原子炉格納容器フィルタベントシステムの開発

川村 慎一^{1,*}, 木村 剛生¹, 大森 修一², 奈良林 直³

Development of a Filtered Containment Venting System for Nuclear Power Plants

Shinichi KAWAMURA^{1,*}, Takeo KIMURA¹, Shuichi OMORI² and Tadashi NARABAYASHI³

¹Nuclear Asset Management Department, Tokyo Electric Power Company, 1-1-3 Uchisaiwai-cho, Chiyoda-ku, Tokyo 100-8560, Japan

²Research and Development Center, Tokyo Electric Power Company, 4-1 Egasaki-cho, Tsurumi-ku, Yokohama 230-8510, Japan

³Division of Energy and Environmental Systems, Graduate School of Engineering, Hokkaido University, Kita-13, Nishi-8, Kita-ku, Sapporo 060-8628, Japan

(Received January 8, 2015; accepted in revised form July 31, 2015; published online December 10, 2015)

A filtered containment venting system was developed for nuclear power plants. In the Fukushima Dai-ichi Nuclear Accident, widespread land contamination was caused by cesium-137. This system was developed to filter aerosol particles and reduce the amount of radioactive particle release, while protecting the primary containment vessel from over pressure by venting gas from the vessel. Performance tests were conducted under various vent gas flow rate conditions to ascertain decontamination factors for aerosol particles with various diameters. It was observed through the tests that aerodynamic diameter was a good index for characterizing various aerosol particles for the filtered containment venting system. Test results showed that the decontamination factors were well over 1,000 for aerosol particles with aerodynamic diameters larger than $0.4\ \mu\text{m}$. For aerosol particles with aerodynamic diameters larger than $0.2\ \mu\text{m}$, the decontamination factors significantly increased with the diameter. This suggested that inertial deposition was the governing mechanism for filtering aerosols in this system. The decontamination factor of the water scrubber section of the filter increased with the increase in Stokes number.

KEYWORDS: *filtered containment vent system, nuclear power plant, accident, primary containment vessel, cesium, aerosol, particle size, decontamination factor, performance, experiment*

I. 緒 言

福島第一原子力発電所の事故では、東北地方太平洋沖地震による揺れのなかで運転プラントの全制御棒挿入による原子炉停止には成功したものの、津波による被害から停止後の冷却に失敗して炉心が溶融し、さらに原子炉格納容器(以下、格納容器という)の一部が損傷して大量の放射性物質が環境へ放出された。この事故を教訓として、地震と津波はもちろんのこと、今まで以上に広範な種類の外的事象に対する安全機能の防護強化、ならびに事故発生時に備えた原子炉への代替高圧注水設備、原子炉減圧の代替操作設

備、代替低圧注水設備、代替冷却設備等の追加を行うとともに、対応手順の整備と訓練を実施するなどの炉心損傷防止策の強化を進めている。

さらに、それでも炉心が損傷する重大事故を考慮し、原子炉格納容器フィルタベントシステム(以下、フィルタベントシステムという)を開発した。福島第一事故では主として放射性セシウムの影響による長期の広範な土壤汚染が、住民の生活と農業等の産業活動に重大な影響をもたらした。

フィルタベントシステムは、重大事故時に格納容器を過圧破損から守るとともに、放射性物質の放出量を大幅に低減する役割をもつ。放射性セシウムは主に粒子状物質として放出される。また、放射性ヨウ素については、Sofferら¹⁾や Beahmら²⁾によれば、事故時に原子炉一次系から放出されるものの95%が、ヨウ化セシウムとして粒子状物

¹ 東京電力(株) 原子力設備管理部

² 東京電力(株) 技術統括部技術開発センター

³ 北海道大学大学院工学院 エネルギー環境システム専攻

* Corresponding author, E-mail: shinichi.kawamura@tepcoco.jp

質の形態を取るとされている。したがって、フィルタ装置による粒子状物質の除去性能は重要であり、本論文ではフィルタベントシステムに用いるフィルタ装置の開発と、特にその性能のうちの粒子状物質除去に着目した特性について、実験結果に基づいて論じる。

なお、上述の Soffer ら¹⁾や Beahm ら²⁾によれば、残りの5%はガス状物質の形態を取り、格納容器内の水のpHをアルカリ性に保つ場合には、その大部分が元素状ヨウ素で、有機ヨウ素が0.15%以下に抑えられるとされている。この有機ヨウ素以外は、アルカリ性の水に吸収できることから、本論文で論じるフィルタ装置のスクラバ水に吸収することができる。

