

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会
第11回会合

議事次第

1. 日 時 令和2年3月27日(金) 13:30 ~ 17:30
2. 場 所 原子力規制委員会 13階会議室B,C
3. 議 題
 - (1) サプレッションチェンバのスクラビング効果について
 - (2) 1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析等について
 - (3) 2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果
 - (4) その他
4. 配布資料
 - 資料1: 議事次第
 - 資料2: 論点整理
 - 資料2-1: サプレッションチェンバのスクラビング効果について
 - 資料2-2: 1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析等について (第2回)
 - 資料3: 次回以降の論点案
 - 資料3-1: 2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果について
 - 資料3-2: 1, 2号機排気筒ドレンサンプル水のスペクトル分析結果について (速報)
 - 資料4: 今後の現地調査等
 - 資料5: これまでの事故分析検討会における論点の整理
 - 資料6: 参考資料等
 - ・原子力規制委員会への事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見について
 - 資料7-1: JAEAにおける試料分析の計画について [国立研究開発法人日本原子力研究開発機構]
 - 資料8-1: 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施について [東京電力ホールディングス株式会社]

○論点整理(本日の主な論点)

主な論点

1,2号機体系と3,4号機体系間の汚染度の差は、原子炉格納容器(PCV)内の汚染度の差によるものと考えられる。

〔 2つの体系の汚染状況の差からベント時のPCV内の汚染度の差を導けるのではないか。 〕

サブテーマ

- 有効ベント回数(1号機1回、3号機2回)
- ★ □ サプレッションチェンバ(S/C)のベント時のスクラビング効果
(プールスクラビングのDF) ⇒資料2-1
- ★ □ S/C真空破壊弁におけるバイパスの影響 ⇒資料2-2
- 3号機原子炉容器の急速な圧力低下(13日午前9時頃)の原因
(インターロックによるADS作動、MSLのクリープ破損等)
- 3号機のD/W圧力とW/W圧力の差(D/W圧力>W/W圧力)
- 炉心損傷時のCs早期放出

補足調査等

- ベント配管内の水の影響
- 1,2号機スタックドレン水の分析

サブプレッションチェンバのスクラビング 効果について

論点

①-4) S/CにおけるDF

②-1) ベントの成立性

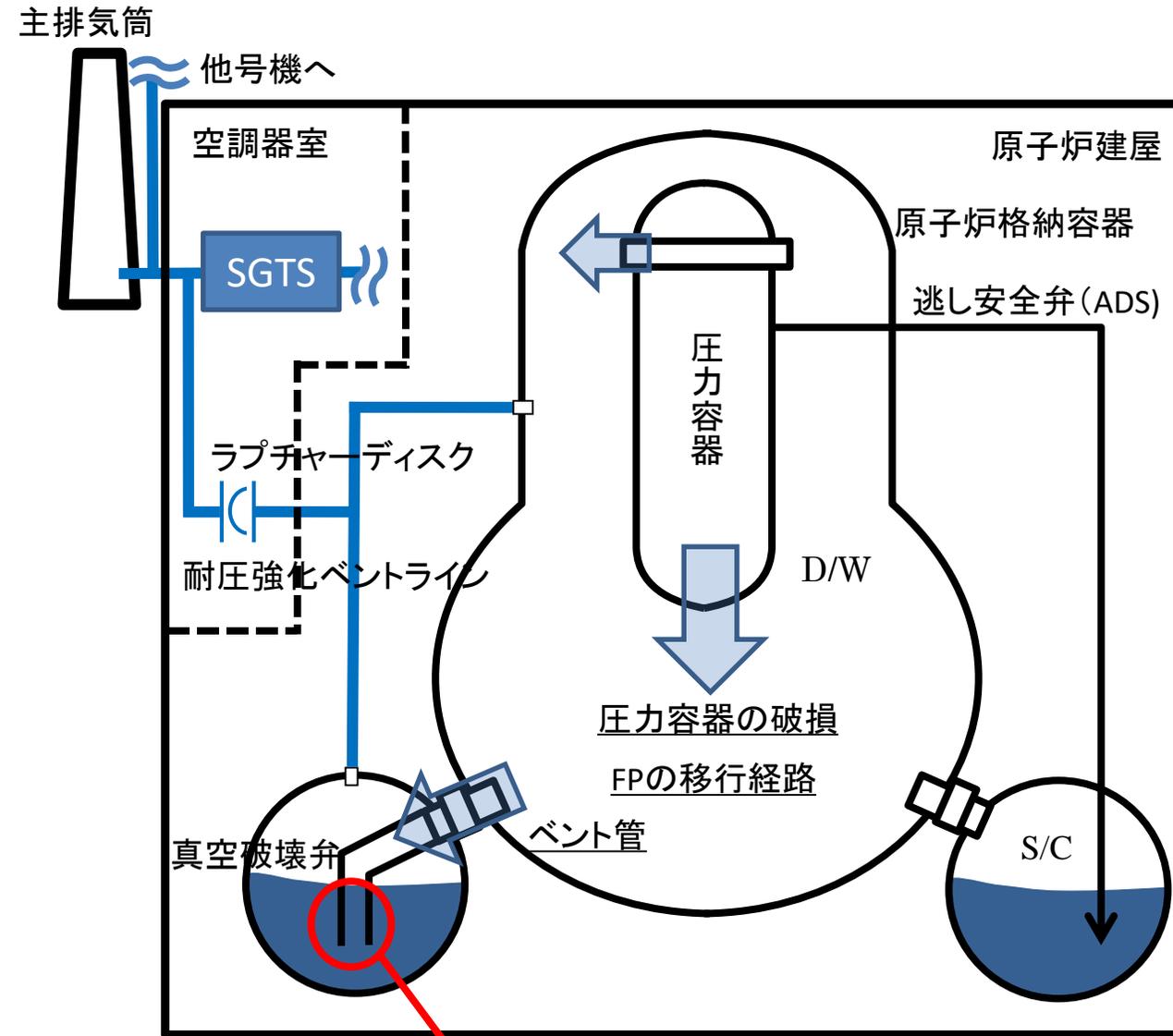
②-7) 有効ベント回数

2. サプレッションチェンバ(S/C)のDF効果

- S/C水のサブクール度や減圧沸騰の有無によるDF効果への影響はあるのか。

S/Cとベント管の位置関係をもとにしたスクラビングの実験結果[NRA基盤G研究成果(R1年)]によれば、S/CのDF効果は、大きな影響を受けない。

- スクラビングによるDF効果に関しては、いくつかの研究結果も存在する。
○H5年度の電力共同研究の結果
○ミラノ工科大での実験など



S/Cにおけるスクラビングによる影響

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染状況

1, 2号機と3, 4号機の 汚染レベルの差

- 1, 2号機と3, 4号機は、体系的に「相似」の関係
- 格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存
- 1号機は、ドライで高温なベントガス。3号機は、ウェットで低温なベントガス。
- スクラビングは、サブクールや減圧沸騰の有無より水深がDF効果に影響する
- 1, 3号機の炉心損傷の経緯
- PCVからの漏えい箇所、時期
- 配管等における蒸気凝縮の影響
- 1号機ベントは1回成立
- 3号機ベントは2回成立

⇒ 検討会(次々回以降)

2, 3, 4号機のSGTSフィルタの汚染状況と逆流経路

- 2号機RDの汚染状況と作動の関係
- FP及び水素の逆流経路、汚染レベルの差
- GDのベント時の逆流防止機能

⇒ 検討会(今回、次回)

1号機S/C内の真空破壊弁 周辺に高い汚染

- 1号機ベントは真空破壊弁を通じてスクラビングなしの可能性
- 真空破壊弁の構造、機能
- 1, 2号機SGTS配管の高温履歴とベントの関連性

⇒ 検討会(次々回以降)

スタック下部に高線量箇所

- スタック内部の構造が影響
- スタックの構造、機能及び汚染状況

⇒ 検討会(次回)

■ 現地調査等により確認された事項
■ 主な論点

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理(案)	
<p>1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【4/4】</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1,2号機ベント配管の汚染 ② 1～3号機耐圧強化ベント ③ SGTS逆流汚染 ④ RDの動作 <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性 	<p>S/C水のサブクール度や減圧沸騰の有無によるDF効果への影響はあるのか。 →</p>	<p><u>スクラビングの効果は、サブクールや減圧沸騰の有無よりも水深がDFの効果に影響すると考えられる。(⇒ 次々回以降議論)</u></p> <p><u>スクラビングによるDF効果について幾つかの研究結果があり、議論が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>
	<p>1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染が確認されている。 →</p>	<p><u>1号機ベントは、S/Cの真空破壊弁を通じたスクラビングされていないベントガス放出の可能性。更なる確認が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>

【参考資料】

- ・プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験(第8回会合 資料4)
- ・電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを元にしたスクラビング効果等について(第10回会合 資料2)

これまでの事故分析検討会の議論を踏まえたスクラビング効果について

○スクラビング効果の整理

各種事故シーケンスを模擬した実験条件範囲内では、

- DFは、水深による影響が大きい(一定程度の水深によりDFの効果が期待される)。
- 流入気体の非凝縮性ガス割合(50%以上の範囲)がDFへ及ぼす影響は小さい。
- プール水の減圧沸騰は、DFへ有意な影響を及ぼさない。
- プール水温の上昇に伴い、DFが若干増大する傾向が見られる。(流入気体が飽和温度以上の条件)



**Nuclear
Regulation
Authority, Japan**

東京電力福島第一原子力発電所における
事故の分析に係る検討会第8回会合
資料4

プールスクラビングによる エアロゾル除去効果実験

第10回「研究報告会」

平成29年11月1日

技術基盤グループ シビアアクシデント研究部門
秋葉美幸



説明内容

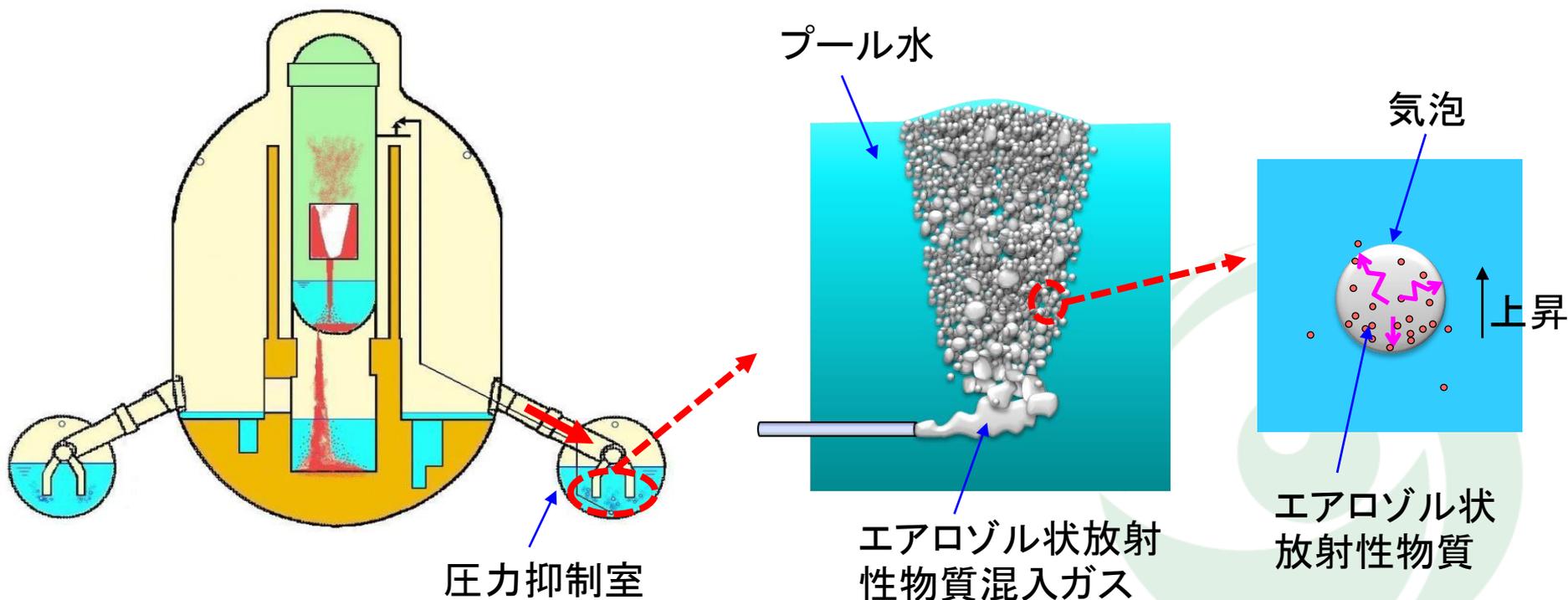
1. 本研究の背景と目的
2. 装置と実験条件
3. 実験結果と考察
4. まとめと今後の展開



1. 本研究の背景と目的

プールスクラビング効果

事故時に、エアロゾル状放射性物質が混入したガスを圧力抑制室等のプール水中に流入させ、放射性物質をプール水で捕獲する効果



1. 本研究の背景と目的

既往研究

プロジェクト	目的	結果	規模
ACE (国際共同実験)	各種パラメータによる特性	エアロゾル種類によらず、水深とともに捕獲率向上	中規模 D1.5 x H6.1 m
LACE (EPRI)	各種パラメータによる特性	エアロゾル粒子径の増加とともに捕獲率向上	小規模 D2 x H2.6 m
GE	単一気泡に対する除去効果調査	気泡寸法と捕獲率には顕著ではないが依存性がある傾向	小規模 可視化可能な容器
EPSI (JAERI)	高温高圧条件	高温高圧下でもACEやLACEと同傾向は同様	中規模 D0.2 x H4.3 m
国内BWR電力 共同研究	各種パラメータによる特性	広範かつ詳細な実験がなされ、ACE、LACE及びEPSIと同様な傾向を確認。	大規模 D1.5 x H10 m

