



HOKKAIDO UNIVERSITY

Title	フィルタベントシステムの開発と原子力緊急時マネジメントの改善に関する研究
Author(s)	川村, 慎一
Degree Grantor	北海道大学
Degree Name	博士(工学)
Dissertation Number	甲第12457号
Issue Date	2016-09-26
DOI	https://doi.org/10.14943/doctoral.k12457
Doc URL	https://hdl.handle.net/2115/63318
Type	doctoral thesis
File Information	Shinichi_Kawamura.pdf



フィルタベントシステムの開発と
原子力緊急時マネジメントの改善に関する研究

Development of filtered containment venting system and
improvement of nuclear emergency management

(学位論文)

平成 28 年 8 月

川村 慎一

目 次

第1章 緒言	1
1. 1 本研究の背景	2
1. 2 本研究の目的	10
1. 3 本研究の構成	11
本章の参考文献	12
第2章 原子炉格納容器の閉じ込め機能の強化	14
2. 1 はじめに	15
2. 2 福島第一2号機における格納容器漏えいの分析	16
2. 3 福島第一2号機の格納容器漏えいの教訓を踏まえた改善	29
2. 4 本章の結論	38
本章の参考文献	39
第3章 フィルタベントシステムの開発	41
3. 1 はじめに	42
3. 2 フィルタベントシステムの開発	43
3. 3 フィルタベントシステムの性能評価	55
3. 4 本章の結論	72
本章の参考文献	74
第4章 有機ヨウ素フィルタの開発によるフィルタベントの性能強化	75
4. 1 はじめに	76
4. 2 フィルタベント用有機ヨウ素フィルタの設計	78
4. 3 有機ヨウ素フィルタの性能検証試験	84
4. 4 総合的放出抑制効果の評価	106
4. 5 本章の結論	108
本章の参考文献	110

第5章 緊急時マネジメントの強化	112
5. 1 はじめに	113
5. 2 福島第二の緊急時対応と教訓	114
5. 3 緊急時マネジメントシステムへの反映	133
5. 4 本章の結論	142
本章の参考文献	143
第6章 結論	144
謝辞	149
略語集	150

第 1 章 緒言

1. 1 本研究の背景

1. 1. 1 深層防護と福島第一原子力発電所の事故

2011 年 3 月 11 日に起きた東日本大震災において、福島第一原子力発電所（以下では福島第一と略す）では、運転していた 1、2、3 号機が地震による揺れのなかで全制御棒の挿入に成功し、原子炉を緊急停止させたものの、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、放射性物質が環境に放出された。特に 2 号機では原子炉格納容器（以下では格納容器と略す）が閉じ込め機能を失ったために、大気中に放出された放射性物質の量が最も多く、飯館村に代表される福島第一から北西方向の地域において高いレベルの汚染の原因になったとされている¹⁻¹⁾。

この事故を、深層防護による安全確保の観点で見ると、次のように考察できる。国際原子力機関（以下では IAEA と略す）¹⁻²⁾は深層防護の各層の目的と手段を、Fig. 1-1 のように示している。このうち、福島第一の事故では、まず深層防護の第 3 層までが、地震と津波で大半の機能を失っている。この状況でそれ以上の事故進展を防ぎ、住民と発電所所外の環境への影響を抑制するためには第 4 層が重要である。しかしながら、これが十分に機能しなかった結果、放射性物質による広範囲な汚染という回復困難で甚大な影響を発電所外に及ぼすことになった。

福島第一の事故後には、その直接的な原因となった地震と津波をはじめ、様々な外的事象に対する調査や研究が進められ、それらから原子力発電所を防護して事故の発生を防止する対策が進められている。しかしながら、それでも事故が起きることを考慮して、いかに対応できるようにするかは引き続き重要な課題であり、本研究はこの観点から、深層防護第 4 層のあり方を対象とする。

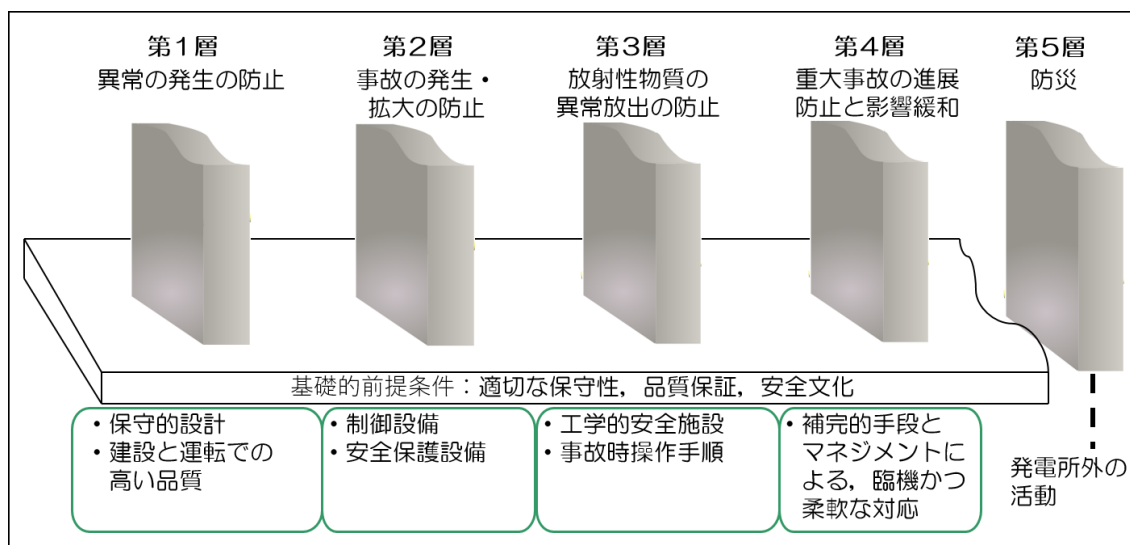


Fig. 1-1 Concept of defense in depth according to IAEA. ¹⁻²⁾

1. 1. 2 深層防護の第4層のあり方

深層防護の第4層の目的は、事故の進展防止と影響緩和である。福島第一の事故では、第3層までの安全機能が広範に失われ、様々な対応措置がとられたが、結果的には炉心や格納容器の冷却に関する安全機能を、必要な時間内に必要な性能レベルまで、損傷設備の修復もしくは代替設備の活用によって回復することができなかった。一方、津波による被害の程度は異なるものの、原子炉の除熱機能を津波によって喪失した福島第二原子力発電所（以下では福島第二と略す）では、事故の進展を抑制する措置をとりつつ、被災した除熱設備を応急的に修理して機能を回復させ、炉心損傷や放射性物質の放出をさせることなく事態を収束させている。したがって、事故進展を防止するための第4層のあり方として、可能な限り速やかに安全機能を回復させることを、より明示的に追及すべきではないかと考えられる。

一方、重大事故の影響緩和に関しては、住民の健康被害を防止することを主たる目的として、深層防護が検討されてきた。このことの重要性は、今後とも変わることはない。しかしながら、福島第一の事故の影響として現実的に深刻な問題になったのは、放出された放射性物質のフォールアウトによる汚染で、

地域社会の回復が困難になったことである。したがって、事故の影響を緩和するための第4層のあり方として、放射性物質の放出を制御可能な状態に抑制し、フォールアウトによる回復困難な状況を避けることを、より明示的に追及すべきではないかと考えられる。

1. 1. 3 深層防護の第4層の強化に向けた課題

(1) レジリエンスの観点からの深層防護強化

前項の考察から、第4層における事故の進展防止と影響緩和のあり方として、福島第一の事故を踏まえると、回復可能性（レジリエンス）を追及することが重要と考えられる。すなわち、安全機能の回復によって、住民の健康と地域社会への回復困難な影響を防止する活動が、第4層において重要なこととして、もっと明示的に位置づけられ、対策に取り組まれるべきである。

また、このレジリエンスのために必要なアクションを遂行するうえでは、優れた緊急時のマネジメントも不可欠である。実際の緊急時対応、特に事前の想定を超える事態への対応では、初期には必ずしも事態の全貌が明らかでないなかで、必要な情報を収集・分析して状況を認知し、回復困難な状況に陥る前の時間的制約の中で必要な対処を行う必要がある。それには、優れた緊急時マネジメントによって、高度な組織的能力が発揮されなければならない。

深層防護第4層の強化に向けて、レジリエンスの観点で整理した検討課題をTable 1-1に示す。このうち、炉心および格納容器の冷却手段については、福島第一事故の分析を踏まえて、既に多様な代替手段の開発が進んでいる。しかしながら、格納容器の漏えいによる回復困難な事態を避ける手段（格納容器の閉じ込め機能）、フォールアウトによる汚染の抑制（フィルタベント）、緊急時マネジメントについては、検討が必要である。

次項以降において、これらに関する既往の知見を踏まえ、本研究で取り組む具体的な課題について述べる。

Table 1-1 Scope of this study to enhance the fourth layer of the defense in depth
for mitigating radioactive material release in a severe accident

レジリエンスアクションと必要設備	レジリエンスのマネジメント
炉心および格納容器の冷却手段の確保 - 福島第一の事故における冷却機能喪失について、分析が進捗 - 冷却機能の回復のために、多様な代替手段の開発が進捗	レジリエンスに向けたアクションを担う組織の緊急時マネジメント 事故状況を的確に捉え、対処する組織的能力のあるべき姿を検討し、強化することが必要
放射性物質の発電所外への影響を緩和する手段の確保 - 格納容器の漏えいによる回復困難な事態を避ける手段の検討が必要 - フォールアウトによる汚染の抑制手段として、フィルタベントの検討が必要	

本研究の対象

(2) 重大事故における格納容器の閉じ込め機能に関する既往の知見と課題

福島第一の事故以前は、格納容器の圧力や温度が設計条件を超過する場合に、閉じ込め機能を維持できる実力上の限界値（以下では、それぞれ限界圧力、限界温度と略す）が、当時の知見に照らして考えられ、重大事故に対処する手順において重要な目安値とされていた。具体的には、閉じ込め機能維持に関する実力としての限界圧力が設計上の最高使用圧力（ゲージ圧）の 2 倍、限界温度が 200℃とされ、事故進展を抑制するために格納容器内部に水をスプレーするなどの措置をとりつつも、それらの条件に達する場合には格納容器内部のガスを高所から排気（以下ではベントと略す）する手順が定められていた。

しかしながら、福島第一の 2 号機では考えられていた限界圧力、限界温度に達する前に、格納容器から大量の放射性物質の漏えいが発生しており、これまでの調査や研究において、その漏えい個所と原因は明らかにされていない。レジリエンスの観点で、格納容器漏えいによる回復困難な事態を避ける戦略は重

要であり、これらを明らかにしたうえで、対応策を検討する必要がある。また、後述するフィルタベントを有効に機能させるためにも、フィルタをバイパスする格納容器漏えいを確実に防止する必要がある。

(3) フィルタベントに関する既往の知見と課題

福島第一の事故では、放射性希ガスによる過剰被ばくは防げたものの、地表に沈着する放射性セシウムと放射性ヨウ素の影響が大きく、周辺住民の長期避難、食物生産制限など、地域社会に回復困難な影響をもたらした。

格納容器のベントは、格納容器の圧力と温度を低下させ、格納容器からの制御不能な漏えいを防止する効果があるが、ベントで排出されるガスから放射性セシウムと放射性ヨウ素を高効率で除去することができれば、フォールアウトによる土壌汚染を大幅に抑制することができる。これがフィルタベントシステム (Filtered Containment Venting System、以下では FCVS と略す) の目的である。

Chernobyl 原子力発電所の事故以降、ドイツ、スイス、フランス、フィンランド、スウェーデンでは、主として放射性エアロゾルを除去する目的のフィルタを備えた FCVS が開発、導入されている¹⁻³⁾。また、福島第一の事故以降には、これ以外の国でも FCVS の導入が検討されている¹⁻⁴⁾。これらの FCVS について、EPRI が主催して各国の開発機関が参加した国際研究¹⁻⁵⁾では、装置の出入口エアロゾル濃度等比からオーバーオール除去性能が把握されているものの、エアロゾル粒子の性状やベント条件等に応じた除去特性や、支配的な除去メカニズムは明らかにされていない。一方、日本国内では金井ら¹⁻⁶⁾によるスクラバの研究などがあるが、基礎的な要素研究にとどまっている。

しかしながら、一般的にエアロゾル粒子の沈着メカニズムならびに沈着の効率は、エアロゾル粒子の粒径や密度、ベントガスの流速等に影響を受けると考えられる。重大事故時に放出される放射性エアロゾルの粒径分布は、事故シーケンスや事故緩和手段等によって変化し、密度は化学組成によって異なる。ベントガスの流速も、格納容器の圧力によって変化する。これらに対応した除去

特性が把握できれば、事故の状況に応じた FCVS の効果が定量的に評価可能になる。このことは、事故時の対応措置の有効性を評価し、的確な選択を行ううえで重要である。また、エアロゾル除去に有効なメカニズムを把握することは、フィルタ装置のあるべきシステム構成を明らかにし、その性能改善を進めるうえでも有益である。

さらに、これまでに各国で導入された FCVS フィルタ装置は、スロベニアで近年導入された一例¹⁻⁴⁾を除いて、有機ヨウ素の除去を目的としていない。有機ヨウ素はエアロゾルの形態をとらず、水にも殆ど溶解しないため、従来の FCVS フィルタ装置では除去が難しい。スロベニアの導入例についても、除去性能は装置の仕様値で示されているのみで、除去特性の詳細は明らかでない。

有機ヨウ素対策として、スイスでは FCVS フィルタ装置内の水にアリコートを追加することが検討されているが、未だ実用化されていない。アリコートは引火性のある危険物であることから、原子力発電所で使用する場合には慎重な配慮が必要である。

一方、銀ゼオライトでヨウ素を捕集するフィルタは、使用済み原子燃料の再処理工場で実績があり、有機ヨウ素の捕集効果も期待できるものの、これを FCVS に使うには次のような知見が不足している。ゼオライトは吸湿性が高いが、湿分を吸うことによってヨウ素の吸着性能が低下する。しかしながら、事故時に全交流電源喪失条件でも作動が要求される FCVS では、電気ヒータ等による湿分除去ができない。また、FCVS では水素を含むガスを処理する必要があるが、水素が銀を還元してヨウ素除去性能を低下させる可能性がある。さらに、FCVS はファン等の動的機器を用いずに、格納容器と大気の圧力差でガスを流すため、ガス流量が使用中に大きく変化する。FCVS 用の有機ヨウ素フィルタとして銀ゼオライトを用いるには、これらについて研究し、課題を解決することが求められる。

FCVS への銀ゼオライト応用に関する基礎研究として、これまでに石井ら¹⁻⁷⁾や奈良林ら¹⁻⁸⁾による試験の報告があるが、実機で想定される条件での性能特性

は把握されていない。小林ら¹⁻⁹⁾は様々な流動条件で銀ゼオライトの吸着性能特性を把握したが、より実機の条件に近い有機ヨウ素濃度やガス温度での性能特性や、特に条件が厳しくなると考えられるベント初期の性能特性を把握する必要がある。したがって、有機ヨウ素の除去についても、重大事故時の放射性物質放出抑制において、解決されていない課題のひとつになっている。

(4) 緊急時マネジメントに関する既往の知見と課題

レジリエンスシステムの実現においては、緊急時用の対応設備を備えるだけでなく、状況を判断して機能回復に向けた手段を的確に運用できる高度な組織的能力が要求され、緊急時のマネジメントが重要になる。しかしながら、原子力の緊急時マネジメントに関する知見は、十分に整理されていない。

福島第一の事故に関する既往の調査や研究では、主としてプラントの挙動や放射性物質の影響が対象にされてきた。その中で、日本原子力学会の東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会¹⁻¹⁰⁾は、多角的に福島第一の事故分析を進めるなかで、ヒューマンファクターについても検討しているが、緊急時のマネジメントや、それによる組織的能力については触れられていない。

一方、津波による被害の程度は異なるものの、東日本大震災において福島第二も原子炉の除熱機能を喪失している。しかしながら、被害状況の的確な把握、使用可能な原子炉注水設備の運用、格納容器圧力・温度上昇の緩和措置、除熱設備の応急復旧によって、炉心ならびに格納容器を損傷させることなく安全な冷温停止状態を達成することに成功した。これは、レジリエンスにおける緊急時マネジメントの重要性を示す実例と考えられる。

ただし、この福島第二に関しても、既往の調査では主としてプラントの挙動に焦点が当てられており、緊急時マネジメントについては検討されていない。福島第二における設備の損傷と復旧の事実関係は、東京電力¹⁻¹⁾によって公表されている。この調査報告書は設備、いわゆるハード面の状況整理を中心に纏められており、緊急時対応における人的活動、いわゆるソフト面については、必

ずしも十分に整理・分析されていない。一方、日本原子力技術協会¹⁻¹¹⁾は、東京電力による公表内容をもとに、根本原因分析の手法の一つである m-SHEL モデルを用いて分析し、緊急時対応においてミスを防止する観点から教訓を引き出している。しかしながら、緊急時マネジメントによる組織能力等については、検討されていない。

したがって、除熱機能の回復に成功した福島第二について、緊急時マネジメントの観点から事例研究を行い、他へも展開可能な知見を新たに引き出すことは、レジリエンスにおけるマネジメントのあり方を確立するうえで有益であると考えられる。

1. 2 本研究の目的

本研究では、重大事故時における放射性物質の環境放出抑制を目指し、設備面(ハード)と人的マネジメント面(ソフト)の双方の協働によるレジリエンスの観点から深層防護の強化を検討する。そのために、重大事故における格納容器の放射性物質の閉じ込め機能強化、FCVS の開発による格納容器破損防止および放射性セシウムと放射性ヨウ素の除去、それらを運用する緊急時マネジメントの改善に取り組み、あるべき姿を明らかにして実現を図る。

研究目的：ハードとソフトの協働によるレジリエンスの観点から、以下の実現によって深層防護を強化する

- ・ 重大事故における格納容器の閉じ込め機能強化（2 章で研究）
- ・ FCVS の開発による格納容器破損防止および放射性セシウムと放射性ヨウ素の除去（3 章および 4 章で研究）
- ・ 緊急時マネジメントの改善（5 章で研究）

1. 3 本研究の構成

第 1 章では、設備面(ハード)と人的マネジメント面(ソフト)の双方の協働により、深層防護をレジリエンスの観点から強化する観点から、本研究の検討対象と目的を設定した。

第 2 章では、格納容器の放射性物質閉じ込め機能を強化する方策について、福島第一 2 号機で発生した格納容器漏えいを分析して検討する。これまで明らかにされていなかった漏えい個所と原因を、事故時のプラントデータと原子炉建屋内の汚染状況から推定したうえで、格納容器破損防止における FCVS のあるべき姿と、格納容器の閉じ込め機能の強化について検討する。

第 3 章では、FCVS の装置について検討する。まず、エアロゾル粒子の沈着メカニズム等の考察から、高効率で放射性物質を除去するフィルタの基本構成を検討する。それとともに、エアロゾル除去に有効な支配的メカニズム、ならびにエアロゾルの除去特性について実験を通じて明らかにする。

第 4 章では、有機ヨウ素フィルタについて検討し、FCVS の機能強化を図る。従来のシステムでは除去できなかった放射性有機ヨウ素の放出を抑制する目的で、まず、銀ゼオライトによる有機ヨウ素吸着特性を実験で明らかにする。これを踏まえて有機ヨウ素フィルタ装置を検討し、その成立性を実験と数値解析によって明らかにする。

第 5 章では、緊急時マネジメントのあるべき姿を検討する。福島第二の緊急時対応について事例研究を行い、レジリエンスを成功させた要因と課題を明らかにする。さらに、それによって得られた知見を一般的に展開する目的で、緊急時マネジメントのあるべき姿を検討し、改善の具体策を提言する。

第 6 章では、本研究で得られた知見を総括する。

本章の参考文献

- 1-1) Tokyo Electric Power Company, *Fukushima nuclear accident analysis report*, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2012/1205638_1870.html as of June 2016, (2012).
- 1-2) International Atomic Energy Agency, *Defence in depth in nuclear safety*, INSAG-10, (1996).
- 1-3) T. Narabayashi, “Lessons learned from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident”, *Turbulence, Heat and Mass Transfer 7*, Begell House, Inc., pp.51-62, (2012).
- 1-4) OECD/NEA/CSNI, *Status report on filtered containment venting*, NEA/CSNI/R(2014)7, (2014).
- 1-5) I. Wall, M. Merilo, *Containment filtration systems tests*, Electric Power Research Institute, EPRI TR-100346, (1992).
- 1-6) T. Kanai, M. Furuya, T. Arai, N. Tanaka, Y. Nishi, K. Shirakawa, S. Nishimura, M. Satake, “Effect of two-phase flow structure in decontamination factor of filtered containment venting system”, *Proc. 22nd International Conference on Nuclear Engineering*, Prague, Czech Republic, July 7-14, 2014, (2014)
- 1-7) T. Ishii, N. Sato, A. Kirishima, D. Akiyama, T. Narabayashi, “Sorption of radioactive methyl iodide by silver doped zeolite for filtered venting system”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 1-8) T. Narabayashi, T. Aida, T. Kanai, T. Konno, S. Ito, “Robustization of high efficiency filtered containment venting system by using AgX”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 1-9) T. Kobayashi, J. Wang, Y. Uzuyama, K. Endo, “Application of AgX radioiodine absorbent as severe accident countermeasures”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 1-10) Atomic Energy Society of Japan, *Fukushima Dai-ichi Genshiryoku Hatsudensho jiko sono zenbo to asu ni muketa teigen*, Maruzen-shuppan, Tokyo, ISBN

978-4-621-08743-5, (2014) [in Japanese].

1-11) Japan Nuclear Technology Institute, *Tokyo Denryoku Fukushima Daini Genshiryoku Hatsudensyo Tohokuchiho Taiheiyo-oki jishin oyobi tsunami ni taisuru taiojokyo no chosa oyobi chushutsusareru kyokun ni tsuite*, (2012) [in Japanese].

第2章 原子炉格納容器の閉じ込め機能の強化

2. 1 はじめに

本章では、重大事故における格納容器の放射性物質閉じ込め機能の強化について、検討する。

福島第一の事故では2号機の格納容器の閉じ込め機能が失われ、大気中に放射性物質が放出されたが、漏えいが発生した場所とその原因は、これまでの調査や研究において明らかにされていない。

本研究では、まずこれらについて、2号機の原子炉建屋内の汚染分布の調査結果、格納容器の圧力と温度の経時変化、格納容器雰囲気モニタ系による事故時の放射線計測記録等から推定する。

2号機の漏えい発生個所は、重大事故における格納容器の脆弱箇所と考えられるため、事故時環境における耐性の強化策を検討し、試験によってその改善効果を確認する。

また、推定された漏えい原因に基づき、格納容器の破損を防止する観点で、FCVSによる格納容器ベントの必要性和、その運用のあるべき姿を検討する。

2. 2 福島第一 2 号機における格納容器漏えいの分析

2. 2. 1 2 号機における格納容器閉じ込め機能の喪失

2 号機における格納容器の圧力変化の実測値と MAAP コードによる解析値、ならびに温度変化の MAAP コードによる解析値は、東京電力²⁻¹⁾によってそれぞれ Fig. 2-1 ならびに Fig. 2-2 のとおりに公表されている。この圧力測定には比較的単純で誤作動の少ないダイヤフラム式圧力計が用いられていること、測定結果について原子力学会の東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会²⁻²⁾、ならびに原子力安全・保安院²⁻³⁾において専門家のレビューが行われていることから妥当と考え、以下の考察にその測定結果を用いる。

2 号機のドライウェル圧力測定値は、3 月 14 日 22 時 40 分頃に急上昇した後、3 月 15 日 7 時から 11 時の間に著しく低下している。同じ時間帯に福島第一の正門付近の空間線量が約 0.1 mSv/h から約 10 mSv/h まで急上昇しているが、この間に 1 号機と 3 号機で格納容器ベント等を行われていない。したがって、この時間帯に 2 号機の格納容器が閉じ込め機能を喪失したと考えられる。

なお、3 月 14 日の午後以降、サプレッションチェンバとドライウェルの圧力計測値が大きく乖離し、サプレッションチェンバの圧力計測値が低下しているが、両者はベント管を介して接続されていることから実現象として乖離が生じることではなく、サプレッションチェンバの圧力指示不良と考えられる。

閉じ込め機能の喪失以前に計測された格納容器内の圧力最高値は約 0.75 MPa[abs]で、事故以前に想定されていた実力上の機能維持限界圧力である 0.95 MPa[abs]に達していない。また、MAAP コードによる格納容器内の温度の解析値は、閉じ込め機能喪失までの最高値が約 175℃で、事故以前に想定されていた実力上の機能維持限界温度である 200℃に達していない。

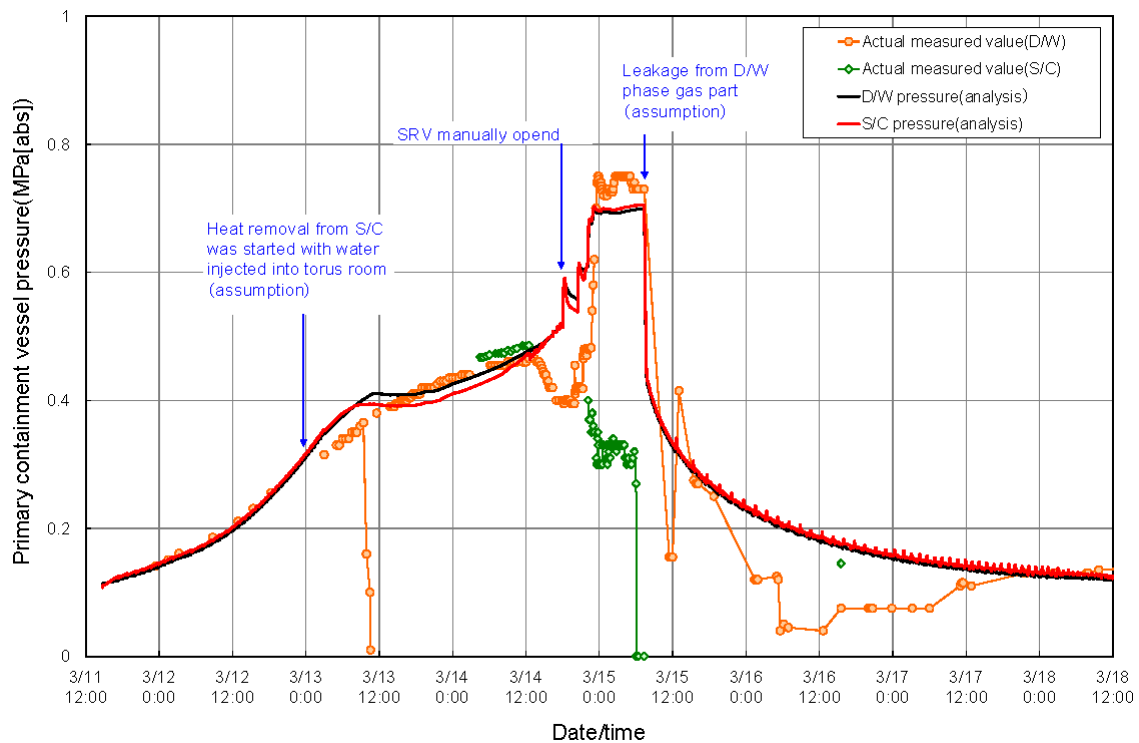


Fig. 2-1 Pressure trend of the PCV at Fukushima Dai-ichi Unit 2²⁻¹). D/W and S/C mean Dry Well and Suppression Chamber of the PCV respectively. SRV means Safety Relief Valve.

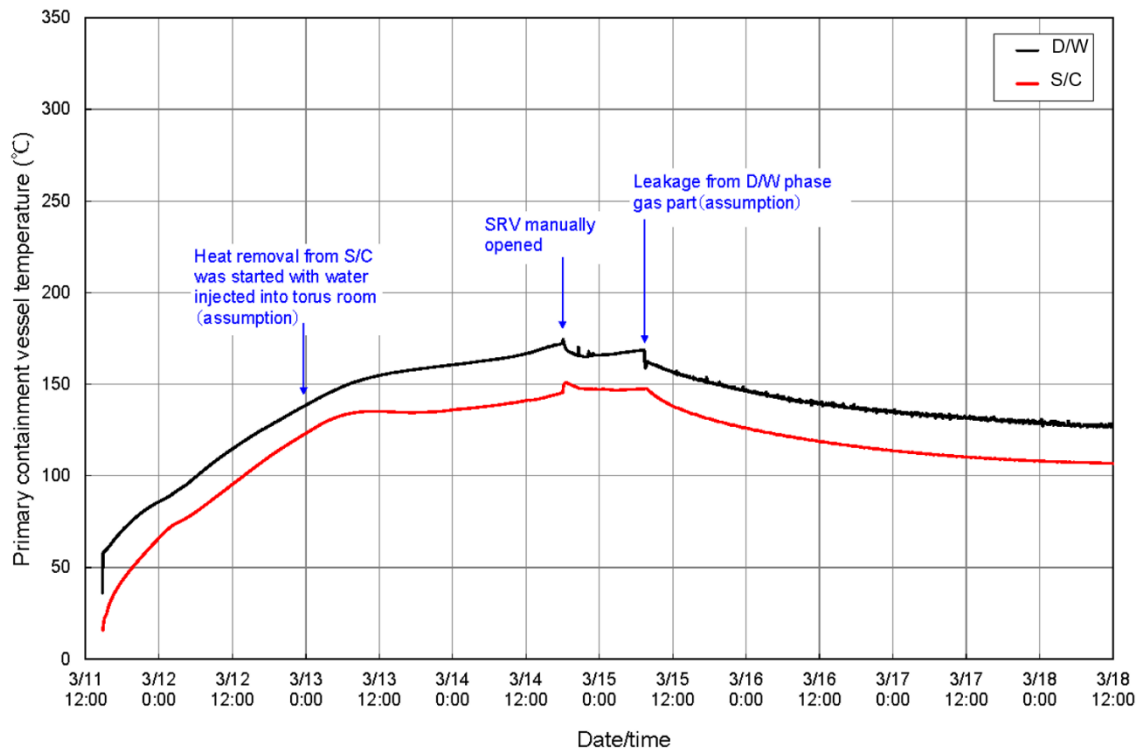


Fig. 2-2 Temperature trend of the PCV at Fukushima Dai-ichi Unit 2²⁻¹). D/W and S/C mean Dry Well and Suppression Chamber of the PCV respectively. SRV means Safety Relief Valve.

2. 2. 2 格納容器閉じ込め機能を喪失させた漏えい箇所

上述のとおり、2号機の格納容器閉じ込め機能の喪失は、3月15日7時から11時の間に生じたと考えられる。3月15日8時59分（写真Exif記録）に撮影された2号機の写真を、Fig. 2-3に示す。この写真には、原子炉建屋最上階のブローアウトパネル開口部から、蒸気が放出されている様子が写されている。また、事故後に測定された2号機原子炉建屋内の空間放射線量分布を、Fig. 2-4からFig. 2-9に示す。原子炉建屋最上階（5階）の線量分布はFig. 2-4に示すとおりであり、Fig. 2-3の写真で蒸気放出が確認されたブローアウトパネル開口部付近の線量率が高い。したがって、閉じ込め機能の喪失によって格納容器から大量に漏えいした放射性物質は、このブローアウトパネル開口部から大気中へ放出されたと推定される。

また、Fig. 2-4に示される5階の線量率分布では、原子炉ウエルのシールドプラグ上が周囲より著しく高くなっている。一方、5階と下層階をつなぐ階段やハッチ付近で測定された線量率は、シールドプラグ上より低い。また、階段の5階と4階（Fig. 2-5参照）あるいはハッチの5階と4階での線量率を比較すると、いずれも5階の方が高いことから、下層階で漏えいが発生し、階段やハッチ開口を通じて5階に達してブローアウトパネル開口部から大気放出されたと考えられない。なお、図の右下に示される階段では線量率が測定できていないが、この階段の4階と3階（Fig. 2-6参照）は使用済燃料プール遮蔽壁と原子炉建屋外壁の間を通っていて、格納容器からの漏えいルートが無いこと、2階（Fig. 2-7参照）で測定された線量率が5階より低いことから、下層階で漏えいが発生してこの階段を通じて5階に達した可能性も考え難い。これらの調査結果は、原子炉ウエルのシールドプラグ直下にある格納容器上蓋フランジから、放射性物質が大量に漏えいした可能性を示唆するものである。

さらに、Fig. 2-8とFig. 2-9に1階と地下中間階の線量率分布を示すが、階段やハッチの線量率はいずれも5階より低く、放射性物質の移流経路になっていたとは考えられない。なお、これらの階では格納容器ペネトレーション近傍で高い線量率が計測されているが、その周囲の部屋や廊下の線量率は低いことから、これらの場所で著しい漏えいが発生していたのではなく、ペネトレーション内部（すなわち格納容器圧力バウンダリ内）から透過してきた放射線の影響

と考えられる。



Fig. 2-3 Steam coming out of a blow-out panel opening at the Fukushima Dai-ichi Unit 2 Reactor Building on March 15, 2011. The photo was taken at 8:59 AM on March 15, 2011.

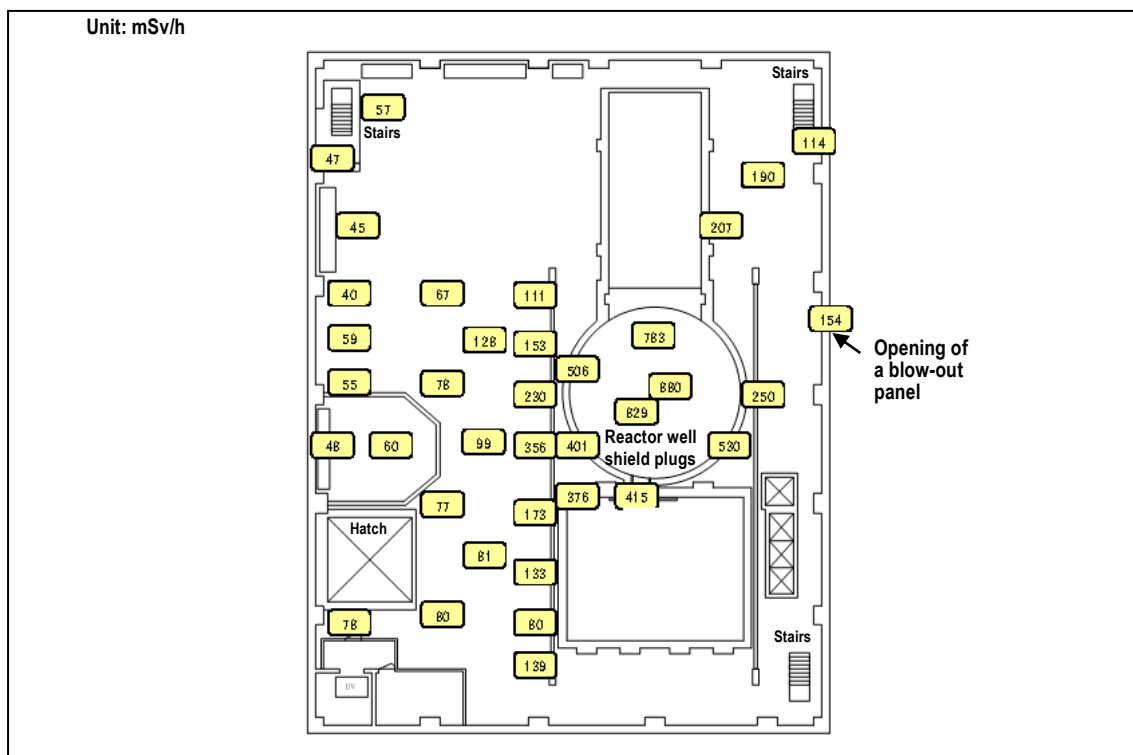


Fig. 2-4 Spatial radiation dose rate on the 5th floor of the Fukushima Dai-ichi Unit 2 Reactor Building.

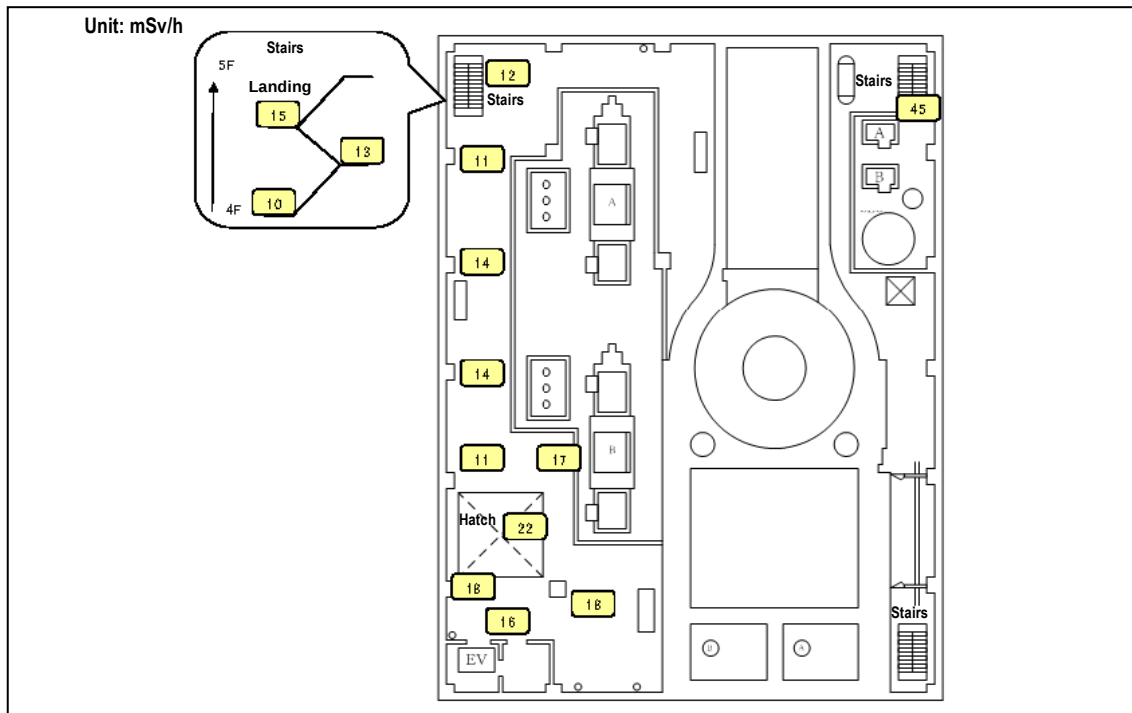


Fig. 2-5 Spatial radiation dose rate on the 4th floor of the Fukushima Dai-ichi Unit 2 Reactor Building.

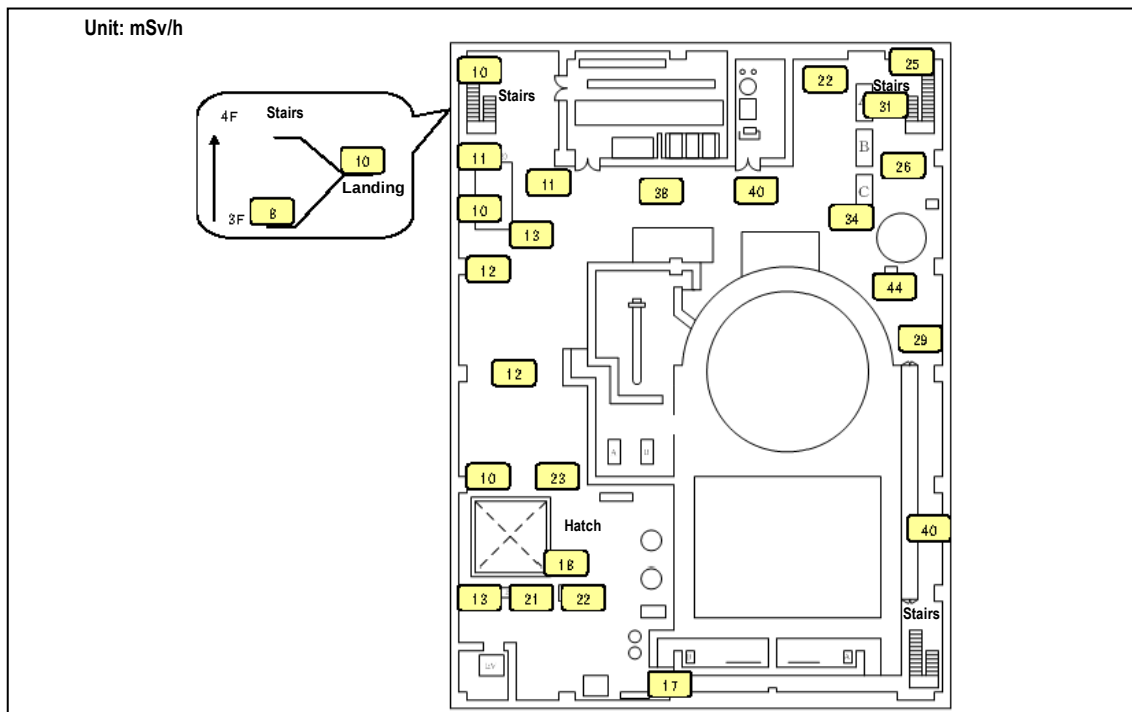
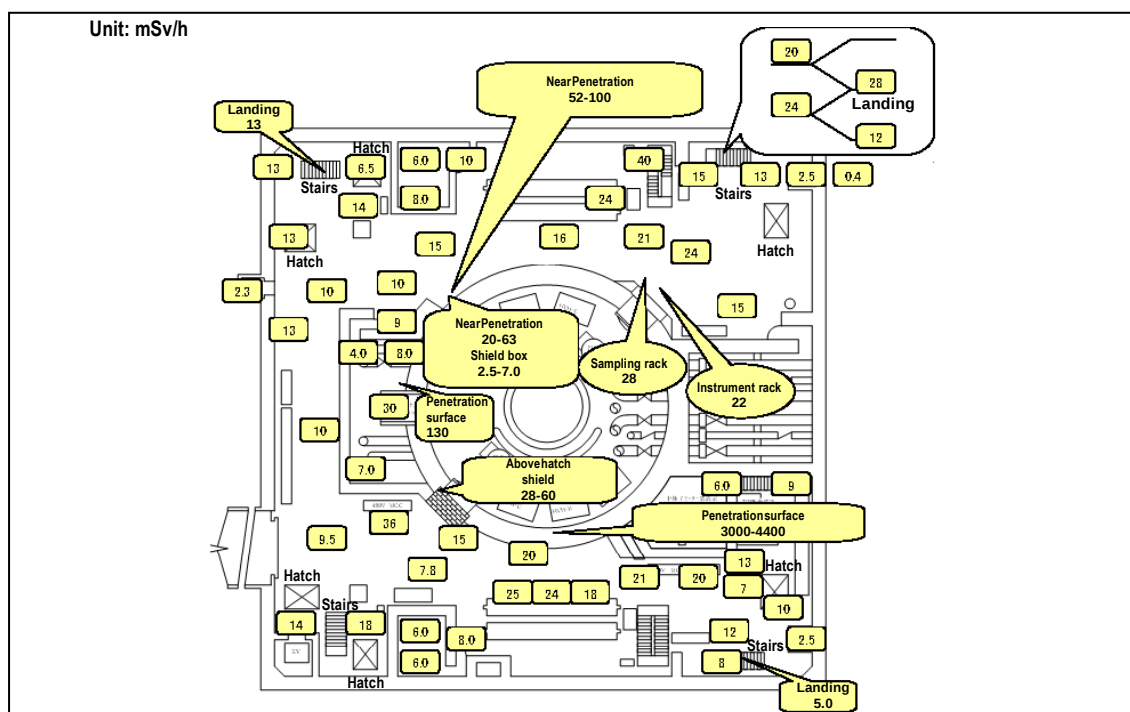
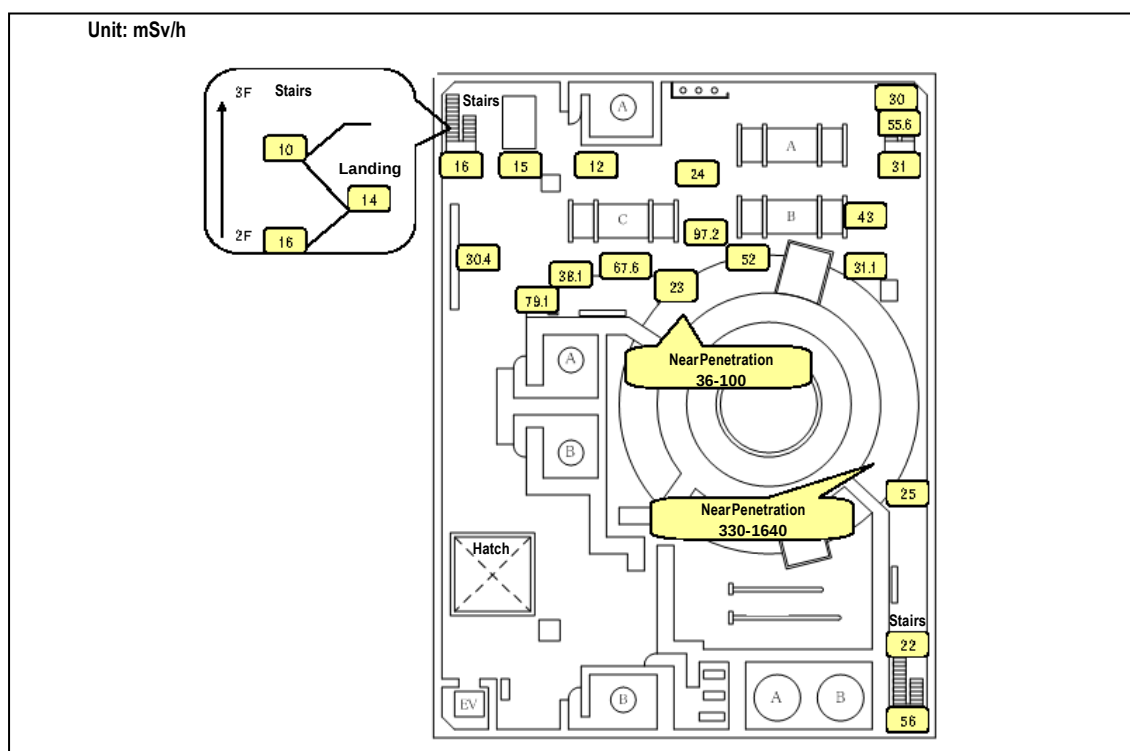


Fig. 2-6 Spatial radiation dose rate on the 3rd floor of the Fukushima Dai-ichi Unit 2 Reactor Building.



