボルトに舌付き座金を施し、フィルタ装置使用時のベンチュリノズルの取付ボルトの緩みを防止することとする。



図1 ベンチュリノズル構造図



図2 舌付き座金の取付け状態

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 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際、ガス状放射性よう素の除去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。

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・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) 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ガス状放射性よう素の再揮発

## (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へ再揮発することが考えられる。

## (b) 影響評価

ベンチュリスクラバでの無機よう素の除去係数の温度依存性について、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 によると、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以下の2つの効果が組み合わさったものであることが知られている。

- ① 液相中における無機よう素 ( $I_2$ ) とよう化物イオン ( $I^-$ ) の平衡  
放射線環境下において、液相中の無機よう素 ( $I_2$ ) とよう化物イオン ( $I^-$ ) の存在比は以下のように表される。

$$F(pH) = \text{equilibrium fraction} = \frac{[I_2]}{[I_2] + [I^-]} \dots (1)$$

(1) 式の  $[I_2]$  及び  $[I^-]$  は無機よう素 ( $I_2$ ) 及びよう化物イオン ( $I^-$ ) の濃度を表す。この平衡反応は pH に強く依存し、pH に対して図1 の関係を持つ。

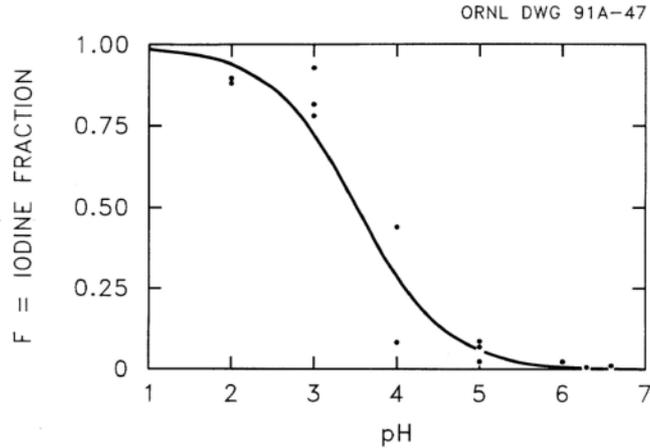


図1 液相中における  $I_2$  と  $I^-$  の平衡と pH の関係

② 液相と気相の無機よう素 ( $I_2$ ) の平衡

液相中における無機よう素 ( $I_2(aq)$ ) と気相中における無機よう素 ( $I_2(g)$ ) の存在比は以下のように表される。

$$P = \frac{[I_2(aq)]_{eq}}{[I_2(g)]_{eq}} \quad \dots (2)$$

(2) 式の P は気液分配係数,  $[I_2(aq)]$  及び  $[I_2(g)]$  は液相中の無機よう素濃度及び気相中の無機よう素濃度を表す。この平衡は, 以下の関係で温度に依存する。

$$\log_{10} P = 6.29 - 0.0149T \quad \dots (3)$$

(3) 式での T は絶対温度 [K] である。

以上①, ②より, 格納容器内のよう素の化学形態については, pH が低いと液相中の無機よう素の割合が増え, 温度が高い方が気相中の無機よう素の割合が増える関係にある。

ベンチュリスクラバでの気液界面における無機よう素の平衡についても, ②の温度依存性があり, 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(以下, 「気液分配係数の影響」という。)関係にあるものの, アルカリ性環境下では, ①よりスクラビング水中に存在する無機よう素 ( $I_2$ ) が極めて少なくなるため, 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たとしても十分小さい値となる。

JAVA 試験では, 気液分配係数の影響を受けやすい高温状態での実験を行っており, スクラビング水の温度上昇による影響を配慮したものとなっている。表1に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 (JAVA 試験結果), 図2に除去係数と温度の関係を示す。

これより，アルカリ性環境下であれば，高温状態でも除去係数が 100 以上であることが確認されており，また，有意な除去係数の温度依存性は確認できない。

表1 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

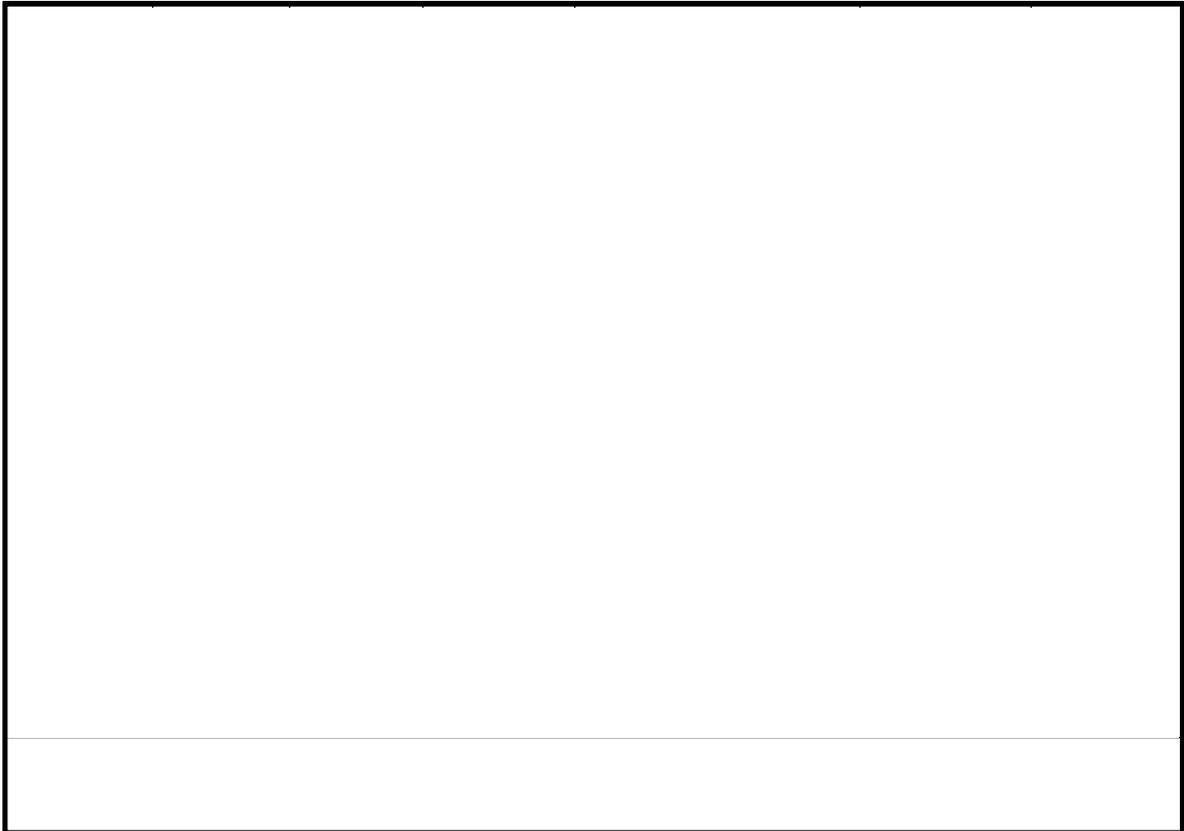
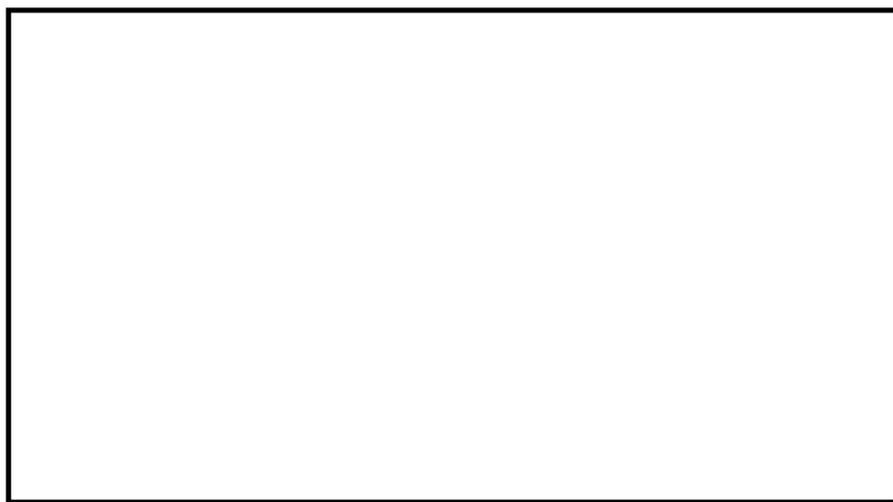
A large empty rectangular box with a black border, intended for the table content.

図2 無機よう素の除去係数と温度の関係(図中の数値は p H)

(2) 薬剤の容量不足

a. 想定する状態

(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤（ ）との反応により捕集されるが、薬剤の容量を超える無機よう素が流入した場合には、無機よう素は捕集されずに下流に流出されることが考えられる。

. . . (1)

b. 影響評価

スクラビング水に含まれる  の量は、格納容器から放出される無機よう素の量に対して十分大きいことから、容量に達することはないことを以下のとおり確認した。

(a) スクラビング水の薬剤の保有量

スクラビング水に含まれる  の割合は、ベント運転時の上限水位に対して  であるため、 となり  の量は  となる。

(b) 無機よう素の流入量

ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。

・ 事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量

BWRプラントにおける代表炉心（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、島根2号炉の熱出力（2,436MW）を考慮して算出した結果、約18.1kg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（参考図書2）。

・ 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（参考図書3）。

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(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。

(3) 薬剤の管理について

[ ] は化学的に安定しており、系統待機中において、変質することがないことから、PWRにおける同目的の薬品タンクの水質確認頻度を考慮し、 [ ] の濃度が [ ] であることを施設定期検査ごとに確認する。

また、上記管理について、原子炉施設保安規定に規定する。

<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1) 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(参考図書1)。

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2)。

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3)。

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表1に示す。

表1 格納容器中の無機よう素等から有機よう素への転換割合

有機よう素	WASH-1233	NUREG-0772
非放射線場	1%未満	0.01%未満
放射線場	2.2%未満	0.02%未満
合計	3.2%未満	0.03%未満

NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” では、無機よう素等から生成される有機よう素の転換割合として、WASH-1233で示される3.2%(合計)に基づき決定している(参考図書4)。しかし、WASH-1233では有機よう素の生成反応のみを考慮し、放射線による分解反応については考慮していないこと、格納容器内での有機よう素の生成割合を評価していることなどから、NUREG-0772のレビュー結果と同様、相当な保守性を持った値としている。

b. 重大事故時におけるpH調整と有機よう素の生成割合

NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” では、pHとよう素の存在割合について、pHの低下に伴って無機よう素等への生

成割合が増加する知見が示されており、pH調整が実施されている場合とpH調整が実施されていない場合のそれぞれについて、重大事故時のよう素形態に関して、複数のプラントに対するよう素の発生量を評価している（参考図書5）。pH調整が実施されている場合の結果を表2に、pH調整が実施されていない場合の結果を表3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。

表2 重大事故時にpH調整を実施した場合の有機よう素の生成割合

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)		
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (ℓ)	I <sup>-</sup> (ℓ)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95

表3 重大事故時にpH調整を実施しない場合の有機よう素の生成割合

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)		
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (ℓ)	I <sup>-</sup> (ℓ)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0

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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

《参考図書》

1. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”
2. WASH-1233, “Review of Organic Iodide Formation Under Accident Conditions in Water-Cooled Reactors”
3. NUREG-0772, “Technical Basis for Estimating Fission Product Behaviour during LWR Accidents”
4. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
5. NUREG/CR-5732\_ORNL/TM-11861 Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents

## 銀ゼオライトフィルタ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際，ガス状放射性よう素の除去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。

- ・ガス状放射性よう素の再揮発
- ・銀ゼオライトフィルタの吸着飽和
- ・吸着剤の変質

それぞれの因子について，影響評価を実施する。

### (1) 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の再揮発

#### a. 想定する状態

ゼオライトからのよう素の脱離反応は，400 °C以上の高温状態において，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。炉心損傷後のベント時には，水-金属反応及び水の放射線分解等により発生した水素を含むベントガスがフィルタ装置（銀ゼオライト容器）に流入し，銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱によりフィルタ部の温度が上昇した場合，捕集されたガス状放射性よう素の脱離が生じ再揮発することが考えられる。

#### b. 影響評価

ガス状放射性よう素の発熱による銀ゼオライトフィルタの上昇温度を，捕集したガス状放射性よう素が再揮発に至る温度(400 °C)と比較することで，この影響について確認した。

以下に評価に用いた条件とその結果を示す。

#### (a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合

NUREG-1465に基づき，格納容器内へのよう素の放出割合を61 %，Regulatory Guide 1.195に基づき，有機よう素生成割合を4 %，無機よう素生成割合を91 %とする（参考図書1，2）。また，フィルタ装置（スクラバ容器）では，ベンチュリスクラバにより大部分の無機よう素が捕集される。このベンチュリスクラバによる除去性能を考慮して，銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合は，フィルタ装置に移行する総量の  とする。

ここで，銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については，可搬式窒素供給装置により窒素を供給する場合として事象発生7日後を想定し，事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約 7 MW に対して時間

本資料のうち，枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した。

(b) 冷却ガス条件

(i) ベント後短期

銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、膨大な流量のベントガスによって冷却される。

(ii) ベント後長期

ベントガス流量が低下するベント後長期においては、銀ゼオライトフィルタに捕集されたガス状放射性よう素の崩壊熱は、減衰したガス状放射性よう素の崩壊熱に比べて流量が十分多いベントガスによって冷却される。

(iii) ベント停止後

ベント停止後においては、格納容器フィルタベント系を不活性化するために供給する窒素ガス及びスクラビング水に捕集されるエアロゾルの崩壊熱による蒸気によって冷却される。

したがって、冷却源となるガス流量が最も小さくなるような条件を想定し、スクラビング水に捕集される崩壊熱による蒸気量は考慮せず、系統を不活性化するために供給する窒素ガス流量のみを冷却ガス条件とする。圧力・温度条件はベント後長期を想定して大気圧及びその飽和温度とする。

- ・窒素ガス流量 = 100 Nm<sup>3</sup>/h
- ・窒素ガス比熱 = 1040 J/kg・°C
- ・窒素ガス密度 = 1.25 kg/Nm<sup>3</sup>

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタに吸着されたガス状放射性よう素の崩壊熱による冷却ガスの上昇温度を評価することで簡易的に銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価する。銀ゼオライトフィルタ内で発生する崩壊熱の全量が冷却ガスに移行したと仮定し、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。

$$\text{上昇温度(°C)} = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量(W)}}{\left( \text{比熱(J/kg°C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3\text{)} \right)}$$

銀ゼオライトフィルタでの発熱量及び冷却ガスの上昇温度の結果を表1に示す。

表1 銀ゼオライトフィルタでの発熱量及びガス上昇温度

銀ゼオライトフィルタでの発熱量（有機よう素）	
銀ゼオライトフィルタでの発熱量（無機よう素）	
上昇温度	

したがって、銀ゼオライトフィルタの温度はガス状放射性よう素の再揮発が起こるような温度（400℃以上（参考図書3））に対して十分に低く抑えることができる。

なお、長期的には、窒素ガスを停止することも考えられることから、窒素ガスを停止した場合の評価を実施した結果、問題ないことを確認している。（参考1）

また、事象発生約32時間後の希ガスによる照射線量を計算すると、希ガスの崩壊熱エネルギーは $8.05 \times 10^6$  [J]と見積もられ、よう素による崩壊熱 $6.81 \times 10^9$  [J]よりも3桁低い値となるため、ほとんど影響はない。

## (2) 銀ゼオライトフィルタの吸着飽和

### a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素が蓄積すると、銀ゼオライトフィルタ内のガス状放射性よう素量が徐々に増加する。多量のガス状放射性よう素により銀ゼオライトフィルタが吸着飽和に達した場合、ガス状放射性よう素が捕集されずに系外へ放出されることが考えられる。

### b. 影響評価

銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量と銀ゼオライトフィルタの許容負荷量を比較し、吸着飽和に達することがないことを以下のとおり確認した。

#### (a) 銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量

事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約  であり、NUREG-1465に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195に基づき、有機よう素生成割合を4%、無機よう素生成割合を91%とする（参考図書1, 2）。また、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の除去性能を考慮し、銀ゼオライトフィルタへの無機よう素移行割合を  とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量を表2に示す。ガス状放射性よう素量は約 [ ] である。

表2 銀ゼオライトフィルタに流入するガス状放射性よう素量

有機よう素流入量	[ ]
無機よう素流入量	[ ]

(b) 銀ゼオライトフィルタの許容負荷量

JAVA PLUS試験において、有機よう素 ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) 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、銀ゼオライトを交換することなく有機よう素を [ ] 以上注入しているが、銀ゼオライトの性能劣化は確認されていない。

JAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量を表3に示す。

表3 JAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量と有機よう素の注入量

銀ゼオライト充填量	[ ]
有機よう素注入量	[ ]

銀ゼオライトフィルタの吸着剤の充填量は約 [ ] であり、表3に示すJAVA PLUS試験における銀ゼオライトの充填量との比から、有機よう素 ( $\text{CH}_3\text{I}$ ) の性能の劣化が確認されていない量を許容負荷量と仮定すると約 [ ] となる。

(c) 評価結果

銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素流入量は約 [ ] であり、銀ゼオライトフィルタにおける許容負荷量約 [ ] に対して十分小さいことから、銀ゼオライトフィルタは吸着飽和に達することはない。

(3) 吸着材の変質

a. 想定する状態

銀ゼオライトフィルタ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、ステンレス鋼製の銀ゼオライト容器内に充填されるため、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

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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 45)

<参考図書>

1. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” Feb. 1995
2. Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”
3. ORNL/TM-6607 “Literature Survey of Methods to Remove Iodine from Off-gas Streams Using Solid Sorbents” , Apr/10/1979

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

(参考1) ベント停止後の銀ゼオライトフィルタにおけるよう素の再揮発について

フィルタ装置を使用すると、銀ゼオライトフィルタは捕捉した放射性物質の崩壊熱により発熱する。万一、スクラビング水の放射性分解により発生した水素が銀ゼオライトフィルタに流入し、銀ゼオライトフィルタの温度が400℃を超えてしまうと、捕集したガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタから再揮発してしまう恐れがある。このため、銀ゼオライトフィルタの温度は400℃以下である必要がある。

フィルタ装置使用中は、銀ゼオライトフィルタにはベントガスが通気されることから、銀ゼオライトフィルタに捕捉された放射性物質の崩壊熱は除去される。一方、フィルタ装置使用後においては、ベントガスによる熱の除去はできないことから、銀ゼオライトフィルタの温度は上昇する。そこで、フィルタ装置使用後における銀ゼオライトフィルタの温度評価を行った。

## 1. 評価条件

### (1) 銀ゼオライトフィルタの発熱量

銀ゼオライトフィルタ内の発熱量については、事象発生7日後を想定し、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量に相当する崩壊熱約7MWに対して時間減衰及び銀ゼオライトフィルタへのガス状放射性よう素移行割合を考慮し、ガス状放射性よう素は全て銀ゼオライトフィルタに吸着すると想定した発熱量3,684Wを保守側に切り上げた4,000Wとする。

### (2) 解析モデル

解析モデルを図1に示す。解析モデルは対称性を考慮して2次元軸対称モデルとした。解析モデルは銀ゼオライトフィルタ周辺部を模擬し、保温材、自然対流及び輻射を考慮した境界条件とした。また、流体は空気を想定し、銀ゼオライト容器内の初期温度60℃、周囲雰囲気温度60℃(一定)の温度条件とした。なお、発熱による温度上昇が保守的になる(周辺に逃げにくく、金属フィルタ内に発熱した熱がこもる)よう、大気開放している出口配管を模擬していない。

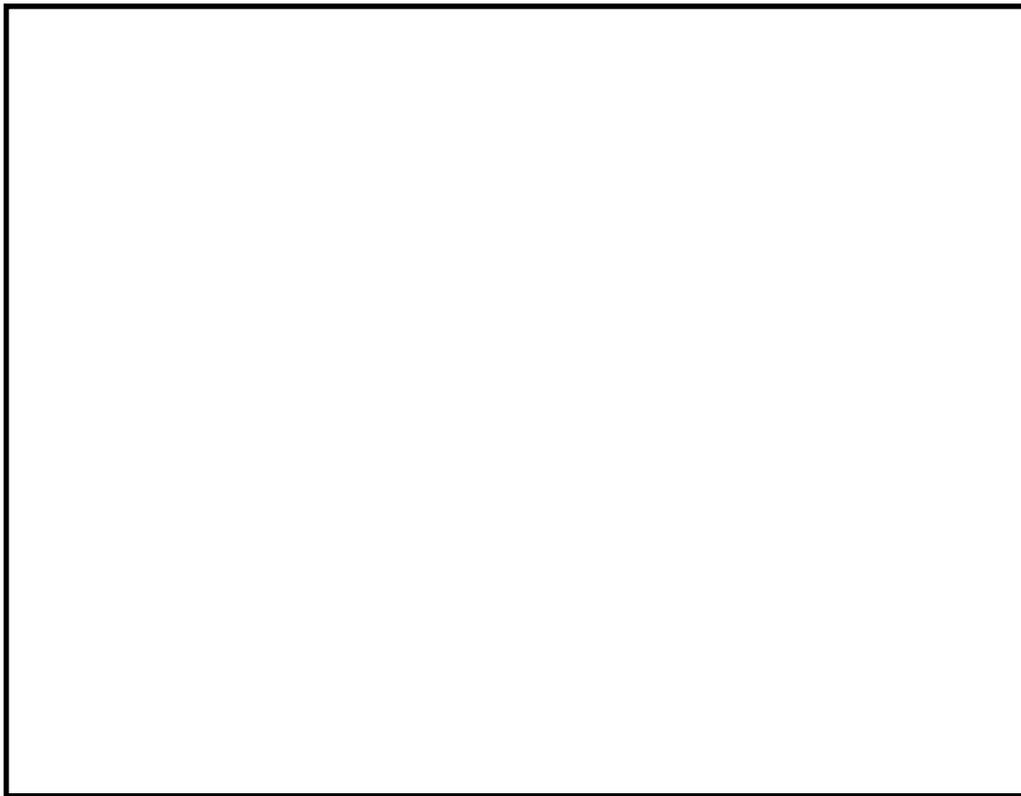


図1 解析モデル

(3) 解析条件

金属フィルタ部の発熱温度解析の条件を表1に示す。

表1 金属フィルタ部の発熱温度解析条件

項目	条件
解析コード	STAR-CCM+ (Ver. 10.06)
解析タイプ	定常計算 (自然対流)
乱流モデル	Realizable k-ε 2層モデル
差分スキーム	風上2次
雰囲気温度	60°C
圧力	101325Pa (大気圧) (ベント後, スクラビング水ドレン後を想定)
流体	空気 100%
保温材	考慮 <input type="text"/>
輻射	考慮

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 2. 解析結果

銀ゼオライトフィルタ部の発熱解析結果を図2に示す。発熱源とした内側フィルタ温度約  °C, 外側フィルタ温度約  °Cとなり, 水素がある場合放射性よう素が再揮発する温度 400 度以下となることを確認した。



図2 温度分布解析結果

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 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、表 1 及び図 1 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、図 2 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ブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図 2 の⑩及び⑪）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、熔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（853kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考えられる。

表1 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427 (1Pd)
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853 (2Pd)
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]

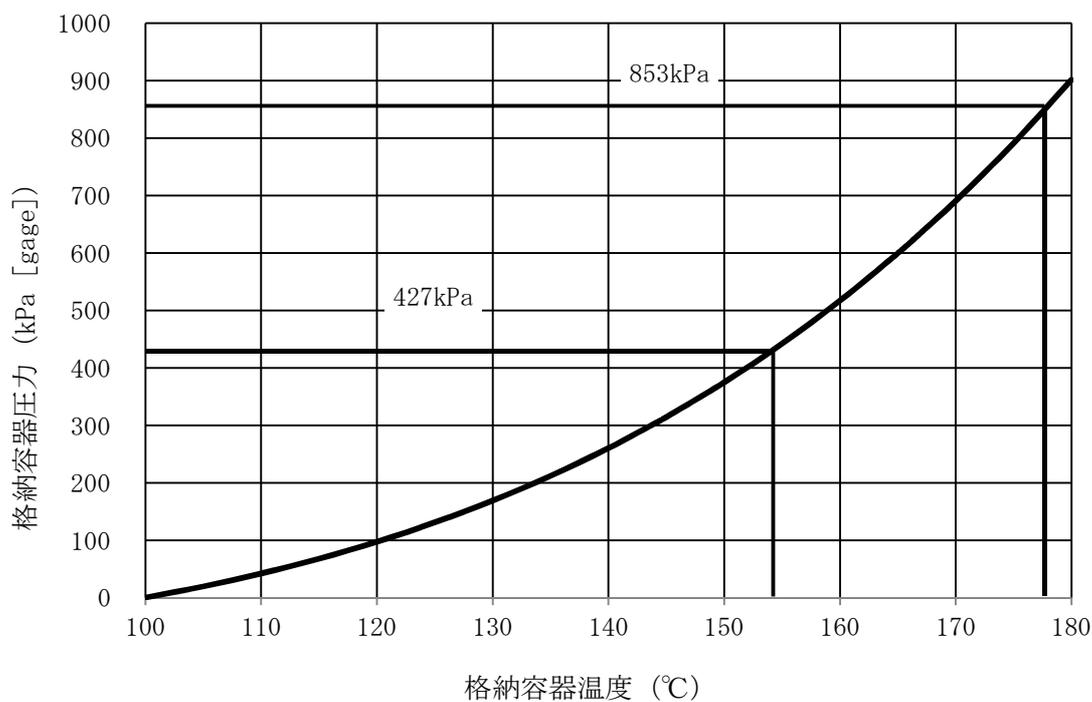
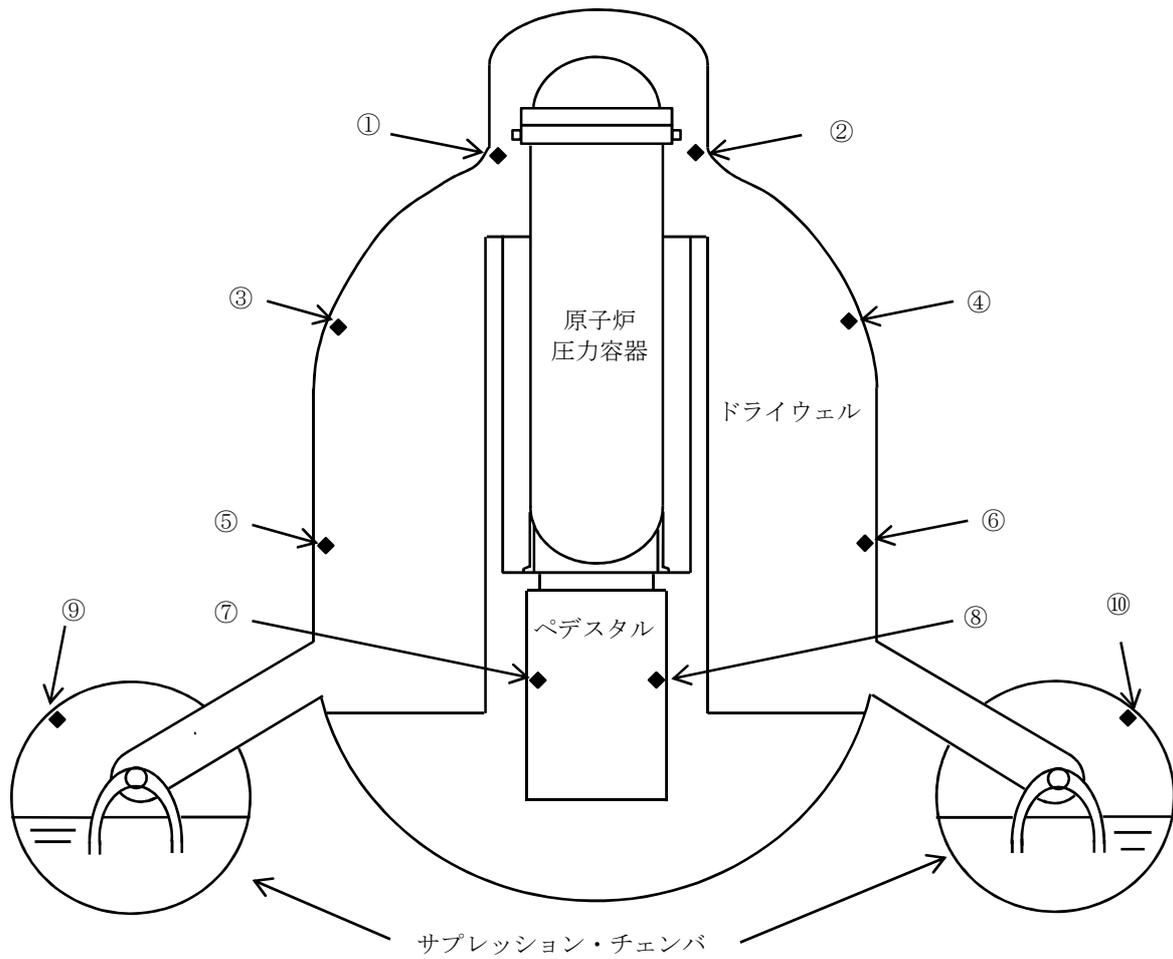


図1 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300℃
③, ④	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300℃
⑤, ⑥	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300℃
⑦, ⑧	ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL上部	0~300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ 温度 (SA)	サプレッション・チェンバ 頂部近傍	0~200℃

図2 格納容器雰囲気温度計の計測点

## 有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の10倍に相当するF Pが燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 島根2号炉では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を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、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の10倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で10倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量のF Pが格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること(図1の線量率の上昇を参考<sup>※1</sup>)。
- ③ 追加放出量の10倍のF Pが放出された時点では、有効性評価における評価項目(燃料被覆管最高温度1,200℃以下、酸化量15%以下)に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の10倍に相当するF Pが放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。(表1)

また、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力(安全弁機能の最大8.35MPa [gage])における飽和温度約299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を300℃以上としている。

表1 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 334kPa [gage] ~ 384kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+約1.3m到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 588kPa [gage] ~ 640kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+約1.3m到達

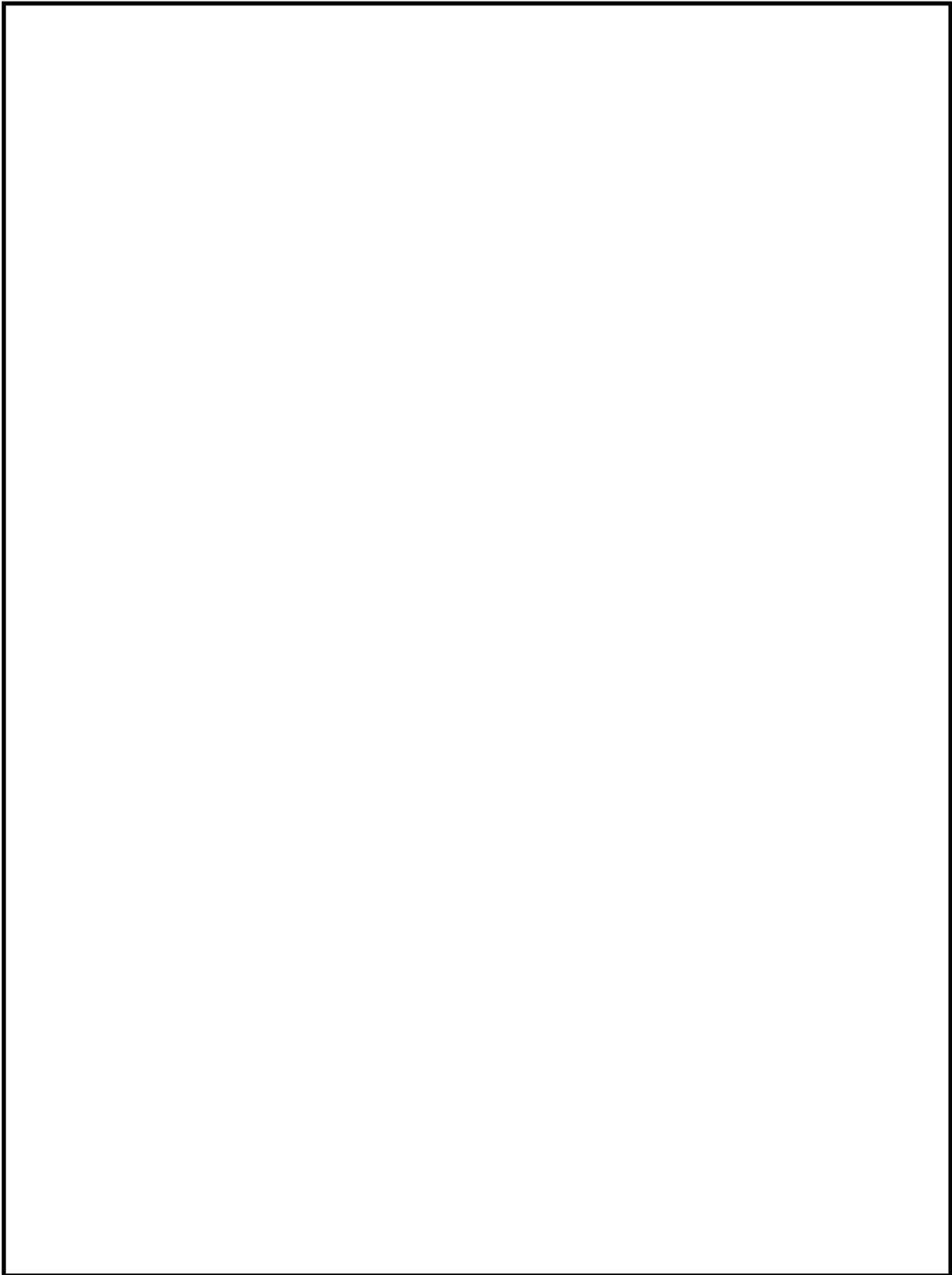


図1 炉心損傷判定図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 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 640kPa [gage] (1.5Pd) に到達した時点で格納容器代替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、重大事故等対処設備（設計基準拡張）である、残留熱除去系、重大事故等対処設備である、格納容器代替スプレイ系（常設）、残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系（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1弁及び第2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。

## ベント停止手順について

## (1) 格納容器フィルタベント系によるベント停止の判断について

格納容器フィルタベント系によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。

## 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

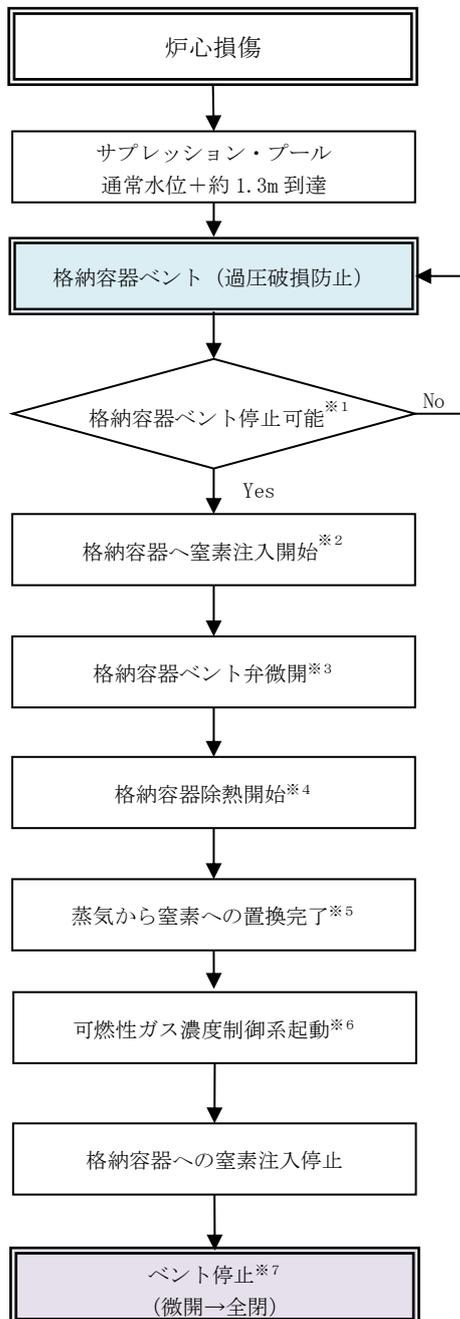
## (2) ベント停止手順について

ベント停止フローを図1に示す。

## (3) ベント停止手順の有効性について

ベント停止手順の有効性を確認するために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る $60\text{m}^3/\text{h}$ とし、格納容器フィルタベント系を微開（流路面積3%開）とするとともに、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを $100\text{Nm}^3/\text{h}$ 注入する。図2に格納容器圧力、図3にサプレッション・チェンバ水温並びに図4及び図5に格納容器内気相濃度の推移を示す。

図2に示すとおり、窒素ガスを注入することにより、可搬型格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく、また格納容器ベントを微開とすることにより、格納容器圧力は上昇しない。また、図4及び図5に示すとおり、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は、可燃限界未満で推移する。



- ※1：格納容器の除熱機能，格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合，格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から，ドライウエル又はサブプレッション・チェンバに窒素を供給する。
- ※3：ベント弁の開度を微開することにより，窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに，可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。
- ※4：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] -245kPa [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 [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する。
- ※5：サブプレッション・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 245kPa [gage] 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態であると判断する。
- ※6：残留熱除去系又残留熱代替除去系による格納容器除熱により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。
- ※7：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，残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱が継続されている状態である。

図1 格納容器ベント停止フロー

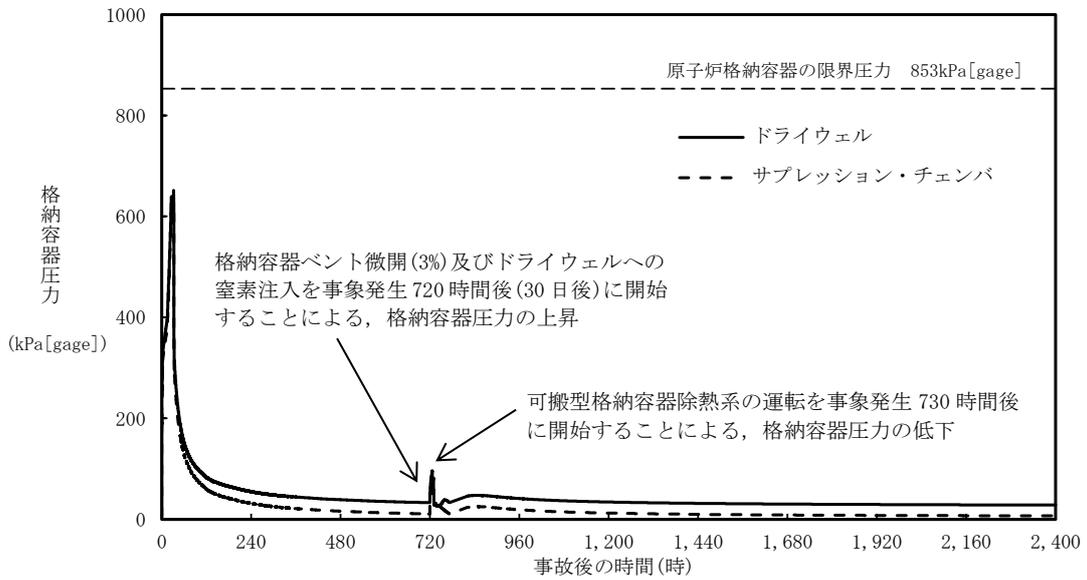


図2 格納容器圧力の推移

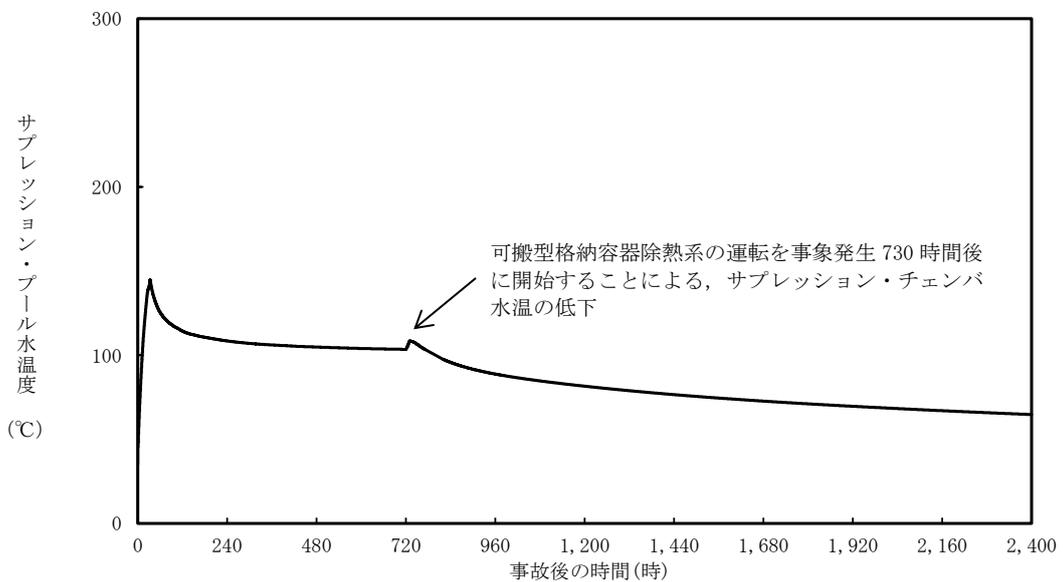


図3 サプレッション・プール水温度の推移

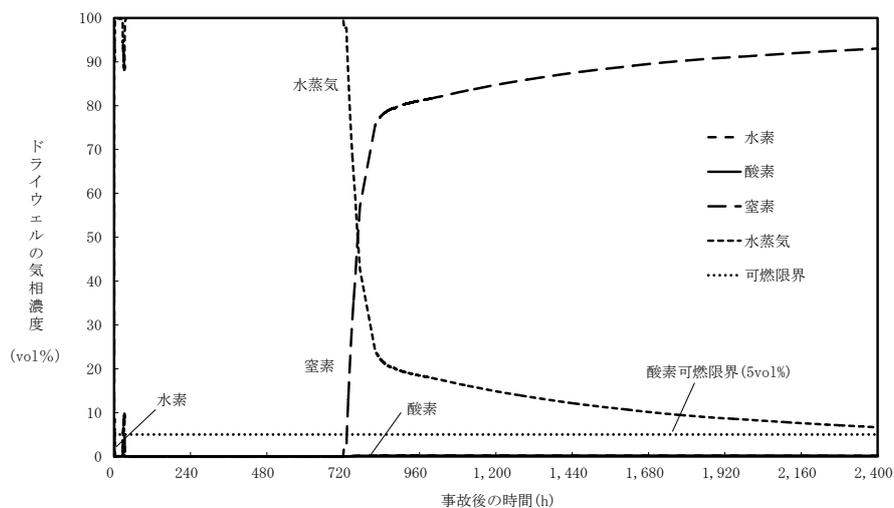


図4 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

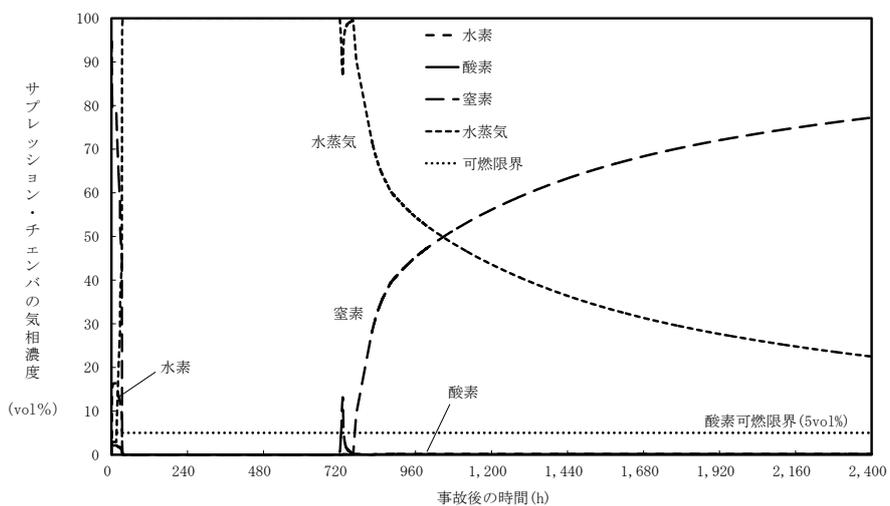


図5 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(4) 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表1に、系統概略図を図6に、設置場所を図7に示す。