フィルタ装置については、これまでにフィルタ出入口のエアロゾル濃度等の比によるオーバーオールの除去性能を検証する実験が行われているが^{3,4)}、除去特性の詳細は必ずしも明らかにされていない。しかしながら高い除去性能の確保には、スクラビングによる除去特性と、スクラビング後の気相部に飛散する放射性物質を含む液滴エントレインメントの除去特性等を把握し、改善することが重要である。そこで本開発では、スクラバノズルと気泡細分化装置を組み合わせたスクラビング、スクラビング部上部の整流板による水面安定化、金属フィルタによるエントレインメント除去等において新たな工夫を行い、それらによるスクラビング除去特性と、液滴エントレインメント除去性能を実験的に把握して、除去性能を大幅に向上させた。

また、一般にエアロゾルの除去特性は粒径や密度に依存するため、それらに応じた除去特性の知見を得ることは、事故時の緩和手段やベントの運用方法を的確に選択する手順を考察するうえで重要である。この観点から、本論文では粒径や密度の異なる粒子を用い、除去特性を詳細に把握することとした。

II. フィルタベントシステムの開発

1. 開発条件

軽水炉プラントの重大事故では、起因事象と安全機能を有する系統の動作成否に応じて様々な事故の様態が発生し得るものの、原子炉停止後の冷却の観点では、常設または可搬の代替注水設備による損傷燃料への注水と格納容器内へのスプレーが必要となる。これによって損傷燃料の冷却と格納容器の過温破損防止を図るが、最終的な熱の逃し場を失ったままでは、やがて格納容器内で発生する蒸気によって格納容器圧力が閉じ込め性能上の限界圧力に到達することが避けられない。この際に、格納容器の減圧と大気への熱輸送を可能にする目的で、格納容器からのベントが必要となる。また、ベントによって格納容器内の水素も排気されるため、福島第一事故で経験した格納容器から原子炉建屋への水素の漏えいによる爆発を防止する効果も期待できる。

沸騰水型原子力発電所(以下、BWR という)では、ベン

トガスを格納容器内のサプレッションチェンバの水にくぐらせ、放射性物質をある程度低減してから大気放出する手順が、アクシデントマネジメント手段として準備されていた。フィルタベントシステムではこれに専用のフィルタ装置を加え、より高い効率で水酸化セシウムやヨウ化セシウム等の粒子状放射性物質を除去する。

このような背景から、フィルタベントシステムの開発条件を以下のとおり定めた。

- フィルタベントシステムは重大事故時に格納容器が過圧・過温破損しないことが確認されている範囲の上限まで使用できる必要があり、これらを最高使用圧力、温度とした(改良型沸騰水型原子力発電所(以下、ABWR という)の例では620 kPa(gage), 200℃)
- 格納容器の確実な減圧のために、原子炉停止2~3時間後の崩壊熱、具体的には定格熱出力の1%に相当する蒸気流量の2倍を設計流量とした(ABWR の例では31.6 kg/s)
- 粒子状放射性物質の除染係数(DF)は、1,000 以上を性能目標とした

また、以上の開発条件に加えて、重大事故時に確実に使用できる信頼性を確保する観点から、以下の事項について設計上の考慮を行った。

- 設計基準地震動や設計基準津波を始め、設計上考慮が必要な外的事象で、必要な安全機能を喪失しないこと
- 共通要因によって、設計基準事故対処設備と同時に機能を喪失しないこと
- フィルタ装置には耐食性の高い材料を用いるとともに、万一の漏えいを考慮した溢水対策を講じること
- 待機時に系統全体を窒素ガス封入するとともに、ベント後に滞留水素を窒素ガスでパージして水素爆発を防止できること
- 中央制御室と現場のどちらからでも、必要な操作が安全かつ確実に実施できること
- フィルタベントシステムの操作を含むすべての緊急時活動に対するベントの影響を軽減するために、適切な遮蔽等の措置を行い、被ばく線量を限度内に抑えること
- フィルタ装置内の水位を適切な範囲に保つため、装置への水補給、装置から格納容器内サプレッションチェンバへの排水ができること(本機能は、フィルタ装置内に捕集された放射性物質を、ベント後に格納容器に戻す役割も担う)
- 使用時、待機時ならびに使用後に、フィルタ装置の水位、pH、入口圧力、金属フィルタ差圧、出口放射線、水素濃度、ドレン移送流量が監視できること
- 試験または検査によって、必要な安全機能が維持されていることを確認できること