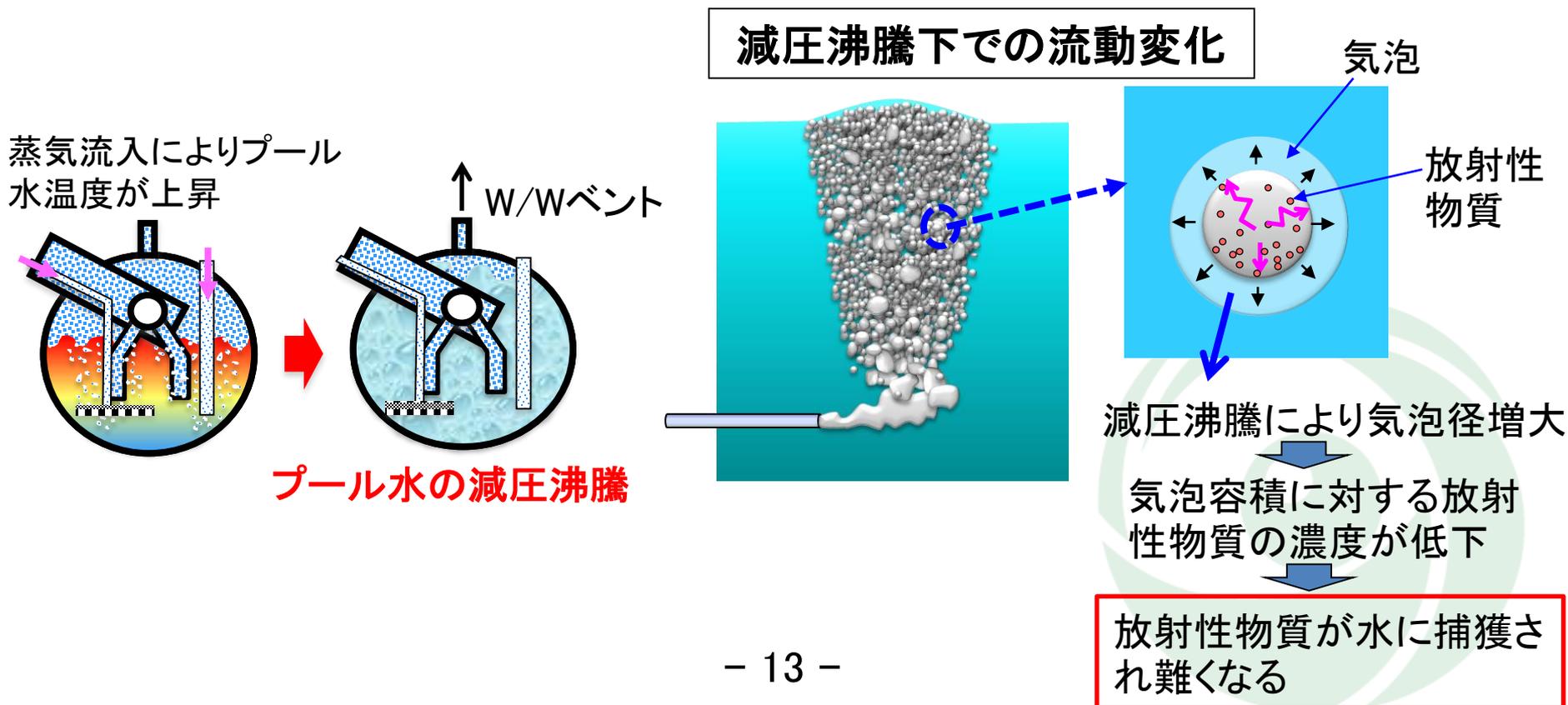
- ✓ 常温～高温まで様々な条件で実施。
- ✓ ただし、全て圧力、温度等が一定の条件であり、プールが減圧沸騰する条件は実施されていない。

1. 本研究の背景と目的

スクラビングに関する課題

東京電力福島第一原子力発電所事故時におけるW/Wベントのスクラビング効果への影響

圧力抑制室からのベントで、圧力抑制プールが減圧沸騰し、スクラビングによる放射性物質の除去効果の低減が懸念された。



1. 本研究の背景と目的

海外動向

IPRESCAプロジェクト* (2017年6月～)

* 第2第3世代原子炉を対象とした
欧州における共同体NUGENIA
傘下のプロジェクト

ターゲット:

BWRのS/PのみならずPWRのSGTR等にも適用可能な汎用スクラビング
解析モデルの構築

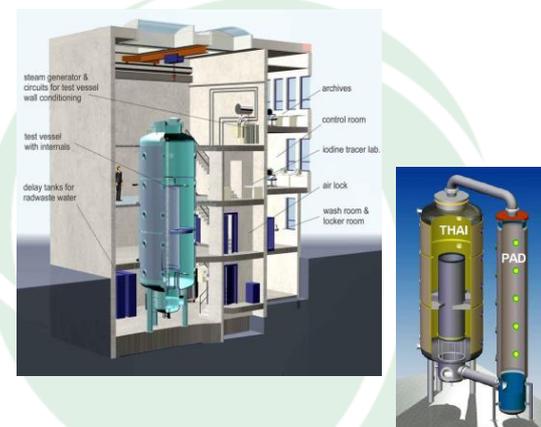
実施内容:

上記事象のスクラビング現象を模擬した条件での高精度なエアロゾル計
測実験し、解析モデルの高度化を図る。(担当を参加国で割り振り)

OECD/NEA THAI3プロジェクト (2016年2月～)

大規模装置でのスクラビング実験を実施
(溶解性エアロゾルCsI使用)

- ・プール水中気泡挙動の高速度カメラ計測
- ・減圧条件における要素実験実施
- ・プール水に溶解したヨウ素について、プール水の
pHや蒸気流入が及ぼす気相への移行挙動を調査



1. 本研究の背景と目的

規制庁のスクラビング研究全体概要

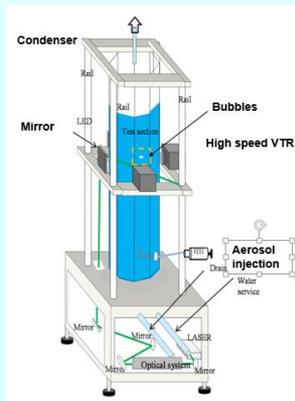
個別効果・可視化実験

小規模実験

筑波大

最新計測器による高速
高分解能データ取得

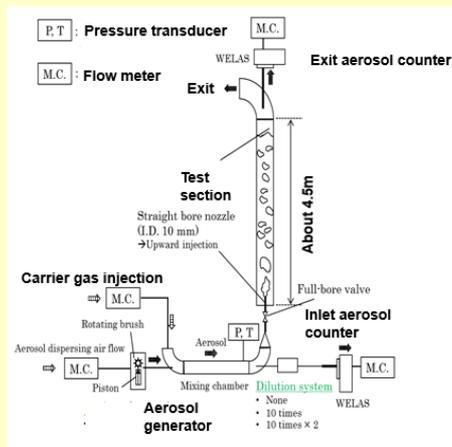
- ・単一気泡内エアロゾル挙動
- ・溶解性／難溶解性エアロゾル挙動



中規模実験

JAEA

パラメトリックな実験条件
での二相流動及びスクラ
ビングデータの取得



- ・減圧沸騰時の二相流動及びエアロゾル挙動の検討
- ・スケーリング効果の検討

大規模実験

東芝

実機相当条件での、減
圧沸騰がスクラビング
効果へ及ぼす影響評価



今回紹介

SPARC90*モデル改良

SPARC90改良モデルの
寸法影響効果確認

SPARC90改良モデルの
実機適用性の確認

*SPARC90 : 事故進展解析コードMELCORに組み込まれているスクラビング解析コード

1. 本研究の背景と目的

スクラビング大規模実験の目的

大規模実験装置により、減圧沸騰の除染係数*(DF)への影響を評価する。

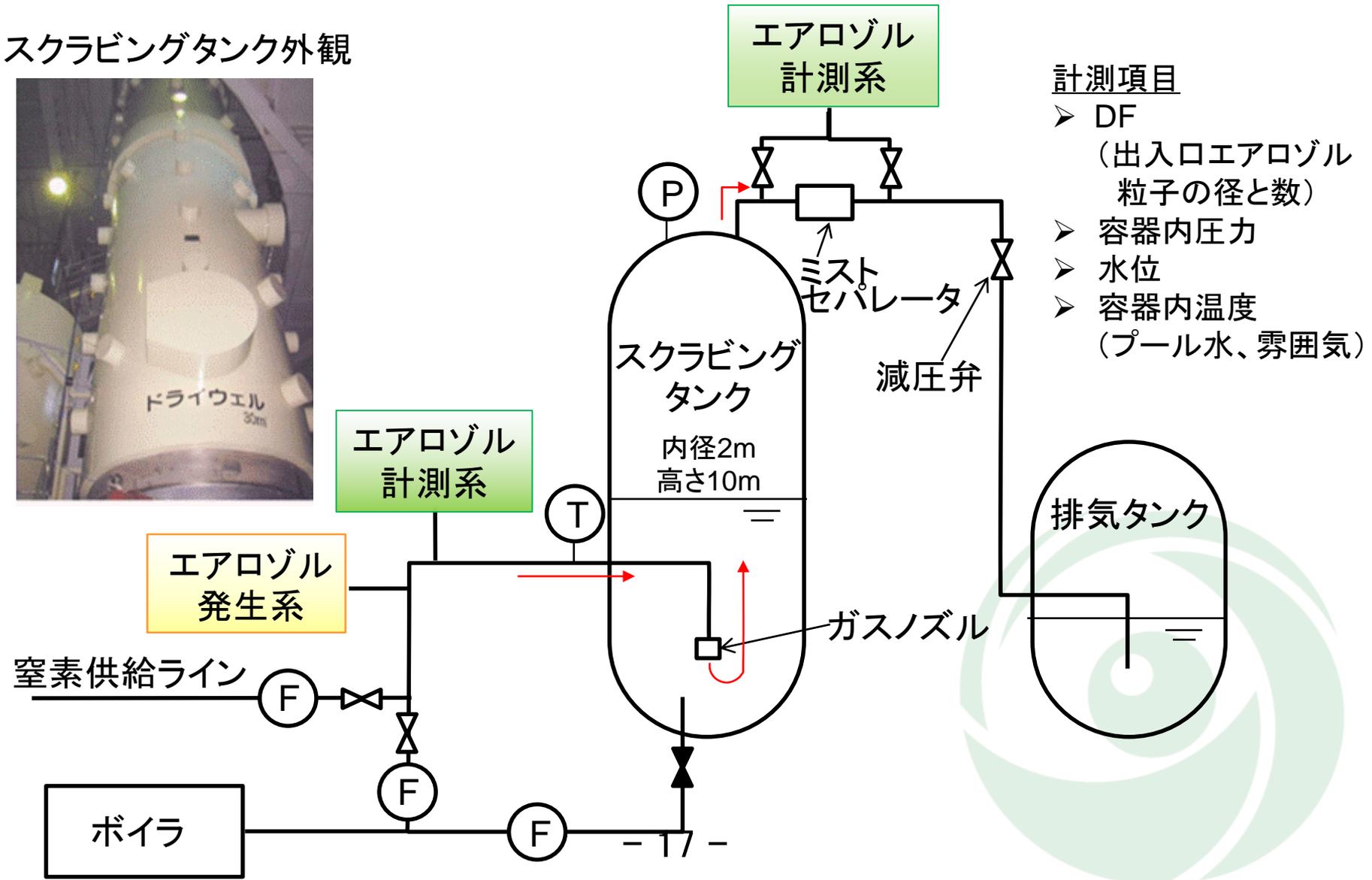
*除染係数(DF: Decontamination Factor)

$$= \frac{\text{入口エアロゾル質量}}{\text{出口エアロゾル質量}}$$

2. 装置と実験条件

実験装置

スクラビングタンク外観



2. 装置と実験条件

実験条件

パラメータ	設定値	実機との整合
ガス流量	150 kg/h	ノズル出口流速
ガス組成	①窒素50%蒸気50% ②窒素100%	実機条件範囲
ガス温度	プール飽和温度以上	
サブマージェンス (ノズルから水面までの距離)	1.4, 2.7, 3.8 m	
容器初期圧力	330 kPa	
プール温度	常温～飽和温度近傍	
減圧率	90, 1200 Pa/sec	

ベントタイプノズル、BaSO₄エアロゾル(難溶解性)

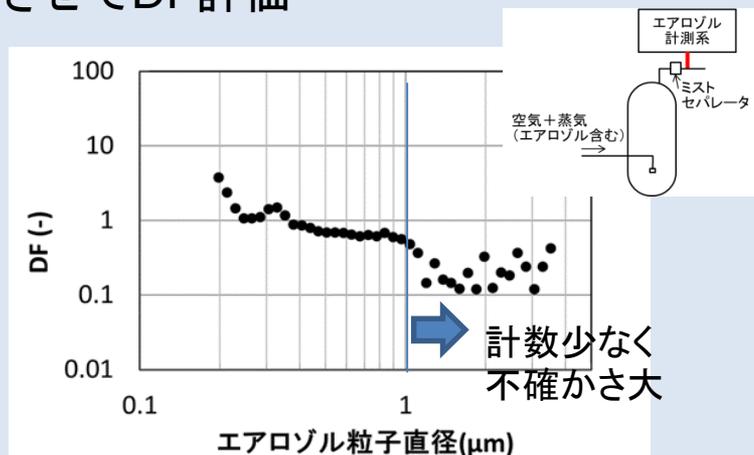
現状: 定常¹⁸1ケース+減圧27ケース実施(再現性含む)

2. 装置と実験条件

装置の妥当性確認実験

バックグラウンド実験

ガス噴出ノズルをプール水から露出させてDF評価

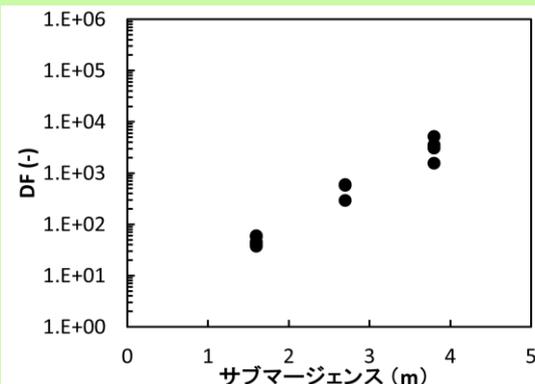


DFはほぼ1で、配管や容器壁面への付着等はほぼ影響なし

定常実験

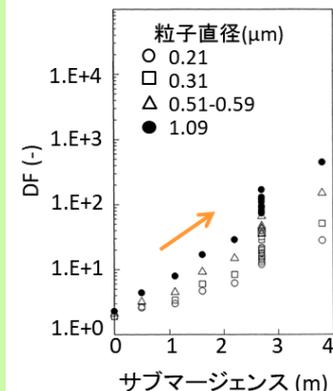
既往の定常実験と同じ条件(圧力、温度、流量一定)で、DF評価

本実験結果



- ・既往実験とほぼ同等なDF
- ・サブマージェンス(水深)とともにDF増加する傾向等も既往実験と同じ

既往実験結果*



装置の妥当性を確認

減圧実験実施

*「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」特別専門委員会報告書, 原子力学会, 2010
(国内BWR電力共同研究試験結果)

減圧沸騰条件におけるデータの較正

① 減圧沸騰での発生蒸気による希釈較正

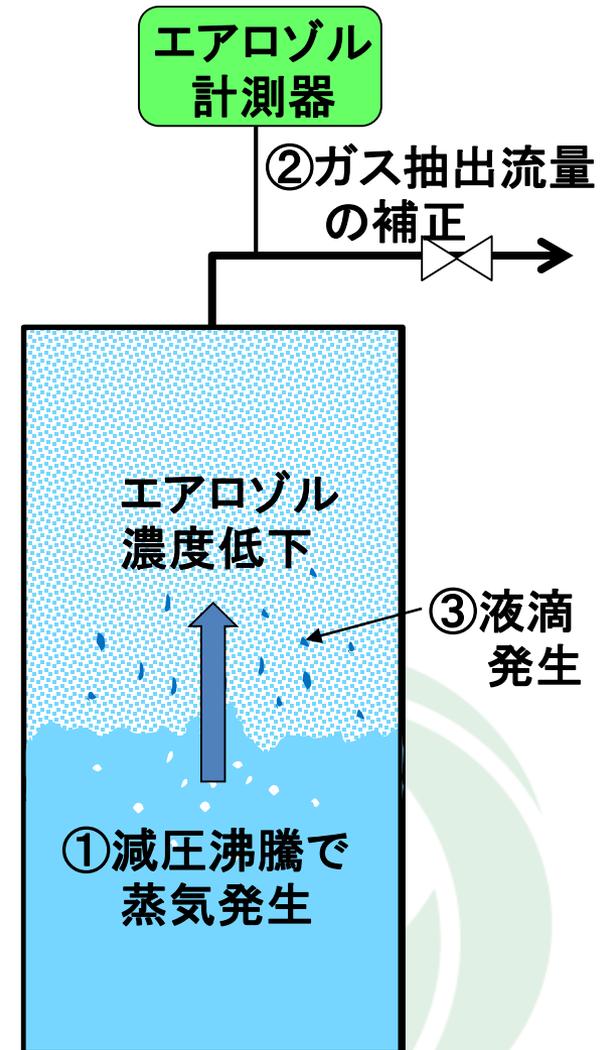
減圧沸騰で発生する蒸気により、出口側のエアロゾル濃度が低下。DF評価では、入口のエアロゾル量に対する出口量を評価するため、発生蒸気による希釈分を補正。発生蒸気量は気体の状態方程式を基に算出。