表1 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考	
耐震クラス	Sクラス		
入口ガス条件	運転温度	<121℃	運転許可インターロック設定値
	運転圧力	<177kPa	運転許可インターロック設定値
	水素濃度	≦4.0vol%	
	酸素濃度	≦2.0vol%	
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時	

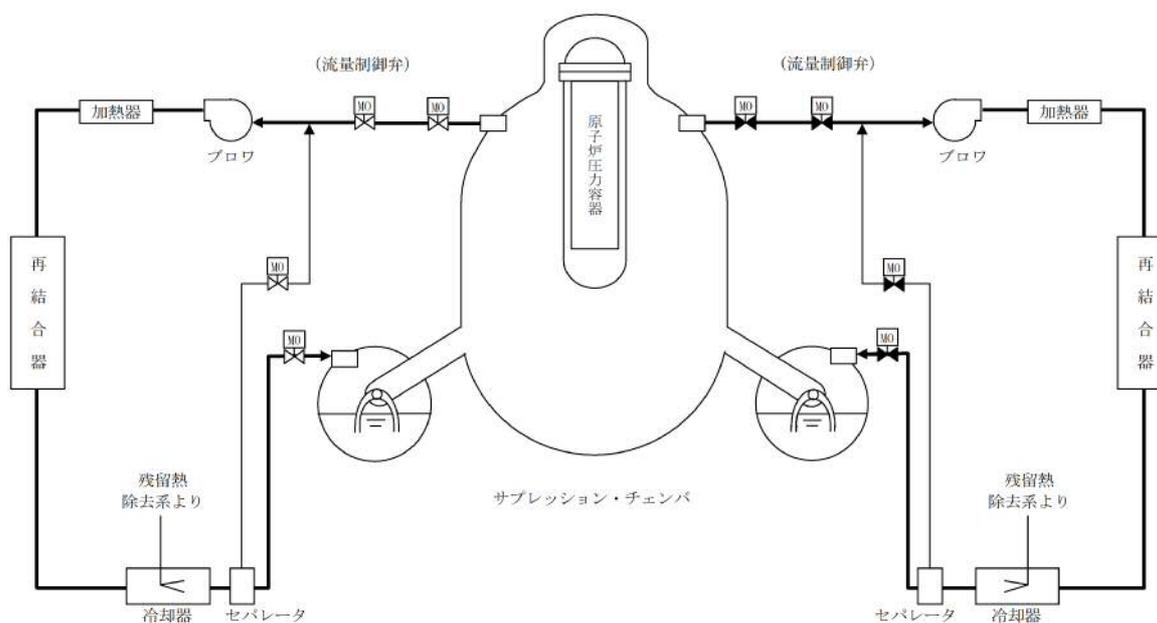


図6 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

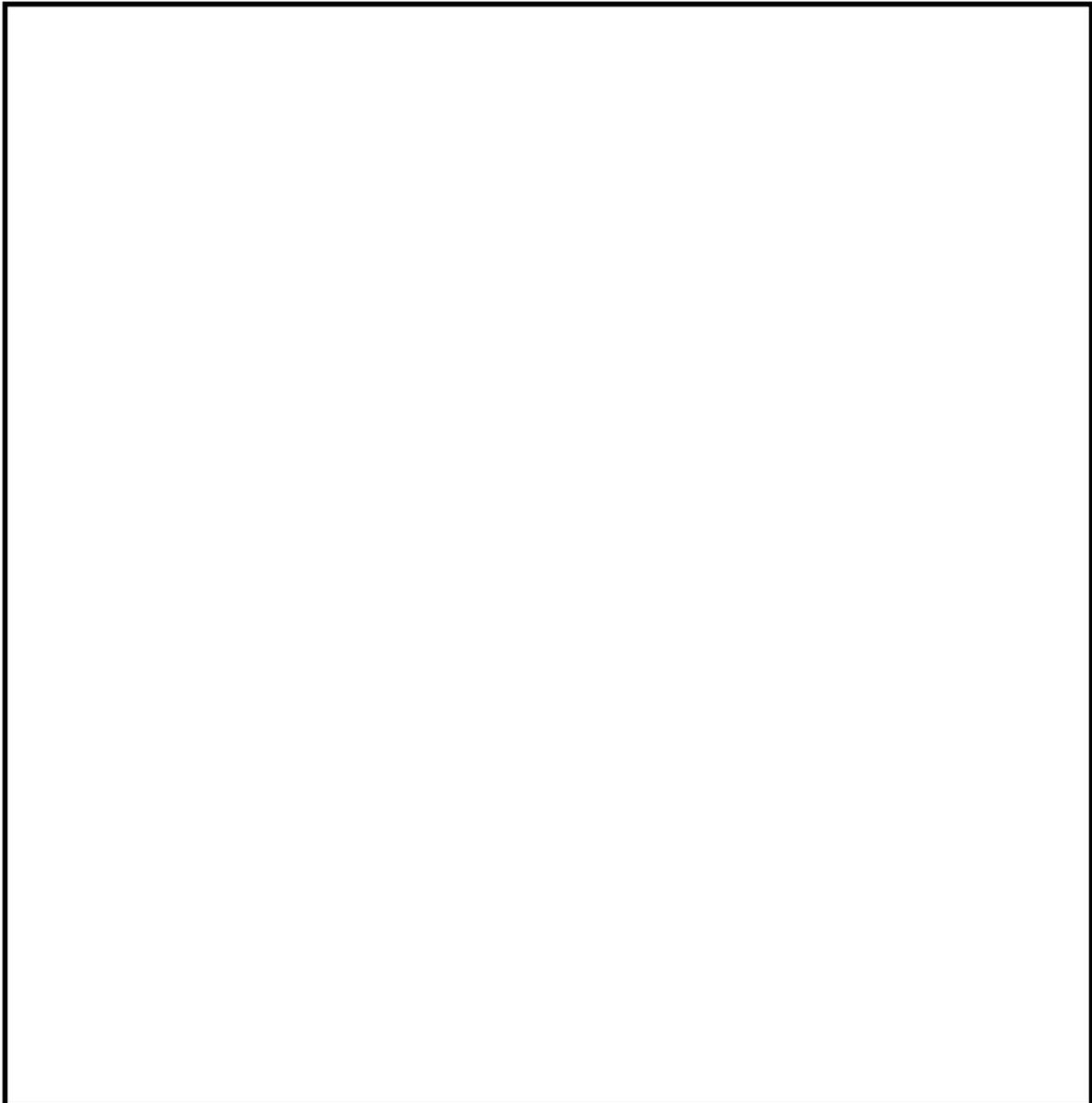


図7 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(5) 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。その状態で格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、ベント実施直後に格納容器代替スプレイ系（可搬型）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、最初に可搬式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、残留熱除去系又は残留熱代替除去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] -245kPa [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、窒素ガス制御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図8に示す。

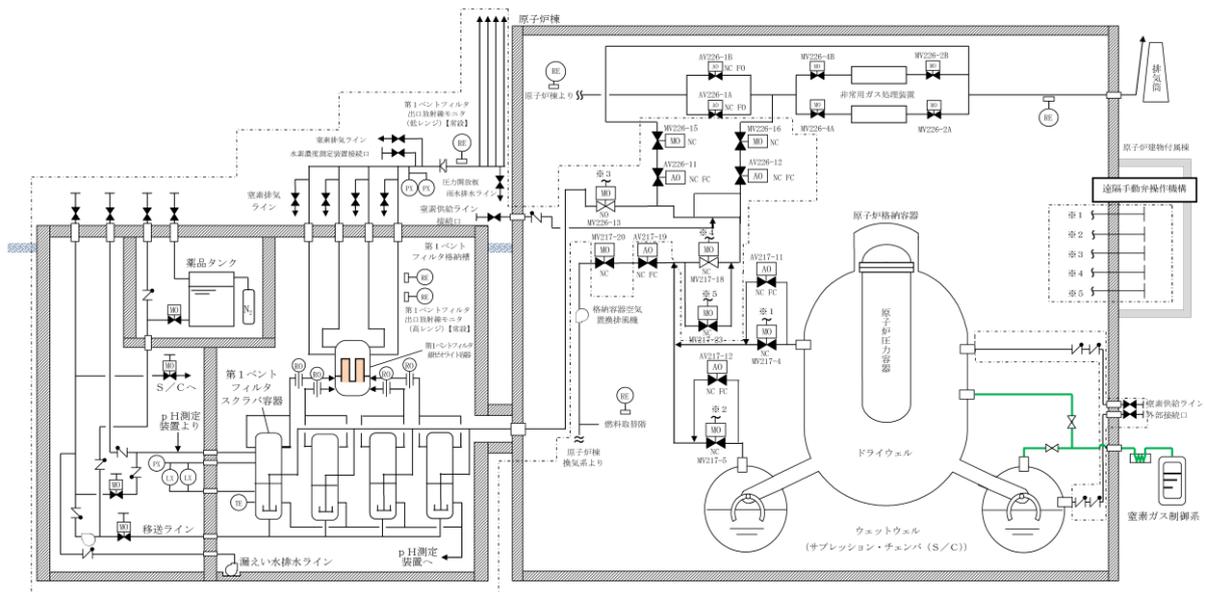


図8 格納容器への窒素供給手段の概略図

## 格納容器 pH制御について

格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。

サプレッション・プール水 pH制御系は、図 1 に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッション・チェンバにスプレイする構成とする。

サプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サプレッション・プール水を薬液として、ドライウェルスプレイ配管からドライウェルにスプレイすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。

更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。

薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（ [wt%] 水溶液） [m<sup>3</sup>] とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

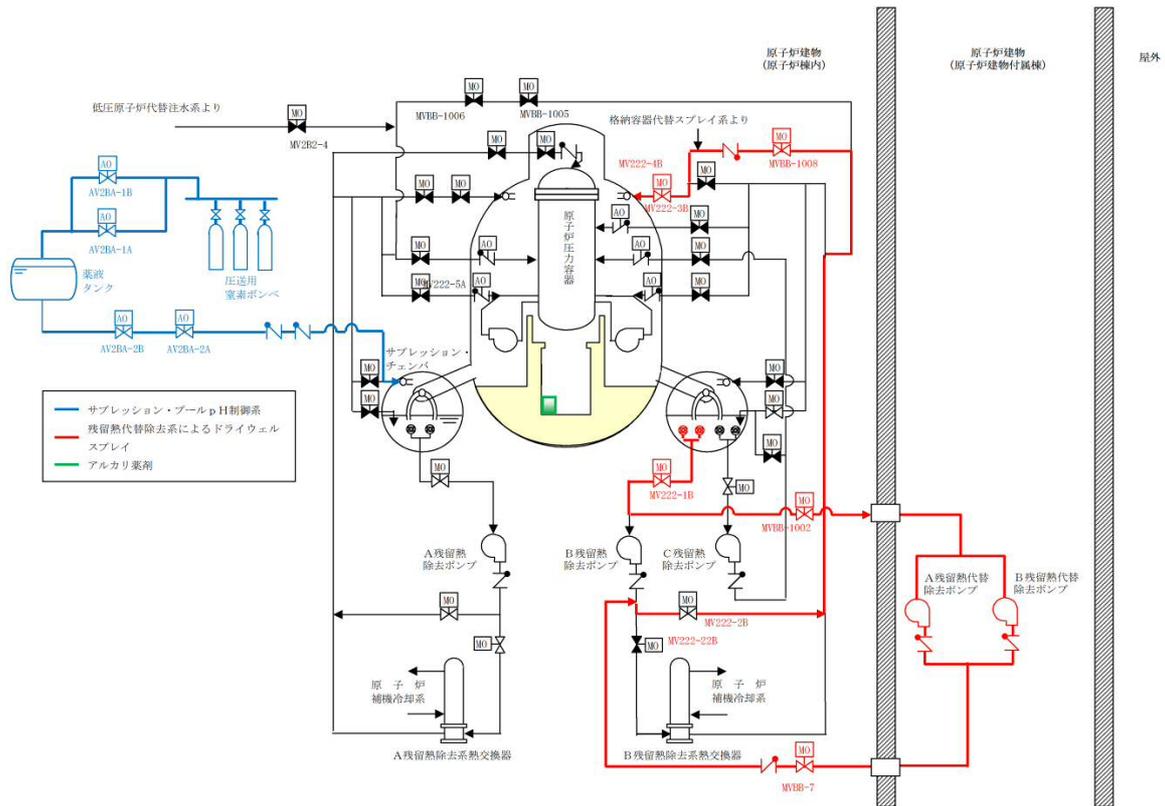


図1 格納容器 pH制御 概略系統図

(1) 格納容器バウンダリに対する影響

薬液をサプレッション・チェンバに注入した場合、サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で  wt%, pHは約  となる。

またサプレッション・チェンバへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。

また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。

なお、サプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサプレッション・チェンバ外にあること及びサプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

一方、ドライウエルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

これらから、pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが、本システム使用後の濃度である  wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

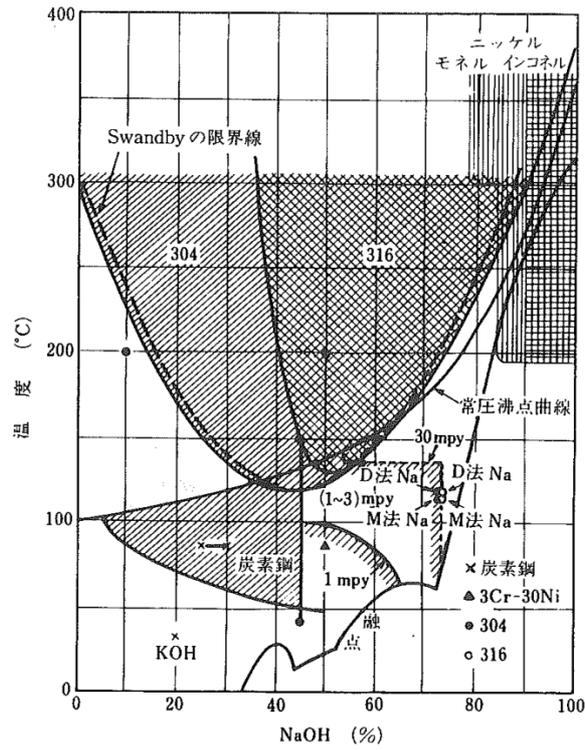


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響<sup>[1]</sup>

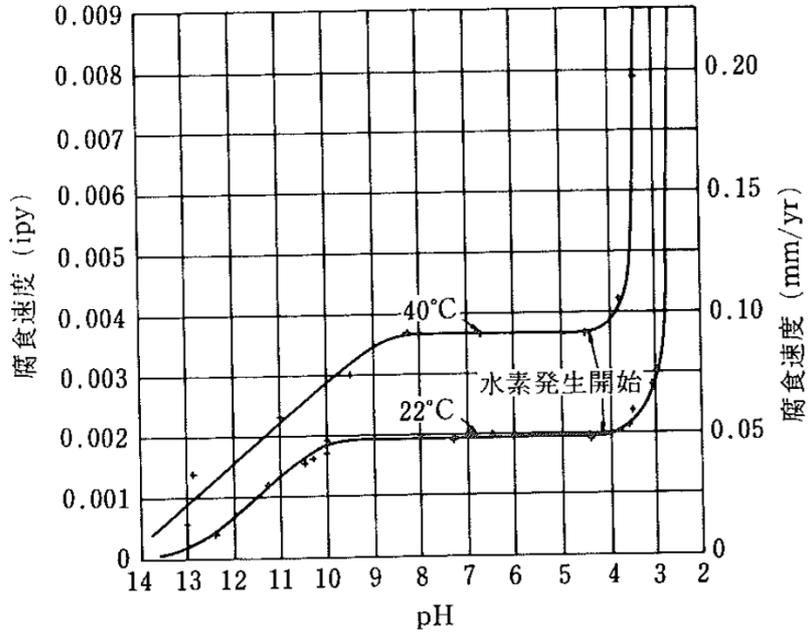


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響<sup>[1]</sup>

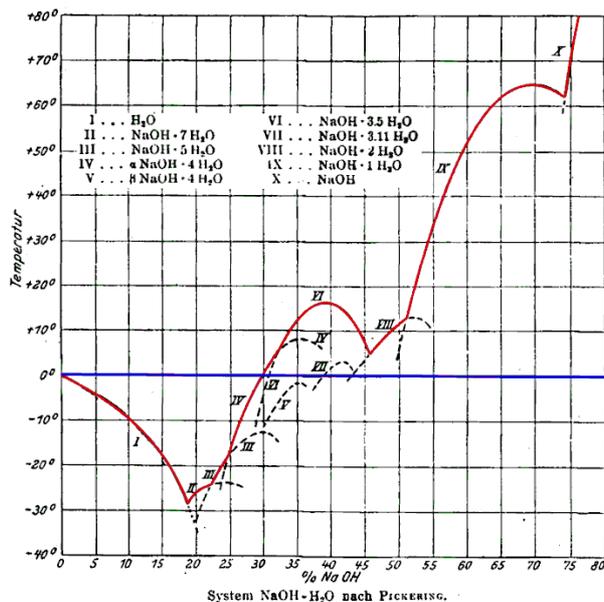


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図<sup>[2]</sup>

(2) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a. 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウェル グレーチング表面積：約 3,135m<sup>2</sup>
- ・サブプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m<sup>2</sup>

- ・ 亜鉛メッキ膜厚：80  $\mu\text{m}$
- (JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76  $\mu\text{m}$  より)
- ・ 亜鉛密度：7.2g/cm<sup>3</sup>
  - ・ 亜鉛原子量：65.38

#### 【計算結果】

上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。

#### b. アルミニウムによる水素発生量

格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

- ・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積：約 0.5843m<sup>3</sup>
- ・ アルミニウム密度：2.7g/m<sup>3</sup>
- ・ DWCに含まれるアルミニウムの質量：約 1,761kg

#### 【計算結果】

上記条件より、原子力格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 374 kg となる。

#### c. 水素発生による影響について

水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで約 210 kg であり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。

また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。これらのことから、pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

《参考文献》

- [1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社, 2000年
- [2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage,  
Verlag Chemie, Berlin 1928

## 設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について  
機能確認における外観点検の確認内容を表 1 に示す。

表 1 開放点検における点検の確認内容

対象機器	機能	点検の確認内容
ベンチュリノズル	フィルタ性能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞, ノズル穴の変形がないこと。</li> </ul>
金属フィルタ		<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞, 溶接部の割れ, 腐食がないこと。</li> </ul>
多孔板	整流機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。</li> </ul>
オリフィス	流量調整機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ 表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。</li> <li>■ 性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。</li> </ul>

## 2. フィルタ性能の確認方法

待機中, 定期的に, 以下の(1)～(3)の項目を確認することでフィルタ性能が維持されていることを確認する。

## (1) 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を [ ] [gage]程度に維持することで, 容器内部の不活性状態が維持され, ベンチュリノズル及び金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

## (2) スクラビング水水位確認

スクラビング水水位を通常水位 ( [ ]) で維持していることを確認する。

## (3) スクラビング水性状確認

スクラビング水をサンプリング測定することで, [ ] が規定

本資料のうち, 枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

の pH を維持している事を確認する。

### 3. 点検周期の考え方

4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理の表 4.5-1 に示す点検周期は、表 2 に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。なお、この点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。

容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材等の材料を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。

表2 点検周期の決定根拠

対象機器	機能／設置環境			類似機器	点検周期
	型式／機能	材料	内部流体		
スクラバ容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器	65M
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	原子炉冷却材浄化系 ろ過脱塩器 内部構造物	65M
銀ゼオライト容器	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活 性炭フィルタ	1C (機能確認)
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	—	10C
流量制限オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	—	10C
圧力開放板	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 圧力開放板	5C
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 配管	10C
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 配管	10C
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス／外気	窒素ガス制御系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)
		ステンレス鋼	スクラビング水／窒素ガス	気体廃棄物処理系 弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

## 銀ゼオライトフィルタへのスクラビング水の影響について

銀ゼオライトフィルタは、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。

格納容器フィルタベント系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) 系統待機時における銀ゼオライトフィルタ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フィルタベント系の系統待機時は、スクラバ容器内がスクラビング水によって飽和蒸気的环境となり、銀ゼオライトは長期間、湿分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（）と銀ゼオライトを表 1 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表 2 と図 1 に示す。

表1 銀ゼオライトの試験条件

項目	試験条件	実機環境を考慮した適用性
温度	室温	実機のフィルタ装置は、地下の第1ベントフィルタ格納槽に設置され、温度変化は小さいと考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
圧力	大気圧	実機の圧力は [ ] 程度であり、圧力が低い方がスクラビング水が蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
封入ガス組成	窒素 95%以上 (酸素 5%未満)	実機の系統は、格納容器内雰囲気と同等の酸素濃度 4%以下と考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
スクラビング水組成	[ ]	実機の濃度は [ ] であり、濃度が低い方がスクラビング水は蒸発しやすく湿度が高くなると考えられることから、実機を包絡する条件であり、適用性がある。
	[ ]	実機の濃度と同等であり適用性がある。

表2 銀ゼオライトの除去効率経時変化

有機よう素の除去効率		
初期	6 か月後	15 か月後
[ ]		

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図1 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（除去効率99%）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。

## 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防止するため、サブプレッション・プール水位が通常水位＋約 1.3m に到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で 4.4vol% 及びウェット条件で 1.5vol% に到達した場合は、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。

一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉棟（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、格納容器フィルタベント系によ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。

また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B 水素濃度が上昇する場合には、原子炉建物水素爆発を防止する観点から、格納容器フィルタベント系によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。

## (2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法

可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建物水素濃度計指示値が 2.5vol% に到達した場合には、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。

ベントについては、ドライウエル内に存在する粒子状物質のサブプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サブプレッション・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エル側であっても、サブプレッション・チェンバからのベントによりドライウエ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、非常用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 1.8vol% 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

可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、水素の可燃限界（4vol%）に計器誤差（±1.1vol）及び運転操作の余裕時間を踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した時点でベント実施を判断する。

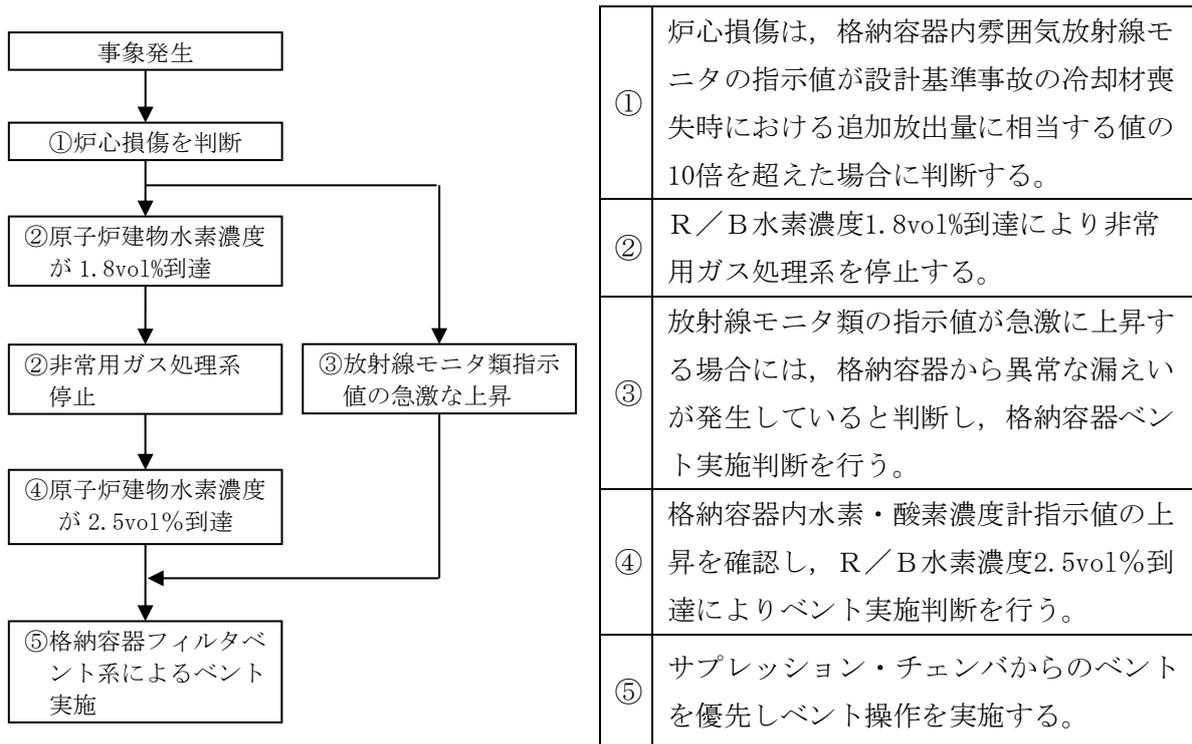


図1 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー

## 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、緊急時対策要員は、緊急時対策所及び中央制御室待避室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

発電所にて重大事故等対応を行う要員は98名である。プルーム通過時の必要要員である69名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており、それ以外の29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、島根支社、松江営業所、松江電力センターへ退避することとしており、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、発電所から約12～13km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4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（放水接合槽）から緊急時対策所へ図1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50分である。

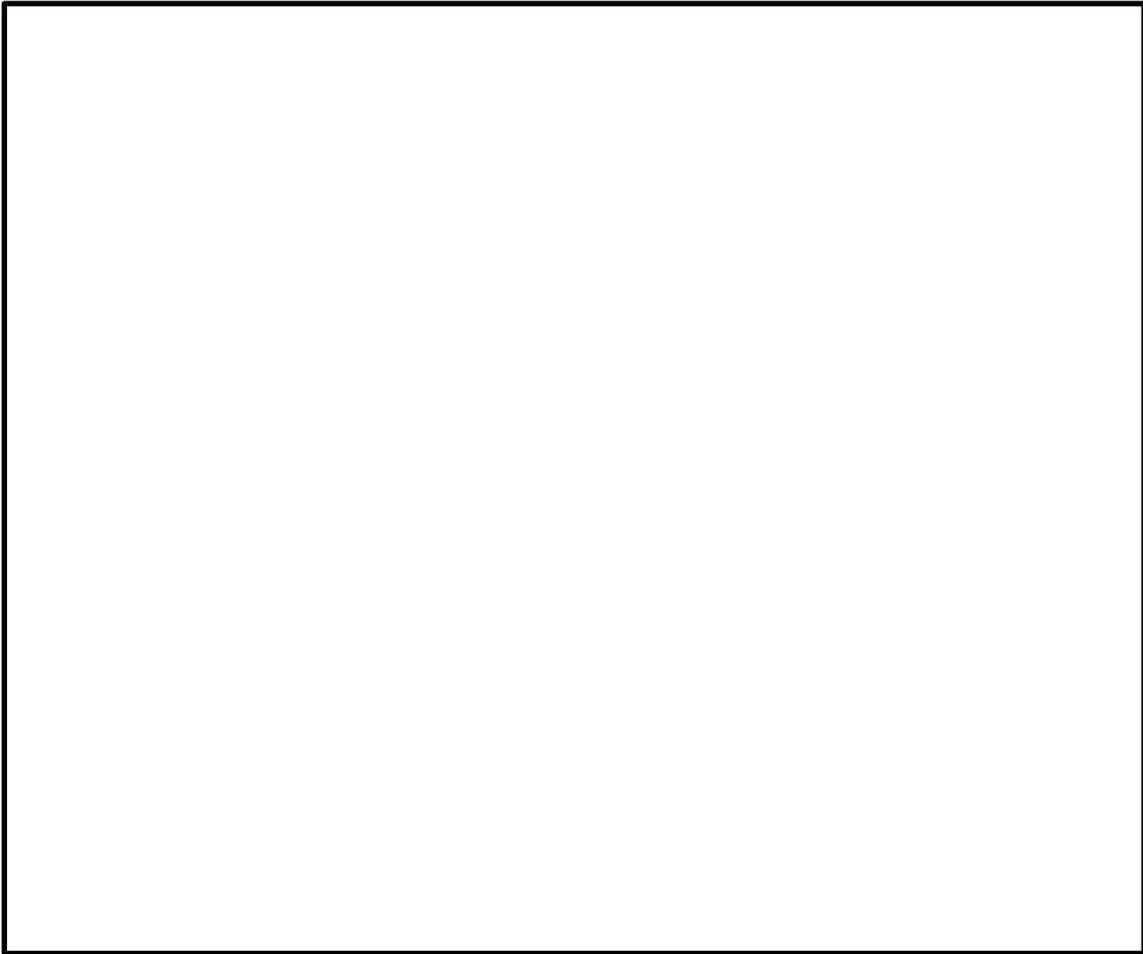


図1 放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(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・プール通常水位+約 1.3m 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）（残留熱代替除去系を使用できない場合）」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表1に示す。

表1 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa[gage]到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール 通常水位+約 1.2m 到達	約 31 時間
ベント操作	サプレッション・プール 通常水位+約 1.3m 到達	約 32 時間後

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

表1に示すとおり、発電所構外への一時退避及び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1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待避する。

表2及び図2に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間（評価上8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。

表2 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作

作業項目	待避期間中における状況	作業の要否
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（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	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要
燃料	可搬型設備を使用していない	—

b. 格納容器酸素濃度ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%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ドライ条件において4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%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）（残留熱代替除去系を使用する場合）においては、水素及び酸素の発生割合（G値）の不確かさが大きく、あらかじ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ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%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。

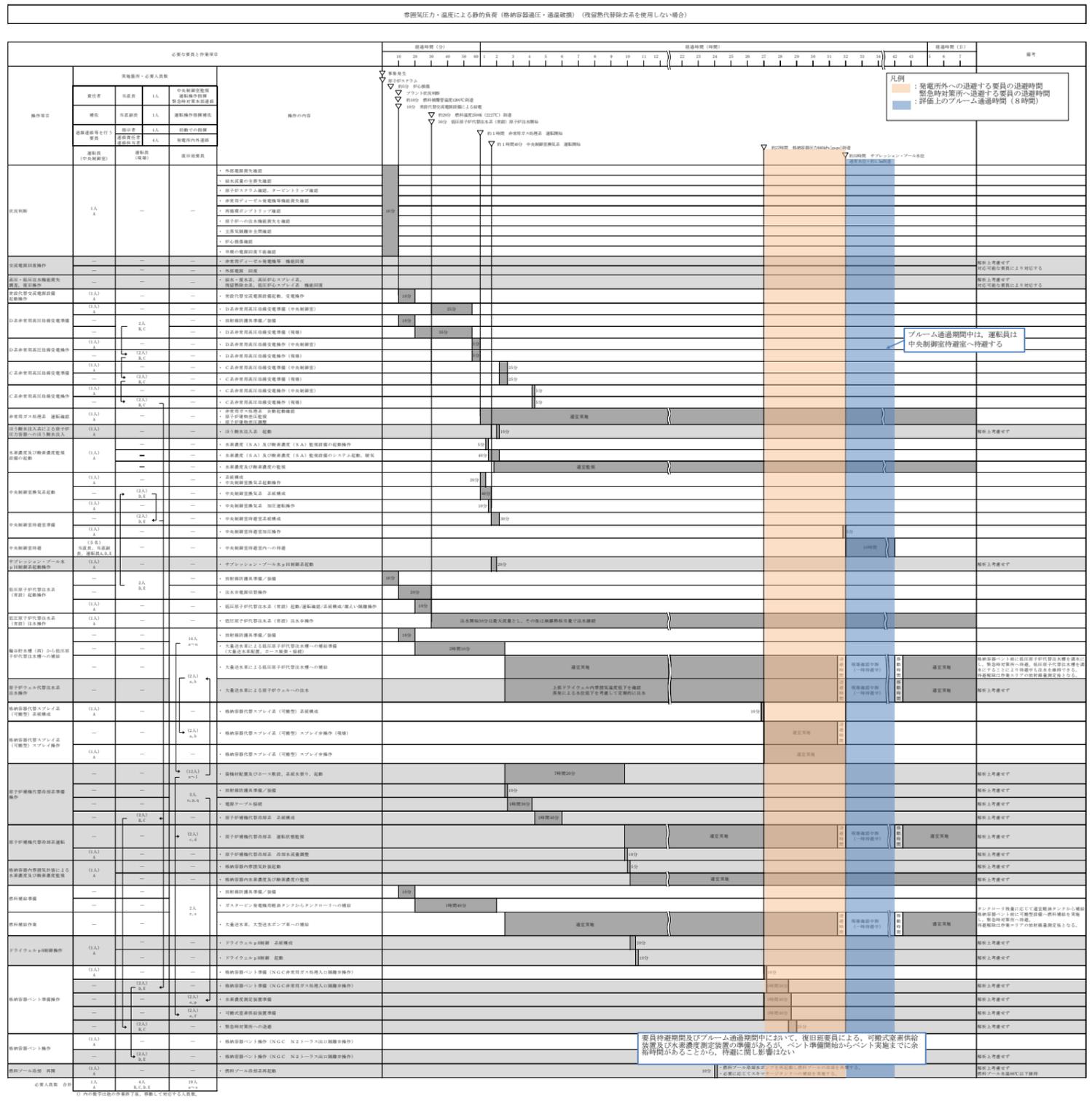


図2 待避時及びプルーム通過時における要員の整理  
 （「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）  
 （残留熱代替除去系を使用できない場合）の作業と所要時間」抜粋）

## 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、重大事故等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) エアロゾルの粒径分布の妥当性

## a. JAVA 試験における粒径分布

JAVA 試験においては、を試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径（MMD）は以下のとおりである。



JAVA 試験に用いられた試験用エアロゾルの粒径の測定は、JAVA 試験装置のフィルタ装置前段の配管部からサンプリングしたエアロゾルを、  
観測を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、  
である。試験用エアロゾルの粒径分布を図1に、JAVA 試験装置のサンプリングラインを図2に、サンプルガスの取出し部分の概要を図3に示す。



図1 試験用エアロゾルの粒径分布

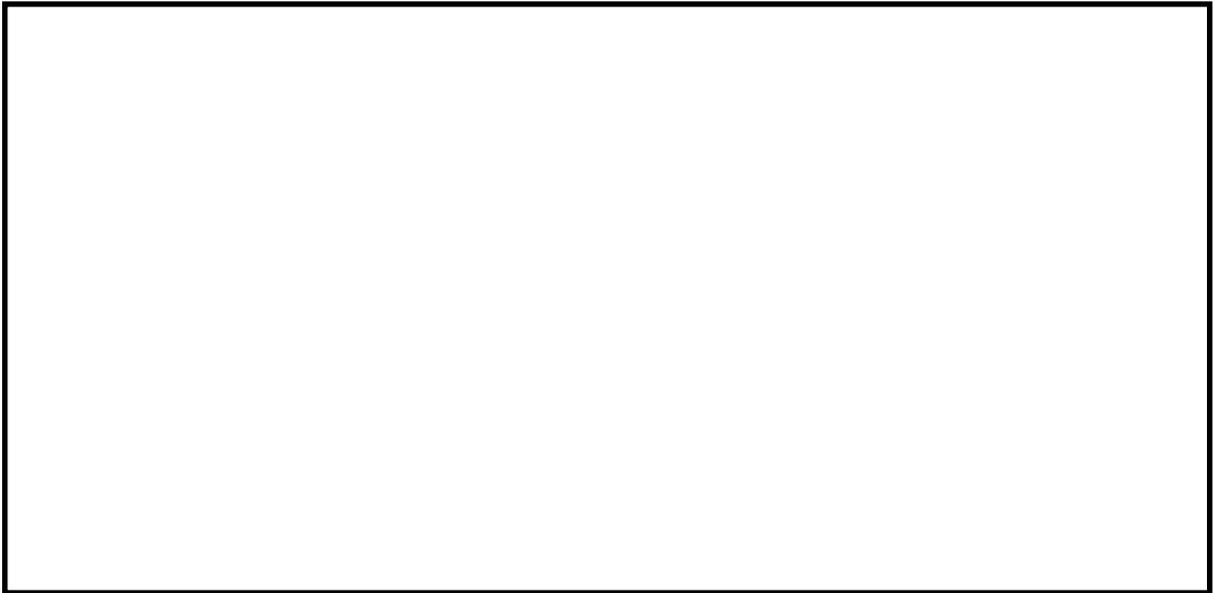


図2 JAVA試験装置のサンプリングライン

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。



図3 サンプルガスの取だし部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故が発生した際に格納容器に放出されるエアロゾルの粒径は、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・プール水におけるスクラビング効果といった除去機構により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) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、安定状態では、ある粒径に中心をもつような分布が形成される（参考図書1）。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを図4に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

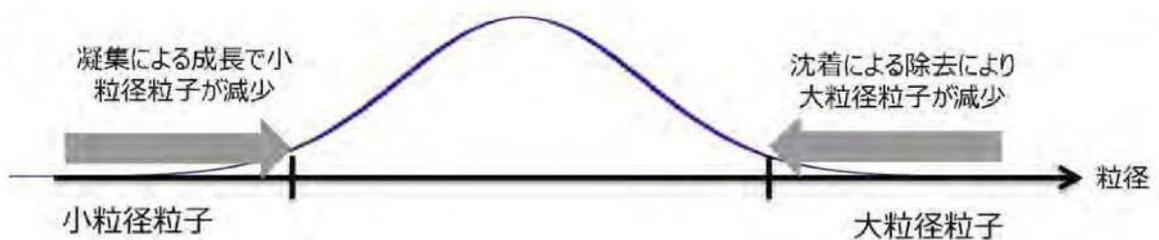


図4 エアロゾル分布形成のイメージ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 1) 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動（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。凝集効果の例を図5に示す。

横軸は粒径 ( $D_{p1}$ )，縦軸はブラウン運動による凝集係数 (Brownian coagulation coefficient) を表しており，凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径 ( $D_{p2}$ ) により変化するため， $D_{p2}$  の違いによる凝集係数が複数の曲線で示されている。 $D_{p2} > D_{p1}$  の場合， $D_{p1}$  が小さくなると凝集係数は大きくなる。

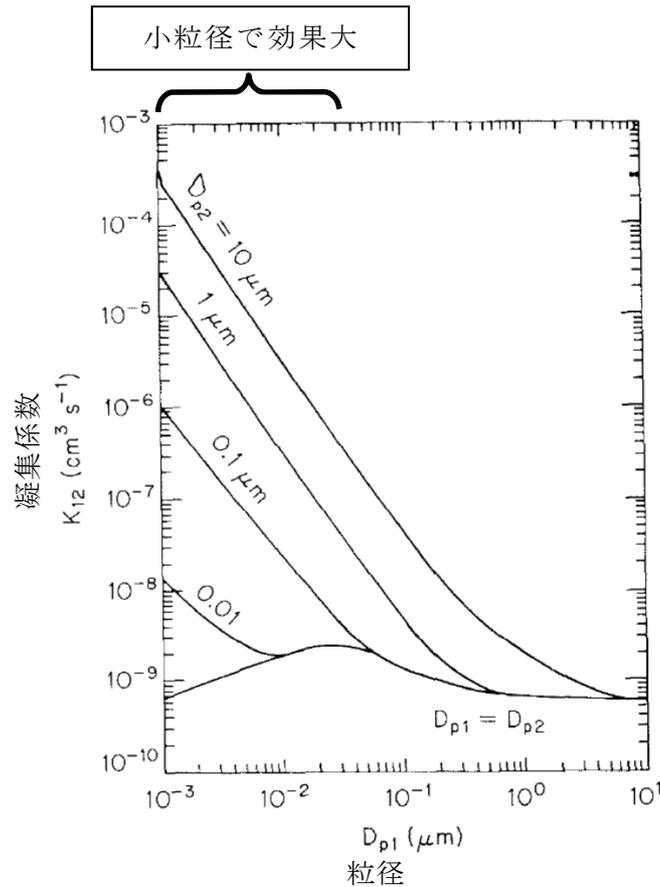


図5 凝集効果の例 (参考図書2)

## 2) 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、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。沈着効果の例を図6に示す。

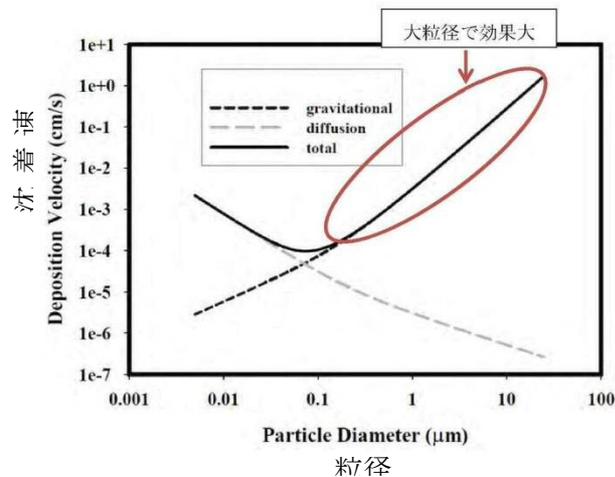


図6 沈着効果の例 (参考図書1)

(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では、格納容器スプレー効果やサプレッション・プール水における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、格納容器スプレー効果及びサプレッション・プール水におけるスクラビング効果について示す。

1) 格納容器スプレー効果

格納容器スプレーでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

図7では格納容器スプレーを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒径は最大値が約 $1\mu\text{m}$ で幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレーを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効率的に除去され、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。

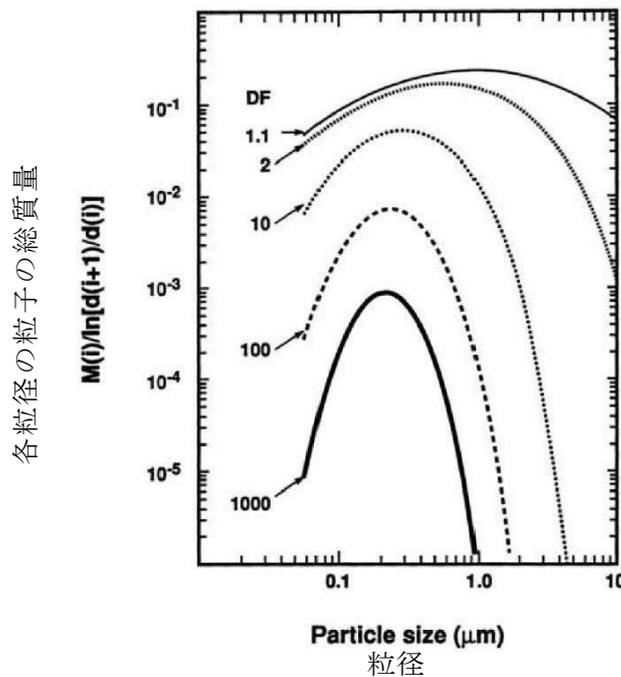


図7 格納容器スプレー継続による格納容器内の粒径分布の変化 (参考図書1)

2) サプレッション・プール水におけるスクラビング効果

サプレッション・プール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に図8に示すような種々の除去メカニズムが働く。安定した気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降、慣性衝突が支配的となるため、粒径が大きいエアロゾルが効果的に除去される。サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理のイメージを図8に、サプレッション・プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を図9に示す。