なお、フィルタ装置内の水にはチオ硫酸ナトリウムを添加するとともに、水酸化ナトリウム添加によって pH をアルカリ側に保つ。これによって、水に捕捉されたヨウ化セシウムによるヨウ素イオンを水中に保つとともに、ガス状の無機ヨウ素を水に捕捉する効果も期待する。

また、チオ硫酸ナトリウムは界面活性剤の働きがあり、水中の気泡径を小さくして気液接触界面を増大させる効果もある。

2. フィルタベントシステムの設備概要

(1) システム構成の概要

フィルタベントシステムの系統概要を Fig. 1 に示す。放射性物質を含むガスは格納容器のサプレッションチェンバの気相部またはドライウェルから取り出され、配管でフィルタ装置に導いて処理した後に高所から排気される。ベント時には格納容器の隔離弁を開ける必要があるが、中央制御室と現場のどちらからでも操作可能である。なお、操作員の被ばくを抑制する観点から、現場操作用には遮蔽を介して遠隔で手動操作できる機構を備えている。

フィルタ装置下流の排気配管には圧力開放板を設け、待機時に系統全体を窒素ガス封入しておくための隔壁にしている。原子炉格納容器内および本システムの内部に窒素ガスを封入しておくことで、ベント初期に配管内でベントガスの蒸気が凝縮しても、ガス中に含まれる水素が本システム内で燃焼することを防止する。なお、この圧力開放板は格納容器設計圧力に対して十分に低圧である 100 kPa (gage) で作動する設定とし、ベントの障害とならないようにしている。

(2) フィルタ装置の概要

フィルタ装置の概略構造を Fig. 2 に示す。装置は水スクラバと金属フィルタから構成される。格納容器から導かれたベントガスは胴部に設けられた入口ノズルから内部に導かれ、装置内の下部に設置した 140 個のスクラバノズ

ルから水中に噴射される。ノズル上部には気泡細分化装置を設け、気液接触面積を大きくして粒子状放射性物質の捕捉を促進する。

装置内の上部は気相部になっており、128 個の金属フィルタエレメントを設置して、水スクラバで除去されなかった放射性の微粒子と液滴を捕捉する。各エレメントは円筒形の 3 層構造であり、主に微粒子の除去機能を担う直径 2 μm の金属繊維を焼結したシートを、直径 30 μm の金属繊維による 2 層のウェブで挟む構成としている。ウェブはシートを内外から支える機能のほか、水スクラバを通過したガスに随伴される微小な液滴を捕集し、装置内のドレン配管を通じて水スクラバに戻す役割も担う。

また、水スクラバと金属フィルタの間には整流板を設置し、金属フィルタへのガスの流れを整える。なお、ベント中に地震が発生する場合に、この整流板はスクラバ水のスロッシングを抑制する機能ももつ。

(3) 水スクラバの除去メカニズム

水スクラバでは、ベントガスがノズルから水中に噴射される。噴射されたガスの気泡が浮上する間に、粒子状放射

Fig. 2 Schematic diagram of the filter equipment

Fig. 1 Basic system configuration of the filtered containment venting system

性物質は、その粒径に応じて以下の原理でスクラバ水中に捕捉され、除去されると考えられる。

まず、粒子が慣性力や重力の作用を受けて気液界面に接触し、水中に捕捉されて除去される。このメカニズムでは、粒子が大きいほど捕捉されやすい。一方、小さな粒子はガス中の気体分子との相互作用を受けやすく、ブラウン拡散や熱泳動により気液界面に接触して捕捉される。さらに、水が飽和温度以下である場合には、気泡に含まれる水蒸気が凝縮することにより、粒子が気液界面に接触して捕捉される。

これらに加えて、特にスクラバノズルに近い噴射直後域では、噴射されたガスの気泡が水中で急減速することにより、粒子に作用する慣性力によって水中に捕捉されるメカニズムが考えられる。

(4) 金属フィルタの除去メカニズム

金属フィルタでは、ベントガスがフィルタ繊維間を通過する際に、粒子状放射性物質が以下のメカニズムで捕捉され、除去されると考えられる。

まず、比較的大きな粒子は金属繊維の隙間にさえぎられ、接触して捕捉される。また、粒子に作用する慣性力により、粒子が金属繊維表面に接触して捕捉されることが考えられる。このメカニズムでは、粒子が大きいほど捕捉されやすい。一方、小さな粒子はブラウン拡散により、金属フィルタ繊維に接触して捕捉される。