② 試験部出口側の抽出流量較正

エアロゾル計測は入口、出口配管から一部ガスを抽出し、計測。抽出部入口と出口の差圧を利用してガスを抽出しているが、減圧時には試験部出口側の圧力が低下し、抽出量も低下するため、その分を補正。

③ 液面からの飛散液滴の較正

液面から発生した液滴をエアロゾル粒子として計測する可能性があるため、その分を補正。液滴の発生率を評価するKataoka-Ishiiの式で算出したところ、発生率は 10^{-10} と非常に小さい評価となり、ほぼ影響は無いと考えられるため、補正せず。



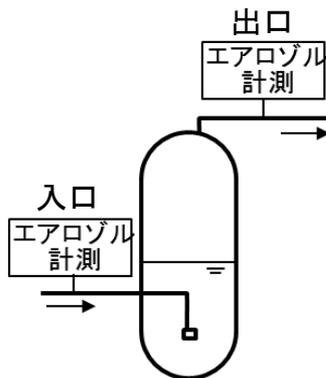
3. 実験結果と考察

代表的な実験結果

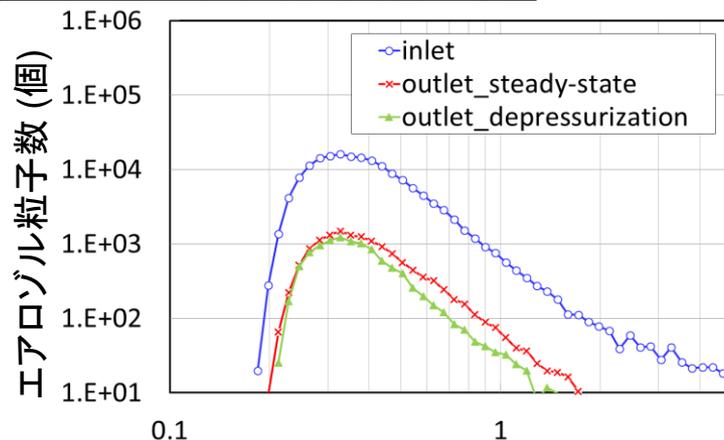
有意な計数値が得られた粒径 $0.3 \sim 1 \mu\text{m}$ では、減圧時のDFは減圧開始前の定常時とほぼ同等

条件

- 減圧率 90 Pa/sec
- サブマージェンス 1.4 m
- 初期プール温度 飽和近傍
- 流量 150 kg/h
- 窒素 50% 蒸気 50%
- ガス温度 140 °C

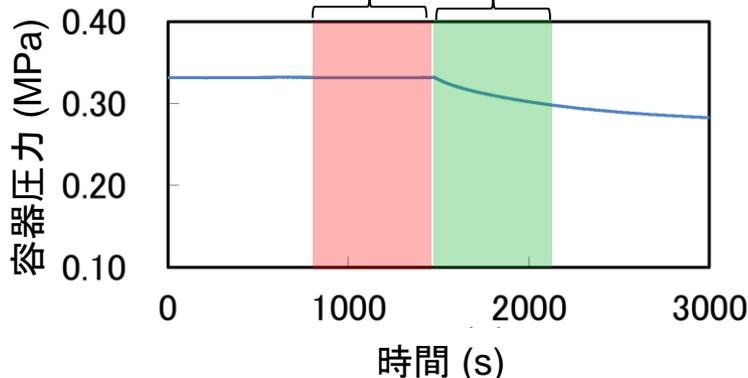


エアロゾル粒径分布(補正後)

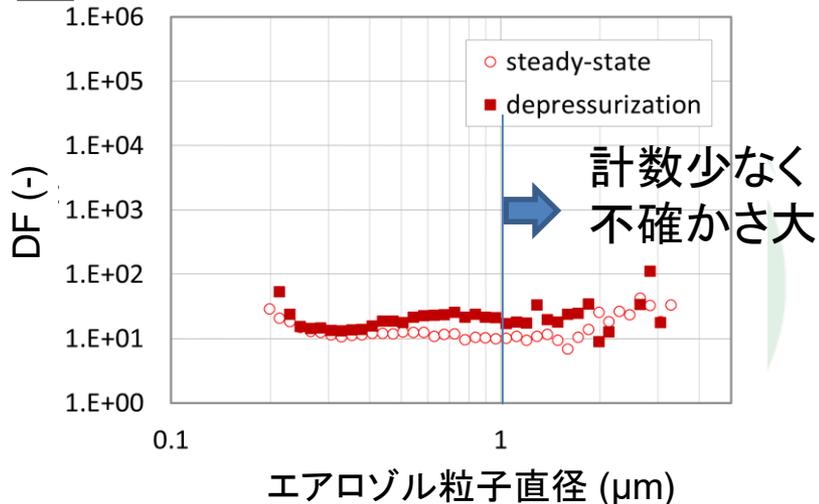


容器圧力変化

定常時 計測時間 減圧時 計測時間



DF

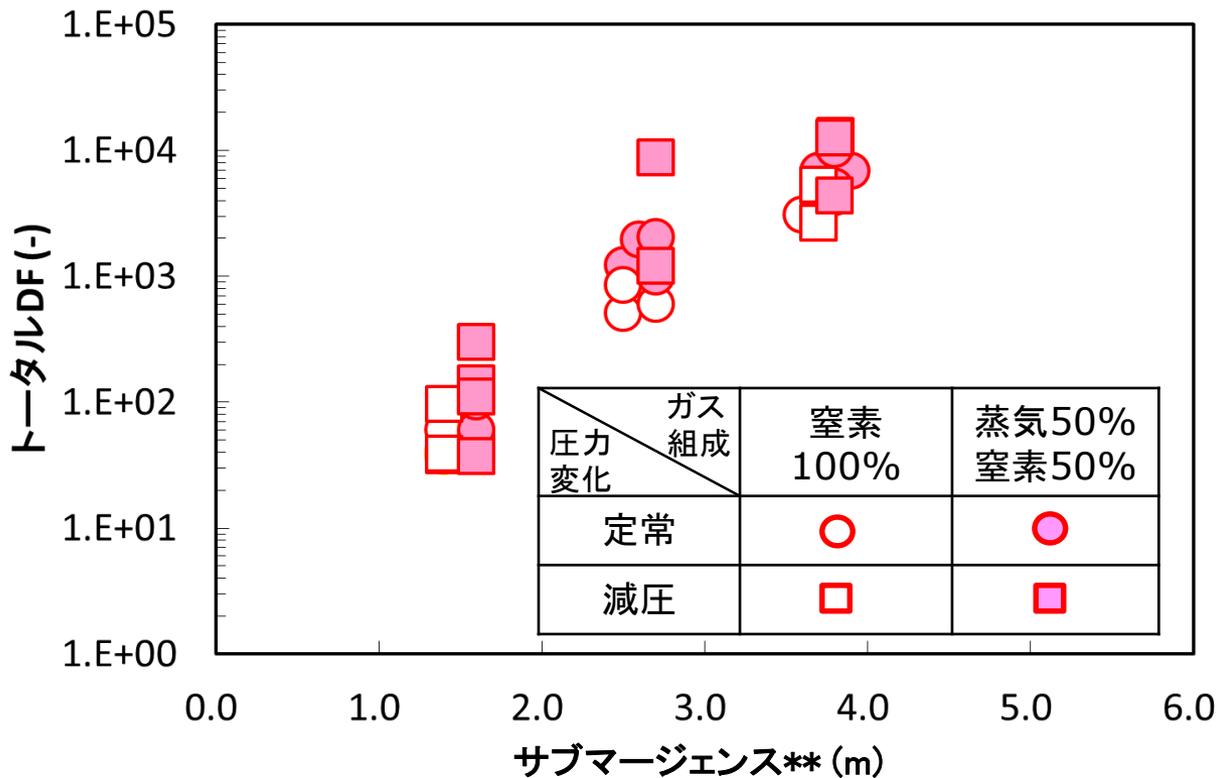


3. 実験結果と考察

トータルDF*の評価

- ・減圧時のDFは定常とほぼ同等。
- ・サブマージエンスの増加に伴ってDF増加。
- ・ガス組成の影響は小さい傾向。

※ただし、較正法等の検討を今後さらに行い、確実なデータとする予定。



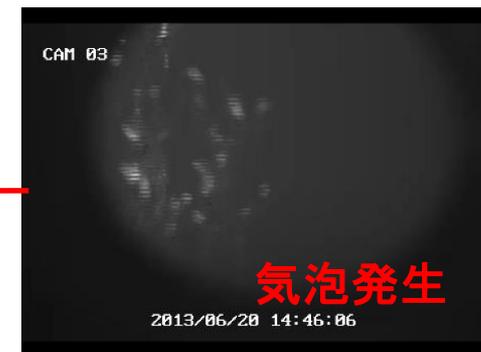
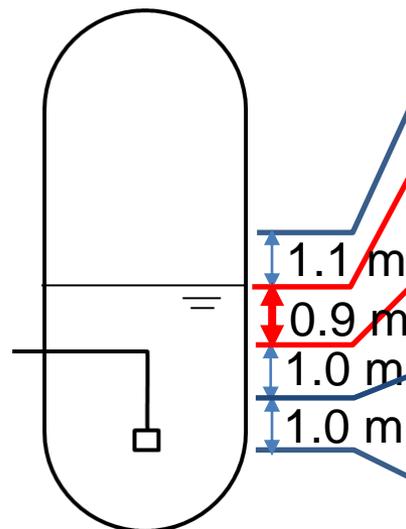
3. 実験結果と考察

減圧による沸騰が発生する水深範囲

可視化によると水面～1m程度



本実験条件では二相
挙動への影響はある



※ガス流入無しの条件



4. まとめ

圧力抑制プールの減圧沸騰によるスクラビング効果への影響を大型実験装置により評価し、以下の知見を得た。

- ✓ ベントタイプノズルを用いた本実験範囲では、減圧時のスクラビング効果は定常時とほぼ同等な結果が得られており、減圧による影響は小さいと考えられる。



以上

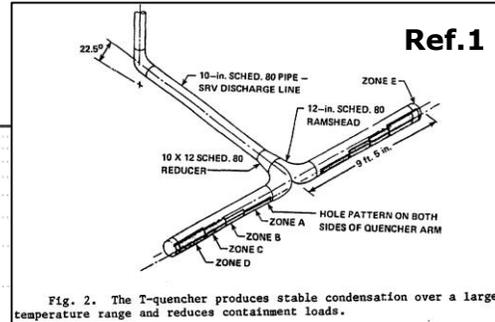


電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを元にしたスクラビング効果等※について

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第10回会合
資料2 1,2号機及び3,4号機ベント配管の汚染に関する解析等について より抜粋