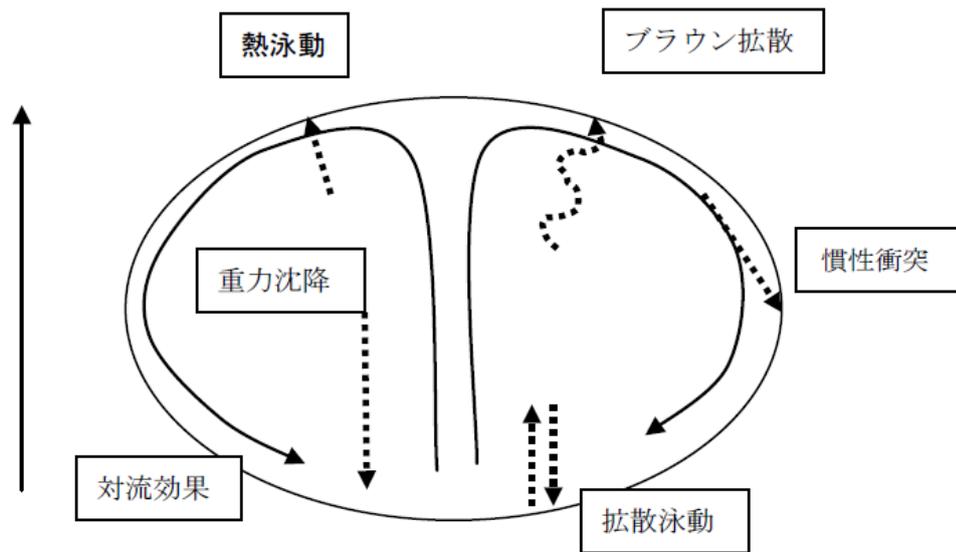


図8 サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理

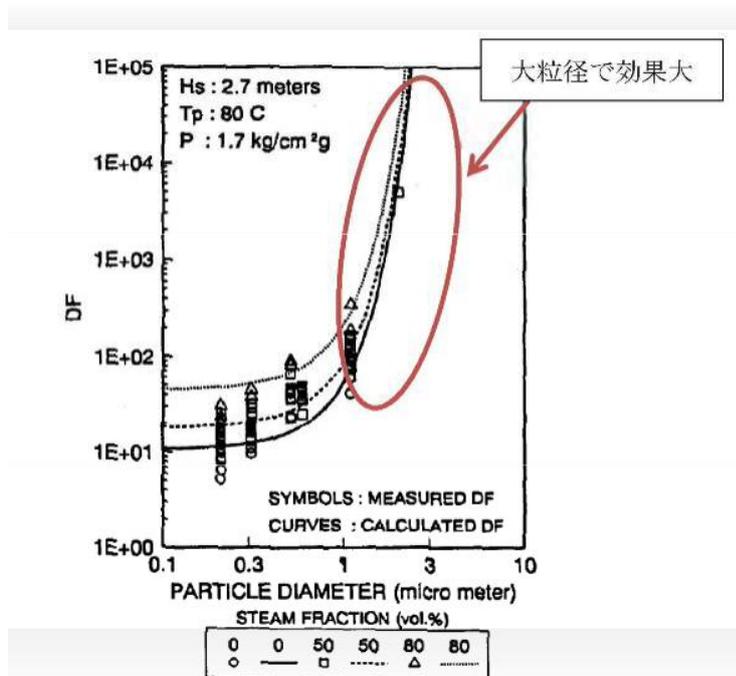


図9 サプレッション・プール水のスクラビングによる除去性能の例（参考図書3）

### 3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記 1), 2) に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1 から 1  $\mu\text{m}$  程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布の MMD を 0.5  $\mu\text{m}$  にもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

(参考1) エアロゾル粒径と除去係数の関係

除去係数（以下、「DF」という。）は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比として、以下の式で表される。また、表1にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

$$DF = \frac{M_{\text{流入したエアロゾル重量}}}{M_{\text{放出したエアロゾル重量}}} = \frac{\int M(\phi)_{\text{流入したエアロゾル粒径}} d\phi}{\int M(\phi)_{\text{放出したエアロゾル粒径}} d\phi}$$

表1 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間 [h]	ベント位置	質量中央径 (MMD) [ $\mu\text{m}$ ]	幾何標準偏差 $\sigma_g$ [-]	エアロゾル量 [g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	32	W/W		0.19	1.8
		D/W		0.27	3,500

ドライウェルからのベントを行う場合は、サブプレッション・プール水におけるスクラビング効果による大粒径のエアロゾルの除去が行われないことから、上式のフィルタ装置に流入したエアロゾルの重量が大きくなる。このため、ドライウェルからのベントを行う場合は、サブプレッション・チェンバからのベントを行う場合と比較して、高いDFが確保される。

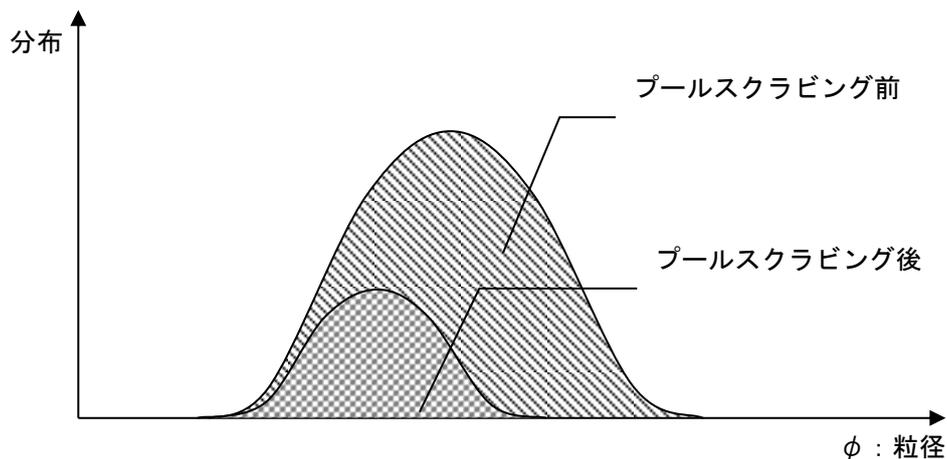


図1 プールスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

a. 試験用エアロゾル粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらの試験用エアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を図2に示す。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水で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。

この比較により、使用した試験用エアロゾルにて、MAAPに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、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、図2からサプレッション・チェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。



図2 試験用エアロゾルとMAAPより想定される粒径分布の比較

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

《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 DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference  
Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing,  
Kaneko et al. (TOSHIBA)

(参考2) 粒径分布の妥当性について

JAVA 試験の試験用エアロゾルと MAAP により想定される粒径分布を、図1のとおりに比較することにより、使用した試験用エアロゾルにて MAAP により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している。

一方、MAAP により想定される粒径分布は、炉心状態、事故後の経過時間及び原子炉格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度の違いにより、変化することが考えられるため、その影響について考察した。

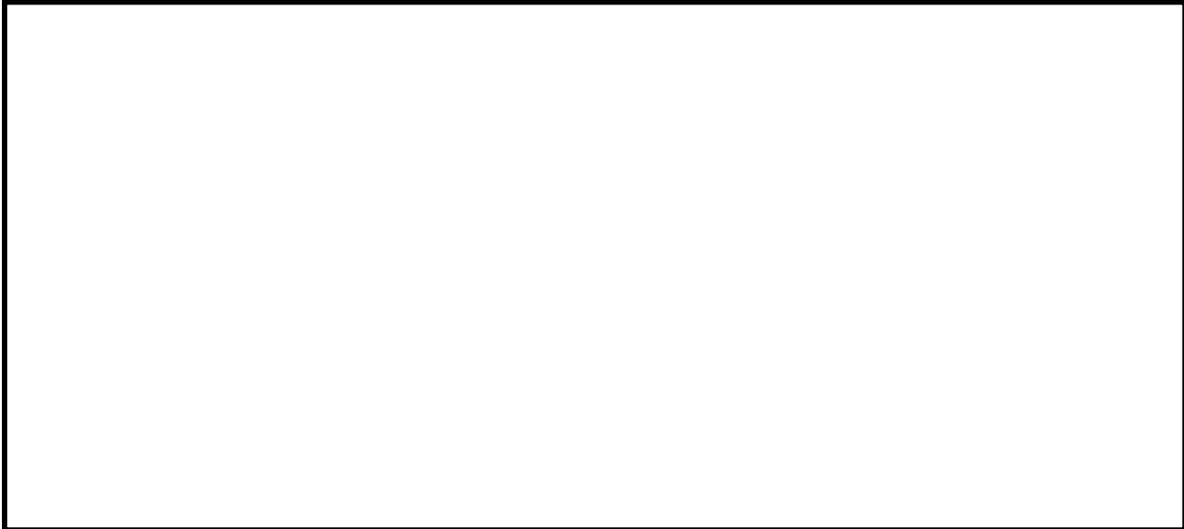


図1 試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布

(a) 炉心状態

MAAP 解析においては、エアロゾル量を保守的に評価するため、炉心状態として燃焼サイクル末期を想定している。

炉心状態としてサイクル末期を想定した場合、初装荷炉心と比べ、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、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。その結果として、原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。

ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、初装荷炉心の粒径分布との差異が小さくなることから、炉心状態が粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(b) 事故後の経過時刻

エアロゾルの流入量が多い時間帯はベント直後であることから、粒径分布としてベント直後を想定している。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

ベント後長期においては、ベント直後と比較して、格納容器内の粒径分布が変化することが考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって、ベント時間帯の違いが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更

別紙 33（参考 4）に示したとおり、スクラバ容器に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。

したがって、中・低揮発性核種の放出割合の変更することが粒径分布に与える影響は限定的と考える。

適合性審査において確認を行う事項（第50条等，FCVS）  
に対する記載事項について

適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
第1項 a) 設置		a-1. 設置目的
		a-2. 位置、構造、設備
		a-3. 設計条件
		a-3-1. 条件
		a-3-2. 材料
		a-3-3. 必要となる資機材
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性
		a-5. ベント手順
		a-5-1. 手順着手の判断基準
		a-5-2. ベント実施の判断基準
		a-5-3. 操作手順
		a-6. 操作性
a-7. 使用後の考慮事項		
a-8. 監視・計測		
a-9. 保守管理		
a-10. 海外の先進事例との比較		
a-11. 引用文献、品質保証の妥当性		
a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV減圧速度の確認 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項		
第1項 b) i) 低減		b-1-1. 除去対象及び除去原理
		b-1-2. 性能試験方法 ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器
		b-1-3. 性能試験結果 ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。

50条

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
		b-1-4. 試験のスケール性
		b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、pH
		b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、pH ・目詰まり、圧損
		b-1-7. 長時間使用時の性能維持 ・長期使用時の検討事項 ・腐蝕の影響
		b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊
		b-1-9. その他
		b-2-1. 防塵に対する基本方針
		b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計 ・監視設備 ・窒素供給設備
		b-2-3. ベント使用前 ・窒素ページ ・計測
		b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流
		b-2-5. ベント使用長期及び使用後
		第1項 b) ii) 防塵
第1項 b) iv) 損	b-4-1. 負圧破損防止の確認	

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
第1項 b) v) 第1項 b) vi) 放射線防 護 第1項 b) vii) 開放板 第1項 b) vii) CVと の接続 第1項 b) ix) 後の放射 線防護 審査会合 主な論点 d) 43条 1項1号 1項2号 1項3号 1項4号 1項5号 1項6号 2項1号 2項2号 2項3号		b-5-1. 対象弁
		b-5-2. アクセシビリティ及び作業環境
		b-5-3. 人力操作の妥当性
		b-6-1. 放射線防護対策
		b-6-2. 線量評価
		b-7-1. ラブチャータイスクの設定圧の確認
		b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び 水没評価
		b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策
		b-9-2. 線量評価
		一般公衆被ばく低減対策 外的事象に対する耐性 事故後の周辺作業の成立性
		48-1. 敷地境界での線量評価
		43-1-1. 環境条件
43-1-2. 操作性		
43-1-3. 試験又は検査		
43-1-4. 切り替え性		
43-1-5. 悪影響防止		
43-1-6-1. 使用時の操作性		
43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策		
43-2-1. 容量の妥当性		
43-2-2. 共用の禁止		
43-2-3. D B設備との同時の機能喪失		

NP設置許可基準規則 (本文)	設置許可基準規則(解釈)	確認ポイント	具体的な確認内容	審査資料記載箇所
(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)	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)	a-1. 設置目的	①原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。 →具体的な低下は、有効性評価で確認。	①本文1 概要
第五十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。	第50条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。	a-2. 位置、構造、設備	① 設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。 ② 設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。 ③ 基本仕様(主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフイス、伸縮継手のスベック)の確認。	①本文3.1 系統設計 ②本文3.1 系統設計 本文3.2.2 配管及び弁類 ③本文3.2.2 機器設計
a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。	a-3. 設計条件 a-3-1. 条件 ・設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が妥当か。特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的負荷を確認。	① 設計条件として、以下の項目が示されているか。 ☆フィルタベント装置のスベック ・フィルタベントの最高使用温度 ・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針 ・設計流量 ・除去性能 ・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量 ・フィルタ装置の有機、無機ヨウ素最大保持量 ・熱負荷条件(設置区画のコンクリートの耐久性、局部的な温度上昇含む) ・機器クラス ・耐震クラス ☆格納容器側の条件 ・格納容器内の雰囲気制御 ・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量 ・発生最大エアロゾル量及びガス状物質の量 ・発生可燃性ガスの種類と最大量 ・発生化学種の種類	① ☆フィルタベント装置のスベック ・本文3.1 系統設計 【最高使用温度・圧力、耐圧設計方針、設計流量、熱負荷条件】 ・本文3.2.1 フィルタ装置【除去性能】 ・別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【エアロゾル保持量】 ・別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【よう素保持量】 ・別紙7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について【機器・耐震クラス】 ☆格納容器側の条件 ・別紙1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【雰囲気制御・熱量・水蒸気量】 ・別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【発生エアロゾル量】 別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【ガス状物質の量】 ・別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について【発生可燃性ガスの種類と最大量】 ・別紙1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【発生化学種の種類】	①本文3.1 系統設計 ②本文3.1 系統設計 本文3.2.2 配管及び弁類 ③本文3.2.2 機器設計

		<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。特に、以下を確認。</p> <p>②-1 フィルタバントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。</p> <p>②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針(部品の固定を含む)としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。)また、フィルタバントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。</p> <p>②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。</p> <p>②-4 バント系の圧損格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。</p> <p>②-5 格納容器制の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。</p> <p>②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p>	<p>②-1 別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-2 本文 3.2 機器設計【耐圧対象部位】 別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について 【荷重の考慮】 別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 【スクラビングノズルの健全性】 ②-3 別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-4 別紙 14 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>②-5 本文 3.1 系統設計 別紙 1 フィルタバント設備の系統設計条件の考え方について</p> <p>②-6 本文 3.1 系統設計</p> <p>①本文 3.2 機器設計 別紙 7 フィルタバント設備の漏えいに対する考慮について 別紙 10 材料選定の技術的根拠について</p> <p>②別紙 7 フィルタバント設備の漏えいに対する考慮について 別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>①本文 3.3.4 補給設備 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 21 フィルタバント設備の電源構成の考え方について</p> <p>①本文 3.1 系統設計 別紙 4 他系統との隔離について ②別紙 17 フィルタバント設備の弁選定の考え方</p>	<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。特に、以下を確認。</p> <p>②-1 フィルタバントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。</p> <p>②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針(部品の固定を含む)としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォーターハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。)また、フィルタバントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。</p> <p>②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。</p> <p>②-4 バント系の圧損格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。</p> <p>②-5 格納容器制の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。</p> <p>②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p> <p>①フィルタバントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。(特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。)</p> <p>②既設のとおりあり部等に炭素鋼配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。</p> <p>①運転に必要となる動力源(電源、加圧空気)、水源、薬剤などが適切に準備されるか。</p> <p>①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。</p> <p>②バント弁として信頼性の高い構造、並列化。 ・開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・並列化(例：ウェットウェルラインとドライウェルライン、</p>
<p>a-3-2. 材料 ・強度 ・耐食性</p>	<p>a-3-3. 必要となる資機材</p>	<p>a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・バント弁としての信頼性</p>		

		各弁でバイパスラインを設ける)	
a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準	①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 以下の観点から確認を行う。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。	①本文5.1 フィルタベント設備の運用方法 5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について	
a-5-2. ベント実施の判断基準	②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。 ①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後の観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→（その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。） ☆炉心損傷後の判断の妥当性。	②別紙28 炉心損傷判断について ①本文5.1.2 ベント実施について ☆炉心損傷前ベント中に炉心損傷に至った場合のベント停止について 本文5.1.3 ベント停止について ☆炉心損傷の判断の妥当性 別紙28 炉心損傷判断について	
a-5-3. 操作手順 ・事前準備 ・ベント実施 ・ベント実施後	①ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した窒素供給設備の準備 ・スクラバ水供給準備 ・pHの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順と なっているか。 ②耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。 ③隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。 ④隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。 ⑤ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について ②本文5.1.2 ベント実施について 別紙4 他系統との隔離について ③本文5.1.2 ベント実施について ④本文5.1.2 ベント実施について ⑤本文5.1.3 ベント停止について	
a-6. 操作性	①手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動（荷りつき） ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ②隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の荷りつき、接続作業)のアクセシビリティ、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用 ②本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用	

		<p>③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。</p> <p>④中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p> <p>①使用後のスクラハ水のS/Cへの移送方針を確認。  ②フィルタベントからの漏えい対策（排水を含めて）が適切に検討されているか確認。また、フィルタベント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。</p> <p>③格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを確認。</p> <p>④窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。</p> <p>①監視項目毎の目的が挙げられ、以下の項目がリスト化されているか。  ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視  ・フィルタ装置水位、圧力、温度、スクラハ水のpH、保持されたFPの確認のためのフィルタ装置の放射線量、通気されているかの確認のためのラプチャャーデスク前後の圧力  ☆放出量の監視  ・装置下流側の放射線量、装置下流側の流量  ☆防爆のための監視  ・水素濃度</p> <p>②測定位置、計測範囲が妥当か。</p> <p>③監視計器について、多重性・多様性の観点で適切に検討されているか。</p> <p>④中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。</p> <p>⑤計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。</p> <p>①点検及び試験方法（弁開閉試験、ドレンポンプ作動試験、漏えい試験）が妥当であることを確認。</p>	<p>③本文5.1.4 付帯設備の運用</p> <p>④本文5.1.1 ベント準備について  5.1.2 ベント実施について</p> <p>①本文5.1.4 付帯設備の運用  別紙32 フィルタベント設備使用後の保管方法について  ②別紙7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について</p> <p>③サブプレッジョン・プール水を廃棄物処理建物に送るための手順を整備している。なお、事象収束後においては、耐震上の要求はないものと考えている。</p> <p>④別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>①  ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視  ☆放出量の監視  ☆防爆のための監視  ・別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について  別紙20 ベント実施時の放射線監視測定の方  え方</p> <p>②別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について  別紙20 ベント実施時の放射線監視測定の方  え方について  ③別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について  ④本文3.3.1 計装設備  ⑤別紙21 フィルタベント設備の電源構成の考え方について</p> <p>①本文5.3 フィルタベント設備の維持管理  別紙33設備の維持管理についての補足事項</p>
--	--	--	---

		<p>a-10. 海外の先進事例との比較</p> <p>a-11. 引用文献、品質保証の妥当性</p> <p>a-12. その他</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ヨウ素対策の許認可上の位置付け</li> <li>・CV減圧速度</li> <li>・基数の違いによる考察</li> <li>・凝縮水の排水</li> <li>・間欠運転実施時の考慮事項</li> </ul>	<p>②点検周期の考え方を確認。特にラプチャードディスクの交換頻度が妥当か。</p> <p>③どの程度の寿命を想定しているか。(減肉発生時の対処方針等)</p> <p>①海外のFCVSと比べて、遜色ない設備となっているか確認。(NEAレポート(例:フィルタバント装置上流側の逆止弁、バイパスラインのラプチャードディスク)、諸外国の規制基準との比較)</p> <p>①引用している文献が適切なものか。</p> <p>②性能検証等にかかるとしたヨウ素放出低減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。</p> <p>②フィルタへの熱吸収(スクラバタイプの水への熱吸収など)やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮(バント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧カレレベルなどに依存)して、CV減圧速度の評価が妥当か。</p> <p>③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スクラバ水のpHの均一性</li> <li>・水位(連結管)</li> <li>・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響(線量の偏り。)</li> </ul> <p>④管内の凝縮水の排水対策を確認。</p> <p>⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。</p> <p>①除去対象核種と形態を明確にしているか。</p> <p>②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>①除去性能試験の条件が妥当なものか。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・蒸気条件</li> <li>・スクラバ水温、</li> <li>・金属フィルタ、ヨウ素フィルタについては、当該部位の温度。</li> </ul>	<p>②本文5.3 フィルタバント設備の維持管理 別紙33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>③本文5.3 フィルタバント設備の維持管理 別紙33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>①別紙17 フィルタバント設備の弁選定の考え方</p> <p>①引用文献は適切なものを使用し、適宜記載している</p> <p>②別紙22 性能検証試験の適用性について</p> <p>①本文1 概要</p> <p>②有効性評価、解析コードで回答予定 別紙14 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>③別紙6 フィルタ装置(スクラバ容器)の基数の違いによる影響について</p> <p>④本文3.3.5 排水設備 別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>①別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>②別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>③別紙15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>①本文4.2 運転範囲 本文4.3.1 性能検証試験の概要 別紙22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>		<p>b-1-1. 除去対象及び除去原理</p> <p>b-1-2. 性能試験方法</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・試験条件</li> <li>・試験粒子</li> <li>・計測器</li> </ul>		

			・ pH	②別紙 22 性能検証試験の適用性について  ③別紙 22 性能検証試験の適用性について  ④別紙 22 性能検証試験の適用性について
		②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルメントを想定した粒径分布も確認。(エアロゾル負荷量も同様に確認。)		
		③粒径同じでも質量が違くと慣性衝突効果がD F に及ぼす影響についての考え方を確認。		
		④試験における微粒子の粒径測定等について確認。		
	b-1-3. 性能試験結果 ・ 条件毎の除去効率 ・ 部位毎の除去効率 ・ 粒径分布による影響 ・ 運転範囲との関係の確認。	①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。  ②フィルタメント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。		①本文 4.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価 別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について ②別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について  ③別紙 22 性能検証試験の適用性について  ④別紙 22 性能検証試験の適用性について  ⑤対象外 (間欠運転は想定していない)
		③エアロゾル除去性能について、D F の粒径依存性 (低粒径でD F が下がる) や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標D F 値を確保できることを確認。		⑥別紙 9 スクラビング水の設定について  ⑦対象外(海外における実験結果との比較を行っているか。)
		④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。		
		⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶解エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。		
		⑥ベント開始時に流入する酸性物質 (塩酸、窒素酸化物、二酸化炭素) に対する pH への影響。		
		⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。		
	b-1-4. 試験のスケール性	①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。  ②スクラバノズルからの吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。		別紙 22 性能検証試験の適用性について

	<p>b-1-5. 待機中の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水位、pH</li> </ul> <p>b-1-6. 使用時の除去性能維持</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水位、pH</li> <li>・目詰まり、圧損</li> </ul>	<p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。)</p> <p>②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタバメント装置の性能の維持の妥当性を確認。</p> <p>①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p> <p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。</p> <p>③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。</p> <p>④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタバメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパーチャユニットの除去可能性について検討しているか。</p> <p>⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。</p> <p>⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。</p> <p>⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。)</p> <p>②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタバメント装置の性能の維持の妥当性を確認。</p> <p>①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p> <p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。</p> <p>③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。</p> <p>④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタバメント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパーチャユニットの除去可能性について検討しているか。</p> <p>⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。</p> <p>⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。</p> <p>⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>②本文5.3 フィルタバメント設備の維持管理</p> <p>①本文2.2.2 機器設計</p> <p>別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>②別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>③別紙9 スクラビング水の設定について</p> <p>④別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑤別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑥別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>⑦別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>	<p>①別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>②別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【粘性のDFへの影響】</p> <p>別紙9 スクラビング水の設定について【水位変動に</p>
--	---	---	---	---	---

	<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	<p>b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計</p>	<p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/過分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP 保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p> <p>①捕集若しくは吸着したFPの再揮発、再浮遊の可能性(移動特性)を検討し、それらの対応が適切になされているか。(特に、物理特性、化学特性に言及し、検討していることを確認。また、銀と化学的に結びついたヨウ素の水素による剥離効果、放射性ヨウ素と希ガスの局所β線照射による影響も考慮しているか。)</p> <p>①エアロゾルの非均一な沈着はないか。仮にあった場合、どのように対応しているか。</p> <p>②装置内での化学反応について、発熱反応か吸熱反応を示すとともに、装置の性能への影響について評価し、適切な対応がとられているか。また、反応生成物の影響の有無も確認する。</p> <p>③格納容器からの最大のエアロゾル発生量(MCCI)を考慮しても除去性能が維持されることを確認。</p> <p>④異なる圧力における流量、そして種々の気体組成に対して感度を評価しているか。</p> <p>⑤除去性能の結果を示す上で、ウェットウェルベント条件、ドライウェルベント条件、格納容器スプレイ条件(スプレイあり、なし、沈着率など含む。)を明確化しているか。</p> <p>①防塵に対する対象設備が明確に示され、それが妥当か。 ②対応するべき可燃性ガスを明確に示され、それが妥当か。</p>	<p>③ベント継続最長時間を検討されているか。(フィルタベントの使用時間の想定も確認。)</p> <p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/過分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP 保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p>	<p>①別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について</p> <p>①別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 26 フィルタ装置における化学反応熱及び化学反応生成物の影響について</p> <p>③別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>⑤別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>	<p>③本文 5.1.4 付帯設備の運用 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>⑤別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p>	<p>よる pH への影響】 ③本文 5.1.4 付帯設備の運用 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>
							<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>①別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>

	<p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他</p>	<p>・ 監視設備 ・ 窒素供給設備</p>	<p>③ペントシステム内に発火源(動的機器、静電気)のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステムの点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。</p> <p>④水素濃度計設置の目的を確認。</p> <p>⑤水素濃度計の原理及び誤差を確認し、水素濃度計設置の目的にあっているか。</p> <p>⑥水素濃度測定位置は妥当か。</p> <p>⑦フィルタペント装置の交流電源を必要とする設備(水素濃度のサンプリングに用いる交流電源駆動のポンプ等)について交流電源喪失時の考え方を確認。</p> <p>⑧可燃性ガス制御のため、モニタリング装置は測定機能を果たし、信頼でき継続的に測定できるか。</p> <p>⑨計測の時間遅れを考慮しているか。</p> <p>⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。</p>	<p>③別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>④本文 3.3.3.1 計装設備</p> <p>⑤別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑥別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>⑦本文 3.3.2 電源設備</p> <p>別紙 21 フィルタペント設備の電源構成の考え方について</p> <p>⑧別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑨別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p> <p>⑩本文 3.3.3 可搬式窒素供給装置</p> <p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>
	<p>b-2-3. ペント使用前 ・ 窒素バージ ・ 計測</p>	<p>①窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。</p> <p>②バージ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2 置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。</p>	<p>①別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>②別紙 19 フィルタペント設備の計装設備の考え方について</p>	
	<p>b-2-4. ペント使用初期 ・ 系統内の水蒸気凝縮 ・ 装置下流側の対向流</p>	<p>①配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。</p> <p>②放出口端における水素対策を検討し、適切に対応しているか。(もろじゆにおける 1F 事故後の水素対策及び一般化学プラントを参考。)(圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ペント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。)</p>	<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>	
	<p>b-2-5. ペント使用長期及び使用後</p>	<p>①放射線分解で発生する水素濃度等を定量的に示しているか。</p> <p>②①の発生量で水素濃度が燃焼領域に至らないことを確認。</p> <p>③窒素ガスによる水素バージの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ペント装置停止時の隔離弁の操作が水素滞留を起さないうような順番での操作となっていることを確認。</p> <p>④窒素ガスによるバージ操作完了の判断基準を確認。</p>	<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>	
	<p>b-3-1. 他への悪影響の確認 (SGTS、耐圧強化ペント)</p>	<p>①SGTS、耐圧強化ペントラインを含めた全体系統図を示し、フィルタペントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVS からの隔離弁が2弁用意されていることを確認。</p>	<p>①本文 3.1 系統設計 別紙 4 他系統との隔離について</p>	

<p>への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に閉操作ができること。</p>	<p>b-4-1. 負圧破損防止の確認</p>	<p>②耐圧強化ベントラライン等への水素のリークの検知性やA/O弁、MO弁の開閉の考え方を確認。</p> <p>①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。 →有効性評価、格納容器破損防止で確認</p> <p>②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。</p>	<p>②別紙 4 他系統との隔離について</p> <p>①有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)</p> <p>②本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p>
	<p>b-5-1. 対象弁</p>	<p>①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。</p>	<p>①本文 3.2.2 配管及び弁類 本文 3.3.4 補給設備 本文 3.3.5 排水設備 別紙 16 ベント弁の操作性について</p>
	<p>b-5-2. アクセス性及び作業環境</p>	<p>①人力でベントする場合のアクセス性、作業環境 (温度、湿度、線量) を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。)</p>	<p>①本文 5.1.2 ベント実施について 本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p>
	<p>b-5-3. 人力操作の妥当性</p>	<p>①人力操作による訓練結果を確認。 ②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。 ③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。</p>	<p>①別紙 16 ベント弁の操作性について ②別紙 16 ベント弁の操作性について ③本文 5.1.2 ベント実施について</p>
	<p>b-6-1. 放射線防護対策</p>	<p>①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。</p>	<p>① 本文 3.2.2 配管及び弁類 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
	<p>b-6-2. 線量評価</p>	<p>①隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ② 力操作が可能な線量範囲となっているか確認。</p>	<p>別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
	<p>b-7-1. ラブチャージャーディスクの設定圧の確認</p>	<p>①格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャージャーディスク (原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの) を使用しているか確認。</p> <p>②ラブチャージャーディスクの信頼性を確認。 ③ベント配管内の結露水等の凍結によるラブチャージャーディスクへの影響を確認。</p>	<p>①本文 3.2.2 配管及び弁類 別紙 18 圧力開放板の信頼性について ②別紙 18 圧力開放板の信頼性について ③別紙 18 圧力開放板の信頼性について</p>

<p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するため遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価</p> <p>b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策</p>	<p>① ドライウェルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。</p> <p>② ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。</p> <p>① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。</p> <p>② 使用後のフィルタ及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。</p> <p>③ フィルタ装置内のF P量、配管のF P量の妥当性を確認。</p> <p>④ スクラバ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。</p> <p>⑤ フィルタベントの格納槽の壁の貫通口も妥当な設計となっているか確認。</p>	<p>① 別紙 2 格納容器からの取り出し位置について</p> <p>② 別紙 30 ベントタイミングに係る外部水源からの総注水量について</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③ 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④ 対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤ 本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>	<p>① 別紙 2 格納容器からの取り出し位置について</p> <p>② 別紙 30 ベントタイミングに係る外部水源からの総注水量について</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③ 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④ 対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤ 本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
<p>審査会合における主要な論点</p>	<p>一般公衆被ばく低減対策</p>	<p>① フィルタ装置遮蔽壁周辺の線量評価方法の妥当性を確認。</p> <p>② 低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。</p> <p>① 一般公衆の被ばくをできる限り低減する方針がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。(放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか。)(排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。)</p>	<p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③ 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④ 対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤ 本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>	<p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>③ 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>④ 対象外(フィルタ装置は地下格納槽に設置しているため)</p> <p>⑤ 本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>② 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p>
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合</p>	<p>第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>1 第48条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備</p>	<p>① 収納建屋等の外部事象に対する耐性を確認。(原子炉建屋外に施設するフィルタベントについて、自然現象・航空機衝突といった外部事象に対し、原子炉建屋内に施設することと同等以上の耐性を有するか。)特に、ドライウェル側からベントする場合に、フィルタ装置と同等と言えるか。</p> <p>① 事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。</p> <p>① 有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものか確認。(ソースターム、評価日数等)特に、フィルタベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。</p> <p>② 炉心損傷前にフィルタベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。</p>	<p>① 別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>① 別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>② 別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>	<p>① 別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p> <p>① 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>① 別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>② 別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>

<p>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。</p>	<p>をいう。  a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。  b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。  c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWRにおいては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の緊急込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。  d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1 b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①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、荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙 38 地震による損傷の防止に関する防震設計方針の説明</p>
<p>(重大事故等対処設備)  第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。  一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有し、発揮するものであること。</p>	<p>第43条（重大事故等対処設備）  1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナリオグループ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)であつては、計画された対策が想定されるもの。)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナリオグループをいう。</p>			

<p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p>	<p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p>	<p>43-1-2. 操作性</p>	<p>①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。</p>	<p>—</p>
<p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p>	<p>43-1-3. 試験又は検査</p>	<p>①a-9の項目で確認。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するため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。</p>	<p>43-1-4. 切り替え性</p>	<p>①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。(例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。)</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙4 他系統との隔離について</p>	<p>—</p>
<p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p>	<p>43-1-5. 悪影響防止</p>	<p>①b-3-1の項目で確認。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>43-1-6-1. 使用時の操作性  43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策</p>	<p>①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。  ①b-9-1及びb-9-2の項目で確認。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>
<p>2 重大事故等対処設備のうち常設のもの(重大事故等対処設備のうち可搬型のもの(以下「可搬型重大事故等対処設備」という。))と接続するものにあつては、当該可搬型</p>	<p>43-2-1. 容量の妥当性</p>	<p>①a-3の設計条件の妥当性で確認。</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

<p>重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。</li> </ul>			
<p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p>43-2-2. 共用の禁止</p>	<p>①号機毎に設置されることを確認。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備</p>
<p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>43-2-3. D B設備との同時の機能喪失</p>	<p>①D B設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して適切な設計となっているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙8 フィルタイベント設備の外部事象に対する考慮について</p>

## セシウムの放出割合の評価方法

## 1. セシウムの放出割合

## (1) CsI の形態で存在しているセシウム

全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsI の初期重量[kg]

$$= \text{よう素元素初期重量[kg]} + \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

$$= MI + MI/WI \times WCs$$

$$\text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]} = MI/WI \times WCs$$

ここで,

MI : よう素元素初期重量[kg]

WI : よう素原子量[-]

WCs : セシウム原子量[-]

## (2) CsOH の形態で存在しているセシウム

全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。

CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg]

$$= MCs - \text{CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]}$$

$$= MCs - MI/WI \times WCs$$

ここで,

MCs : セシウム元素初期重量[kg]

## (3) セシウムの放出量

MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価

$$\text{セシウムの放出重量[kg]} = MI/WI \times WCs \times X + (MCs - MI/WI \times WCs) \times Y$$

X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)

(4) セシウムの放出割合

1. (3) で得られたセシウムの放出量から、セシウムの放出割合を評価  
セシウムの放出割合 = セシウムの放出量 / セシウム元素初期重量

$$\begin{aligned} &= MI/WI \times WC_s/MC_s \times X + (1 - MI/WI \times WC_s/MC_s) \times Y \\ &= Y + MI/MC_s \times WC_s/WI (X - Y) \end{aligned}$$

## 高温使用時におけるフランジ漏えい評価について

格納容器フィルタベント系の使用状態において、最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格(2005年度版)」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下(200°C, 0.853MPa)にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針(2012)」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお、フランジに接続する配管からの反力については、自重、地震荷重、配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし、フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。(図1)

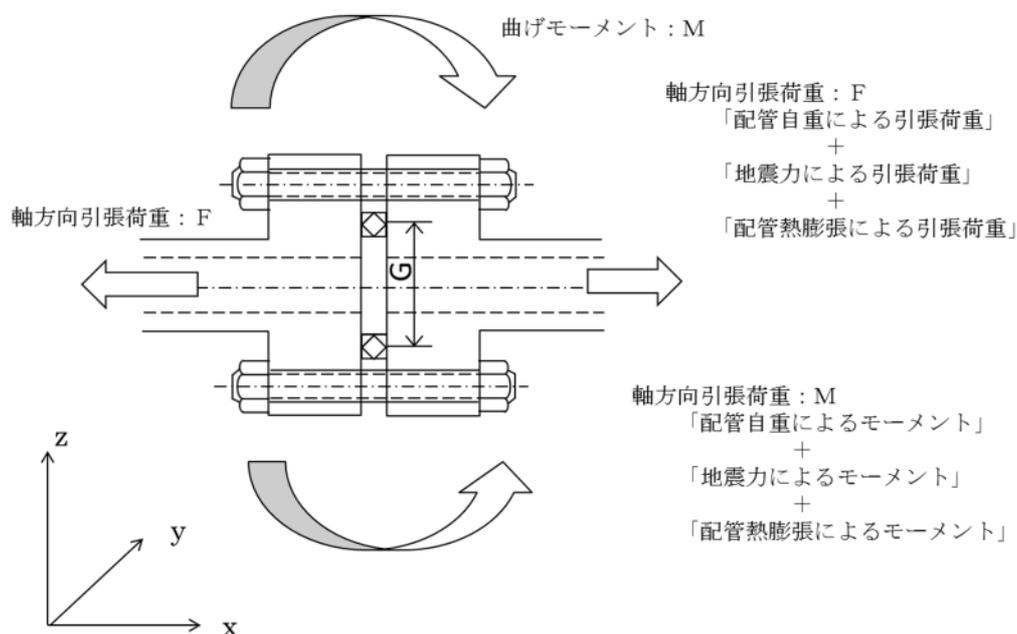


図1 フランジにかかる配管荷重

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012） レベル 2 耐震性能評価 解説編）に基づき、フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。

$$\sigma = mp + \alpha P_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$$

$\sigma$  : ガスケット開口圧力 [MPa]

$m$  : ガスケット係数 [-]

$p$  : 内圧 [MPa]

$\alpha$  : 等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で、0.75m[-]

$\sigma_a$  : ボルトの初期締付け力によるガスケット面圧 [MPa]

$P_e$  : 地震力等に係る軸方向引張力  $F$  及び曲げモーメント  $M$  に対する等価内圧であり、以下の式で算出する。

$$P_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \dots (2)$$

$G$  : ガスケット接触面の平均直径 [mm]

$F$  : 軸引張力 [N]

$M$  : 曲げモーメント [N・mm]

ここで、軸引張力  $F$  は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重  $F_x$  であり、曲げモーメント  $M$  は同様に配管応力解析における配管軸直角 2 方向のモーメント  $M_y$  及び  $M_z$  の二乗和平方根 で算出する。

なお、フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため、フランジボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが、安全側に働くため本評価においては考慮しない。

今回、格納容器フィルタベント系の配管応力解析モデルにて、自重、地震荷重、最高使用温度（200℃）における配管熱膨張が作用した場合の各節点における xyz 各成分の反力とモーメントを算出し、各節点の反力とモーメントの中から、成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。

この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値がフランジに作用し、さらに内圧として最高使用圧力（0.853MPa）が印加されているという非常に保守的な条件にて、上記（1）式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。

評価の結果、（1）式の判定条件を満足することを確認した（表 1 参照）。よって、格納容器フィルタベント系使用時の高温状態においても、配管フランジからの漏えいは発生しない。

表1 フランジ漏えい評価結果

--

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 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、ドライウエルに31点、サプレッション・チェンバに6点の計37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、ドライウエルに7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

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熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa [gage]）到達までにベントを実施することとしているが、853kPa [gage] に対する飽和温度が約178℃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39. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。

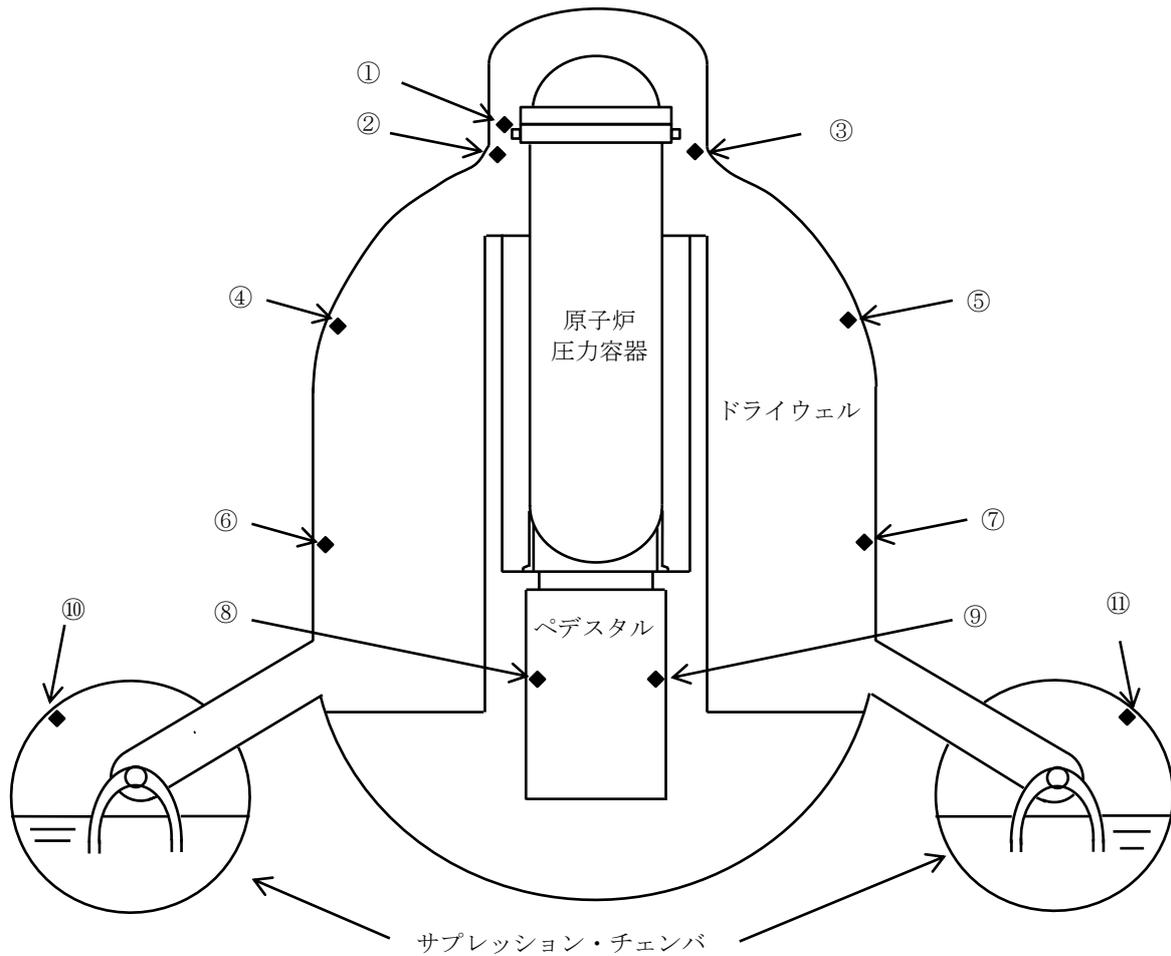
## (3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について

炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過

温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。

ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。

なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、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において、格納容器フィルタベント系からのベントを実施することとする。



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300℃
④, ⑤	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300℃
⑥, ⑦	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300℃
⑧, ⑨	ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL上部	0~300℃
⑩, ⑪	サブプレッション・チェンバ 温度 (SA)	サブプレッション・チェンバ 頂部近傍	0~200℃