III. フィルタベントシステムの性能評価

1. 事故シナリオ

事故の起因事象を出発点として、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐としたイベントツリーから事故シナリオを漏れなく抽出することができるが、さらに事故シナリオはその進展の特徴によっていくつかのグループに分類できる。BWR プラントの代表的な事故シナリオグループとして、配管大破断による原子炉冷却材喪失、全交流電源喪失、全非常用炉心冷却系機能喪失が同時に発生する事故シナリオを想定し、柏崎刈羽原子力発電所 6, 7 号機(ABWR プラント)を例として、フィルタベントシステムの性能を実験で確かめた。なお、フィルタベントシステムが防止すべき格納容器の過圧破損の観点で、本シナリオは事象進展がはやく、格納容器の温度と圧力が高く推移する厳しいケースである。

この事故シナリオの概要は以下のとおりである。

- ① 大破断 LOCA が発生し、格納容器内に冷却材が大量に漏えいする
- ② ECCS 喪失と SBO を想定することから、原子炉圧力容器への注水ができず、炉心損傷に至る
- ③ 約 70 分後に、ガスタービン発電機から給電された低压代替注水系によって原子炉圧力容器への注水を再開する
- ④ 低压代替注水系によって原子炉圧力容器への注水と

格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が限界圧力に到達し、フィルタベントシステムを用いたベントを実施する

事故解析には MAAP コードを用いた。この事故シナリオにおける格納容器の圧力、温度変化を Fig. 3 と Fig. 4 に示す。本システムを用いたベントによって、格納容器の温度、圧力はほぼ限界温度(200℃)、限界圧力以下(620 kPa)に抑制され、格納容器の破損による制御不能な放射性物質の環境放出を防止できることがわかる。

なお、ベントを継続すると水スクラバの水位が上昇する。Fig. 5 にその水位変化の解析結果を示す。水スクラバに捕捉される放射性物質の影響による蒸発量に対して、ベントガス中の蒸気がベント配管内で凝縮してフィルタ装置に流入する量とフィルタ装置内での蒸気凝縮水の量の合計が多く、ベント期間中に水位は上昇を継続する。金属フィルタの設置位置は水位 5 m に相当する場所にあるが、水位が金属フィルタに達すると性能が維持できなくなるため、それ以前に水位低下の操作が必要になる。そこで、フィルタ装置にはドレン系統を設け、ベントガス通気による噴き上がりも考慮して、水位 2.5 m に達した時点でスクラバ水を格納容器サプレッションチェンバに排水できるようにするとともに、チオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリ

Fig. 3 Primary containment pressure of an ABWR plant in a severe accident caused by a combination of LOCA, SBO and all ECCS functional failures

Fig. 4 Primary containment temperature of an ABWR plant in a severe accident caused by a combination of LOCA, SBO and all ECCS functional failures

Fig. 5 Predicted trend of the scrubber water level during containment venting

ウムの水溶液をスクラバ水に補給できるようにする。

2. フィルタ装置の性能試験設備と試験条件

(1) 試験設備

性能確認試験に用いた試験装置の構成を、Fig. 6 に示す。実機フィルタ装置を模した試験容器に、エアロゾル発生装置からの模擬微粒子を混合した空気を通し、試験容器前後で微粒子の個数濃度と粒径を計測してDFを算出する。計測には光散乱式エアロゾルスペクトロメータ (Palas GmbH 製 welas digital 2000H) と、走査式モビリティパーティクルサイザ (TSI Inc. 製 Model 3936) を用いた。

試験容器内には実機と同じスクラバノズルと金属フィルタエレメントを各1個設置し、気泡細分化装置も実機と同じエレメントを同じ高さだけ充填した。試験容器の直径は0.35 mで平均流路断面積を実機の1/140にしており、スクラバノズル1個当たりの条件が実機と同一である。一方、水スクラバと金属フィルタの間の気相部は微粒子の除去機構に関与しないため、この部分を短縮して高さを4 mにした。

(2) 試験ガス

本試験では試験ガスとして常温・常圧の空気を用いた。一方、重大事故でベントする際のガスは、120℃から170℃の蒸気が主成分となるが、常温の空気を用いる試験は以下の考察から微粒子の捕捉メカニズムの観点で保守的と考えられる。