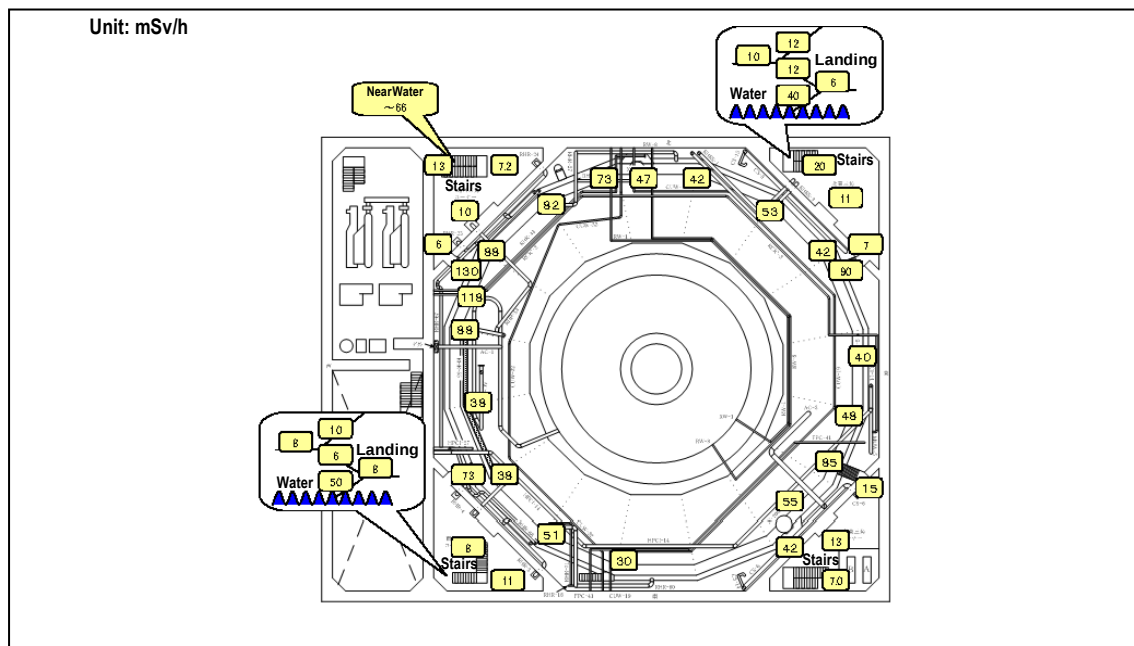


Fig. 2-9 Spatial radiation dose rate in the middle basement of the Fukushima Dai-ichi Unit 2 Reactor Building.

以上のことから、格納容器閉じ込め機能の喪失による大気中への放射性物質漏えいは、主として格納容器上蓋部で発生したと考えられる。

なお、Fig. 2-9 に示す原子炉建屋四隅にある三角コーナー部には、放射性物質を含む水が滞留している。仮にこのエリア内の格納容器、もしくは格納容器に接続する原子炉隔離時冷却系（Reactor Core Isolation Cooling System、以下では RCIC と略す）等の系統で漏えいが発生して閉じ込め機能を喪失し、格納容器が減圧されたならば、放射性物質が高圧で噴出することによって、これらの三角コーナー部や階段に高濃度の汚染が広がっていたはずである。しかしながら、これらの場所の線量率は低く、階段の線量率はむしろ上層に行くほど高くなっている。したがって、少なくとも滞留水の汚染原因は閉じ込め機能喪失時の漏えいとは別であり、それ以降に発生したものと考えられる。その原因としては、溶融炉心が格納容器内に落下して、格納容器に影響を与えた可能性などが考えられるが、その対策は別途検討が進んでいること、ならびに本研究では最初に格納容器漏えいをもたらし、フォールアウトによって周辺地域の汚染に影響を与えた事象を対象としていることから、以降では格納容器上部に着目して検討

を進める。

格納容器上蓋フランジのシール材には、シリコンゴムが用いられていた。シリコンゴムは、基本構造となるシロキサンポリマーの結合エネルギーが炭素結合のエネルギーより大きいことから、比較的高温での使用に耐える材料とされている。しかしながら高温蒸気環境では、基本構造となるシロキサンポリマーが加水分解を受けて切断され、物性が変化する。シリコンゴムの高温蒸気環境試験としては、平尾ら²⁻⁴⁾による研究があり、格納容器が機能を維持する実力上の限界温度を定める根拠になっていた。この研究では、格納容器フランジガスケットに用いるシリコンゴムについて、重大事故を模擬した環境で22時間の暴露試験が行われ、物性変化が計測されるとともに、フランジ試験体を用いた気密性能の試験が行われた。その結果、100℃の蒸気暴露でシリコンゴムの圧縮永久歪が増加し、150℃以上ではさらに急激に増加するものの、フランジ装着状態では気密性能の維持が確認されたことから、実力上の機能維持限界温度は200℃以上と考えられていた。

しかしながら Fig. 2-2 に示すとおり、ドライウエルの温度は12日に100℃を超え、13日以降は150℃以上の状態が継続するなど、この事故では長時間の蒸気暴露状態が継続した。この間にフランジガスケットの劣化が進むことで圧縮永久歪の増加、すなわち圧縮装着されていたガスケットの復元力が減少した可能性がある。一方、格納容器圧力が最高使用圧力（2号機は0.528 MPa[abs]）を超えた3月14日18時以降は、内圧によってフランジ面が開き始めるが、ガスケットが復元力を失っているとフランジ面の動きに追従できず、ガスケットとフランジの接触状態が悪化する。このようにして、14日22時以降の格納容器圧力急上昇に数時間は耐えたものの、やがて閉じ込め機能を失ったことが推定される。

2. 2. 3 ベント運用の問題

2号機格納容器の閉じ込め機能の喪失は、上蓋フランジのシール材の劣化や、その状態での格納容器圧力急上昇の前に、格納容器ベントで圧力を低下させていれば避けられた可能性がある。ベントを行って減圧すれば蒸気の温度が低下するので、シール材の劣化を抑制できる。また、シール材の復元力が仮に劣化

によって低下しても、減圧によってフランジが再びシール材を圧縮するので、シール機能を維持できる可能性がある。このように、格納容器ベントは漏えい防止に有効であった可能性が高い。しかしながら、2号機の場合には、ベント作動圧力の設定が高かったこと、ならびにベントのための弁操作が困難であったことから、これを行うことができなかった。

2号機には重大事故対策として耐圧強化ベント系が設けられていたが、ベント系統に設けたラプチャーディスクの作動設定圧力は 0.528 MPa[abs]で、これ以上の圧力でベントが可能になる設計だった。なお、これは格納容器の設計上の最高使用圧力にあわせて設定されたもので、この事故以前には国内プラントに共通する一般的な考え方であった。

発電所緊急時対策組織では、RCIC によって原子炉への注水が継続されていた 12 日 17 時 30 分に、対策本部長(発電所長)からベント準備の指示が出され、13 日 11 時までにベントに必要な弁の開操作を完了している。しかし Fig. 2-1 に示すとおり、この時点では格納容器圧力がラプチャーディスクの作動設定圧力に到達しておらず、ベントを開始できなかった。そこで、弁の開状態を維持して待機していたが、隣接する 3 号機が 14 日 11 時 1 分に爆発することによって、開状態を維持していた空気作動弁が閉止したことが、現場で確認されている。その後、仮設空気圧縮機を使って弁の開操作が試みられたが、Fig. 2-1 に示すとおり、少なくとも格納容器の圧力を逃がすことには成功していない。

この状況から、3 月 14 日 22 時 40 分頃に格納容器圧力が急上昇して、はじめてラプチャーディスクの作動設定圧力を超えた。これは、消防車による海水注入の開始に伴って、水-ジルコニウム反応による水素と蒸気が大量に発生したことによると考えられる。2 号機では RCIC によって原子炉への注水が行われていたが、3 月 14 日 13 時 25 分には、その機能喪失による原子炉冷却機能喪失が、発電所緊急時対策組織で確認されている。これによって原子炉水位が低下し、18 時 10 分頃には有効燃料底部にまで達した。この状態において、19 時 54 分と 19 時 57 分に消防車が各 1 台起動され、原子炉への海水注入が開始されたことから、水-ジルコニウム反応が急激に進んだと考えられる^{2-1, 2-5)}。MAAP コードを用いて評価したこの反応による水素発生量は、約 460 kg である。

なお、消防車による原子炉注水再開後に炉心損傷が進んだことは、解析だけ

でなく、格納容器雰囲気モニタ系（Containment Atmospheric Monitoring System、以下では CAMS と略す）の計測値が上昇したことから確認できる。Fig. 2-10 に、3 月 14 日 12 時から 3 月 16 日 0 時までの CAMS 計測値の変化を示す。注水再開から 3 月 15 日 0 時頃まで、ドライウエルとサブプレッションチェンバの両方で計測値が急上昇している。これは、注水によって水-ジルコニウム反応が急速に進行し、水素が大量に発生するとともに、炉心損傷によって核分裂生成物が放出され、これらが主蒸気逃がし安全弁を経由してサブプレッションチェンバに移行して、真空破壊弁を通じてドライウエルに移行したためと考えられる。なお、サブプレッションチェンバの指示値がドライウエルの指示値より小さいのは、サブプレッションチェンバ側の CAMS が格納容器外で線量率を計測しているためである。

格納容器が閉じ込め機能を喪失したと考えられる 3 月 15 日 7 時から 11 時の間は、CAMS が欠測しており、その間のトレンドは不明である。しかし、欠測前の 6 時 20 分から 6 時 25 分にドライウエルの CAMS 計測値が 62.7 Sv/h から 43.0 Sv/h に急減していて、ドライウエルでの閉じ込め機能喪失と原子炉建屋への漏えいの始まりを捉えた可能性があり、格納容器上蓋部からの漏えいによる閉じ込め機能の喪失という上述の推定とも整合的である。なお、CAMS の計測値は 3 月 15 日 16 時 10 分に最高値を記録しているが、これは引き続き炉心損傷が進むことによる、損傷炉心のリロケーションや原子炉の破損による可能性が高い。

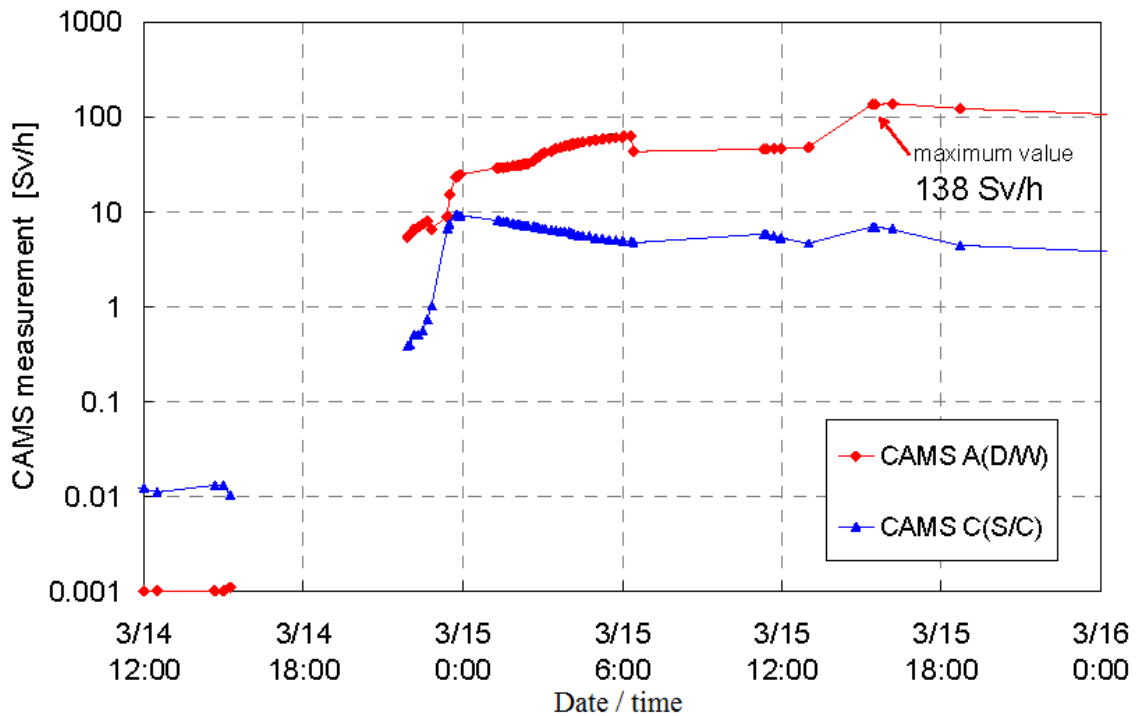


Fig. 2-10 CAMS trend of Fukushima Dai-ichi Unit 2 from March 14, 2011 to March 16, 2011. D/W and S/C mean Dry Well and Suppression Chamber of the PCV respectively²⁻¹⁾.

以上のように、格納容器ベントの設定圧力、ベントに必要な弁の操作性に問題があり、格納容器圧力が急上昇する前にベントを行うことができなかったことが、シール材の劣化と相まって、格納容器の上蓋部からの漏えいによる閉じ込め機能喪失の原因になったと考えられる。

2. 2. 4 格納容器閉じ込め機能喪失後の影響緩和について

前項までの検討では、2号機の格納容器閉じ込め機能喪失に至る原因を論じたが、その後の対応が影響緩和の観点で有効であったか検討することは、重大事故時のレジリエンスを考えるうえで有益である。

Fig. 2-11 に示すとおり、2号機では CAMS の計測値が3月15日16時10分をピークとして、その後は単調に減少している。これは注水の継続によって燃料デブリの冷却が行われ、追加の核分裂生成物放出が抑制されたことを示している。

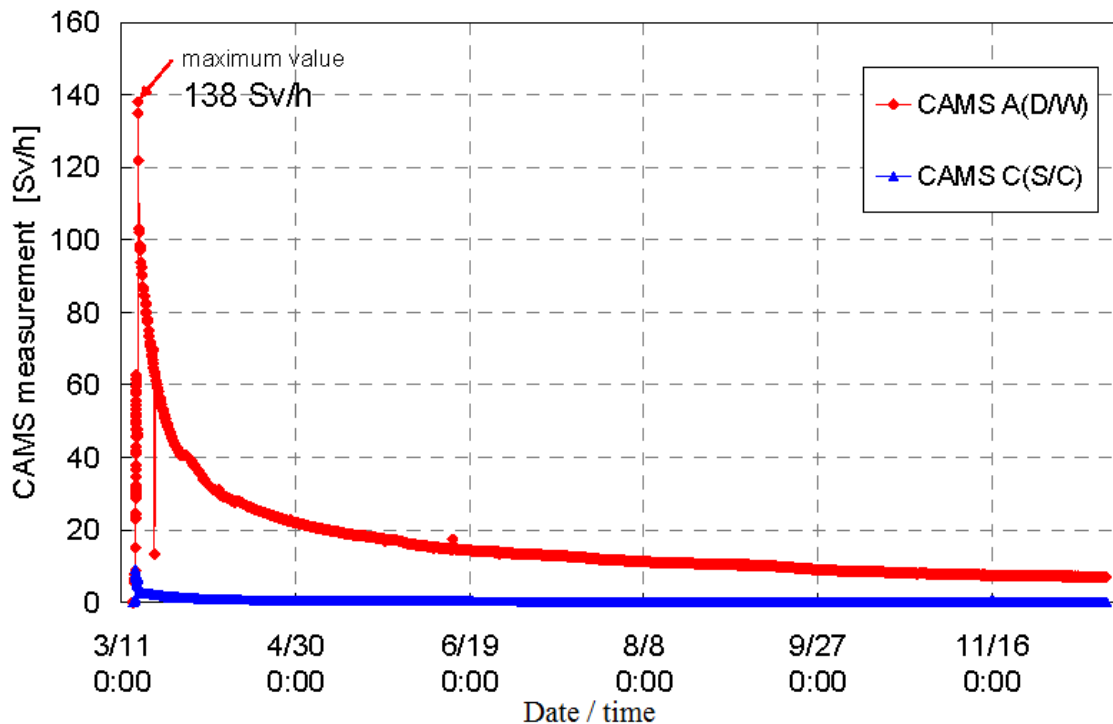


Fig. 2-11 CAMS trend of Fukushima Dai-ichi Unit 2 from March 2011 to November 2011. D/W and S/C mean Dry Well and Suppression Chamber of the PCV respectively.

福島第一の敷地内で計測された線量率の変化と、1、2、3号機の格納容器圧力の変化は、Fig. 2-12 に示されるとおりである。注水が継続することによって、3月26日以降の線量率は概ね単調に減少しており、大気中へ放射性物質が大量に追加放出されるような事態が起きていなかったことが判る。また、格納容器の圧力も、注水の継続によって安定化されている。

したがって、格納容器が閉じ込め機能を失った後も、注水を継続することによって燃料デブリの冷却を進めるとともに、格納容器の圧力を低下させることが、緩和策として有効であると考えられる。

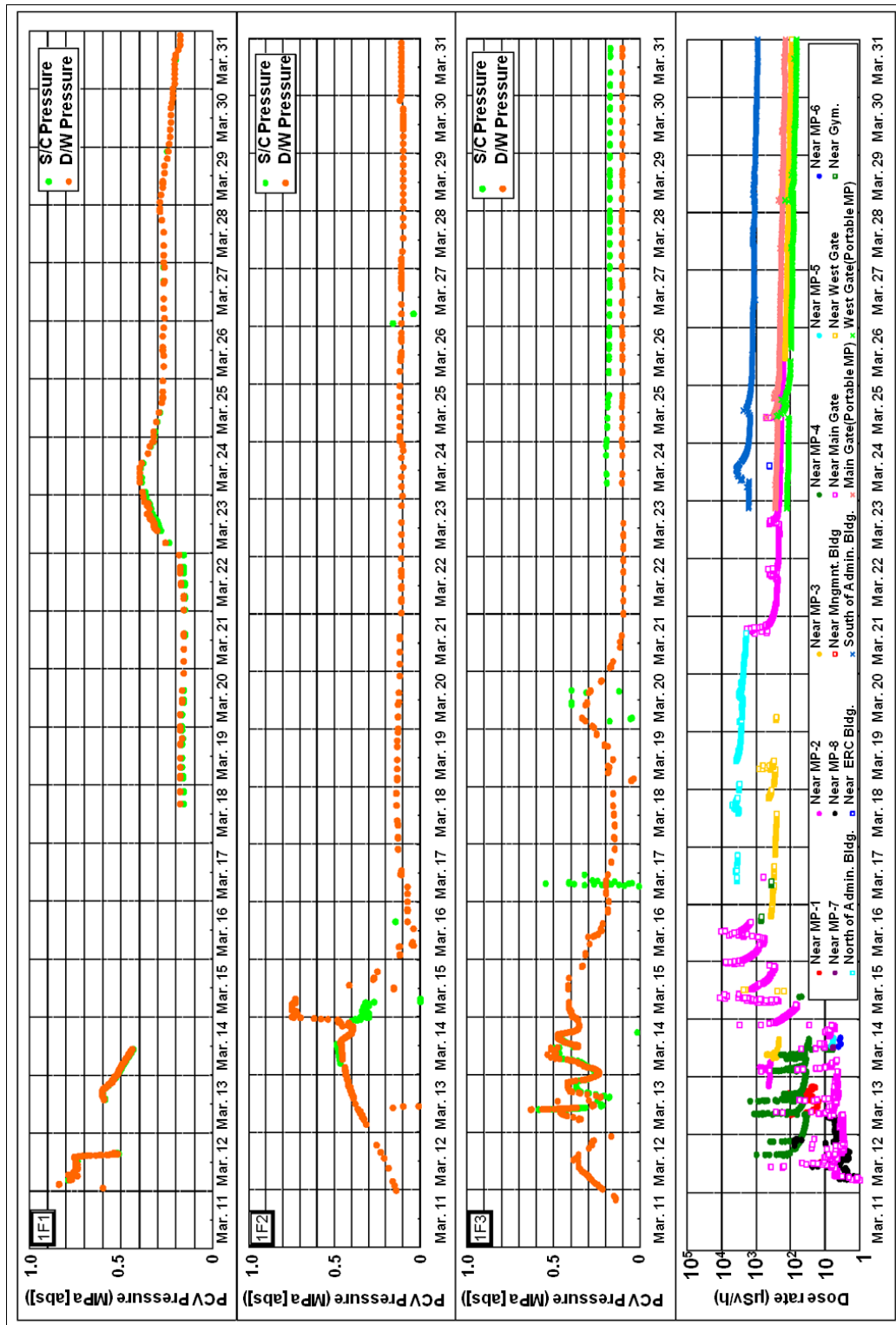


Fig. 2-12 PCV pressure of Units 1, 2 and 3 (1F1, 1F2, 1F3), and environmental radiation²⁻¹⁾.

2. 3 福島第一 2 号機の格納容器漏えいの教訓を踏まえた改善

2. 3. 1 改善の基本方針

福島第一 2 号機における格納容器閉じ込め機能の喪失は、格納容器上蓋フランジ部で生じたこと、ならびにその原因は高温蒸気環境下でのガスケットのシール材の劣化と、原子炉への注水再開に伴って発生した水素と蒸気による格納容器圧力上昇だったことが、上述の検討で推定された。この教訓を踏まえ、重大事故において格納容器の放射性物質閉じ込め機能を維持するためには、温度、圧力の両面からシステムチックに、以下の観点で取り組むことが重要である。

- ・ 格納容器バウンダリの温度上昇抑制： 非常用設備が機能を失う場合にも、代替設備によって、格納容器スプレイ、原子炉直下への注水による燃料デブリ冷却、格納容器上蓋外面の注水冷却を行い、格納容器バウンダリの温度上昇を抑制すること。
- ・ 格納容器バウンダリの耐熱性能向上： 格納容器バウンダリの一部を構成するシール材を改善し、高温蒸気環境下での漏えい防止性能を向上させること。
- ・ 格納容器圧力の急上昇ならびに機能維持限界圧力以上の過圧防止： 圧力急上昇や過圧に至る前に確実に格納容器ベントが実施できるようにすること。

このうち、代替設備によるスプレイや注水については、格納容器上蓋外面の注水冷却を除き、福島第一の事故以前からアクシデントマネジメント策に位置付けられている。また、福島第一の事故後には、ガスタービン発電機等を用いた代替電源の追加、消防車使用の確実性向上など、追加の改善が既に進められている。

重大事故時に代替手段で格納容器を冷却することについては、実際に福島第二の 1、2、4 号機で、東日本大震災後の緊急事態において復水補給水系を用いた代替格納容器スプレイによって、格納容器の温度と圧力の上昇を一定程度抑制することに成功しており、その有効性が明らかになっている。また、重大事故時の注水の信頼性向上は、格納容器閉じ込め機能維持だけでなく、上述の分析のとおり、格納容器漏えいが万一発生する場合にも、その後のレジリエンス

対応として重要である。

これらの取り組みは既に進められていることから、以下では新たに取り組むべき課題として、シール材の改善と格納容器ベントの運用に関する改善について検討を進める。

2. 3. 2 シール材の改善

(1) シール材の変更

重大事故における高温蒸気環境下で漏えい防止性能を維持する目的で、格納容器上蓋フランジに用いるガスケットを、従来のシリコンゴム製から、耐蒸気性、耐放射線性が高く、実機の重大事故において想定されるヨウ素濃度では劣化挙動に影響が生じない改良型エチレン・プロピレン・ジエンゴム (Ethylene-Propylene-Diene Methylene linkage rubber、以下では EPDM と略す) 製に変更する^{2-6, 2-7, 2-8)}。なお、格納容器には上蓋フランジ以外にもハッチのフランジガスケットや弁シール部にシリコンゴムが使われていることから、これらについても改良型 EPDM へ変更することとした。

さらに上蓋フランジとハッチに対しては、バックアップシール材 (シリコン系の一液硬化型耐火シーラント) を新たに追加することにした^{2-6, 2-9)}。このシール材は、ガスケット装着溝の外側のフランジ面に塗布するものである。重大事故時に格納容器が最高使用圧力以上に加圧されている間は、ガスケットによって漏えい防止性能を維持させるが、格納容器ベント等で格納容器圧力を低下させた後の、長期にわたる漏えい防止性能維持の信頼性向上が、バックアップシール材の目的である。このシール材は、それ自体で漏えい防止性能を長期に維持できると同時に、改良型 EPDM 製ガスケットを外気環境から遮断することで、仮にフランジの高温状態が事故後長期にわたって続いても、EPDM の酸化劣化を軽減することが期待できる。

格納容器上蓋フランジにおける、これらのシール材の配置概念図を、Fig. 2-13 に示す。なお、このシール材配置はハッチのフランジに対しても同様である。

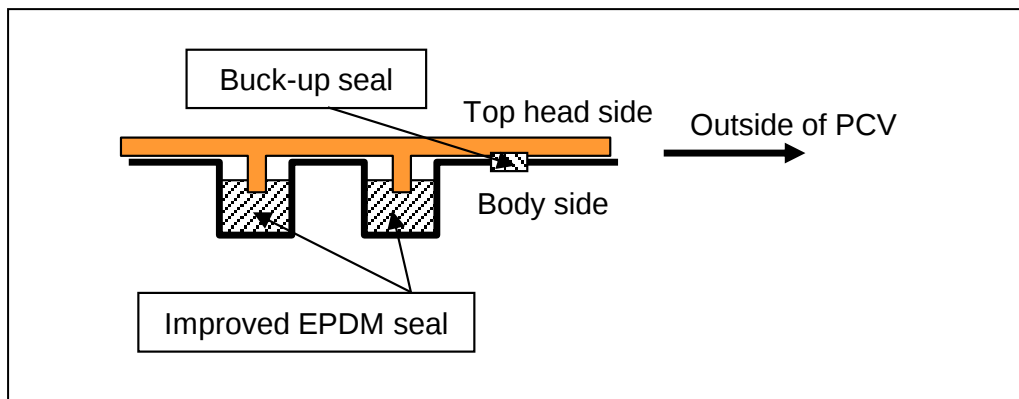


Fig. 2-13 Seal arrangement for PCV top head flange.

(2) 改良型 EPDM 製シール材の耐環境性確認試験

重大事故時の使用環境において改良型 EPDM 製シール材が性能を維持できるか、試験によって確認した。

この試験では、800 kGy の γ 線照射を行ったシール材を模擬フランジに装着し、200℃の乾燥空気もしくは 250℃の蒸気環境に 168 時間暴露した後に、ヘリウムで最高 0.9 MPa[gage]まで加圧して気密性が維持されることを確認した。照射線量は、BWR での格納容器過圧・過温に至る重大事故の代表シーケンスとして、冷却材喪失（大 LOCA）と全交流電源喪失ならびに全非常用炉心冷却系機能喪失を重ね合わせるケースでの、事故後 7 日間の累積放射線量を考慮したものである。また、高温暴露の条件については、格納容器ベントに至るまでの格納容器温度の上限である 200℃を上回るように設定した。なお、事故時には蒸気環境に暴露されることになるが、酸化反応による劣化の可能性も考慮して、蒸気環境に加えて乾燥空気による高温暴露も行った。

試験に用いた模擬フランジの外観を Fig. 2-14 に示す。模擬フランジのシール溝ならびに装着したシール材の断面寸法は実機の 1/2 である。また、模擬フランジの内側に段差を設けることで、事故時に格納容器が加圧されてフランジが開口する状態を模擬し、シール材がフランジに取り付けられた状態で高温の蒸気に暴露されるようにした。これをオートクレーブ内で所定の環境に暴露した後に、ヘリウムで加圧して気密性を確認した。

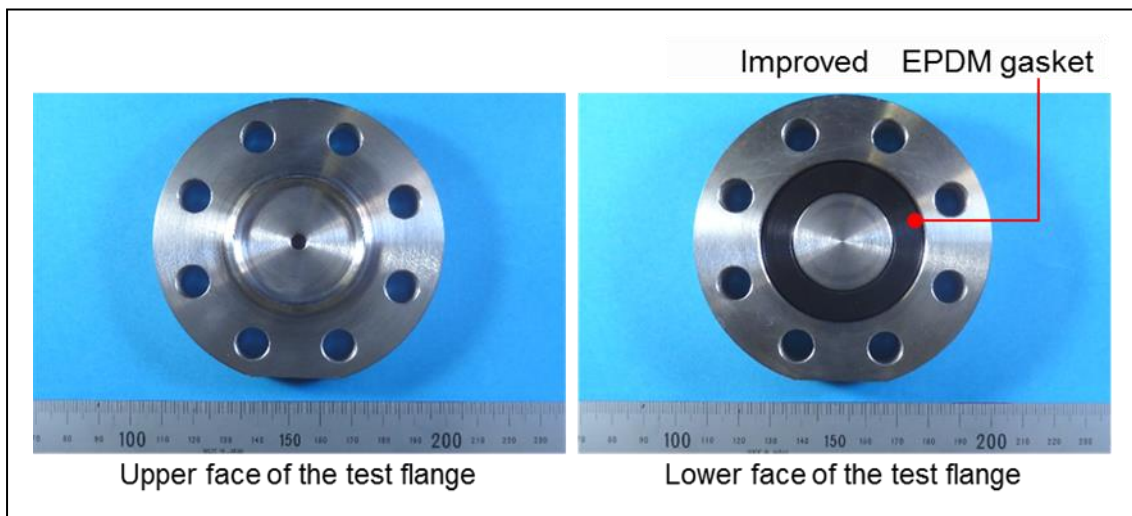


Fig. 2-14 Test flange and improved EPDM gasket.

なお、事故時にシール材は、フランジに装着された状態で放射線の照射を受ける。本試験では照射後のシール材をフランジに取り付けたが、フランジの締め付け時にシール材装着溝部の面間寸法が実機を模擬できるように管理した。これによって、照射によるシール材の物性変化の影響を受けることなく締め付け状態を管理できるため、実機を模擬した気密特性の把握を行うことができる。

また、格納容器に窒素ガスを封入している国内 BWR プラントの場合、重大事故時に格納容器は窒素、水素、水蒸気を主とする混合気体で加圧される。本試験では、この混合気体の平均分子量より分子量が小さく、かつ水素模擬の観点で分子半径が小さく、実験時の安全性を保つことが容易なヘリウムを用いた。なお、圧縮水素ガスを燃料とする自動車の燃料装置の技術基準（道路運送車両の保安基準の細目を定める告示別添 100）²⁻¹⁰⁾では、ヘリウム漏えい率を 1.33 倍する補正で水素漏えい率を求めることとしており、一方、格納容器漏えい率の評価に関する米国 AEC のガイド²⁻¹¹⁾にしたがって、気体定数の比の 1/2 乗で漏えい率を補正する場合には 1.41 倍となるが、本試験では気密試験中の圧力降下なし、発泡液による発泡なしという漏えい量が極めて小さい状態を判定基準とすることで、ヘリウムガスを用いても実質的に問題なく実機適用性を判断可能と考えた。

Table 2-1 Air tightness test of EPDM gasket using helium gas after radiation exposure of 800 kGy and thermal exposure

Thermal exposure	Flange opening	Test pressure		
		0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
Dry air 200°C 168 hours	0.8 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Steam 250°C 168 hours	0.8 mm	No leakage	No leakage	No leakage

気密試験の結果を Table 2-1 に示す。0.3 MPa[gage]で 10 分、0.65 MPa[gage]、0.9 MPa[gage]で、それぞれ 30 分保持した後に圧力を確認し、いずれも保持時間中の圧力降下は認められなかった。また、発泡液を用いた漏えい確認でも発泡は認められず、良好な気密性を示した。さらに、事故時に加圧されることでフランジに開口が生じることを考慮し、高温暴露後のフランジ試験体を治具で 0.8 mm 開口させた状態で、同様にヘリウム気密試験を行った。本試験に用いた模擬フランジとガスケットは、断面寸法が実機の 1/2 スケールであることから、これは実機で 1.6 mm の開口に相当する。改良型沸騰水型原子炉（Advanced Boiling Water Reactor、以下では ABWR と略す）の格納容器において、事故時に圧力が最高使用圧力（ゲージ圧）の 2 倍になった時点で、開口変位が最大になるのは機器ハッチのフランジである。変位量は外側ガスケットの位置より、内側ガスケットの位置の方が大きくなるが、内側ガスケットの位置で約 1.4 mm であり、本試験で設定した開口条件はこれを包絡するものになっている。この試験でも漏えいは認められず、格納容器が最高使用圧力の 2 倍まで加圧されてフランジに開口が生じて、予め圧縮して取り付けられているシール材が復元することで、気密性が維持されることが確認された。

また、これらの試験後にシール材の外観を確認したが、表面に割れ等の異常は認められなかった。

実機の重大事故では、事故後数日以内（1 週間未満）で、格納容器ベントもしくは代替循環冷却によって格納容器の温度と圧力を低下させる対応をとる。上述の試験結果から、少なくともそれまでの期間、重大事故環境下で改良型

EPDM 製シール材は漏えい防止性能を維持できると評価できる。

(3) バックアップシール材の耐環境性確認試験

バックアップシール材を模擬フランジに塗布し、事故後 7 日間の累積放射線量を考慮して 800 kGy 以上の γ 線照射を行った後に、250℃の蒸気環境下で 168 時間暴露し、ヘリウムを用いて 0.9 MPa まで加圧して気密性を確認した。気密試験の実施状況を Fig. 2-15 に、試験結果を Table 2-2 に示す。実機において、バックアップシール材は改良型 EPDM 製ガスケットと合わせて用いられるが、本試験ではガスケットを装着せず、本シール材のみ塗布施工して性能を確認した。気密試験における各試験圧力での保持時間は、0.3 MPa の時が 10 分、0.65 MPa と 0.9 MPa の時がそれぞれ 30 分であるが、いずれも発泡液を用いた漏えい確認において発泡は無く、圧力降下も認められず、良好な気密性を示した。

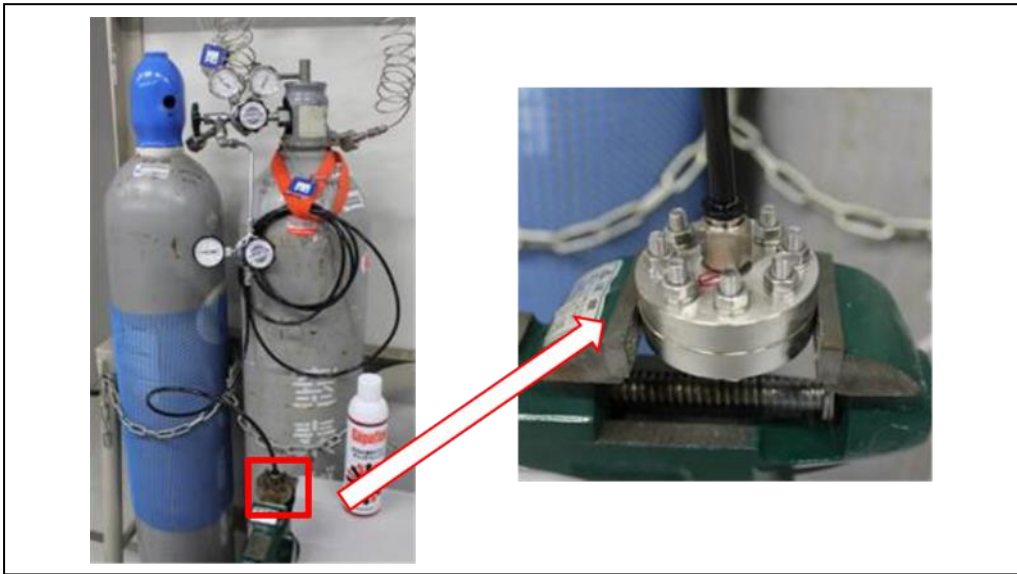


Fig. 2-15 Air tightness test of back-up seal using helium gas.

Table 2-2 Air tightness test of back-up seal using helium gas after radiation exposure of 819 kGy and thermal exposure

Thermal exposure	Flange opening	Test pressure		
		0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
Steam 250℃ 168 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage

次に、事故後長期の漏えい防止性能維持の観点から、改良型 EPDM 製ガスケット（800 kGy の γ 線照射）とバックアップシール材を組み合わせ、200℃の条件で長期間高温暴露を実施した。暴露後にはヘリウムによって加圧し、0.3 MPa で 10 分、0.65 MPa と 0.9 MPa でそれぞれ 30 分保持して気密性能を確認した。試験結果を Table 2-3 に示す。いずれの条件でも発泡液を用いた漏えい確認において発泡は無く、圧力降下も認められず、良好な気密性を示した。この試験によって、事故後長期にわたる漏えい防止性能の維持が期待できることが確認された。

Table 2-3 Air tightness test of the combination of improved EPDM gaskets and back-up seal using helium gas after extended period of thermal exposure

Thermal exposure	Flange opening	Test pressure		
		0.3 MPa	0.65 MPa	0.9 MPa
Dry air 200°C 720 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Dry air 200°C 1080 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Dry air 200°C 1440 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Dry air 200°C 1800 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Dry air 200°C 2160 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage
Dry air 200°C 2520 hours	0 mm	No leakage	No leakage	No leakage

2. 3. 3 格納容器ベントの運用に関する改善

2 号機の格納容器閉じ込め機能喪失に関する上述の分析結果は、燃料が露出した状態で原子炉注水を再開する際には格納容器の圧力が急上昇することから、予めベントによって格納容器圧力を低下させておくことが望ましいことを示唆している²⁻¹²⁾。仮にベントができていれば、温度の低下によってガスケットの

劣化を抑制できるとともに、フランジが密着してガスケットを圧縮できるようになるので復元力低下の影響を受けにくくなる。また、圧力を低下させただけで、さらにベント系統を通気状態に維持しておけば、非凝縮性ガスが大量に発生した場合の影響を緩和することができる。今後は FCVS を備えることで、ベントに伴う放射性物質放出を低減できることから、こうした運用も考慮すべきである。

また、このような事象進展を予期して行う柔軟なベント運用は、2 号機で経験した炉心露出後の原子炉注水再開時だけでなく、熔融炉心が原子炉を破損させて格納容器に落下するような場合にも格納容器圧力が急上昇することから、事前に実行することが有効と考えられるなど、他の事故シーケンスにおいても考慮する価値がある。

格納容器のベント条件については、これまで格納容器の最高使用圧力もしくはそのゲージ圧の 2 倍の圧力との関係で論じられ、事故時の対応手順にも反映されてきた。その結果、ベント系統に設けられたラプチャーディスクの作動圧力が、格納容器の最高使用圧力にあわせて設定されていた。しかしながら、予め設定した圧力に達したか否かだけでなく、福島第一 2 号機のように格納容器圧力の急上昇が予測される場合には、その時の圧力に関わりなく、予め格納容器ベント系統を通気状態にするような柔軟な運用が必要である。また、ベントには、減圧によって蒸気の飽和温度を下げて格納容器内を冷却する効果や、水素を排出して可燃性ガスの蓄積を防止する効果もあり、状況に応じた運用を可能にしておくべきである。このため、ラプチャーディスクは設置しないか、設置しても低圧で作動する設定にする必要がある。

さらに、重大事故時の監視・操作手順においても、原子炉への注水が途絶えた後の注水再開時など、大量の非凝縮性ガスや蒸気が発生することに注意を払う必要がある。

また、2 号機では格納容器ベント系の弁を開状態に維持できず、閉状態になった弁を再度開く操作に失敗したため、格納容器閉じ込め機能喪失前に内部の圧力を逃がすことができなかった。これらの弁は空気作動弁で、中央制御室から遠隔操作する電磁弁によって作動空気を制御する設計であり、現場で弁を開閉する操作機構を備えていなかった。したがって、格納容器ベントの際に操作

が必要な弁については、中央制御室からの遠隔操作に加えて、人力だけで現場操作ができる機構を設け、いつでも確実にベントができるようにする必要がある。この目的で、事故時の放射線レベルが低い二次格納施設外まで弁の操作機構を延長し、人力操作と弁開度維持ができるようにした例を Fig. 2-16 に示す。この機構は電動弁だけでなく、駆動部にラチェット機構を有する空気作動弁にも設けることができる。

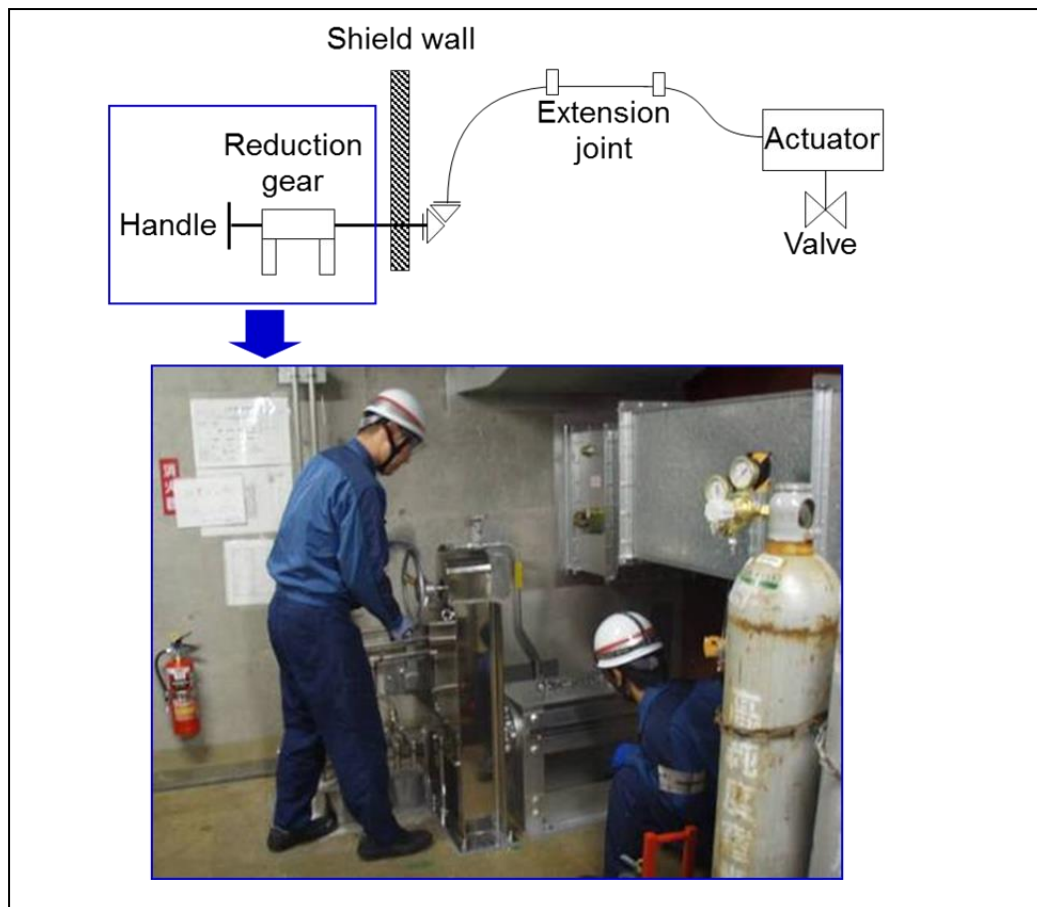


Fig. 2-16 Example of a manual operation device for a valve in the Filtered Containment Venting System installed outside of the Secondary Containment boundary.