図1 格納容器雰囲気温度計の計測点

## ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について

ベント実施後は、ベントガスに含まれる放射性物質が格納容器フィルタベント系出口配管に付着するため、出口配管立ち上がり部周辺での作業及び移動に影響が出る可能性がある。

このため、格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価を実施するとともに、評価結果を踏まえた優先順位の考え方を以下に示す。

## 1. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺での作業について

R/B 南側に設置してある格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施後に想定される作業を考慮した可搬型設備の配置図を図1に示す。



図1 ベント実施後に想定される可搬型設備の配置について

## 2. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について

R/B 南側の格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施直後に実施する作業は無いが、出口配管立ち上がり部から 10m 地点 (R/B 南側接続口付近)において事故後約 43 時間(ベント後 10 時間)及び事故後 7 日時点、出口配管立ち上がり部から 1m 地点において事故後 7 日, 30 日, 60 日後の線量率を評価した。なお、作業エリアの比較のため、R/B 西側接続口付近についても評価した。

表1に示す評価結果のとおり、短時間のアクセス等は可能な線量率であると考えられる。

表1 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価結果

評価場所	事故後時間	線量率 (mSv/h) <sup>※1</sup> (うち、配管寄与分)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン) ) から 10m 地点 (R/B 南側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 13 (約 2.5)
	7 日 (168 時間)	約 5.0 (約 0.8)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン) ) から 1 m 地点	7 日 (168 時間)	約 85 (約 81)
	30 日	約 9.2 (約 5.1)
	60 日	約 6.2 (約 2.1)
評価点 B (R/B 西側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 9.0 (約-) <sup>※2</sup>
	7 日 (168 時間)	約 3.7 (約-) <sup>※2</sup>

※1 R/Bからの直接線・スカイシャイン線，クラウドシャイン，グランドシャイン，吸入摂取（PF50 全面マスク着用）に加えて，W/W ベントに伴い格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に浮遊する放射性物質および雨水排水ライン配管に蓄積する放射性物質（格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質が全て地上近くの雨水排水ライン配管に移動するものと想定）を考慮して評価している。

※2 格納容器フィルタベント系出口配管を直視できない場所のため，配管による線量はない。

### 3. 可搬型設備を使用した接続口の優先順位について

表1の線量評価結果から，線量評価結果から，R/B 南側接続口付近の線量率に対して格納容器フィルタベント系出口配管の影響はあるが，R/B 南側のアクセスルートの通行及び南側接続口エリアでの作業は可能である。また，R/B 西側接続口エリアでの作業も可能であることから，接続口の優先順位については作業員被ばくを考慮せず，以下に示す考えをもとに設定している。なお，可搬型設備の設置については，ベント実施前に完了している。

①大量送水車：原子炉注水流量が多い配管を優先して使用する。

- (1) 南側接続口（残留熱除去系（A）注入配管）
- (2) 西側接続口（残留熱除去系（B）注入配管）

②原子炉補機代替冷却系（移動式代替熱交設備）

： 運転員の系統構成（屋内）における操作対象弁が少ないものを優先して使用する。

- (1) 南側接続口（原子炉補機冷却系（B系：2弁））
- (2) 西側接続口（原子炉補機冷却系（A系：4弁））

(参考1) 蒸気凝縮によるドレンについて

格納容器フィルタベント系を使用した際には、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によるドレンが発生するが、ベントガス流量が約  以上であればベントガスがドレンを随伴し排出するため、ベント後はフィルタ装置下流で発生するドレンについては出口配管の放出端より排出されるが、ベントガス流量が少なくなるとドレンは排出できなくなり、出口配管立ち上がり部の雨水排水ラインにドレンが溜まることとなる。

雨水排水ラインが満水となった場合、溢れたドレンは格納容器フィルタベント系配管を通り、スクラバ容器まで戻る構成としている。なお、格納容器フィルタベント系配管は、フィルタ装置下流は放出端に向かって連続上り勾配としていることからドレンが配管の途中で溜まることはない。

表1の線量評価結果から、線量率のうち出口配管寄与分は短半減期核種が支配的であり、60日後には線量率が減衰するため、基本的に雨水排水ラインのドレンについては処理する必要はないが、事故収束後に雨水排水ラインのフランジに可搬ホースを接続し、ドレンをスクラバ容器等に移送することで処理可能である。



図1 格納容器フィルタベント系立ち上がり部（雨水排水ライン）

(参考2) ドレン排出可能なベントガス流速について

島根2号機の格納容器フィルタベント系出口配管で発生するドレンをベントガスによって排出できるかどうかは、以下の考え方に基づいて判断することができる。

1. 出口配管からドレン排出可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象については、配管口径が小さい場合には気相流速 ( $j_g$ ) に依存するが、配管口径が約  以上の領域では Ku 値 (Kutateladze 数[-]) に依存し、 となる (参考図書1)。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。



島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管 (立ち上がり部) は 300A の配管であるため、ベントガス流速が  を満足する  より大きい場合に、出口配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

2. ベントガスによって凝縮水を排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。



島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管におけるベントガス流速とベント流量の関係を図1に示す。図1より、ベントガス流速  に対応するベント流量は約  となる。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

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）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のベント流量の水位を図2に示す。図2より、島根2号炉のベント流量が [ ] となる時点は事故後約97時間となるため、ベントガスによってドレンを排出できなくなるのは事故後約97時間後と評価できる。



図1 出口配管におけるベントガス流速および質量流量の関係

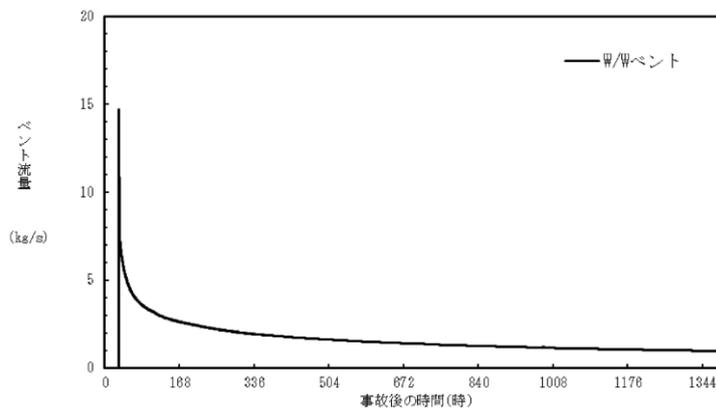


図2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」におけるベント流量の推移

《参考図書》

1. Richter H. J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 別添資料－ 2

残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却  
の成立性について

<目次>

1. 残留熱代替除去系の構成	1
1.1 設置目的	1
1.2 設備構成の概略	2
1.3 系統設計仕様	4
1.3.1 機械設備	4
1.3.2 計測制御設備	5
1.3.3 電源設備	20
2. 残留熱代替除去系の成立性確認	24
2.1 有効性評価シナリオの成立性	24
2.1.1 残留熱代替除去系の運用について	24
2.1.2 残留熱代替除去系の有効性について	24
2.2 残留熱代替除去系の操作性	25
2.2.1 残留熱代替除去系運転のために必要な系統・機器とアクセス性	25
2.2.2 操作の概要について	32
2.3 系統運転時の監視項目	39
2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について	39
3. 本系統の運用にあたって考慮すべき項目	45
3.1 放射線による影響について	45
3.2 系統の健全性について	46

別紙

1. 格納容器水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について
2. 循環流量の確保について
3. 長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について
4. 系統のバウンダリに対する影響評価について
5. 系統が高線量となった場合の影響について

## 1. 残留熱代替除去系の構成

### 1.1 設置目的

残留熱代替除去系は、「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」の第50条（原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）のうち、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であり、格納容器ベントを実施する場合においても、ベント時間を遅延させることが可能な設備である。

重大事故等時においては、サプレッション・チェンバを水源とした残留熱除去系が使用できない状況も想定されるが、格納容器フィルタベント系を使用する場合は、外部水源による原子炉注水及び格納容器スプレイを継続し、ベントラインの水没を防止するため、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達により、格納容器スプレイを停止し、格納容器ベント操作を実施することにより、フィード・アンド・ブリード冷却を継続することとなる。

上記に対し、残留熱代替除去系を使用する場合、残留熱代替除去系の原子炉格納容器除熱機能により、格納容器圧力の上昇を抑制でき、かつ、サプレッション・チェンバを水源とすることにより、水位上昇を抑制できることから、原子炉格納容器の過圧破損を防止することができ、また、有効性評価の範囲においてはベント回避が可能となる。残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱を継続中において、水の放射線分解によって発生する水素ガス及び酸素ガスの濃度が上昇し、原子炉格納容器内の酸素ガス濃度がドライ条件において 4.4vol%及びウェット基準において 1.5vol%に到達した場合には、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する観点から格納容器ベントを実施するが、残留熱代替除去系を使用しない場合と比較し、大幅にベント時間を遅延させることができる。

## 1.2 設備構成の概略

残留熱代替除去系の系統概要は以下のとおりである。

- ・本系統は、サプレッション・チェンバを水源とし、残留熱代替除去ポンプによる原子炉及び格納容器の循環冷却を行うことができる系統である。
- ・系統水は、サプレッション・チェンバから、残留熱除去系の配管を通り、残留熱代替除去ポンプに供給される。残留熱代替除去ポンプにより昇圧された系統水は、残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系配管を通り、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイに使用される。また、原子炉圧力容器への注水ができず、原子炉圧力容器の破損を判断した場合は、格納容器スプレイ及び格納容器スプレイによる格納下部の熔融炉心の冷却を行うことも可能とする。
- ・原子炉圧力容器及び格納容器内に注水された系統水は、原子炉本体や格納容器内配管の破断口等から、ベント管を経てサプレッション・チェンバに流出することにより、循環冷却ラインを形成する。
- ・なお、重大事故等時における想定として、非常用炉心冷却系等の設計基準事故対処設備に属する動的機器は、機能を喪失していることが前提条件となっていることから、本系統は、全交流動力電源が喪失した場合でも、代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
- ・前述のとおり、本系統はサプレッション・チェンバを水源として、原子炉圧力容器への注水及び格納容器スプレイとして使用する系統であるが、重大事故等時におけるサプレッション・チェンバのプール水の温度は100℃を超える状況が想定され、高温水を用いて原子炉圧力容器又は原子炉格納容器へ注水を行った場合、格納容器に対して更なる過圧の要因となりえる。

このため、残留熱代替除去系の使用においては、原子炉補機代替冷却系からの冷却水の供給により、残留熱除去系熱交換器を介した冷却機能を確保する。

残留熱代替除去系の機能を確保する際に使用する系統からの核分裂生成物の放出を防止するため、残留熱代替除去系による循環ラインは閉ループにて構成する。

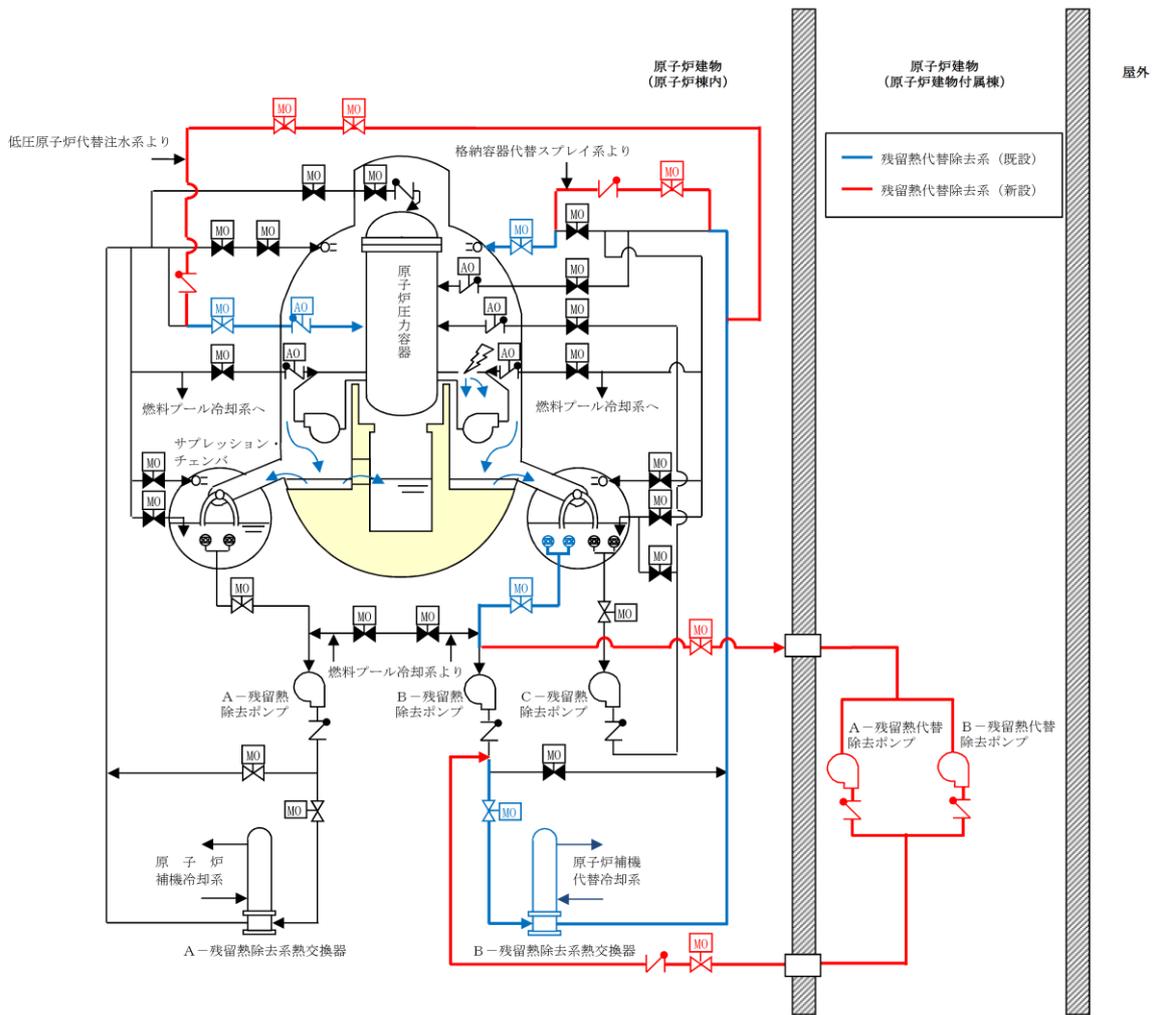


図 1.2-1 残留熱代替除去系の設備概要※

※上図は原子炉冷却材喪失事故（LOCA）を想定しているため原子炉压力容器へ注水した水は破断口から溢れ出しサブプレッション・チェンバに流入する。LOCA以外の場合は逃がし安全弁の排気管を通してサブプレッション・チェンバに流入することになる。

### 1.3 系統設計仕様

#### 1.3.1 機械設備

残留熱代替除去系について、格納容器過圧・過温破損を防止するとともに、格納容器ベントを実施することなく、格納容器からの除熱を行うことができるよう設計する。

##### <設計条件>

当該系統起動後、原子炉格納容器限界温度・圧力（200℃・0.853MPa）を超えないようサブプレッション・チェンバを水源とし、原子炉への注水及び格納容器スプレイができること。

##### <主要仕様>

主要仕様は、以下に示すとおりである。

残留熱代替除去系

系統流量 : 150m<sup>3</sup>/h

(原子炉注水流量:30m<sup>3</sup>/h, 格納容器スプレイ流量:120m<sup>3</sup>/h)

水源 : サプレッション・チェンバ

除熱手段 : 原子炉補機代替冷却系

### 1.3.2 計測制御設備

残留熱代替除去系について、使用時の状態を監視するため、流量計、温度計、水位計及び圧力計を設置する（図 1.3.2-1 参照）。これらの監視パラメータは、中央制御室及び緊急時対策所で監視可能な設計としている。

#### ①設計方針

残留熱代替除去系により有効に除熱できていることを確認するため、原子炉格納容器の熱バランスを把握できる監視設備を設置する。残留熱代替除去系運転時の原子炉格納容器の熱バランスは、原子炉格納容器内部の温度と、残留熱代替除去系統により除熱される量を確認することで把握が可能である。よって、サプレッション・プール水温度及び水位、原子炉格納容器内の温度及び圧力並びに除熱量を確認するための残留熱代替除去系の系統流量（原子炉圧力容器への注水量及び原子炉格納容器へのスプレイ流量）、残留熱除去系出口温度を監視できる設計とする。

また、原子炉格納容器へのスプレイによる格納容器下部への注水を確認するための残留熱代替除去系の系統流量（原子炉格納容器への注水流量）を監視できる設計とする。

以上より、下記で示す㉑～㉒の計器を設置する。

- ・ 系統流量：㉑残留熱代替除去系原子炉注水流量  
                  ㉒残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度：㉓サプレッション・プール水温度（S A）
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度：㉔残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 原子炉格納容器内の温度：㉕ドライウエル温度（S A）
- ・ 原子炉格納容器内の圧力：㉖ドライウエル圧力（S A）  
                                  ㉗サプレッション・チェンバ圧力（S A）
- ・ 残留熱代替除去系の水源：㉘サプレッション・プール水位（S A）

また、残留熱代替除去ポンプの運転状態を監視するため、下記で示す㉙の計器を設置する。

- ・ 残留熱代替除去ポンプの運転状態：㉙残留熱代替除去ポンプ出口圧力

なお、上記に加え、残留熱除去系熱交換器二次側の温度、流量等を原子炉補機代替冷却系側で確認することにより、システム全体の熱バランスを把握することが可能である。



②計測設備の仕様について

a. 機器仕様

計測設備の主要仕様を表 1.3.2-1 に示す。

表 1.3.2-1 残留熱代替除去系運転に必要な計測設備の主要仕様

監視計器	計測範囲	計測範囲の根拠	個数	監視場所
㉔ 残留熱代替除去系原子炉注水量 <sup>※1</sup>	0～50m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系原子炉注水の最大注水量 (30 m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉕ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 <sup>※1</sup>	0～150m <sup>3</sup> /h	残留熱代替除去系格納容器スプレイの最大注水量 (120m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉖ サプレッション・プール水温度 (SA) <sup>※1</sup>	0～200℃	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) におけるサプレッション・プールの飽和温度 (約 178℃) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
㉗ 残留熱除去系熱交換器出口温度	0～200℃	残留熱代替除去系の運転時における, 残留熱除去系熱交換器出口温度の最高使用温度 (185℃) を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉘ ドライウェル温度 (SA) <sup>※1</sup>	0～300℃	原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	7	中央制御室 (緊急時対策所)
㉙ ドライウェル圧力 (SA) <sup>※1</sup>	0～1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
㉚ サプレッション・チェンバ圧力 (SA) <sup>※1</sup>	0～1000kPa (abs)	原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 853kPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)
㉛ サプレッション・プール水位 (SA) <sup>※1</sup>	-0.80～5.50m <sup>※2</sup>	ウェットウェルベント操作可否判断を把握できる範囲を監視可能。	1	中央制御室 (緊急時対策所)
㉜ 残留熱代替除去ポンプ出口圧力 <sup>※1</sup>	0～3MPa [gage]	重大事故等時における, 残留熱代替除去系ポンプの最高使用圧力 (2.5MPa [gage]) を監視可能。	2	中央制御室 (緊急時対策所)

※1 : 新規設置する監視計器

※2 : 基準点はサプレッション・プール通常水位 (EL5610)

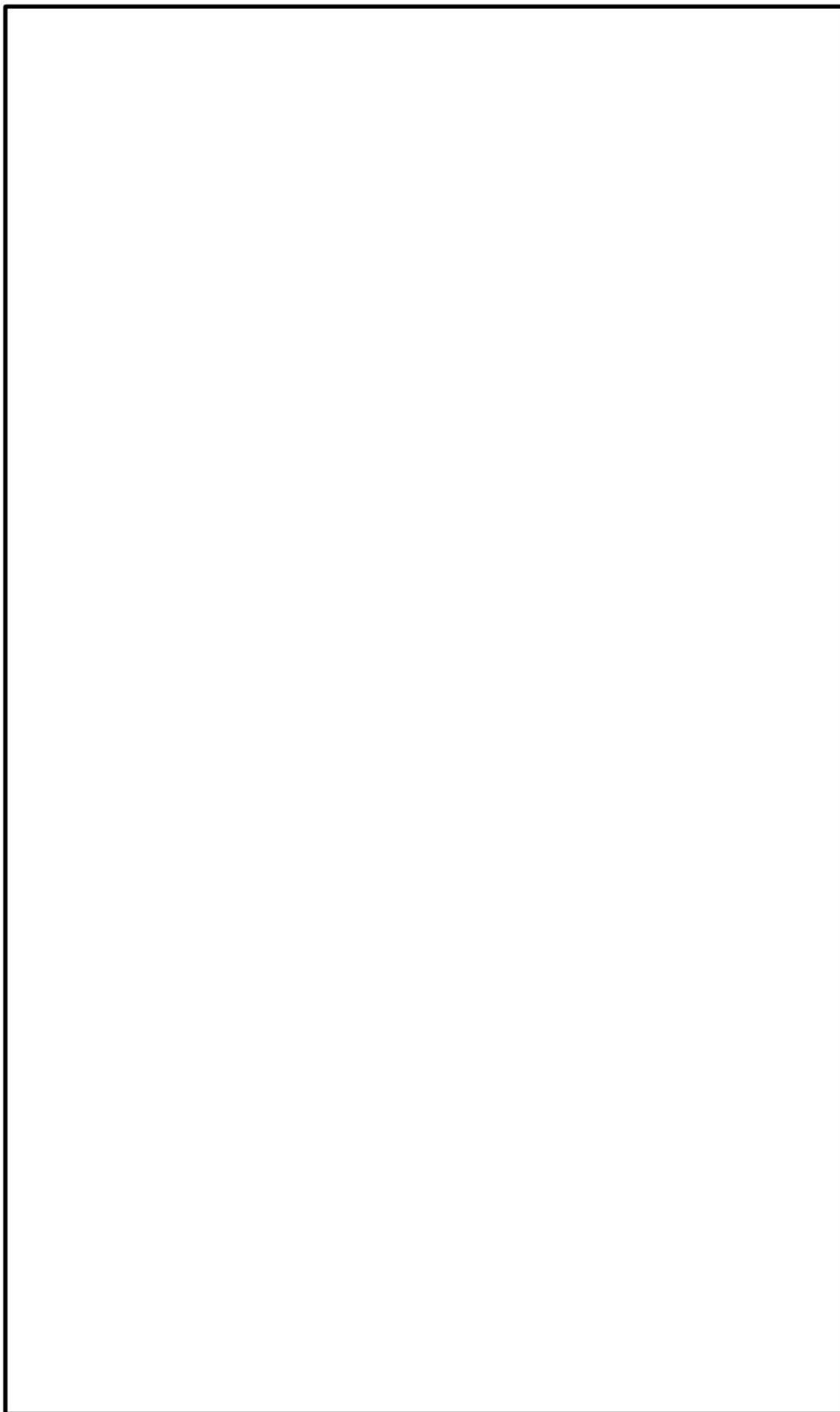


図 1.3.2-2 機器配置図 (原子炉建物地下 2 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

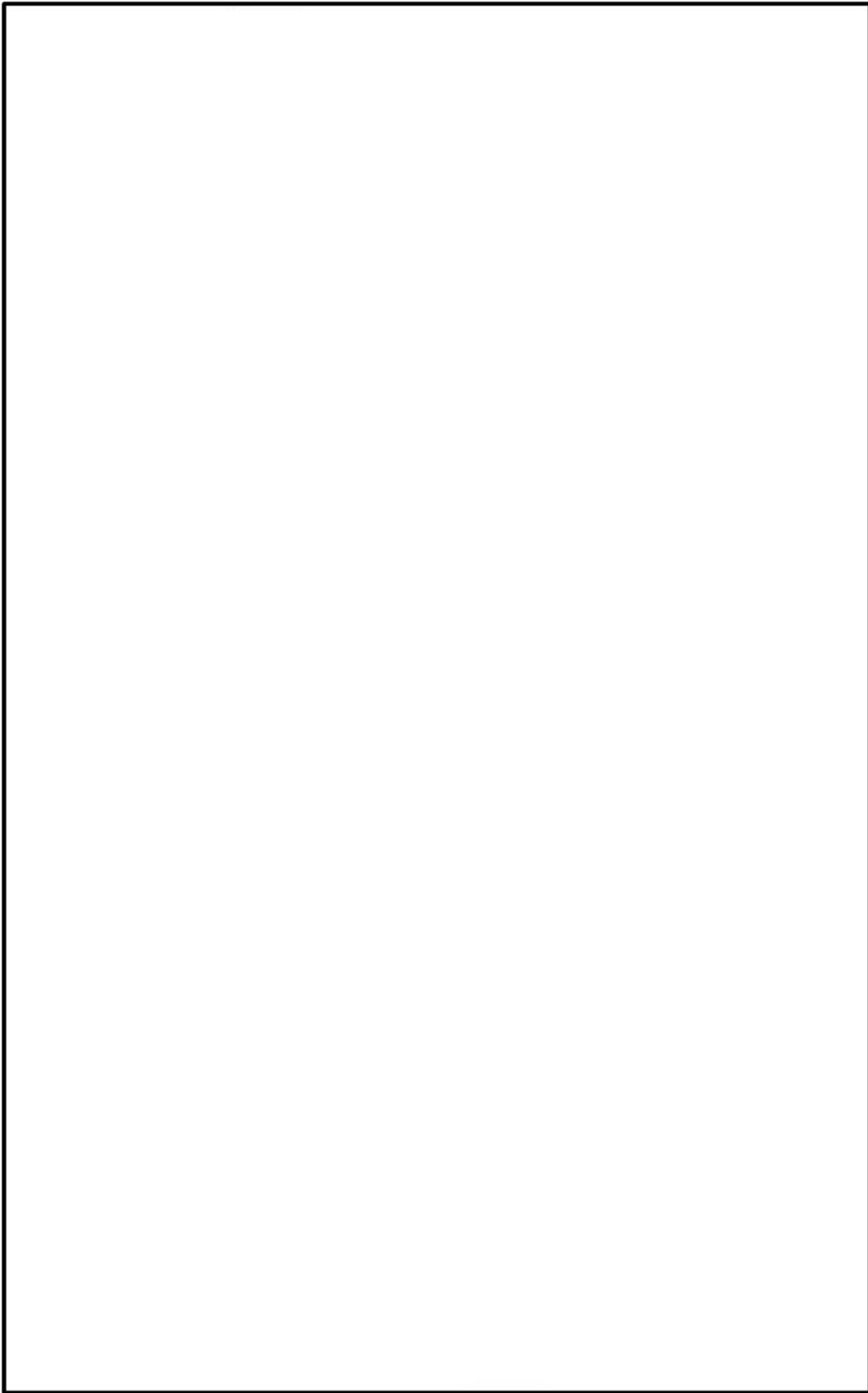


図 1.3.2-3 機器配置図 (原子炉建物地下 1 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

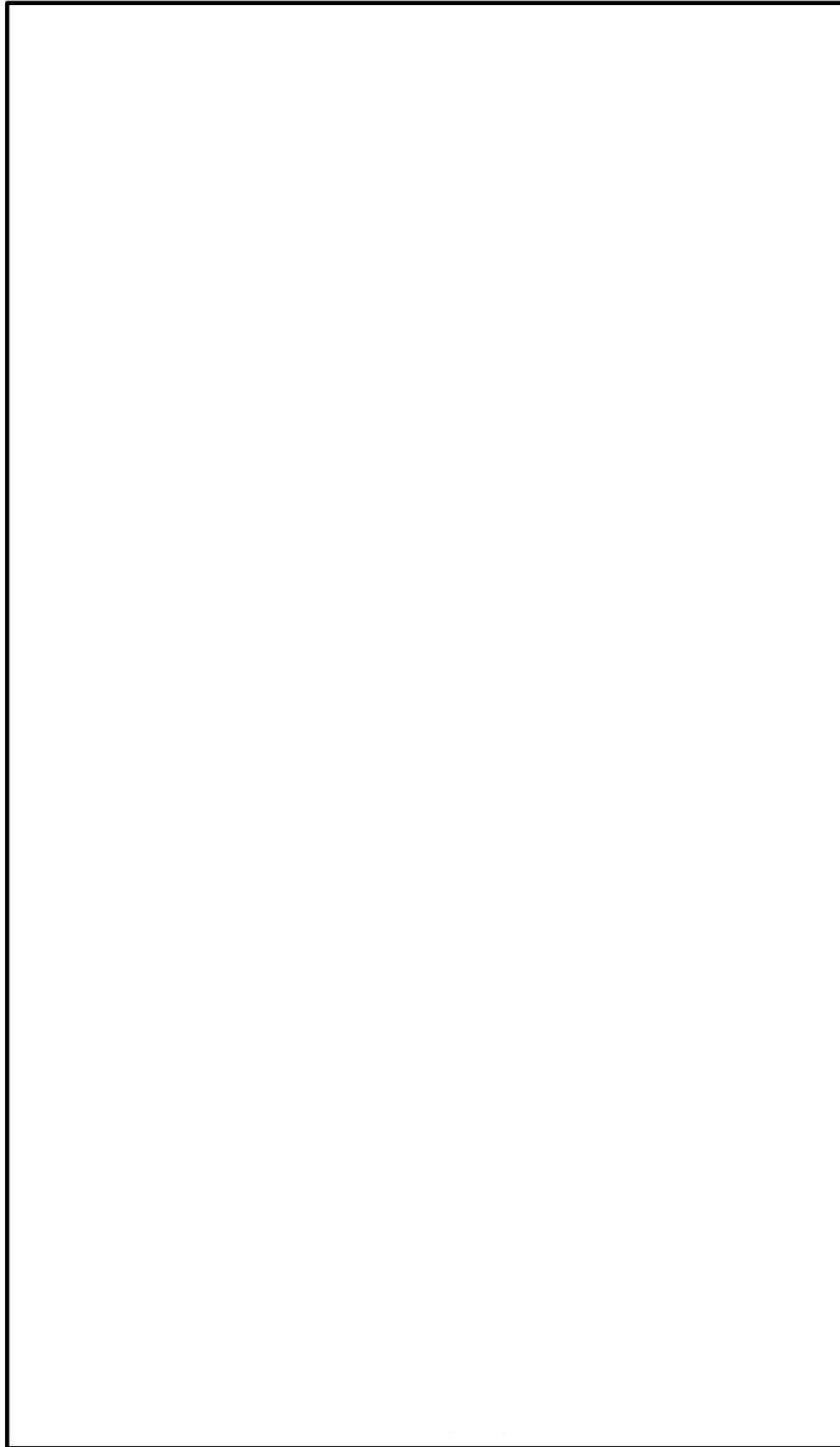


図 1.3.2-4 機器配置図 (原子炉建物 1 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

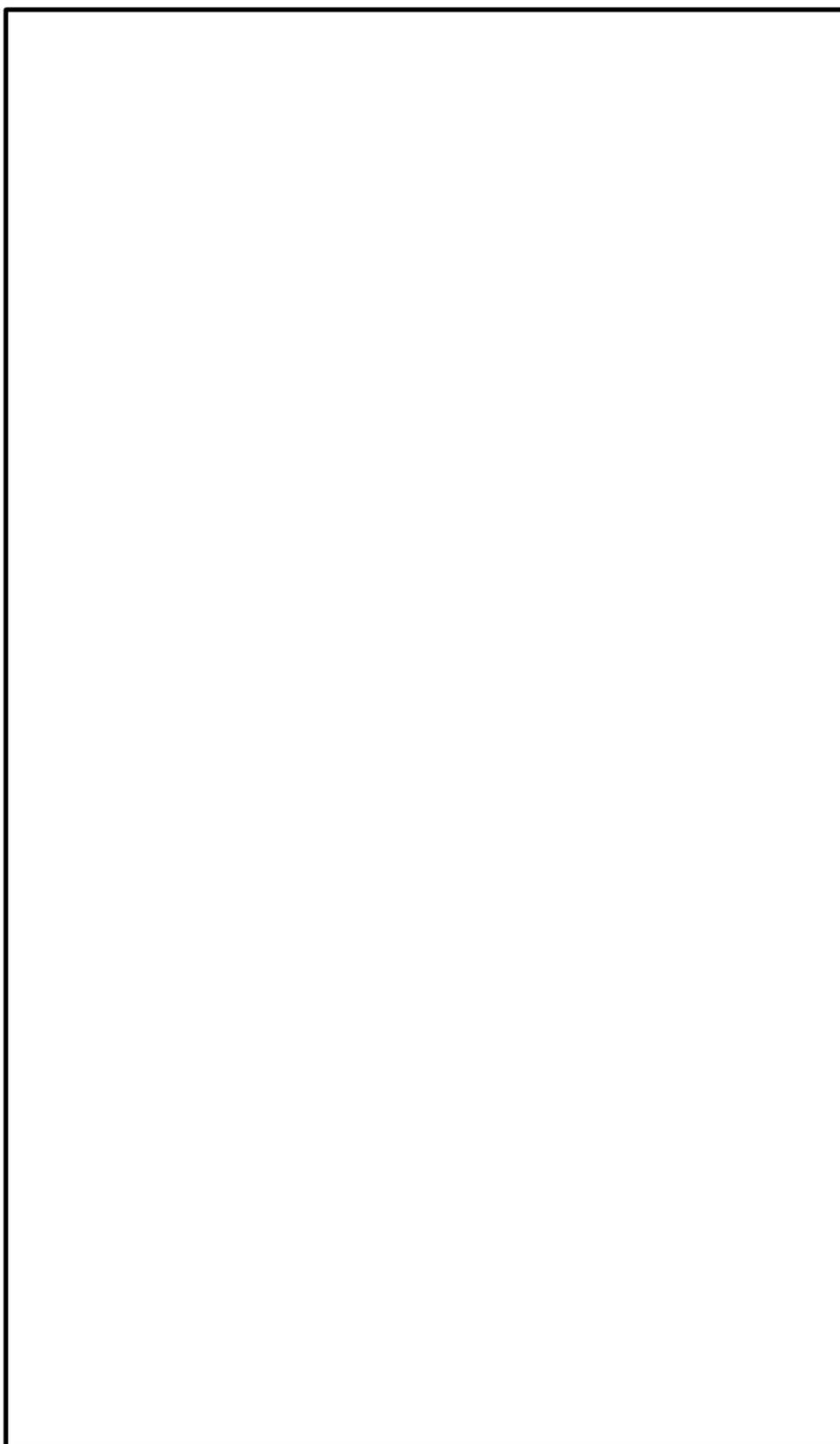


図 1.3.2-5 機器配置図 (原子炉建物 2 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

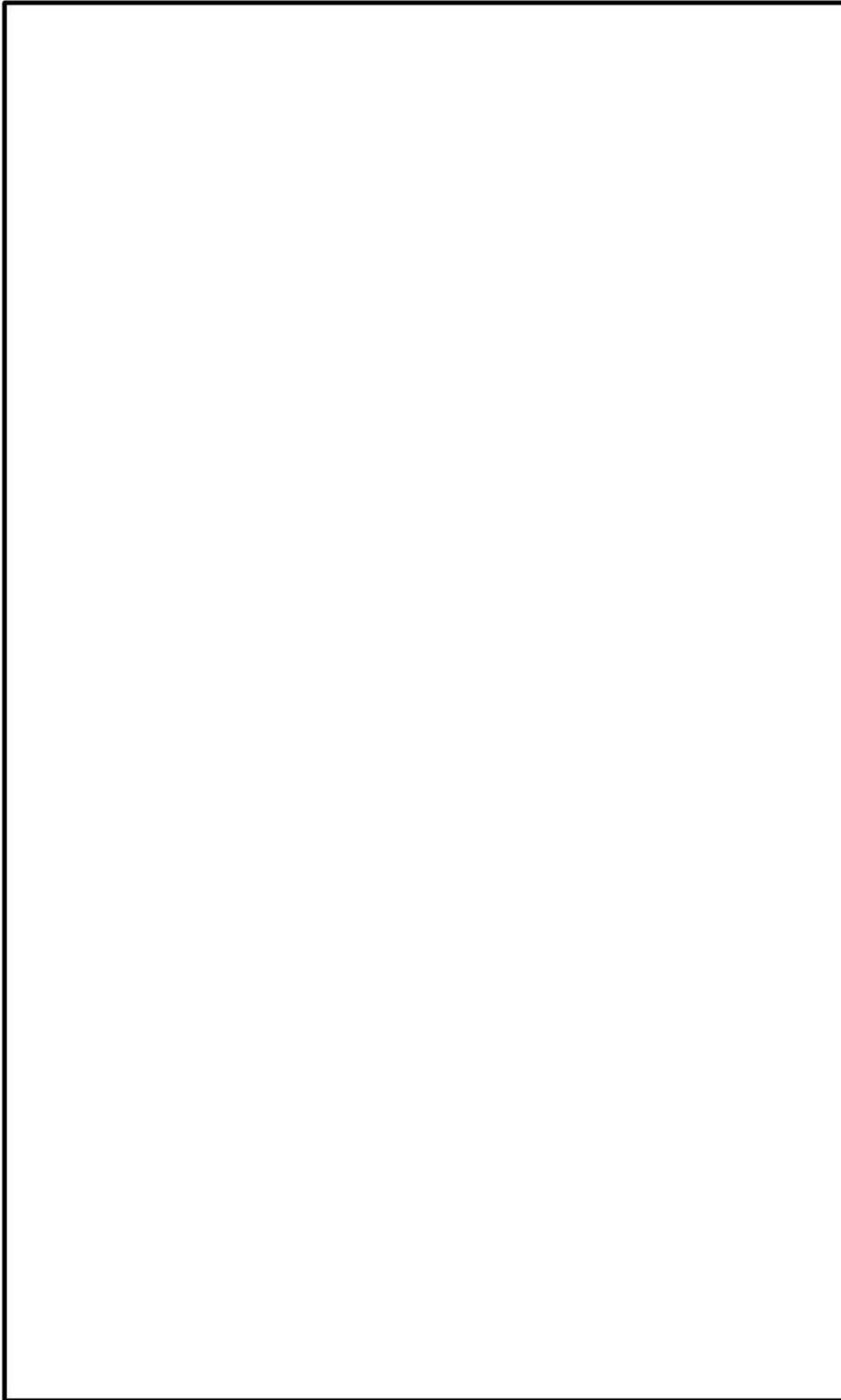


図 1.3.2-6 機器配置図 (原子炉建物中 2 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

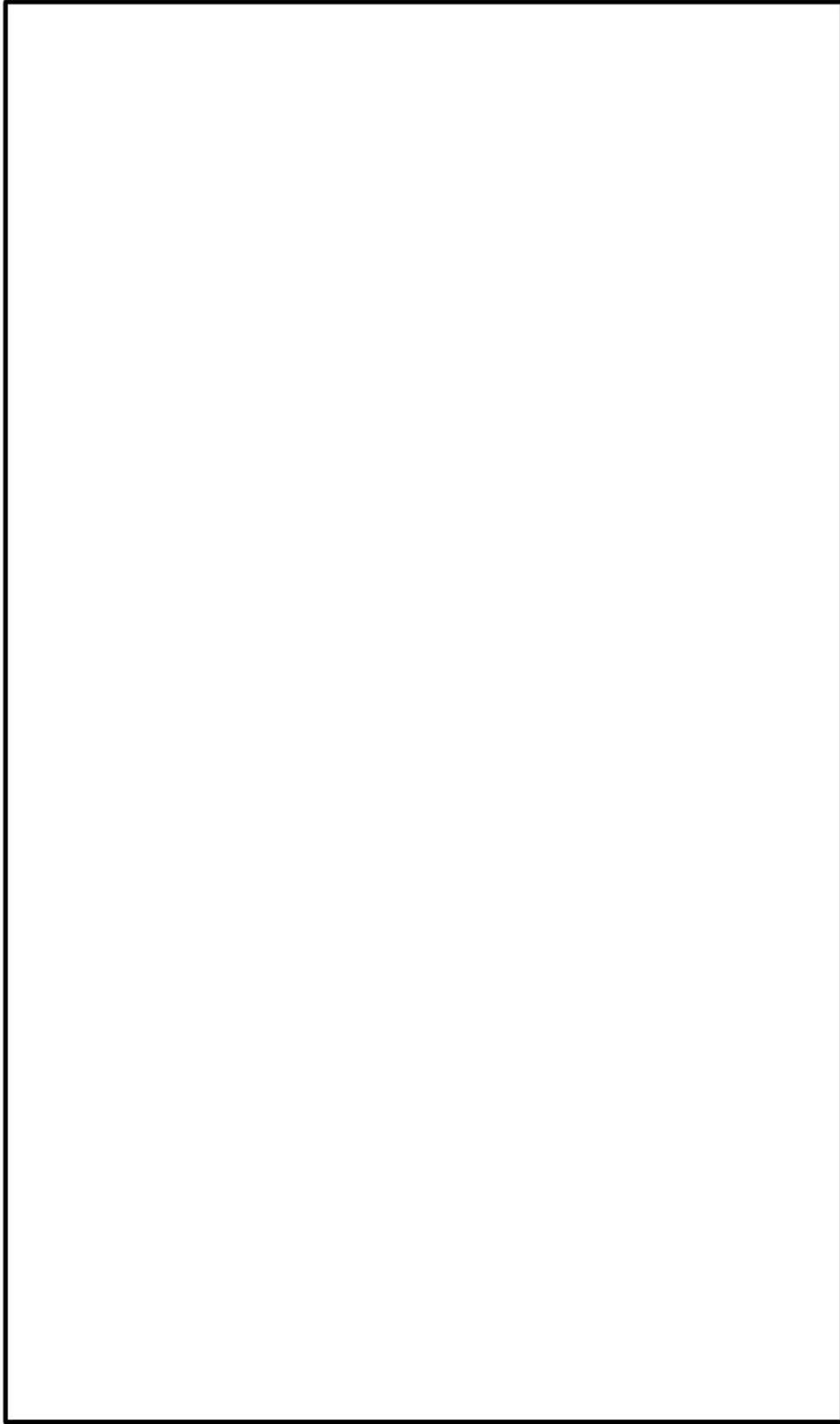


図 1.3.2-7 機器配置図 (原子炉建物 3 階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

原子炉格納容器内における，サブプレッション・プール水温度（S A）の位置を図 1.3.2-8 に示す。

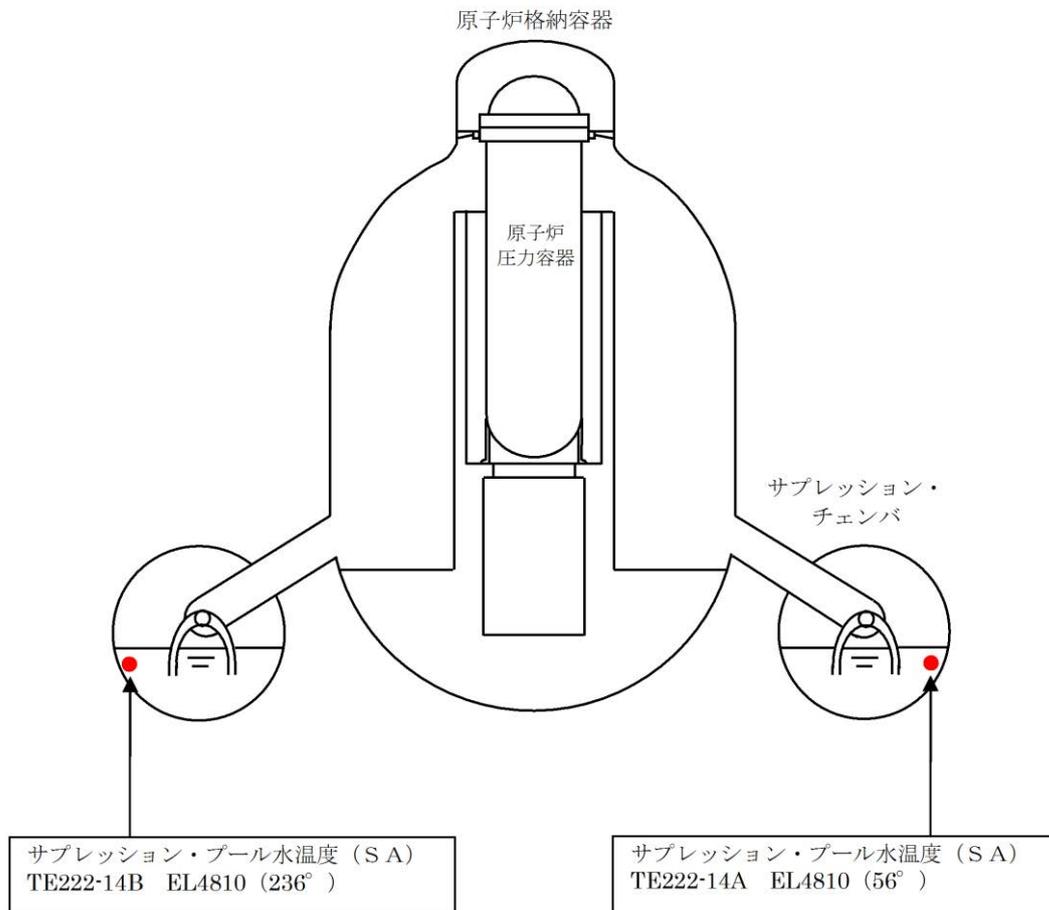


図 1.3.2-8 サブプレッション・プール水温度（S A）の位置

c. システム構成

④残留熱代替除去系原子炉注水流量

残留熱代替除去系原子炉注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系原子炉注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系原子炉注水流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-9「残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図」参照。)