まず、慣性衝突による捕捉はストークス数(St)⁵⁾が大きいほど効果が大きくなるが、粒子径が0.4 μm以下で試験ガスの違いによるストークス数の差はあまりない。一方、それ以上の粒径では、常温・常圧の空気の方が重大事故時の蒸気条件の場合よりストークス数が小さくなる。したがって、常温・常圧空気での試験は慣性衝突による捕捉効果に関して保守的である。

$$St = D_p^2 (\rho_p + \rho/2) C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (1)$$

$$C_c = 1 + K_n (1.257 + 0.4 \exp(-1.1/K_n)) \quad (2)$$

$$K_n = 2\lambda_g / D_p \quad (3)$$

$$\lambda_g = \eta / (0.499P(8M/\pi RT)^{1/2}) \quad (4)$$

Fig. 6 The performance test facility for the filter equipment

ここで、 D_p は粒子径、 ρ_p は粒子の密度、 ρ はガスの密度、 C_c はスリップ補正係数、 u_0 はガス流速、 η はガス粘度、 D_f は流体中の代表直径、 T はガス温度、 P はガス分子質量、 R は気体定数である。

重力沈降による捕捉は重力沈降速度(v_t)⁵⁾が大きいほど効果が大きくなると考えられるが、粒子径が0.4 μm以下で試験ガスの違いによる重力沈降速度の差はあまりない。一方、それ以上の粒径では、常温・常圧の空気の方が重大事故時の蒸気条件の場合より重力沈降速度が小さくなる。したがって、常温・常圧空気での試験は重力沈降による捕捉効果に関して保守的である。

$$v_t = C_c D_p^2 (\rho_p - \rho) g / 18\eta \quad (5)$$

ここで、 C_c はスリップ補正係数((2)式)、 D_p は粒子径、 ρ_p は粒子の密度、 ρ はガスの密度、 g は重力加速度、 η はガス粘度である。

拡散沈着による捕捉はブラウン拡散係数(D)⁵⁾が大きいほど効果が大きくなると考えられるが、常温・常圧の空気の方が重大事故時の蒸気条件の場合よりブラウン拡散係数が小さくなる。したがって、常温・常圧空気での試験は拡散沈着による捕捉効果に関して保守的である。

$$D = C_c kT / 3\pi\eta D_p \quad (6)$$

ここで、 C_c はスリップ補正係数((2)式)、 k はボルツマン定数、 T はガス温度、 η はガス粘度、 D_p は粒子径である。

以上のメカニズム以外に、水蒸気凝縮による捕捉、熱泳動による捕捉も蒸気条件では考えられるが、常温・常圧の空気による試験ではこれらの効果が期待できず保守的であ

る。

(3) 模擬微粒子

水スクラバにおける粒子状放射性物質のガス(気泡)から水への移行、金属フィルタにおける粒子状放射性物質のガスから金属繊維表面への付着のいずれも、粒子の物理的運動メカニズムによるもので、化学的性質には依存しない。したがってベント時の粒子状放射性物質として代表的な水酸化セシウム(CsOH)やヨウ化セシウム(CsI)と密度が比較的近い酸化チタン(TiO_2) (密度は、 CsOH が 3.68 g/cm^3 , CsI が 4.51 g/cm^3 に対して、 TiO_2 は 4.23 g/cm^3), 酸化鉄(Fe_2O_3) (密度 5.24 g/cm^3) を試験用の模擬粒子として用いた。また、エアロゾル試験の標準粒子として一般的に用いられているポリスチレン製標準粒子(PSL) (密度は 1.05 g/cm^3) も、あわせて用いることにした。

(4) スクラバ水の試験条件

試験容器内の水位は、スクラバノズル上端から 1 m の高さに設定した。これは実機の待機状態水位に相当する。ベント中のスクラバ水位は Fig. 5 に示したとおり、ベントの経過時間とともに増加する。一方、スクラバ水位が高いほどベントガスの水中滞留時間が長くなり、微粒子が捕捉されやすくなる。したがって、実機での最低水位に相当する本試験条件は、保守的な設定である。

試験容器内の水温は常温とした。実機では、ベントガスの熱エネルギーと放射性物質の崩壊熱で、スクラバ水温がフィルタ装置内の圧力に応じた飽和温度まで上昇する。一方、水温がガス温度より低い間は、温度差があるほど熱泳動効果や、蒸気凝縮による気泡縮小等で微粒子が捕捉されやすくなるが、上述のとおり常温・常圧の空気を試験ガスとしたことから、保守的な試験条件になっている。

なお、本試験は粒子状物質の除去性能を把握する目的で行うため、ガス状の無機ヨウ素を除去するための添加材であるチオ硫酸ナトリウムと水酸化ナトリウムは、添加していない。