※原子力規制庁において、同報告書データを加工し、独自の解釈を行った。

スクラビング効果の比較



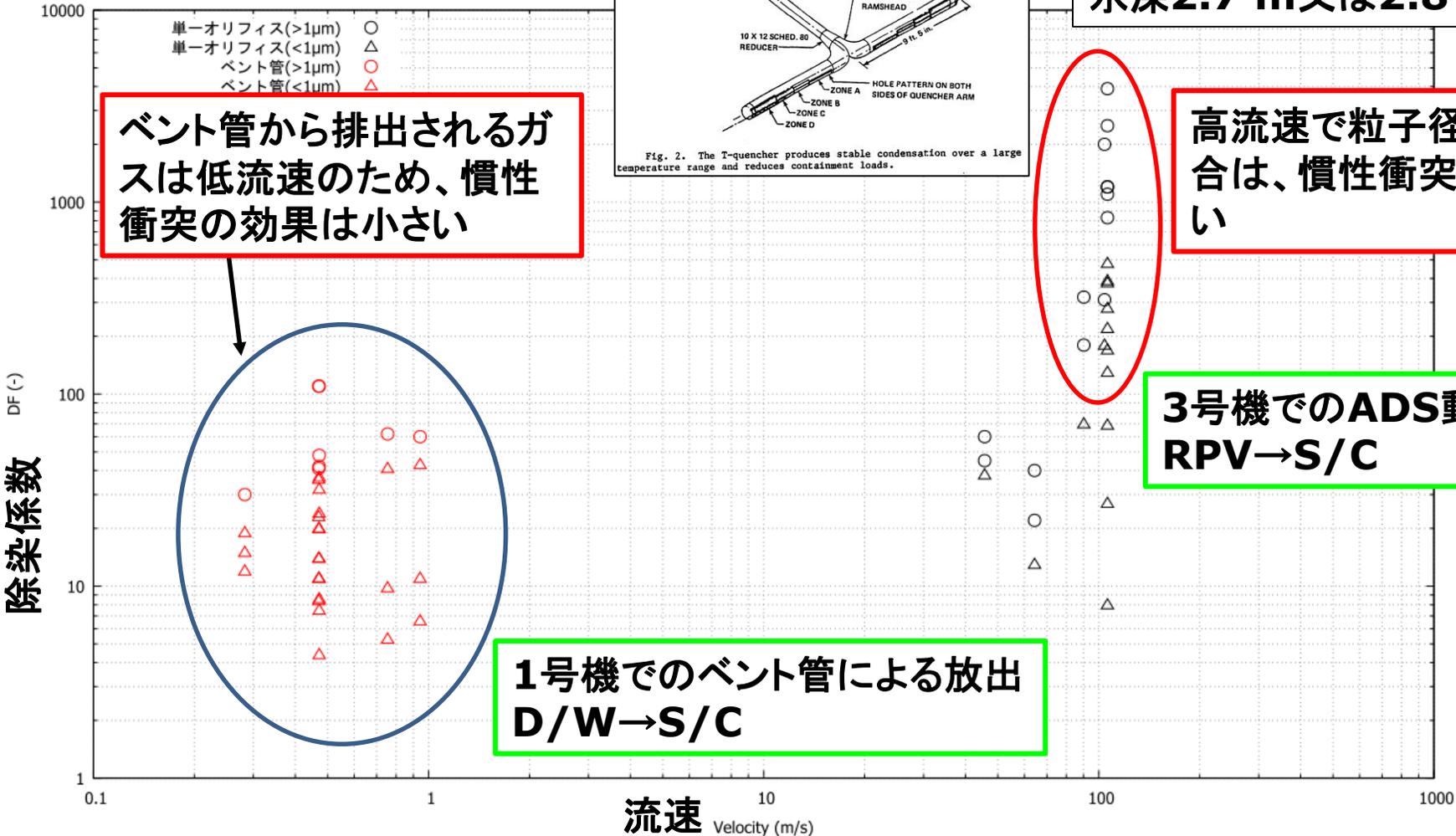
非凝縮性ガス(水蒸気0%)
水深2.7 m又は2.8 mでの結果

高流速で粒子径が大きい場合は、慣性衝突の効果が高い

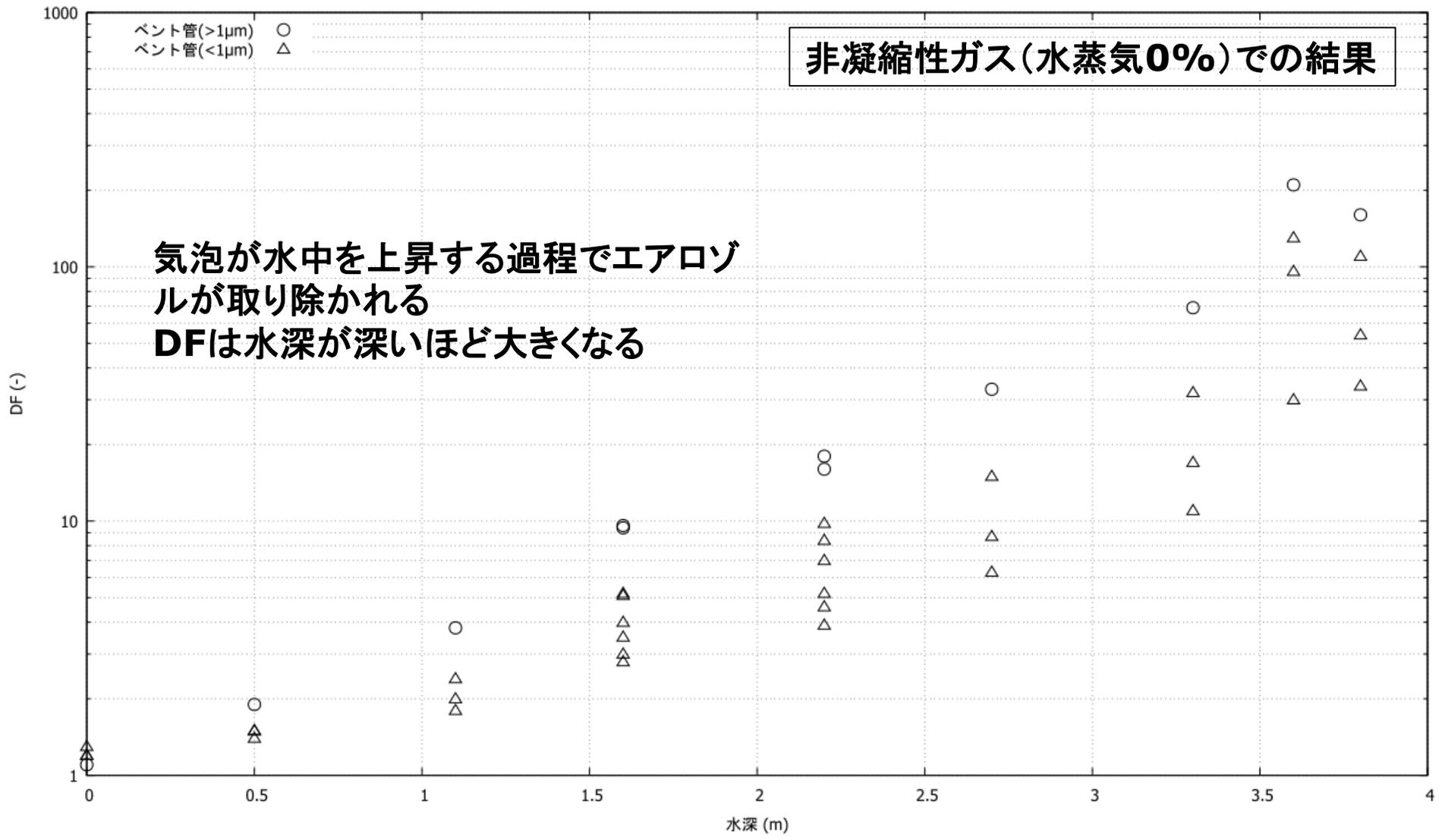
3号機でのADS動作時の放出
RPV→S/C

1号機でのベント管による放出
D/W→S/C

ベント管から排出されるガスは低流速のため、慣性衝突の効果は小さい



スクラビングへの水深の影響

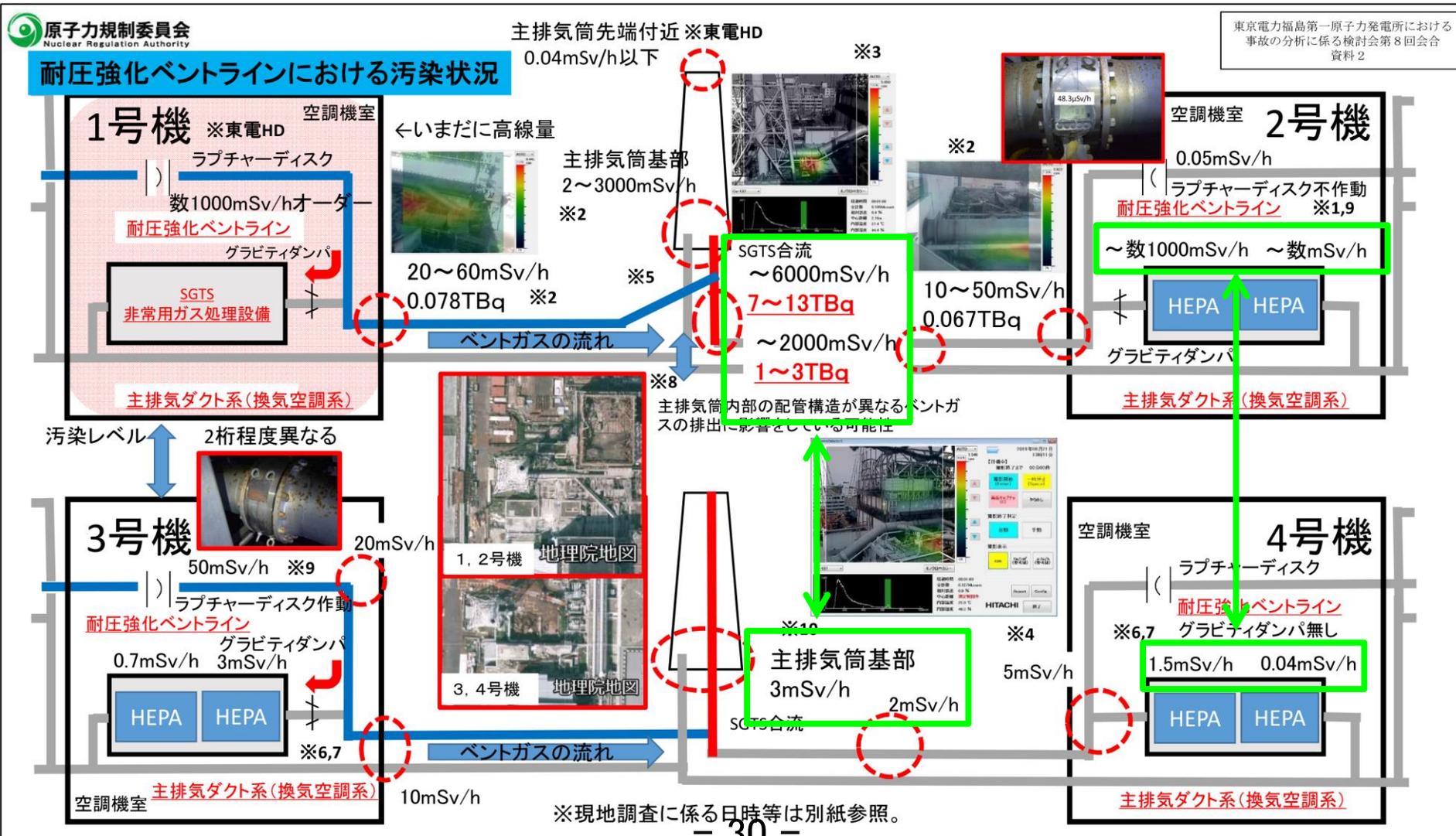


1,2号機及び3,4号機ベント配管の汚染に 関する解析等について(第2回)

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室
星 陽崇

耐圧強化ベントラインにおける汚染状況

1号機のベントラインは3号機のベントラインより線量が約2~3桁高い



前回の真空破壊弁に関する評価の問題点

- 真空破壊弁において想定されるバイパス流量が既往の試験の適用範囲内か
- 圧力挙動に関する評価手法が適当でなかった(次項)
 - D/W圧力とS/C圧力の実測値の利用方法が不適切
 - また、解析ではPCVからの漏洩の仮定に強く依存
- ベントによる放出量の評価において考慮すべき事象が不十分
 - 非常に広い空間場(S/C気相部)でのCs濃度は一様と仮定
 - ベント時(急激な圧力低下)の流動状況において適当か
 - バイパス後、エアロゾルは瞬時に一様に拡散する想定
 - D/WからS/Cへ移行後、環境へ放出されずS/Cに残留するCs量への影響

前回資料の訂正

D/WとW/Wの圧力差 (バイパスあり)

1号機

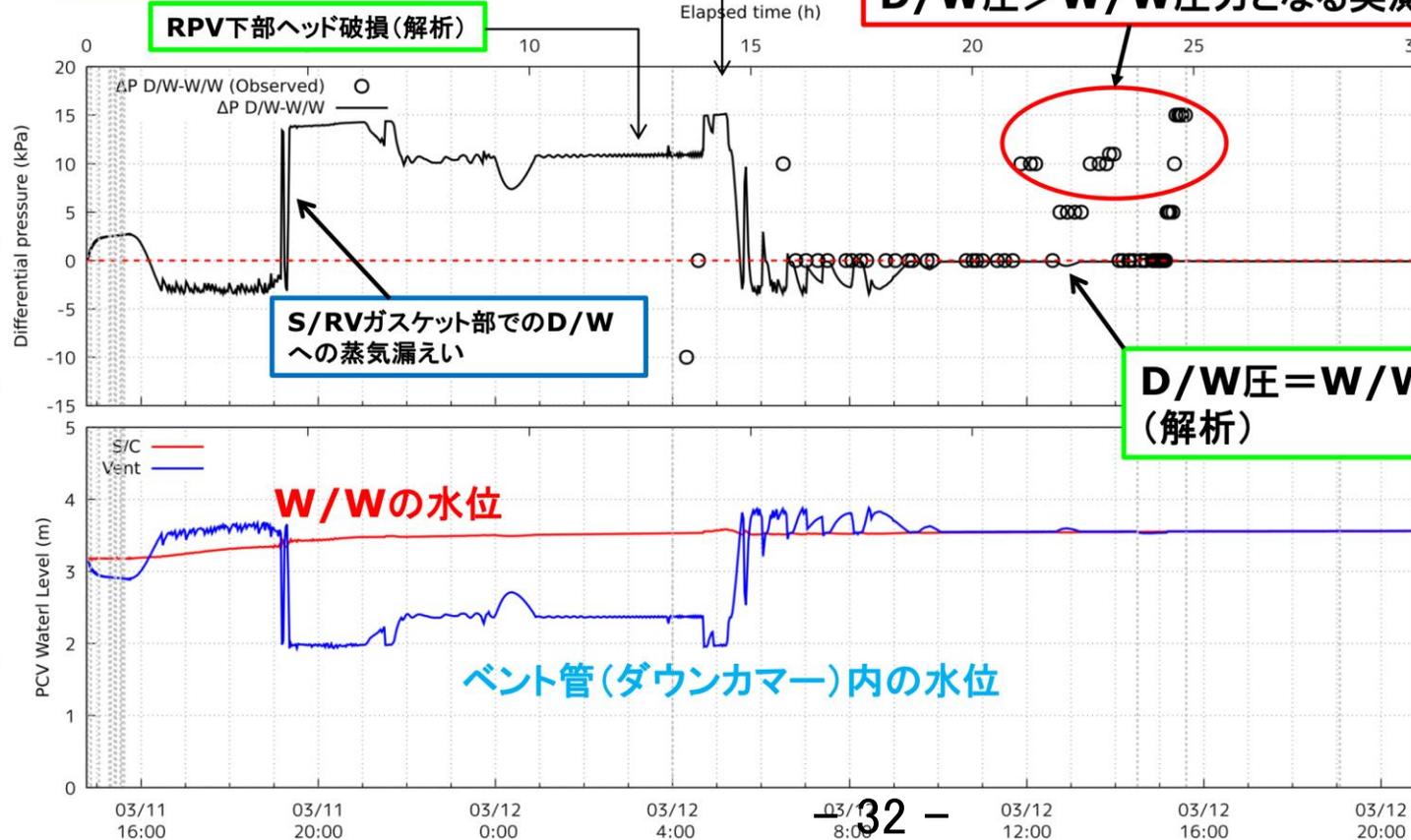
真空破壊弁にバイパス(1 cm²→約100 cm²;D/W温度の上昇に伴い拡大*)を仮定

解析ではD/Wヘッドフランジからの漏洩が発生

D/W圧>W/W圧力となる実測値

D/WとW/Wの圧力差

W/Wの水位



RPV下部ヘッド破損(解析)

S/RVガスケット部でのD/Wへの蒸気漏えい

D/W圧=W/W圧力(解析)

W/Wの水位

ベント管(ダウンカマー)内の水位

※第10回会合資料から抜粋し、黄色の網掛部を加筆。同資料のスライド8に示すバイパス面積も、同様にD/W温度の上昇に伴い拡大。

今回の報告内容

- 国際共同プロジェクトでの解析に基づくベントによるCs-137放出量の考察
- 福島第二原子力発電所1号機における真空破壊弁ガasket脱落の状況
- 大規模なバイパスが生じた場合の放出量への影響について
 - 既往の実験的知見の範囲(小規模なバイパス)を超える場合
- 今後の検討内容