2. 4 本章の結論

福島第一の事故では、2 号機において事故以前に考えられていた閉じ込め機能維持上の限界圧力、限界温度に達する前に、格納容器からの大気への著しい放射性物質漏えいが発生した。

本章では、まず 2 号機原子炉建屋内の汚染状況から、この漏えいが格納容器上蓋フランジで発生した可能性が高いことを明らかにした。また、その原因が、フランジのガスケットに使われていたシリコンゴムが高温蒸気環境下で劣化し、復元力が低下した結果、格納容器内圧が最高使用圧力を超えることに伴うフランジ面の開きに追従できなくなったことであると推定した。

これを受けて、従来のシリコンゴム製ガスケットを改良型 EPDM 製に変更し、耐火シーラントを用いたバックアップシールをこれに組み合わせるシールシステムを、対策構造として考案した。この対策によって、格納容器ベントに至る期間の高温、高圧状態、ならびにベント後長期にわたっても、閉じ込め機能が確保できることを試験で確認した。

また、推定された 2 号機格納容器漏えい原因を踏まえると、FCVS によって格納容器をベントして内部の圧力を低下させることは、温度の観点とフランジとシール材の密着の観点から、仮に実行されていれば漏えい防止に有効であったことを指摘し、ベントに運用上の問題があったことを明らかにした。

格納容器ベントの運用については、予め設定した圧力への到達の有無を基準としてベントを行うのが、現在も含めてベント運用の基本的な考え方とされている。しかしながら、本研究では原子炉への注水が途絶えた後の再開時等、大量の非凝縮性ガスと蒸気が発生して格納容器圧力が急上昇する可能性がある場合に、予めベント系統を通気状態にしておくことが有益であることが判り、事故の進展に応じた予期型の柔軟なベント運用を、安全性向上の観点から新たに提案した。このベント運用の考え方は、2 号機で経験した事象以外の事故シーケンスにも適用可能である。

また、柔軟なベント運用を行うために、ベント系統の設備に要求される事項を明らかにした。

本章の参考文献

- 2-1) Tokyo Electric Power Company, *Fukushima Nuclear Accident Analysis Report*, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2012/1205638_1870.html as of June 2016, (2012).
- 2-2) Atomic Energy Society of Japan, *Fukushima Dai-ichi Genshiryoku Hatsudensho Jiko sono Zenbo to Asu ni muketa Teigen*, Maruzen-shuppan, Tokyo, ISBN 978-4-621-08743-5, (2014) [in Japanese].
- 2-3) Nuclear and Industrial Safety Agency, *Tokyo Denryoku Fukushima Dai-ichi Genshiryoku Hatsudensho Jiko no Gijutsuteki Chiken ni tuite*, <http://www.meti.go.jp/press/2011/03/20120328009/20120328009.html> as of June 2016, (2012).
- 2-4) K. Hirao, T. Zama, M. Goto, Y. Naruse, K. Saito, T. Suzuki, H. Sugino, “High-temperature leak-characteristics of PCV hatch flange gasket”, *Nuclear Engineering and Design*, 145, 375-386 (1993).
- 2-5) M. Ishikawa, *Koushou Fukushima Genshiryoku Jiko*, Denkiyokai Shimbunbu, Tokyo, ISBN978-4-905217-34-3 C0036 (2014) [in Japanese].
- 2-6) S. Kawamura, S. Omori, T. Kimura, T. Takiguchi, T. Narabayashi, “A Comprehensive Approach to Reducing Radioactive Material Release in BWR Containment Venting”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 2-7) Y. Furuhashi, S. Ooki, Y. Ibusuki, R. Shimosakoda, A. Taniguchi, T. Kimura, N. Hiranuma, S. Murai, H. Tezuka, ”Applicability evaluation of EPDM rubber sheet for butterfly valve of primary containment vessel (2) Fundamental behavior of

EPDM rubber sheet under steam with iodine and its iodine durability under simulated severe accident condition”, *Proc. 2015 Fall Meeting of Atomic Energy Society of Japan*, Shizuoka, Japan, Sep. 9-11, 2015, (2015) [in Japanese].

2-8) S. Ooki, Y. Ibusuki, R. Shimosakoda, A. Taniguchi, ”Improvement of sealing performance at flanges and hatches in primary containment vessels”, *Proc. 2015 Annual Conference on Power and Energy Society IEE Japan*, Nagoya, Japan, Aug. 25-27, 2015, (2015) [in Japanese].

2-9) S. Ooki, Y. Ibusuki, R. Shimosakoda, N. Hayashi, H. Abe, A. Taniguchi, “Studies on back up seal material to flanges and hatches on primary containment vessels”, *Proc. 2015 Annual Conference of Fundamentals and Materials Society IEE Japan*, Kanazawa, Japan, Sep. 17-18, 2015, (2015) [in Japanese].

2-10) Ministry of land, infrastructure, transport and tourism, *Notice defining the details of the safety standards for road transport vehicles (Attachment 100)*, (2005) [in Japanese].

2-11) U. S. Atomic Energy Commission, “Reactor containment leakage testing and surveillance requirements”, *Safety standards, criteria, and guides for the design, location, construction, and operation of reactors, III. Technical safety guide*, (1966).

2-12) T. Narabayashi, S. Kawamura, “Development of High Efficiency Filtered Containment Venting System by using AgX”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].

第3章 フィルタベントシステムの開発

3. 1 はじめに

本章では、重大事故時に格納容器の破損を防止するとともに、セシウムやヨウ素等の放射性物質の放出を抑制する役割をもつ FCVS の開発について論じる。重大事故時に放射性セシウムは、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³⁻¹⁾や Beahm ら³⁻²⁾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質の形態をとるとされている。そこで本章では粒子状物質の除去に着目し、FCVS のフィルタについて検討する。

まず、格納容器破損防止のために必要な、FCVS の開発条件を抽出する。条件抽出にあたっては、システムそのものの性能に関する条件と、重大事故時に確実に運用できる信頼性の観点からの条件の両面から検討する。

つぎに、設備構成について検討する。FCVS は欧州で開発例があるが、粒子状物質についてのオーバーオール除去性能が、EPRI が主催した国際共同研究³⁻³⁾で明らかにされているのみで、詳細な性能特性を示す論文等の公開文献はない。重大事故の影響を極力発電所内にとどめ、周辺地域の回復（復興）可能性を確保する観点から、本研究で開発するフィルタの除染係数（Decontamination Factor、以下では DF と略す）は、少なくとも 1000 以上を目標とするが、このような高い DF を達成するには、粒子状物質の除去原理から考察し、あるべきシステムの構成を検討する必要がある。また、その際に設備の維持管理の信頼性の観点から、できるだけ点検等が容易な設備とすることも必要である。

以上の検討を踏まえて考案したフィルタについて、粒子状物質の除去特性を試験によって確認する。試験では、除去に関わる支配的メカニズムを検討するとともに、粒子状物質の特性やベント条件に応じた性能特性を把握する。一般に微粒子の除去特性は、その粒径や密度、ならびに流速等の流体側の条件によって影響を受ける。FCVS に関して、これらの特性が把握できれば、様々な事故の状況に応じた放射性物質の放出抑制効果を定量的に評価することが可能になる。

3. 2 フィルタベントシステムの開発

3. 2. 1 開発条件の抽出

軽水炉プラントの重大事故では、起回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機能維持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。

BWR 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。FCVS 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、重大事故時に FCVS が果たすべき役割の観点からと、その役割を確実に果たす信頼性確保の観点から、開発条件を抽出した。

まず、重大事故時に FCVS によって放射性物質を除去しつつ格納容器内のガスを排出して、その破損を防止する機能を達成するための条件として、以下を抽出した。

- ・ FCVS 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、温度とすること（ABWR 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 倍を設計流量とすること（ABWR の例では 31.6 kg/s）
- ・ 粒子状放射性物質の DF は、少なくとも 1000 以上を性能目標とすること

次に、福島事故の経験に基づき、重大事故時に確実に使用できる信頼性の観点から必要な条件として、以下を抽出した。

- ・ 設計基準地震動や設計基準津波をはじめ、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
- ・ FCVS 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
- ・ FCVS の操作を含む全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
- ・ FCVS 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ブプレッションチェンバへの排水ができること（本機能は、FCVS 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、FCVS 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

3. 2. 2 FCVS の設備構成の検討

(1) 系統構成の概要

上述の開発条件を満たすように、FCVS の系統構成を考察した。その概要を Fig. 3-1 に示す。放射性物質を含むガスは格納容器のサブ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 FCVS フィルタ装置に導いて処理した後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でも操作可能にする。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る。

FCVS 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とする。格納容器内および本系統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系統内で燃焼することを防止できる。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た。

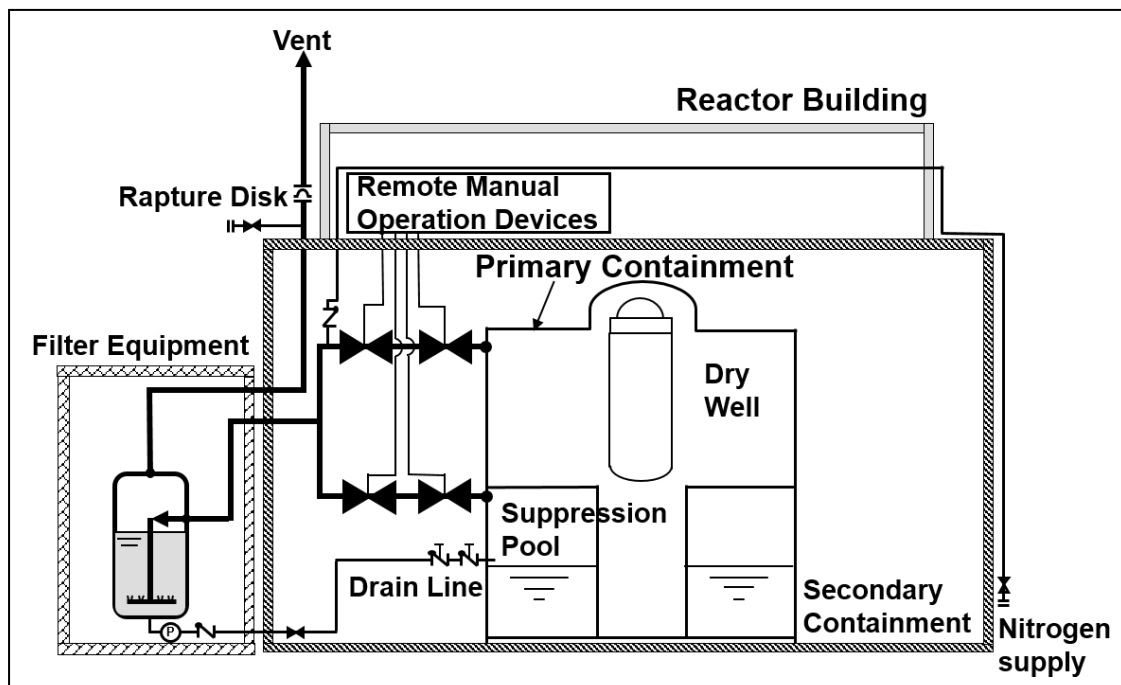


Fig. 3-1 Basic system configuration of the filtered containment venting system.

(2) FCVS フィルタ装置の概要

重大事故時に放出され、地表に沈着して長期にわたる汚染原因となるのは、主にヨウ化セシウムと水酸化セシウムのエアロゾルであり、これらは水溶性である。また、水がアルカリ性であると、溶けたヨウ素を安定的に水中に保持できる。

このことから、フィルタ装置には、水酸化ナトリウムを添加して待機時の pH を 12 以上とする水のスクラバが適している。また、スクラバは繊維フィルタ等

と異なり、目詰まりすることがないため、大量の粒子状物質が流れ込んでも処理可能である。

一方、溶解した放射性物質が、エントレインメントによってスクラバの下流のガス中に含まれる可能性があるため、空気中の液滴を捕捉して除去する乾式フィルタが必要である。このフィルタには、スクラバで捕捉されなかった微細な粒子を除去する機能も期待する。そのようなフィルタとして、金属繊維によるフィルタ（以下では金属フィルタと略す）を用いることとした。

FCVS フィルタ装置は、これらを一つの容器内に組み合わせたものであり、その概略構造を Fig. 3-2 に示す。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。

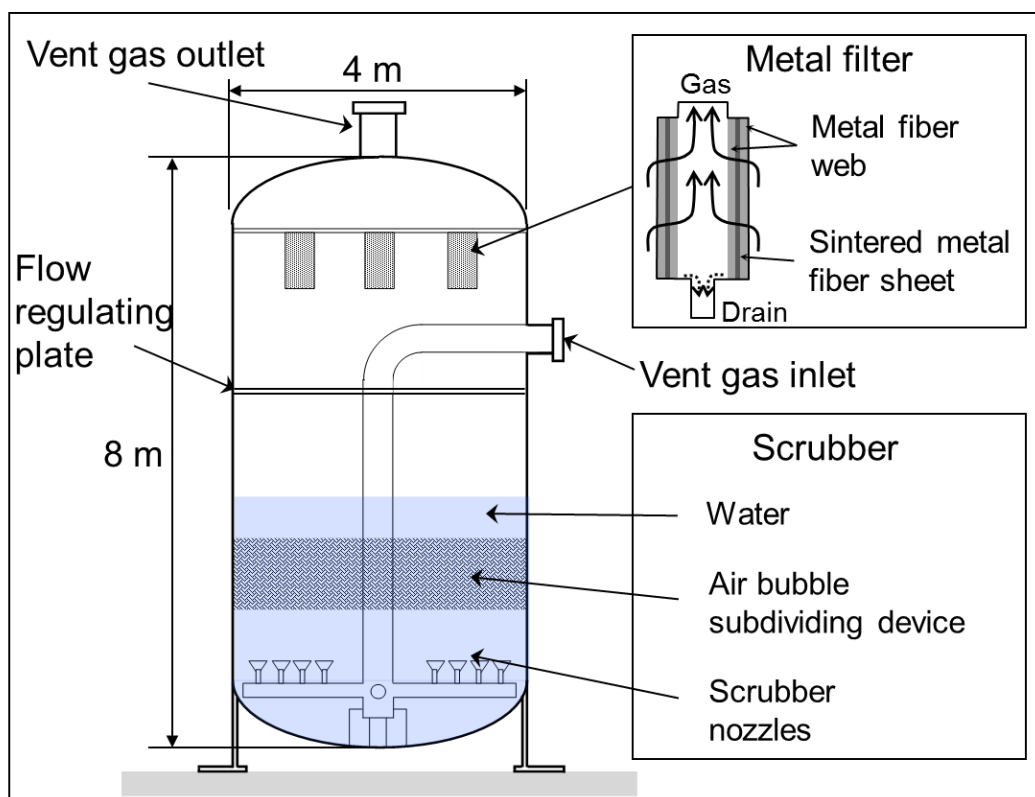


Fig. 3-2 Schematic diagram of the FCVS filter equipment.

欧州で開発された FCVS には、ベンチュリノズルを用いたスクラバもあるが、この装置に用いるのはシャワーヘッド形状の単純なノズルで、点検等の維持管理が容易な構造である。気泡細分化装置はミキシングエレメントを充填した単純な構造で、気泡の合体を防ぎ、細分化させることで捕捉効率の向上を図るものである。

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、スクラバからのエントレインメントによる液滴と、残留している微粒子を捕捉する。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、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スクラバに戻す役割も担う。

また、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持つ。

(3) スクラバの除去メカニズム

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、粒子状放射性物質は、その粒径に応じて Fig. 3-3 に模式的に示す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。

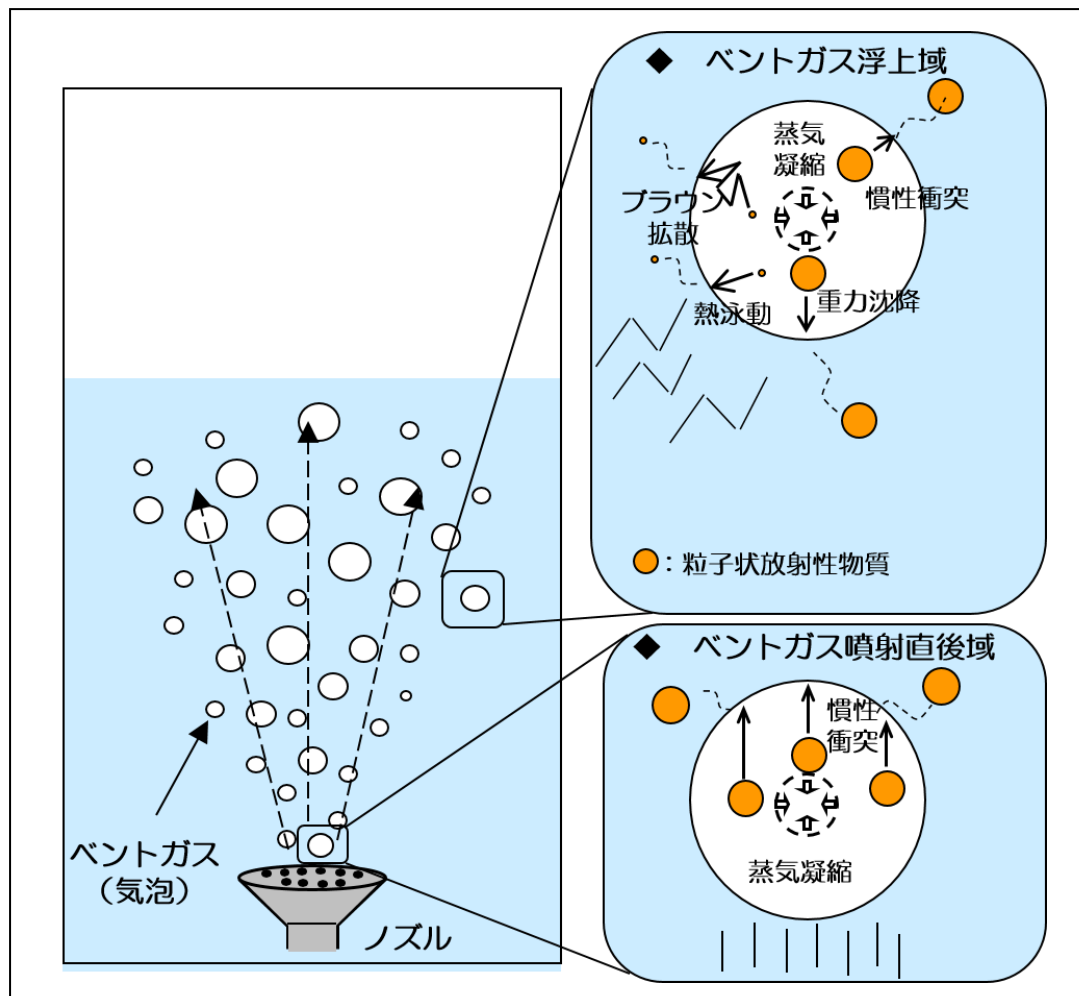


Fig. 3-3 Mechanisms of aerosol deposition in the scrubber of the FCVS filter.

粒子は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。

これらのメカニズムのうち、主要なものと考えられる慣性衝突、重力沈降、ブラウン拡散沈着については、それぞれストークス数、重力沈降速度、ブラウ

ン拡散係数を指標として、それらの値が大きいほど効果が大きくなる。

ストークス数は以下のように与えられ³⁻⁴⁾、慣性の大きさを表す無次元数であることから、FCVS のフィルタにおける慣性衝突による沈着効果の指標になると考えられる。粒子の慣性の大きさについて、流れの中に置かれた障害物まわりの粒子の運動方程式から考える。

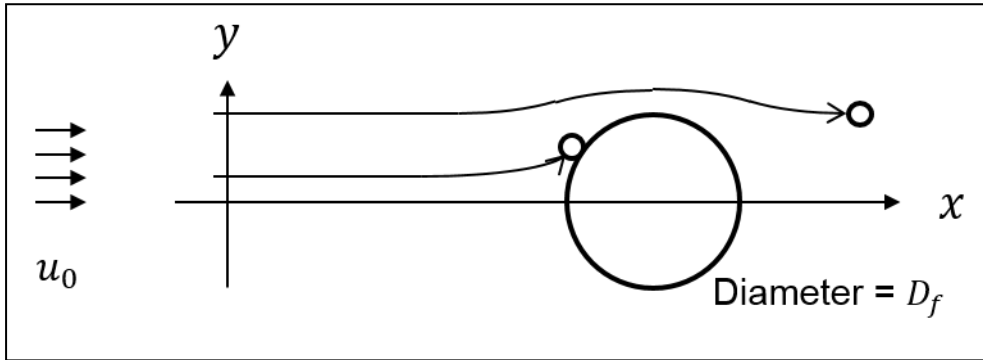


Fig. 3-4 Image of aerosol particle motions around an obstacle.

Fig. 3-4 のような流れ場で、粒子の運動方程式は x 方向について次式で表される (y 方向も同様)。

$$m_p' \frac{dv_x}{dt} = -\frac{v_x - u_x}{B} + F_x \quad (3-1)$$

ここで、 v は粒子の速度[m/s]、 u は気体の速度[m/s]、 F は外力[N]である。また、 m_p' は粒子の見かけ質量[kg]で、 D_p を粒子の直径[m]、 ρ_p を粒子の密度[kg/m³]、 ρ を気体の密度[kg/m³]として、次式で表される。

$$m_p' = \frac{\pi D_p^3}{6} (\rho_p + \rho/2) \quad (3-2)$$

ここで、 B は粒子の移動度[s/kg]で、 C_c をスリップ補正係数[-]、 η を粘性係数[Pa·s]として、次式で表される。

$$B = \frac{C_c}{3\pi\eta D_p} \quad (3-3)$$

さらに C_c は、以下の Davies の実験式で与えられることが知られている。

$$C_c = 1 + K_n [1.257 + 0.4 \exp(-1.1/K_n)] \quad (3-4)$$

ここで、 K_n はクヌーセン数であり、気体分子の平均自由行程 (λ_g) [m]と粒子半径の比による無次元数で、次式で表される。

$$K_n = \frac{2\lambda_g}{D_p} \quad (3-5)$$

また、気体分子の平均自由行程 (λ_g) は、 P を気体圧力[Pa]、 M を気体のモル質量[kg/mol]、 R を気体定数[J/K/mol]、 T を気体温度[K]として、次式で与えられる。

$$\lambda_g = \frac{\eta}{0.499P(8M/\pi RT)^{1/2}} \quad (3-6)$$

(3-1)式を(3-7)式の形で表し、さらに気体の代表流速 (u_0)、障害物の代表長さ ($D_f/2$) を用いた無次元量 $X = 2x/D_f$ 、 $T = 2u_0 t/D_f$ 、 $U_x = u_x/u_0$ を代入すると、(3-8)式と (3-9) 式のストークス数 (St) を得る。

$$m_p' B \frac{d^2 x}{dt^2} + \frac{dx}{dt} - u_x = BF_x \quad (3-7)$$

$$S_t \frac{d^2 X}{dT^2} + \frac{dX}{dT} - U_x = \frac{BF_x}{u_0} \quad (3-8)$$

$$S_t = D_p^2 (\rho_p + \rho/2) C_c u_0 / (9\eta D_f) \quad (3-9)$$

重力沈降速度は、重力によって粒子が沈降する際に重力と流体の抵抗力が釣り合う平衡速度で、以下のように与えられ³⁻⁴⁾、FCVS のフィルタにおける重力沈降による沈着効果の指標になると考えられる。

粒子の運動方程式は、重力の作用方向に対して次式で表される。

$$m_p' \frac{dv}{dt} = \frac{\pi D_p^3}{6} (\rho_p - \rho)g - \frac{C_D}{C_c} \frac{\pi D_p^2}{4} \frac{1}{2} \rho v^2 \quad (3-10)$$

ここで、 C_D は抵抗係数[-]、 g は重力加速度[m/s²]である。 C_D は粒径基準のレイノルズ数（ $R_{ep} = v D_p \rho / \eta$ ）の関数で表され、 R_{ep} が 2 以下のとき、以下で近似できる。

$$C_D = 24/R_{ep} \quad (3-11)$$

(3-10)式、(3-2)式、(3-11)式から次の 2 つの式を得る。

$$\frac{dv}{dt} + \frac{1}{\tau} v = \frac{(\rho_p - \rho)g}{(\rho_p + \rho/2)} \quad (3-12)$$

$$\tau = \frac{(\rho_p + \rho/2) C_c D_p^2}{18\eta} \quad (3-13)$$

$t = 0$ において $v = 0$ の条件で、(3-12)式を解くと次式を得る。

$$v = \tau \frac{(\rho_p - \rho)g}{\rho_p + \rho/2} (1 - e^{-t/\tau}) \quad (3-14)$$

本研究が対象とする事故時の粒子状物質の D_p は、1 μm 程度を中心に分布すると考えられるが、1 μm の粒子では τ が 10^{-4} 秒以下となり、(3-14)式の v は短時間で以下の平衡の重力沈降速度（ v_t ）[m/s]に達する。

$$v_t = \tau \frac{(\rho_p - \rho)g}{\rho_p + \rho/2} = \frac{C_c D_p^2 (\rho_p - \rho)g}{18\eta} \quad (3-15)$$

ブラウン拡散係数は以下のように与えられ³⁻⁴⁾、FCVS のフィルタにおけるブラウン拡散による沈着効果の指標になると考えられる。

ガスの流れがない場における粒子の運動方程式は、(3-7)式から x 方向について次式で表される（他方向も同様）。

$$m_p' \frac{d^2x}{dt^2} = -\frac{1}{B} \frac{dx}{dt} + F_x \quad (3-16)$$

両辺に x を乗じ、多くの粒子の平均をとるとともに、気体分子運動論から k をボルツマン定数[J/K]として、 $m_p' (dx/dt)^2 = kT$ であることから、次式を得る。

$$\frac{m}{2} \frac{d^2 \langle x^2 \rangle}{dt^2} - kT = -\frac{1}{2B} \frac{d \langle x^2 \rangle}{dt} \quad (3-17)$$

これを解くと、積分定数を C として次式を得る。

$$\frac{d \langle x^2 \rangle}{dt} = 2BkT - C \exp\left(-\frac{t}{mB}\right) \quad (3-18)$$

(3-18)式の右辺第2項は、微小粒子の場合に短時間で小さくなるので無視する。

$$\langle \Delta x^2 \rangle = 2BkTt \quad (3-19)$$

一方、 $t=t_0$ で x_0 にあった粒子が $t=t$ で x に存在する確率を $W(x_0, x, t)$ とすると、 W は、ブラウン拡散係数 $D[m^2/s]$ を用いて次式で表される。

$$\frac{dw}{dt} = D \frac{d^2W}{dx^2} \quad (3-20)$$

$$w = \frac{1}{2\sqrt{\pi Dt}} \exp\left[-\frac{(x-x_0)^2}{4Dt}\right] \quad (3-21)$$

$$\langle \Delta x^2 \rangle = \langle (x-x_0)^2 \rangle = \int_{-\infty}^{\infty} (x-x_0)^2 w dx = 2Dt \quad (3-22)$$

(3-19)式、(3-22)式、(3-3)式より、ブラウン拡散係数は次式で与えられる。

$$D = BkT = \frac{C_e kT}{3\pi\eta D_p} \quad (3-23)$$

(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、粒子状放射性物質は、その粒径に応じて Fig. 3-5 に模式的に示す原理で捕捉され、除去されると考えられる。

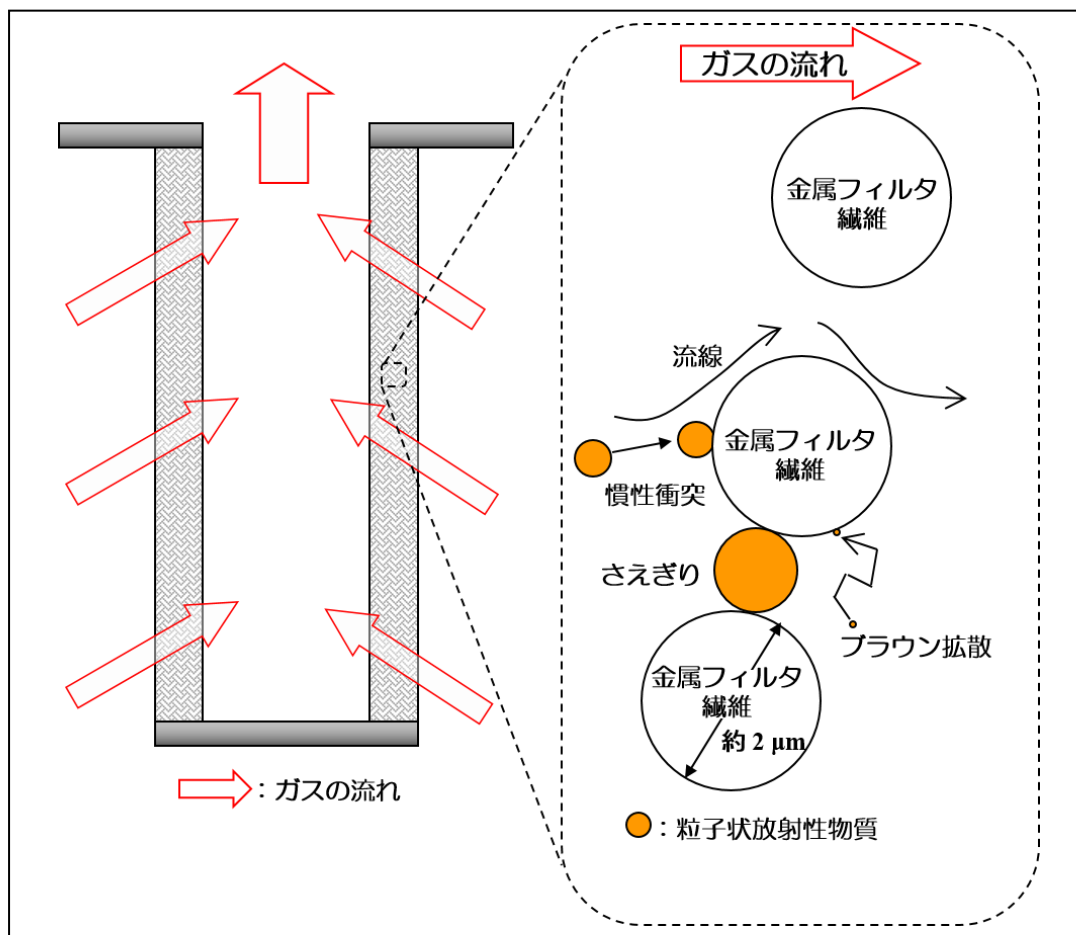


Fig. 3-5 Mechanisms of aerosol deposition in the metal filter of the FCVS filter.

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。

なお、金属フィルタにおける慣性衝突とブラウン拡散沈着についても、上述

のとおり、それぞれストークス数とブラウン拡散係数を指標として考察することができる。

3. 3 フィルタベントシステムの性能評価

3. 3. 1 事故シナリオ

FCVS の性能評価にあたり、代表的な事故シナリオを設定する。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幾つかのグループに分類できる。BWR プラントの事故シナリオグループの中で、福島第一の事故後に追加された設備を用いても炉心の損傷が避けられず、格納容器ならびに FCVS が重要となるのは、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であり、これを本研究における FCVS 性能評価の代表事故シナリオとして設定する。FCVS 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。また、柏崎刈羽原子力発電所（以下では柏崎刈羽と略す）の 6, 7 号機（ABWR プラント）を例として、評価を進めることとする。

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圧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 低圧代替注水系で原子炉水と格納容器スプレイを実施するが、サブプレッションチェンバの水位が上昇して制限値に達する時点でスプレイを停止する
 - ⑤ スプレイ停止後に格納容器圧力が上昇し、事象発生から約 38 時間後に格納容器圧力が機能維持限界圧力に到達して、FCVS 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. 3-6 と Fig. 3-7 に示す。格納容器圧力は 10 時間程度で閉じ込め機能維持の限界圧力（620 kPa[gage]）近くまで上昇するが、その後は運転員による格納容器スプレイの起動・停止に応じ、蒸気凝縮の効果によって圧

力が変動する。最終的には、スプレイ水によるサプレッションチェンバの水位上昇が制限値に達して、スプレイが使えなくなりベントを行う。ベント後の格納容器の温度、圧力は機能維持の限界温度（200℃）、機能維持の限界圧力以下（620 kPa[gage]）に抑制できており、本システムによって、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確認できた。

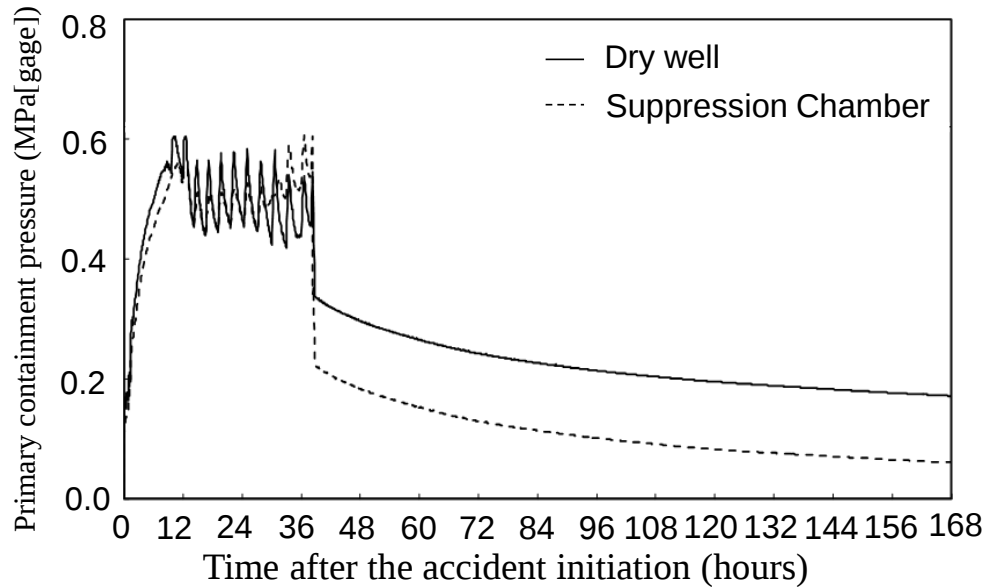


Fig. 3-6 Primary containment pressure of an ABWR plant in a severe accident caused by a combination of LOCA, SBO and all ECCS functional failures.

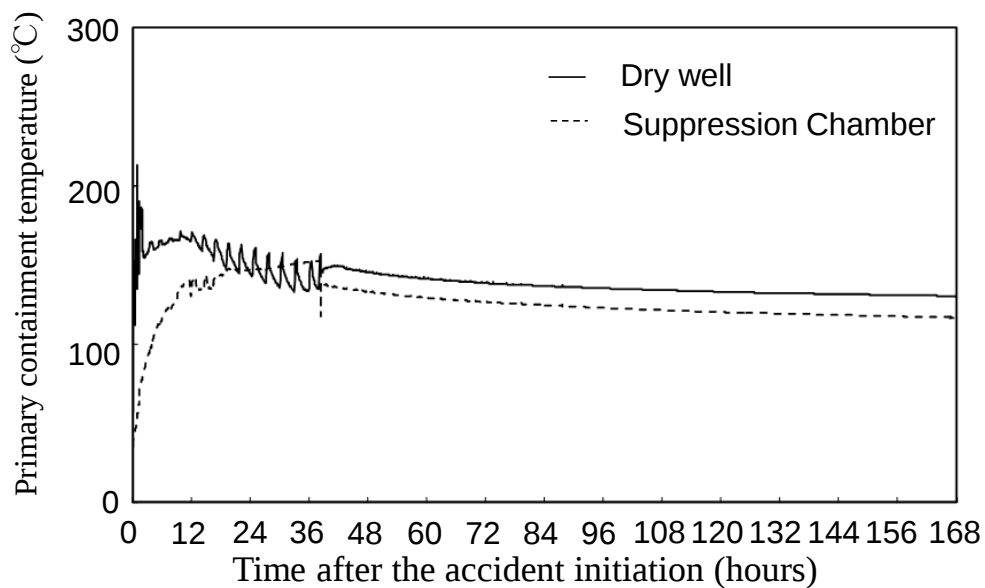


Fig. 3-7 Primary containment temperature of an ABWR plant in a severe accident caused by a combination of LOCA, SBO and all ECCS functional failures.

なお、ベントを継続するとスクラバの水位が上昇する。Fig. 3-8 にその水位変化の解析結果を示す。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 FCVS フィルタ装置に流入する量と FCVS 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、FCVS 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、水酸化ナトリウムの水溶液をスクラバ水に補給できるようにした。

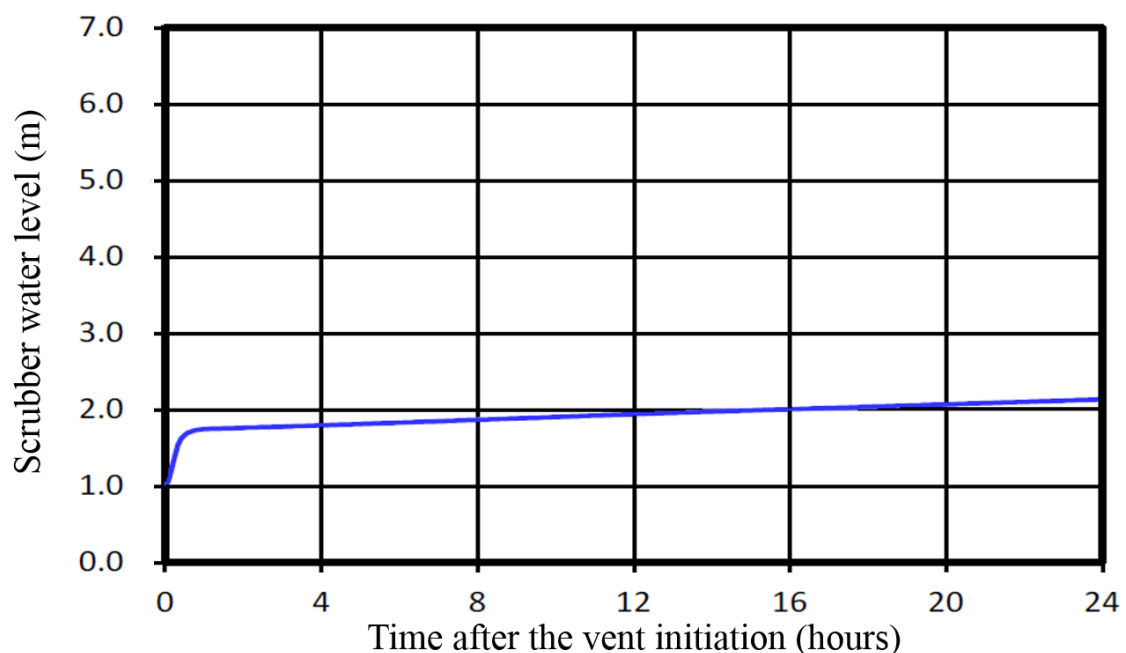


Fig. 3-8 Predicted trend of the scrubber water level during containment venting.

3. 3. 2 FCVS 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. 3-9 に示す。実機 FCVS 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、試験容器前後からサンプリングして、微粒子の個数濃度と粒径を計測することで DF を算出する。なお、破線で示すサンプリングラインは、金属フィルタの性能試験用のものである。計測には光散乱式エアロゾルスpekt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。

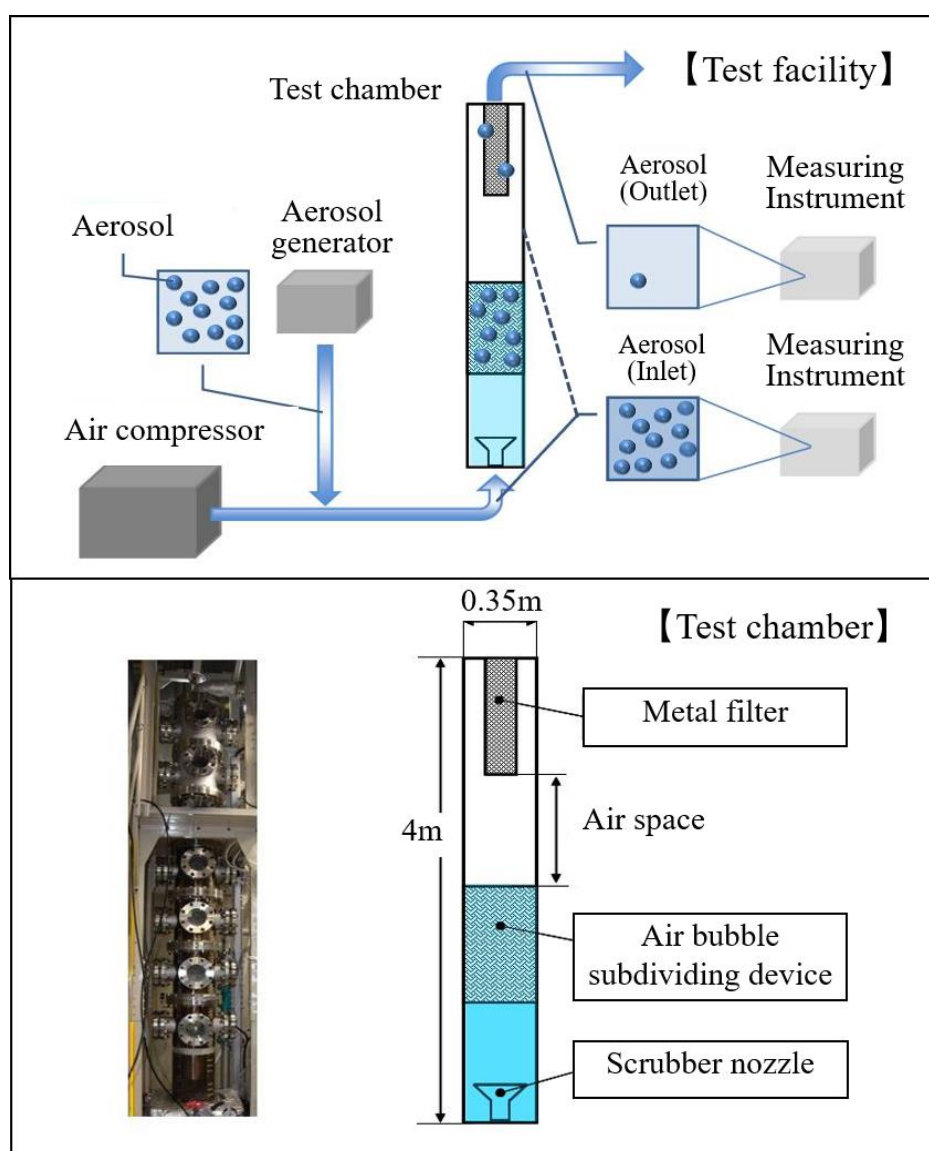


Fig. 3-9 The performance test facility for the FCVS filter equipment.