(5) ガス流量の試験条件

ガス流量は、実機使用条件をカバーするように設定した。Fig. 7 に ABWR プラントの事故想定シナリオにおけるベントガス流量の変化を示す。最大流量が発生するのは、格納容器限界圧力でベントした直後であり、その後は

Fig. 7 Predicted trend of vent gas flow rate

格納容器内の蒸気発生量に応じた流量となる。そこで性能試験では以下の 3 条件を模擬し、それぞれの実機体積流量の 1/140 に試験流量を設定した。

- 最大流量条件：格納容器設計圧力の 2 倍 (620 kPa (gage)) でベントした直後の体積流量である $33,000 \text{ m}^3/\text{h}$
- 中間流量条件：格納容器設計圧力 (310 kPa (gage)) でベントした直後の体積流量である $27,000 \text{ m}^3/\text{h}$
- 最小流量条件：事故発生から 7 日 (168 時間) 経過後の流量を下回る条件として設定した体積流量である $13,500 \text{ m}^3/\text{h}$

3. フィルタ装置の除去性能試験結果

(1) 粒子状物質の除去性能

粒子状物質の DF 測定結果を、Fig. 8 から Fig. 10 に示す。

なお、DF が 10,000 を超えると出口で微粒子が 1 個も

Fig. 8 Measured decontamination factor at the maximum vent flow condition (a simulated venting flow rate of $33,000 \text{ m}^3/\text{h}$ at twice the maximum containment design pressure)

Fig. 9 Measured decontamination factor at a medium vent flow condition (a simulated venting flow rate of $27,000 \text{ m}^3/\text{h}$ at the maximum containment design pressure)

Fig. 10 Measured decontamination factor at the minimum vent flow condition (a simulated venting flow rate of 13,500 m³/h)

検出されないことがある。その場合は計測期間中にフィルタ入口で検出された粒子数積算値を、DF 参考値としてプロットした。これは、仮に出口で粒子が1個の検出された場合のDFに相当するが、実際の計測では検出数がゼロであることから、DFがこの参考値以上だったと推定できる。このDF参考値は、DFが目標値(1,000)以上であるかの判定に用いた。なお、粒径が増すほどDF参考値が減少しているが、これは試験粒子の個数密度が大粒径ほど小さく、入口の粒子数積算値が小さいことによるもので、DFの減少傾向を示すものではない。

Fig. 8 から Fig. 10 では、密度の異なる試験粒子の空気動力学径を横軸として、DFをプロットした。空気動力学径は、対象とする粒子と空気等の粘性流体中で同じ終末速度をもつ密度 1 g/cm³ の仮想的な球の直径であり、以下の式であらわされる⁶⁾。

$$D_{ae} = (6\rho_p \alpha_e / \pi K_R)^{1/2} D_p \quad (7)$$

ここで、 D_{ae} は空気動力学径、 D_p は粒子径、 ρ_p は粒子の密度、 α_e は粒子の体積形状係数、 K_R は粒子の抵抗形状係数である。

これらの図から、空気動力学径で整理することによって、試験粒子によらずDFがほぼ同一の傾向に分布することがみてとれる。このことから、フィルタの性能把握において、空気動力学径に着目した整理が有効であることが判った。

測定されたDFは、空気動力学径が約 0.2 μm 以上で単調に増加している。金属フィルタは、ある程度以上の粒径をさへぎるとともに、それ以下の粒径では慣性衝突が支配的な除去メカニズムであることから、慣性衝突の効果が空気動力学径の増加とともに増したことが考えられる。一方、スクラバでは粒子が大きいほど除去効果が増すメカニズムとして慣性衝突と重力沈降があり、そのいずれかの効果が増した可能性がある。

そこで、スクラバでの捕捉メカニズムを考察する目的で、金属フィルタを取り外し、スクラバだけのDFを計測

Fig. 11 Relationship between measured decontamination factor of the scrubber and Stokes number ("Max flow", "Mid flow" and "Min flow" represent simulated venting flow rates of 33,000 m³/h, 27,000 m³/h and 13,500 m³/h respectively)

する試験を実施した。試験に用いた模擬粒子はTiO₂である。計測したDFをストークス数で整理し、Fig. 11に示す。この図から判るように、ストークス数の増加とともにDFは増加する。また、流量条件が異なっても、ストークス数で整理するとDFはほぼ同様の傾向を示す。このことから、スクラバのDF増加要因として、慣性衝突の影響が大きいことが判った。