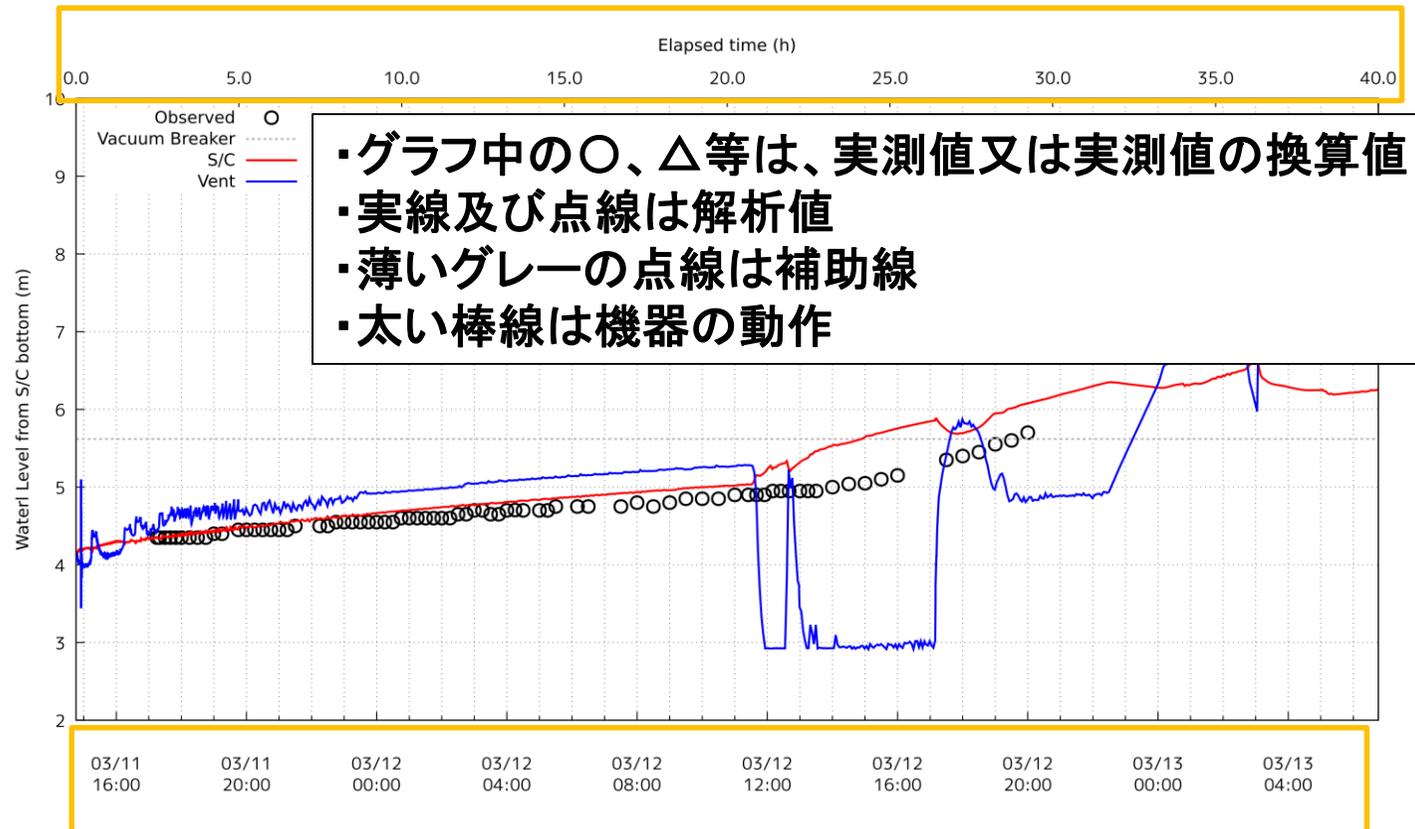
本資料での表記方法

赤色の枠は運転実績、
既往の実験結果等

青色の枠は、解析及び
検討に用いた仮定

緑色の枠は、検討の結
果導かれた考察

グラフ上側の横軸は地震発生からの経過時間

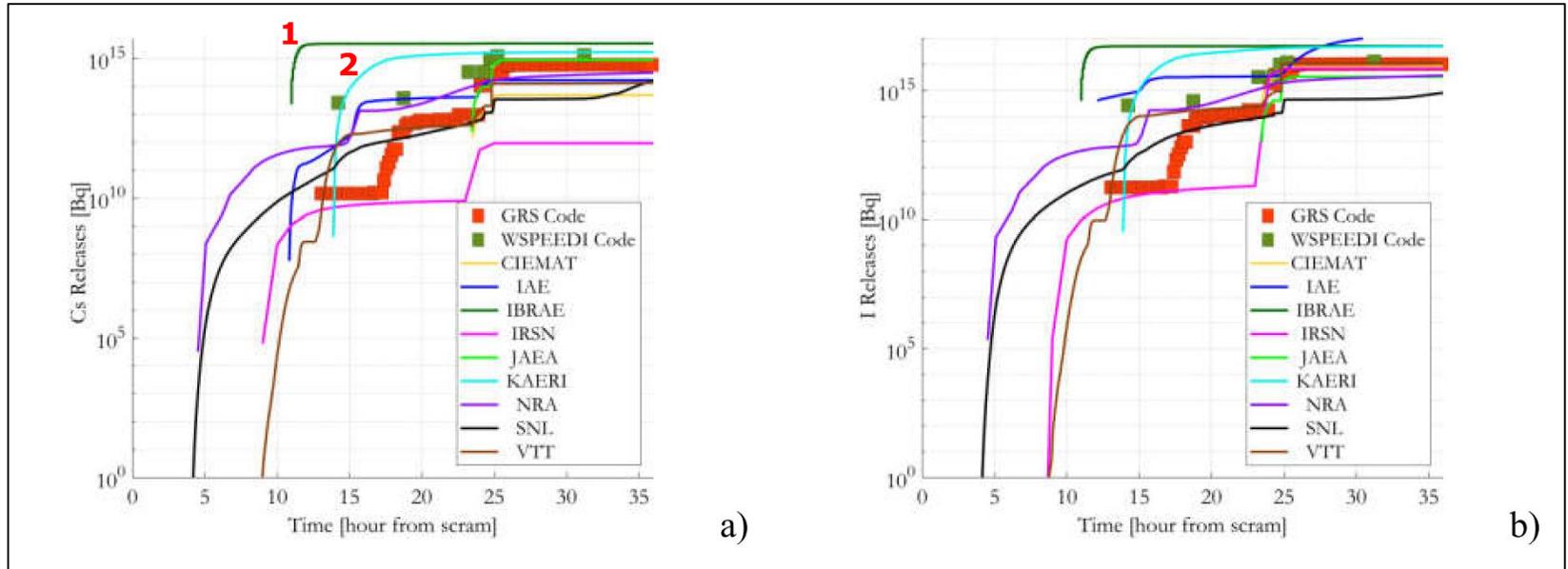


グラフ下側の横軸は日時

OECD/NEA BSAF2での評価

1号機

参考文献
に加筆



- 標記ベンチマーク解析では、1号機における環境へのCs放出量は 6×10^{13} Bq ~ 5×10^{15} Bqと評価されている
 - 上記はCs元素の放出量であるため、Cs-137としては約1/2の30 TBq ~ 2500 TBqに相当する
 - 図中の1と2のケースは主たる放出がベントではなく、PCVからの漏洩と推定されるため、除外すると、概ね100 TBq程度の放出量

OECD/NEA BSAF2の結果に基づく評価

- 前項に示したように、1号機のベントによるCs-137の放出量は概ね100 TBq程度と考えられる
- UNSCAREによる評価量(Cs-137: 150 TBq)¹と比較しうる範囲にある
- 真空破壊弁においてバイパスが生じなくとも、ベントによって相当量のCs-137が放出されたと考えられる
 - 真空破壊弁にバイパスが生じた場合でも、その寄与は数十TBq程度と推察される
- したがって、真空破壊弁でのバイパスは、3号機の耐圧強化ベントラインと比較して、1号機の耐圧強化ベントラインの線量が高いことの主たる要因とは考え難い

1. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation, "UNSCEAR 2013 Report to the General Assembly with Scientific Annexes," 2014

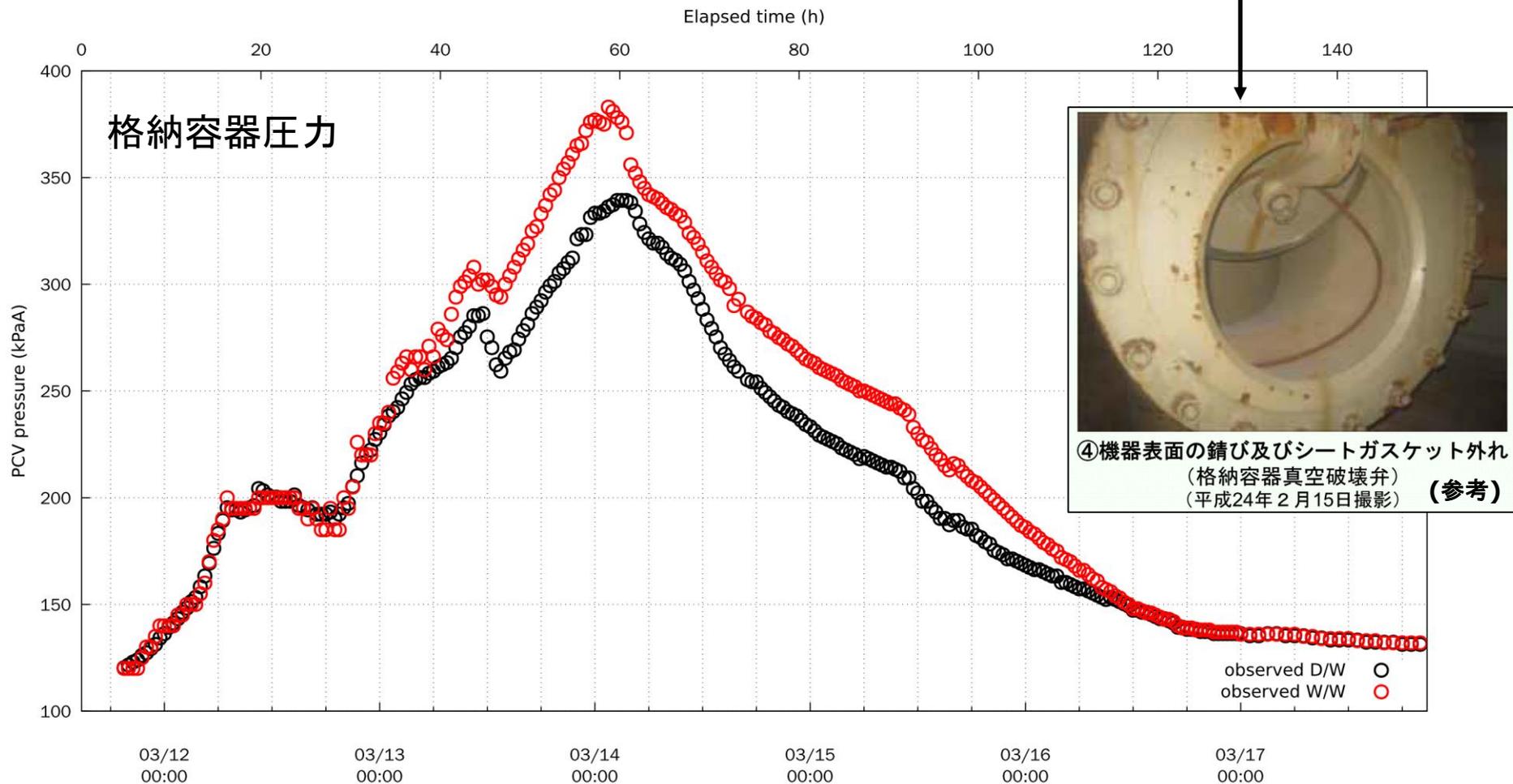
1号機真空破壊弁の機能喪失モード

- 前項で示したように、真空破壊弁でのバイパスは、1号機の耐圧強化ベントラインにおける高線量の主たる要因とは考え難い
- ただし、真空破壊弁でバイパスが生じたとすれば、その原因、放出量への寄与等について検討する必要がある
- 真空破壊弁でバイパスが生じた場合に、その原因、影響の大きさ等により対策が異なる
 - 過温破損の場合は、冷却手段の強化、下部ヘッド破損防止等
 - 機械的な機能喪失であれば、耐久性の向上等
 - 放出量増加の程度がW/Wベントの優位性に影響を与えるか

機能喪失モードに関する2F1の状況との比較

2F1号機

類似の機械的機能喪失の場合、真空破壊弁のリミットスイッチ導通試験によって確認可能か



(参考) 東京電力株式会社、福島第二原子力発電所 原子炉格納容器内の目視点検結果、平成24年3月2日、
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120302_04-j.pdf#page=3

小規模バイパス時の挙動

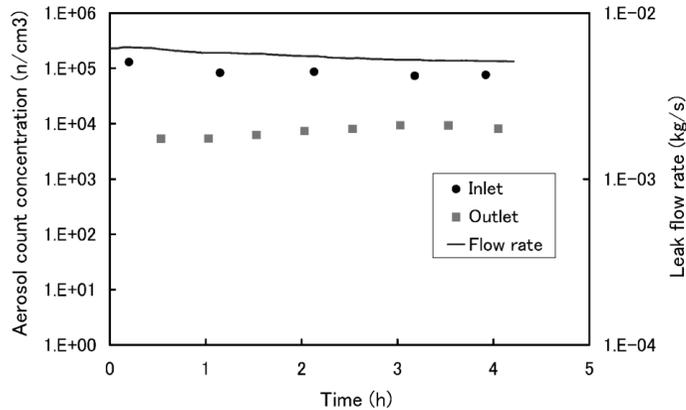


Fig. 4 Aerosol count concentration and leak flow rate in aerosol trapping test (Flange gasket; Groove & tongue gasket)

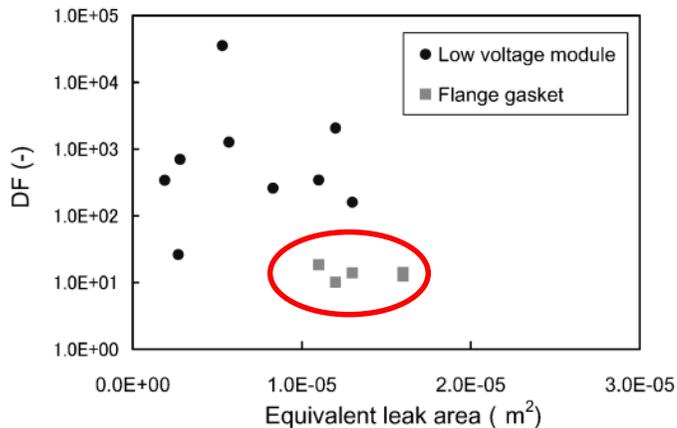


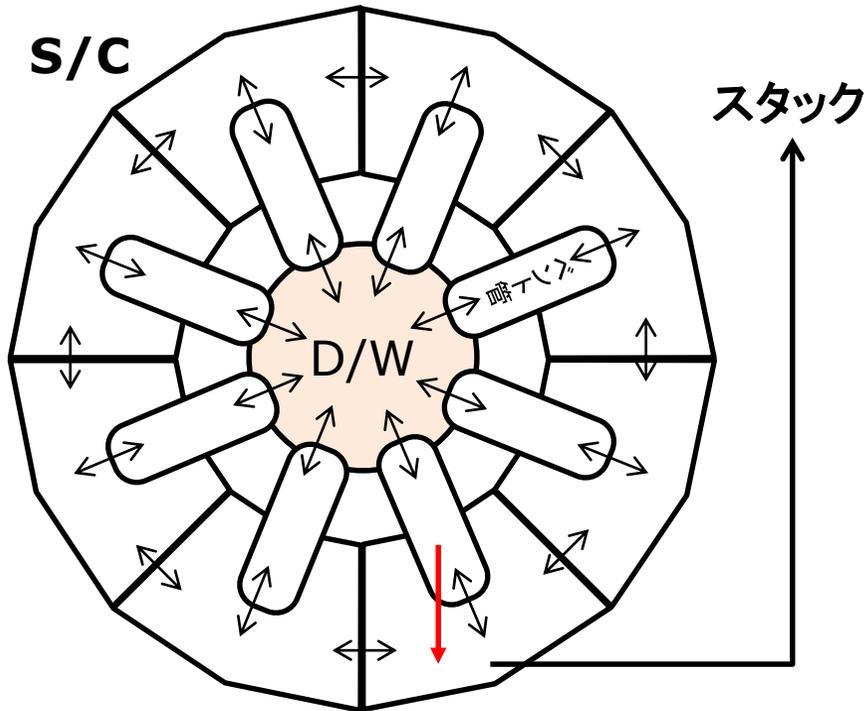
Fig. 15 Relationship between Overall DF and equivalent leak area

- 既往の実験では、小規模のバイパス(流量約8 m³/h~18 m³/h)では、流体の漏えい量は徐々に減少傾向を示した
- また、バイパス部にはエアロゾルが沈着することが確認された