試験装置と実機の比較を Table 3-1 に示す。試験容器内には実機寸法のスクラバノズルと金属フィルタエレメントを各 1 個設置できるようにした。また、気泡細分化装置も実機寸法のエレメントを同じ高さだけ充填できるようにした。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 個あたりの条件が実機と同一である。一方、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。

また、スクラバでの気泡径に関する無次元数であるウェーバー数 (W_e) は、試験装置と実機でほぼ同程度である。

$$W_e = \rho L u^2 / \sigma \quad (3-24)$$

ここで、 ρ はスクラバ水の密度 [kg/m^3]、 L は代表長さ（ノズル穴径もしくは気泡径）[m]、 u は代表速度（水中のガス流速）[m/s]、 σ は表面張力[N/m]である。

Table 3-1 Comparison between the FCVS filter and the test facility

	FCVS filter	Test facility	Note
Diameter (m)	4	0.35	The cross section per scrubber nozzle is adjusted
Height (m)	8	4	Air space between scrubber and metal fiber filters is reduced
Number of scrubber nozzles	140	1	
Number of metal fiber units	128	1	
Pressure (MPa [abs])	0.655	0.101	
Temperature (K)	439	293	
Maximum volume flow rate (m^3/h)	33000	236	The same flow rate per scrubber nozzle
Weber number near	58	41	
Local Weber number near scrubber nozzles	4.4×10^5	3.1×10^5	

(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。これは、凝縮や液滴

の存在などが無いため、蒸気を用いた試験より DF の測定精度を高くできるためである。

一方、重大事故でベントする際のガスは、ベント直後には約 170℃の蒸気が主成分となる。そこで、エアロゾル粒子の主要な捕捉メカニズムである慣性衝突、重力沈降、ブラウン拡散沈着について、ガスの違いによる影響を確認するため、ストークス数（スクラバと金属フィルタで異なるので、それぞれの条件に対して）、重力沈降速度、ブラウン拡散係数を比較した。Fig. 3-10、Fig. 3-11、Fig. 3-12、Fig. 3-13 は、常温・常圧の空気の場合と、格納容器圧力が機能維持限界圧力に達してベントした直後の温度、圧力（FCVS までの系統の圧力損失を考慮）の蒸気について、これらの指標を比較したものである。また、これらの図には、設定した代表事故シナリオにおいて、格納容器サプレッションチェンバから FCVS 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あわせて示した。これら全ての指標について、いずれもガスの条件による差は大きくないが、常温・常圧の空気の方がやや小さい値になる。したがって、常温・常圧の空気を用いることで、保守性を保ちながら、ほぼ実機の条件を模擬した試験が実施できると考えられる。

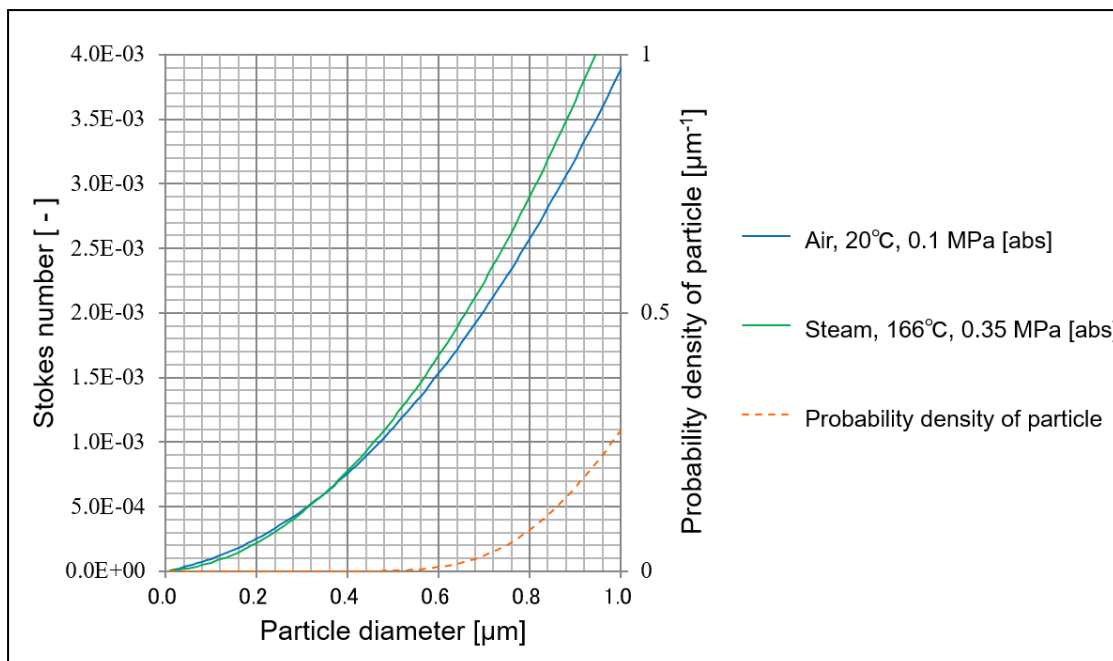


Fig. 3-10 Comparison of Stokes number in the scrubber of the FCVS filter.

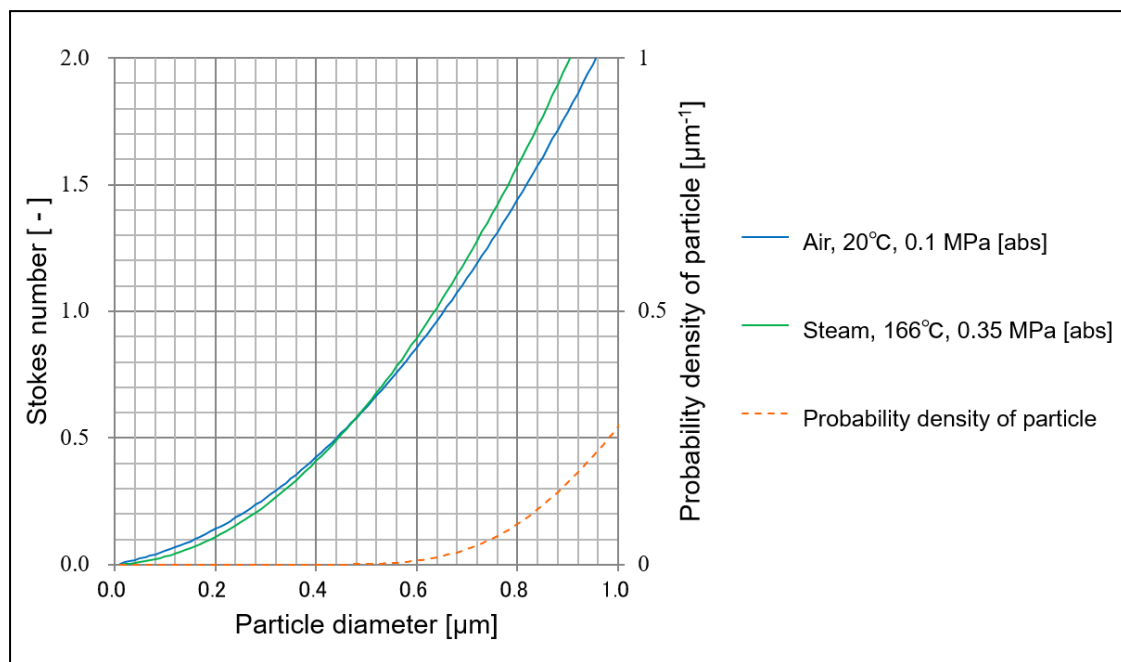


Fig. 3-11 Comparison of Stokes number in the metal filter of the FCVS filter.

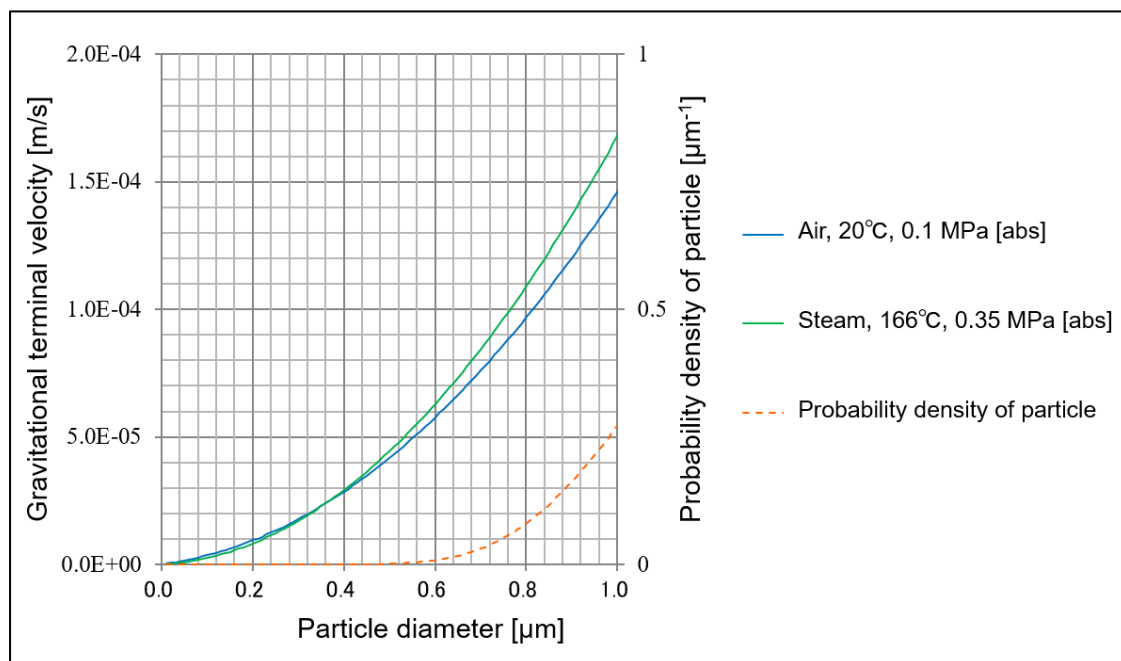


Fig. 3-12 Comparison of gravitational terminal velocity.

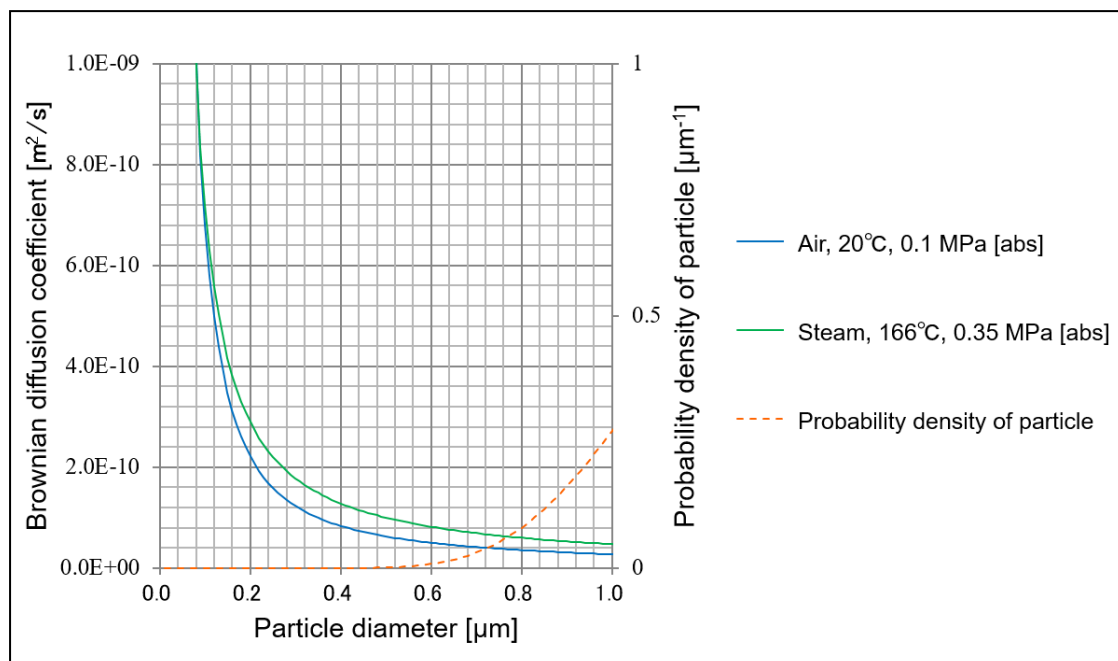


Fig. 3-13 Comparison of Brownian diffusion coefficient.

なお、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考えられるが、前者はスクラバが蒸気による加熱で沸騰するまでの短時間に限られた効果であり、後者は極めて小さい粒子に限られた効果であって、主要なメカニズムとは考えられない。なお、常温・常圧の空気では、これらの効果が含まれないことになる。

(3) 模擬微粒子

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. 3-8 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 FCVS 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捕捉効果を把握する目的で行うため、捕捉後に溶解したヨウ化セシウム由来のヨウ素を、安定的に保持する目的で添加する水酸化ナトリウムは、本試験では添加していない。

(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. 3-14 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、格納容器の機能維持の限界圧力でベントした直後であり、その後は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 33000 m³/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 27000 m³/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 13500 m³/h

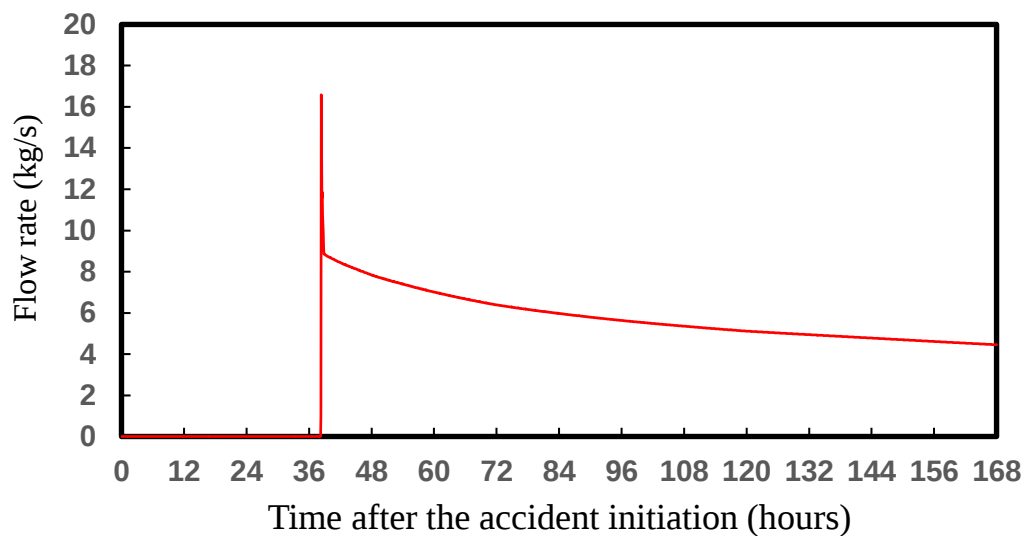


Fig. 3-14 Predicted trend of vent gas flow rate.

3. 3. 3 FCVS フィルタ装置の除去性能試験結果

(1) スクラバによる粒子状物質の除去特性

スクラバでの捕捉メカニズムを考察する目的で、試験装置にスクラバだけを設置して DF を計測する試験を実施した。試験に用いた模擬粒子は TiO_2 である。ガス流量の条件は、上述の 3 条件である。

Fig. 3-15 に、DF の計測結果をストークス数との関係で示す。この試験から、ストークス数の増加に応じて、スクラバの粒子捕集効果が増加することが判った。

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している。このことから、スクラバの粒子除去メカニズムとして、慣性衝突の効果が支配的であることが判った。

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。

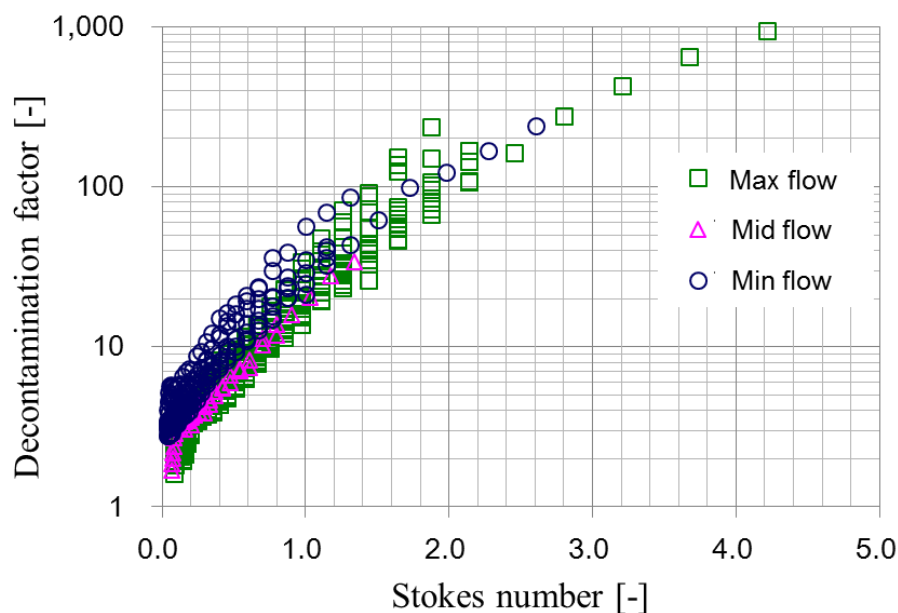


Fig. 3-15 Comparison between measured decontamination factor and Stokes number. “Max flow”, “Mid flow” and “Min flow” represent simulated venting flow rates of 33000 m³/h, 27000 m³/h and 13500 m³/h respectively.

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。

(2) 金属フィルタによる液滴の除去性能

スクラバで捕捉された放射性のヨウ化セシウムや水酸化セシウムは水溶性であり、溶解したものの一部がエントレインメントによって液滴として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スクラバに戻し、下流に液滴を飛散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。

本試験では、試験装置にエアロゾルを流さず、清浄な空気のみを流した。そのうえで、金属フィルタの入口と出口で液滴の粒径と個数を計測し、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. 3-16 と Fig. 3-17 に示す。スクラバ下流の気相部にある金属フィルタ入口付近では、 $0.4\ \mu\text{m}$ を中心として、およそ $0.2 \sim 1\ \mu\text{m}$ の範囲内に粒径分布を持つ液滴が存在することが確認された。また、流量を変えても、液滴の分布範囲とピーク位置はほぼ同じであるが、液滴の量（カウント数）は流量が多いほど多くなることも判った。流量増加に伴って液滴が増加することから、液滴はスクラバからのエントレインメントによるものと考えられる。

しかしながら、いずれの試験ケースでも、金属フィルタ出口では殆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、この細径の金属繊維からなる乾式の金属フィルタが有効であることが確認できた。

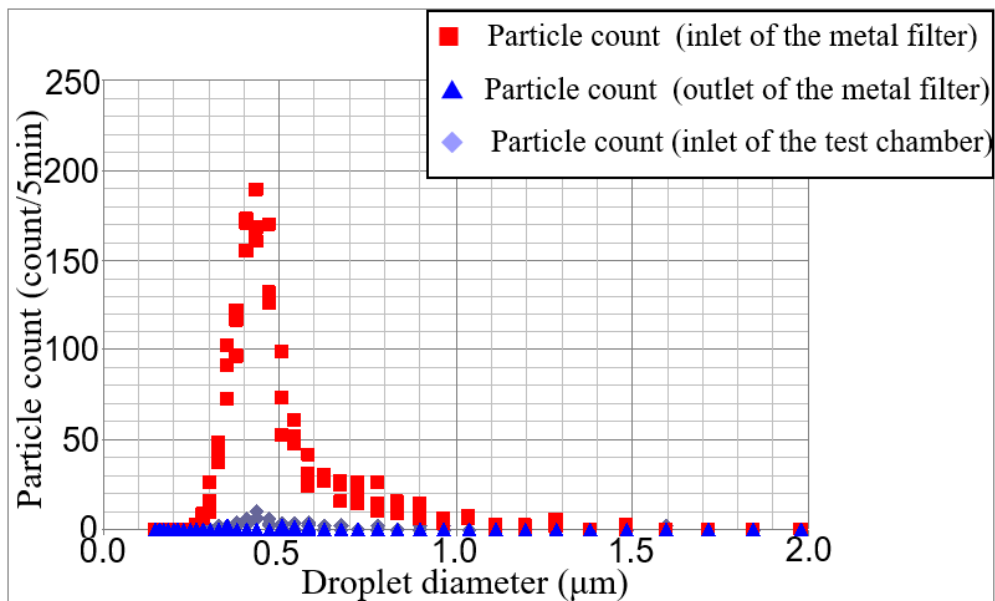


Fig. 3-16 Comparison of the amount of entrained droplets between the inlet and the outlet of the metal filter (a simulated venting flow rate of $33000\ \text{m}^3/\text{h}$ at twice the maximum containment design pressure).

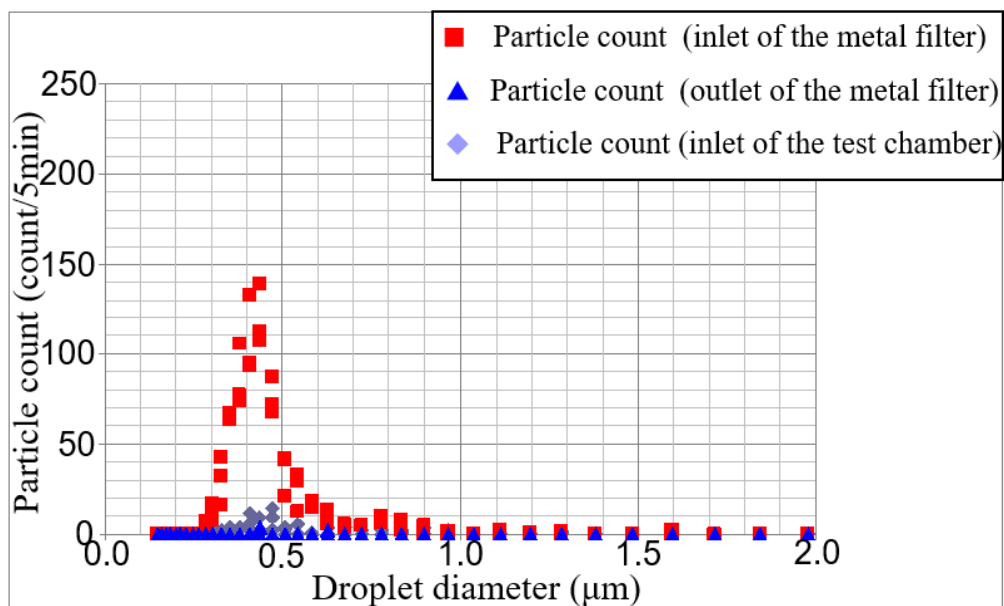


Fig. 3-17 Comparison of the amount of entrained droplets between the inlet and the outlet of the metal filter (a simulated venting flow rate of 13500 m³/h).

(3) スクラバと金属フィルタを組み合わせた粒子状物質の除去性能

スクラバと金属フィルタを試験装置に据付け、粒子状物質の DF を測定した結果を、Fig. 3-18 から Fig. 3-20 に示す。

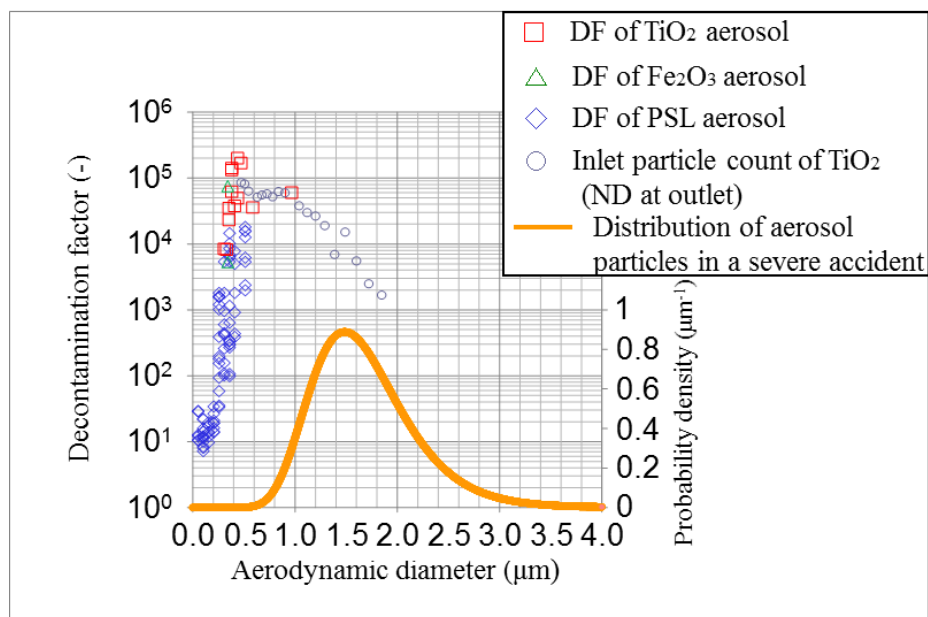


Fig. 3-18 Measured decontamination factor at the maximum vent flow condition (a simulated venting flow rate of 33000 m³/h at twice the maximum containment design pressure).

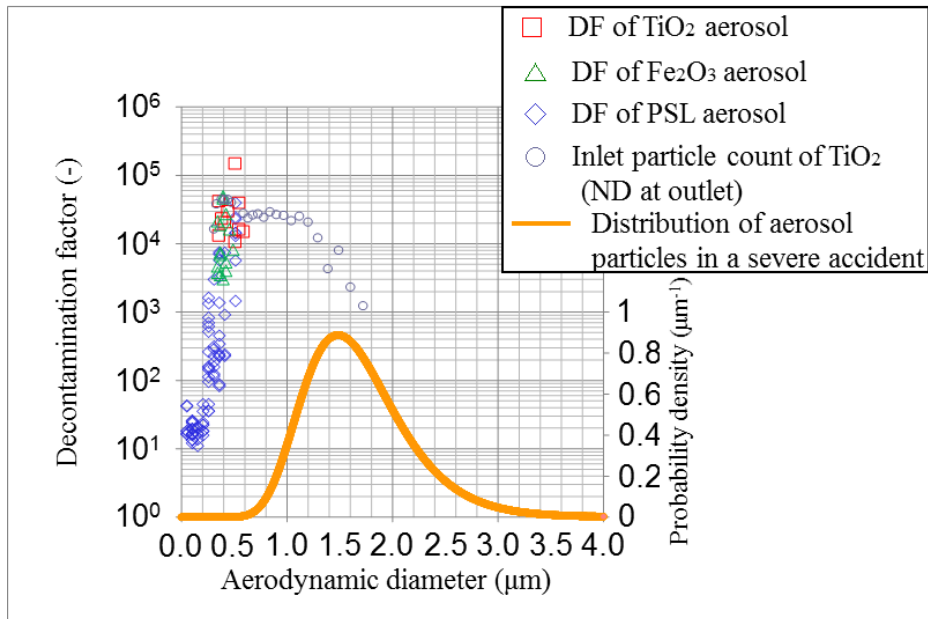


Fig. 3-19 Measured decontamination factor at a medium vent flow condition (a simulated venting flow rate of 27000 m³/h at the maximum containment design pressure).

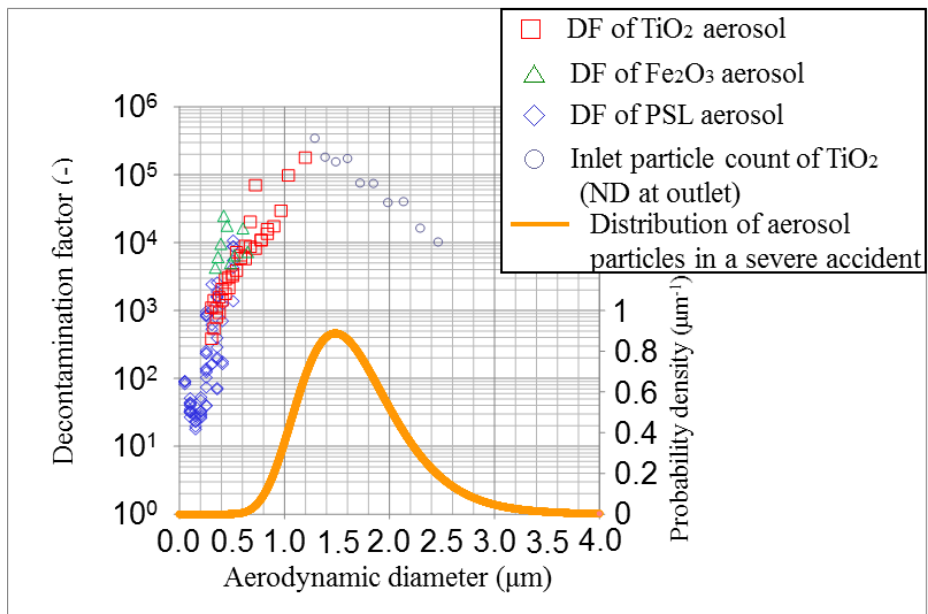


Fig. 3-20 Measured decontamination factor at the minimum vent flow condition (a simulated venting flow rate of 13500 m³/h).

なお、DF が 10000 を超えると出口で微粒子が 1 個も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（1000）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. 3-18 から Fig. 3-20 では、空気動力学径を指標としてこれを横軸にとり、密度の異なる試験粒子の 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/cm^3 の仮想的な球の直径で、以下のように与えられる³⁻⁵⁾。

粒子に働く抗力是一次式のようになる。

$$F_D = \frac{1}{2} C_D A_p \rho v^2 \quad (3-25)$$

ここで、 A_p は粒子の流れ方向投影面積[m²]、 v は粒子と流体の相対速度[m/s]である。抵抗係数 (C_D) [-]は、 K_R を抵抗形状係数[-]として、次式で与えられる。

$$C_D = \frac{24}{Re_p} K_R = \frac{24\eta}{v D_p \rho} K_R \quad (3-26)$$

(3-25)式、(3-26)式より次式を得る。

$$F_D = 3\pi\eta K_R D_p v \quad (3-27)$$

一方、粒子に働く重力は、次式のようになる。

$$F_G = \rho_p \alpha_e D_p^3 g \quad (3-28)$$

ここで、 α_e は粒子の体積形状係数[-]である。

$F_D = F_G$ より、 v は次式のようになる。

$$v = \frac{\rho_p D_p^2 g \alpha_e}{3\pi\eta K_R} \quad (3-29)$$

密度 1 g/cm³ の仮想的な球形粒子の場合、 $\alpha_e = \pi/6$ 、 $K_R = 1$ なので、 v は次式のようにになる。

$$v = \frac{D_{ae}^2 g}{18\eta} \quad (3-30)$$

(3-29)式と(3-30)式より、空気動力学径 (D_{ae}) [m]は次式で与えられる。

$$D_{ae} = (6\rho_p \alpha_e / \pi K_R)^{1/2} D_p \quad (3-31)$$

Fig. 3-18 から Fig. 3-20 では、試験粒子によらず空気動力学径で整理することによって、DF がほぼ同一の傾向に分布することが見てとれる。このことから、FCVS 用の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えぎるとともに、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。また、スクラバについても、上述の単体試験によって、慣性衝突が支配的なメカニズムであることが判っている。したがって、フィルタ装置全体として慣性衝突による沈着効果が、性能を支配する要因になっていると考えられる。

一方、Fig. 3-18 から Fig. 3-20 には、計測された DF に加えて、上述の代表事故シナリオ（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あわせて示した。

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 0.7～10μm 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無いためである。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幾つかあるが^{3-6, 3-7, 3-8)}、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。したがって、粒径分布の解析結果は妥当なものと考えられる。

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 は想定される粒径分布の全領域で 1000 を大幅に上回ることが確認された。

3. 4 本章の結論

本章では、重大事故時に格納容器の破損を防止するとともに、放射性物質の放出を抑制する目的で、FCVS の開発について論じた。

はじめに、格納容器破損防止のために必要な格納容器減圧機能を確保すること、ならびにその機能を重大事故時に確実に運用できる信頼性の観点から、FCVS の系統に求められる要件を、事故解析ならびに福島事故の経験に基づいた考察から抽出した。

つぎに、FCVS 用のフィルタの構成について検討した。福島第一の事故では放射性のセシウムやヨウ素が、周辺住民の長期避難、食物生産制限等の影響をもたらした。これらの大半は、水酸化セシウムやヨウ化セシウムのエアロゾルとして格納容器から放出されるが、アルカリ性の水中に溶解させて安定的に保持することが可能である。そこで、本研究では FCVS 用のあるべき姿として、水酸化ナトリウム溶液の湿式スクラバと、液滴除去性能に優れた細径金属繊維による乾式の金属フィルタの組み合わせが効果的であると考えた。なお、スクラバノズルは単純形状として、気泡細分化装置と組み合わせること、スクラバ上部の整流板によって水面を安定化させるなど、点検・保守性への配慮と高い除去性能の確保に向けた工夫も行った。

そのうえで、スクラバ単体の試験を行ってその特性を明らかにした。この試験結果をストークス数で整理すると、流量条件の変化に関らず、スクラバの性能が同一傾向になった。このことから、微粒子が慣性衝突によって気液界面に沈着する効果が、FCVS フィルタのスクラバにおける粒子状物質の除去メカニズムとして支配的であることが判った。

金属フィルタの液滴除去についても、試験を行って検討した。スクラバ下流の気相部における計測結果から、 $0.4\ \mu\text{m}$ を中心として、およそ $0.2\ \mu\text{m}$ から $1\ \mu\text{m}$ の範囲内に粒径分布を持つ液滴の存在が確認された。その量は、流量が多いほど増加することから、スクラバからのエントレインメントによるものと推定した。重大事故時にはスクラバ水に放射性物質を捕捉・溶解させることから、スクラバ下流で微細な液滴を除去することが重要であることが判った。

一方、金属フィルタ通過後のガスには液滴が殆ど検出されず、細径金属繊維

による乾式の金属フィルタが、微細な液滴を除去するのに有効であることを確認した。

さらに、このスクラバと金属フィルタを組み合わせ、総合的な除去性能を把握する試験を行った。この試験では、重大事故時に想定される粒子状物質に対して、フィルタ装置内でエアロゾル粒子が慣性衝突で沈着する効果が、除去メカニズムとして支配的であることが判った。また、スクラバのプール水温が上昇し、蒸気凝縮によるエアロゾル捕捉効果が期待できなくとも、慣性衝突で除去性能が十分に維持できることも明らかにした。

くわえて、総合的な除去性能の試験では、FCVS フィルタの除去性能の検討において、エアロゾル粒子の特性を代表する指標として、空気動力学径が適切な指標であることを確認し、空気動力学径に応じた除去性能の特性を明らかにした。これによって、重大事故シーケンスと事故対応に応じた除去性能の定量的な予測を可能にした。

最終的に、本章で開発した FCVS フィルタが、重大事故時に想定される粒子状物質に対して、DF が 1000 を大幅に上回る除去性能を有することを確認した。

本章の参考文献

- 3-1) 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).
- 3-2) E. Beahm, C. Weber, T. Kress, G. Parker, *Iodine chemical forms in LWR severe accidents*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5732, (1992).
- 3-3) I. Wall, M. Merilo, *Containment filtration systems tests*, Electric Power Research Institute, EPRI TR-100346, (1992).
- 3-4) K. Okuyama, H. Masuda, S. Morooka, *Biryuushi kougaku*, Oomu-sha, Tokyo, ISBN4-272-12900-4, (1992) [in Japanese].
- 3-5) K. Takahashi, *Earozorugaku no kiso*, Morikita-syuppan, Tokyo, ISBN4-627-67251-9, (2003) [in Japanese].
- 3-6) 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).
- 3-7) D. Powers, S. Burson, *A simplified model of aerosol removal by containment sprays*, NUREG/CR-5966, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1993).
- 3-8) D. Powers, *A simplified model of decontamination by BWR steam suppression pool*, NUREG/CR-6153, U.S. Nuclear Regulatory Commission, (1997).

第4章 有機ヨウ素フィルタの開発によるフィルタベントの性能強化

4. 1 はじめに

本章では、有機ヨウ素フィルタについて検討し、FCVS の機能強化を図る。重大事故時に格納容器内で発生する放射性有機ヨウ素は、ガス状で放出され、水にも殆ど溶解しないことから、前章で検討したフィルタでは除去できない。放射性有機ヨウ素を対象とする FCVS 用のフィルタは、世界的にも開発例が殆どなく⁴⁻¹⁾、幾つかの基礎研究があるのみ^{4-2, 4-3, 4-4)}であることから、本研究では吸着材の基礎的特性から検討に着手し、フィルタ装置としての成立性までを検討する。

吸着材としては、銀ゼオライトを選定した。結晶構造によって物理的に吸着させるモレキュラーシーブと異なり、銀ゼオライトの場合には銀とヨウ素の結合によって、より安定的にヨウ素を保持できると考えられる。

銀ゼオライトによる有機ヨウ素の吸着特性は、重大事故時のベント条件を考慮した試験によって把握する。

はじめに、銀ゼオライトによる有機ヨウ素除去の基本性能を確認する目的で、ベント初期を除く定常的なベント状態を模擬する試験を行う。この試験では、ガスの接触時間や、濃度等による吸着特性への影響を把握する。また、吸着後の銀ゼオライトを加熱してヨウ素が離脱するか確認し、吸着状態の安定性を把握する。

つぎに、ベント開始から定常に至るまでの過渡条件での性能を確認する。ベント初期にはベントガスに含まれる水素の影響や、銀ゼオライト表面で蒸気が凝縮することによる影響で、銀ゼオライトのヨウ素吸着性能が低下する可能性があることから、試験によってそれらの影響を確認する。また、ベントが終了した後に何らかの理由でベント再開が必要になった場合には、乾燥したゼオライトに通気する最初のベントと異なり、凝縮水で湿潤した状態が銀ゼオライトの初期条件となる。その影響についても、試験で確認する。

これらの吸着特性試験結果を踏まえて、フィルタ装置の設計の成立性を検討する。

まず、銀ゼオライトを充填するフィルタユニットについて、実機サイズの試験体を用いて流動試験を行い、充填層を通過するガス流速の均一性を把握する。

つぎに、フィルタ装置内の流動解析を行って、フィルタ内部の流量偏差を評価し、それを考慮した充填層内のガス接触時間が、吸着特性試験で確認する必要接触時間を満足するか確認する。

4. 2 フィルタベント用有機ヨウ素フィルタの設計

4. 2. 1 有機ヨウ素フィルタの設備概要

有機ヨウ素フィルタの吸着材に用いる銀ゼオライトは、13X 型の結晶性ゼオライトを基本骨格としている。そのアルミノケイ酸塩の骨格中に存在するナトリウムイオンを、銀イオンと交換したのが銀ゼオライトであり、ヨウ素が銀と化学反応することによって捕捉される。本フィルタに用いる銀ゼオライトの写真を、Fig. 4-1 に示す。銀ゼオライトの粒径は 0.85 - 2.00 mm、銀担持率は約 41 wt%である。

ゼオライトの結晶構造には、結晶水を加熱除去してできる多数の空孔が存在し、吸着性能に影響する。格納容器からのベントガスは大部分が水蒸気であるが、湿り度が高い蒸気に触れると空孔内に水分子が吸収されてヨウ素吸着性能が低下するため、フィルタ入口の蒸気に適切な過熱度を持たせるなどの設計上の配慮、ならびに蒸気条件に応じた性能検証が必要である。

本研究では、開発する有機ヨウ素フィルタについて、まず Fig. 4-2 に示す概略構造を考案して検討を進めた。銀ゼオライトはキャンドルユニットと呼ぶ二重円筒形状の吸着塔の内筒と外筒の間に充填され、このキャンドルユニットをフィルタ容器 1 台の中に 19 本設置する。この構造は、コンパクトな容器中に均一な厚さの銀ゼオライト充填層を多数設置することで、充填層を通過するガスの空間速度を下げて接触時間を確保することを狙って、考案したものである。



Fig. 4-1 Silver zeolite for the organic iodine filter.

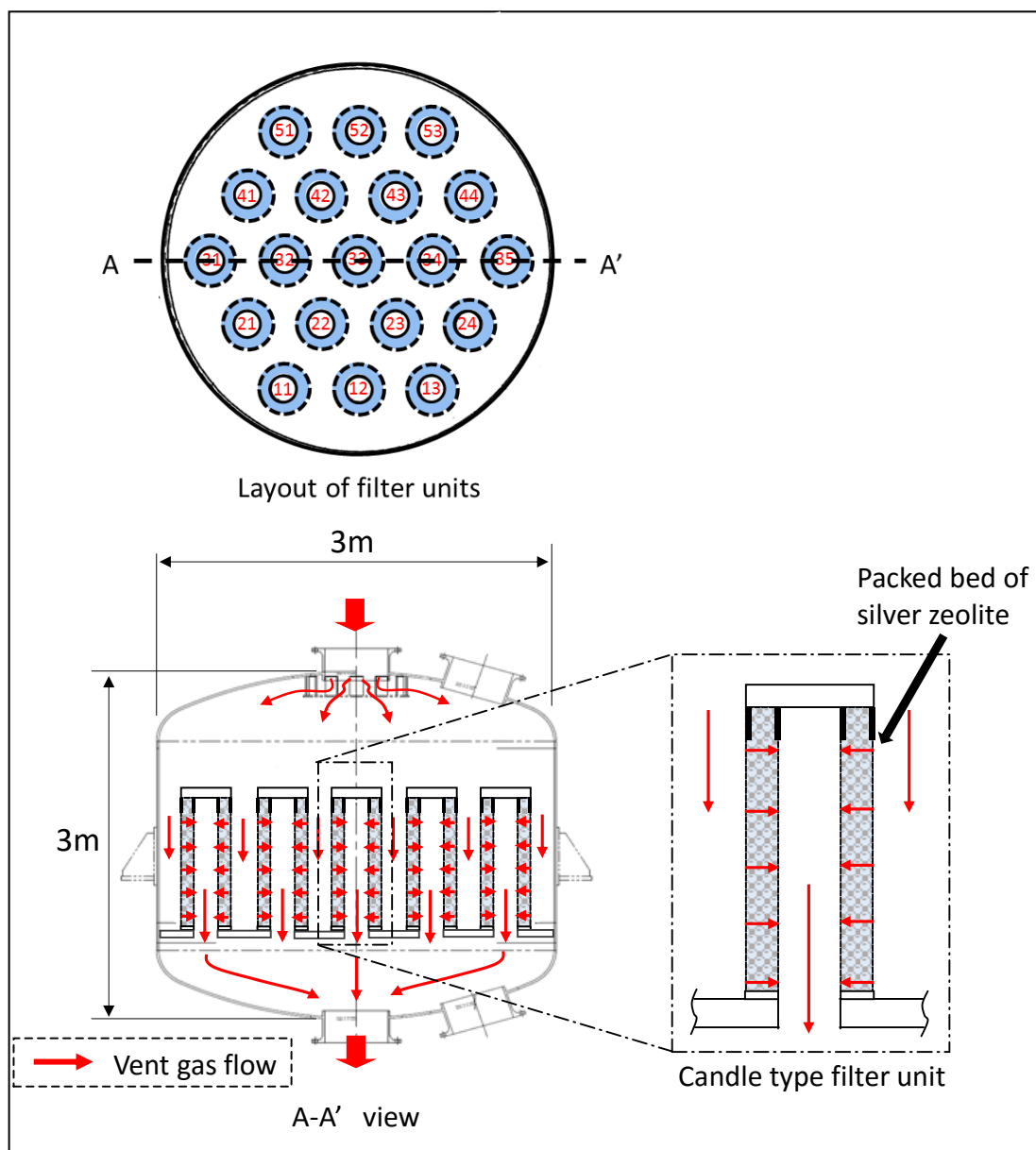


Fig. 4-2 Schematic diagram of the organic iodine filter. Nineteen candle type filter units, of which identification numbers are written in this figure, are installed in a filter vessel.