このことは、スクラバの性能を今後さらに改良する場合に、有用な知見である。すなわち、仮に重力沈降の影響が大きいならば、スクラバ水中の滞留時間を長くする効果が期待できるのであるが、慣性衝突の影響が大きいことから、スクラバノズルからの噴出流速を増すなど、ストークス数に着目した改良が効果的と考えられる。

なお、事故条件下でのスクラバによる微粒子捕捉メカニズムとして、蒸気凝縮に伴って気液界面に粒子が捕捉される効果もベント初期には考えられるが、時間とともにスクラバ水温が上昇するため、やがてこの効果は期待できなくなる。しかしながら、本試験結果から、事故時にベントを継続してスクラバ水温が上昇しても、慣性衝突による捕捉メカニズムによって除去性能が得られることが判った。

一方、Fig. 8 から Fig. 10 には、計測されたDFに加えて、上述の事故シナリオ(ABWRプラントにおける大LOCA+全ECCS機能喪失+SBO)において格納容器サプレッションチェンバ経由でフィルタベント系に流入する粒子の粒径分布について、MAAPによる解析から求めた結果を合わせて示した。これは、空気動力学径が0.2 μm以上でDFが増加する傾向が認められることから、比較的DFの小さい側に分布が存在するこのケースを代表として参照したものである。

このケースの粒径分布は、これらの図に示すとおり、空気動力学径でおよそ0.5~4 μmに分布し、そのピークは1~2 μmにある。同じ事故シナリオで、サプレッションチェンバ経由ではなくドライウェルからベントする場合

Fig. 12 Comparison of the amount of entrained droplets between the inlet and the outlet of the metal filter (a simulated venting flow rate of 33,000 m³/h at twice the maximum containment design pressure)

に、フィルタベント系に流入する粒子の空気動力学径はおよそ0.7~10 μmに分布し、そのピークは3~4 μmに位置する。分布が大粒径側にシフトするのは、サプレッションチェンバのスクラビング効果がないためである。また、大LOCA+全ECCS機能喪失+SBO以外の事故シナリオとして、注水失敗(高圧・低圧注水失敗)シナリオの粒径分布を解析で求めたが、大LOCA+全ECCS機能喪失+SBOでサプレッションチェンバ経由のベントとほぼ同様な粒径分布になった。また、事故時の格納容器内エアロゾル粒子の粒径分布については、過去の研究で解析や実験から考察された例がいくつかあるが^{7~9)}、いずれも中央径が数μm程度、幾何標準偏差が数μm程度であり、本解析結果はそれらの結果とほぼ整合するものである。

この粒径分布との比較から、フィルタ出口で微粒子が無検出だった空気動力学径の範囲も含め、今回の試験範囲においてDFは開発目標の1,000を上回っていることが判る。また、今回の試験範囲以上の径では、径が増すほど慣性衝突が増加することから、試験範囲上限の径でのDFを上回ることが考えられる。さらに大粒径になれば、スクラバにおける重力沈降の効果や、金属フィルタにおけるさえぎりの効果が加わることも考えられ、DFは少なくとも1,000以上になると考えられる。

(2) 金属フィルタによる液滴の除去性能

今回の試験では非水溶性の固体粒子を模擬微粒子として用いた。一方、重大事故での主要な微粒子はヨウ化セシウム、もしくは水酸化セシウムであり、いずれも水溶性である。模擬微粒子が非水溶性であることは、水スクラバの性能評価にとって保守的であり、金属フィルタの性能には影響しないことから、全体としてフィルタ装置の微粒子除去性能を評価するうえで保守的であると考えられる。

一方、重大事故ではスクラバ水に放射性物質が溶解し、その一部がエントレインメントによって液滴として水スクラバの下流に浮遊することが考えられる。金属フィルタはこの液滴を捕捉して水スクラバに戻し、下流に液滴を飛散

Fig. 13 Comparison of the amount of entrained droplets between the inlet and the outlet of the metal filter (a simulated venting flow rate of 13,500 m³/h)

させないデミスタとしての役割ももつ。その性能について試験で確認した。

試験装置の基本構成は粒子状物質の除去性能を計測したFig. 5の構成と同一であるが、本試験ではエアロゾルを流さずに清浄な空気のみを流した。また、液滴の計測場所としてFig. 5に示す2箇所の微粒子計測点の他に、金属フィルタ入口近傍に1箇所を追加した。これにより、金属フィルタの入口と出口で液滴の個数と粒径を比較することで、金属フィルタの液滴除去性能を確認した。