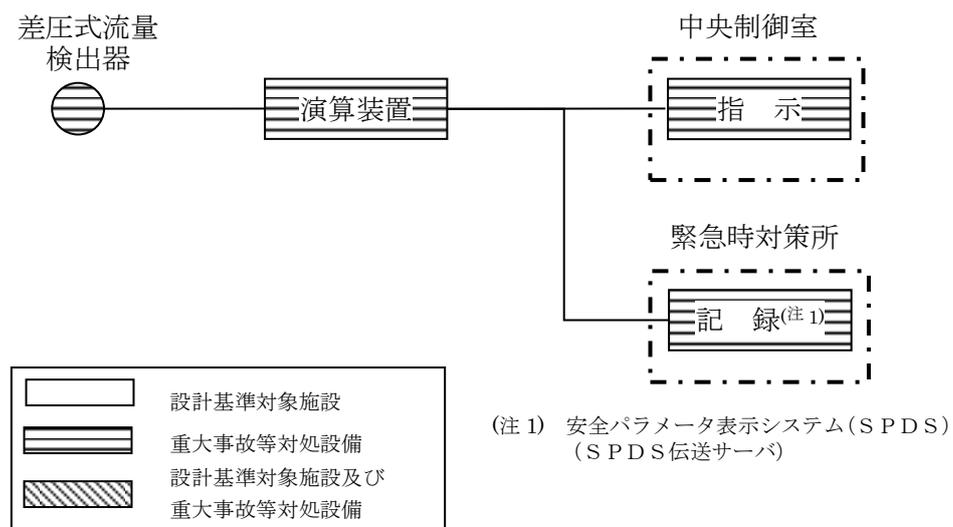


図 1.3.2-9 残留熱代替除去系原子炉注水流量の概略構成図

⑤ 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量

残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-10「残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図」参照。)

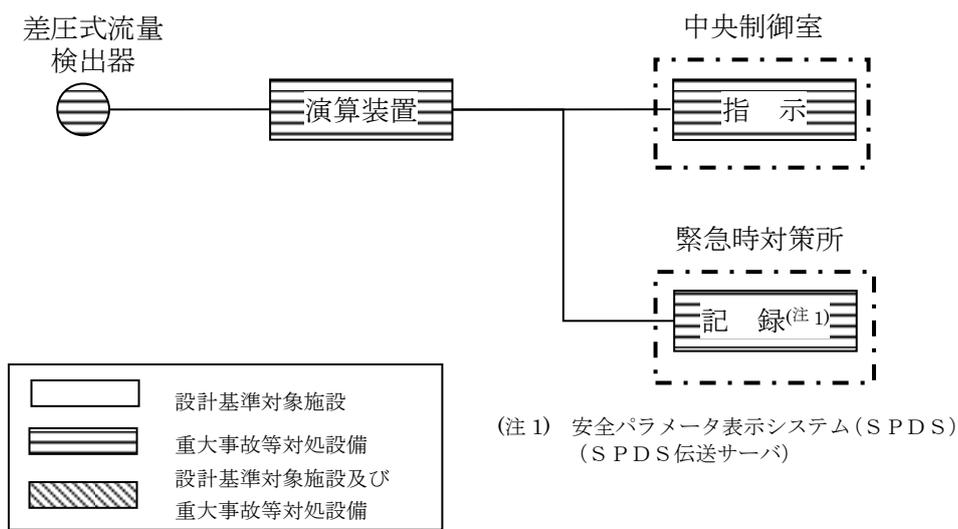


図 1.3.2-10 残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の概略構成図

◎サブプレッション・プール水温度（SA）

サブプレッション・プール水温度（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サブプレッション・プール水温度（SA）の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、サブプレッション・プール水温度（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-11「サブプレッション・プール水温度（SA）の概略構成図」参照。）

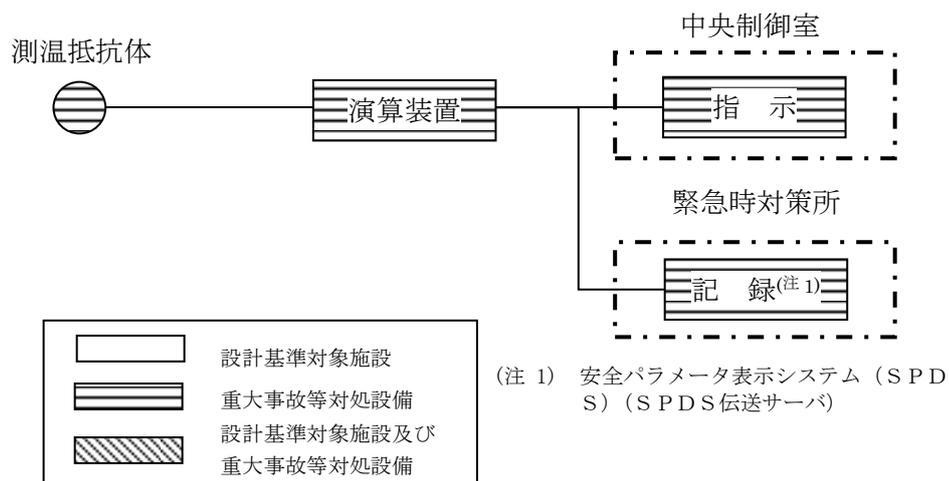


図 1.3.2-11 サプレッション・プール水温度（SA）の概略構成図

④残留熱除去系熱交換器出口温度

残留熱除去系熱交換器出口温度は，設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており，残留熱除去系熱交換器出口温度の検出信号は，熱電対からの起電力を，演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後，残留熱除去系熱交換器出口温度を中央制御室に指示し，緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-12「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。）

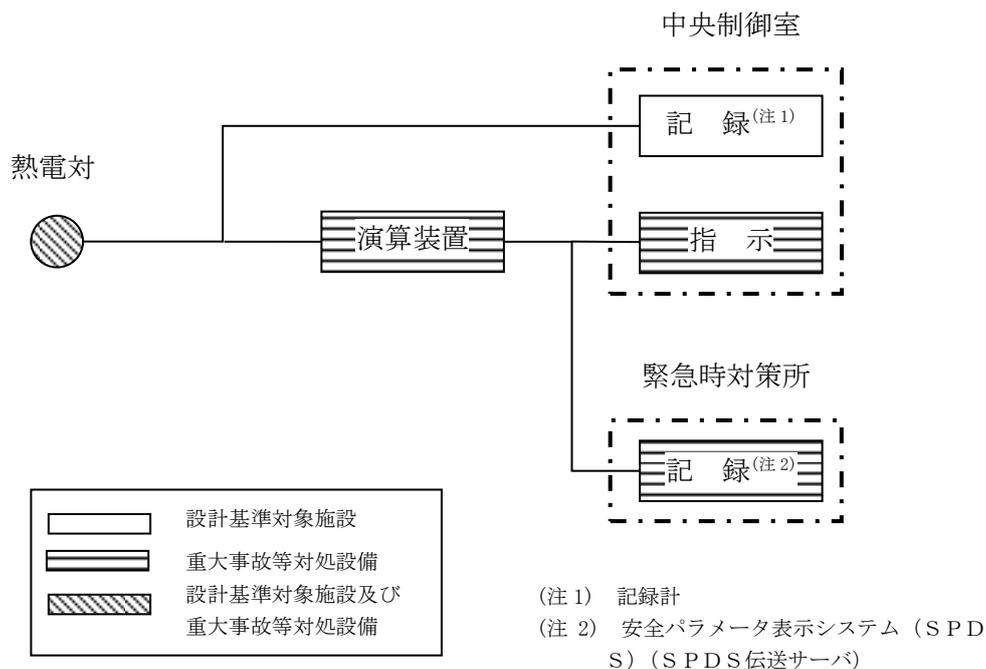


図 1.3.2-12 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図

◎ドライウエル温度（S A）

ドライウエル温度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル温度（S A）の検出信号は、熱電対からの起電力を、演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、ドライウエル温度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1. 3. 2-13「ドライウエル温度（S A）の概略構成図」参照。）

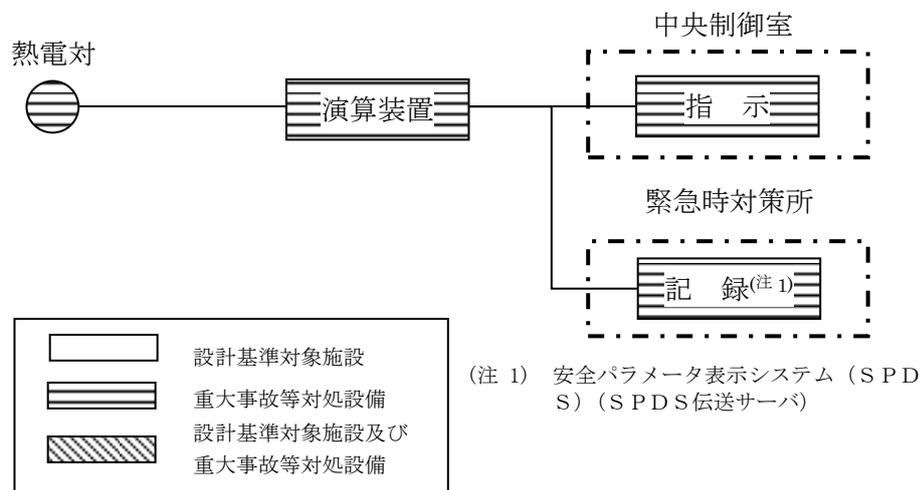


図 1. 3. 2-13 ドライウエル温度（S A）の概略構成図

④ドライウエル圧力（SA）

ドライウエル圧力（SA）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、ドライウエル圧力（SA）の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、ドライウエル圧力（SA）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-14「ドライウエル圧力（SA）の概略構成図」参照。）

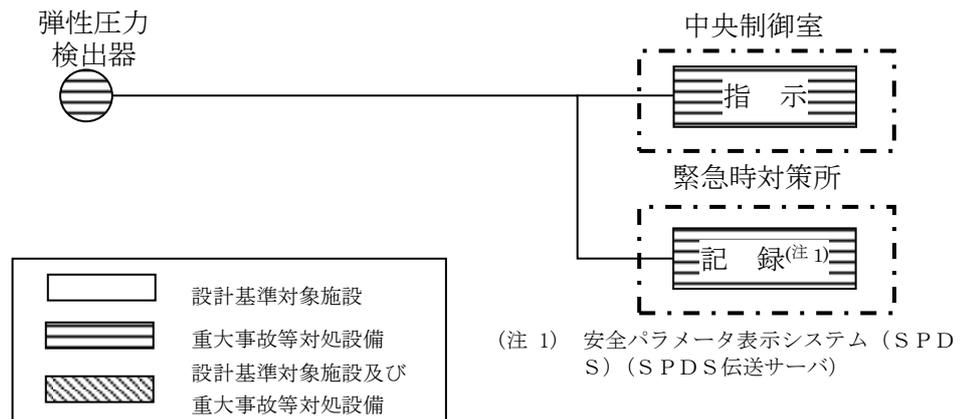


図 1.3.2-14 ドライウエル圧力（SA）の概略構成図

㊟ サプレッション・チェンバ圧力 (SA)

サプレッション・チェンバ圧力 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・チェンバ圧力 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-15「サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図」参照。)

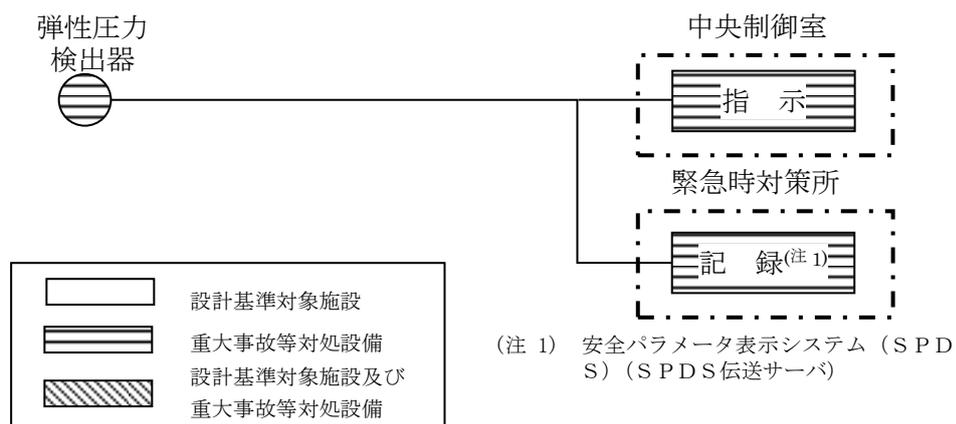


図 1.3.2-15 サプレッション・チェンバ圧力 (SA) の概略構成図

④ サプレッション・プール水位 (SA)

サプレッション・プール水位 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、サプレッション・プール水位 (SA) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、サプレッション・プール水位 (SA) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 1.3.2-16「サプレッション・プール水位 (SA) の概略構成図」参照。)

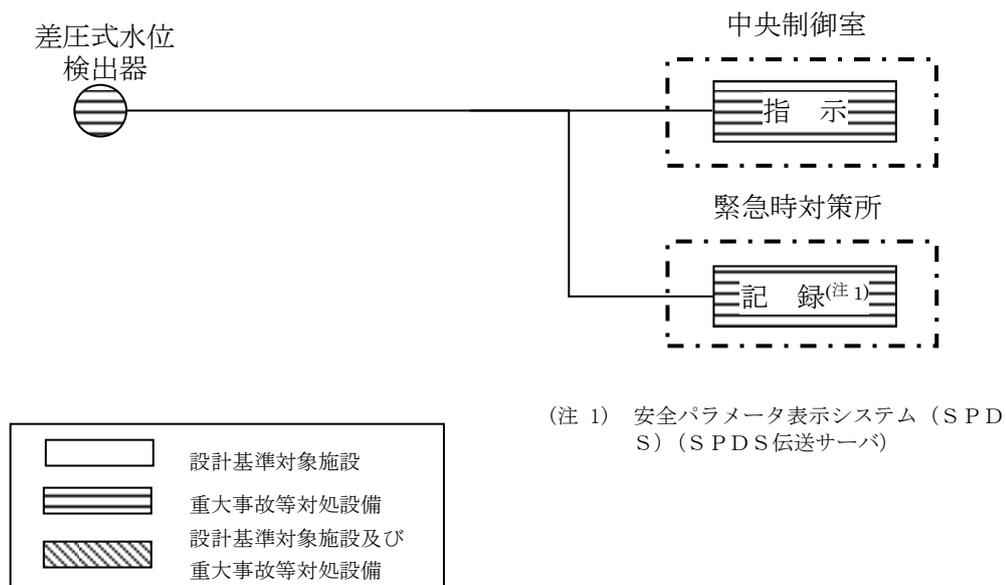


図 1.3.2-16 サプレッション・プール水位 (SA) の概略構成図

①残留熱代替除去ポンプ出口圧力

残留熱代替除去系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、残留熱代替除去系ポンプ出口圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図 1.3.2-17「残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）

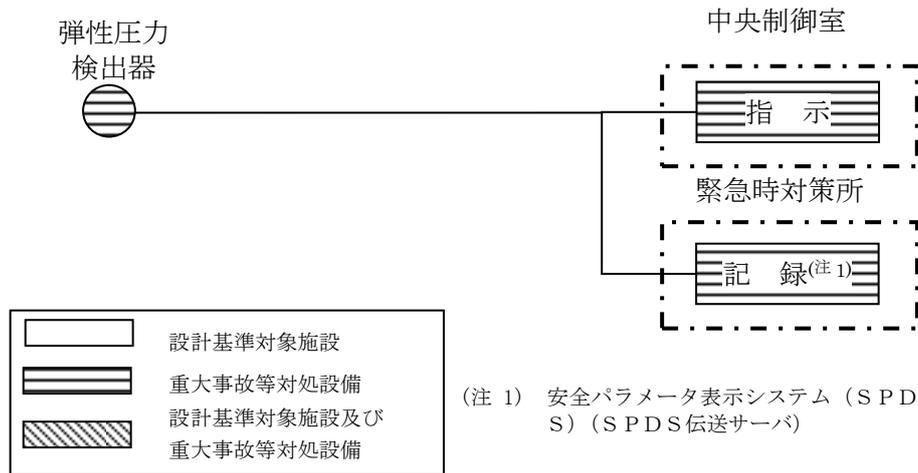


図 1.3.2-17 残留熱代替除去ポンプ出口圧力の概略構成図

### 1.3.3 電源設備

#### ① 概要

残留熱代替除去系の使用時に必要な電動機，計測制御設備，電動駆動弁を動作させるため，代替交流電源設備から代替所内電気設備を経由して必要な電力を供給する設計としており，既設非常用所内電気設備が使用不能の場合においても，必要な電力を供給できる設計としている。

#### ② 電源供給負荷

残留熱代替除去系の使用時に必要な負荷は図 1.3.3-1 及び表 1.3.3-1 に示すとおりである。

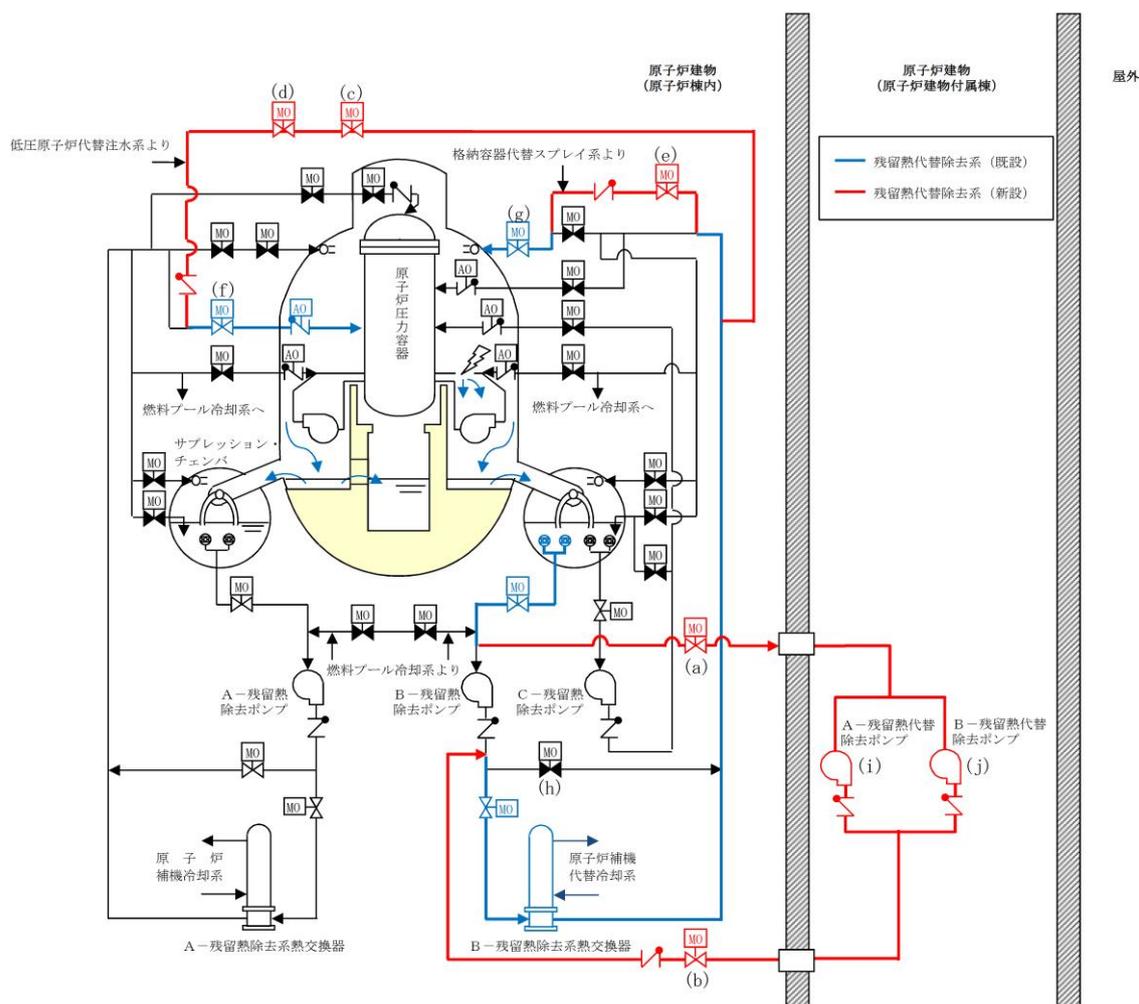


図 1.3.3-1 残留熱代替除去系概略図

表 1.3.3-1 残留熱代替除去系の電源供給負荷

図番	負荷	通常時の 電源供給元	代替所内電気設備 使用時の電源供給元
(a)	RHR R HAR ライン入口止 め弁 <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(b)	R HAR ライン流量調節弁 <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(c)	RHR A-F L S R 連絡ライ ン止め弁 <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(d)	RHR A-F L S R 連絡ライ ン流量調節弁 <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(e)	RHR PCV スプレー連絡ラ イン流量調節弁 <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(f)	A-RHR 注水弁	C2-C/C	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(g)	B-RHR ドライウェル第2ス プレー弁	D2-C/C	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(h)	B-RHR 熱交バイパス弁	D2-C/C	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(i)	A-残留熱代替除去ポンプ <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
(j)	B-残留熱代替除去ポンプ <sup>※3</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>	SA2-C/C <sup>※1</sup>
—	計測制御設備 <sup>※2</sup>	SA1-C/C <sup>※1</sup>	SA1-C/C <sup>※1</sup>

※1：SA-L/C より受電する。

※2：以下のパラメータを監視する。

- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレー流量
- ・サブプレッション・プール水温度 (SA)
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ドライウェル温度 (SA)
- ・ドライウェル圧力 (SA)
- ・サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)
- ・サブプレッション・プール水位 (SA)
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力

※3：残留熱代替除去系設置に伴い設置する設備

### ③単線結線図

残留熱代替除去系の単線結線図は図 1. 3. 3-2 に示す通りである。

外部電源喪失時における残留熱代替除去系の電源供給元は、次のとおりとする。

- a. 常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）から代替所内電気設備（緊急用 M/C, SA-L/C, SA1-C/C, SA2-C/C）を経由して、残留熱代替除去系の運転に必要な設備に電源供給を行う。（図 1. 3. 3-2 図）

なお、通常時に非常用所内電気設備の負荷である設備については、代替所内電気設備からの電源供給に切替えて電源供給を行う。

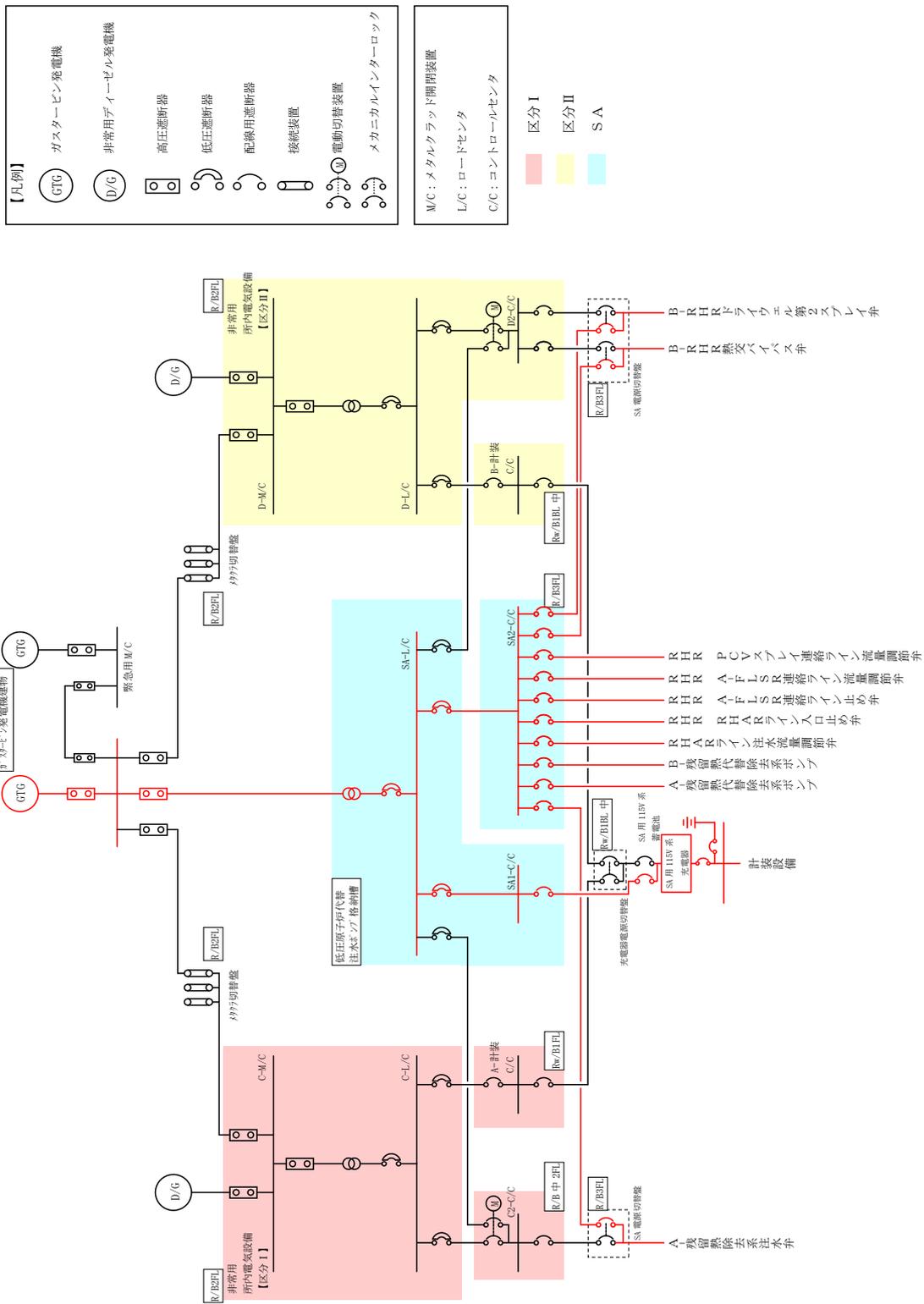


図 1.3.3-2 残留熱代替除去系の単線結線図

## 2. 残留熱代替除去系の成立性確認

### 2.1 有効性評価シナリオの成立性

#### 2.1.1 残留熱代替除去系の運用について

残留熱代替除去系は、1.2 に示すとおりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水及び原子炉格納容器の除熱が可能な系統であり、サプレッション・チェンバの水位上昇を抑制できる。

残留熱代替除去系の運転に当たり、原子炉補機冷却系（原子炉補機冷却海水系を含む）又は原子炉補機代替冷却系による冷却水供給を必要とするが、格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器の除熱が必要となるまでに残留熱代替除去系への冷却水供給を確保することが可能であることから、原子炉格納容器の除熱に当たっては残留熱代替除去系を優先して使用する運用としている。

#### 2.1.2 残留熱代替除去系の有効性について

残留熱代替除去系の有効性については、「島根原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価」の「3.1 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、「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにて事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することが可能となることを確認している。また、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」における、「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗+DCH発生」シナリオにおいても事象を通じて限界圧力に到達することなく、格納容器ベントを回避することができることを確認している。

なお、高圧・低圧注水機能喪失に対しては、重大事故等対処設備である高圧原子炉代替注水系による原子炉注水を行うことで、原子炉減圧を実施することなく、炉心損傷は回避可能である。また、格納容器フィルタベント系によるベント実施により格納容器の健全性は維持され、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。高圧原子炉代替注水系の有効性については、「島根原子力発電所2号炉重大事故等対策の有効性評価」の「2.3.2 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗」にて確認している。

## 2.2 残留熱代替除去系の操作性

### 2.2.1 残留熱代替除去系運転のために必要な系統・機器とアクセス性

残留熱代替除去系運転時あるいは運転後において、以下の操作並びに作業が確実に実施できることが必要である。

- (1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視ができること
- (2) 格納容器ベント操作ができること

#### (1) 残留熱代替除去系運転継続に必要な操作、監視

残留熱代替除去系運転開始前の系統構成は、中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作のため、操作への放射線による大きな影響はない。

また、運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため、操作への放射線による大きな影響はない。

残留熱代替除去系運転を開始した後は、残留熱代替除去ポンプの運転状態を残留熱代替除去ポンプ出口圧力により監視する。また、系統流量の監視は、原子炉注水流量を残留熱代替除去系原子炉注水流量で、格納容器スプレイ流量を残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量にて監視する。

残留熱代替除去系運転による系統水冷却状況を、残留熱除去熱交換器出口温度及びサプレッション・プール水温度（SA）により確認する。

残留熱代替除去系運転の効果を、原子炉水位・格納容器内圧力・格納容器内温度・サプレッション・プール水位により確認する。

これらのパラメータは中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため、残留熱代替除去系運転により配管廻りの放射線量が上昇した場合においても監視が可能である。

また、残留熱代替除去系運転時には原子炉注水流量及び格納容器スプレイ流量を調整する場合は、流量調整弁の操作により行うが中央制御室からの遠隔で操作が可能な設計としているため、放射線量が上昇した場合においても操作が可能である。（表 2.2.1-1 及び図 2.2.1-1 参照）

その他の作業としては、原子炉補機代替冷却系の運転状態確認及び大型送水ポンプ車への給油作業がある。これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため高線量になることはなく、温度・湿度等についても問題になることはなく作業環境は維持されている。

表 2.2.1-1 残留熱代替除去系における操作対象弁・監視対象機器

対象弁・監視機器	実施時期	操作概要	場所	図番
RHR R H A Rライン入口止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(a)
R H A Rライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(b)
RHR A-F L S R連絡ライン止め弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(c)
RHR A-F L S R連絡ライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(d)
RHR P C Vスプレイ連絡ライン流量調節弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(e)
A-RHR注水弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(f)
B-RHRドライウェル第2スプレイ弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(g)
B-RHR熱交バイパス弁	運転開始前	弁開	中央制御室	(h)
計測制御設備 <sup>※1</sup>	運転時		中央制御室 緊急時対策所	—

※1：以下のパラメータを監視する。

- ・残留熱代替除去系原子炉注水流量
- ・残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量
- ・残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・サプレッション・プール水温度 (S A)
- ・残留熱代替除去ポンプ出口圧力
- ・原子炉水位
- ・格納容器内圧力
- ・格納容器内温度
- ・サプレッション・プール水位

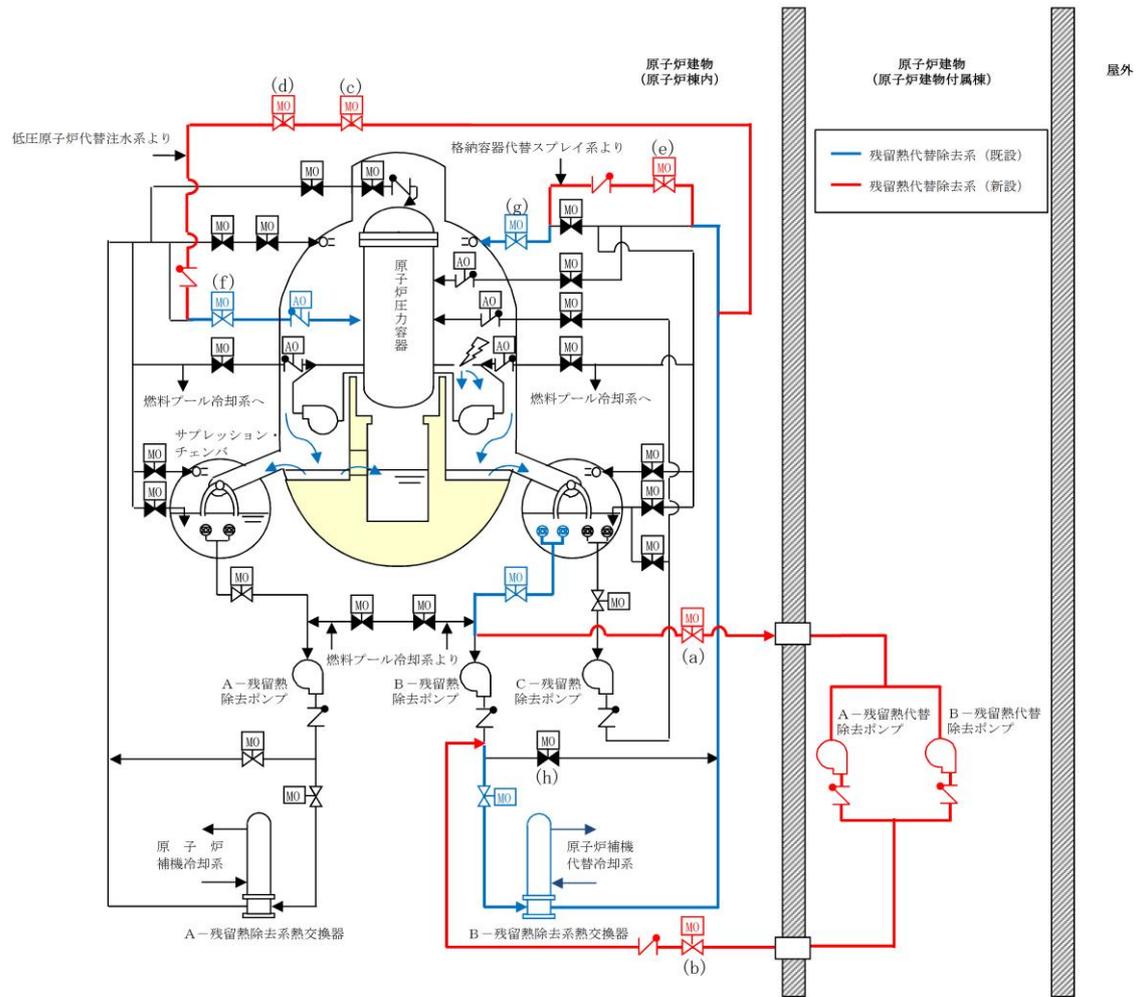


図 2.2.1-1 残留熱代替除去系概要図

(2) 格納容器ベント操作

格納容器ベント操作について、操作対象弁は図 2. 2. 1-2 のとおりであり、これらの操作対象弁と残留熱代替除去系配管の主たる流路の位置関係を表 2. 2. 1-2 及び図 2. 2. 1-3～図 2. 2. 1-5 に示す。これらの操作弁は中央制御室から遠隔操作可能な設計であるため、残留熱代替除去系運転後の放射線量上昇による操作への影響はない。なお、何らかの理由によりベント操作弁が中央制御室から遠隔操作不能となる場合は、放射線量上昇による影響が小さい原子炉建物付属棟において遠隔手動操作で開閉する方法を備えている。なお、これらの操作位置は原子炉建物付属棟であっても、残留熱代替除去系運転により高線量となる配管との位置が比較的近い箇所もあるため、放射線量上昇によるアクセス性及び弁操作性を考慮し、必要に応じて放射線防護対策を施す。

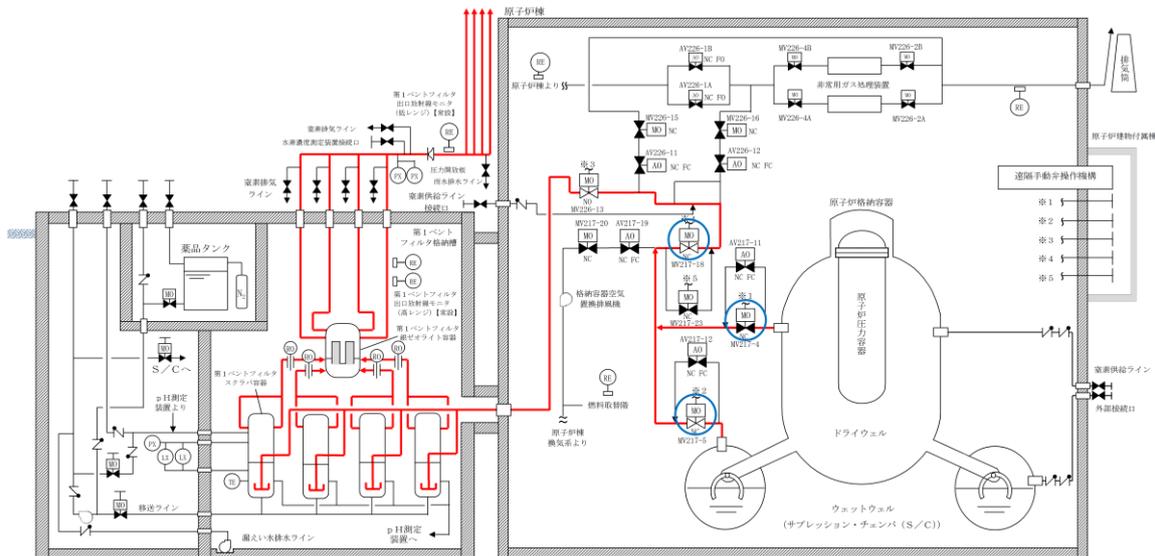


図 2. 2. 1-2 格納容器フィルタベント系系統概要図

表 2. 2. 1-2 ベント操作に必要な操作弁と配置

MV217-5 (第1弁 S/C)	弁①(第 2. 2. 1-3 図)
MV217-4 (第1弁 D/W)	弁②(第 2. 2. 1-4 図)
MV217-18 (第2弁)	弁③(第 2. 2. 1-4 図)



図 2.2.1-3 機器配置図



図 2.2.1-4 機器配置図

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### (3) 残留熱除去系の復旧作業

残留熱代替除去系は、残留熱除去系による冷却機能を喪失した場合に使用する系統であり、残留熱除去系が復旧するまで運転継続することを目的としている。よって、残留熱代替除去系運転による放射線量上昇の影響があっても、残留熱除去系復旧作業ができることを示す。

残留熱代替除去系では、サプレッション・チェンバからの吸込み及び原子炉格納容器内へのスプレイとして、残留熱除去系のB系を使用することを想定（原子炉への注水はA系を想定）している。このため、残留熱除去系の復旧に際しては、残留熱代替除去系運転の影響を受ける可能性が最も低いA系を復旧することを想定する。

A－残留熱除去ポンプ類の復旧のためには、機能喪失要因にもよるが原子炉建物地下2階のA－残留熱除去ポンプ室又は原子炉建物地下1階のA－残留熱除去ポンプ室の上部ハッチまでアクセスすることができる必要がある。

図2.2.1-5に示すとおり、残留熱代替除去系により高線量となる配管は、A－残留熱除去ポンプ室及び上部ハッチ付近から十分離れていることから、アクセスは可能である。

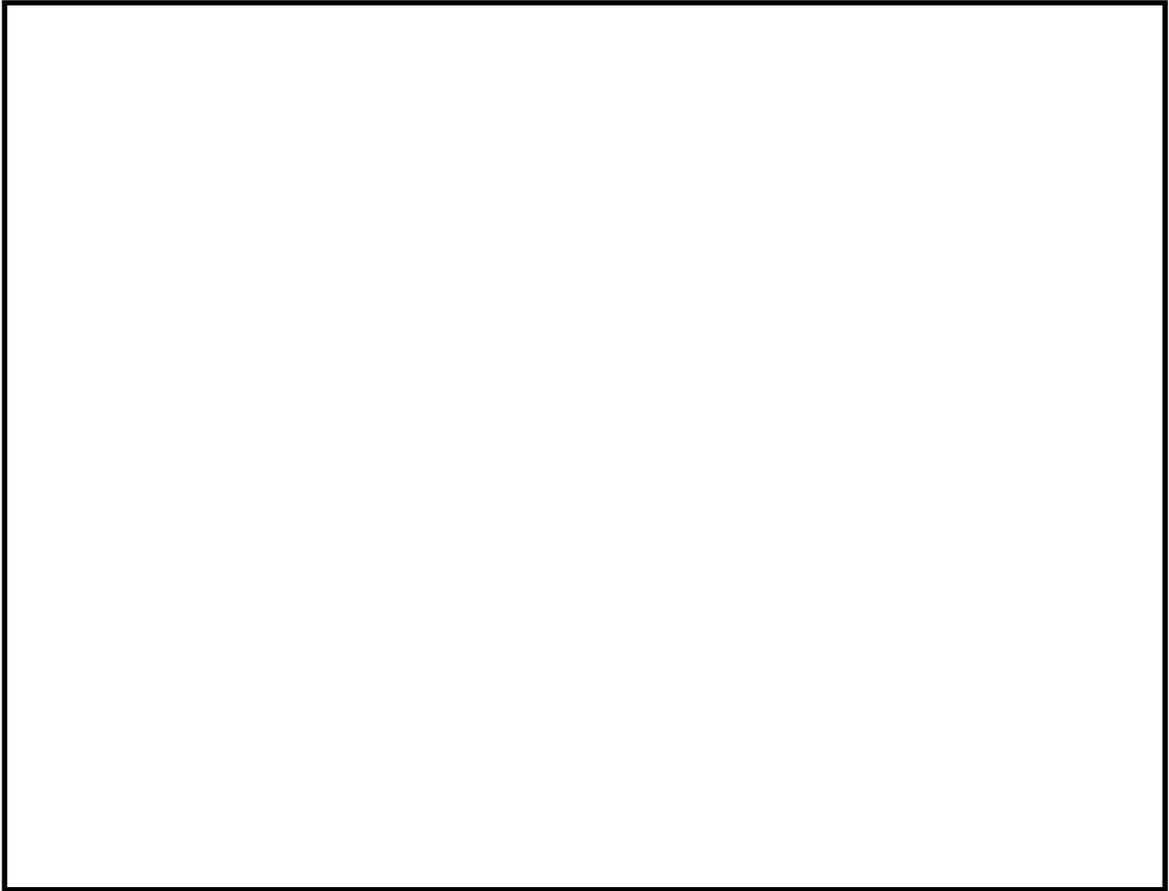


図 2.2.1-5 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）（1 / 2）

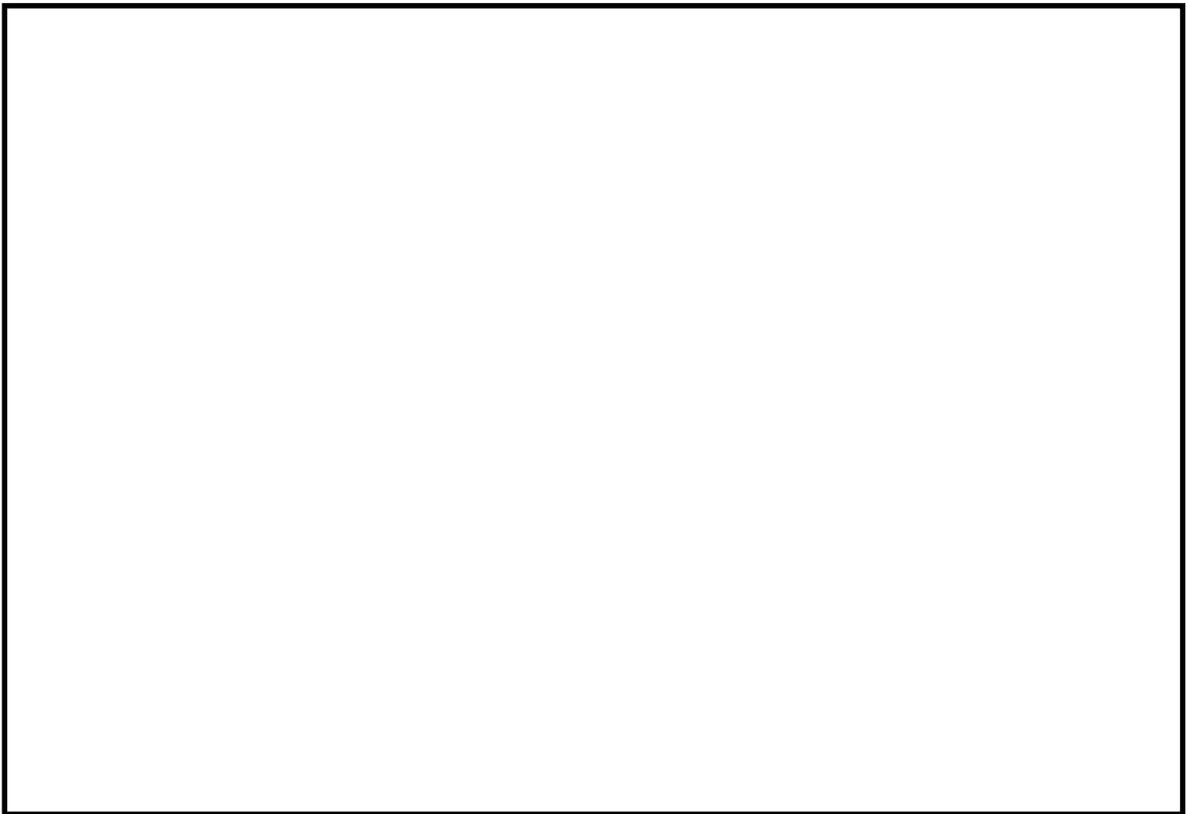


図 2.2.1-5 機器配置図（原子炉建物地下 2 階）（2 / 2）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 2.2.2 操作の概要について