有機ヨウ素フィルタを追加した FCVS の系統概要を Fig. 4-3 に示す。有機ヨウ素フィルタは、前章で検討した FCVS フィルタ装置の下流に、2 台並列で設置される。FCVS は重大事故で使用する設備であり、全交流電源喪失状態でも弁を人力操作で開けるだけで所定の性能を発揮する必要がある。したがって、ファン等の動的機器を用いた流量一定制御ができないことから、系統の流量や

温度は使用中に大きく変化する。また、銀ゼオライトが湿り度の高い蒸気に触れて、性能が低下するのを防止する必要があるが、電気ヒータ等を用いることができないので、有機ヨウ素フィルタの上流配管にオリフィスを設けて断熱膨張させ、適切な露点温度差を持たせる。なお、有機ヨウ素フィルタの上流に設置される FCVS フィルタ装置内には、前章で検討したように、デミスタ機能を有する金属フィルタを設置しており、FCVS フィルタ装置からのガスに液滴が随伴されることを防止できる設計にしている。

有機ヨウ素フィルタの下流には、差圧 100 kPa で作動する圧力開放板を設ける。この圧力開放板を境界として、それより上流側は格納容器を含め、待機時に窒素ガスを封入しておく。これによって、ベント初期に冷えている配管内で蒸気が凝縮し、高濃度になった水素が配管内で酸素と接触して燃焼することを防ぐ。

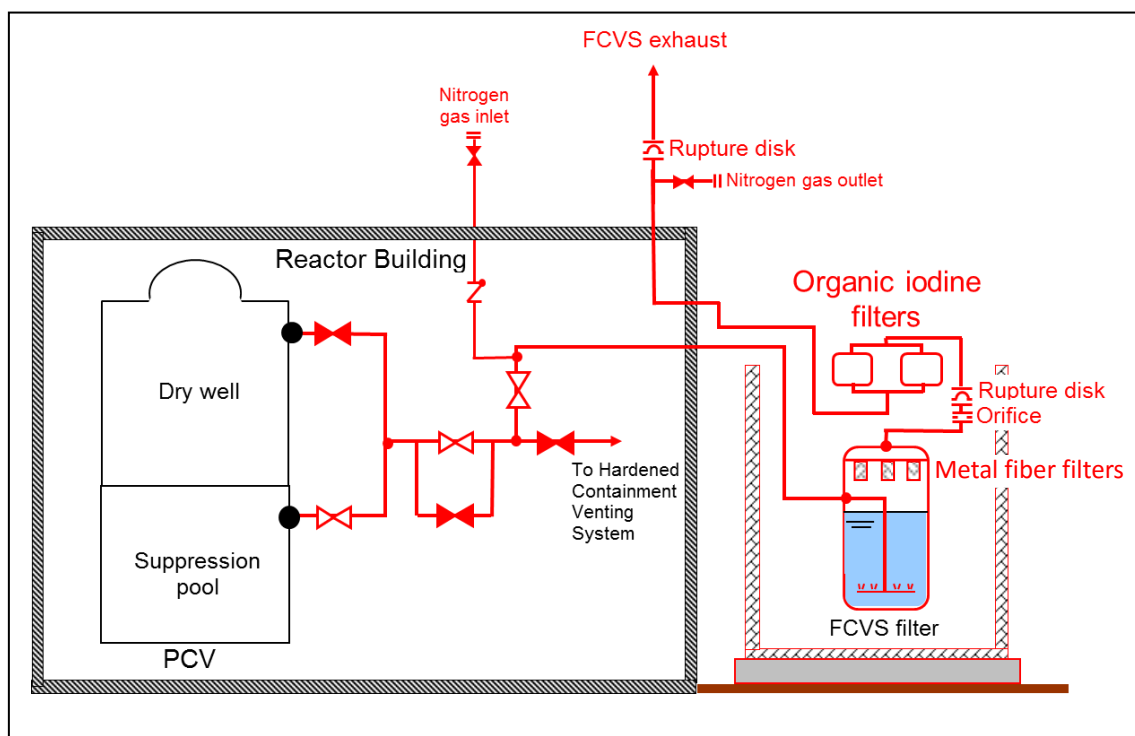


Fig. 4-3 Basic system configuration of the filtered containment venting system with organic iodine filters.

これに加えて、有機ヨウ素フィルタと FCVS フィルタ装置の間にも差圧 100 kPa で作動する圧力開放板を設けた。これは銀ゼオライトを、待機時に乾燥状態に保つためである。ベント初期には銀ゼオライトと蒸気に温度差があることから、銀ゼオライト表面で凝縮した水がヨウ素吸着性能を一時的に低下させる。しかしながら、銀ゼオライトを乾燥させておくと、水分子がゼオライトに吸着される際の水和熱で銀ゼオライトが発熱し、その影響を緩和することが期待できる。

4. 2. 2 有機ヨウ素フィルタの設計条件

上述の設備構成において、有機ヨウ素フィルタに課せられる設計条件を Table 4-1 に示す。

Table 4-1 Design conditions of the organic iodine filter
for an ABWR plant

	Design conditions
Maximum design pressure (kPa [gage])	250
Maximum design temperature (°C)	200
Maximum design gas flow rate as 100% steam condition (kg/s)	31.6
Decontamination factor	50
Maximum load of organic iodine (kg as CH ₃ I)	1.3
Maximum volume concentration of organic iodine (vol ppm)	40

格納容器は機能維持の観点からの限界圧力、限界温度の条件を超過しないようにベントが開始される。格納容器から有機ヨウ素フィルタに至るまでには、配管、弁、FCVS フィルタ装置等の圧力損失要素があることから、有機ヨウ素フィルタ部の圧力は、格納容器の圧力より低くなる。そこで、FCVS 系統の圧力損失を計算し、有機ヨウ素フィルタ部に発生すると考えられる最大圧力を上

回るように、有機ヨウ素フィルタの最高使用圧力を設定した。具体的には、FCVS 系統の配管を区間に分け、格納容器から順に、風上区間の圧力・温度より計算されるベントガス密度を用い、計算区間のベントガス流速を算出する。そのベントガス流速と、計算区間に設置される配管（配管長・エルボ・ティ）、弁、FCVS フィルタ装置、有機ヨウ素フィルタ等の圧力損失係数（機器仕様書、後述のフィルタユニット試験結果、ならびに機械工学便覧⁴⁻⁵⁾より導出）により局所圧力損失値を評価し、それらを足し合わせることで計算区間のトータル圧力損失を評価する。これを格納容器から排気口まで評価することで、FCVS 系統全体の圧力分布や、有機ヨウ素フィルタ部の圧力を算出する。ここで、有機ヨウ素フィルタに最大の圧力が発生する際の条件として、格納容器が限界圧力で、経路内に設置される弁を全て全開として、FCVS 系統の圧力損失評価をした。その結果、有機ヨウ素フィルタ部の圧力は約 200 kPa[gage]となったことから、有機ヨウ素フィルタの最高使用圧力は、それを上回るように、250 kPa[gage]とした。一方、最高使用温度は、格納容器の条件にあわせて 200℃とした。

重大事故時に原子炉内のヨウ素が格納容器へ全量放出され、米国原子力規制委員会の Regulatory Guide 1.195⁴⁻⁶⁾に従って、その 4%が格納容器内で有機物と反応して有機ヨウ素になると仮定すると、その量はヨウ化メチル換算で約 1.3 kg となる。なお、Soffer ら⁴⁻⁷⁾や Beahm ら⁴⁻⁸⁾によれば、格納容器内の水をアルカリ性に保つ場合に、有機ヨウ素は事故時に原子炉一次系から放出される全ヨウ素の 0.15%以下に抑制されるとされており、pH 制御システムの開発が進められているが⁴⁻⁹⁾、有機ヨウ素フィルタ単体でも十分な性能を発揮できるようにするため、ここではその効果を見込まないこととした。格納容器内での有機ヨウ素の分布には不確かさが大きいことから、保守的に有機ヨウ素濃度を高く見積もるため、FCVS 配管につながる格納容器サプレッションチェンバの気相部に有機ヨウ素が全量存在すると仮定すると、ベント直前の条件で有機ヨウ素の体積濃度は約 40 volppm となる。

有機ヨウ素フィルタに流入するベントガスは、ベント開始以降、流量やガス組成等が変化する。炉心損傷を伴う重大事故の代表ケースとして、大口径配管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を重ね合わせたシナリオの事故解析を MAAP コードで行い、有機ヨウ素フィル

タに流入するベントガスの条件を算出した。その結果は Table 4-2 に示すとおりで、これらの条件を有機ヨウ素フィルタの運転範囲として考慮する。接触時間はガスが銀ゼオライト充填層を通過する時間で、空間速度 SV[s⁻¹]の逆数として次式によって与えられる。

$$1/SV = V_{AgX}/Q \quad (4-1)$$

ここで、V_{AgX} は銀ゼオライト充填層の体積[m³]、Q は充填層を通過するガスの流量[m³/s]である。

ベントガスの組成は、初期には格納容器に充填されていた窒素と、事故発生後に蓄積された水素の割合が高く、それらが排出された後は水蒸気がほぼ 100% になる。水素は銀イオンを還元してヨウ素吸着性能を低下させる可能性があり、試験によって影響を確認する必要がある。一方、これらの主要成分以外に銀とヨウ素の結合を阻害する可能性があるものとして、電気ケーブル被覆材の加硫処理に由来する硫黄がある。仮に硫化水素が発生すると、銀と化学反応することでヨウ素と銀の化学反応を阻害し、二酸化硫黄が発生すると、ゼオライトに物理吸着することで反応を阻害する可能性がある。しかし、有機ヨウ素フィルタ上流に設けられる FCVS フィルタ装置内のスクラバ水をアルカリ性に保つことで、それらが格納容器内で発生してもスクラバ水に吸収されるため、有機ヨウ素フィルタのガス条件としては考慮不要と判断した。

Table 4-2 Gas conditions in the packed bed of silver zeolite for an ABWR plant

	Vent startup	One week after continuous venting	One month after continuous venting
Volumetric flow rate (m ³ /s)	16.1	6.65	3.83
Contact time (s)	0.222	0.539	0.934
Difference between gas temperature and dew point (K)	82.3	8.6	7.3
Gas composition other than organic iodide	Steam 10% Hydrogen 30% Nitrogen 60%	Steam 100%	Steam 100%

4. 3 有機ヨウ素フィルタの性能検証試験

4. 3. 1 有機ヨウ素吸着試験

(1) 試験装置の概要

銀ゼオライトによる有機ヨウ素の除去性能を、試験によって確認した。Fig. 4-4 に試験装置の概要を示す。試験では有機ヨウ素の代表として、ヨウ化メチルを用いた。ヨウ化メチルは揮発性が高いことから、事故時にガス状で放出されるヨウ素として主要なものと考えられ、かつ分子が小さくて捕捉が難しいため、これを代表とすることは保守的と考えられており、原子力発電所の非常用ガス処理系の活性炭性能検査にも用いられている。

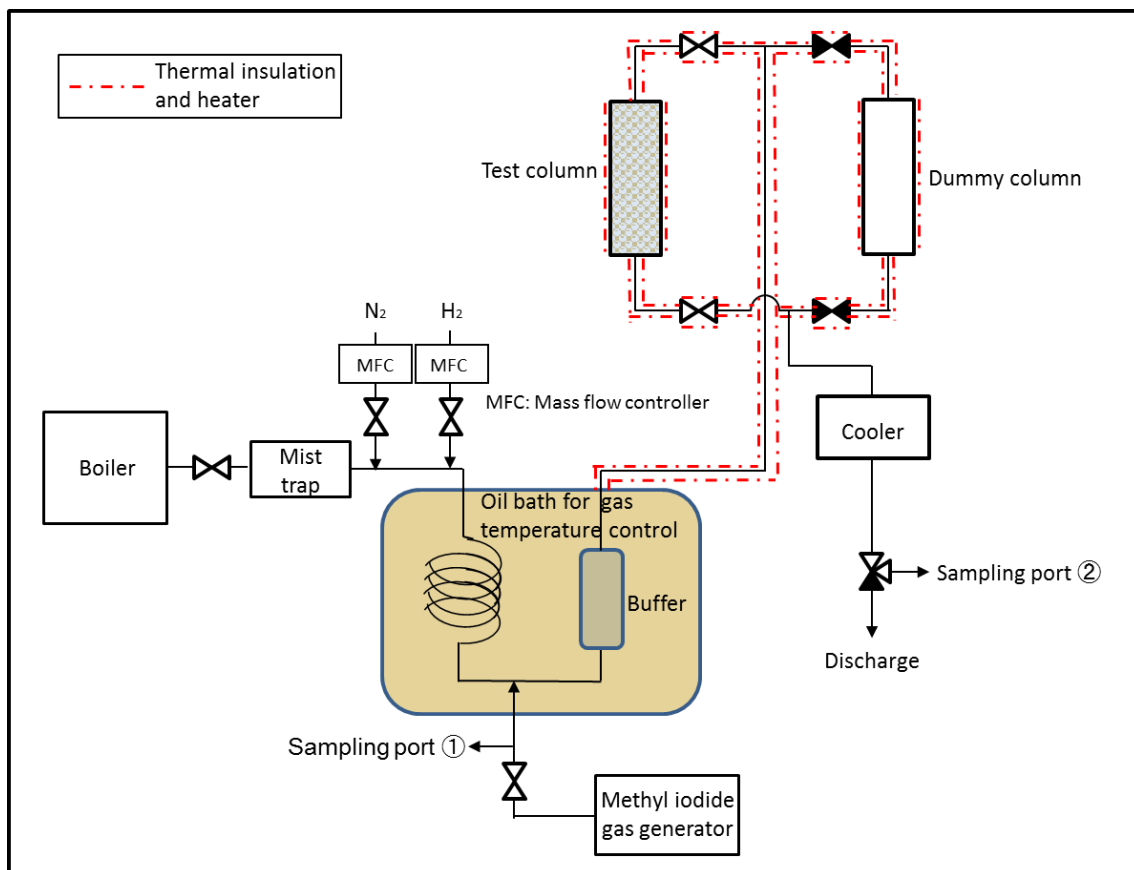


Fig. 4-4 The test facility for methyl iodide absorption performance of the silver zeolite.

ヨウ化メチルガス発生装置から供給されるガスは、ボイラからの蒸気と混合されて、銀ゼオライトを充填した試験カラムに導入される。試験カラム上流の配管にはガス注入口を設け、水蒸気以外のベントガス成分である水素や窒素を必要に応じて注入してガス組成を調整できるようにした。

銀ゼオライトを充填する試験カラムの設計にあたっては、充填層内をガスが通過する際の移流拡散が実機の状態を模擬できるようにした。実機キャンドルユニットにおいて、ガスはユニット内外の圧力差によって、Fig. 4-2 に示すように外側から内側に流れると考えられる。この流れ方向を x 軸とすると、銀ゼオライト充填層内のヨウ化メチル濃度は、次の一次反応を伴う移流拡散方程式で表わすことができると考えられる。

$$\frac{\partial c}{\partial t} + u \frac{\partial c}{\partial x} = D_x \frac{\partial^2 c}{\partial x^2} - kc \quad (4-2)$$

ここで、 c はヨウ化メチルの濃度[-]、 u はガス速度[m/s]、 D_x は x 方向の混合拡散係数[m²/s]、 k は銀ゼオライトによる吸着の総括反応速度定数[s⁻¹]である。充填層入口から出口の長さを L 、入口濃度を c_0 として、(4-2)式の両辺に L/u をかけ、さらに $X = x/L$ 、 $C = c/c_0$ を用いて無次元化することで、次式を得る。

$$T \frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial C}{\partial X} = \frac{1}{Pe} \frac{\partial^2 C}{\partial X^2} - kTC \quad (4-3)$$

ただし、 Pe はペクレ数 ($Pe = uL/D_x$)、 T は充填層のガス接触時間 ($T = L/u$) である。この式から、実機と同一の銀ゼオライトを実機と同一の充填率で試験カラムに充填することによって、 D_x と k を実機と同等にするとともに、 L と T について、試験装置と実機を合わせることで、試験における実機模擬性が確保できることがわかる。具体的には、ボイラの蒸気量が調節できる範囲で、試験カラムでの線速度が実機の運転範囲を模擬できるようにカラム内径を決めるとともに、試験カラムの充填層厚さを実機キャンドルユニットの充填層厚さと同じにした。なお、ガスの温度と圧力の影響については、試験において確認することとした。

このようにして設計した試験カラムは、流れ方向の移流拡散を模擬する

ものだが、流れに直交する方向の寸法（実機ではキャンドルユニットの充填層高さ、試験では試験カラムの径）が異なることの影響は、次のように考える。まず、充填層内は小径のゼオライト粒子で満たされており、その整流効果によって充填層を通過するガス流速には、流れと直交する方向の位置の大部分において、大きな差が生じることはないと考えられる。このことは、後述するフィルタユニット試験で確認する。ただし、このような充填物のある流路では壁近傍で流速の増加が考えられるが、これは局所的に接触時間が短い領域が生じることとなり、吸着性能を低下させる方向に作用する。実機キャンドルユニットでは充填部分の上端と下端に壁が存在し、試験カラムではその内面が壁となるが、両者の壁面積と充填層体積の比率を比べることにより、実機キャンドルユニットの方が壁の影響がより小さいと考えた。したがって、試験カラムで確認する吸着性能は実機よりも保守的なものになる。また、このことから、試験で確認する吸着容量をもとに、実機と試験体との銀ゼオライト質量比を掛けることで、実機の吸着容量を保守的に推定することが可能と考えられる。

試験装置に供給されるヨウ化メチルの濃度は、採取口①から試料を採取してガスクロマトグラフ（GC-FID：島津製作所製 GC-14B、検出下限濃度 2.3 volppm）による分析で確認した。一方、試験カラムを通過したガスは窒素希釈され、冷却トラップを通過後に採取口②から採取されたガスと凝縮水の両方を試料として GC-FID による分析を行った。この分析値と蒸気流量から、出口濃度を算出した。なお、蒸気流量は凝縮水の重量から算出した。

(2) 基本性能の確認

銀ゼオライトによる有機ヨウ素除去の基本性能を確認する目的で、ベント初期を除く定常的なベント状態を模擬する試験を実施した。その試験条件を Table 4-3 に示す。

Table 4-2 に示す条件に対して、実機の設計では、のちに 4. 3. 2 項 (2) で検討するように、フィルタ内の流速分布のばらつき等を考慮して、接触時間が 0.188 秒以上で性能を確保することが必要である。本試験での接触時間は、より保守的な短い時間にすることを条件に蒸気流量を調節し、約 0.12 秒から約 0.15 秒程度の間に設定した。このうち、試験 A-1 と試験 A-3 を比較することによっ

て、ガス流速の影響が把握できる。試験 A-3 はガス流速が遅く、これによって接触時間が長くなるが、一方で流速低下に伴ってオリフィス部での蒸気過熱度が低下することを考慮した露点温度差設定になっている。

ヨウ化メチル濃度は、Table 4-1 に示す実機想定の最大値である約 40 volppm に余裕をみて約 50 volppm に設定することを基本とし、試験 A-2 では濃度を約 2 倍の 116 volppm まで増加させた。これにより、試験 A-1 と試験 A-2 を比較することで、吸着性能に対する濃度の影響を把握できる。

試験 A-4 は実機のベント初期に近い温度、圧力設定である。格納容器ベントを行った直後は、Table 4-2 に示すとおりベントガス組成に占める水素と窒素の割合が高いが、仮にこれらが速やかに排出されて、水蒸気が 100%になった場合の温度と圧力の条件に相当する。試験 A-1 と試験 A-4 を比較することにより、温度と圧力の影響が把握できる。

また、ベントの定常状態で銀ゼオライトはベントガスと同温であり、過熱蒸気が通気されていることから湿潤していないと考えられる。したがって、試験においてガス流入前の銀ゼオライトは乾燥状態とし、ベントガスと同温になるように試験カラムの外からヒータで予熱したのちにガスを流入させた。

Table 4-3 Test cases for methyl iodide absorption of silver zeolite simulating steady vent conditions

Test Number	A-1	A-2	A-3	A-4
Contact time (s)	0.121	0.119	0.151	0.134
Methyl iodide concentration (vol ppm)	55	116	48	57
Difference between gas temperature and dew point (K)	9.1	10.6	8.5	12.5
Gas pressure (kPa [gage])	8.1	8.4	5.6	250.4
Gas composition other than methyl iodide	Steam 100%	Steam 100%	Steam 100%	Steam 100%
Temperature of silver zeolite before testing	Preheated to the gas temperature	Preheated to the gas temperature	Preheated to the gas temperature	Preheated to the gas temperature
Absorbed methyl iodide before DF becomes less than 50 (mg)	1637	1644	2431	1985
Ratio of silver reacted with iodide (%)	6.1	6.1	9.0	7.4
Evaluated allowable load of methyl iodide on two organic iodine filters for a plant (kg)	131.0	131.5	194.5	158.6

DF: Decontamination Factor.

Fig. 4-5 から Fig. 4-8 に各条件での試験開始からの入口濃度、出口濃度、ヨウ化メチル除去率の推移を示す。開始から暫くは出口濃度が検出限界値以下の状態が続くが、やがて出口濃度が上昇を始め、ヨウ化メチル除去率も低下する。

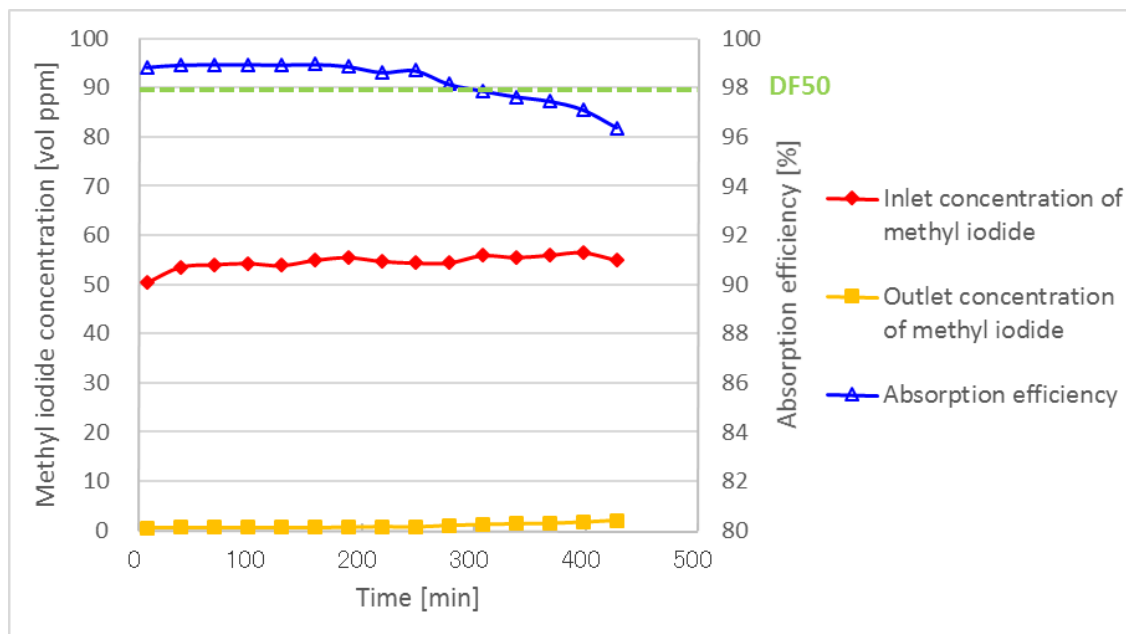


Fig. 4-5 Results of methyl iodide absorption performance test A-1. Test conditions are listed in Table 4-3 as test number A-1.

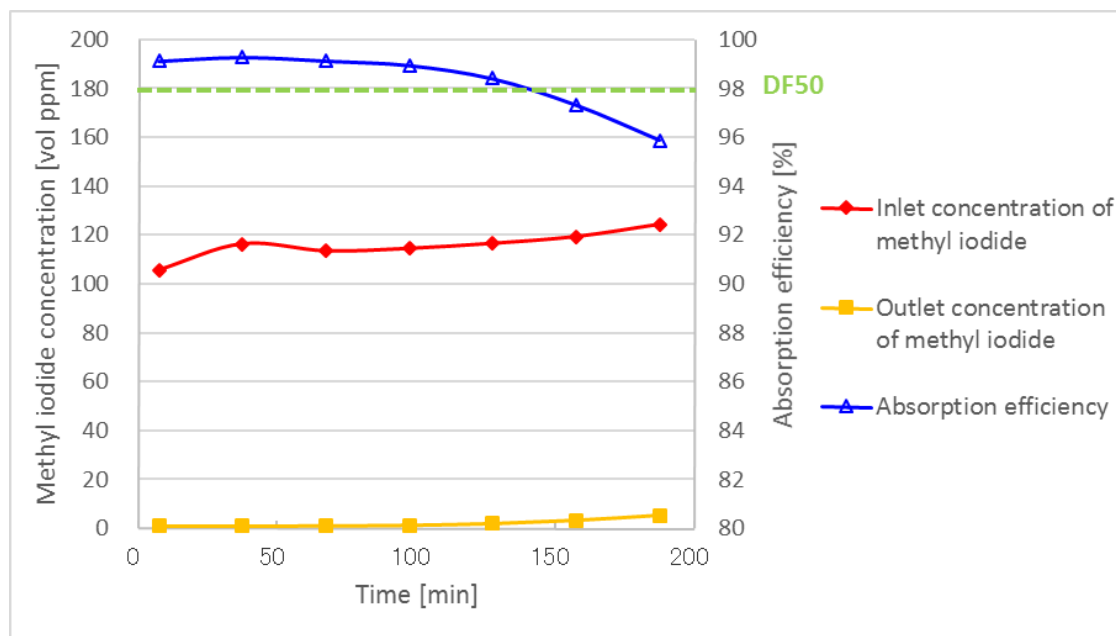


Fig. 4-6 Results of methyl iodide absorption performance test A-2. Test conditions are listed in Table 4-3 as test number A-2.

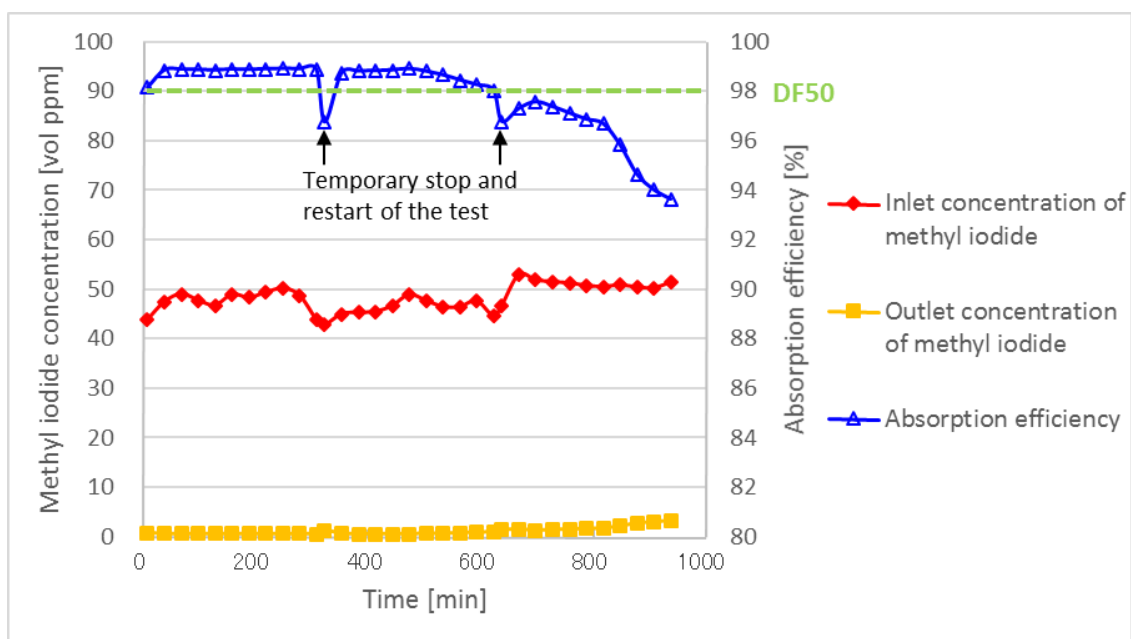


Fig. 4-7 Results of methyl iodide absorption performance test A-3. Test conditions are listed in Table 4-3 as test number A-3. Performance drops were observed when the test was suspended and resumed because residual methyl iodide was measured at the outlet. This was not considered as relevant to the performance of silver zeolite.

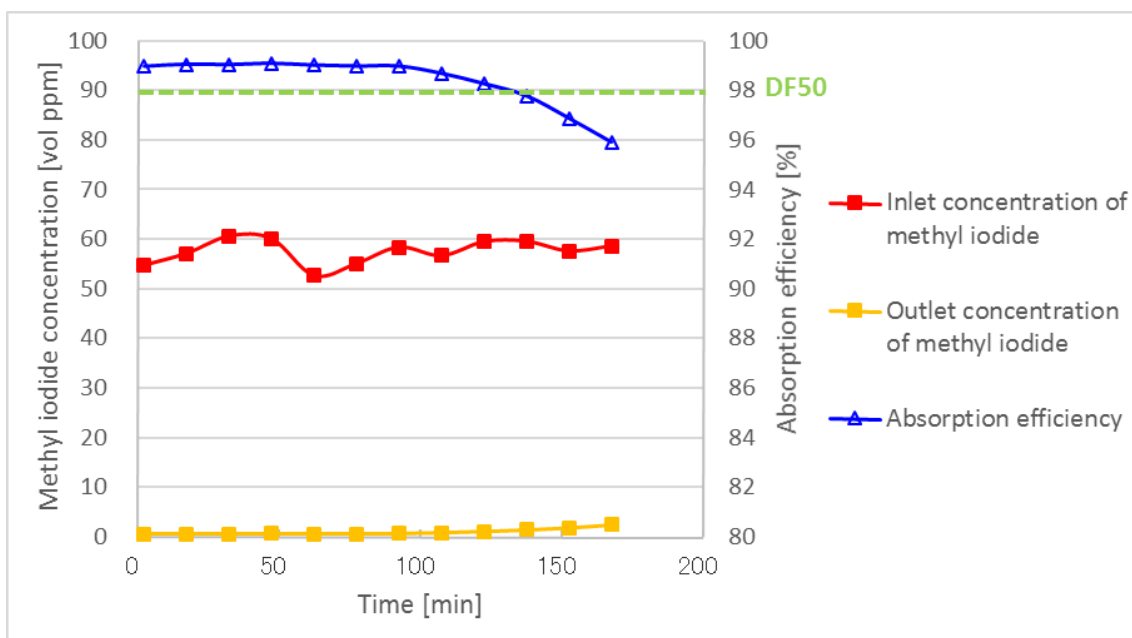


Fig. 4-8 Results of methyl iodide absorption performance test A-4. Test conditions are listed in Table 4-3 as test number A-4.

Table 4-3 には、各試験条件において DF が設計目標とする 50 以上を維持する時間と、その間にヨウ素を吸着した銀の割合、有機ヨウ素フィルタ許容吸着量の算出結果も記載した。有機ヨウ素フィルタ許容吸着量は、DF が 50 以上を維持する期間中に、実機の有機ヨウ素フィルタに吸着される有機ヨウ素（ヨウ化メチル）の総質量（Fig. 4-3 に示すように、フィルタは 2 個並列設置されるのでその合計値）であり、次式によって算出される。

$$A = \int_0^T SI \left(1 - \frac{1}{DF}\right) dt \cdot AgX_r / AgX_t \quad (4-4)$$

ここで、A は有機ヨウ素フィルタ許容吸着量[kg]、SI は試験カラムに単位時間あたりに供給されたヨウ化メチルの質量[kg/s]、DF は除染係数[-]、 AgX_r は実機の有機ヨウ素フィルタ 2 個に充填される銀ゼオライトの総質量[kg]、 AgX_t は試験カラムに充填された銀ゼオライトの総質量[kg]、T は試験開始から DF が 50 を切るまでの時間[s]である。

この有機ヨウ素フィルタ許容吸着量が、格納容器内の有機ヨウ素量として Table 4-1 に示した約 1.3 kg を上回れば、有機ヨウ素の全量を DF50 以上で処理できることになる。Table 4-3 に示すとおり、4 つの試験条件の全てがこの条件を満たしており、ベントの定常状態において銀ゼオライトが十分な有機ヨウ素吸着性能を有していることが確認された。

また、銀ゼオライト中の銀イオンのうち、ヨウ素の吸着に寄与するのは、Table 4-3 に示すように 10%以下である。銀ゼオライト表層はガスに接触しやすいため、銀イオンとヨウ化メチルの反応が進むものの、表層以下では、銀ゼオライト内部にヨウ化メチルが拡散する速度に反応が支配され、内部深くの銀イオンが反応に寄与しないためと考えられる。

一方、個々の試験ケースを比較すると、Fig. 4-5 と Fig. 4-6 の比較からは、有機ヨウ素濃度の影響が把握できる。すなわち、Fig. 4-5 のケースより濃度が約 2 倍である Fig. 4-6 のケースでは、除去率が早く低下し始め、DF が 50 以上を維持できる時間がほぼ半減している。ただし、両試験条件で反応に寄与した銀の割合は等しく、有機ヨウ素フィルタ許容吸着量の算定値も同等である。

Fig. 4-5 と Fig. 4-7 の比較からは、接触時間が短いほど早く除去率が低下し始

めること、ならびに除去率に対して接触時間の感度が高いことがわかった。

各試験ケースの接触時間と(2)式による許容吸着量の関係を、Fig. 4-9 に示す。DF が 50 以上を維持している間に吸着できるヨウ化メチルの量は、試験圧力を変えたケース（Table 4-3 に示す試験番号 A-4、Fig. 4-8）の場合を含め、接触時間が長いほど増加している。

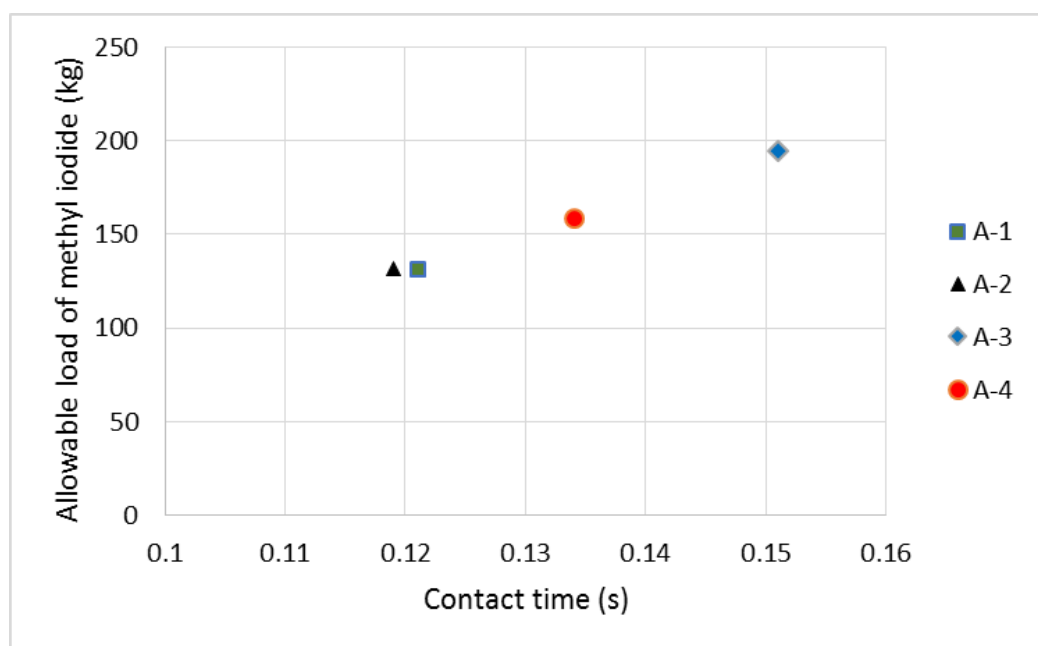


Fig. 4-9 Relationship between contact time and allowable load of methyl iodide on two organic iodine filters for a plant. The conditions of test cases A-1 to A-4 are listed in Table 4-3.

(3) 吸着状態の安定性確認

次に、吸着状態の安定性を把握する目的で、吸着後の銀ゼオライトを加熱してヨウ素が離脱するか確認した。この試験には、Table 4-3 に示す A-3 の試験後の銀ゼオライトを試料として用いた。この銀ゼオライトの DF が 50 を維持している間に、試験カラム内に充填された 50 g の銀ゼオライトに吸着されたヨウ化メチルの総量は Table 4-3 に示したが、試験終了までに吸着された総量は 3678 mg だった。この試験カラムから取り出した銀ゼオライトの粒の中から目視で黄色く変色していることが確認できるものを 2.5 g 採取して、Fig. 4-10 に示す装置の反応容器に入れた。ヨウ化メチルが銀ゼオライトに均一に吸着されていた場

合には、この試料 2.5 g にヨウ化メチルが 184 mg 吸着されていたことになるが、黄色く変色した度合いがゼオライト毎に異なっていたことから、比較的強く変色していたものを選んで試料とした。したがって、少なくとも平均値である 184 mg 以上のヨウ化メチルが、この試料には吸着されていたと考えられる。

次に、水素ガスを流しながら 100℃まで試料温度を上昇させて 30 分保持し、それ以降は 100℃単位での温度上昇と 30 分保持を繰り返した。反応容器を通過したガスは、①のサンプリング口からマイクロシリンジで採取され、GC-FID でヨウ化メチル濃度が測定された。また、②の純水によるガス捕集と③のチオ硫酸ナトリウム溶液によるガス捕集を行い、それぞれイオンクロマトグラフィ（IC：日本ダイオネクス製 ICS-2000、検出下限濃度 0.2 mg/L）によってヨウ素イオン分析を行った。さらに、④でガスを全量捕集し、検知管（ガステック製 9L、検出下限濃度 0.2 volppm）で I₂ の濃度を分析した。

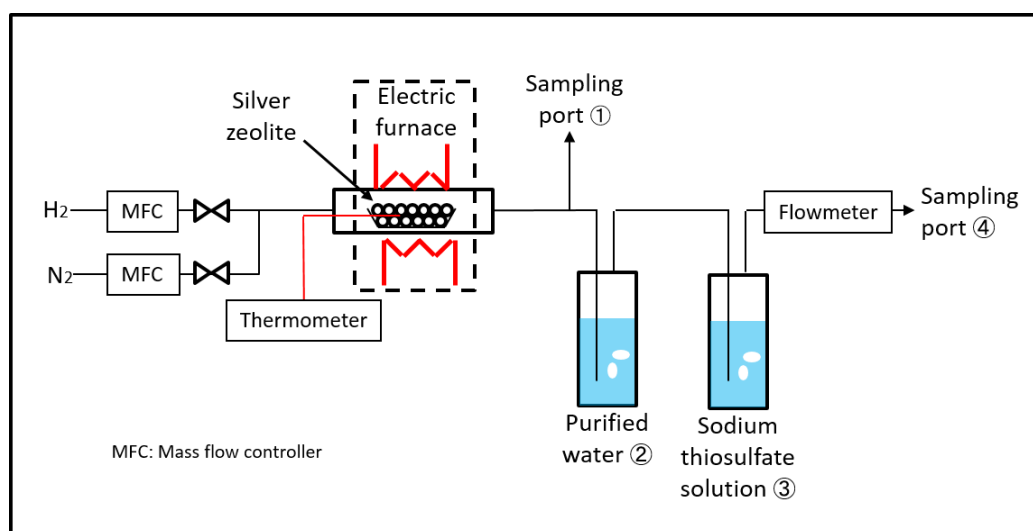


Fig. 4-10 The test facility for iodide desorption from the silver zeolite.

この試験において、銀ゼオライト試料が 300℃～400℃に昇温する過程で、①で採取されたガスからヨウ化メチルが検出された。その濃度から算出されたヨウ化メチルの総量は 0.04 mg だった。このヨウ化メチルは銀イオンと化学反応せずに、ゼオライトに物理吸着していたと考えられるが、その量はこの試料に吸着されたヨウ化メチルの総量である 184 mg の 0.02%と極めて小さかった。したがって、銀ゼオライトに吸着された大部分のヨウ素は銀と化学反応しており、

安定的に保持されていると考えられる。なお、加熱によって放出されたヨウ化メチルはガス中に移行するが、実機の場合には銀ゼオライト充填層内を流れる間に再結合することが考えられるため、現実的に再放出の問題は生じないと考えられる。

一方、純水のイオン分析からは銀ゼオライト温度が 400℃以上で、I⁻ が検出された。これがヨウ化メチル由来とすると、その総量はヨウ化メチル 10.3 mg に相当し、吸着総量の 5.6%が脱離したことになる。さらに、チオ硫酸ナトリウム溶液からは、ヨウ化メチルにして 1.0 mg 相当の I⁻ が検出された。ガスバックからは I₂ が検出され、総量は 0.07 mg だった。これらの合計は①で検出されたヨウ化メチル濃度から推定された総量より多く、水素雰囲気での加熱によってヨウ化銀が還元され、脱離したヨウ素が検出されたものと考えられる。

Fig. 4-3 に示すように、有機ヨウ素フィルタの上流に FCVS フィルタ装置があり、スクラバに核分裂生成物が捕集され、水の放射線分解が起きると水素が発生し、有機ヨウ素フィルタに流入する可能性がある。ただし、このフィルタ装置はスクラバ水を格納容器に排出し、新たに水張りすることができる設計になっている。したがって、適切なタイミングでスクラバ水の入れ替えを行うことによって水素発生を抑えること、それまでの期間は有機ヨウ素フィルタに窒素ガスを送気して、水素濃度の低下と銀ゼオライトの冷却を行う等の運転管理が必要である。

(4) ベント初期条件での性能確認

ベント初期にはベントガスに含まれる水素の影響や、銀ゼオライト表面で蒸気が凝縮することによる影響で、銀ゼオライトのヨウ素吸着性能が低下する可能性がある。そこで、Table 4-4 の条件で試験を行い、ベント開始から定常に至るまでの過渡条件での性能を確認した。

Table 4-4 Test cases for methyl iodide absorption of silver zeolite simulating vent startup conditions

Test Number	B-1	B-2
Contact time (s)	0.173	0.166
Methyl iodide concentration (vol ppm)	126	120
Gas temperature (°C)	101	101
Gas pressure (kPa [gage])	15.9	10.2
Gas composition other than methyl iodide	Steam 10% Hydrogen 30% Nitrogen 60%	Hydrogen 33% Nitrogen 67%
Temperature of silver zeolite before testing	Room temperature	Room temperature
Absorbed methyl iodide before DF becomes less than 50 (mg)	479	1109
Ratio of silver reacted with iodide (%)	1.8	4.1
Evaluated allowable load of methyl iodide on two organic iodine filters for a plant (kg)	38.3	88.7

DF: Decontamination Factor.