最大流量条件と最小流量条件における試験結果を、Fig. 12とFig. 13に示す。いずれも、金属フィルタ出口ではほとんど液滴が検出されず、溶解した放射性物質がエントレインメントによって環境中に放出されることを防止するうえで、本フィルタが有効であることが確認された。

IV. 結 論

福島第一原子力発電所の事故を教訓として外的事象に対する安全機能の防護強化や、炉心損傷防止策の強化が進められているが、炉心が損傷する重大事故を考慮し、フィルタベントシステムを開発した。このフィルタベントシステムは、重大事故時に格納容器を過圧破損から守るとともに、粒子状放射性物質の環境への放出量を1,000分の1以下に低減できると考えられる。福島第一事故で長期に渡る広範な汚染をもたらしたのは放射性セシウムであるが、セシウムは主として粒子状物質として放出される。また、放射性ヨウ素の大部分もヨウ化セシウムとして粒子状物質として放出される。したがって、本システムにより、重大事故時の環境影響を大幅に抑制できることが期待できる。

フィルタベントにおいて高い除去性能を確保するうえでは、スクラビング部の性能と、スクラビング後の気相部に飛散する放射性物質を含む液滴エントレインメントの除去等が重要であり、本開発では、スクラバノズルと気泡細分化装置の組み合わせ、スクラビング部上部の整流板による水面安定化、金属フィルタによるエントレインメント除去等の新たな工夫を行い、除去性能を大幅に向上させた。

また、一般にエアロゾルの除去特性は粒径や密度に依存するため、これを把握することは、事故時の緩和手段やベントの運用方法を的確に選択する手順を考察するうえで重要である。本研究では粒径に依存した DF の特性を明らかにした。また、密度の異なる粒子に対する DF の特性を検討するに当たっては、空気動力学径を指標とすることが有効であることが確かめられた。粒子状物質の粒径分布等の特性は、事故の進展や格納容器スプレイ等の有無などによって変わるため、これらの知見は事故時の緩和手段やベントの運用方法を的確に選択して、放出抑制効果を最大限に引き出すマネジメントの検討に役立てることができる。

さらに、粒子状物質に対して考えられる様々な捕捉メカニズムのうち、重大事故時に想定される格納容器内の粒径分布の範囲では、フィルタ装置の捕捉メカニズムとして、慣性衝突の影響が大きいことが推定された。特にスクラバでは、様々なベント流速と粒径に対する DF を、ストークス数で整理して示すことができた。また、スクラバではベント継続による水温上昇で、蒸気凝縮効果が期待できなくなっても、慣性衝突の効果によって除去性能が確保されることが判った。

— 参考文献 —

- 1) L. Soffer, S. Burson, C. Ferrell, R. Lee, J. Ridgely, *Accident Source Terms for Light-water Nuclear Power Plants*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1465 (1995).
- 2) E. Beahm, C. Weber, T. Kress, G. Parker, *Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5732 (1992).
- 3) I. Wall, M. Merilo, *Containment Filtration Systems Tests*, Electric Power Research Institute, EPRI TR-100346 (1992).
- 4) N. Losch, S. Buhlmann, C. Hutterer, C. Stiepani, F. Totsuka, T. Tsukahara, K. Hosomi, "AREVA's filtered containment venting system (FCVS)," *Proc. 19th Power and energy technology symposium*, Fukui, Japan, Jun. 26-27, 2014 (2014).
- 5) K. Okuyama, H. Masuda, S. Morooka, *Biryuushi Kougaku*, Oomusha, Tokyo, ISBN4-272-12900-4 (1992), [in Japanese].
- 6) K. Takahashi, *Erozorugaku no Kiso*, Morikita-shuppan, Tokyo, ISBN4-627-67251-9 (2003), [in Japanese].
- 7) H. Allelein, A. Auvinen, J. Ball, S. Guntay, L. Herranz, A. Hidaka, A. Jones, M. Kissane, D. Powers, G. Weber, *State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols*, NEA/CSNI/R(2009) 5, Nuclear Energy Agency/Committee on the safety of nuclear installations (2009).
- 8) D. Powers, S. Burson, *A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays*, NUREG/CR-5966, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993).
- 9) D. Powers, *A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pool*, NUREG/CR-6153, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1997).
- 1) L. Soffer, S. Burson, C. Ferrell, R. Lee, J. Ridgely, *Accident Source Terms for Light-water Nuclear Power Plants*, U.S.