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）」（残留熱代替除去系を使用する場合）及び「高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の手順の概要を図 2.2.2-1～3 に、必要な要員と作業項目を図 2.2.2-4～6 に示す。

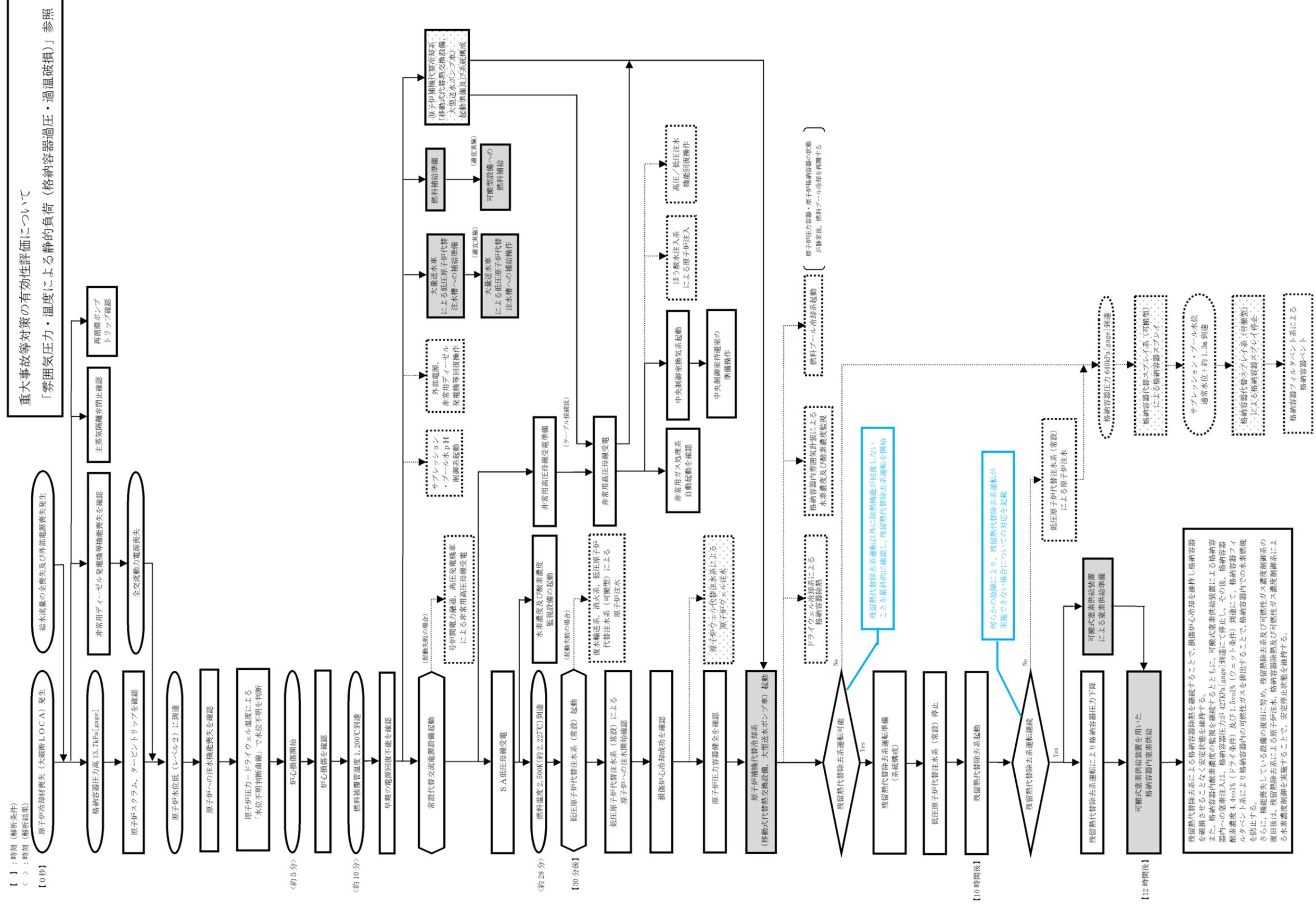


図 2.2.2-1 残留熱代替除去系運転の手順概要（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合）「全体図」

重大事故等対策の有効性評価について  
「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照

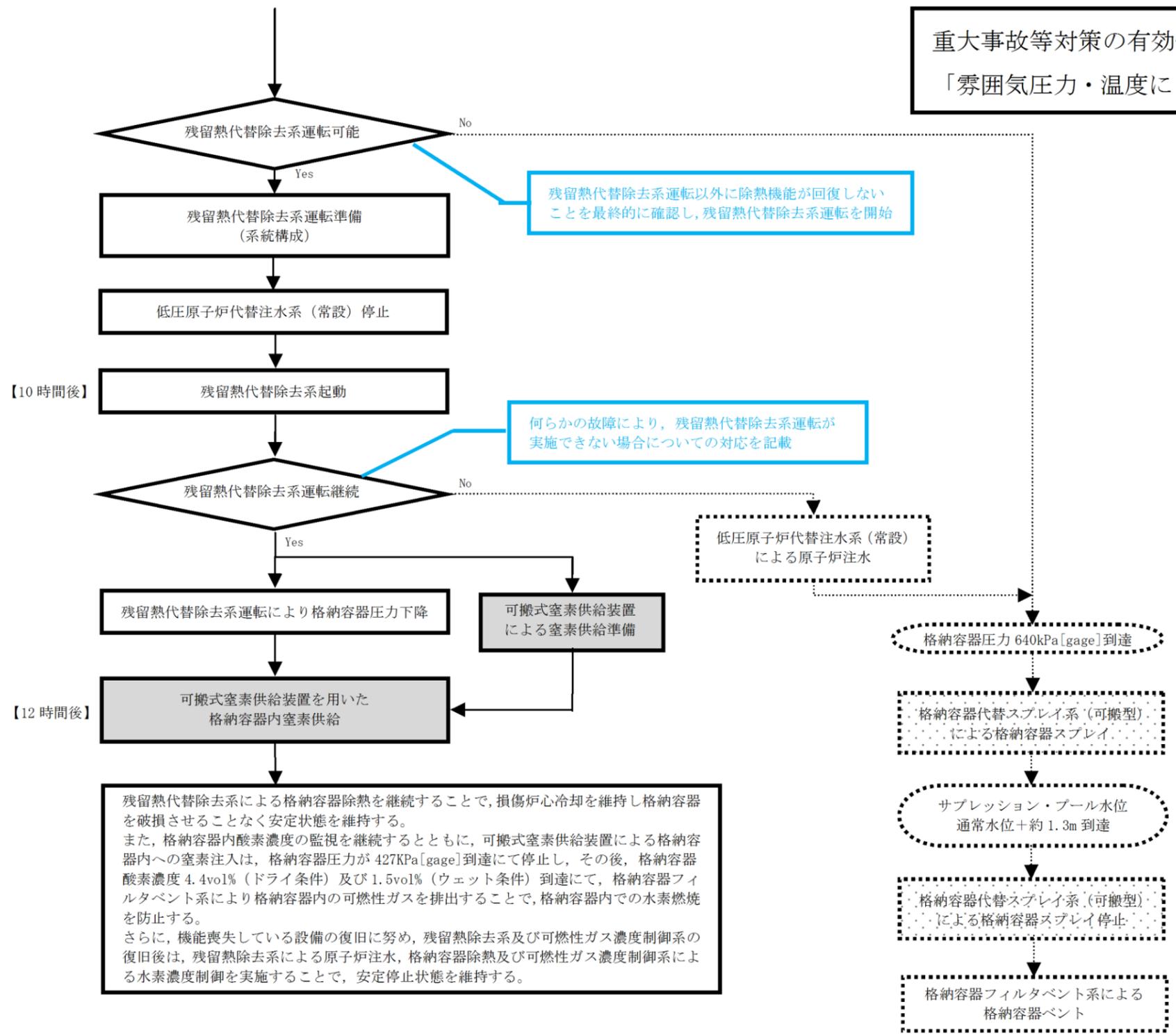
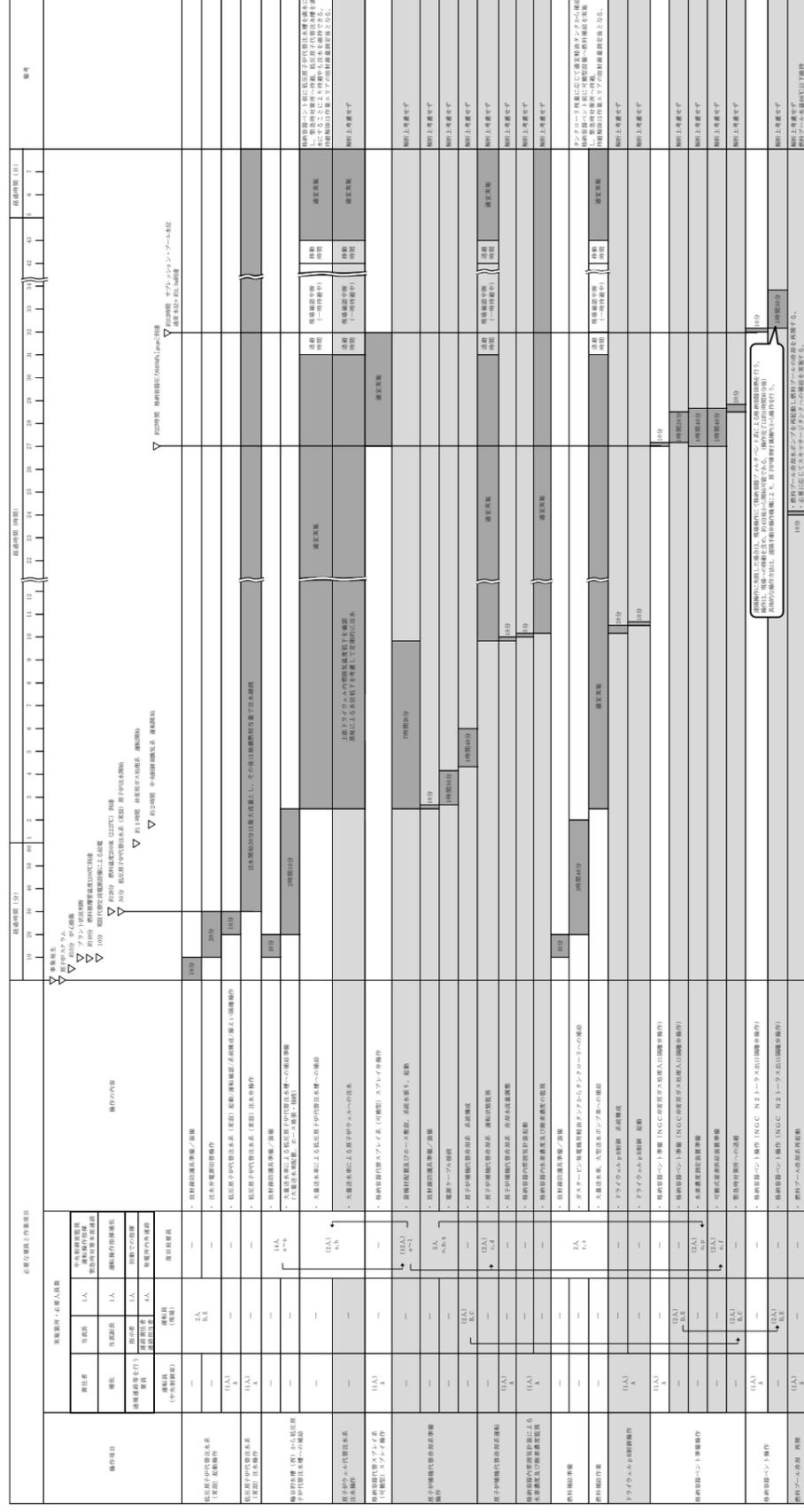


図 2.2.2-2 残留熱代替除去系運転の手順概要（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合）「抜粋図」





重大事故等対策の有効性評価について「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」参照



以上が、残留熱代替除去系運転による格納容器ベント回避のシナリオ  
 以下は、残留熱代替除去系運転失敗による格納容器ベントに至るシナリオ  
 (10 時間後に残留熱代替除去系運転に失敗し、事象発生 32 時間後に格納容器ベントに至ることを想定)

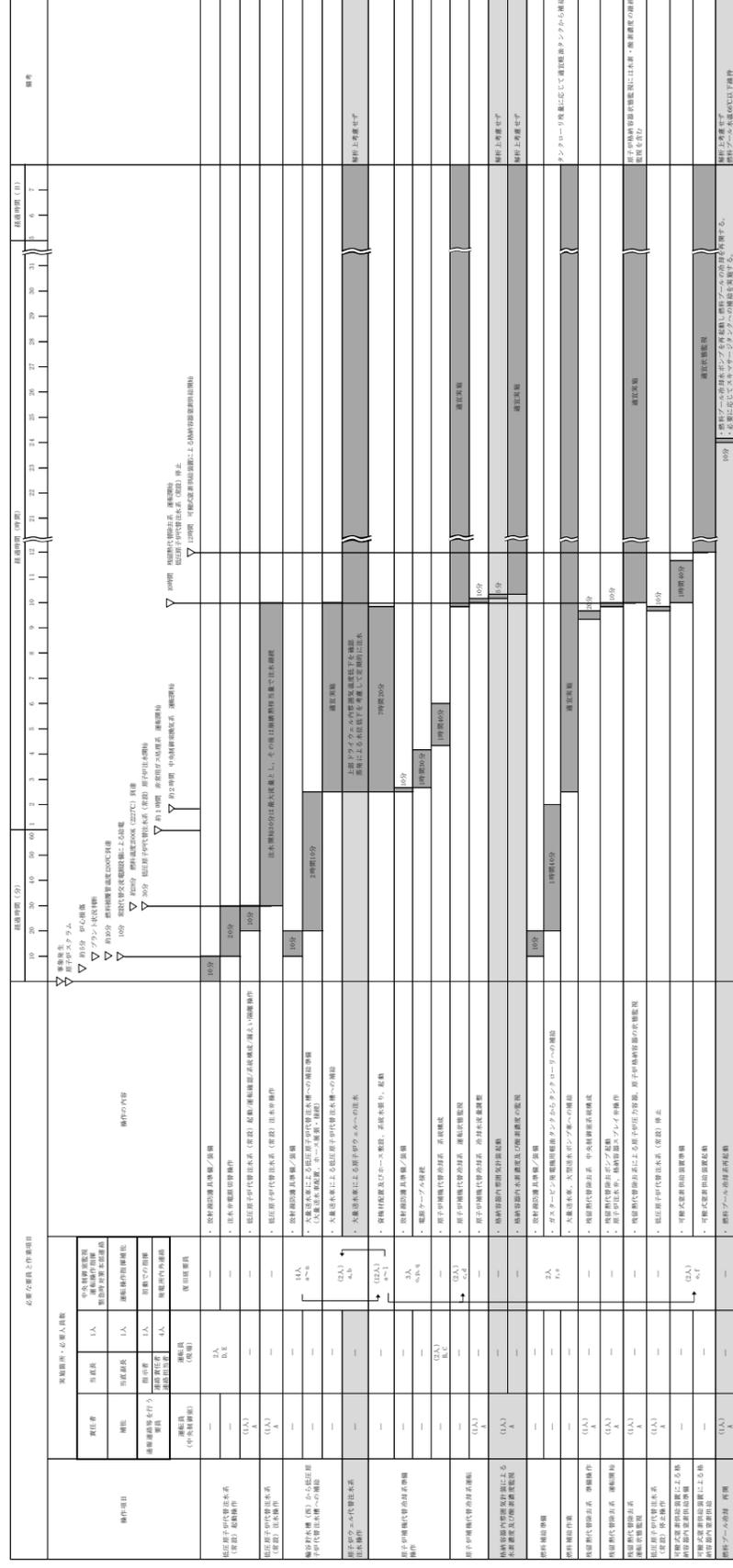


図 2.2.2-5 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間（0分～7日後）  
 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の場合」

重大事故等対策の有効性評価について「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」参照

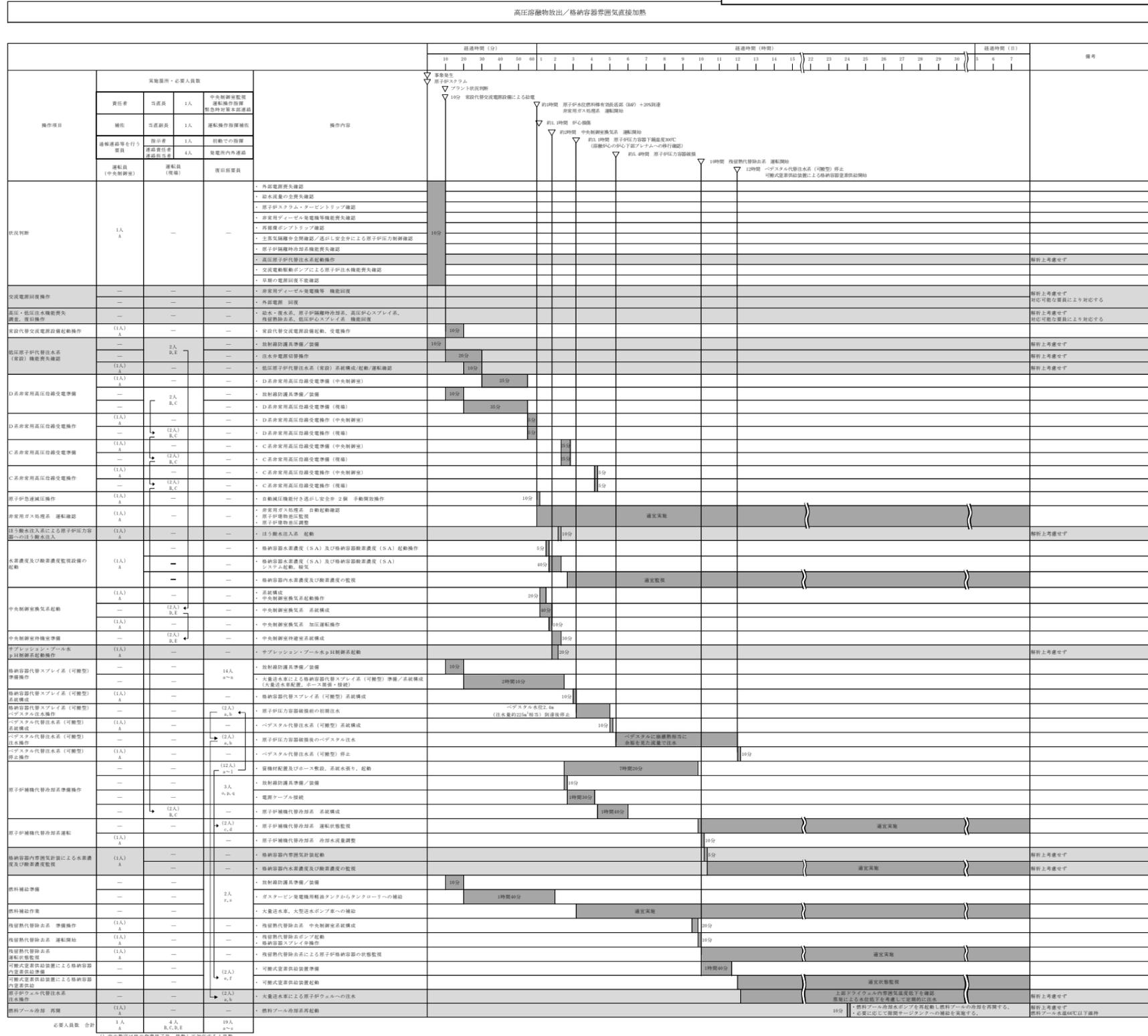


図 2.2.2-6 残留熱代替除去系運転の作業と所要時間「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の場合」

## 2.3 系統運転時の監視項目

### 2.3.1 水素ガス及び酸素ガス発生時の対応について

#### (1) 想定水素ガス及び酸素ガス発生量

##### a. 監視が必要となる状況と監視計器に求められる性能

有効性評価の事故シーケンス選定のプロセスにおいて、重大事故等対処設備に期待しても炉心損傷を回避できず、有効性評価の対象とすべき評価事故シーケンスとしては、現状、「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」のみを選定している。

よって、この「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」への対応の中で想定される水素濃度及び酸素濃度を監視できる能力を備えることが、重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視に最低限要求される性能となる。

##### b. 重大事故等時の原子炉格納容器内の環境と水素濃度及び酸素濃度

「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移は、雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）の有効性評価において示すとおりである。これに加え、必要な水素濃度及び酸素濃度の監視能力を決定する上で必要な情報であるドライウエル及びサブレーション・チェンバの気体の組成の推移を図2.3.1-1及び図2.3.1-2に示す。

##### c. 重大事故等時の水素濃度及び酸素濃度の監視計器に求められる性能

###### ①計測目的について

一般に気相中の体積割合で5 vol%以上の酸素ガスと共に水素ガスが存在する場合、水素濃度4 vol%で燃焼、13 vol%で爆轟が発生すると言われている。この観点から、少なくとも水素濃度は4 vol%、酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要である。

###### ②測定が必要となる時間

図2.3.1-1及び図2.3.1-2のとおり、解析上は事象発生から12時間後に格納容器への窒素供給を実施することで、事象発生から約168時間後まで酸素濃度が可燃限界である5 vol%を超えることは無く、原子炉格納容器内の水素燃焼は生じない。

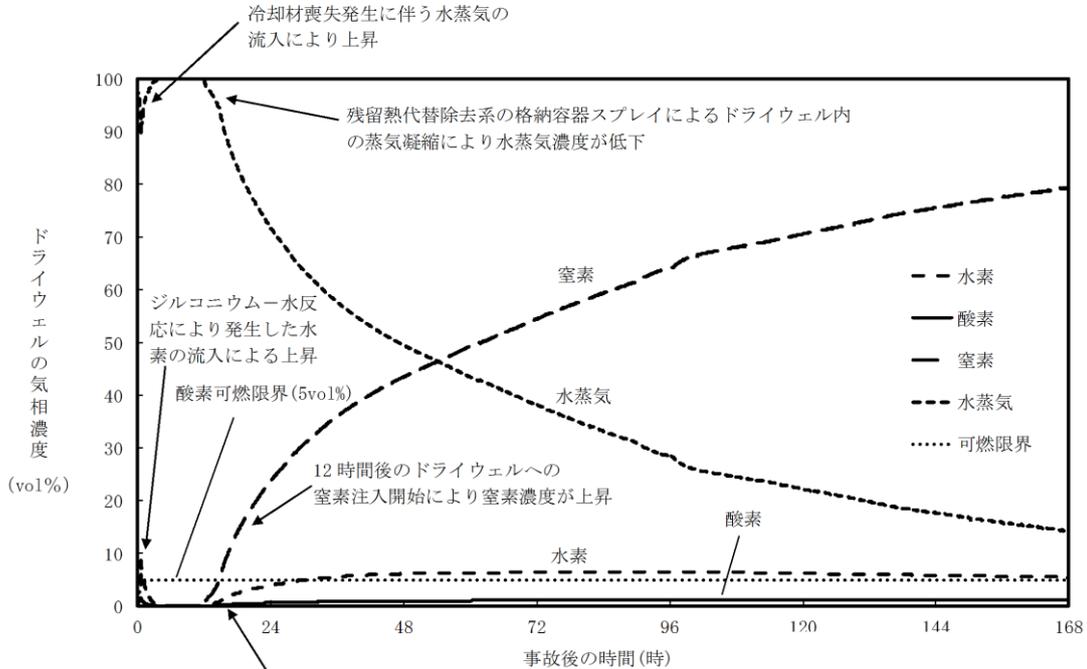
しかしながら、徐々にではあるが、水の放射線分解により水素濃度及び酸素濃度は上昇し続けることから、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）起動後（事象発生から約2時間）、水素濃度及び酸素濃度を継続して監視可能としている。

なお、「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時において、G値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いたG値（沸騰状態：G(H<sub>2</sub>)=0.4, G(O<sub>2</sub>)=0.2, 非沸騰状態：G(H<sub>2</sub>)=0.25, G(O<sub>2</sub>)=0.125)とした場合についても、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）に到達するのは、事象発生から約85時間後である。また、窒素封入の切替え操作（原子炉格納容器内の酸素濃度4vol%到達時）は、事象発生から約49時間後である（図2.3.1-3及び図2.3.1-4参照）。これより、格納容器内酸素濃度（SA）を起動する事象発生から約2時間までに原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5vol%）に到達することはない。

さらに、過圧破損の回避を目的とした格納容器ベントを実施することにより、発生する蒸気とともに原子炉格納容器内の非凝縮性ガスのほとんどは格納容器ベントを通じて排出されることとなることから、酸素濃度の監視は必要とはならない。

### ③耐環境条件

「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」事故時における各パラメータの推移を踏まえても測定可能であることが必要である。



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウエル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウエルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図 2.3.1-1 ドライウエルの気相濃度の推移（ウェット条件）  
格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）

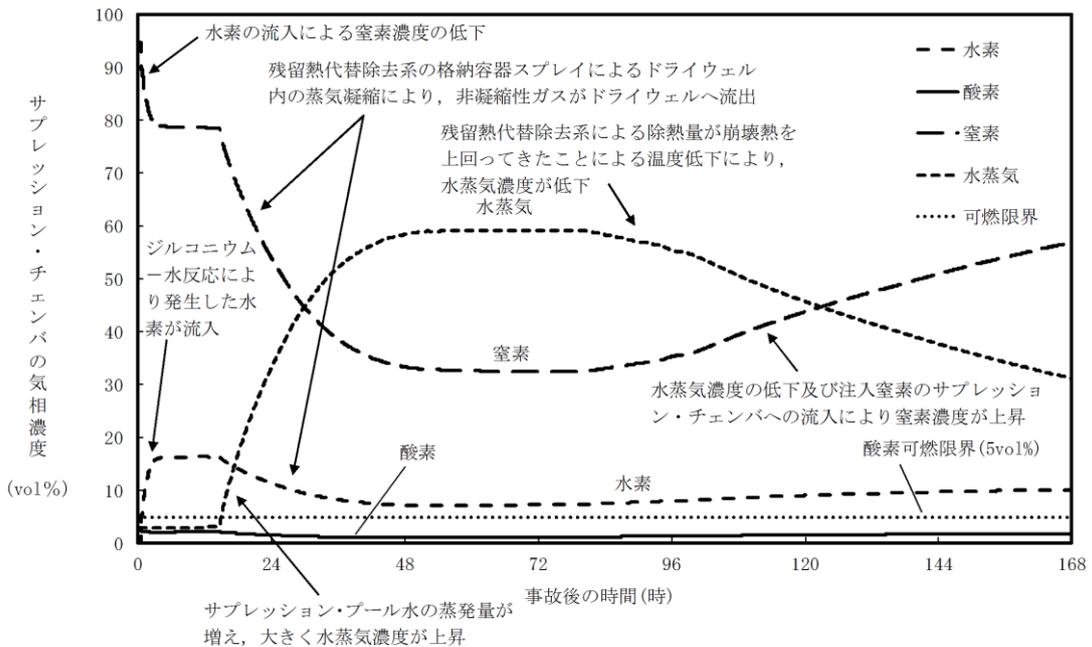
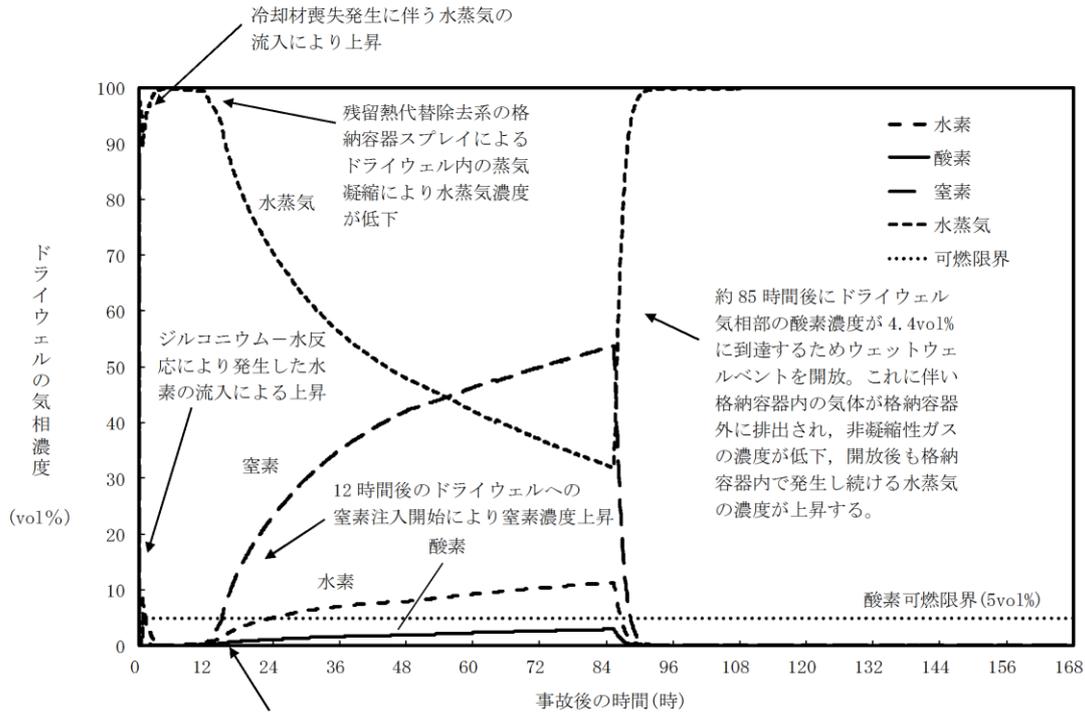


図 2.3.1-2 サプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ウェット条件）  
格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）



残留熱代替除去系の格納容器スプレイによるドライウェル内の蒸気凝縮により、サブプレッション・チェンバ内の非凝縮性ガスがドライウェルへ流入し、非凝縮性ガスの濃度が上昇

図 2.3.1-3 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)

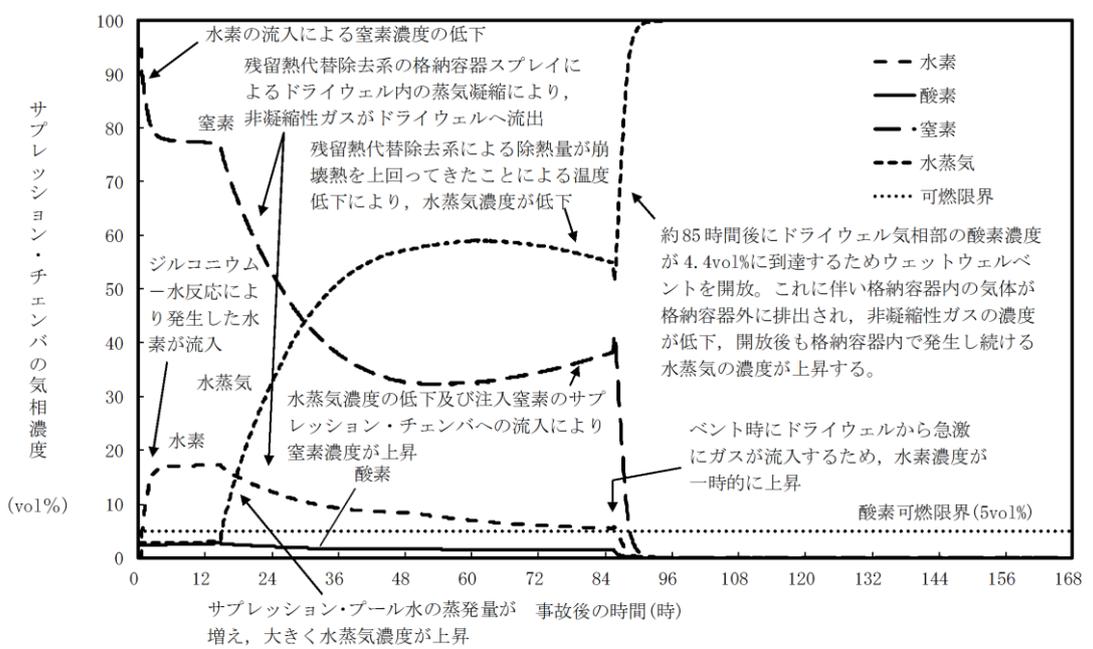


図 2.3.1-4 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッション・チェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)

(2) 水素濃度及び酸素濃度の監視方法

水素濃度は4 vol%, 酸素濃度は5 vol%までの測定が可能であることが必要であることから、「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」(残留熱代替除去系を使用する場合)における原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視は、以下の設備により実施する。

表 2.3.1-1 計装設備の主要仕様

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所
格納容器水素濃度(SA)	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器酸素濃度(SA)	磁気力式酸素検出器	0~25vol%	1	原子炉建物中2階
格納容器水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~5%/ 0~100%	1	原子炉建物3階
格納容器酸素濃度	熱磁気風式酸素検出器	0~5%/ 0~25%	1	原子炉建物3階

(3) 水素ガス及び酸素ガスの処理方法

有効性評価では、機能喪失を仮定した設備の復旧には期待せず、重大事故等時の環境下におけるG値に基づき、7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達しないことを確認している。

しかしながら、ここでは7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に達した場合と事象発生後8日目以降の水素ガス及び酸素ガスの扱いについて以下に示す。

a. 7日間以内に水素ガスと酸素ガスの両方の濃度が可燃限界に到達した場合

機能喪失を仮定した設備の復旧には期待しないという前提においては、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを処理する方法は格納容器ベントによって原子炉格納容器外へ放出する手段となる。よって、酸素濃度が5 vol%に至るまでに格納容器ベントを実施する。なお、格納容器ベントの実施により蒸気と共に非凝縮性ガスは排出され、その後の原子炉格納容器内の気体組成は水蒸気がほぼすべてを占めることとなる。

残留熱代替除去系等が復旧し、格納容器圧力制御が可能になった場合であっても、仮に酸素濃度が5 vol%に到達するおそれがある場合、格納容器ベントを通じて非凝縮性ガスを原子炉格納容器外へ排出することとなる。このとき格納容器スプレイによって、格納容器内圧力が低い状態での排出となるが、炉心崩壊熱による蒸気発生は長時間継続するため、その蒸気とともに非凝縮性ガスは同時に排出され、原子炉格納容器内に残る水素ガス及び酸素ガ

スは無視し得る程度となり、可燃限界に至ることはない（「重大事故等対策の有効性評価，3.4 水素燃焼，添付資料 3.4.1 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響」参照）。

b. 事象発生後 8 日目以降の水素ガス及び酸素ガスの処理方法

この場合、機能喪失を仮定した設備の復旧又は外部からの支援等に期待することができ、多様な手段を確保することができる。

まず、可燃性ガス濃度制御系の復旧を試みることで、水の放射線分解により発生する酸素ガスを処理する。また、a. と同様に格納容器ベントによる排出も可能であり、水素ガス及び酸素ガスの処理については多様な手段を有する。

(4) 原子炉補機代替冷却系復旧以前における原子炉格納容器内の酸素濃度の測定

原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素ガスが燃焼を生じる可能性の把握である。

有効性評価においては、約 10 時間以前に原子炉格納容器内の酸素濃度が可燃限界（5 vol%）に至らないことを確認しているが、約 10 時間以前において原子炉格納容器内の酸素濃度を把握する方法として、格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）で測定する。格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）は、原子炉補機代替冷却系等による冷却水を必要とせず、常設代替交流電源設備による給電後の事故初期（重大事故等発生から約 2 時間後）から、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の計測が可能である。

### 3. 本システムの運用にあたって考慮すべき項目

#### 3.1 放射線による影響について

##### ①耐放射線に関する設計考慮について

残留熱代替除去系は、重大事故等時に炉心損傷した場合の放射線影響を考慮して設計を行う。具体的には、放射線による劣化影響が懸念される有機材（シール材等）が使用されている機器について、残留熱代替除去系を運転する環境における放射線影響を考慮して設計する。

残留熱代替除去系を運転する際の放射線量については、簡易解析評価の結果、運転時間90日とした場合に、代表的な配管表面部において積算放射線量は約   kGyであることが目安としてある。よって、残留熱代替除去系の運転操作に必要な機器で、放射線による劣化影響が懸念される機器（電動機、ケーブル、シール材等）については、運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して機能確保可能な設計とする。

##### ②水の放射線分解による水素影響について

炉心損傷後の冷却水には、放射性物質が含まれていることにより、水の放射線分解による水素等の可燃性ガスの発生が想定されるが、残留熱代替除去系運転中は配管内に流れがあり、また、冷却水が滞留する箇所がないことから、配管内に水素が大量に蓄積されることは考えにくい。

残留熱代替除去系の運転を停止した後は、可燃性ガスの爆発防止等の対策として、系統水を入れかえるためにフラッシングを実施することとしており、水の放射線分解による水素発生を防止することが可能となる。具体的には残留熱除去ポンプのB-RHRポンプトラス水入口弁を閉じ、残留熱代替除去系に大量送水車から外部水源を供給することにより、系統のフラッシングを実施する。

### 3.2 系統の健全性について

#### (1) 残留熱代替除去系運転時の系統水漏えいの可能性

残留熱代替除去系は残留熱除去系と組み合わせて重大事故等対処設備として系統を構成しているものである。

残留熱代替除去系を使用する場合に流路となる残留熱除去系の配管，弁及び熱交換器については，残留熱除去系として使用する場合と同様に流路として使用する設計であること及び残留熱除去系の設計条件を超えない範囲で使用するため，系統水が漏えいすることはない。残留熱代替除去系の流路を図3.2-1に示す。

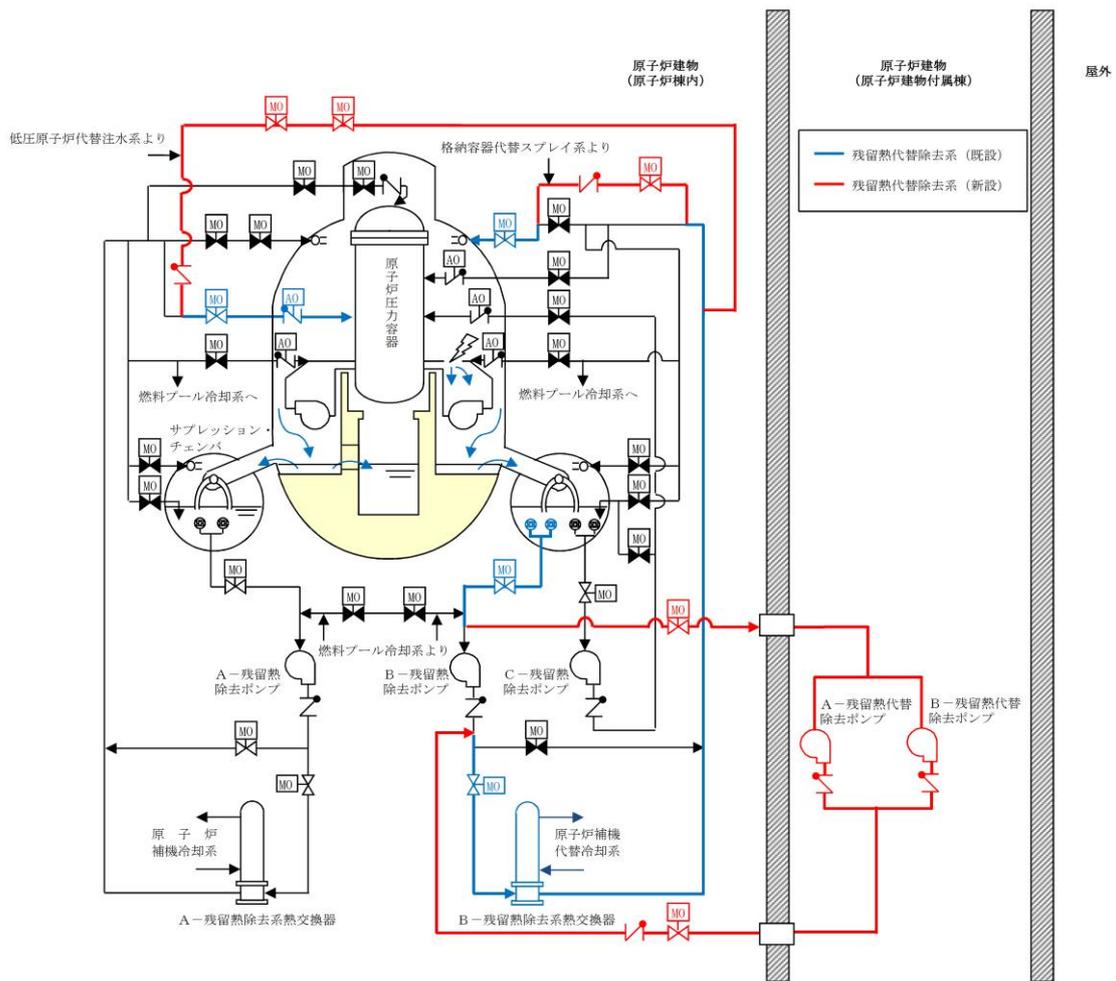


図 3.2-1 残留熱代替除去系系統概要図

格納容器水素濃度・酸素濃度の測定原理と適用性について

1. 格納容器水素濃度（S A）について

(1) システム構成

格納容器水素濃度（S A）のシステム概要を図1に示す。格納容器水素濃度（S A）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度（S A）の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度（S A）を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「格納容器水素濃度（S A）の概略構成図」参照。）