二つある試験条件のひとつ（B-1）は、MAAP 解析から得たベント開始時の格納容器内ガス組成を再現するものである。この組成のガスが FCVS の系統に流入することになるが、有機ヨウ素フィルタ上流にある FCVS フィルタ装置内のスクラバ水温度が低い間は、スクラバ通過中に蒸気が凝縮することで、高濃度の水素が有機ヨウ素フィルタに流れ込む可能性がある。そこで、ベントの極めて初期において蒸気がスクラバで完全凝縮することを仮定して設定したのが、もう一つの試験条件（B-2）である。

Fig. 4-11 と Fig. 4-12 に各条件での試験開始からの入口濃度、出口濃度、ヨウ化メチル除去率の推移を示す。また、Table 4-4 には、各試験条件において DF が設計目標とする 50 以上を維持する時間と、その間にヨウ素を吸着した銀の割合、有機ヨウ素フィルタ許容吸着量の算出結果も記載した。いずれも Table 4-3 に示す定常状態における数値より大幅に低下しているが、DF は 50 以上が確保され、有機ヨウ素フィルタ許容吸着量も格納容器内で発生する有機ヨウ素量である約 1.3 kg を上回ることがわかり、ベント初期の過渡状態においても有機ヨ

ウ素フィルタが十分な性能を有することを確認した。

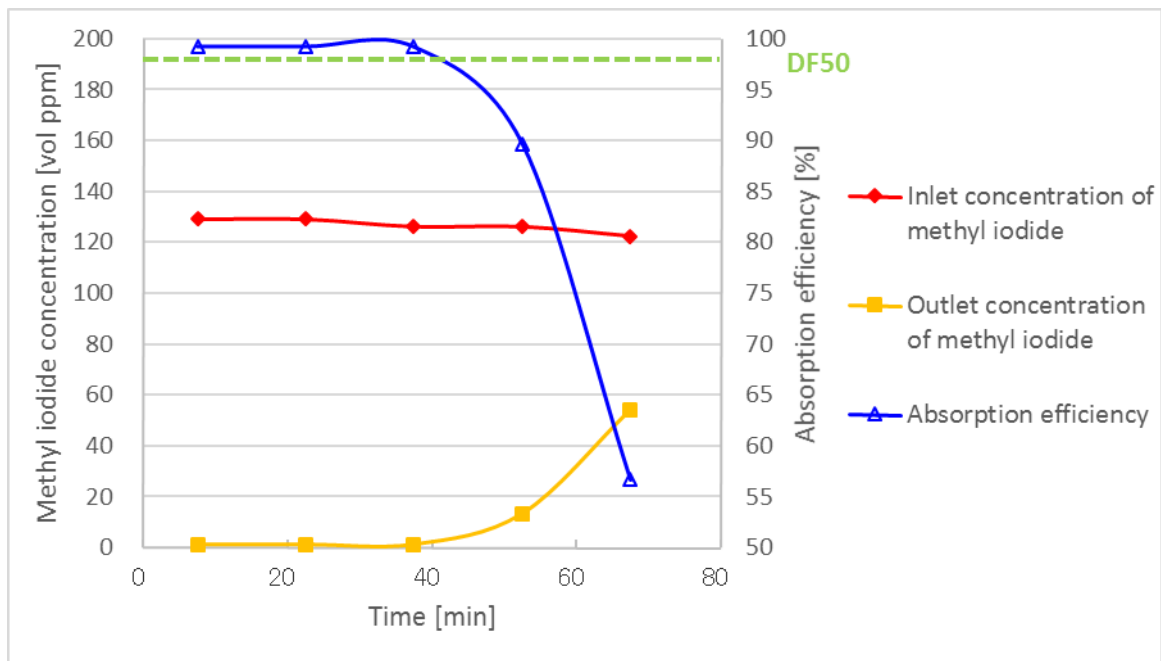


Fig. 4-11 Results of methyl iodide absorption performance test B-1. Test conditions are listed in Table 4-4 as test number B-1.

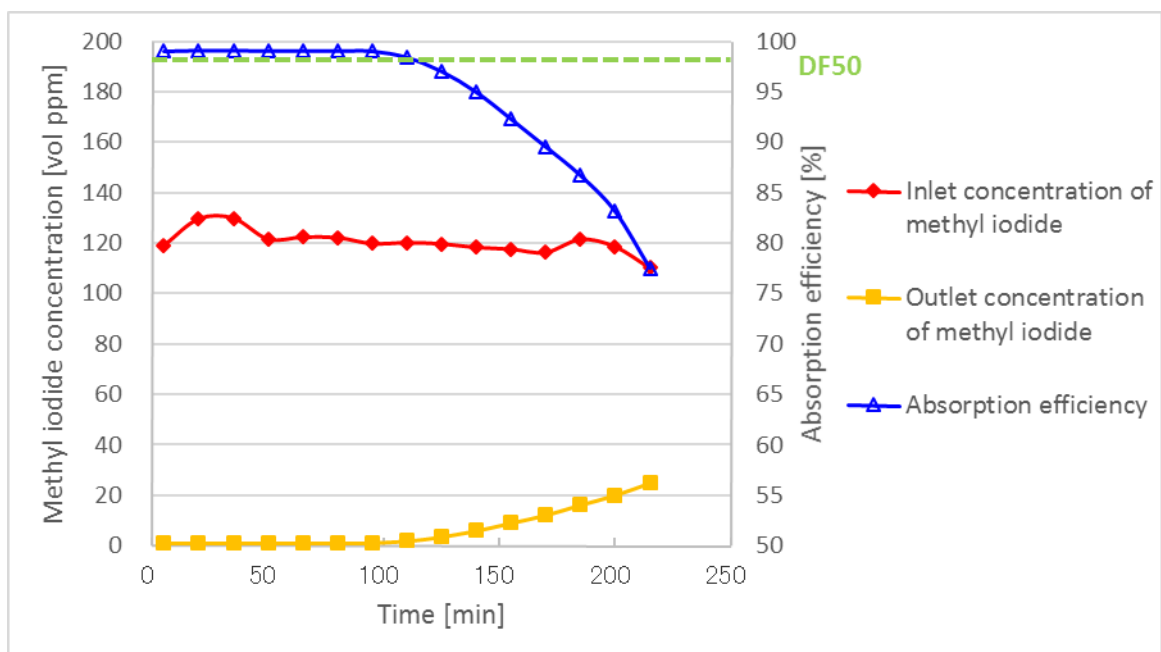


Fig. 4-12 Results of methyl iodide absorption performance test B-2. Test conditions are listed in Table 4-4 as test number B-2.

(5) ベント一時停止後の再開時における性能

前項の試験で、銀ゼオライトがベント開始時にも必要な性能を発揮することが確認されたものの、ベント開始時の蒸気凝縮が吸着性能に影響することが判った。ただし、事故後の最初のベントでは、Table 4-2 に示したとおり、最初に流れるガス組成の大半が窒素と水素で、水蒸気は 10%程度であること、ならびに初期状態で銀ゼオライトが乾燥状態であることから、この条件を模擬した前項の試験ではその影響が限定的だったと考えられる。

しかし、仮にベントを何らかの理由で一時的に停止し、再開させることを想定すると、停止時に蒸気が凝縮して銀ゼオライトが湿潤状態になり、乾燥状態で通気開始した前項の試験の条件とは異なる状態が生じる可能性がある。そこで、銀ゼオライトを湿潤させ、室温状態からガスを通気して性能を確認する試験を実施した。具体的には、Fig. 4-4 の試験装置においてヨウ化メチルを含まない蒸気を試験カラムに通気し、温度と圧力の状態が定常状態になった後に通気を停止して自然放熱させ、試験カラム内で凝縮した蒸気によって銀ゼオライトを湿潤状態にする。十分に放熱が進み、試験カラムが室温になったことを確認した後に、ヨウ化メチルを含む上記を通気して、その濃度変化等を計測した。なお、事故における二回目以降のベントではガスの主成分が水蒸気になることから、この試験では水素や窒素を混合させていない。

Table 4-5 に試験条件を示す。試験 C-1 は室温の湿潤銀ゼオライトを初期条件にすること以外は、試験 A-3 とほぼ同等の試験条件である。この試験結果を、Fig. 4-13 に示す。初期において吸着性能が低いのは、銀ゼオライトが湿潤している影響と考えられる。そののち、時間の経過とともに吸着性能が高くなり、通気開始から約 40 分以降は DF が 50 を上回って安定的な性能を示すようになった。これは、過熱蒸気が通気されることによって、銀ゼオライトに付着していた凝縮水が蒸発したためと考えられる。

つぎに、ガス流速を低下させて性能が維持できる限界条件を試験で確認した。なお、二回目以降のベントは、炉心の崩壊熱も低下していることと、ベント再開時の格納容器圧力条件を低くする運用も可能であることから、一回目のベント開始条件を適用することは必須ではない。その結果、試験 C-2 の条件までガ

ス流量を絞って接触時間を長くすることで、Fig. 4-14 に示すように通気開始から連続的に目標性能がほぼ満足できることが判った。

Table 4-5 Test conditions for methyl iodide absorption
of silver zeolite simulating vent restart

Test Number	C-1	C-2
Contact time (s)	0.152	0.388
Methyl iodide concentration (vol ppm)	56	46
Difference between gas temperature and dew point (K)	8.4	8.3
Gas pressure (kPa [gage])	5.6	8.2
Gas composition other than methyl iodide	Steam 100%	Steam 100%
Temperature of silver zeolite before testing	Room temperature	Room temperature

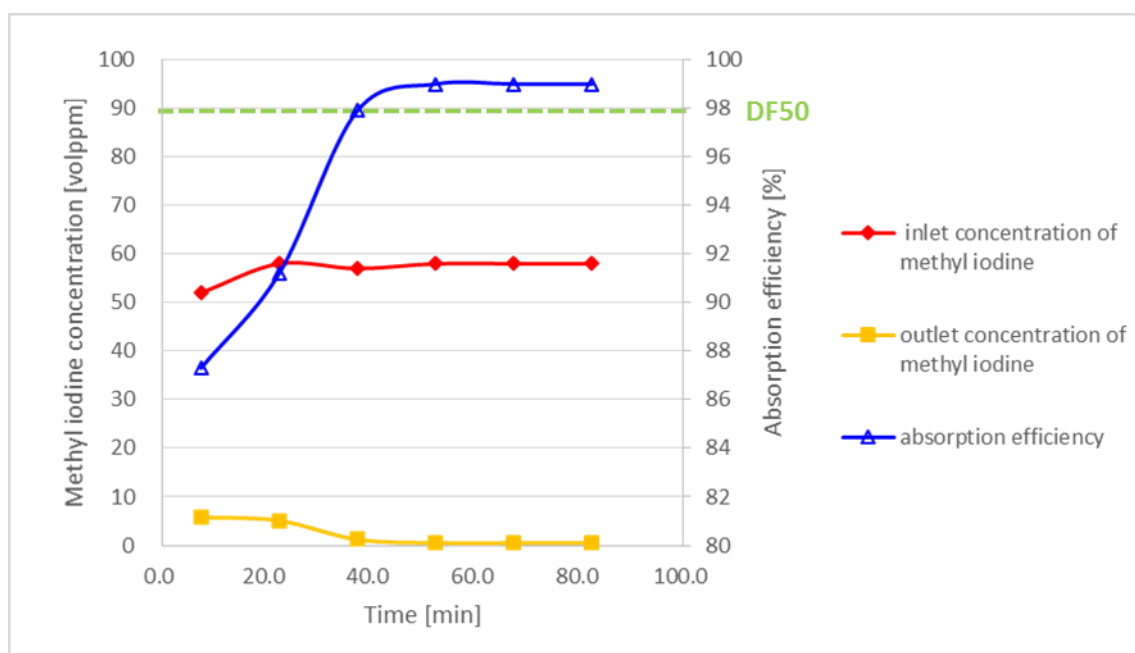


Fig. 4-13 Results of methyl iodide absorption performance test C-1. Test conditions are listed in Table 4-5.

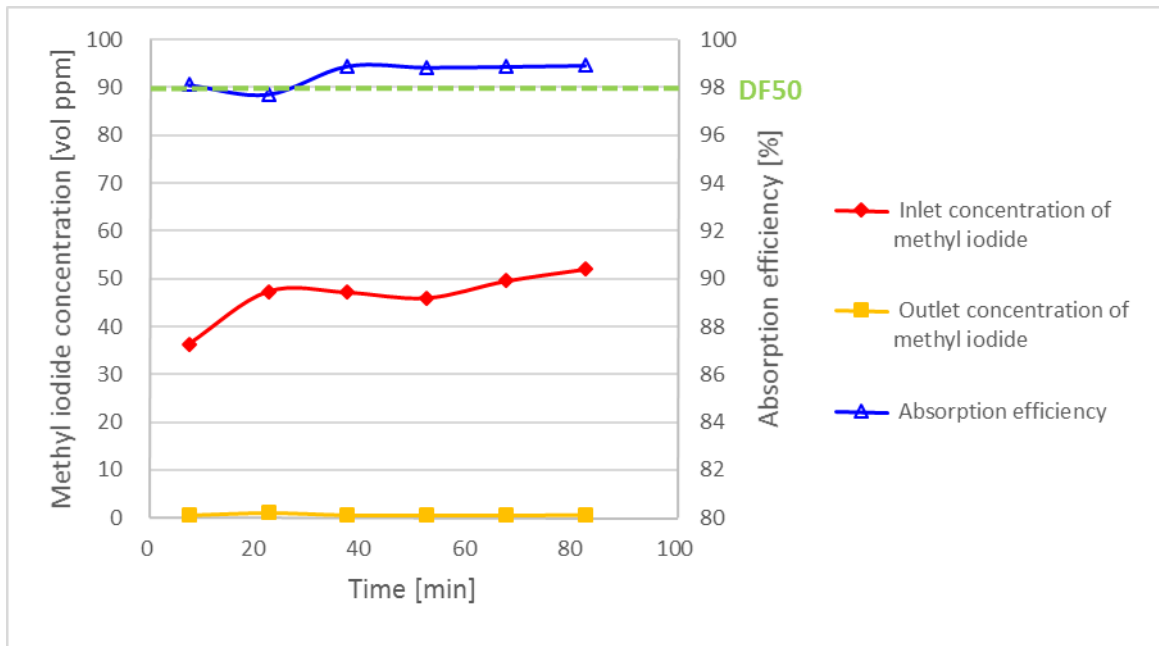


Fig. 4-14 Results of methyl iodide absorption performance test C-2. Test conditions are listed in Table 4-5.

(6) 有機ヨウ素フィルタの運用管理に関する検討

(4)の試験結果から、ベントの初期状態において銀ゼオライトが乾燥状態であることが、重要であると判った。したがって、ヨウ素フィルタの待機状態において、内部を乾燥状態に保つ管理が必要である。このため、待機状態ではフィルタ前後を低圧設定のラプチャーディスクで隔離し、内部に窒素ガスを充填して乾燥状態に保つ運用管理を行うこととした。加えて、ヨウ素フィルタ内部から銀ゼオライトを適宜取り出し、性能確認ができるようにもした。

また、(5)の試験結果から、ベント開始後に一時的にベントを止めると放熱によって蒸気が凝縮し、銀ゼオライトが湿潤状態になり、ベント再開時の吸着性能に影響があることが判った。ただし、格納容器ベントには大気をヒートシンクとして格納容器を冷却する効果を期待することから、基本的には格納容器冷却手段の復旧までベントを継続し、冷却手段復旧後にはベントが不要になる。したがって、基本的にはベントを一時停止して再開する運用は考えられない。しかしながら、何らかの理由によってベントを一時停止する際には、ベント再開時にベント系統の調整弁の開度を絞ってガスを流し始める運用手順とするこ

とが、有機ヨウ素フィルタの性能を連続的に確保するうえで有益である。ただし、この場合にも圧力上昇による格納容器の破損の防止が優先されるのであって、格納容器圧力の傾向を監視しつつ、ベントによる圧力低下傾向が確認できる範囲で、弁開度を絞る運用になる。本研究のこの知見は、ベント再開時には必ずしも弁を全開にするのではなく、圧力監視に基づく操作が有益であることを示すものである。

また、ベント後にヨウ化銀が水素で還元されると、吸着したヨウ素の数パーセントが離脱する可能性があることが、(3)の吸着安定性確認試験でわかった。ベント後には有機ヨウ素フィルタに窒素ガスを流すことと、上流の FCVS フィルタ装置のスクラバ水を格納容器に排出して水を入れ替え、水の放射線分解による水素の発生を抑制することが重要である。

4. 3. 2 フィルタユニット試験

(1) 試験装置の概要

前項までの試験から、接触時間を適切に確保することで、銀ゼオライトの充填層が DF で 50 以上の性能を確保できることが確認された。ただし、キャンドルユニットを通過するガス流速は必ずしも均一にならない可能性が考えられるため、実機と同一寸法のキャンドルユニットを用いた試験で、通過流速の分布を把握した。あわせて、キャンドルユニットの通過流量と圧力損失の関係を把握し、その特性を用いてキャンドルユニット間の流量偏差を数値解析によって評価した。

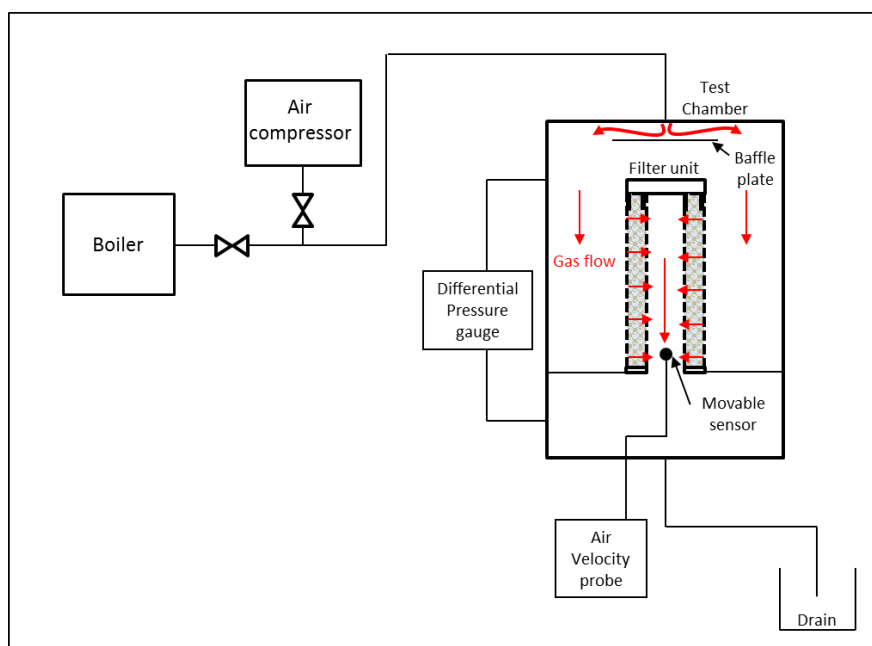


Fig. 4-15 The filter unit test facility.

試験装置の概要を Fig. 4-15 に示す。試験容器内には、実機と同一寸法のキャンドルユニットが据え付けられている。ボイラで発生された蒸気は、実機の有機ヨウ素フィルタと同様に容器上部から供給され、キャンドルユニットを外側から内側に向けて通過したのちに、容器下部から系統外へ排出される。蒸気の供給量は、実機設計におけるキャンドルユニット 1 本あたりの最大蒸気流量まで設定可能である。キャンドルユニットの内側には風速計（日本カノマックス製 0965-04）が挿入され、これを中心軸に沿って上下させて流速を計測する。これによって、キャンドルユニット内で銀ゼオライト充填層を通過したガスが、キャンドルユニット内筒を下向きに流れる速度の分布を把握することができる。なお、この風速計を用いるにあたっては、ボイラ蒸気発生量を変化させて、計算で求めた蒸気流速値と計測値が直線関係にあることを確認し、本試験範囲内で相対速度分布を把握する目的に対して有効であると判断した。

(2) 試験結果と評価

キャンドルユニット 1 本あたりの最大蒸気流量を流した際の、ガス速度分布測定結果を Fig. 4-16 に示す。なお、この図の縦軸は、キャンドルユニット出口での流速を基準にして、流速を無次元化している。キャンドルユニット内筒の

ガスの速度は下部ほど大きく、高さに応じてほぼ直線的に変化している。すなわち、キャンドルユニット内筒では充填層を通過したガスが、出口となる下部に向かってほぼ均一に加算されて直線的に増加しているのであり、キャンドルユニットの銀ゼオライト充填層を外から内に通過する流量が、ユニット内で高さによらずほぼ均一であることを示すものである。

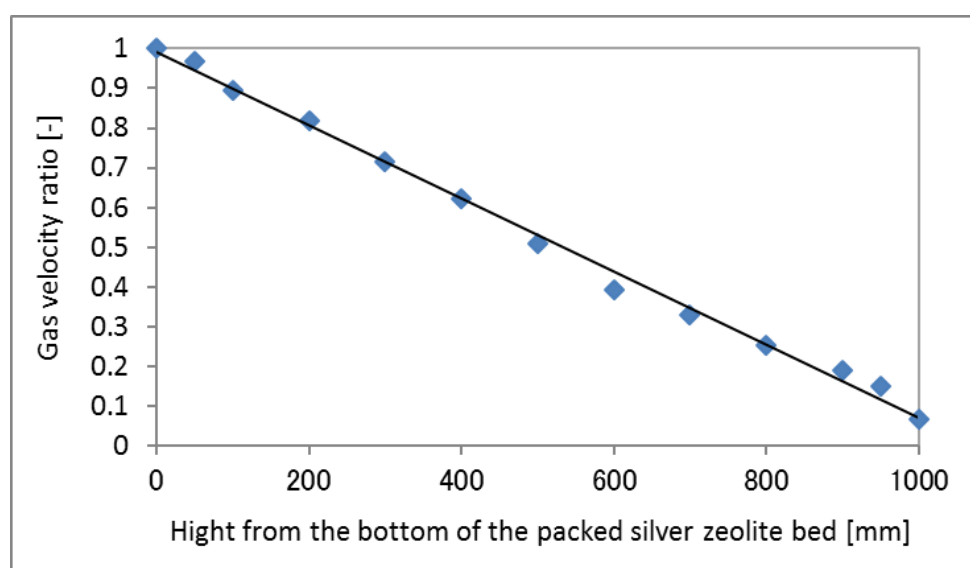


Fig. 4-16 Gas velocity distribution along the centerline of a filter unit. Gas velocity ratio is defined as the ratio of the velocity at the measured point to the velocity at the bottom of the packed silver zeolite bed.

さらに、実機では1台のフィルタ容器内に19本のキャンドルユニットが設置されるため、その流量配分について、汎用解析コード STAR-CCM+を用いた三次元流動解析から評価を行った。STAR-CCM+は、その前身の STAR-CD も含めて、流動解析において数多くの実績を有する汎用コードである。

この解析では、フィルタ容器入口配管のマッハ数が最大で約0.2であること、入口配管およびフィルタ容器内での圧力変化が5%程度で密度変化が小さいことから、質量保存式および運動量保存式は非圧縮の定常流として扱った。また、乱流モデルは RANS 型 (Realizable $k-\epsilon$ (二層型))、壁近傍の扱いは低レイノルズ型と高レイノルズ型のハイブリッドである All $y+$ モデルによる。

モデル化の範囲は、フィルタ容器1台とその出入口配管である。また、キャ

ンドルユニット試験において、銀ゼオライト充填層を通過するガスの平均速度の計算値と圧力損失の相関を求め、この特性を単位長さあたりの圧損係数が設定可能なポーラスメディアに与えることで、キャンドルユニットをモデル化した。Fig. 4-17 に解析メッシュを示す。形状追従性が良く、計算の収束性と安定性が一般に高いとされるポリヘドラルセルを採用した。さらに、壁面近傍には、適正な壁面剪断力が得られるように薄板状のプリズムセルを配置した。また、境界条件は入口配管において速度条件、出口配管において圧力条件を与えている。ベントガスの組成は、ベント開始直後の短時間を除く大部分の期間、水蒸気が大半となることから、流体は水蒸気 100%であると近似的に扱って、その物性値を与えた。

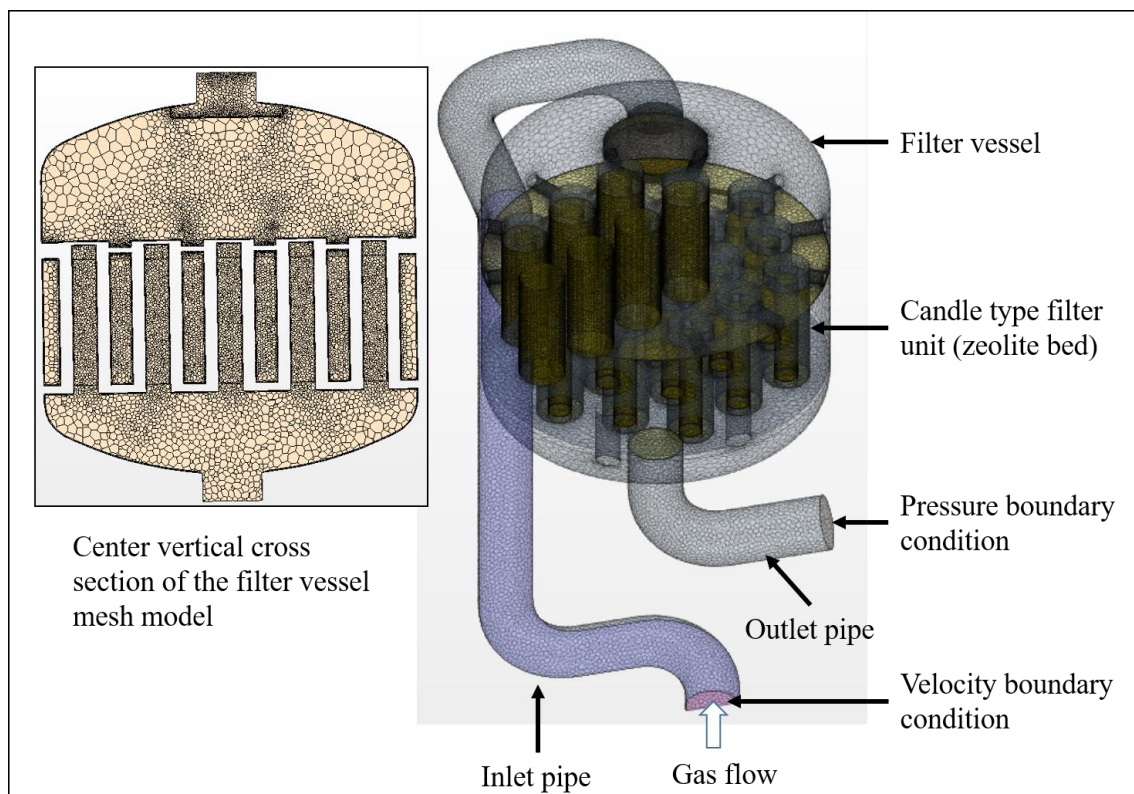


Fig. 4-17 An analysis mesh for the organic iodine filter and its inlet and outlet pipes.

フィルタ容器 1 台に対する実機最大流量の条件（流体：水蒸気、体積流量： $8\text{m}^3/\text{s}/\text{台}$ 、質量流量： $7.9\text{ kg/s}/\text{台}$ ）での解析における、フィルタ容器中心を通る縦断面での流速分布を Fig. 4-18 に示す。容器の上部ノズルから導入されたガス

は、ノズル直下のバッフルプレートによって容器壁面方向に曲げられ、キャンドルユニット上部の空間では複雑な流れになる。しかしながら、各キャンドルユニットにはほぼ一様に流入し、キャンドルユニットの内側の流速分布はユニット間ではほぼ同様の傾向を示している。各キャンドルユニットの流量と、その平均値に対する偏差を Table 4-6 に示す。流量のばらつきは $\pm 1.0\%$ 以内に収まっている。また、各キャンドルユニットにおける充填層を通過するガス速度について、高さ方向の分布を Fig. 4-19 に示す。このばらつきは $\pm 11\%$ である。

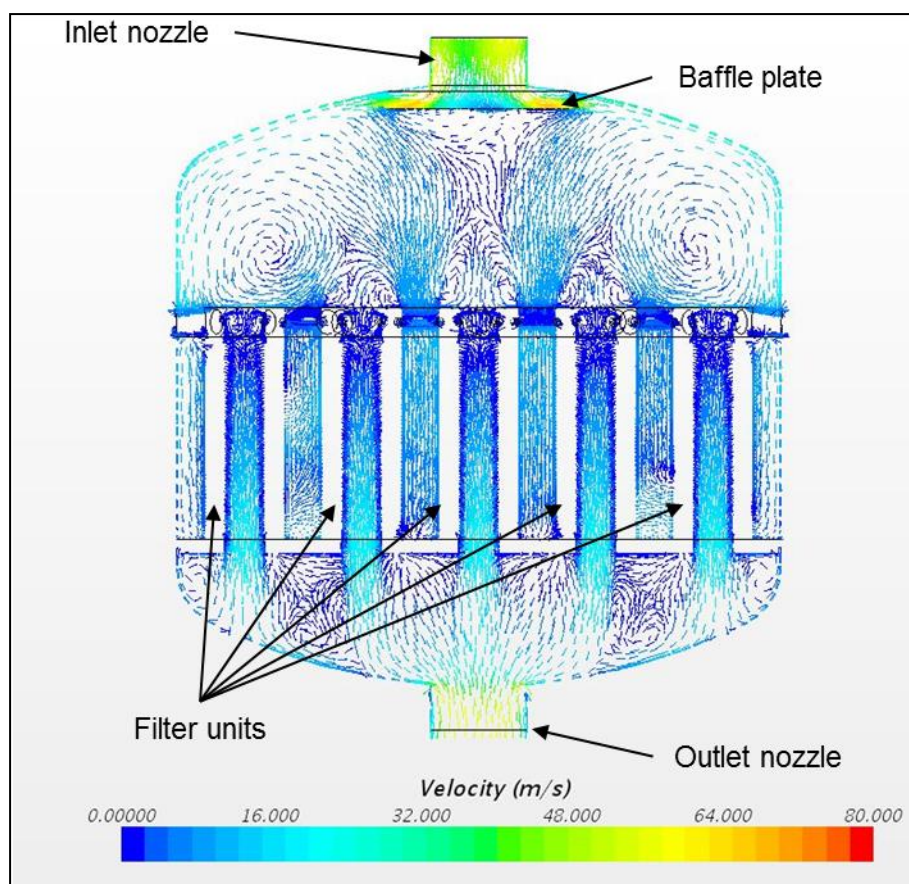


Fig. 4-18 A numerical analysis result of gas velocity distribution in the center cross-section of the organic iodine filter at the maximum vent flow condition (Volume flow rate: $8\text{m}^3/\text{s}/\text{filter vessel}$, Mass flow rate: $7.9\text{ kg/s}/\text{filter vessel}$).

Table 4-6 Numerical analysis results of flow distribution
among the filter units at the maximum venting flow conditions

Filter unit identification number*	Mass flow (kg/s)	Deviation from the average (%)
11	0.411	0.4
12	0.411	0.4
13	0.412	0.7
21	0.407	- 0.6
22	0.409	- 0.2
23	0.411	0.3
24	0.409	- 0.1
31	0.408	- 0.5
32	0.408	- 0.5
33	0.411	0.4
34	0.409	- 0.2
35	0.408	- 0.4
41	0.409	- 0.2
42	0.411	0.3
43	0.410	0.1
44	0.406	- 0.8
51	0.411	0.4
52	0.411	0.3
53	0.411	0.3

* Locations and identification numbers of filter units are shown in Fig. 2.

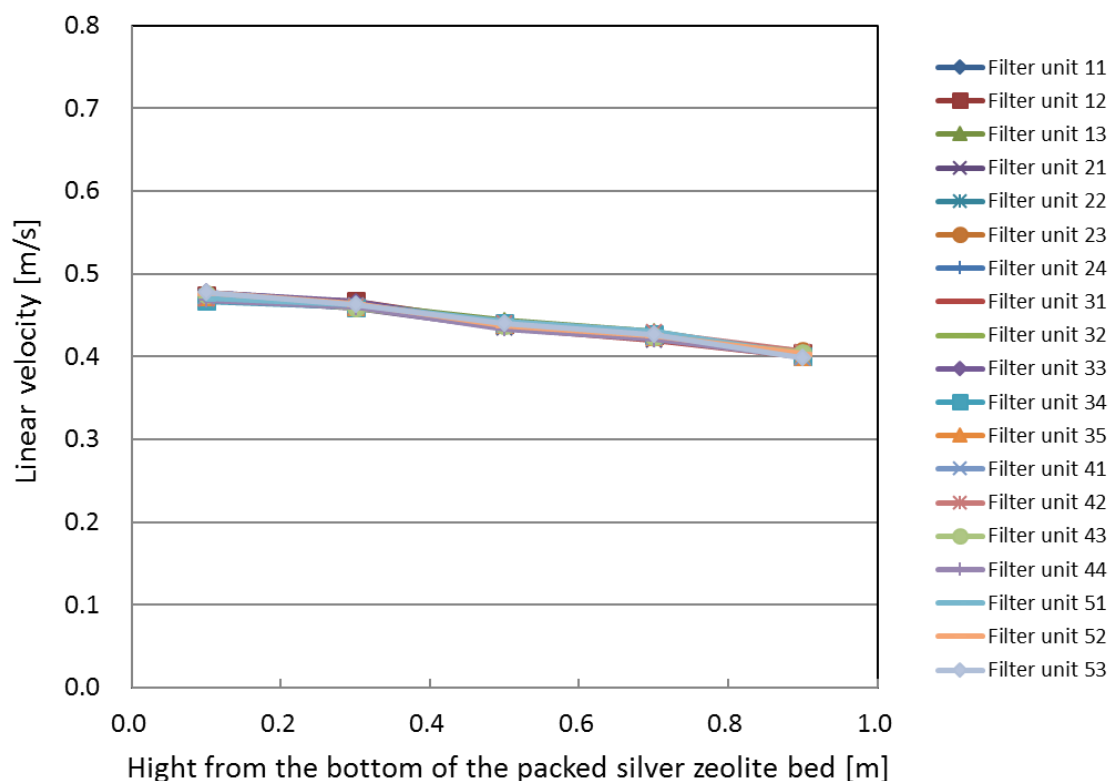


Fig. 4-19 Numerical analysis results of the distribution of linear velocity of the gas passing through packed silver zeolite bed in candle type filter units at the maximum venting flow conditions.

この結果に余裕をみて、充填層を通過するガス速度のばらつきとして、設計上は 15%を想定することにした。一方、格納容器が事故時の機能維持限界圧力として定めている最高使用圧力（ゲージ圧）の 2 倍に到達した時点で、格納容器ベントを行った場合、有機ヨウ素フィルタ内の銀ゼオライト充填層におけるガスの接触時間は、Table 4-2 に示すとおり 0.222 秒である。これに対して 15%のばらつきを設計上考慮することから、接触時間が 0.188 秒で必要な吸着性能が確保される必要がある。Table 4-3 と Table 4-4 に示す吸着性能試験では、DF が 50 以上であり、許容吸着量としても十分であることが確認されているが、いずれも接触時間が 0.188 秒未満の条件で目標性能が達成されている。したがって、フィルタ内での速度のばらつきを考慮しても、十分な性能が確保できると考えられる。

4. 4 総合的放出抑制効果の評価

本章の有機ヨウ素フィルタを第3章のフィルタベントシステムと組み合わせた、総合的な放射性物質の環境放出抑制効果について、柏崎刈羽7号機の重大事故を例として MAAP コードを用いた試算を行った。

この試算では、重大事故のシナリオとして、冷却材喪失（大 LOCA）と全交流電源喪失ならびに全非常用炉心冷却系機能喪失が重畳するケースを想定する。これは、炉心損傷後に格納容器が過圧・過温状態になり、ベントが必要になる BWR プラントの代表的なシナリオであり、第3章の検討にも用いたシナリオである。

Table 4-7 に、炉心に内蔵されていた放射性セシウムが、放出までの間にどのように除去が進み、放出が抑制できるかを整理して示す。まず、セシウムは原子炉から格納容器に移送され、FCVS フィルタに流入するまでに、格納容器への沈着、スプレーによる除去、サプレッションチェンバでの水スクラビングによって減少する。さらに、セシウムは FCVS フィルタ装置によって除去される。第3章において試験で確認された除去性能は、DF が 1,000 を大きく上回っていたが、ここでは仕様値を用いて DF が 1000 と仮定する。すなわち、フィルタによってセシウムが 1/1000 になって大気へ放出される。

同様に、炉心に内蔵されていた放射性ヨウ素がどのように除去され、放出が抑制されるかを、Table 4-8 に示す。まず、ヨウ素は原子炉から格納容器に移送される過程で格納容器に沈着する。次に、Soffer ら⁴⁻⁷⁾や Beahm ら⁴⁻⁸⁾の知見を活用して開発された、格納容器内の水の pH をアルカリ性に制御する技術⁴⁻⁹⁾の適用で、ガス状の無機ヨウ素が全ヨウ素の 5%以下に抑制される。このガス状の無機ヨウ素が格納容器内の有機物と反応して有機ヨウ素が生成されるが、Soffer ら⁴⁻⁷⁾や Beahm ら⁴⁻⁸⁾によれば pH 制御を行う場合にその量は無視できる程度で、保守的には無機ヨウ素の 3%から有機ヨウ素が生成されると考えるのが妥当とされている。ここではその考え方を採用し、ガス状の無機ヨウ素の 3%から有機ヨウ素が生成されると仮定する。これらの組成のヨウ素がサプレッションチェンバを通過する際に、チェンバ内での水スクラビングによって、粒子状ヨウ素と無機ヨウ素が減少する。これらは、次に FCVS フィルタ装置によっ

て、さらに減少する。最後に残った有機ヨウ素は、有機ヨウ素フィルタを通過する際に減少し、大気へ放出される。

このように、有機ヨウ素フィルタを組み込んだ FCVS によって、重大事故時の放射性物質放出抑制に高い効果が得られることが確認できた。

Table 4-7 Effectiveness in the reduction of cesium release in a severe accident scenario with large break LOCA, SBO, and loss of all ECCS at Kashiwazaki Kariwa Unit 7

	Reactor core inventory	Transferred to FCVS filter*	Transferred to organic iodine filter*	Released to the atmosphere*
Amount of cesium (Bq)	5.2×10^{17}	1.1×10^{12}	1.1×10^9	1.1×10^9

* Aggregated amount for 7 days

Table 4-8 Effectiveness in the reduction of iodine release in a severe accident scenario with large break LOCA, SBO, and loss of all ECCS at Kashiwazaki Kariwa Unit 7

	Reactor core inventory	After deposition in the PCV	Generation of organic iodine	Transferred to FCVS filter*	Transferred to organic iodine filter*	Released to the atmosphere*
Particulate iodine (Bq)		4.5×10^{14}	4.5×10^{14}	4.5×10^{12}	4.5×10^9	4.5×10^9
Elemental iodine (Bq)		2.2×10^{13}	2.2×10^{13}	2.2×10^{11}	2.2×10^8	4.4×10^6
Organic iodine (Bq)		-	6.7×10^{11}	6.7×10^{11}	6.7×10^{11}	1.3×10^{10}
Total amount of iodine (Bq)	6.3×10^{18}	4.7×10^{14}	4.7×10^{14}	5.4×10^{12}	6.7×10^{11}	1.8×10^{10}

* Aggregated amount for 7 days

4. 5 本章の結論

本章では、有機ヨウ素フィルタを開発して、FCVS を高性能化した。ヨウ化メチルに代表される有機ヨウ素は水に殆ど溶解しない気体であり、FCVS 用の有機ヨウ素フィルタの開発は世界に先駆けたものである。

有機ヨウ素の吸着材としては、吸着後の安定的な保持を考慮して、単なるモレキュラーシーブではなく、13X 型の結晶性ゼオライトを基本骨格とする銀ゼオライトを検討対象に選定した。

また、このフィルタは重大事故時に使用することから、全交流電源喪失を条件として考慮する必要がある、ファンによるガス流量制御や電気ヒータによる湿分除去ができない。そこで、有機ヨウ素フィルタの上流配管にオリフィスを設置し、ベント中に変化する流量範囲において、水蒸気を含むベントガスに適切な露点温度差を与えるシステム構成とした。

つぎに、ヨウ化メチルを用いた吸着試験を行い、その特性を確認した。DF が 50 以上を確保する間に吸着可能な量を、本研究では許容吸着量と定義した。FCVS での使用を考慮した本研究の試験範囲内で、許容吸着量はヨウ化メチル濃度やガス圧力の変化にはあまり影響を受けず、銀ゼオライト充填層におけるガスの接触時間にほぼ比例する形で変化することが判った。この知見により、接触時間を適切に設定することで、DF と吸着許容量を十分に確保することができる。

さらに、格納容器ベント開始時の条件で、吸着試験を行った。ベント開始時には、銀ゼオライトの表面で蒸気が凝縮し、性能を低下させる可能性があるとともに、ベント開始時のガスに含まれる水素が、銀を還元させて性能を低下させる可能性も考えられた。これらの条件を模擬した試験では、DF は 50 以上を確保できたものの、許容吸着量が減少する傾向が確認され、蒸気凝縮や水素が吸着の阻害要因になることが判った。ただし、この場合も接触時間を適切に設定することで、許容吸着量を必要量以上に確保することができることが判った。

一方、格納容器ベントを停止した後には、銀ゼオライトが湿潤した状態になるため、何らかの理由でベントを再開する際には、ベント配管の弁を絞ってベント流量を制限し、接触時間を長くとる運用で再開直後の DF を確保できるこ

とが判った。なお、再開後は通気時間の経過とともに銀ゼオライトの性能が回復するため、この運用は再開直後に限られる。

これらを踏まえてフィルタ装置を設計し、実機サイズのフィルタユニットを用いた流動試験で、充填層を通過するガス速度の分布を把握するとともに、フィルタ容器内の流動解析も行い、有機ヨウ素を除去するフィルタ装置として十分な性能が得られることを確認した。

また、第3章のフィルタベントシステムと本章の有機ヨウ素フィルタを組み合わせた総合的な性能評価を行い、重大事故時の放射性物質放出抑制に高い効果が得られることを確認した。

本章の参考文献

- 4-1) OECD/NEA/CSNI, *Status report on filtered containment venting*, NEA/CSNI/R(2014)7, (2014).
- 4-2) T. Ishii, N. Sato, A. Kirishima, D. Akiyama, T. Narabayashi, “Sorption of radioactive methyl iodide by silver doped zeolite for filtered venting system”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 4-3) T. Narabayashi, T. Aida, T. Kanai, T. Konno, S. Ito, “Robustization of high efficiency filtered containment venting system by using AgX”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 4-4) T. Kobayashi, J. Wang, Y. Uzuyama, K. Endo, “Application of AgX radioiodine absorbent as severe accident countermeasures”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].
- 4-5) Japan Society of Mechanical Engineers, *Kikaikougakubinran kaiteidai6ban*, Tokyo, (1977) [in Japanese].
- 4-6) U.S. Nuclear Regulatory Commission, *Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors*, Regulatory Guide 1.195, (2003).
- 4-7) 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).

- 4-8) E. Beahm, C. Weber, T. Kress, G. Parker, *Iodine chemical forms in LWR severe accidents*, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-5732, (1992).
- 4-9) S. Kawamura, S. Omori, T. Kimura, T. Takiguchi, T. Narabayashi, “A comprehensive approach to reducing radioactive material release in BWR containment venting”, *Proc. 20th National Symposium on Power and Energy Systems*, Sendai, Japan, June 18-19, 2015, (2015) [in Japanese].