- 小規模のバイパスでは、バイパス部での沈着が生じ、その痕跡が残ると考えられる
- 約10の除染係数を考慮すると、環境への放出量に対する影響は軽微

大規模バイパス時の挙動

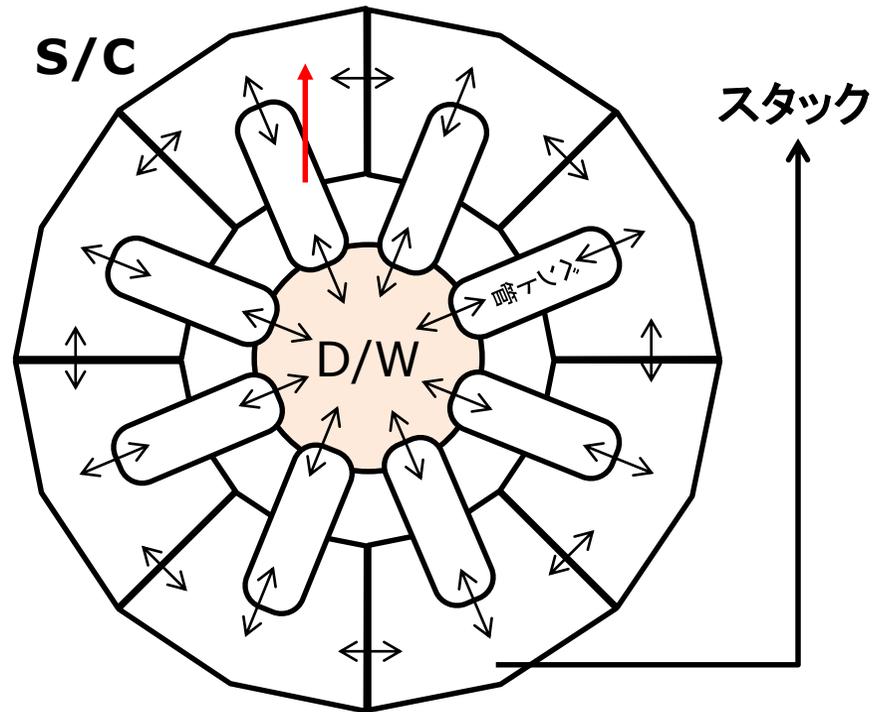
S/Cを8区画に分割
真空破壊弁のバイパス場所を、耐圧強化
ベントと同一区画に仮定



真空破壊弁で
のバイパス

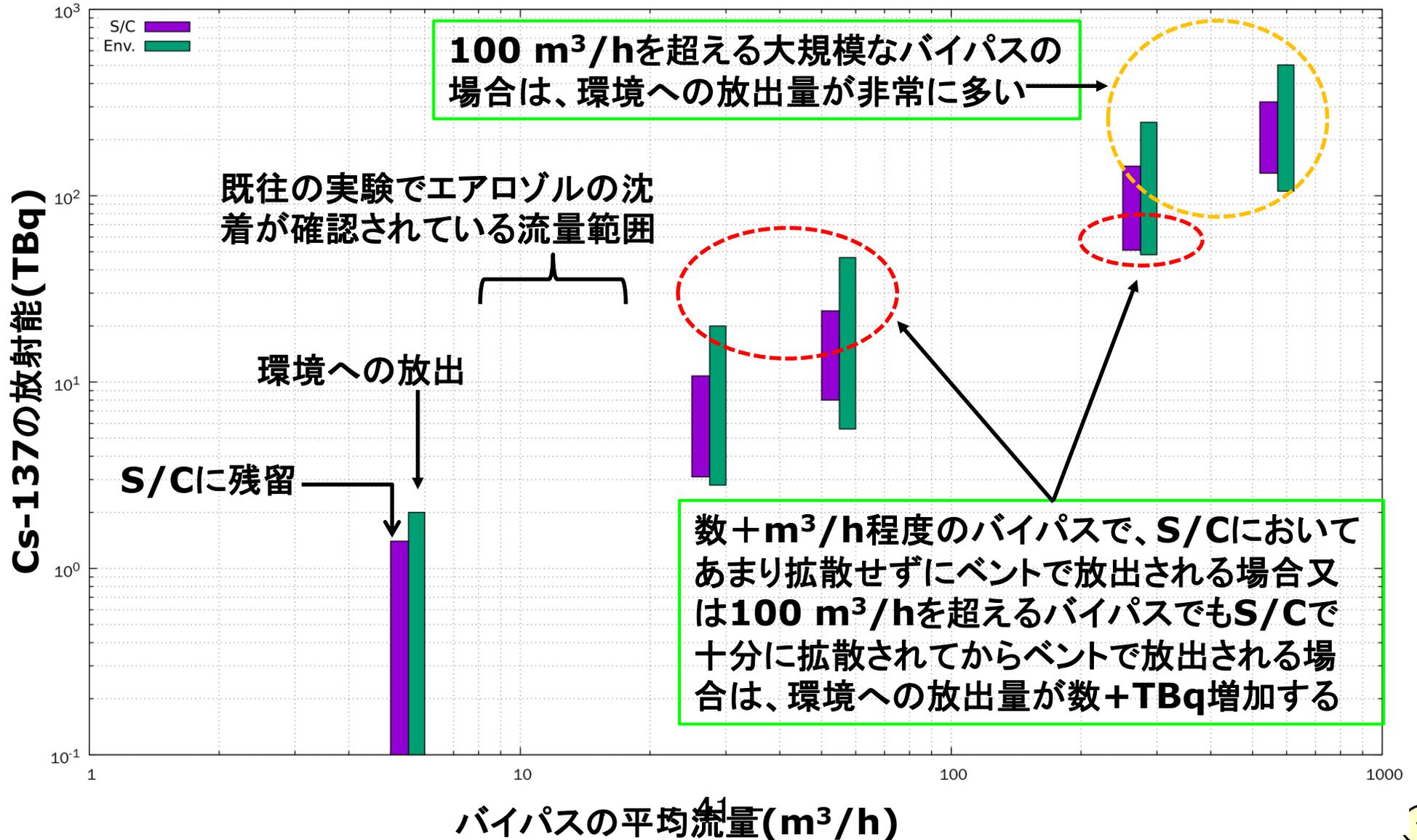
真空破壊弁のバイパス場所を、耐圧強化
ベントと180° 反対側の区画に仮定

真空破壊弁で
のバイパス



ベント実施期間(3月12日14:30~
15:27)のみを対象に評価

Cs-137の移行量(バイパスによる増加分)



真空破壊弁で大規模なバイパスが生じた場合

- 真空破壊弁において数十 m^3/h 程度のバイパスが生じ、多量のCsが環境へ放出されたのであれば、
 - D/Wに存在した種々の核種、元素、化合物が随伴したのではないか
 - D/WではMCCIが生じていたと考えられるため、難揮発性元素、コンクリート等がエアロゾルに含まれていた可能性がある
 - 耐圧強化ベントライン、ドレイン水、SGTSフィルター等に沈着又は捕集されたのではないか

ベントガス組成への痕跡

- 大規模なバイパスが生じ、ベントガスの線量上昇に大きな寄与があった場合は、D/Wで生じた現象の痕跡を確認できる可能性がある
- スタックドレイン水への混入
 - MCCIにより発生した難揮発性元素とCsとの比(例えば希土類元素: 解析ではCs-137とEu-152の放射能比が約1万倍であり、検知可能ではないか)
 - コンクリート成分の混入(Csと比較すると質量は十分大きいと考えられる。150 TBq分のCs-137の重量は約50 gであり、質量分析では非放射性同位体の分析が可能ではないか)
- また、SGTSフィルターにもCs以外の核種、元素、化合物等が捕集された可能性がある。

今後の予定

- 真空破壊弁のリミットスイッチ導通試験
 - 2F1で生じたガスケット脱落のような、機械的機能喪失が発生したかを確認できる可能性
 - 経年劣化の影響は確認が必要
- 1・2号共用スタック下部のドレイン水*の分析
 - JAEA/安全研究センターにおいて分析予定
 - *2016年9月に採取された試料

○次回以降の論点案

主な論点

原子炉格納容器(PCV)破損時の水素及び核分裂生成物(FP)の挙動

サブテーマ

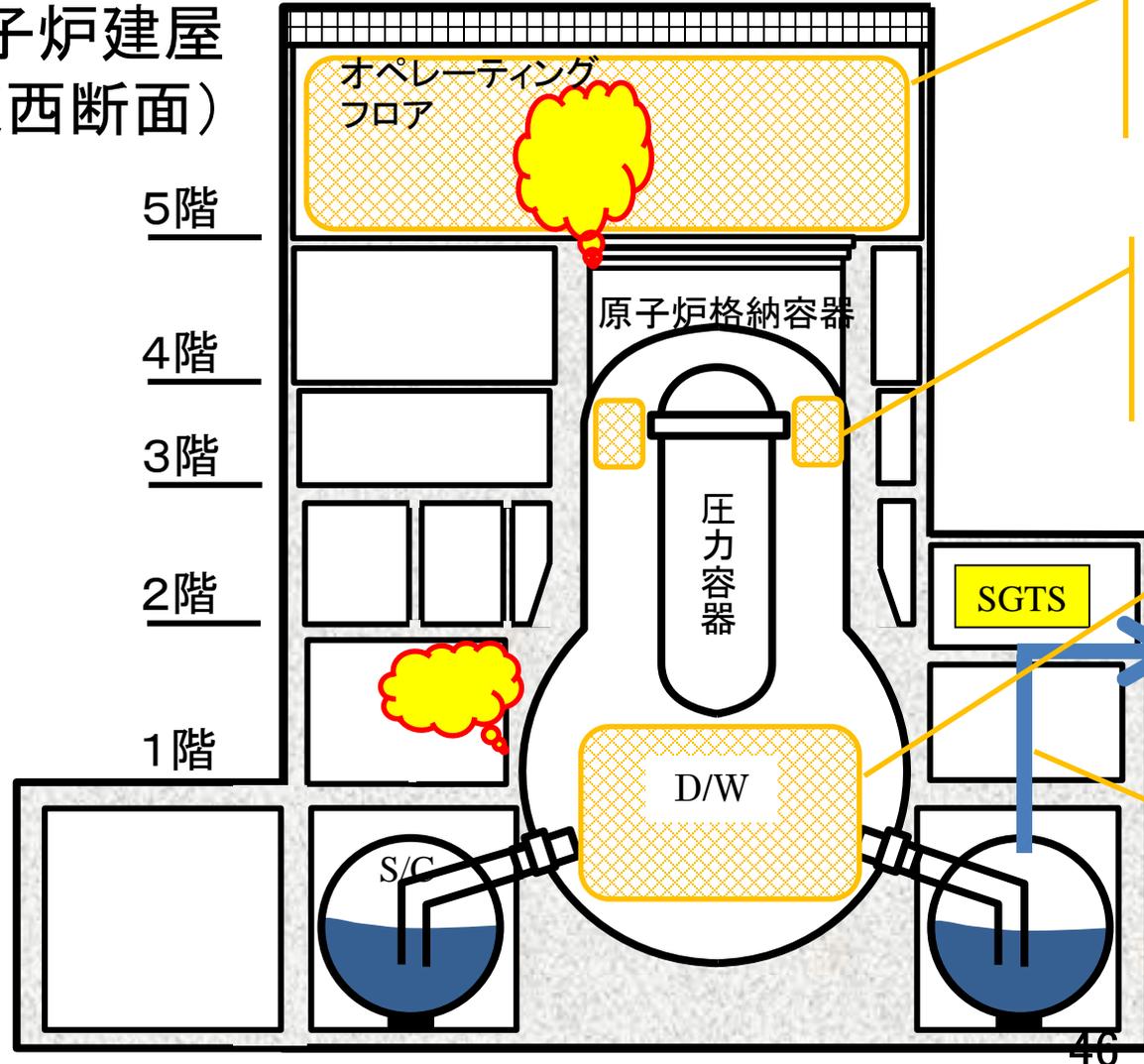
- ★ □ シールドプラグにおけるFP捕集の効果 ⇒資料3-1
- 3号機原子炉建屋における高放射線源
- モニタリングポスト(MP)観測のピークとベントの関係
- PCV破損とベントの関係 等

補足調査等

- 3号機原子炉建屋の損傷状況
- 4号機原子炉建屋の損傷状況
(レーザースキャン等を含む)
- 水素爆発に係る分析
- 2号機オペフロの線量調査分析
等

○次回以降の論点案

原子炉建屋 (東西断面)



1) トップヘッドフランジ及びオペフロ(壁、天井、床等)における核分裂生成物(FP)の付着量とCs等のリロケーションの可能性の検討【炉心インベントリと建屋DF】

2) 压力容器(RPV)から原子炉格納容器(PCV)への水素漏えい及びFPの挙動の検討【炉心損傷とRPVからの水素漏えい経路】

3) RPV破損後のPCV内のCs-137等のFPの挙動の検討【PCV内(D/W,S/C)におけるCs-137の挙動】

4) 事故時運転操作手順書(シビアアクシデント)等による運転操作と福島第一原子力発電所事故時の対応実績【1号機IC操作、2号機RCIC操作、水密扉運用等】

2号機オペフロのガンマカメラによる 測定結果について

～令和2年1月30日現地調査結果の速報～

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

(1) 測定概要

令和2年1月30日に東京電力ホールディングス株式会社の協力をえて実施した福島第一原子力発電所2号機オペレーションフロア内の線量調査では、Cs-137の汚染密度をえるためにガンマカメラによる測定を実施している。

本資料では、当該測定結果に関して概要を整理した。

ガンマカメラによる測定は、2号機原子炉建屋西側に設置された構台・前室のオペレーションフロアへの立ち入り開口部から、東壁、南壁及び北壁に向けて実施している。測定にあたっては、Cs-137の0.662 MeV ガンマ線の全エネルギー吸収ピーク計数モードで実施しており、東壁では、全計数モードでの測定も実施した。

また、測定面(東壁、南壁及び北壁)に対して斜方向となる測定となるため、ガンマカメラのCdTe素子とピンホールを經由した壁面上の投影格子点から距離及び面積の補正を行っている。

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

(2) 測定モードの整理

本資料では、測定方向、斜方向、計数モード等から下記の3つのモードを整理している。

- ① 東壁向き10度上向き (Cs-137モード)
- ② 南壁向き10度上向き (Cs-137モード)
- ③ 北壁向き10度上向き (Cs-137モード)

なお、測定にあたっては、上記に加えて、以下の2つのモードについても測定しているが、本資料の解析では使用していない。

- ④ 東壁向き水平 (Cs-137モード)
- ⑤ 東壁向き水平 (全計数モード)

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

(3) 測定結果の概要

今回の測定結果から、シールドプラグの隙間から2号機のオペレーションフロアに出た放射性核種を含む気体がフロア全体に充満したことが推測される。また、吹きだした方向やシールドプラグからの距離などにより、壁の汚染密度が違った可能性が考えられる。