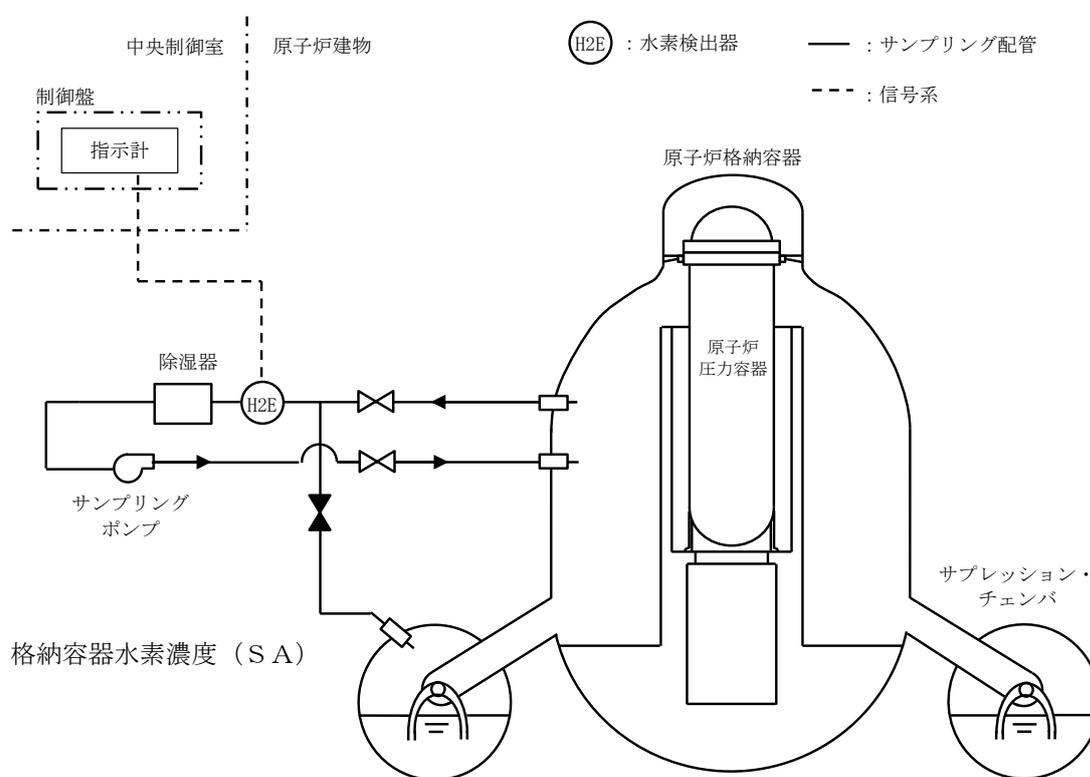


図1 格納容器水素濃度（S A）システム概要

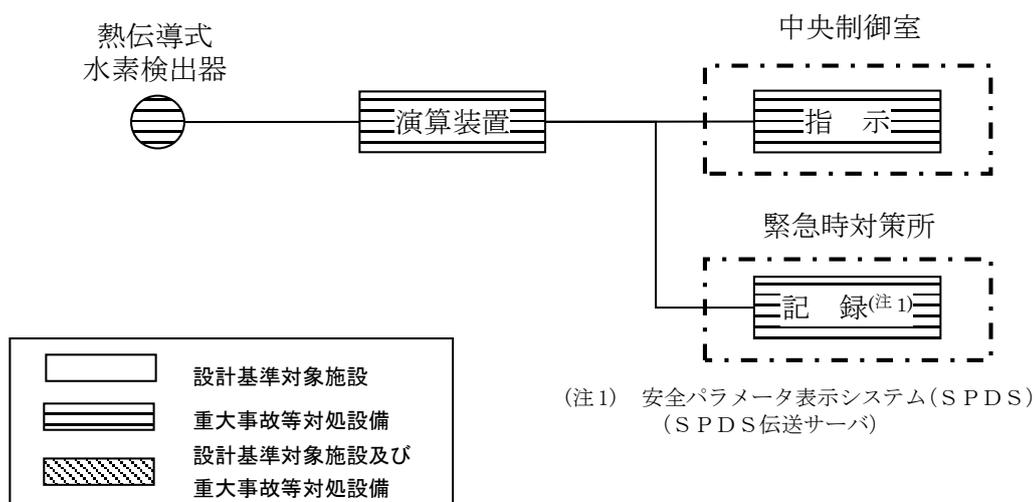


図2 格納容器水素濃度 (S A) の概略構成図

(2) 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度 (S A) は、熱伝導式のものをを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図3に示すとおり、検知素子と補償素子 (サーミスタ) でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分のみに測定対象ガスが流れ、補償素子に測定対象ガスが流れない構造としている。

水素濃度の測定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一定温度に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、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ことによりブリッジ回路の平衡が失われ、図3のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

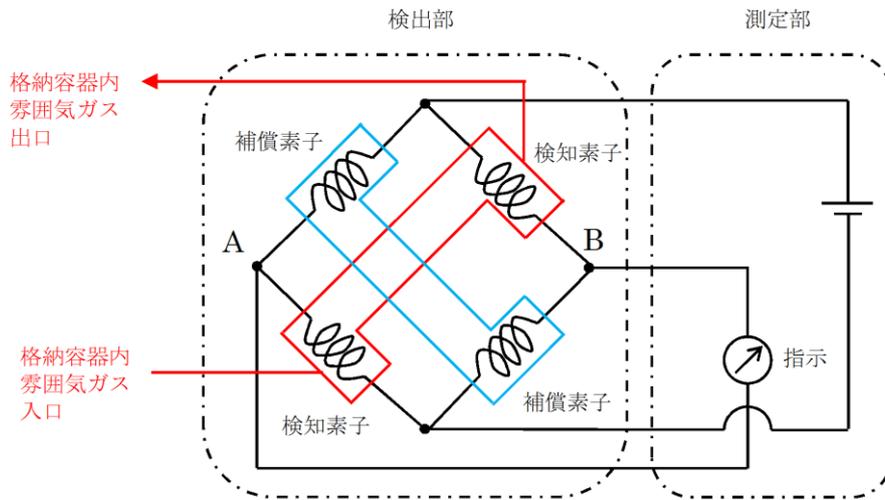


図3 格納容器水素濃度 (S A) 検出回路の概要図

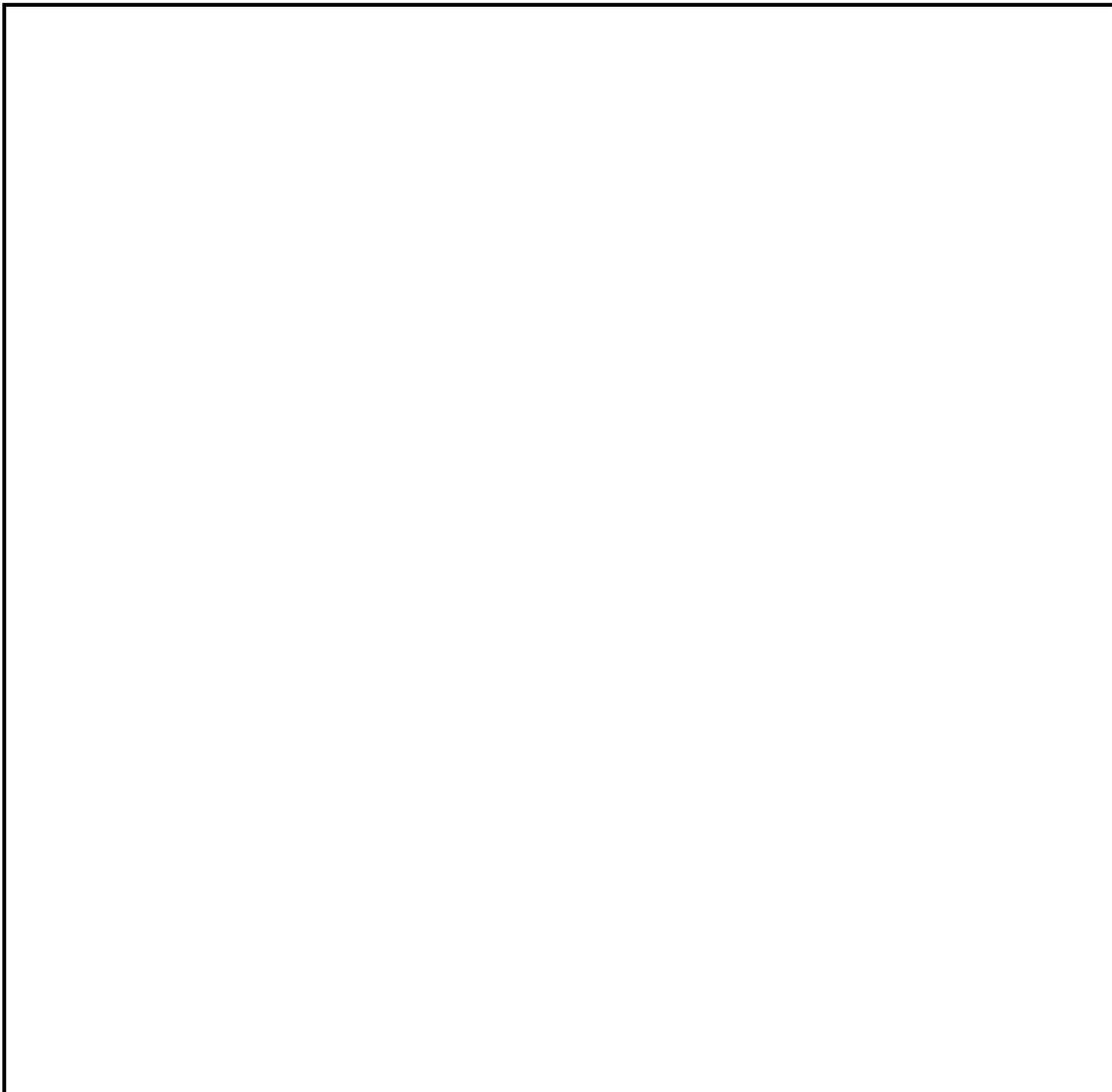


図4 機器配置図 (原子炉建物中2階)

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 2. 格納容器水素濃度について

### (1) システム構成

格納容器水素濃度のシステム概要を図5に示す。格納容器水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図6「格納容器水素濃度の概略構成図」参照。)

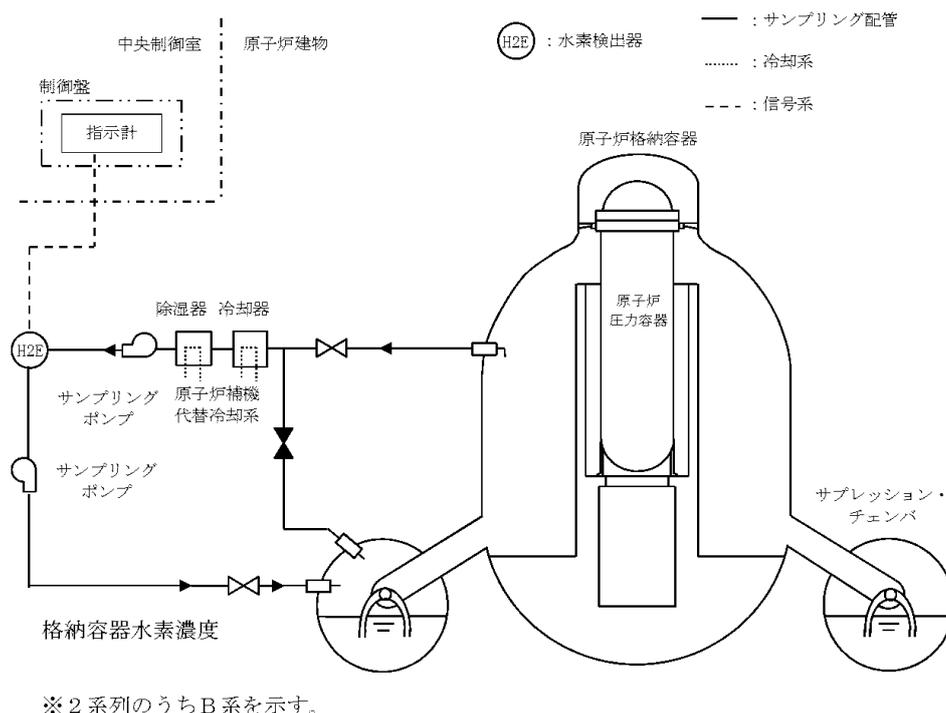


図5 格納容器水素濃度システム概要

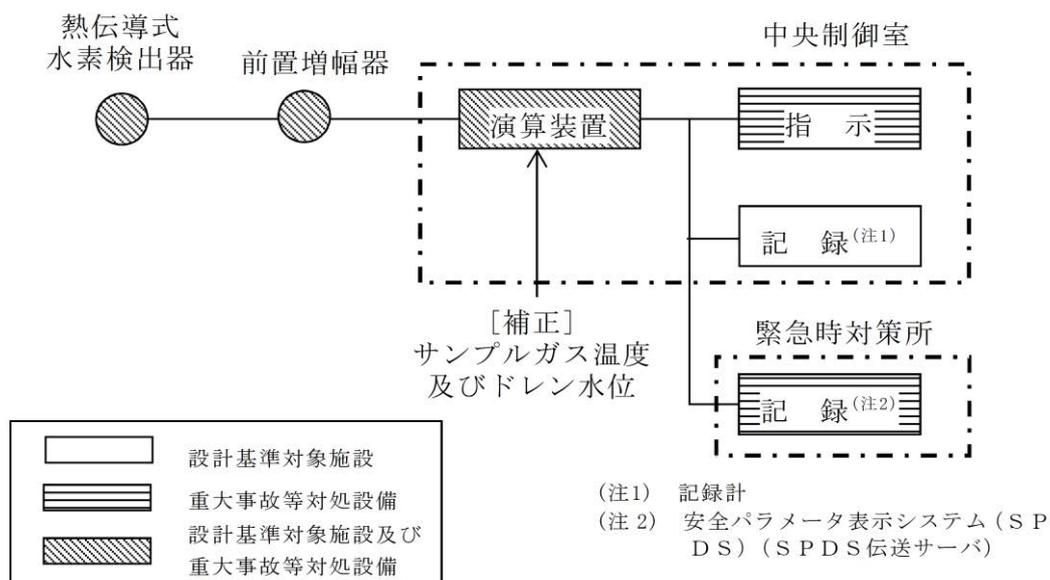


図6 格納容器水素濃度の概略構成図

## (2) 測定原理

原子炉格納容器内の水素濃度を測定するために用いる格納容器水素濃度は、熱伝導式のものを用いる。熱伝導式の水素検出器は、図7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。

水素濃度計指示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 150°C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、測定ガスが熱を奪い、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、図7のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

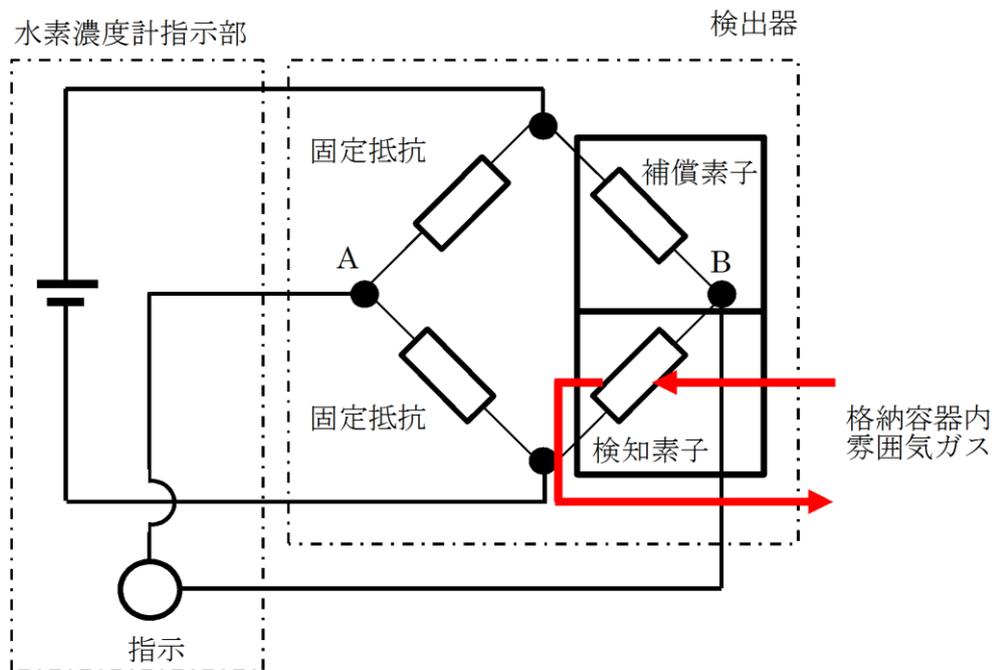


図7 格納容器水素濃度検出回路の概要図

(3) 設置場所

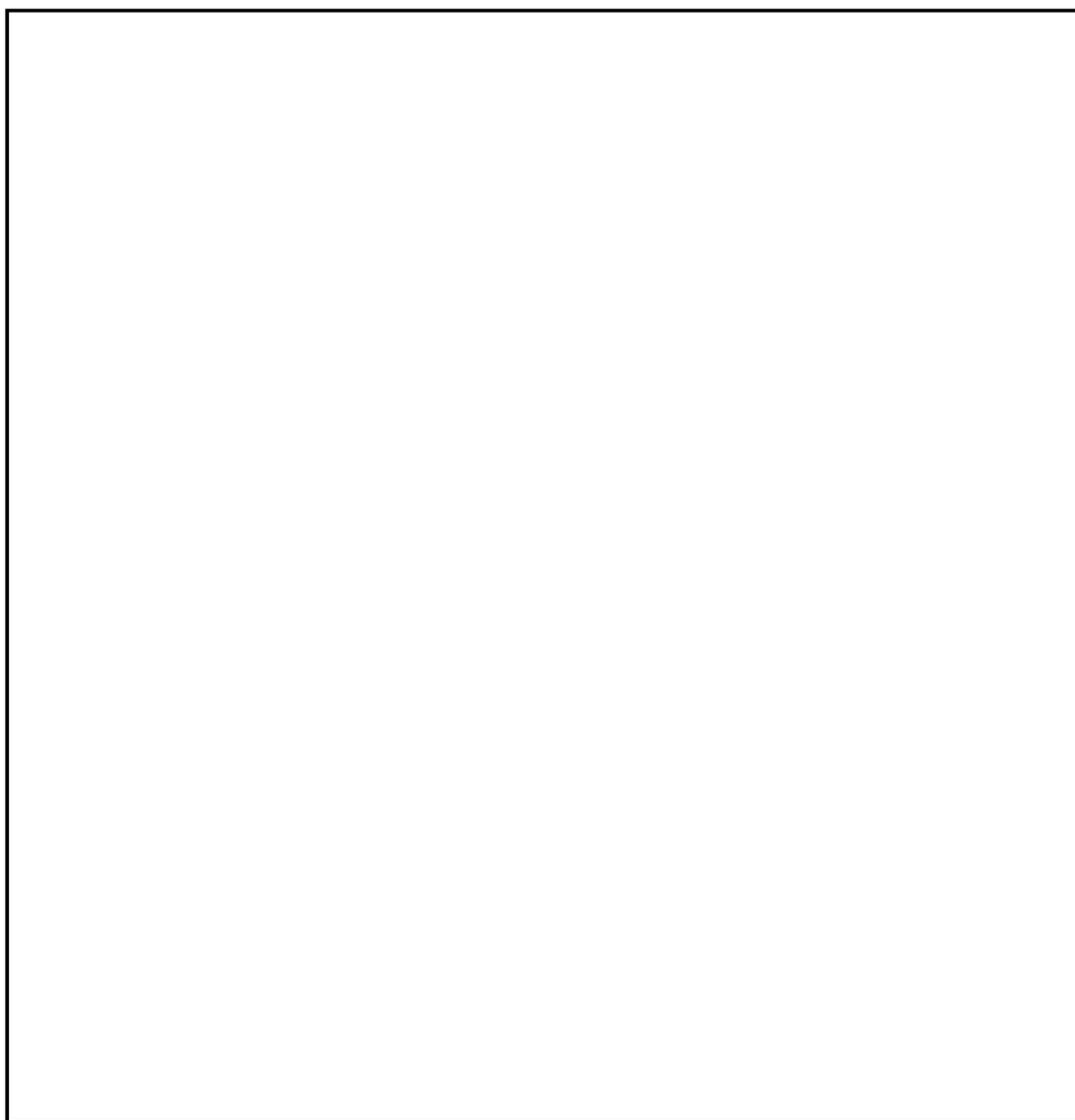


図8 機器配置図（原子炉建物3階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

### 3. 格納容器酸素濃度 (S A) について

#### (1) システム構成

格納容器酸素濃度 (S A) のシステム概要を図 9 に示す。格納容器酸素濃度 (S A) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度 (S A) の検出信号は、磁気力式酸素検出器からの電流信号を演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度 (S A) を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 10「格納容器酸素濃度 (S A) の概略構成図」参照。)

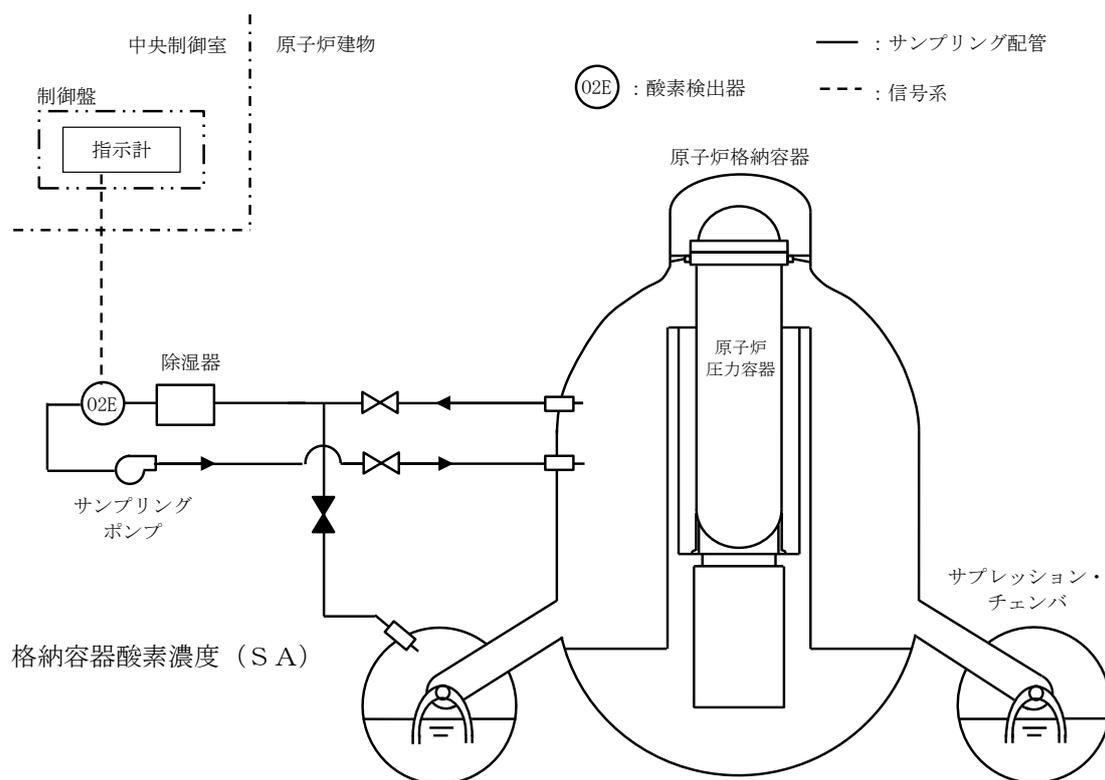


図 9 格納容器酸素濃度 (S A) システム概要

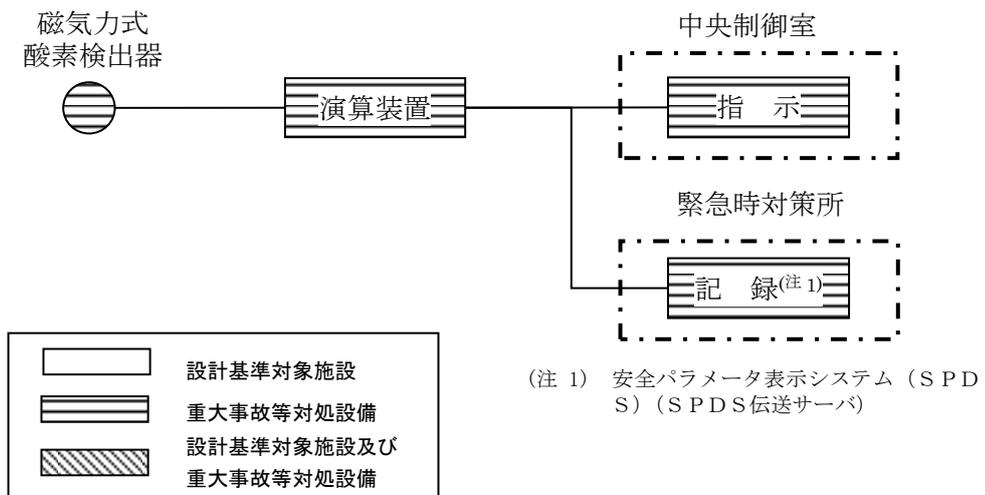


図10 格納容器酸素濃度 (SA) の概略構成図

## (2) 測定原理

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度 (S A) は、磁気力式のものをを用いる。

磁気力式の酸素検出器は、図 11「格納容器酸素濃度 (S A) の概要図」に示すとおり、吊るされた2つの球体、くさび型状の磁極片、LEDからの光を受光素子へ反射する鏡等で構成されている。また、格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路を図 12「格納容器酸素濃度 (S A) 検出回路図」に示す。

初期状態において球体は上から見て右回りに傾いた位置で静止している。ガラス管内に強い磁化率を持つ酸素分子が流れ込むと、磁場に引き寄せられ、磁極片の先端部に酸素分子が吸引されることで、先端部周辺の酸素密度が上昇する。吊るされた2つの球体は磁極片の先端部側と端部側の密度差によって生じた浮力により右回りに回転する。これにより、LEDからの光を受光素子への光量が一定となるように制御しており、受光素子への光量が変化する。増幅器は受光素子への光量の変化を検知するとフィードバック電流を増加させる。球体はフィードバック電流がコイルを流れることで発生するカウンターモーメントを受けて光量が一定となる初期位置で静止する。このフィードバック電流が酸素濃度に比例する原理を用いて酸素濃度の測定を行う。(図 13「格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ」参照)。

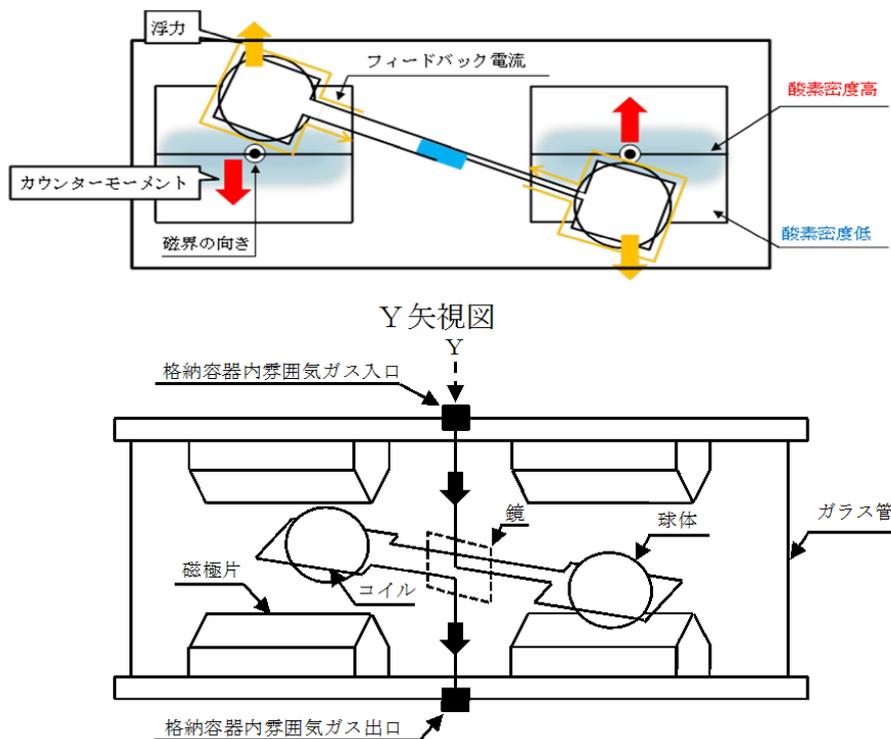


図 11 格納容器酸素濃度 (S A) の概要図

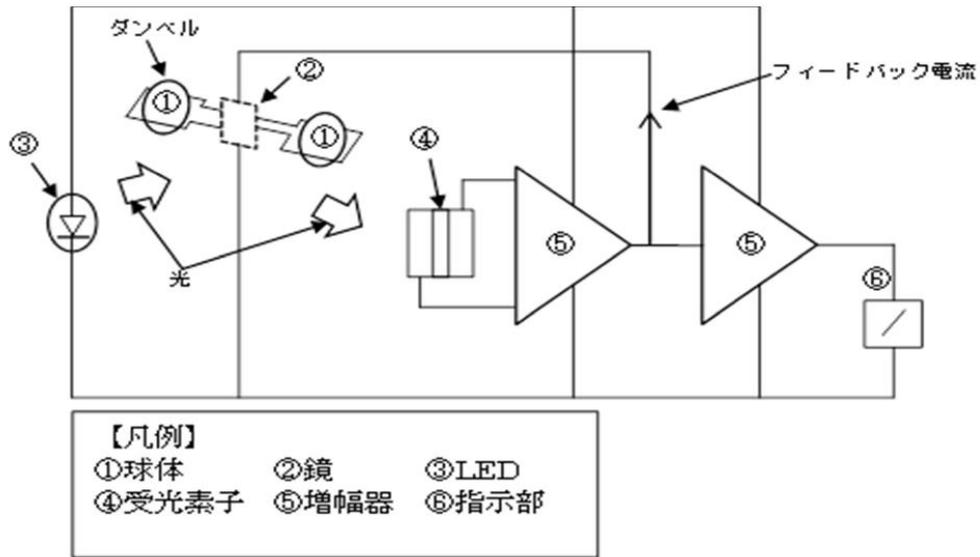


図 12 格納容器酸素濃度 (S A) の検出回路図

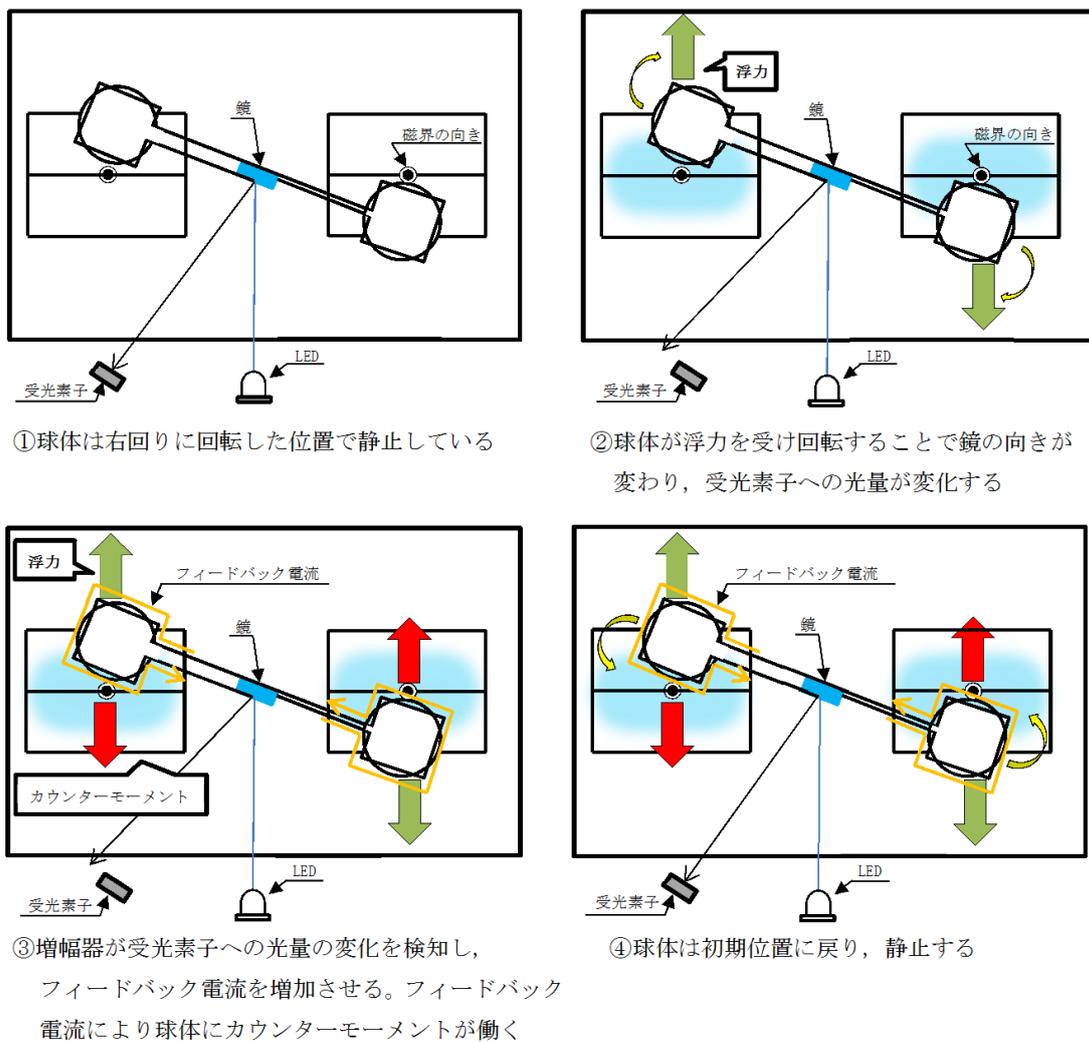


図 13 格納容器酸素濃度 (S A) の動作原理イメージ

(3) 設置場所

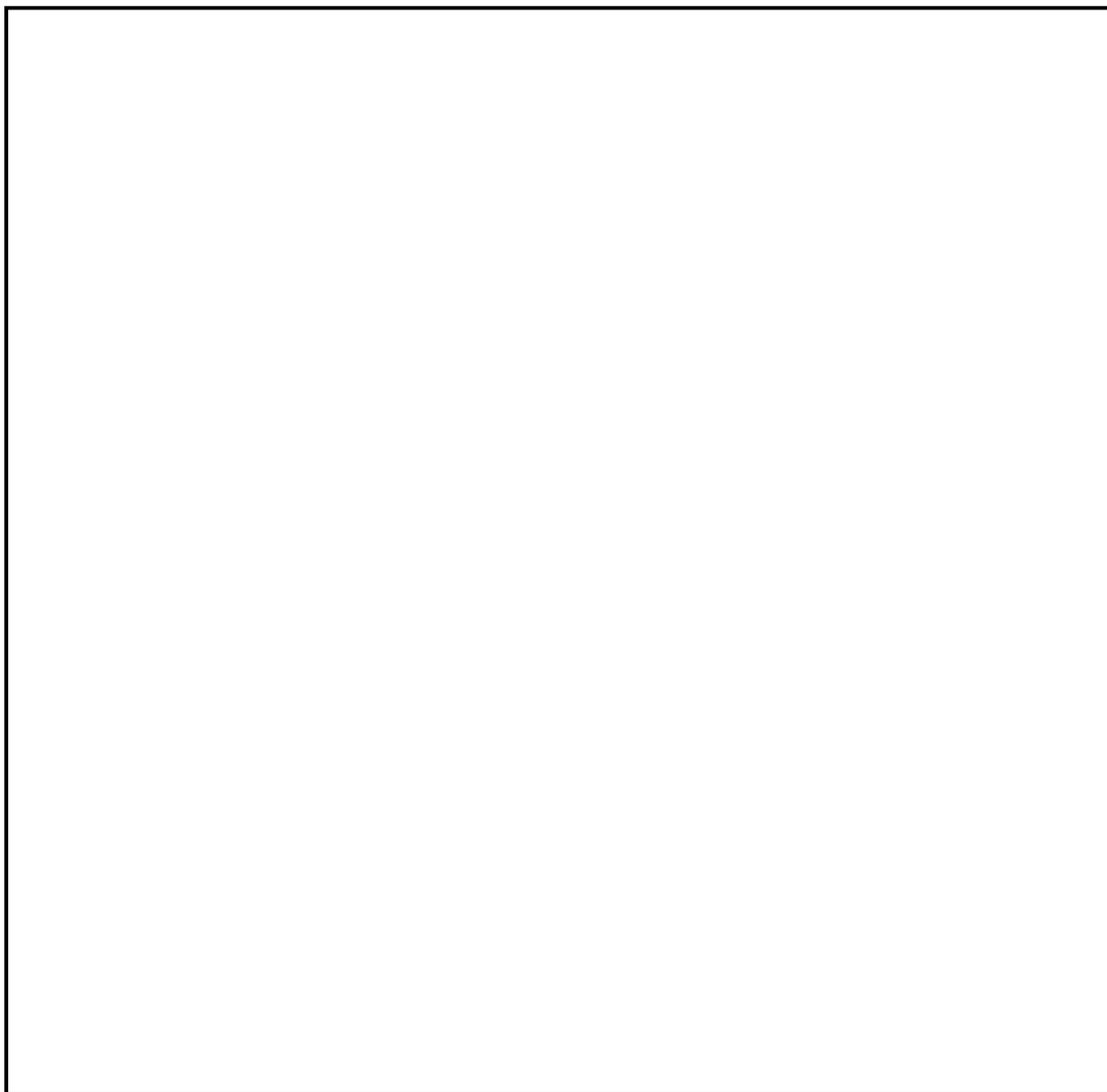


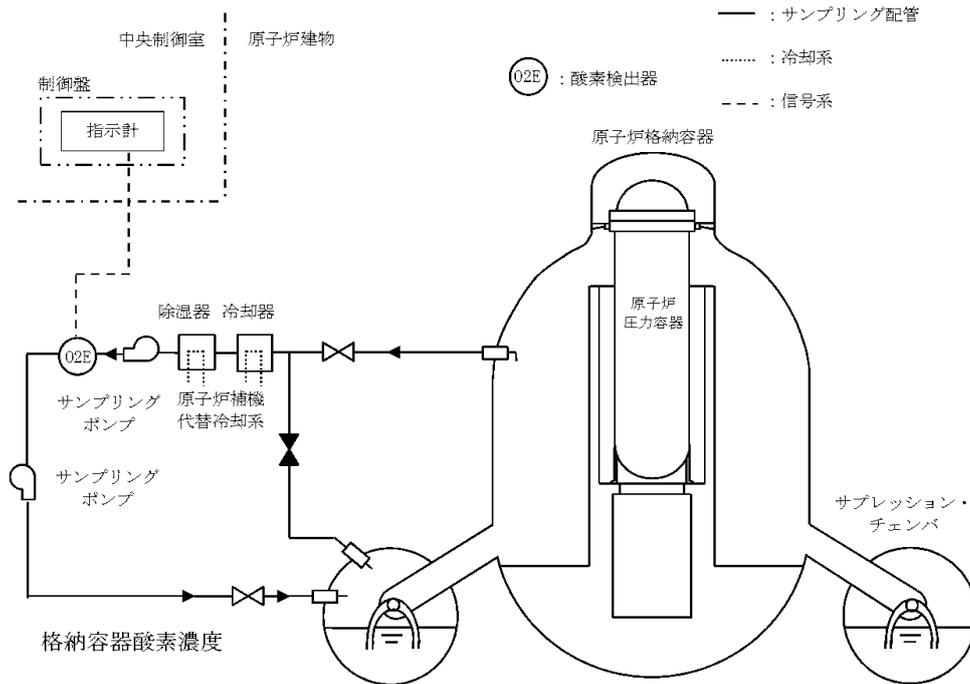
図 14 機器配置図（原子炉建物中 2 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

#### 4. 格納容器酸素濃度について

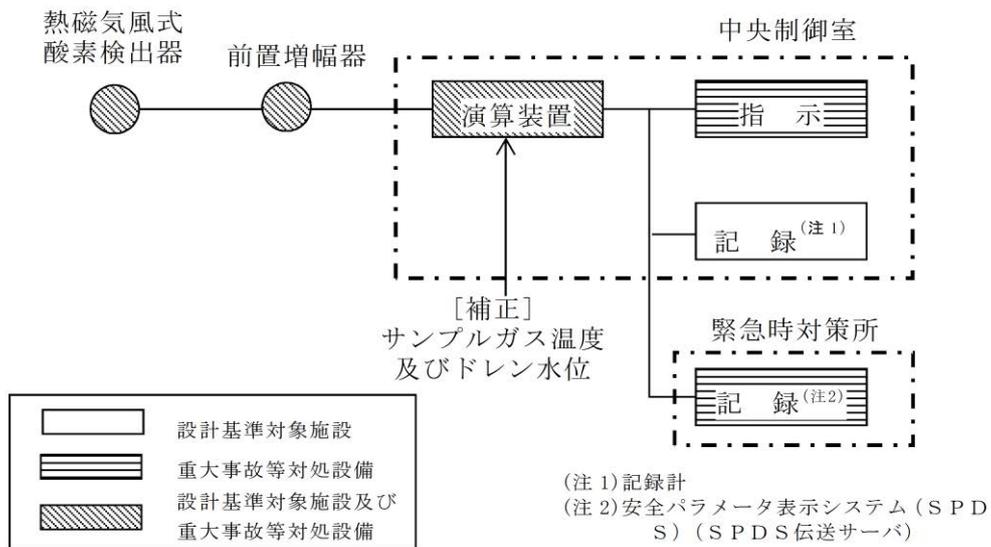
##### (1) システム構成

格納容器酸素濃度のシステム概要を図 15 に示す。格納容器酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器酸素濃度の検出信号は、熱磁気風式酸素検出器からの電圧信号を、前置増幅器で増幅し、中央制御室の演算装置にて酸素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器酸素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図 16「格納容器酸素濃度の概略構成図」参照。)



※ 2 系列のうち B 系を示す。

図 15 格納容器酸素濃度システム概要



(注 1) 記録計  
(注 2) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS 伝送サーバ)

図 16 格納容器酸素濃度の概略構成図

## (2) 測定原理

原子炉格納容器内の酸素濃度を測定するために用いる格納容器酸素濃度は、熱磁気風式のものを用いる。熱磁気風式の酸素検出器は、図 17 に示すとおり、サーミスタ温度素子（発風側素子，受風側素子）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されており，検出素子及び補償素子は一定温度で保温されている。