第5章 緊急時マネジメントの強化

5. 1 はじめに

本章では、緊急時マネジメントのあるべき姿を検討する。レジリエンスシステムの実現においては、緊急時における機能回復の手段を備えるだけでなく、状況を判断して機能回復に向けた手段を的確に運用できる高度な組織的能力が要求され、緊急時のマネジメントが重要になる。しかしながら、原子力の緊急時マネジメントに関する知見は、十分に整理されていない。

一方、東日本大震災において福島第二は、1、2、4号機で津波被害による原子炉の最終ヒートシンク喪失の状態に陥った。しかしながら、被害状況の把握、使用可能な設備の運用による緩和措置、除熱設備の応急復旧によって、冷温停止に成功している。これは、安全機能の回復というレジリエンスに関して、緊急時マネジメントの重要性を示す事例と考えられる。しかしながら、福島第二に関する既往の調査^{5-1, 5-2, 5-3)}では、緊急時マネジメントの観点からの分析は行われていない。そこで、本研究では、想定を超える緊急事態へ柔軟に対応するための組織力向上を目的に、福島第二の事例を分析し、緊急時のマネジメントシステムのあるべき姿を検討し、必要な提言を行う。

検討にあたっては、まず福島第二の緊急時対応について、時系列に沿った調査・分析を行い、対応の成功につながった重要な要因、ならびに課題として浮き彫りにされた事項の抽出を行う。

つぎに、**Incident Command System**に着目し、福島第二の緊急時対応経験も踏まえて、これを原子力に応用した緊急時マネジメントシステムを検討する。また、緊急時対応の基盤を強化する観点から、発電所員の直営作業能力の訓練、迅速なロジスティクス能力を有するチームの育成、長期の対応要員と家族のケアなどについても、改善を検討する。

5. 2 福島第二の緊急時対応と教訓

5. 2. 1 調査方法

福島第二における安全上重要な設備の損傷状況、主要な運転操作等は、東京電力の調査報告書⁵⁻¹⁾で明らかにされている。ただし、これだけでは緊急時の組織活動が明らかではない。そこで、福島第二の緊急時対策組織において情報班が集約していた緊急時活動の記録、ならびに複数の関係者の一致した証言も分析対象に加えた。これによって、福島第二の緊急時活動の全体像を明らかにするとともに、その中で行われた個別活動の有効性と課題を捉えることを試みた。

5. 2. 2 津波による福島第二の被害

福島第二は福島第一から南へ約 12 km、福島県双葉郡富岡町と楢葉町にまたがる海岸線に位置する。発電所には BWR プラント 4 基があり、原子炉の定格熱出力は 3293 MWt/基、定格電気出力は 1100 MWe/基である。東日本大震災が発生した 2011 年 3 月 11 日、これら 4 基は全て定格出力で運転中だった。

各原子炉建屋の最地下階で観測された地震加速度のうち、最大値は水平方向 277 gal、上下方向 305 gal である。この加速度を感知して 14 時 48 分に全号機が自動スクラムし、全制御棒が炉心内に挿入された。このスクラム動作、ならびにスクラム後のプラントシステムの状態は、全て設計どおりであったことが記録から確認されており、各号機では冷温停止に向けて手順通りの操作が進められていた。なお、外部電源は地震前に富岡線 2 回線、岩井戸線 1 回線が使用可能だったが、地震による影響で、富岡線 1 回線を残して使用不能になっていた。

その後、発電所に津波が到達し（第一波到達の目視確認時間は 15 時 22 分）、各号機の安全設備に被害をもたらした。Table 5-1 に主要な被害状況を示す。原子炉の熱を最終ヒートシンクである海に移送する残留熱除去冷却系（RHRC）、残留熱除去冷却海水系（RHRS）の各系統、ならびに非常用機器冷却水系（EECW）の大半が、取水口付近に建つ海水熱交換器建屋の浸水で電源盤や電動機が被水することによって動作不能になった。また、冷却系が動作不能になることで、残留熱除去系（RHR）や、低圧炉心スプレイ系（LPCS）の機器を動かすことができなくなった。さらに、原子炉冷却材浄化系（RWCU）も除熱機能を失った。

Table 5-1 Status of cooling systems after the tsunami
at Fukushima Daini Nuclear Power Station

System		Unit 1		Unit 2		Unit 3		Unit 4	
RHR(A) including cooling systems	RHR(A)	△	loss of power source and cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system
	RHRC/RHRS(A,C)	×	submerge of power source and motor	△	loss of cooling system	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source and motor
	EECW(A)	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source and motor
LPCS		△	loss of power source and cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system
RHR(B) including cooling systems	RHR(B)	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	○	stand-by	△	loss of cooling system
	RHRC/RHRS(B,D)	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source	○	stand-by	×	submerge of power source and motor
	EECW(B)	×	submerge of power source and motor	×	submerge of power source	○	operation	×	submerge of power source
RHR(C)		△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	○	stand-by	△	loss of cooling system
RWCU		△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system	△	loss of cooling system
MUWC (alternative water injection)		○	stand-by	○	stand-by	○	stand-by	○	stand-by
RCIC		○	stand-by	○	stand-by	○	stand-by	○	stand-by

○ : Operable, △ : Loss of function due to the loss of support systems, × : Inoperable

結果として、1、2、4号機では、原子炉を冷却するための全ての除熱設備と ECCS が機能喪失している。この状況で原子炉注水に使える設備は、ECCS には位置付けられていない原子炉隔離時冷却系（RCIC）と、復水補給水系(MUWC)だけだった。

地震後に発生した事象と、それに対応した運転操作、復旧活動、ならびに後方支援活動（ロジスティクス）は 1、2、4号機でほぼ同様であり、1号機を代表としてその時系列を Table 5-2 に示す。以下ではこれらの対応について詳細に分析し、教訓について考察する。

Table 5-2 Chronology of events and response actions at Fukushima Daini Unit 1

Date	Time	Event	Plant Operation	Restoration and logistics
March 11	14:48	Reactor auto-trip triggered by earthquake acceleration.	Post-scrum actions and continuous Reactor cooling by Main Condenser.	
		Two out of three external power line lost by earthquake damage.		
	15:22	First tsunami wave reached the site. (repeated until 17:14)		
	15:36		MSIV manually closed. RCIC manually started.	
	16:15 about 21:00		Reactor Depressurization started.	Field walkdown started for damage identification.
March 12	0:00		Low pressure alternate injection to Reactor by MUWC started.	
	about 5:00			Filed walkdown completed. Procurement of essential material for restoration started.
	5:22	S/C temperature reached 100°C. = Loss of pressure suppression function of PCV.		
	7:10 7:37		Alternate spray in D/W by MUWC. Alternate spray in S/C by MUWC.	
	18:30		Preparatory operations for PCV venting completed.	
March 13	about 7:00			Transportation of essential material for restoration completed.
	about 8:30			Cable laying and motor replacement started for recovering RHR (B).
	11:32 14:29		Alternate spray in D/W by MUWC. Alternate spray in D/W by MUWC.	
March 14	1:24		RHR (B) restarted.	Restoration of RHR (B) completed.
	13:40	Reactor cold shutdown achieved.		

Note: MSIV: Main Steam Isolation Valve, RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System, S/C: Suppression Chamber, D/W: Dry well, MUWC: Make-UP Water Condensate System, PCV: Primary Containment Vessel, RHR (B): Residual Heat Removal System Div. B

5. 2. 3 運転操作による緊急時対応とその教訓

(1) 中央制御室の運転員に対する支援

この緊急事態において、以下の支援が中央制御室の運転員に対して行われた。まず、中央制御室近くに執務室を持つ作業管理チームが、地震直後に応援に駆けつけている。このチームは保全作業に関連した運転管理を担当する組織で、メンバ全員が運転員であり、リーダーは運転責任者（当直長）の資格を有している。運転スキルを有するこのチームが、中央制御室の運転員に対して、操作対象システムの構成確認やプラント状況の再確認等の面で有効な支援を行った。

一方、発電所事務本館に隣接する重要免振棟には、地震発生直後に発電所対策組織が設置された。当時の対策組織の体制を、Fig. 5-1 に示す。

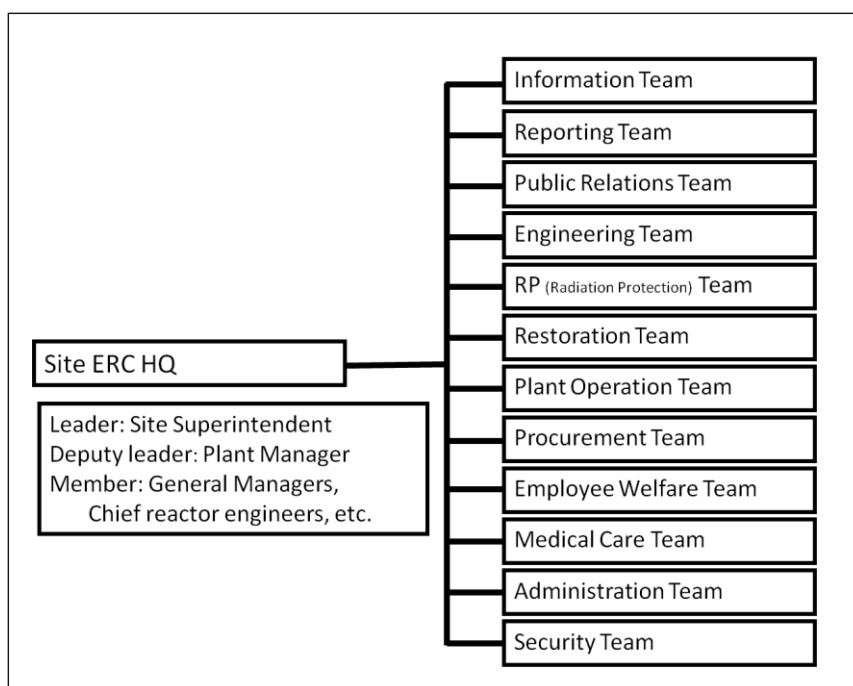


Fig. 5-1 Organizational structure of the Fukushima Daiichi emergency response organization at the time of the Great East Japan Earthquake in 2011. ERC HQ means Emergency Response Center Headquarters.

対策組織内では、本部（Site ERC HQ）のもとで発電班（Plant Operation Team）が、運転操作状況を把握して対策組織内に共有するとともに、運転員への技術支援を行う役割を持つ。対策組織の設置とほぼ同時に、この班から運転員としての経験を有する者が各中央制御室に派遣された。これによって、運転員をプラントの状況把握と対応操作に専念させつつ、派遣者を通じて対策組織と中央制御室が緊密かつ確実に連携できるようになった。

一方、発電所対策組織では、主要な安全設備の状態と原子炉への注水状態が白板に書き出され、共有された。Fig. 5-2 はその一例で、12 日の午前 0 時頃に書き出されていた内容の一部である。各号機（1u、2u、3u、4u）について、非常電源の状況（高圧電源盤（M/C）、非常用発電機（D/G）、直流電源（DC））、原子炉注水・除熱設備の状況（RCIC、RHR、MUWC 等）、非常用水源の状況（復水貯蔵タンク（CST））等の重要情報が、1 枚の白板に見やすく纏められている。また、Fig. 5-2 に示す例以外にも、格納容器の圧力上昇予測（最高使用圧力への到達時刻予測を含む）なども、書き出されて共有されていた。

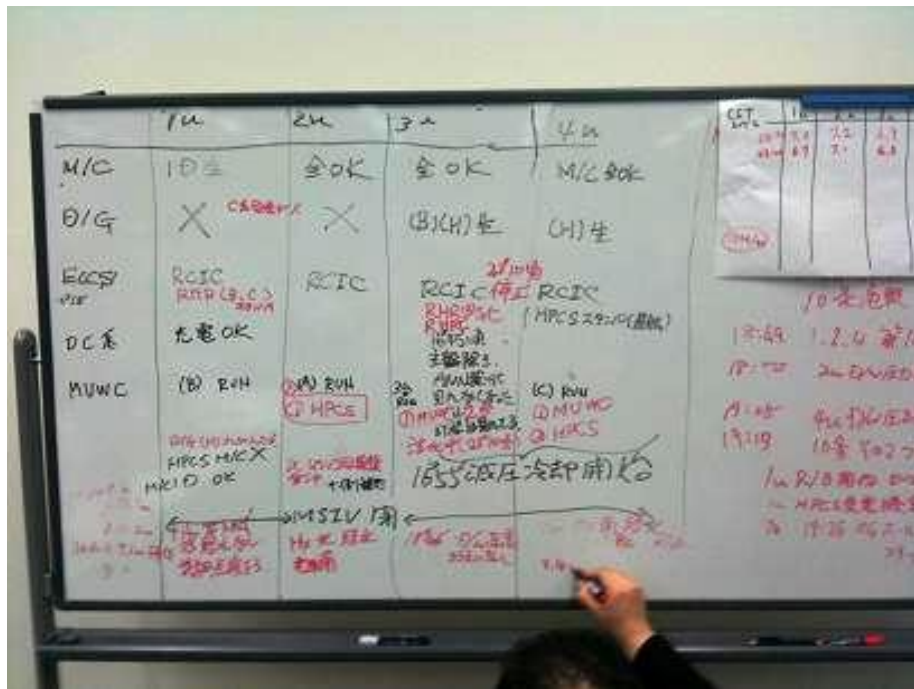


Fig. 5-2 One of the white boards summarizing plant system information shared between the Fukushima Daini emergency response organization and operators in the Main Control Rooms. Status of emergency power (M/C: metal-clad switchgear, D/G: diesel generator, DC), ECCS and injection systems such as RCIC and MUWC, injection water source (CST: condensate storage tank), availability of main condenser (status of MSIV: main steam isolation valve), and so on were summarized on this board.

プラントの状態と主要な操作内容は、発電所対策組織内で随時アナウンスされていたが、このように重要な設備の状況を常に見える形にしておくことは、全ての対応要員が中央制御室の運転員と確実に共通の認識を維持して活動するうえで重要である。そのうえで、対策組織で検討された内容は、発電班長を通じて中央制御室に伝えられた。また、発電班長は運転責任者を長く経験したものが従事しており、検討結果の伝達だけでなく、中央制御室に対して必要な技術支援も行った。

中央制御室は常駐する運転員によって、非常時の監視と操作が全て行える設計であり、運転員に対してその訓練もされている。しかしながら今回のような想定を超える事態では、プラント運転の知識と経験を有する要員によって、早期に中央制御室への応援体制を作ることが、①運転員が運転操作に集中するこ

と、②運転員の判断を再確認して確実性を高めること、③中央制御室と発電所対策組織が緊密に情報共有することの観点で有効だった。また、情報共有の仕組みを確かにして、発電所対策組織の要員が運転員と共通の認識を持つことで、中央制御室に対する的確な支援が可能になった。このことは、今後の教訓として重要な経験と考えられる。

(2) 原子炉注水と格納容器スプレイ

停止した原子炉の安全確保のためには、原子炉への注水継続を最優先に取り組む必要がある。1、2、4号機において、注水継続に用いた設備の構成を Fig. 5-3 に示す。復水器は除熱機能を失っており、主蒸気隔離弁（MSIV）が閉められて原子炉と縁が切れている。また、上述のとおり RHR、RHRC、RHRS が動作不能で、これらを用いた除熱もできなくなっている。一方、高压の原子炉に注水可能な設備のうち、機器冷却系を必要とせずに動作可能なものは、蒸気タービン駆動の RCIC のみだった。そこで、まずこの系統を用いて、復水貯蔵タンクの水が原子炉に注水された。その後、逃がし安全弁（SRV）で原子炉を減圧し、RCIC にかわる低压注水設備によって復水貯蔵タンクからの注水を継続した。この低压注水には、本来は原子炉注水のための設備ではないが、アクシデントマネジメント手段として位置付けられていた MUWC が用いられた。なお、MUWC ポンプも機器冷却系を必要とせずに動作可能な設備である。

1号機を例として、3月14日に RHR の B 系が復旧し、その低压炉心注水（LPCI）機能とサプレッションチェンバ（S/C）冷却機能で原子炉と格納容器を冷却し、冷温停止に至るまでの、原子炉圧力と原子炉注水操作の状況を Fig. 5-4 に示す。なお、2、4号機でも、基本的に1号機と同様の対応が行われている。原子炉の除熱機能を失った直後の3月11日15時36分から、RCIC の間欠運転による注水が行われている。この状態から、16時15分に SRV による原子炉減圧が開始された。その後、3月12日0時から MUWC による注水が継続された。原子炉の減圧操作を挟んで、注水機能を常に確保しながら、高压注水から低压注水へ連続的に移行できたことが判る。

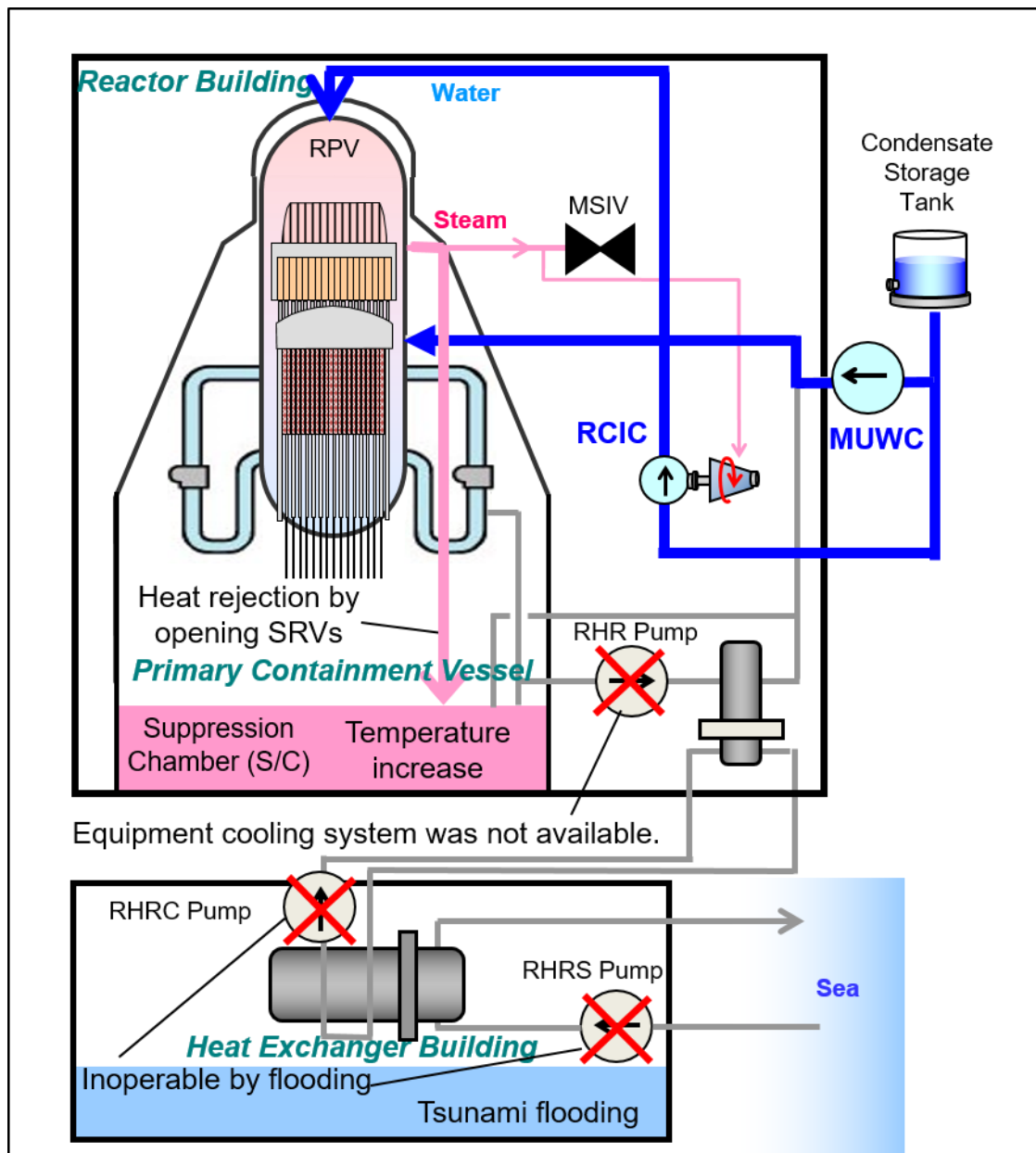


Fig. 5-3 Emergency measures employed at Units 1, 2 and 4 to inject water into the Reactor Pressure Vessels after losing all the safety-related injection and cooling systems including Residual Heat Removal Systems.

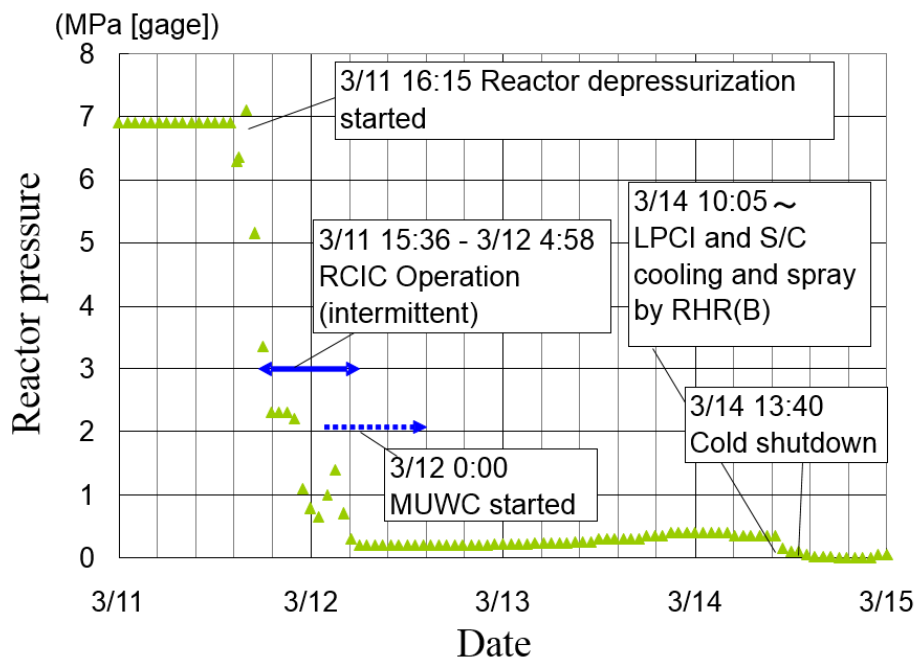


Fig. 5-4 Reactor pressure of Unit 1. RCIC, LPCI, S/C, MUWC and RHR refer to Reactor Core Isolation Cooling system, Low Pressure Core Injection system, Suppression Chamber of Primary Containment Vessel, Make-Up Water Condensate system, and Residual Heat Removal system, respectively.

この間の原子炉水位の変化を、Fig. 5-5 に示す。減圧操作に伴うサプレッションチェンバへの蒸気放出と、RCIC の間欠運転の影響で、原子炉水位は大きく変化しているが、常に有効燃料頂部（TAF）以上の水位が確保されている。また、3 月 14 日 8 時 30 分に採取された原子炉水の核種分析では、仮に燃料損傷が起きると大きく変動する I-131 と I-132 の濃度が、緊急事態発生以前の 2 月 22 日の分析値と大差ないことが確認されている。したがって、一連の操作によって高圧注水から低圧注水への切り替えに成功し、燃料の冷却が継続され、健全性が維持されたことが判る。

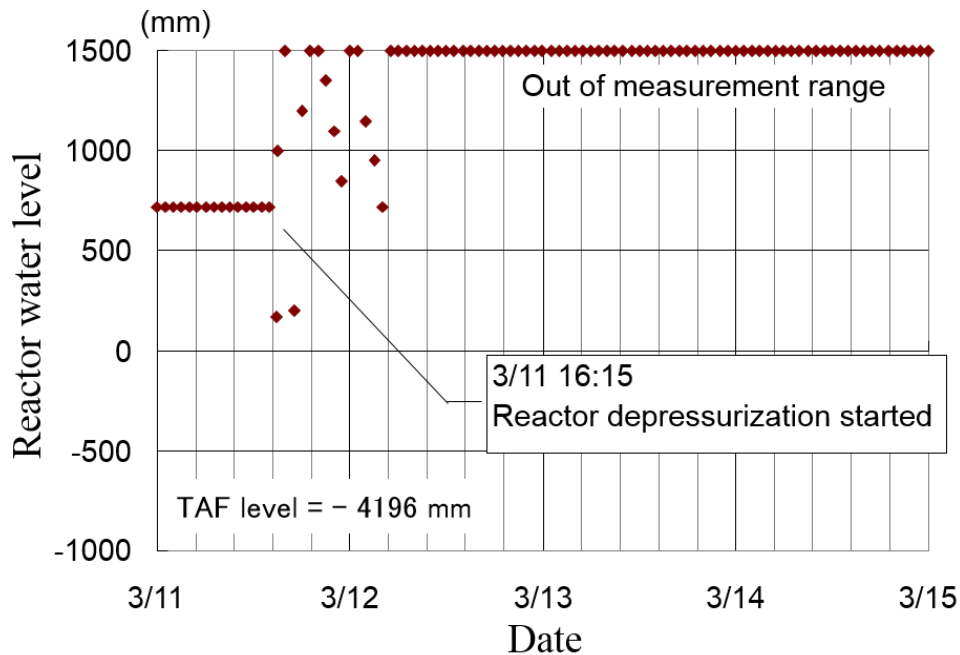


Fig. 5-5 Reactor water level of Unit 1. TAF means Top of Active Fuel.

一方、Fig. 5-3 に示すとおり、原子炉で発生した蒸気は、SRV を通じて格納容器内のサブプレッションチェンバに導かれた。しかしながら、サブプレッションチェンバの水を冷却する手段が無く、水温が飽和温度に達してからは、圧力抑制機能が失われて格納容器の圧力が上昇した。

1 号機を例として、冷温停止に至るまでの格納容器の圧力と温度の変化と、主要な操作状況を Fig. 5-6 と Fig. 5-7 に示す。運転員は発電所対策組織に連絡のうえで、まず 3 月 12 日 6 時 20 分に、可燃性ガス制御系（FCS）の A 系を経由して MUWC からの低温水をサブプレッションチェンバ（S/C）に注水し、温度上昇の抑制を試みた。これは FCS の本来の使い方ではないが、FCS 冷却用の MUWC を活用する臨機の対応だった。続いて、7 時 10 分以降は、本来の RHR による格納容器スプレイの代替手段として、MUWC を原子炉注水から格納容器スプレイに間欠的に切り替え、ドライウェル（D/W）と S/C へのスプレイ散水によって格納容器圧力の上昇抑制を図った。

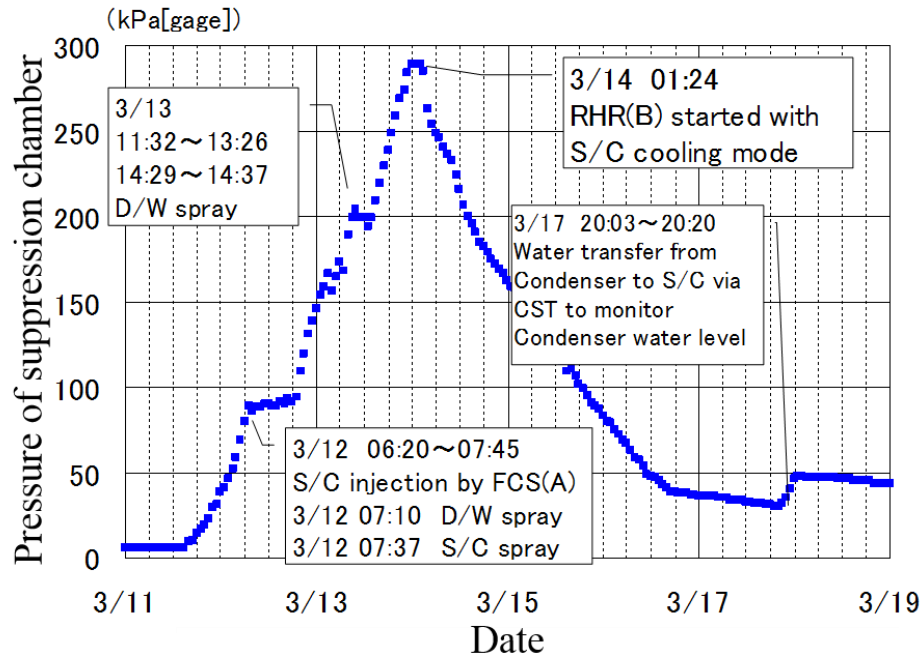


Fig. 5-6 Pressure of Unit 1's Primary Containment Suppression Chamber. D/W, S/C and FCS refer to Dry Well, Suppression Chamber, and Flammability Control System, respectively.

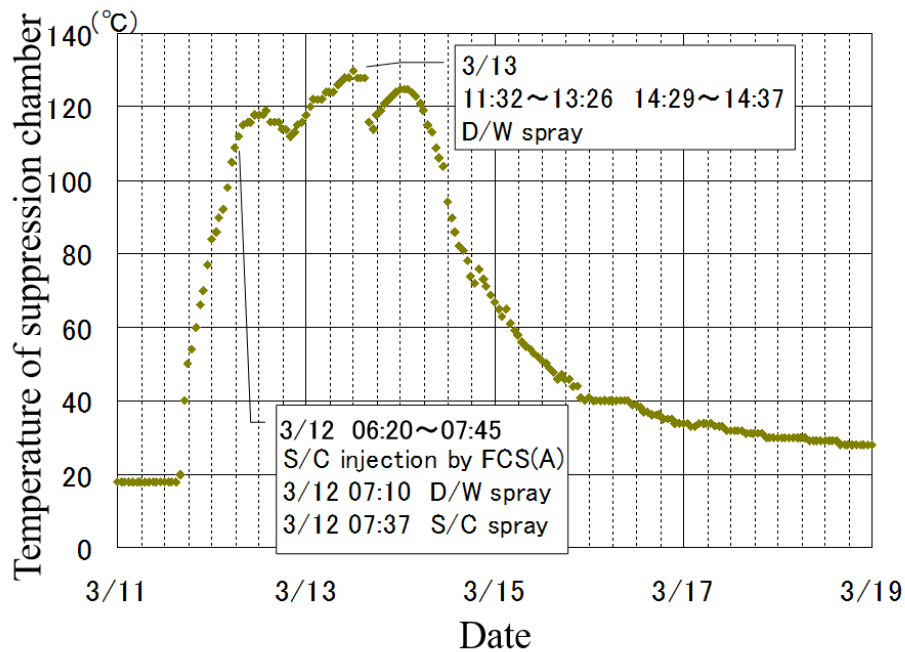


Fig. 5-7 Temperature of Unit 1's Primary Containment Suppression Chamber. D/W, S/C and FCS refer to Dry Well, Suppression Chamber, and Flammability Control System, respectively.

これらの操作は圧力と温度の上昇を停滞させる効果があったが、停止後には再上昇した。そこで、格納容器が最高使用圧力を超える場合に備えて、格納容器ベントの系統構成準備を行った。ただし、最終的には最高使用圧力に至る前に、後述する復旧活動で3月14日1時24分にRHRのB系の再起動に成功し、ベントを行わずに事態を収束することができている。なお、3月17日に圧力上昇があるが、これは復水器から復水貯蔵タンク（CST）経由でS/Cに水が移送されたためであり、原子炉側で新たな事象が発生したためではない。

これら一連の対応における教訓としては、緊急時対応を通じて常に対応手段の代替可能性を増加させるように、戦略を組み立てるべきであることがあげられる。

原子炉注水については、当初は原子炉が高圧状態でRCICが唯一の手段だったが、原子炉を減圧すれば、今回用いたMUWC以外にも消火系など多様な手段による注水の代替可能性が増す。一方、時間経過とともに、対応設備の故障などの不測の事態が発生することも考えられる。このことを念頭に、最初の対応手段（RCICによる原子炉注水）を確保した後は、そこに甘んずることなく、複数の代替手段が確保できる方向に状況に移行させるべく、継続的な対応が行われた。

格納容器圧力上昇抑制についても、格納容器代替スプレイに加えて、格納容器ベントという次の手段を準備しつつ、RHRの復旧を急ぐなど、時間経過とともに代替手段の選択肢を増やすことができている。

このような戦略を組み立てる機能の強化が、今後の緊急時組織に求められる。

さらに、戦略の立案、ならびに実行結果の戦略へのフィードバックには、情報収集と分析の機能が不可欠である。福島第二では計測制御系の機能が確保され、データに基づく状況把握と推移予測を発電所対策組織が行えたことが、上述のような戦略的対応を可能にした。加えて、通信手段と連絡体制の確保により、発電所対策組織と中央制御室がこれらの情報を共有するとともに、指揮命令系統の一貫性が維持できたことも、戦略的対応を可能にしている。

(3) 運転操作による緊急時対応における教訓のまとめ

運転操作において、対応の成功につながった重要な教訓を、以下に整理する。

まず、緊急時対応を有効に機能させる観点では、中央制御室に適切な支援を行うとともに、発電所対策組織と中央制御室が連携して指揮命令系統の一貫性を確保することが重要だった。この観点から福島第二の対応で有効だったことは、以下のとおりである。

- ・ 運転の知識と経験を有する要員が、中央制御室の運転員に対して、技術面ならびに連絡調整面で支援した
- ・ 発電所対策組織から連絡要員を中央制御室に派遣して駐在させることで、運転員を監視と操作に集中させつつ、対策組織と中央制御室が緊密に情報を共有し、指揮命令系統を確実なものにした
- ・ 主要な安全設備の状態と原子炉への注水状況を、常に中央制御室と発電所対策組織が共有するとともに、対策組織内でも見える形で掲示等を行うことで、全ての対応要員が確実に共通の認識を維持できるようにした

次に、緊急時対応においては、情報の把握と推移の予測を行いつつ、対応手段の代替可能性を常に増す戦略が有効だった。想定を超える事態にも対処することを念頭に、今後の緊急時対応組織では、情報の分析と戦略の計画立案に関する機能を強化することが重要である。この観点で、福島第二では以下のことが行われている。

- ・ データに基づく状況把握と推移予測を行うとともに、その結果を発電所対策組織と中央制御室が確実に共有できるように、報告と連絡の体制を維持した
- ・ 状況把握と推移予測に基づき、原子炉注水ならびに格納容器冷却について、常に対処手段の代替可能性を増すように戦略を組み立てた

5. 2. 4 復旧作業とその教訓

(1) 被害状況の現場確認

限られた人的・物的資源を使って喪失した安全機能を復旧するには、復旧の優先順位を決めて安全に遂行する必要がある。そのためには、まず現場の被害状況を確認する必要がある。しかしながら、繰り返し到達する津波によって被

害現場が再浸水する可能性があり、対応要員を直ぐに現場へ派遣することはためられた。津波情報の収集、現場状況と水位変化の監視、緊急避難の指示伝達の方法等、安全確保に必要な手段を整え、被害現場に対応要員が派遣されたのは午後 10 時頃になった。津波被害を受けてから現場派遣までに、約 7 時間を要している。また、この後に行われた暗闇の中での現場確認では、散乱する瓦礫や海中への開口部等の危険個所を慎重に避けて行動する必要がある、実際に被害設備に到達して状況を確認するまでにさらに時間を要している。これを含め、現場派遣から被害状況の確認完了には、さらに合計で約 7 時間を要した。

このように、緊急事態下では対応要員の安全確保や現場への到達ルート確保が困難となり、被害状況を把握するまでに時間がかかる可能性があることは、教訓として緊急時活動を設計する際に考慮すべきである。

こうして 12 日午前 5 時頃まで現場調査が行われ、設備被害の情報が発電所対策組織に集約されて分析された。1、2、4 号機の RHR の A 系と B 系の復旧に必要な設備を比較したところ、補機用の電源設備は両系とも全損状態で状況に差は無かったが、上述の Table 5-1 に示すように B 系の方が交換を要するポンプ電動機の数が少ないことが判り、B 系を優先復旧対象にすることが決定された。また、その復旧方法として、被水したポンプ電動機を交換し、仮設ケーブルを設置して被水しなかった電源盤もしくは電源車から電動機に給電することが、発電所対策組織によって決定された。

(2) 復旧用資材の緊急調達

復旧に必要な資材の調達と輸送は、発電所対策組織からの要請によって、東京の本店対策組織と柏崎刈羽が担った。

福島第二に送られた主要な資材は、電動機、電力ケーブル、電源車、移動用変圧器、電源車の燃料である軽油である。このうち、電動機以外は汎用性の高い資材なので調達が比較的容易だったが、交換が必要な電動機 3 台は、同一もしくは類似仕様のものを探す必要があった。このうち 2 台はメーカの工場在庫に適用可能なものが見つかり、予備を含めて 3 台が、自衛隊によって 12 日午後 9 時半から 10 時 7 分にかけて小牧空港から福島空港まで空輸され、さらにトラックで運搬されて 13 日午前 6 時 33 分に福島第二に到着した。残り 1 台の電動

機は、柏崎刈羽で使用されていたものに適用可能なものが見つかり、予備を考慮して2台が取り外され、トラックで輸送されて13日早朝に福島第二に到着した。

このようにして3月13日の午前7時頃までに、RHRの緊急復旧に必要な資材が揃えられた。陸上輸送に時間がかかった理由は、地震による土砂崩れと津波による浸水によって国道6号線が寸断され、迂回が必要だったこと、迂回ルート案内が不十分で必要以上に大幅な迂回が行われたこと、携帯電話が使えず輸送チームと発電所対策組織の連絡が十分に取れなかったこと等である。こうした事態に備えることも、今後の教訓として重要である。

なお、発電所対策組織ではRHRの復旧が遅れる事態も想定し、原子炉注水の水源が枯渇することを防ぐために水の輸送を本店対策組織に要請したが、大量の水を送る手段が確保できず、この輸送は実現しなかった。休止していた木戸川伏流水取水設備を応急的に復旧することを発電所対策組織が決め、この問題は解決されたものの、これを教訓として緊急時に輸送可能な資材とその輸送方法、輸送不可能な資材の所内確保について、あらかじめ十分に検討しておく必要がある。

(3) RHR の復旧

RHRの復旧作業は、必要資材が所外から届けられて揃った13日に本格的に実施された。前日までに重機で瓦礫を撤去して通行確保した構内道路を使って、必要資機材を復旧現場に搬入し、1号機と4号機では、RHRのB系を冷却するRHRCポンプの電動機が交換された。これに加えて1号機では、EECWのポンプの電動機も交換された。

また、これらの作業と並行して、ポンプを動かすための電源系統の仮設復旧作業が行われた。Fig. 5-8に仮設電源系の構成概要を示す。1、2、4号機では海水熱交換器建屋（Hx Building）に設置されていたRHRC、RHRs、EECWのポンプ電動機に給電するための電源盤が、津波によって被水して全損していた。そこで、それらの電動機に対しては、被水しなかった3号機の電源盤と廃棄物処理建屋内の電源盤から、もしくは現場付近に配置した電源車から移動用変圧器経由で給電した。この復旧に用いられた仮設ケーブルは総延長約9 kmであり、

約 200 人の人力によって 13 日のほぼ 1 日で設置された。

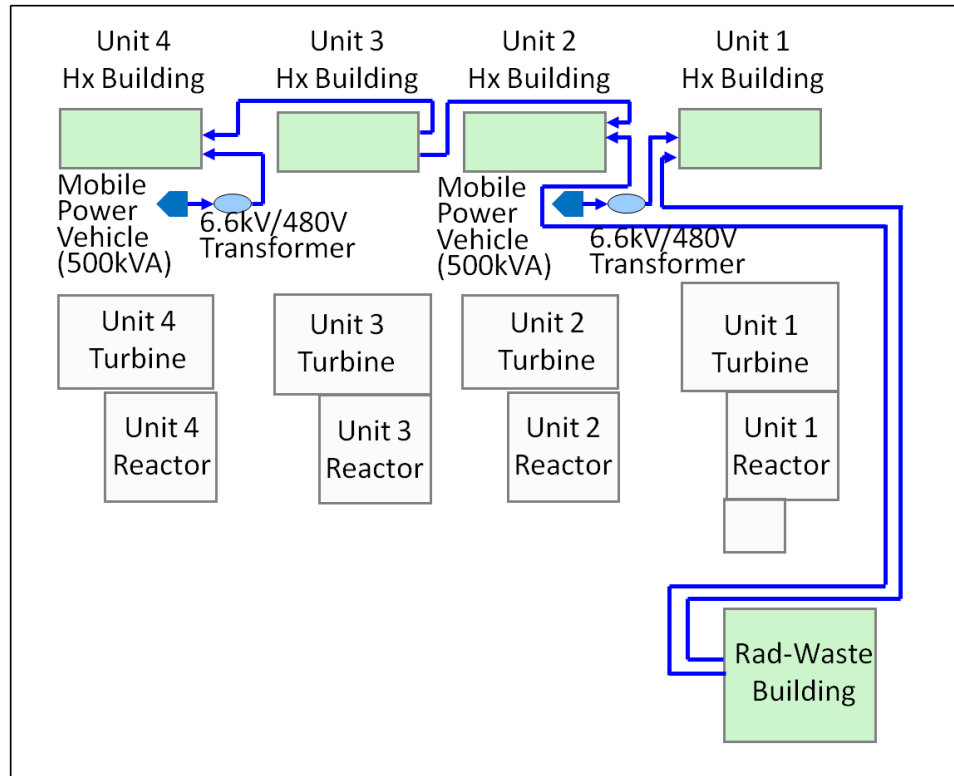


Fig. 5-8 Layout of mobile power vehicles and temporary cables used for the recovery of cooling systems. Hx Building means the Heat Exchanger Building, where cooling facilities including heat exchangers and pumps are located.

これらの作業が完了し、Fig. 5-9 に示す系統構成で原子炉および格納容器の除熱が可能になった。1 号機では RHR が 14 日 1 時 24 分に再起動して除熱が開始され、他の号機もこれに続き、最終的に 15 日 7 時 15 分までに全号機の冷温停止が達成された。

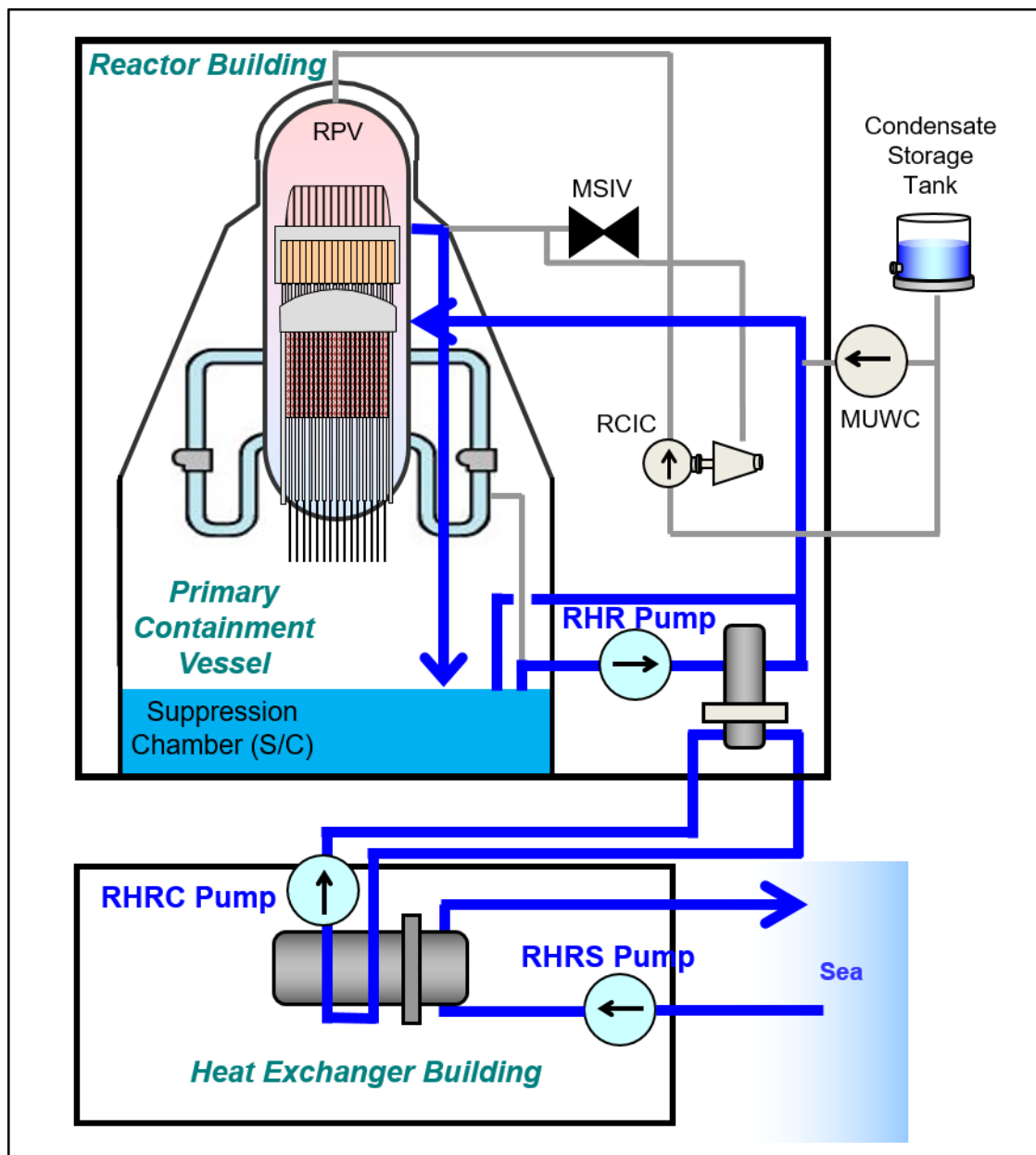


Fig. 5-9 Reactor and Primary Containment Vessel cooling loops established at Units 1, 2 and 4 after the recovery of RHR, RHRC and RHRS.