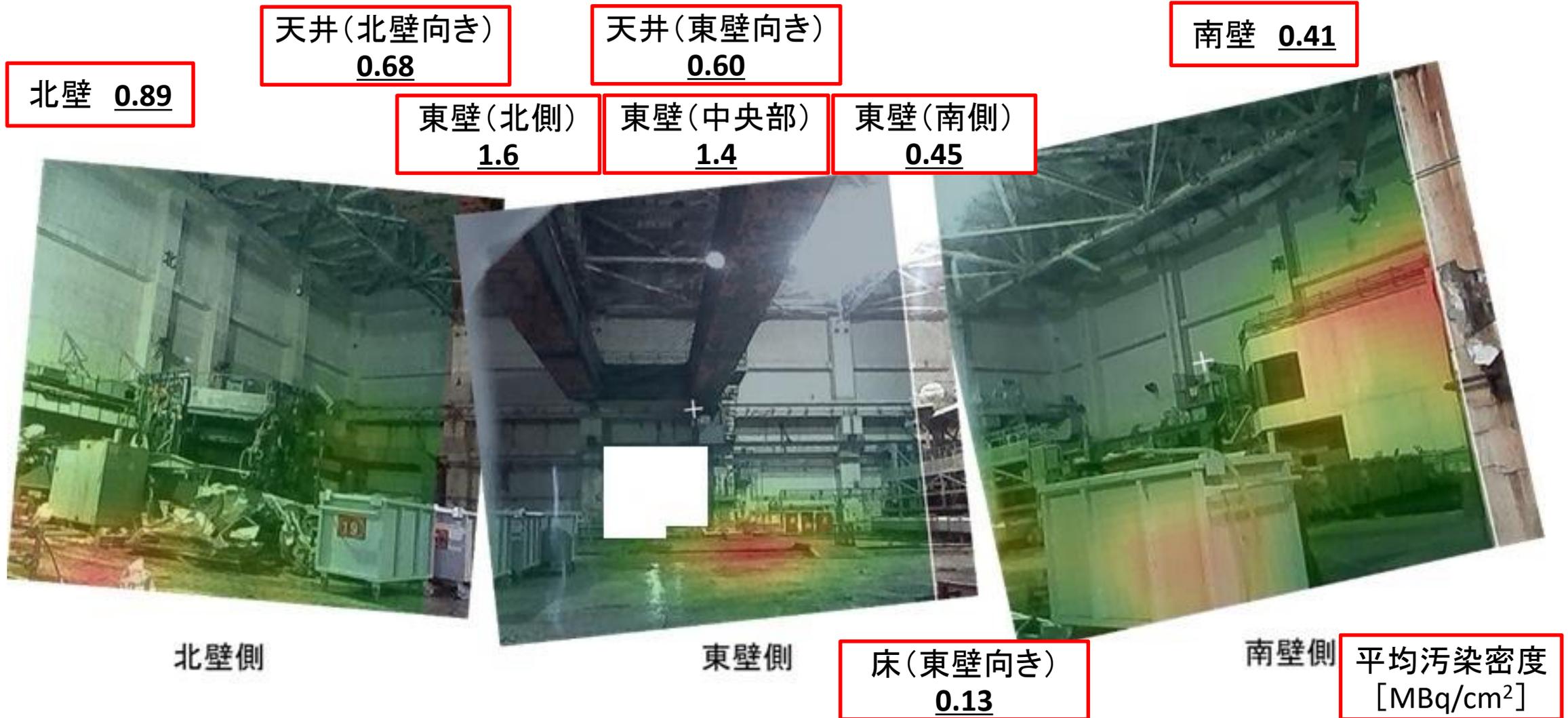
全体的に見れば、壁の汚染密度が他の箇所(天井や床、クレーンガーダー)に比べて高く、床の汚染密度が全般的に低かった。

これは、床が他の箇所と異なり、ロボットを使って汚染物の片付けを行なったことと関係している可能性がある。

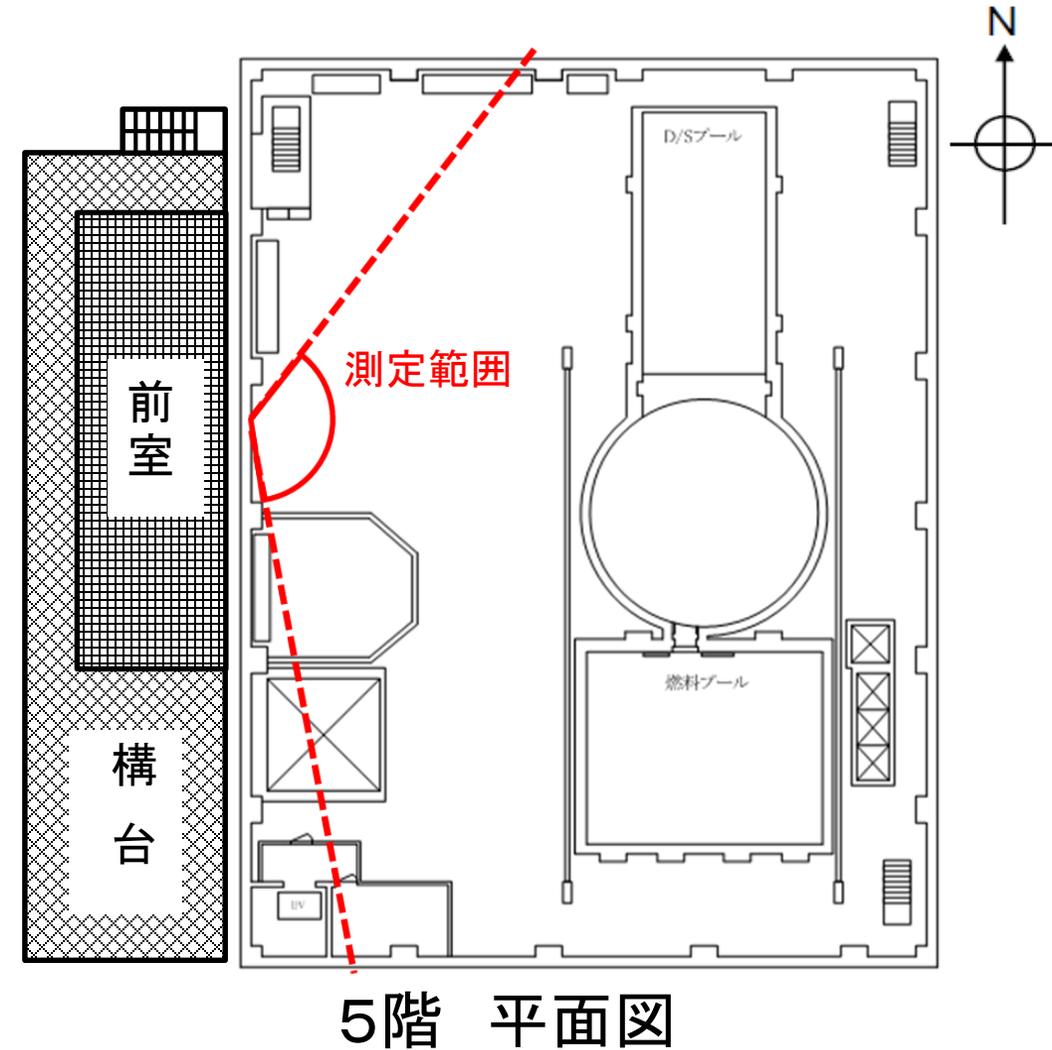
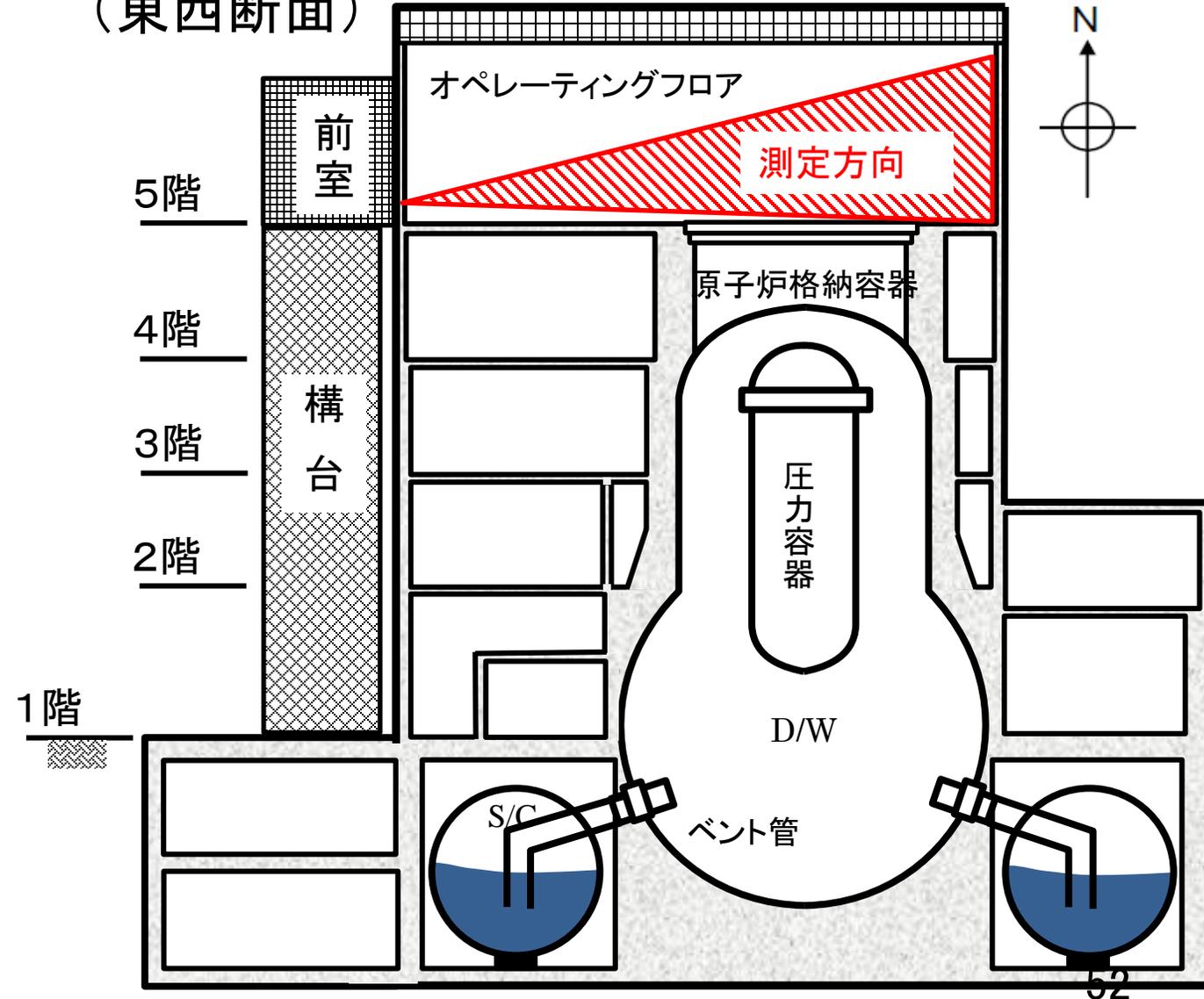
測定箇所	平均汚染密度 [MBq/cm ²]
北壁	0.89
東壁(北側)	1.6
東壁(中央部)	1.4
東壁(南側)	0.45
南壁	0.41

測定箇所	平均汚染密度 [MBq/cm ²]
天井(北壁向き)	0.68
天井(東壁向き)	0.60
床 (東壁向き)	0.13

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

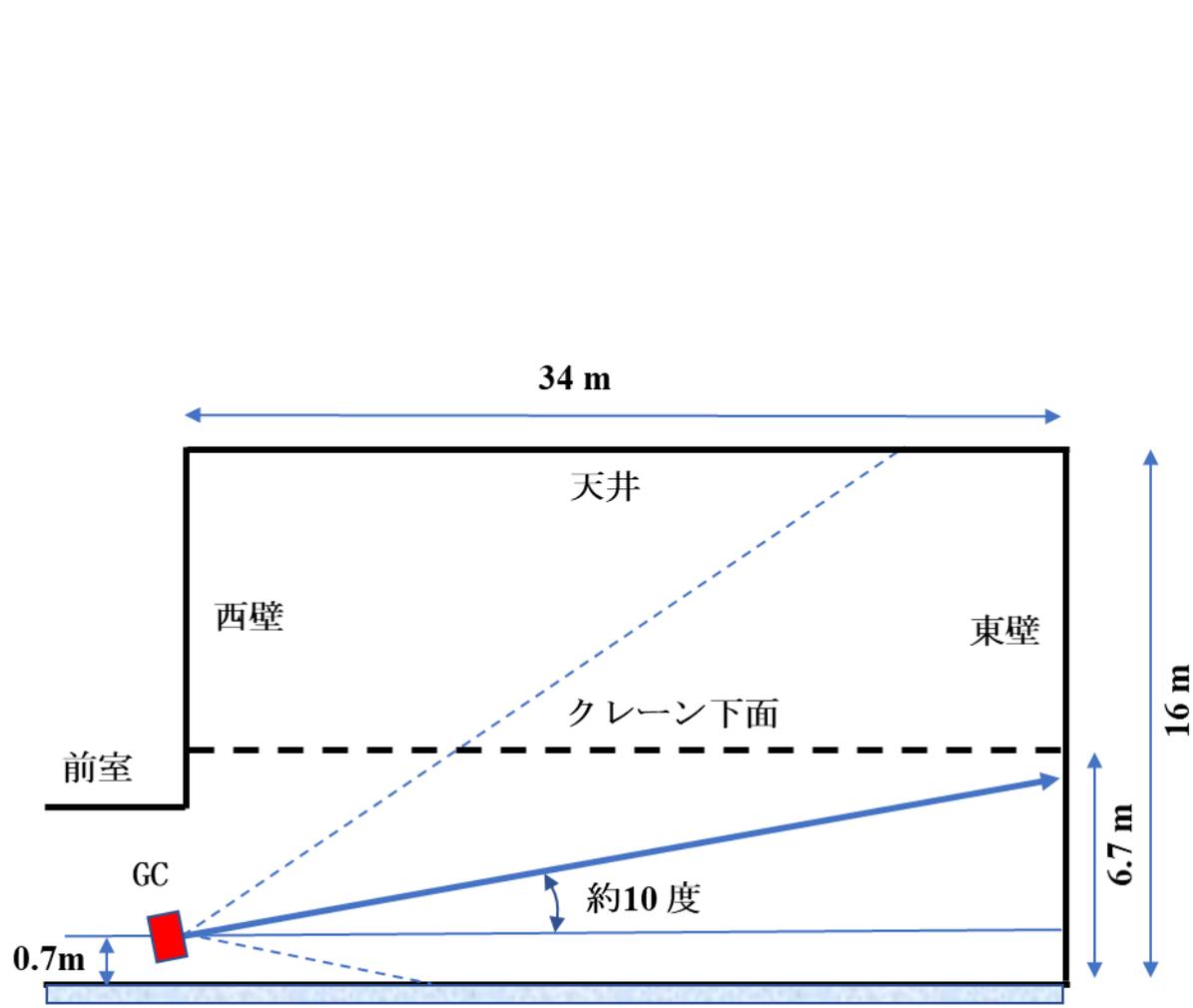


○2号機原子炉建屋
(東西断面)