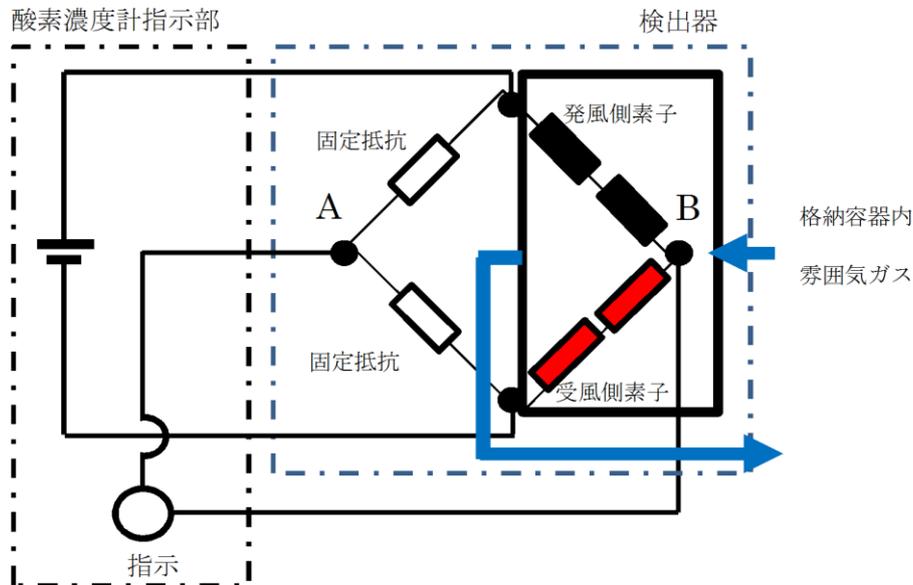


図 17 格納容器酸素濃度の概要図

酸素含有ガスの流れを図 18 に示す。酸素濃度計は2層構造のチャンバーで構成されており，サンプル入口より下部流入チャンバー内にサンプルガスが流入する。サンプルガスの大部分は下部流入チャンバーを通過しサンプル出口へ流出するが，少量のサンプルガスは上部測定チャンバー内に流入する。酸素は極めて強い常磁性体であることから，上部測定チャンバーに流入したサンプルガスは磁界中心部に引き寄せられ，加熱された発風側素子により温度が上昇する。磁化率は温度に反比例することから，後から流入してくる低温のサンプルガスにより，高温となったサンプルガスは磁界中心部から追い出されることとなる。発風側素子は低温のサンプルガスに熱を奪われることで冷やされることとなり，磁界外の受風側素子は発風側素子が奪われた熱を受け取り，暖められることとなる。

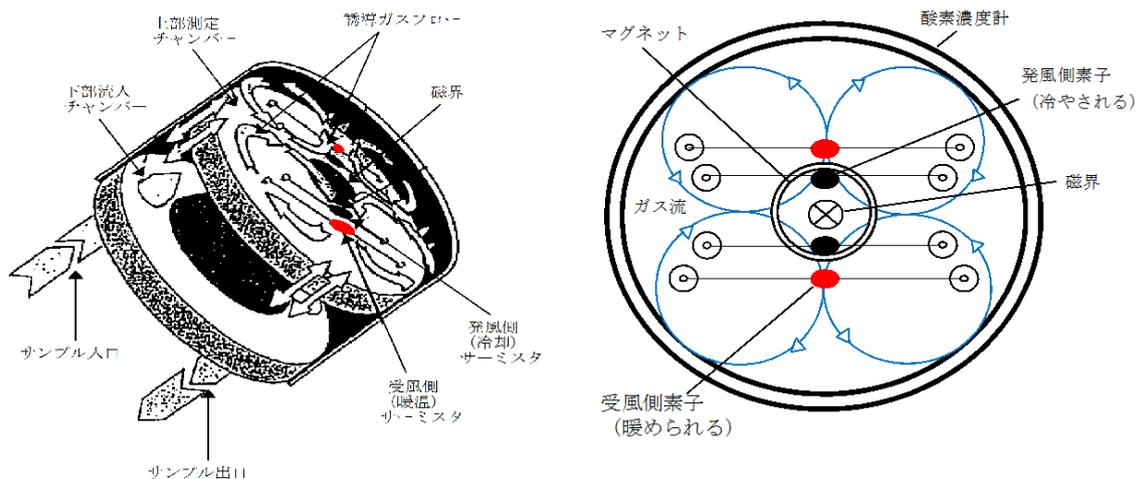


図 18 酸素含有ガスの流れ

チャンバー内に酸素を含む原子炉格納容器内雰囲気ガスを流すと、磁気風により発風側素子の温度が下がることで、発風側素子の抵抗は小さくなる。一方、受風側素子の温度が上がることで、受風側素子の抵抗は大きくなる。発風側素子と受風側素子の抵抗値が変化することで、ブリッジ回路の平衡が変化し、図 17 の AB 間に電位差（電流）が生じる。この電位差が酸素濃度に比例する原理を用いて、酸素濃度を測定する。

(3) 設置場所

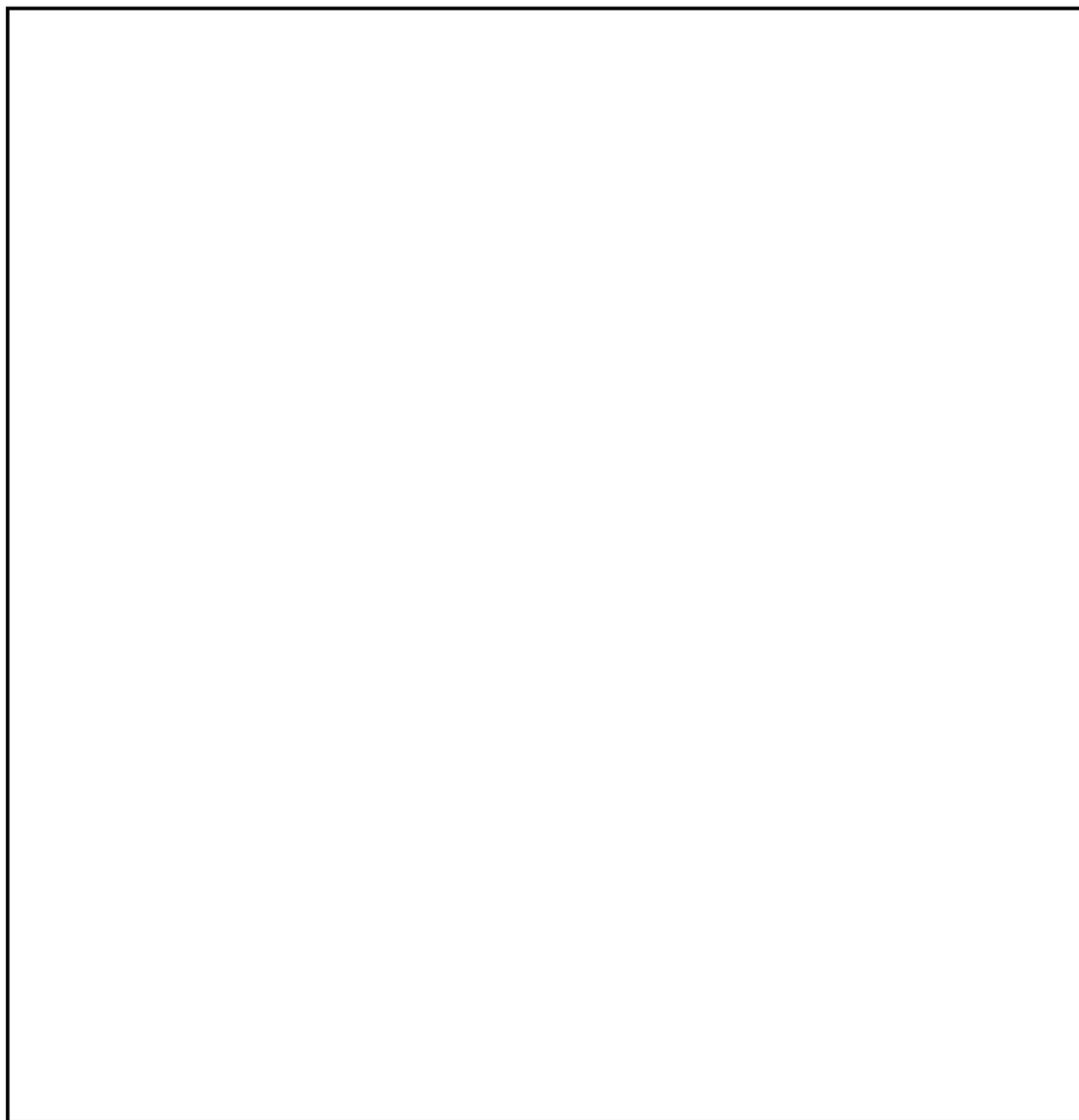


図 19 機器配置図（原子炉建物 3 階）

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

## 循環流量の確保について

残留熱代替除去系の必要容量は、「2.1 有効性評価シナリオの成立性」で有効性が確認できている循環流量  $150\text{m}^3/\text{h}$ （原子炉注水： $30\text{m}^3/\text{h}$  及び格納容器スプレイ： $120\text{m}^3/\text{h}$ ）以上とする。よって、残留熱代替除去系は循環流量  $150\text{m}^3/\text{h}$  以上を確保する。残留熱代替除去ポンプは、補足説明資料 50-7 に示すとおり、循環流量  $150\text{m}^3/\text{h}$  以上を確保できるものを設置する。評価にあたっては「(1) ポンプの NPSH (Net Positive Suction Head) 評価」で系統圧力損失を考慮した有効 NPSH が残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を満足することを確認する。また、残留熱代替除去系運転時の系統閉塞による性能低下を防止するために「(2) 系統の閉塞防止対策」で閉塞防止対策を示す。

## (1) ポンプの NPSH 評価

ポンプがキャビテーションを起こさず正常に動作するためには、流体圧力や吸込配管圧力損失等により求められる「有効 NPSH」が、ポンプの「必要 NPSH」と同等かそれ以上であること（有効 NPSH  $\geq$  必要 NPSH）を満足する必要がある、有効 NPSH と必要 NPSH を比較する NPSH 評価により確認を行う。

本評価では、図 1 の系統構成を想定し、格納容器内圧力、サブプレッション・プール水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差及び吸込配管圧力損失（残留熱除去系ストレナの圧力損失を含む）により求められる有効 NPSH と、残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を比較することで評価する。

残留熱代替除去系においては、格納容器内圧力が変動することが想定され、これに伴い有効 NPSH が変動することとなるため、ここでは、有効 NPSH を満足できる格納容器内圧力の下限を示す。評価条件を図 2、表 1 に示す。

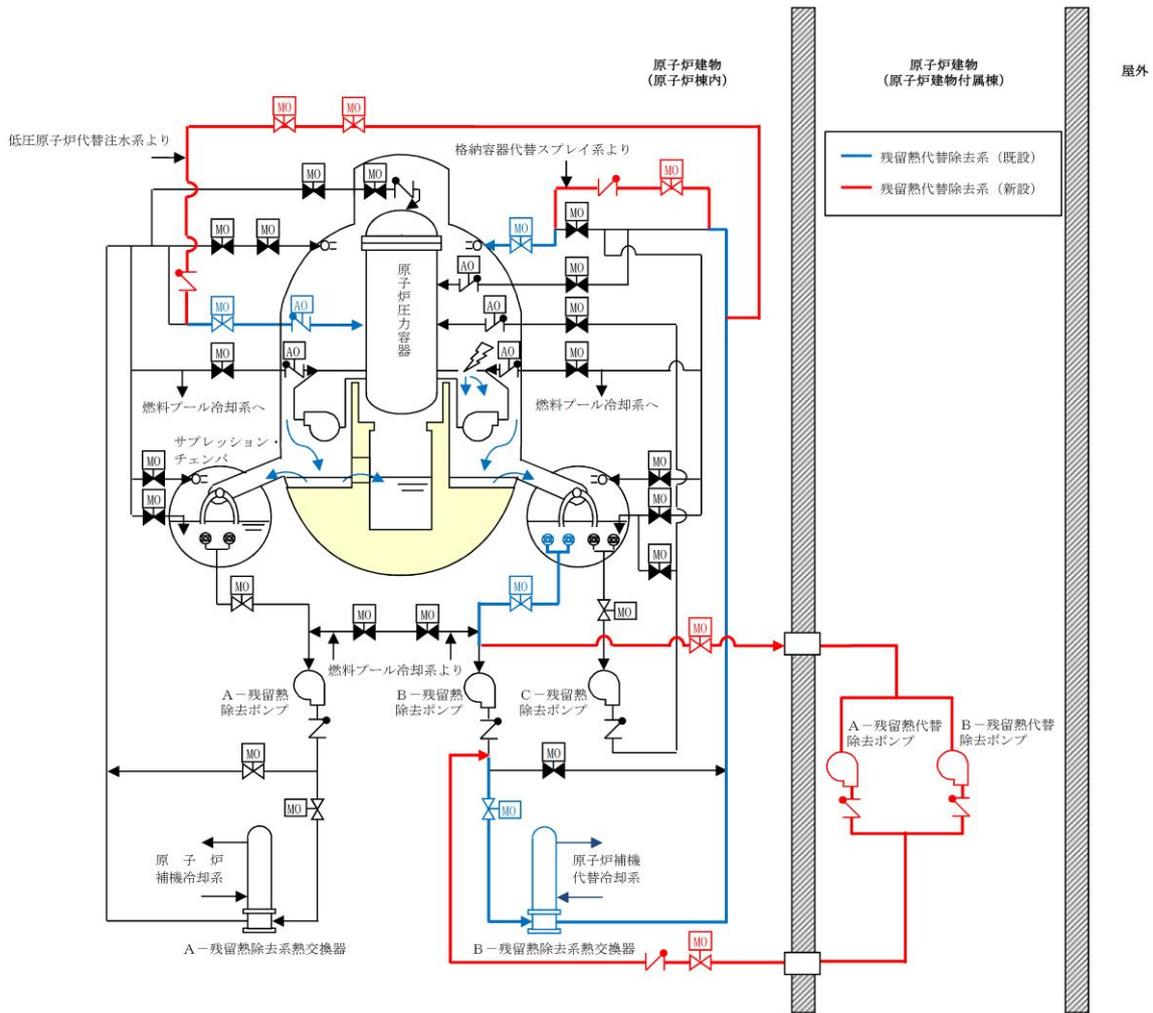


図1 残留熱代替除去系系統概要図

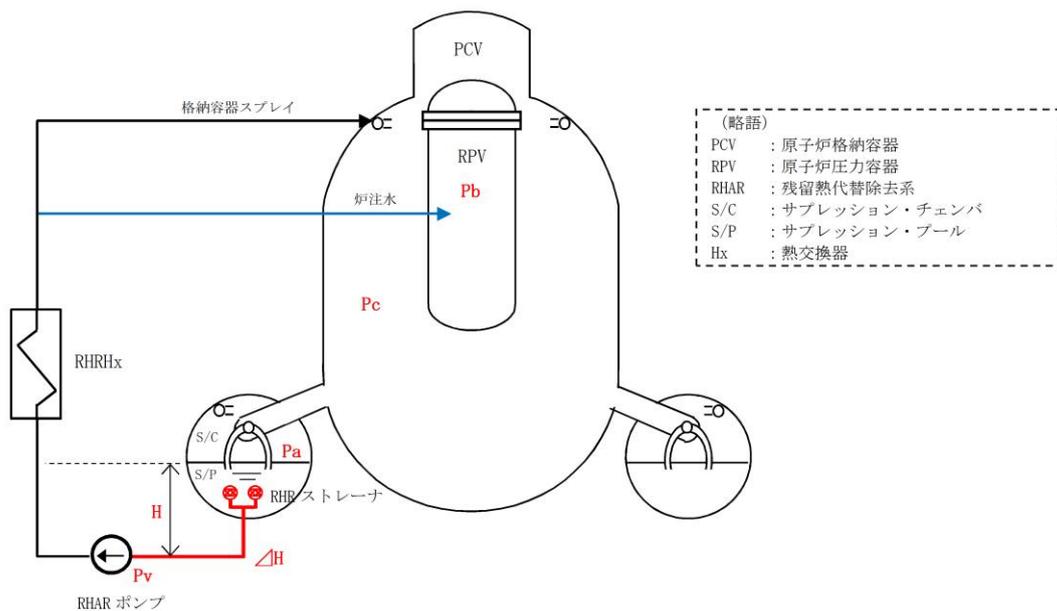


図2 NPSH 評価条件図

表1 NPSH 評価条件

項目		2号炉	設定根拠
Pa	S/C 圧力		(本評価では、NPSH 評価を成立させる S/C 圧力の下限を求めるものである)
Pv	残留熱代替除去ポンプ入口温度での飽和蒸気圧(水頭換算値)		有効性評価解析値であるピーク温度 132℃の飽和蒸気圧力
H	S/P 水位と残留熱代替除去ポンプ軸レベル間の水頭差		S/P 水位レベル(LWL): <input type="text"/> とポンプ軸レベル: <input type="text"/> の差
ΔH	吸込配管圧損 (ストレーナ込)		ポンプ流量 150m <sup>3</sup> /h における圧損値
	残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH		ポンプ定格流量時の必要 NPSH

表1の条件を元に、(有効 NPSH) ≥ (必要 NPSH) の式より、有効 NPSH が必要 NPSH を満足できるか確認する。

$$(有効 NPSH) = Pa - Pv + H - \Delta H \geq (必要 NPSH)$$

$$Pa \geq \text{ MPa [gage]}$$

上記の結果を踏まえ、格納容器内圧力が  MPa [gage] 以上の状態であれば残留熱代替除去ポンプの必要 NPSH を満足する。重大事故等時においては、格納容器内圧力が  MPa [gage] 以上であることから、残留熱代替除去系は成立する。

また、残留熱代替除去系の運転が長期的に継続可能なことの例として、「残留熱代替除去系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例」を示す。

〈残留熱代替除去系運転を 30 日間継続した場合の評価結果例〉

「2.1 有効性評価シナリオの成立性」の格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)において、循環流量 150m<sup>3</sup>/h にて残留熱代替除去系を 30 日間運転継続した場合の格納容器圧力の推移の評価結果例を図3に示す。

図3より、事故30日後の格納容器圧力は約0.4MPa [gage]であるため、上記NPSH 評価結果の  MPa [gage] 以上であり、残留熱代替除去系の運転は継続可能である。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

なお、長期的に安定状態を維持するにあたり、原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合、水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は、事故後 12 時間後において、可搬式窒素供給装置により、格納容器内に窒素ガスを注入し酸素濃度を抑制することにより、水素が可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。

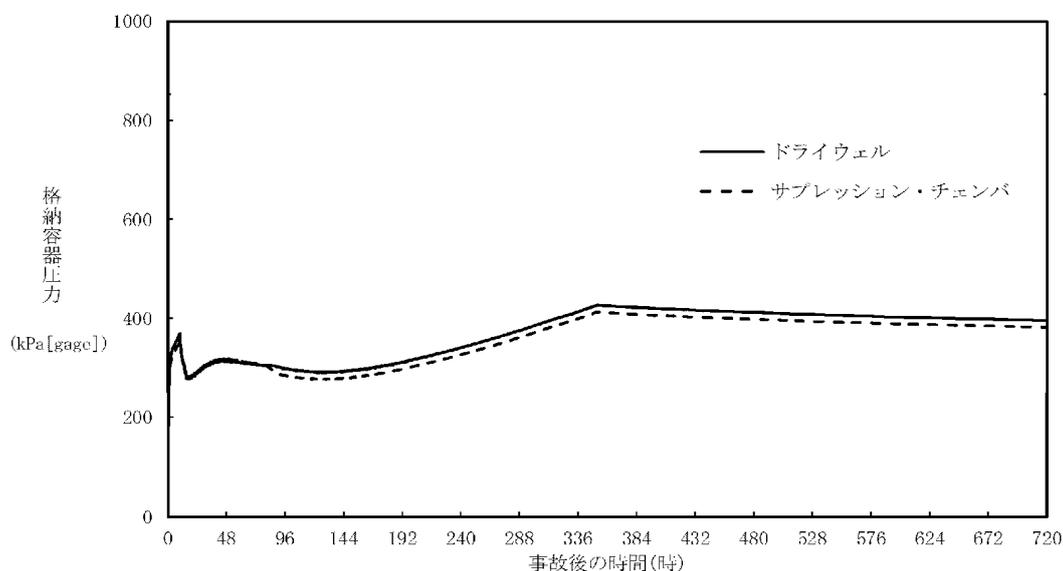


図3 格納容器圧力の推移(循環流量 150m<sup>3</sup>/h にて残留熱代替除去系を30日間運転継続した場合)

(2) 系統の閉塞防止対策

a. 系統の閉塞評価について

残留熱代替除去系において系統機能喪失に繋がる閉塞事象が懸念される箇所は、流路面積が小さくなる残留熱除去系ストレーナ、格納容器スプレイノズル部が考えられる。

格納容器スプレイノズル部については、最小流路面積部に異物が詰まることを防止するために、残留熱除去系ストレーナ孔径が最小流路面積以下になるように設計している(表2参照)。

表2 残留熱除去系ストレーナについて

残留熱除去系ストレーナ孔径	
格納容器スプレイノズル最小流路サイズ	

よって、残留熱代替除去系の閉塞防止に関する説明は、「b. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について」に記載する。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

b. 残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策について

残留熱除去系ストレーナの閉塞防止対策として、多孔プレートを組み合わせた大型ストレーナを採用するとともに、格納容器内の保温材のうち事故時に破損が想定される繊維質保温材は撤去することとしているため、繊維質保温材の薄膜効果<sup>※1</sup>による異物の捕捉が生じることはない。

また、重大事故等時に格納容器内において発生する可能性のある異物としては保温材(パーライト等)、塗装片、スラッジが想定されるが、LOCA時のブローダウン過程等のサブプレッション・プール水の流動により粉碎され粉々になった状態でストレーナに流れ着いたとしても、繊維質保温材がなく、薄膜効果による異物の捕捉が生じる可能性がないことから、これら粉状の異物がそれ自体によってストレーナを閉塞させることはない。

なお、本システムの成立性評価として「(1) ポンプのNPSH評価」でNPSH評価を実施しているが、この評価はストレーナを設置した際の工事計画書において評価した手法と同様の手法を用いて評価したものである。評価においては、繊維質の付着を考慮したストレーナの圧損評価を実施しており、残留熱代替除去ポンプ定格流量時の必要NPSHを満足していることから、本システムの成立性に問題がないことを確認している(表1参照)。

また、残留熱代替除去系を使用開始する時点ではサブプレッション・チェンバ内の流況は十分に静定している状態であり、ストレーナメッシュの通過を阻害する程度の粒径を有する異物はサブプレッション・チェンバ底部に沈着している状態であると考えられる<sup>※2</sup>。

重大事故等時には、損傷炉心を含むデブリが生じるが、仮に原子炉圧力容器外に落下した場合でも、原子炉圧力容器下部のペDESTALに蓄積することからサブプレッション・チェンバへの流入の可能性は低い。

万が一、ペDESTALからオーバーフローし、ベント管を通じてサブプレッション・チェンバに流入する場合であっても、金属を含むデブリが流動により巻き上がることは考えにくく<sup>※3</sup>、ストレーナを閉塞させる要因になることはないと考えられる。

このため、苛酷事故環境下においても残留熱除去系ストレーナが閉塞する可能性を考慮する必要はないと考えている。

さらに、仮にストレーナ表面にデブリが付着した場合においても、ポンプの起動・停止を実施することによりデブリは落下するものと考えられ<sup>※4</sup>、加えて、長期冷却に対する更なる信頼性の確保を目的に、次項にて示すストレーナの逆洗操作が可能な設計としている。

※1：薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果について

「薄膜形成による粒子状デブリの捕捉効果」とは、ストレーナの表面のメッシュ(約1～2mm)を通過するような細かな粒子状のデブリ(スラッジ等)が、繊維質デブリにより形成した膜により捕捉され圧損を上昇させ

るという効果をいう。(図4参照)

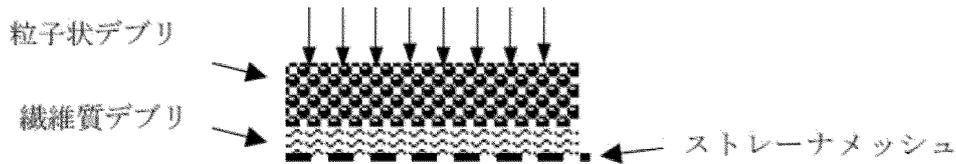


図4 薄膜形成による粒子状デブリの補足効果のイメージ

繊維質保温材の薄膜形成については、NEDO-32686 に対する NRC の安全評価レポートの Appendix E で実験データに基づく考察として、「1/8 inch 以下のファイバ層であれば、ファイバ層そのものが不均一であり、圧力損失は小さいと考えられる」と記載されている。また、R.G. 1.82 においても「1/8 inch. (約 3.1 mm) を十分下回るファイバ層厚さであれば、安定かつ均一なファイバ層ではないと判断される」との記載がされており、薄膜を考慮した圧力損失評価は必要ないと考えられる。LA-UR-04-1227 においても、この効果の裏付けとなる知見が得られており、理論厚さ 0.11inch (2.79mm) において、均一なベッドは形成されなかったという見解が示されている。故に、繊維質保温材の堆積厚さを評価し十分薄ければ、粒径が極めて微細な塗装片等のデブリは全てストレーナを通過することとなり、繊維質保温材と粒子状デブリの混合状態を仮定した圧損評価は不要であると考えられる。

また、GSI-191 において議論されているサンプスクリーン表面における化学的相互作用による圧損上昇の知見に関して、上述のとおり繊維質保温材は使用されておらず、ストレーナ表面におけるデブリベット形成の可能性がないことから、化学的相互作用による圧損上昇の影響はないと考えられ、残留熱代替除去系による長期的な冷却の信頼性に対して影響を与えることはないと考えられる。

表3 NUREG/CR-6224 において参照されるスラッジ粒径の例

Table B-4 BWROG-Provided Size Distribution of the Suppression Pool Sludge		
Size Range μm	Average Size μm	% by weight
0-5	2.5	81%
5-10	7.5	14%
10-75	42.5	5%

※2：残留熱代替除去系の使用開始は事故後約 10 時間後であり、LOCA 後のブローダウン等の事故発生直後のサブプレッション・チェンバ内の攪拌は十分に静定しており、大部分の粒子状異物は底部に沈着している状態であると考えられる。また、粒子径が 100 μm 程度である場合に浮遊す

るために必要な流体速度は、理想的な球形状において 0.1m/s 程度必要であり(原子力安全基盤機構(H21.3), PWR プラントの L O C A 時長期炉心冷却性に係る検討), 仮にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物がプール内に存在していた場合においても, ストレーナ表面流速は約 0.008m/s (150m<sup>3</sup>/h の時)程度であり, 底部に沈降したデブリがストレーナの吸い込みによって生じる流況によって再浮遊するとは考えられない。

- ※3 : RPV 破損後の溶融炉心の落下先は格納容器下部 (ペDESTAL部) であり, 残留熱代替除去系の水源となるサプレッション・チェンバへ直接落下することはない。RPV へ注水された冷却水は下部ペDESTALへ落下し, ベント管を通じてサプレッション・チェンバへ流入することとなる(図5参照)。粒子化した溶融炉心等が下部ペDESTAL内に存在している場合にストレーナメッシュを閉塞させる程度の粒子径を有する異物が流動によって下部ペDESTALから巻き上げられ, 更にベント管からストレーナまで到達するとは考えにくく, 溶融した炉心等によるストレーナ閉塞の可能性は極めて小さいと考えられる。

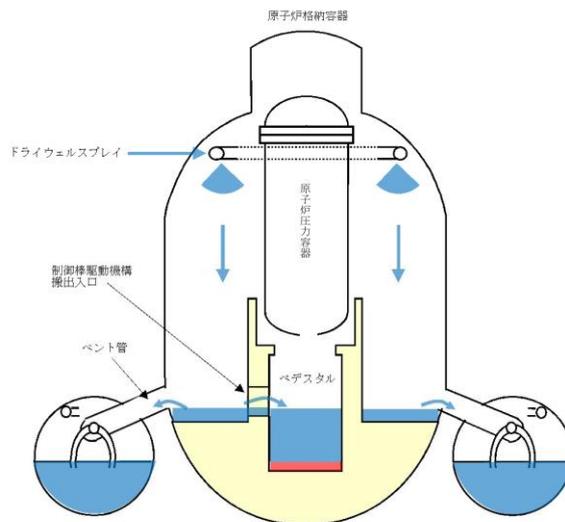


図5 原子炉圧力容器破損後の残留熱代替除去系による冷却水の流れ

- ※4 : GSI-191 における検討において, サンプスクリーンを想定した試験においてポンプを停止させた際に付着したデブリは剥がれ落ちるとの結果が示されている(図6参照)。

当該試験は PWR サンプスクリーン形状を想定しているものであるが, BWR のストレーナ形状は円筒形であり(図7参照), ポンプの起動・停止によるデブリ落下の効果は更に大きくなるものと考えられ, 注水流量の低下を検知した後, ポンプの起動・停止を実施することでデブリが落下し, 速やかに冷却を再開することが可能である。

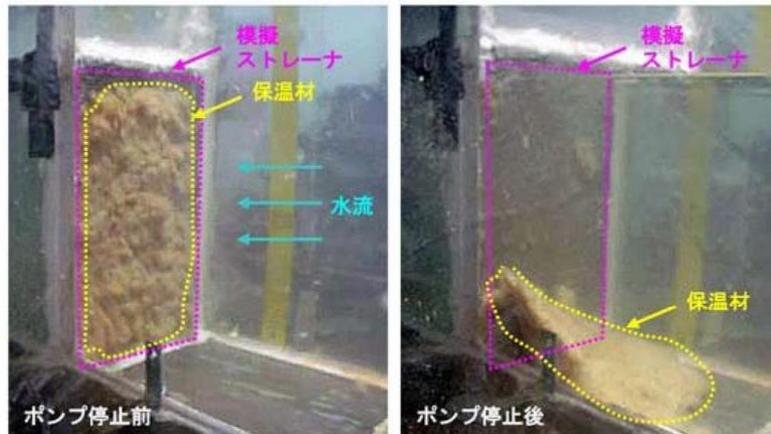


図6 ポンプ停止により模擬ストレーナから試験体が剥がれ落ちた試験  
 (April 2004, LANL, GSI-191: Experimental Studies of Loss-of-Coolant-Accident-Generated Debris Accumulation and Head Loss with Emphasis on the Effects of Calcium Silicate Insulation)

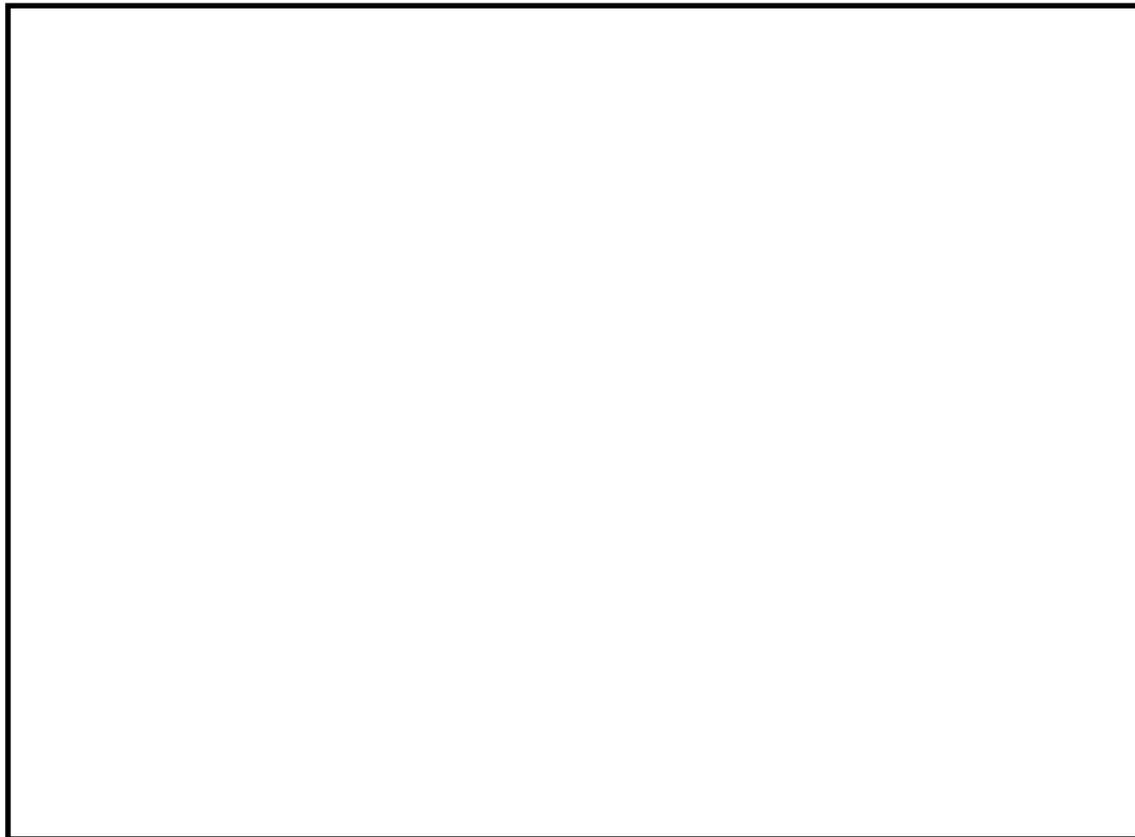


図7 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

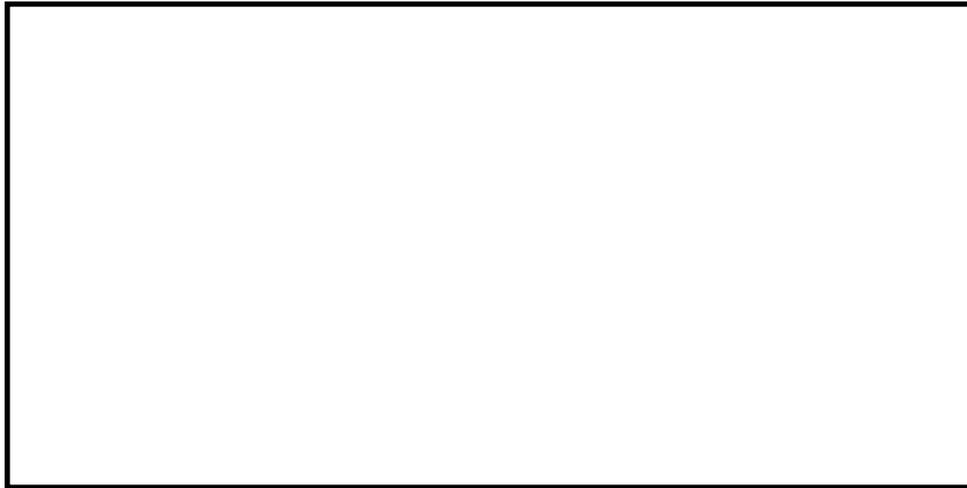


図8 島根2号炉残留熱除去系ストレーナ(据付状態)

c. 閉塞時の逆洗操作について

前述 b. の閉塞防止対策に加えて、残留熱代替除去系運転中に、仮に何らかの異物により残留熱除去系ストレーナが閉塞したことを想定し、残留熱除去系ストレーナを逆洗操作できる系統構成にしている。系統構成の例を図9に示しているが、外部接続口から構成される逆洗ラインの系統構成操作を行い、大量送水車を起動することで逆洗操作が可能な設計にしている。

したがって、残留熱代替除去系運転継続中に流量監視し、流量傾向が異常に低下した場合は残留熱代替除去ポンプを停止し、逆洗操作を実施する。

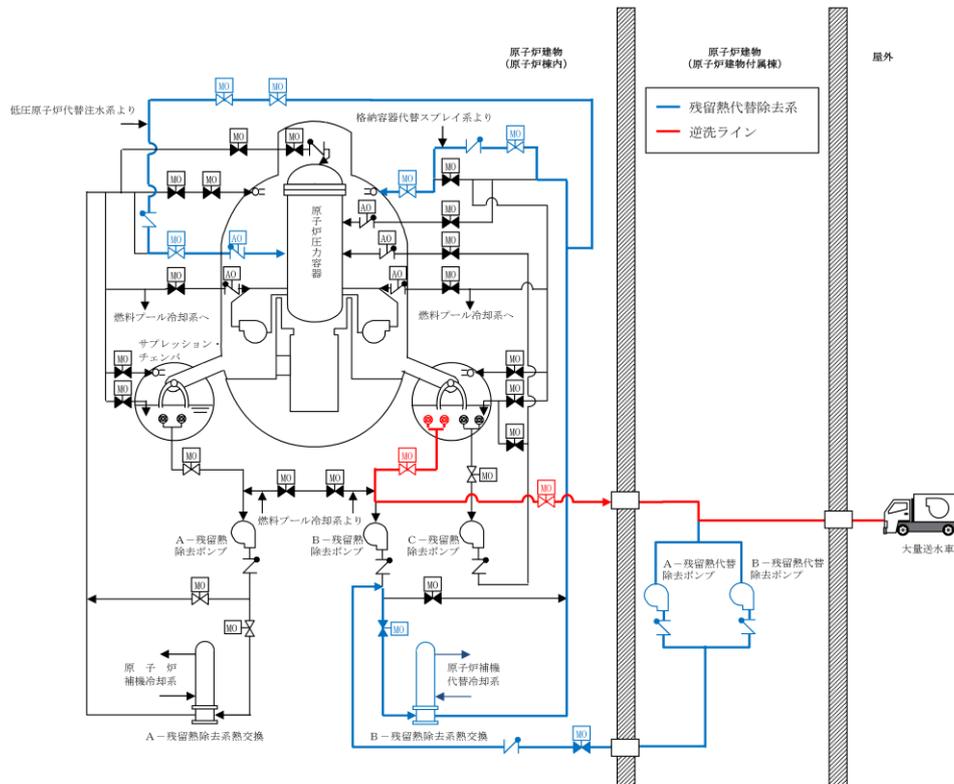


図9 残留熱除去系ストレーナ逆洗操作の系統構成について

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

長期的に維持される格納容器の状態(温度・圧力)での適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保の考え方について

重大事故等時における格納容器の耐震評価にあたって、対象となる事故シーケンスは、格納容器温度・圧力条件が厳しい格納容器破損防止の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)残留熱代替除去系を使用する場合」及び「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)残留熱代替除去系を使用しない場合」が対象となる。

「別紙－ 2 循環流量の確保」で示したとおり、残留熱代替除去系の運転は長期的に継続可能と考えられるが、この場合、格納容器の温度・圧力が比較的高い状態で長期的に維持されることから、適切な地震力に対する格納容器の頑健性の確保が必要である。

よって、格納容器の耐震評価に際しては、

- ①事故後の運転状態 V(L)<sup>\*1</sup>( $10^{-2}$ ～ $2 \times 10^{-1}$ 年)における適切な地震力との組合せ評価
  - ②事故後の運転状態 V(LL)<sup>\*2</sup>( $2 \times 10^{-1}$ 年以降)における適切な地震力との組合せ評価
- を行うこととなる。

※ 1 : 運転状態 V(L) : 重大事故等の状態のうち長期的(過渡状態を除く一連の期間)に荷重が作用している状態

※ 2 : 運転状態 V(LL) : 重大事故等の状態のうち V(L) よりさらに長期的に荷重が作用している状態

## 系統のバウンダリに対する影響評価について

## 1. はじめに

残留熱代替除去系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について、放射線影響や化学影響によって材料が劣化し、漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について、下記のとおり評価を行った。

## 2. シール材の影響評価

## (1) 評価対象

残留熱代替除去系を使用する場合に、サブプレッション・チェンバからの流体が流れる経路として、配管、弁及びポンプがあるため、これらの機器においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」、「弁グランドシール」「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」を対象に評価を行った。

## (2) 放射線による影響

残留熱代替除去系は、重大事故時に炉心損傷した状況で系統を使用することとなる。このため、系統内を高放射能の流体が流れることとなり、放射線による劣化が懸念される。

上記(1)に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには、膨張黒鉛又はステンレス等の金属材料が用いられている。これらは無機材料であり、高放射線下においても劣化の影響はないか、又は極めて小さい。このため、これらについては放射線による影響はないか、又は耐放射線性能が確認されたシール材を用いることにより、シール性能が維持されるものとする。

また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐放射線性に優れた材料を選定する。

## (3) 化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケット及び金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はない。このため、セシウムによる化学影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットには影響がないため、漏えい等が生じることはないものとする。

のと考える。

また、残留熱代替除去ポンプのバウンダリを構成する部材（メカニカルシール、ケーシングシール等）のシール材についても同様に、化学種に対する耐性に優れた材料を選定する。

### 3. まとめ

以上より、残留熱代替除去系の流路においてバウンダリを構成する部材である「配管フランジガスケット」「弁グランドシール」を対象に評価を行った結果、無機材料である膨張黒鉛及び金属ガスケットには影響がないと評価できる。

また、残留熱代替除去系に使用する「ポンプメカニカルシール」「ポンプケーシングシール」についても耐性に優れた材料を選定する。

これにより、流路からの漏えいの発生を防止する。

以上

### 系統が高線量となった場合の影響について

残留熱代替除去系の運転に伴い、系統が高線量となることが想定されるが、高線量となった場合には、放射線による「操作性・アクセス性」の影響、及び「機器」に対する放射線劣化影響が考えられる。

「操作性・アクセス性」に関する影響としては以下の影響が考えられる。

- ・残留熱代替除去系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視への影響
- ・残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作への影響
- ・残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業（残留熱除去系の復旧作業）への影響

「機器」に対する放射線劣化影響としては以下の影響が考えられる。

- ・残留熱代替除去系において使用する機器のうち，放射線劣化影響が懸念される機器（シール材，電動機，計器，ケーブル）への影響

上記の影響について，確認結果を表1に示す。

表1 高線量となった場合の操作性・アクセス性，機器への影響

確認項目		放射線影響	
操作性・アクセス性	残留熱代替除去系の系統構成，起動操作，運転継続に必要な操作・監視	系統構成	運転開始前の系統構成は，中央制御室からの電動駆動弁の遠隔操作の他，原子炉補機代替冷却系の操作が必要であるが，弁操作は運転開始前の実施であり，原子炉補機代替冷却系操作は屋外作業であり，格納容器ベント操作前であるため，アクセス及び操作への放射線による影響はない。(24, 25 頁参照)
		残留熱代替除去ポンプの起動	運転開始時の残留熱代替除去ポンプの起動は中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため，操作への放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		パラメータ監視	運転を開始した後の運転パラメータの監視は，中央制御室及び緊急時対策所で監視が可能な設計としているため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		流量調整	残留熱代替除去系運転時の原子炉注水及び格納容器スプレイの流量を調整する場合は，流量調整弁の操作により行うが，中央制御室から遠隔で操作が可能な設計としているため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)
		その他操作	その他の作業として，原子炉補機代替冷却系の運転状態確認及び大型送水ポンプ車への給油作業があるが，これらは屋外作業であり格納容器ベント操作前であるため，放射線による大きな影響はない。(24, 25 頁参照)

確認項目		放射線影響
操作性・アクセス性	残留熱代替除去系が機能喪失した場合に必要な操作	格納容器 ベント
	残留熱代替除去系運転時に必要な復旧作業(残留熱除去系の復旧作業)	
機器	シール材(配管, 弁, ポンプ, 熱交換器)	放射線による劣化影響が懸念される左記の機器については, 運転環境下における当該部位の放射線量を考慮して残留熱代替除去系の系統機能確保可能な設計とする。(44 頁参照)
	電動機(弁, ポンプ)	
	ケーブル	
	計器	