(4) 復旧後の安定冷却の確保

各号機において RHR の 1 系統が復旧して冷温停止が達成されたが、その状態では除熱設備に予備が無く、復旧した設備が故障すると再び除熱手段を失う可能性があった。また、電気設備に海塩粒子が付着し、絶縁低下や火災を起こす可能性も危惧された。

そこで、引き続き予備設備の復旧を進めつつ、復旧した設備に対して、3月14日から振動診断、潤滑油の成分と清浄度の分析、赤外線サーモグラフィによる診断を高頻度で実施して、その信頼性の維持が図られた。被水したが稼働可能だったポンプの中には、潤滑油に異物が混入したために5月頃から軸受部の振動が増加傾向を示したものもあり、軸受交換や潤滑油入れ替えなどの措置がとられた。

また、復旧作業を継続するための資材輸送、電源車ならびに業務車の燃料の輸送と備蓄が必要になり、緊急時対応要員の一部がその任務に振り向けられた。

(5) 復旧作業における教訓のまとめ

復旧作業における重要な教訓を、作業そのものの面と、それを支えるロジスティクスの面から以下のとおり整理する。

復旧作業における教訓は以下のとおり。

- ・ 現場調査で設備の被害状況を確認し、緊急時対応組織が復旧の優先順位を明確に定めて取り組むことが重要
- ・ 緊急時の現場活動を想定し、安全確保の手段をあらかじめ考えておくことが必要
- ・ 緊急事態初期には被害現場に対応要員を派遣できず、現場の状況調査や復旧活動が制約される可能性まで考慮し、初動から一定時間は現場活動に期待できなくても対応できるように、手段を講じておくことが重要（福島第二の例では、恒設設備を用いた代替注水で当座の安全確保を行い、復旧対応の時間を稼ぎ出すことができた）
- ・ 緊急復旧作業に必要な技能を、緊急時対応を担う発電所員が身につけ、休祭日や夜間も含めて何時でも対応できるようにすることが必要
- ・ 緊急復旧後に復旧機器を長期にわたって安定的に稼働させる観点から、設備診断技術と補修技術が必要

ロジスティクスの面での教訓は以下のとおり。

- ・ 臨機の対応で緊急調達と輸送はかろうじて機能したが、輸送体制、調達・輸送状況の把握と情報管理、輸送チームと発電所対策組織の連絡手段等に、抜本的な改善が必須

- ・ 発電所外での活動については、自然災害と重畳した複合災害への対処も想定しておくことが必要
- ・ 発電所への資材輸送が滞ることも想定し、重要な資材は発電所内に備蓄することが必要
- ・ 緊急時の資材輸送について、その体制や輸送要員への放射線防護教育など、十分な備えが必要
- ・ 軽油やガソリンを発電所に輸送するとともに、発電所内でこれらの危険物を安全に一時貯蔵して取り扱うための手段を計画しておくことが必要

5. 2. 5 長期の緊急時活動を支える活動

福島第二において全号機冷温停止が達成されたのは、上述のとおり 3 月 15 日であるが、安全な停止状態を維持し続けるための活動はその後も長期間続いた。発電所に残って緊急時対応を続けていた要員が、交替制で帰宅できるようになったのは事故発生から約 2 週間を経過した 3 月 24 日からだったが、その後も当番制で多数の対応要員が発電所内に寝泊まりし、不測の事態に備える態勢が継続された。

長期にわたる活動を支えるうえでは、様々な課題に対処する必要があった。

まず、発電所員の大半は家族とともに地元に居を構えており、家族の安否と自宅の状況を確認する必要があった。所員の 82%が福島第一から半径 20 km 以内の居住者で、これらの家族は避難が必要になった。また、震災で身内を亡くした所員も 8 名いた。さらに、全所員の 46%の自宅が全壊から一部損壊まで、なんらかの住宅被害を受けていた。そうした状況下で緊急時活動を続けるためには、対応要員の家族や自宅の状況を確認して必要な措置を講じることが必須であるが、家族との連絡が一通りとれるまでに 10 日間を要しており、課題を残した。

緊急時活動のストレスから、突発性難聴になったり鬱の症状が出たりする対応要員もいて、精神的なケアも必要になった。産業医ならびに看護師による面談に加え、4 月 16 日と 5 月 5 日には専門医を発電所に招き、アンケート調査と面談が行われた。その結果、福島第二の緊急時対応要員約 500 名のうち、100 名以上が心的外傷後ストレス障害（PTSD）と診断され、5 月から専門医による

定期的診断が行われることになった。

また、発電所対策組織の置かれた重要免振棟に多数の対応要員が活動し、寝泊まりすることから、衛生面でのリスク管理が必要になった。この中には、食料と飲料水の調達、深井戸と送水配管の復旧によるトイレとシャワー用水の確保、寝具の手配、洗濯設備の設置、生活ごみの管理等の活動が含まれる。

以上のほぼ全ての点において事前の備えも前例もなく、これらの対応は対策組織内の総務担当部門によって臨機に行われた。ただし、これらの対処抜きには長期の緊急活動は成立せず、教訓として今後の備えに活かす必要がある。

5. 3 緊急時マネジメントシステムへの反映

5. 3. 1 緊急時のマネジメントシステムにおける課題

5. 2 項において、福島第二の緊急時対応から教訓を抽出したが、これらを活かすには緊急時のマネジメントシステム全体のあり方から検討する必要がある。緊急時の活動は相互連携性が高いことと、限られた時間と人的・物的資源で効果的な活動を行うためには全体システムのマネジメントが重要であることがその理由である。また、想定を超える事態にも対処するためには、戦略機能や後方支援機能など、大幅に強化すべき重要な機能があることも5. 2 項の分析から明らかになった。

この緊急事態における福島第二の緊急時組織は、Fig. 5-1 に示したとおりである。発電所対策組織の本部長（発電所長）のもとに、12 の機能班が並列に存在する組織構成である。これは、想定内の事象に対しては、予め定めた手順やガイドに従って、各班が同時並行的に最も迅速に活動できる体制と言える。しかし、想定を超える事態において、手順やガイドがそのまま使えない状況に陥ると、本部長ひとりが管理する対象の幅が広すぎて、状況変化に柔軟に対応し難くなる。Fig. 5-1 と同じ体制をとっていた福島第一では、福島第二より過酷な状況に陥った際に、この問題が表面化している。

5. 2 項で分析したとおり、福島第二の緊急時対応では、限られた情報と人的・物的資源で事態への対応を開始し、対応しながら状況認識を高め、対応戦略を順次改定して状況に対応すること、すなわち対応の戦略のみならず、戦略を立案・改定する機能（戦略プランニング機能）が重要だった。しかし、これは全く臨機応変に行われたのであって、緊急時のマネジメントシステムとして保証されていたものではない。Fig. 5-1 の体制では、情報収集は情報班、情報をもとにプラント挙動を予測するのが技術班、運転に関わる戦略は発電班、復旧戦略は復旧班というように機能が分散しており、戦略立案と実行状況の分析による戦略改定といった活動を継続的に行う機能が明確ではなかった。想定を超える事態にも対処する緊急時のマネジメントシステムとして、まずこの点を改善する必要がある。

また、5. 2 項の分析では、ロジスティクスに関する活動、長期の緊急時活

動を支える活動に多くの課題があることが明らかになった。いずれも、これまでは明確に定義されていなかった機能であり、緊急時マネジメントシステムにおいて明確に位置付けたうえで、これらに関わる個別の教訓を反映する必要がある。

5. 3. 2 Incident Management System の応用

前項で述べた緊急時のマネジメントシステムの課題を解決するうえで、米国で開発された Incident Command System⁵⁻⁴⁾（以下では ICS と略す）の応用を検討することは、価値があると考えられる。

ICS は、米国において山火事や自然災害など、事態がどこまで拡大するか必ずしも明確でない状況下で、いかにして緊急時組織を機能させ、変化する状況に応じた活動を可能にするかという観点から作られた緊急時のマネジメントシステムである。その機能の実効性は、2005 年のハリケーン・カトリーナへの対応⁵⁻⁵⁾を含め、実際の災害対応経験を随時反映することで高められてきている。

ICS におけるマネジメント機能の基本構成を Fig. 5-10 に示す。マネジメント機能は、Incident Command（指揮者）、Operations（実行部門）、Planning（情報分析・計画部門）、Logistics（支援部門）、Finance/Administration（財務・総務部門）の 4 つの機能モジュールで構成され、各機能モジュールの要員やモジュール内の組織を、状況にあわせて維持・強化・縮小することで、事態の変化に柔軟に対処できるように設計されている。

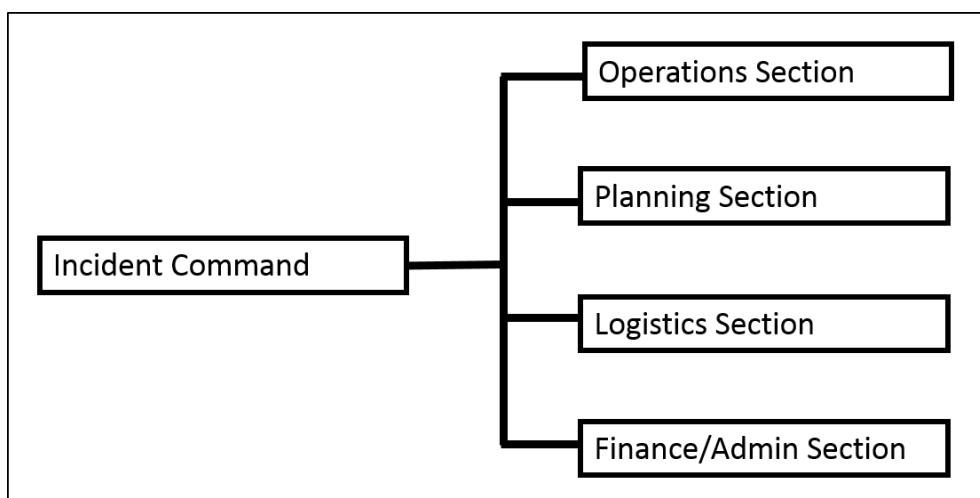


Fig. 5-10 High-level functional structure of the Incident Command System.

このマネジメント機能の構成は、福島第二の教訓から強化が必要と考えられた戦略プランニング機能、ロジスティクス機能、長期活動を支える総務機能と整合的であり、改善を検討する際の良い検討基盤になりえる。また、機能をモジュール構成して状況変化への対応力を向上させている点でも、想定を超える事態にも対処するマネジメントシステムとして検討の価値があると考えられる。

しかしながら、これまでに米国および日本で、ICS が原子力緊急事態のマネジメントシステムに応用された事例は無かった。そこで、原子力緊急事態の特性も考慮しつつ、ICS の応用を独自に検討した。ICS を応用した原子力緊急時の対応機能の基本構成を、Fig. 5-11 に示す。発電所対策組織の本部長のもとに戦略プランニング（情報分析と計画）機能の責任者、運転操作や復旧という実行機能の責任者、国・自治体への通報やマスコミ対応等の外部接点の責任者、総務機能の責任者を配している。この構成は基本的に ICS を踏襲しつつも、原子力発電所の緊急時組織として機能するように、2つの変更を加えたものになっている。

第一の変更点は、外部接点機能をひとつの部門として位置付けたことで、これは従来の緊急時組織でもそうだったように、国・自治体と連携した活動や、マスコミ等も通じた情報伝達に関する活動が、原子力緊急事態において重要だからである。

第二の変更点は、発電所緊急時組織において、ロジスティクス機能がひとつの部門として存在していないことである。これは、発電所緊急時組織が発電所内の活動に集中するためであり、その代わりにロジスティクスを本社緊急時組織の重要な使命と位置付け、PAZ（予防的防護措置を準備する区域）外の離れた場所に後方支援拠点を設けるとともに、必要資材の調達・輸送を行う機能を持たせることにした。

以下の項では、この ICS 応用による緊急時マネジメントシステムをもとに、その各機能について、福島第二の教訓を反映した強化の方向性を考察する。

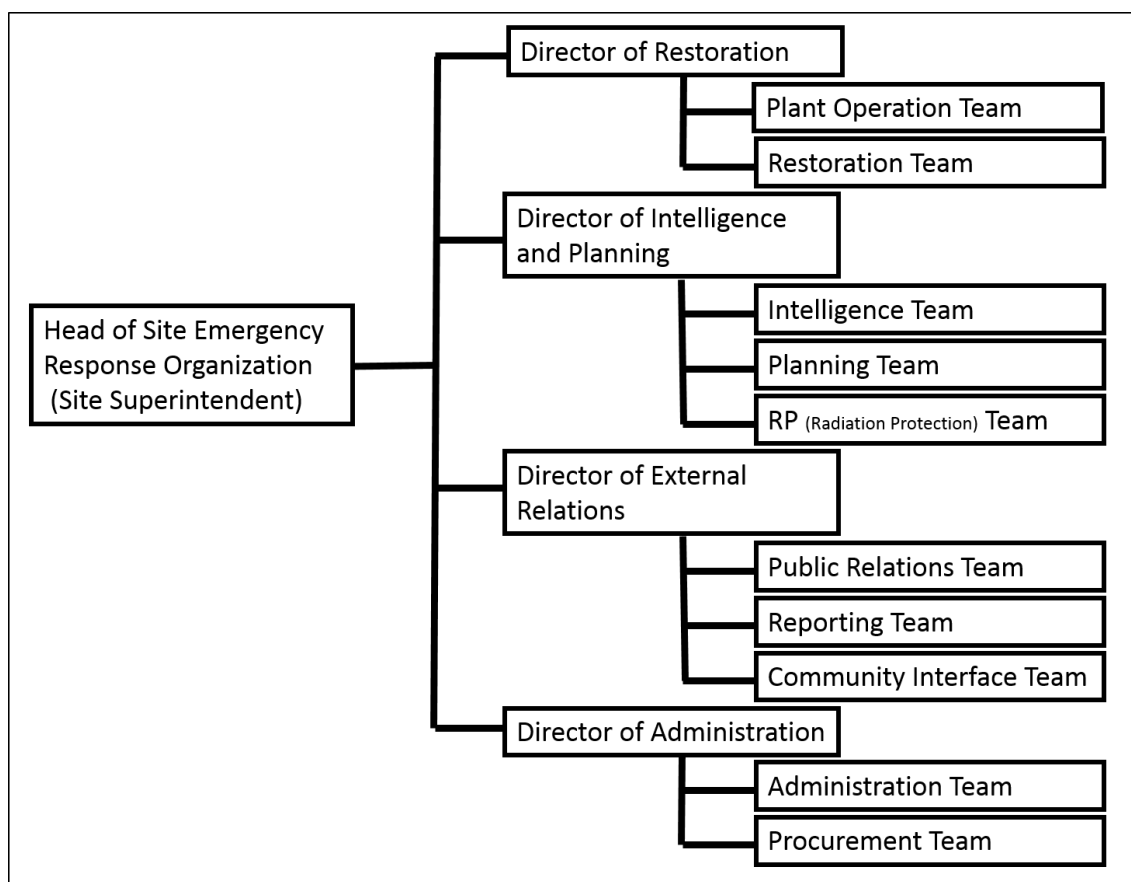


Fig. 5-11 Functional structure of an improved site emergency response organization with ICS concept applied.

5. 3. 3 情報分析・計画機能（ICS のプランニング機能）

ICS のプランニング機能において重要なのは、情報の収集・評価・表示、対応活動の立案、人的・物的資源の管理、文書記録化とされている。

福島第二の緊急時対応では、まず情報の収集・評価・表示が重要だった。具体的には、発電所対策組織が中央制御室に連絡要員を派遣して、情報収集に齟齬が無いようにした。そのうえで発電所対策組織では、中央制御室側から伝えられる情報と、緊急時対応情報表示システム（SPDS）から得られる情報から、主要な安全設備の状態と原子炉への注水状況が取り纏められ、書き出されて表示された。このようにして、中央制御室の運転員と対策組織の要員が認識を共有した。

これは、「コモン・オペレーション・ピクチャ」と呼べるものであるが、その

情報項目はプラント設備と緊急時用設備の構成によって決まることから、今後はあらかじめ標準形式化して紙と電子媒体で表示できるようにしておくべきである。SPDS は重要なプラントパラメータを共有するツールとして有用であるが、それに加えて、パラメータを解釈して得られる情報（例えば、格納容器圧力上昇の予測）や、設備の動作可否、重要な復旧活動の情報を共有することの重要性を福島第二の教訓は示しており、そのツールとしてコモン・オペレーション・ピクチャを整備しておくことは、極めて有用と考える。また、白板に記載していた情報のなかで、特に重要な事項とその表示方法をコモン・オペレーション・ピクチャとして標準化することで、訓練を通じて継続的に改善できるようになる。

Fig. 5-12 にコモン・オペレーション・ピクチャの例を示す。中央の原子炉と格納容器の図を挟んで、上側に原子炉とその制御の状況、格納容器温度・圧力の制御の状況、下側に原子炉水位が TAF に到達する時刻と格納容器ベントが必要になる時刻の予測値といった、事故状態の把握において重要な情報が纏められている。これらは、福島第二の対策組織でも、白板に書き出されるとともに紙で配布されて共有されていた情報である。また、Fig. 5-12 の左側には、外部電源、非常用電源、ECCS の高圧注水系、低圧注水系の使用可否に関する情報が纏められている。このように安全設備の使用可否に関する情報を書き出し、随時更新しつつ共有することは、Fig. 5-2 に例示したように福島第二でも行われ、有用であった。Fig. 5-12 の右側には、福島第一の事故後に整備された重大事故等対処施設のうち、電源と注水に関する主要設備の状況が記載可能になっている。なお、この図で DEC と書かれているのは、設計超過状態（Design Extension Condition）において使用可能な設備の意味である。

さらに、情報の評価と対応活動の立案の観点で、福島第二の緊急時対応では、情報の把握・推移の予測を行いつつ、対応手段の代替可能性を常に増す戦略を立案したことが有効だった。ただし、プラントパラメータに基づく状況把握と推移予測は Fig. 5-1 の技術班が担い、対応戦略は運転操作面を発電班が、設備復旧面を復旧班が担い、本部が総合調整を随時行っていた。この機能をより強固にするためには、プランニング機能に統括者を置いて情報分析と戦略立案を統合的に行うようにすべきである。

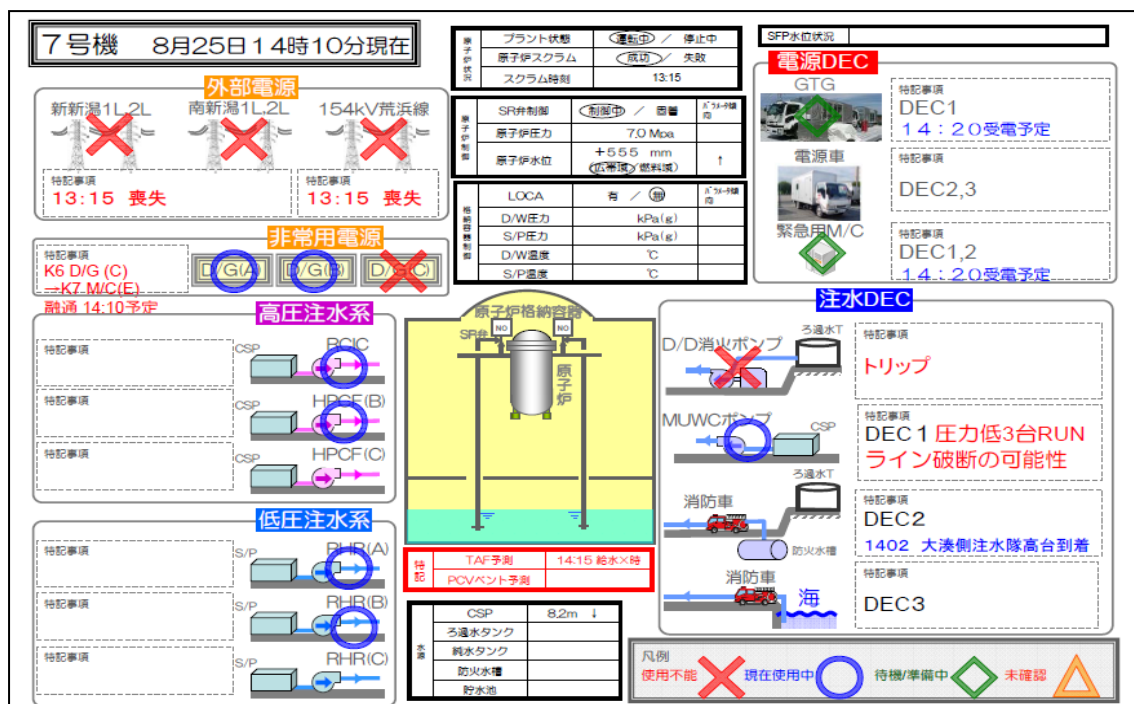


Fig. 5-12 An example of a common operation picture for information sharing among responders in a nuclear emergency.

一方、プラントパラメータの取得や緊急時対応活動の情報収集は情報班が担当し、情報分析に随時活用されていた。これも戦略プランニングの一環として位置付けて統合することが望ましい。

また、福島第二の緊急時対応の教訓として、初動の一定期間は現場活動が制約される可能性を考慮した戦略プランニングが重要である。初期は恒設設備を用いた対応で当座の安全確保を可能にし、時間経過とともに対応手段の代替可能性を高めるようなフェーズドアプローチを考慮して、対応に備えておくことが望ましい。

Fig. 5-13 にフェーズドアプローチの概念を示す。フェーズドアプローチでは、緊急時対応を事故発生からの経過時間に沿って3つのフェーズに分類して戦略プランニングを行う。第1フェーズでは、現場活動の人的資源が限定されること、安全確保ができるまで現場への要員派遣ができないこと等の制約条件から、可搬の安全設備に必ずしも期待できない。したがって、恒設設備での対応を基本とする。福島第二の緊急時対応では、まず RCIC と MUWC を用いて原子炉注水を継続させ、当座の安全を確保したが、これが第1フェーズに相当する。

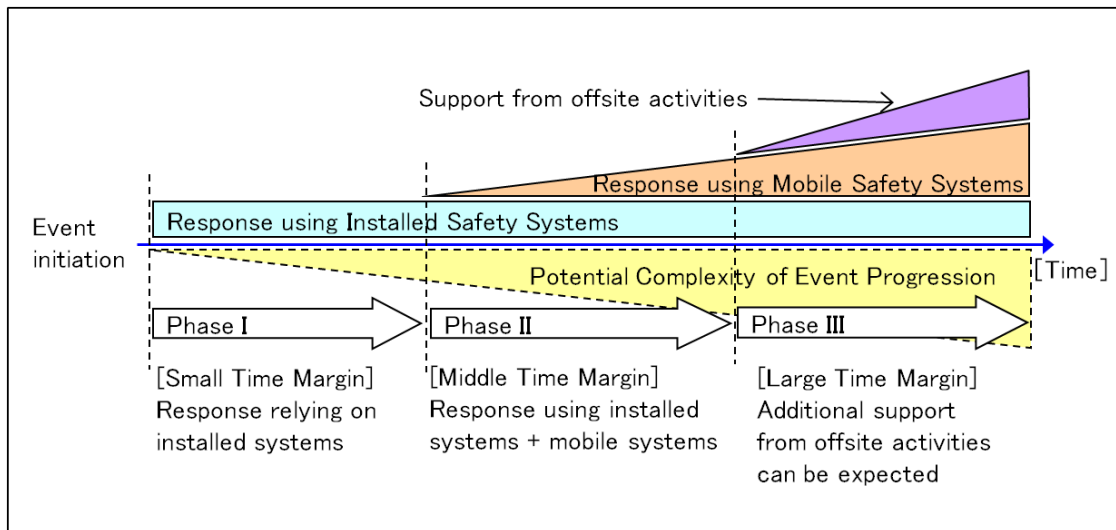


Fig. 5-13 Concept of phased approach in emergency response.

第2フェーズでは所内配備の可搬設備や予備品等の資材を活用して、復旧を進めるとともに、安全確保の手段を追加する。さらに第3フェーズでは、所外からの人的・物的支援を導入して対応の厚みを増すとともに、安全確保の継続性を確かなものにする。福島第二の例では、所内に復旧用の資機材が殆ど無かったことから、第2フェーズに相当する活動があまりできず、所外から資材が届くのを待ってから、第3フェーズに相当する復旧が行われた。

また、第1フェーズで当座の安全確保ができて、時間経過とともに二次的被害が拡大すること、第1フェーズの安全設備が故障すること、現場調査によって新たな問題が発見されること等の可能性があり、第2フェーズ以降も継続的に、対応手段の多様化と代替可能性の拡大を進めることが重要である。福島第二の例でも、浸水被害の拡大、復旧した安全設備の故障、電気火災のリスク上昇等に対し、継続的な対応手段の追加が行われた。

なお、緊急事態における各フェーズの継続時間は、その事故の状況に応じて異なる。フェーズドアプローチの概念に沿って、必要な活動の優先順位を考えつつ、戦略を構築することになる。一方、緊急時対応に備えて安全設備や要員構成を設計する際には、その検討条件として、各フェーズの想定時間を設定する必要がある。発電所毎に、重要ハザードや、安全設備の構成、地理的条件等を考慮して決めるべきだが、福島第二の例で現場へのアクセスと状況確認にお

よそ半日を要しており、フェーズ2に期待できるようになる時期としては、事故発生から12時間がひとつの目安になりえる。また、フェーズ3までの時間は、重大災害時に所外も災害の影響を受けて混乱している可能性を考慮すると、一般的な災害経験から7日がひとつの目安と考えられる。

5. 3. 4 運転と復旧の実行機能（ICSのオペレーション機能）

福島第二の緊急時対応では、戦略の実行機能のうちの運転操作面を中央制御室が、設備復旧面を復旧班が担った。この緊急時対応では、基本的には被害を受けなかった設備を運転員が操作し、被害設備を復旧要員が直すという分担がなされ、特に両者の接点で問題が生じることは無かった。

しかしながら、新規制基準のもとで可搬型の安全設備が増えており、復旧要員による可搬設備の設置と、それを活用した運転員による対応操作という重要な業務接点が増えることから、今後は実行機能の統括者を置いて、より統合的に対応できるようにすることが望ましい。

また、福島第二の緊急時対応の教訓としてこの実行機能を担う組織は、現場活動での瓦礫の撤去能力、現場照明、通信連絡手段の確保など、緊急時活動における安全確保についても備えておく必要がある。さらに、緊急復旧作業に必要な技能を高め、休祭日や夜間も含めて何時でも対応できるようにする必要がある。一方、緊急復旧後には復旧機器を長期にわたって安定的に稼働させる必要があり、設備診断技術と補修技術を習得しておくことも重要である。

5. 3. 5 ロジスティクス機能

福島第二の緊急時対応では結果として成功したものの、殆どのロジスティクスが事前計画の無い対応になっていた。したがって以下のとおり、多くの重要な教訓がこの分野には存在する。

まず、重要な復旧資材の大半が、緊急事態発生以降の臨機の対応によって調達されている。想定を超える事態への対応力を高めるためには、安全上重要な機能を担う設備が損傷した場合に必要な復旧資材をあらかじめ検討し、発電所内の備蓄、もしくは外部調達と発電所への輸送手段について備えておく必要がある。

福島第二の緊急時対応では、発電所への復旧資材輸送においても困難を経験した。ロジスティクスに専門的な能力を有するチームを育て、輸送体制、調達・輸送状況の把握と情報管理、輸送隊と本部の連絡手段等の面で、対応能力を充実させる必要がある。

また、これらの活動のうち特に発電所外で行う活動に際しては、自然災害との複合災害に対処する必要があることも、あらかじめ想定しておく必要がある。実際に福島第二の緊急時対応においても、国道 6 号線が地震と津波で寸断されることによって、冷温停止に必要な復旧資材の発電所への輸送が遅れる事態が起きている。

さらに、復旧活動を継続的に支えるためには、軽油やガソリンを発電所に輸送するとともに、発電所内でこれらの危険物を安全に一時貯蔵して取り扱うための手段を計画しておく必要がある。

5. 3. 6 総務機能

総務機能については、緊急時対応が長期化する可能性にも備える必要がある。

福島第二の緊急時対応の教訓から、総務機能に期待される役割には、緊急時対応要員に代わって家族の安否と自宅の損傷状況を確認すること、精神面でのケアプログラムを構築すること、限定された空間内で多数の対策要員が活動し、寝泊まりすることによる衛生上のリスク等を考慮し、必要な対策を講じることが含まれる。これらの詳細は、5. 2. 5 項で述べたとおりである。

5. 4 本章の結論

東日本大震災における津波によって、福島第二の 1、2、4 号機は原子炉の除熱機能を全喪失したが、臨機応変の活動で RHR を復旧させて冷温停止に成功した。本研究では、実際に想定を超える緊急事態への対処に成功した福島第二の対応における重要な成功要因と課題を分析し、原子力発電所の緊急時マネジメントシステムを強化するための教訓として抽出した。

その結果、マネジメントシステムとして、①戦略を立案するとともに、実施状況を分析して改定する戦略プランニング機能、②ロジスティクスの機能、③長期の緊急時活動を支える機能について、強化が必要であることが判った。

これらの強化を実施するために、ICS を原子力緊急時組織に応用した緊急時マネジメントシステムを提案した。ICS を原子力緊急事態のマネジメントに応用するのは、米国および日本でこれが初めてである。

また、ICS の応用にあたり、緊急時対応の強化に向けて重要な点を検討し、明らかにした。具体的には、情報分析と戦略設計を統括する役割の明確化、コモン・オペレーション・ピクチャの活用を含む情報共有手段強化、フェーズドアプローチによる戦略設計、プラント操作ならびに可搬設備の運用と復旧活動といった戦略実行を統括する役割の明確化、緊急時対応を担う発電所員の直営作業能力の育成、ロジスティクスに専門的な能力を有するチームの育成、資材備蓄と調達改善、長期の対応にあたる要員と家族のケアなどであり、これらについて、ICS をプラットフォームとした強化を提言した。

本章の参考文献

- 5-1) Tokyo Electric Power Company, *Fukushima nuclear accident analysis report*, http://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/2012/1205638_1870.html as of June 2016, (2012).
- 5-2) Japan Nuclear Technology Institute, *Tokyo Denryoku Fukushima Daini Genshiryoku Hatsudensyo Tohokuchiho Taiheiyo-oki jishin oyobi tsunami ni taisuru taiojokyo no chosa oyobi chushutsusareru kyokun ni tsuite*, (2012) [in Japanese].
- 5-3) Atomic Energy Society of Japan, *Fukushima Dai-ichi Genshiryoku Hatsudensho jiko sono zenbo to asu ni muketa teigen*, Maruzen-shuppan, Tokyo, ISBN 978-4-621-08743-5, (2014) [in Japanese].
- 5-4) Federal Emergency Management Agency, *Introduction to the incident command system (ICS 100)*, (2010).
- 5-5) A. M. Howitt, H. B. Leonard, *Managing Crises*, CQ Press, Washington, D.C., ISBN978-0-87289-570-6, (2009).

第 6 章 結論

2011 年の東日本大震災において、福島第一では冷却機能を失って炉心が溶融し、さらに格納容器が閉じ込め機能を失って大量の放射性物質が放出された。この事故を教訓として、様々な安全設備による炉心損傷防止対策が進められているが、深層防護の観点からは、炉心が損傷する重大事故にも備えた放射性物質の放出抑制策の強化が重要である。

第 1 章では、重大事故に備えた深層防護をレジリエンスの観点から強化することによって、放射性物質の放出を抑制する観点から、格納容器漏えいの分析を踏まえた閉じ込め機能の強化策、ヨウ素やセシウムなどの放射性物質を除去しつつ、格納容器内のガスを排気して、格納容器の破損を防止するフィルタベントシステム(**Filtered Containment Venting System: FCVS**)の開発目的と、それらを運用する緊急時マネジメントの課題を抽出した。**FCVS** は欧州での開発実績はあるが、その性能特性の詳細を公開した論文はなく、本章では、**FCVS** のあるべきシステム構成とその性能向上、有機ヨウ素フィルタの開発などを研究目的とすることを明確にした。

第 2 章では福島第一 2 号機の事故時の格納容器のデータを分析し、その過圧破損対策としての **FCVS** の必要性を明確にした。2 号機の原子炉建屋内の汚染分布の調査結果、格納容器の圧力と温度の経時変化、格納容器雰囲気モニタ系による事故時の放射線計測記録等から、主たる漏えい個所を格納容器上蓋フランジに絞り込んだ。そのうえで、ガスケットを改良型 **EPDM** 材に変更するとともに、ガスケット外側のフランジ面に追加シール材を施工する独自の対策構造を考案し、重大事故時の放射線、熱、蒸気的环境に耐えることを試験で確認した。また、事故後の長期にわたる継続使用にも耐え、漏えいを防止することも試験で確認した。

さらに、原子炉への注水が途絶えた後の注水再開時には、非凝縮性ガスと蒸気が大量に発生して格納容器圧力が急上昇する可能性があるため、注水前にベントして格納容器圧力を下げることが安全であることを明らかにした。これを踏まえて、一定の圧力到達時にベントするという既存の運用方針に対し、事故進展に応じた柔軟なベント運用を、安全性向上の観点から新たに提案した。

第3章では、FCVSの開発と性能向上についての研究成果をまとめた。福島第一の事故では、放射性のセシウムやヨウ素が、周辺住民の長期避難、食物生産制限等の影響をもたらした。これらの大半は、水酸化セシウムやヨウ化セシウムのエアロゾルとして格納容器から放出されるが、アルカリ性の水中に溶解させて安定的に保持することが可能である。そこでFCVSのフィルタは、水酸化ナトリウム溶液の湿式スクラバと、液滴除去性能に優れた金属繊維による乾式フィルタを組み合わせた構成とした。そのうえで、スクラビングプール内のノズルと気泡細分化装置を組み合わせ、スクラビングプール上部の整流板による水面安定化等、新たな工夫を行って、放射性エアロゾルが高効率で除去できることを、試験で検証した。

試験では、フィルタ装置内でエアロゾル粒子が慣性衝突で沈着する効果が、除去メカニズムとして支配的であることを明らかにした。また、スクラバのプール水温が上昇し、蒸気凝縮によるエアロゾル捕捉効果が期待できなくとも、慣性衝突で除去性能が十分に維持できることも判った。

さらに、FCVSフィルタの除去性能の検討において、エアロゾル粒子の特性を代表する指標として、空気動力学径が適切な指標であることを確認し、空気動力学径に応じた除去性能の特性を明らかにした。これによって、重大事故シナリオと事故対応に応じた除去性能の定量的な予測を可能にした。

第4章では、銀ゼオライトで有機ヨウ素を除去するフィルタを開発し、FCVSの高性能化を行った。ヨウ化メチルに代表される有機ヨウ素は、水に殆ど溶解しない気体であり、FCVSに追加する有機ヨウ素フィルタの開発は世界的に先駆けた研究である。このフィルタは重大事故時に使用するため、全交流電源喪失を条件として考慮する必要があるため、ファンによるガス流量制御や電気ヒータによる湿分除去ができないので、水蒸気環境を模擬した有機ヨウ素吸着試験を行い、その特性を確認した。また、格納容器ベント開始時のガスに含まれる水素が、銀を還元させて性能を低下させる可能性があるため、水素を含むガス中での試験も行った。その結果、フィルタ上流にオリフィスを設置して水蒸気を含むベントガスに露点温度差を与えるとともに、銀ゼオライト充填層を通過す

るベントガスの接触時間を適切に設定することで、有機ヨウ素に対して DF が 50 を超える除去性能が得られることを確認した。

これらを踏まえてフィルタ装置を設計し、実機サイズのフィルタユニットを用いた流動試験で、充填層を通過するガス速度の分布を把握するとともに、フィルタ容器内の流動解析も行い、有機ヨウ素を除去するフィルタ装置として十分な性能が得られることを確認した。

第 5 章では、Incident Command System (ICS) に着目し、これを原子力に応用した緊急時マネジメントシステムを提案した。特に、情報分析と戦略設計を統括する役割の明確化、コモン・オペレーション・ピクチャの活用を含む情報共有手段強化、フェーズドアプローチによる戦略設計、プラント操作ならびに可搬設備の運用と復旧活動といった戦略実行を統括する役割の明確化などを、このシステムによって改善した。また、緊急時対応の基盤を強化する観点から、発電所員の直営作業能力の訓練、迅速なロジスティクス能力を有するチームの育成、長期の対応要員と家族のケアなども、この新しいマネジメントシステムの一環として提案した。

以上の研究成果は、Fig. 6-1 に示すような相互関係にある。レジリエンスの観点から本研究が目指したことは、速やかに安全機能を回復させることと、フォールアウトの影響を軽減して、住民の安全確保と同時に地域社会が回復可能にすることである。前者に関しては、ICS を原子力に応用したシステムを提案し、緊急時マネジメントを改善した（5 章）。後者に関しては、格納容器に対する従来の考え方を変える提案をした。すなわち、想定を超過する事態では、ミニマムリリースを含む制御可能性を確実に維持することで、格納容器破損の防止を確かなものにするべきで、それによって住民の安全確保と地域社会の回復可能性を担保するという考え方である。制御不能な漏えいを防止するために、格納容器シール材の改良を行うとともに、予期型ベントを含む FCVS の柔軟な運用を提案した（第 2 章）。また、FCVS の柔軟な運用は、新しい緊急時マネジメント（第 5 章）による改善によって、確実に実施できるようにした。一方、そのような事態でもリリースをミニマムにしてインパクトを抑制するために

FCVS を開発し、セシウムやヨウ素等の放射性物質を効率的に除去できるようにした（第3章、第4章）。さらに、FCVS の特性を詳細に把握し、事故時の様々な条件に応じて放出抑制効果を定量的に評価できるようにした（第3章）が、このように対応効果の予測可能性を高めることは、事故の状況に応じた柔軟な FCVS の運用も支えるものである。

以上のように、本研究では設備面(ハード)と人的マネジメント面(ソフト)が相互に働きあうシステムを構築した。これによって、レジリエンスの観点から、深層防護を強化することができると考えられる。

本研究を通じて得た知見を活用するとともに、今後も、活用を通じた更なる知見の獲得と技術の発展によって、原子力発電所の安全性を継続的に向上させることが重要である。

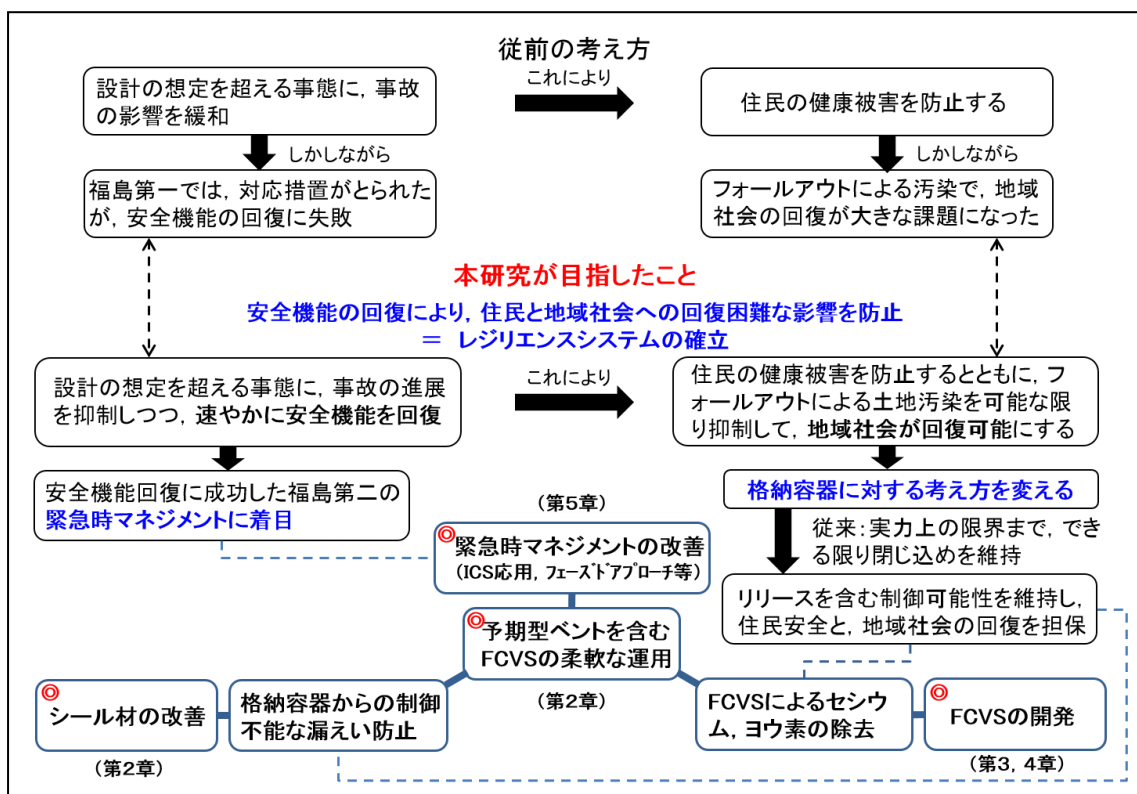


Fig. 6-1 Results of this study as the elements of the proposed resilience system in the fourth layer of defense in depth.

謝辞

本研究の実施ならびに本論文の執筆を通じて、終始変わらぬ暖かいご指導とご鞭撻をいただきました北海道大学大学院工学院エネルギー環境システム専攻の奈良林直教授に、心より感謝いたします。福島事故の分析やフィルタベントシステムの開発における技術的な留意点、有機ヨウ素フィルタへの銀ゼオライト適用の示唆など、本研究を進めるなかで貴重なご指導を賜りました。

また、本研究を進めるにあたっては、多くの同僚や関係者にご協力をいただきました。特に、東京電力株式会社の木村剛生氏、大森修一氏、渡邊史紀氏、大木俊氏、平尾和紀氏、梅田陽子氏、株式会社コベルコ科研の井田徹氏、立川隆司氏に感謝いたします。

略語集

ABWR :	Advanced Boiling Water Reactor、改良型沸騰水型原子炉
BWR :	Boiling Water Reactor、沸騰水型原子炉
CAMS :	Containment Atmospheric Monitoring System、格納容器雰囲気モニタ系
CST :	Condensate Storage Tank、復水貯蔵タンク
D/D :	Diesel Driven、ディーゼル駆動
DEC :	Design Extension Condition、設計超過条件
DF :	Decontamination Factor、除染係数
D/G:	Diesel Generator、非常用ディーゼル発電機
D/W :	Dry Well、ドライウェル
ECCS :	Emergency Core Cooling System、非常用炉心冷却系
EECW :	Emergency Equipment Cooling Water system、非常用ディーゼル発電設備冷却系
EPDM :	Ethylene-Propylene-Diene Methylene linkage rubber、エチレン・プロピレン・ジエンゴム
ERC HQ :	Emergency Response Center Headquarters、緊急時対策組織本部
FCS :	Flammability Control System、可燃性ガス濃度制御系
FCVS :	Filtered Containment Venting System、フィルタベントシステム
GTG :	Gas Turbine Generator、ガスタービン発電機
HPCF :	High Pressure Core Flooder、高圧炉心注水系
Hx :	Heat Exchanger、熱交換器
ICS :	Incident Command System、緊急時指揮システム
LOCA :	Loss Of Coolant Accident、冷却材喪失事故
LPCI :	Low Pressure Core Injection system、低圧炉心注水系
LPCS :	Low Pressure Core Spray system、低圧炉心スプレイ系
M/C:	Metal-Clad switchgear、メタルクラッド開閉器（高圧電源盤）
MSIV :	Main Steam Isolation Valve、主蒸気隔離弁
MUWC :	Make-Up Water Condensate system、復水補給水系

PCV :	Primary Containment Vessel、原子炉格納容器
RHR :	Residual Heat Removal system、残留熱除去系
RHRC:	RHR Cooling water system、残留熱除去機器冷却系
RHRS :	RHR Sea water cooling system、残留熱除去機器冷却海水系
RCIC :	Reactor Core Isolation Cooling system、原子炉隔離時冷却系
RPV :	Reactor Pressure Vessel、原子炉圧力容器
RWCU :	Reactor Water Clean-Up system、原子炉冷却材浄化系
S/C :	Suppression Chamber、サプレッションチェンバ（圧力抑制室）
SRV :	Safety Relief Valve、逃がし安全弁
TAF :	Top of Active Fuel、燃料有効頂部