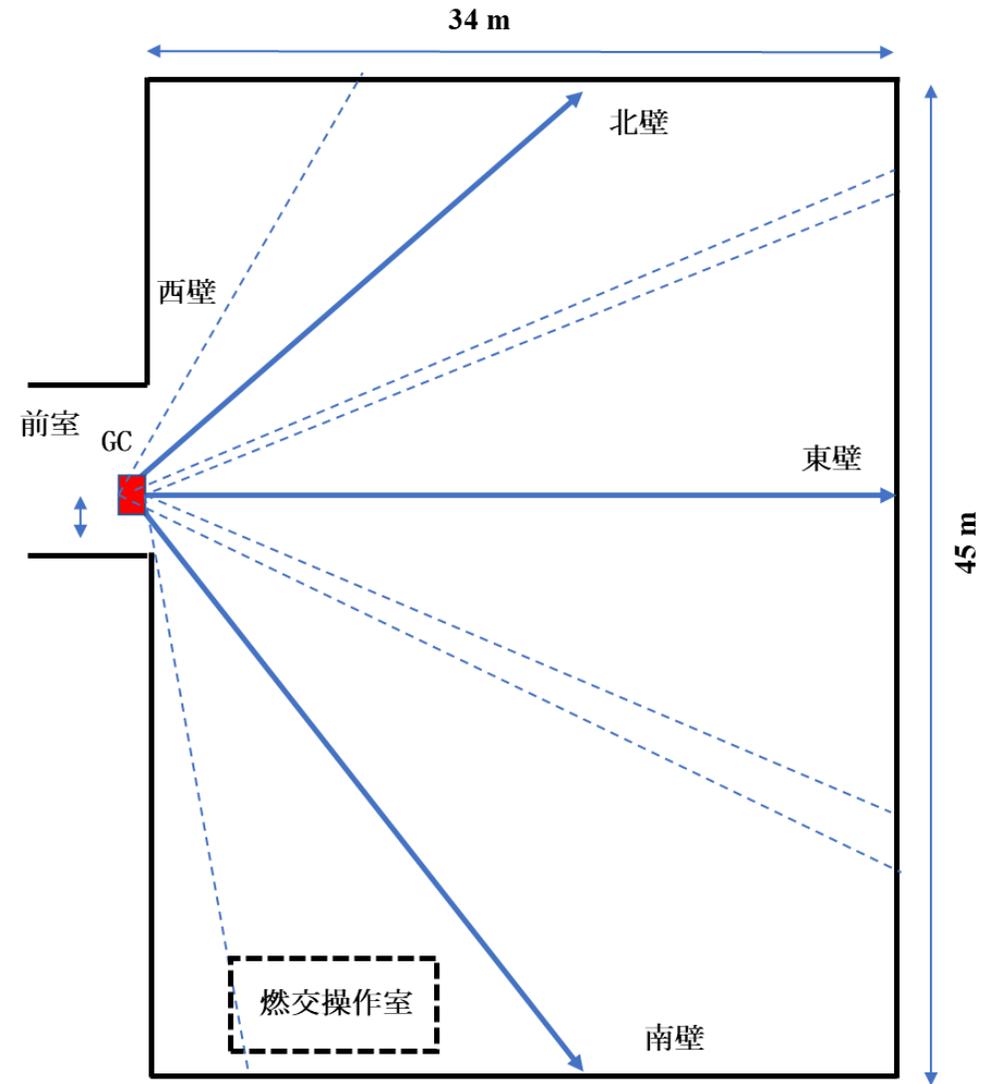


東京電力「福島第一原子力発電所
原子炉設置変更許可申請書」
(平成15年6月現在)を基に作成

2号機オペフロのガンマカメラによる測定結果の概要

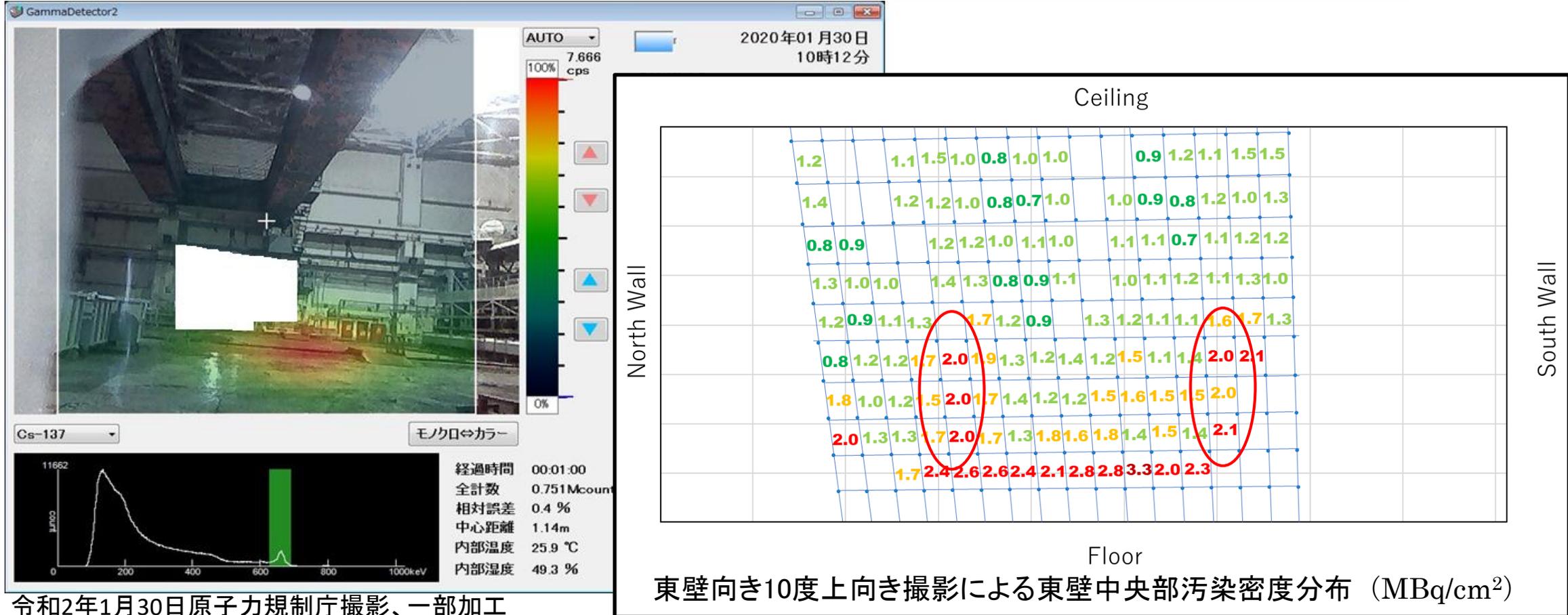


撮影位置 (立面)



撮影位置 (平面)

① 東壁向き10度上向き (Cs-137モード) 東壁中央部の汚染密度分布

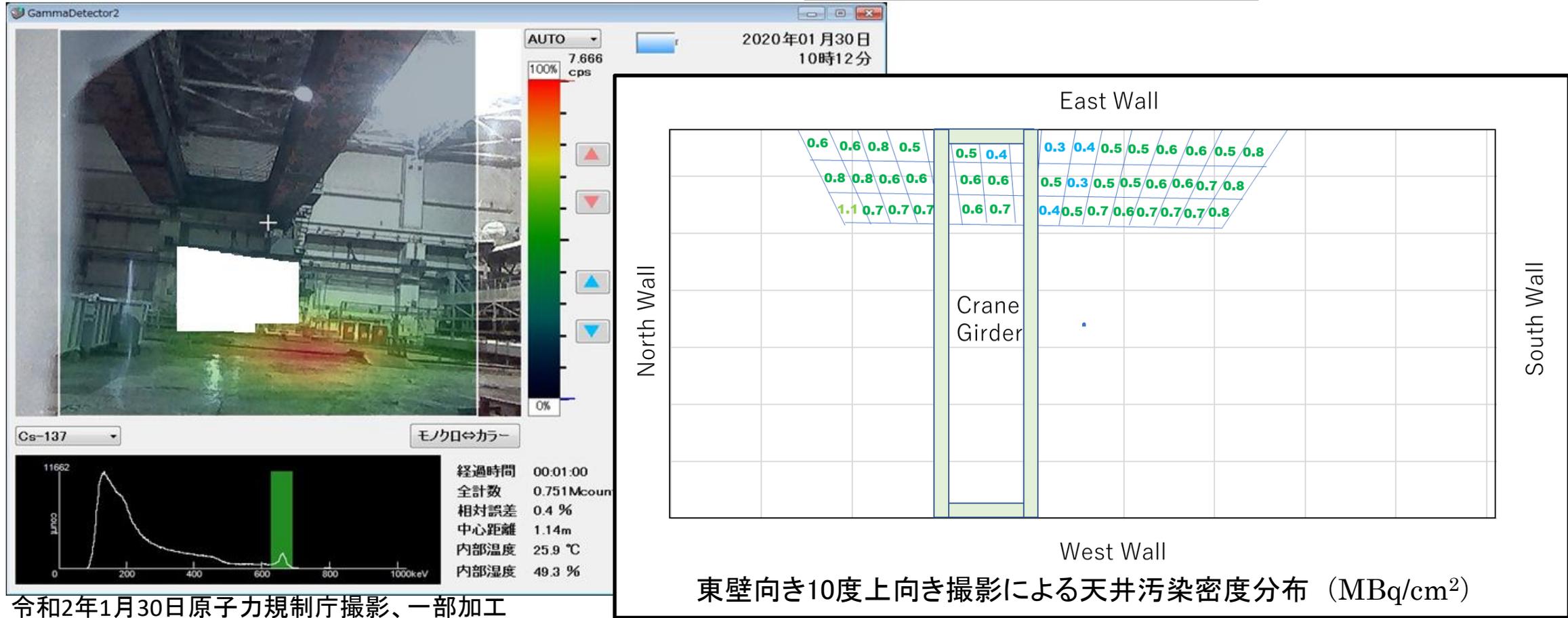


令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工

測定された領域全体の平均汚染密度は、**1.4 MBq/cm²**であった。壁の前に物が写っている場所については、その物自体が汚染物である可能性や壁からのガンマ線を遮蔽する可能性があるため表示していない。

また中心の右と左の柱に相当する領域が同じ高さの壁にくらべて高くなっている。柱が高めになる結果は東京電力の報告※1(線量率からMCNP計算で汚染密度を再合成)とも符合しており、東京電力HDの推定では雨水等により天井クレーンランウェイガード上の汚染が流れたこととしている。

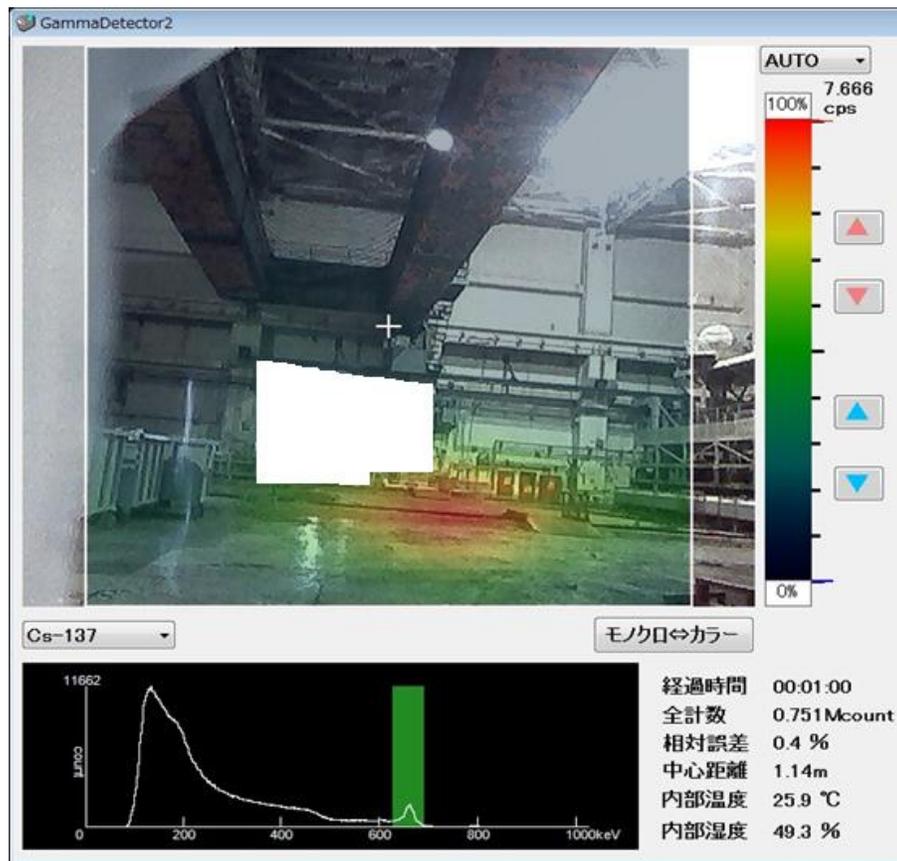
① 東壁向き10度上向き (Cs-137モード) 天井の汚染密度分布



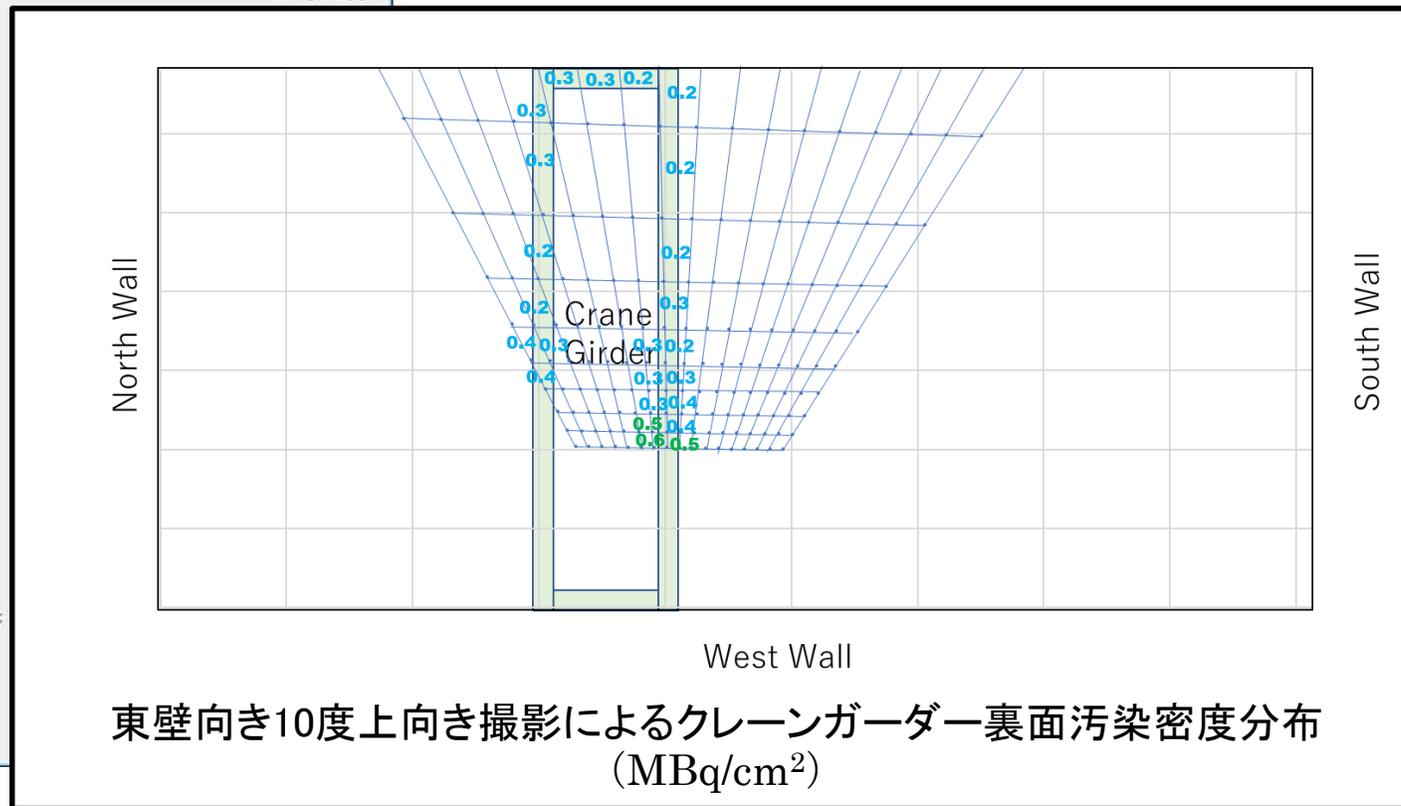
令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工

天井のうちクレーンガーダーで隠れた部分は表示していない。
10度上向きのため天井の領域は限られているが、天井面の平均汚染密度は **0.60 MBq/cm²**であった。

① 東壁向き10度上向き (Cs-137モード) クレーンガーダー裏面の汚染密度分布



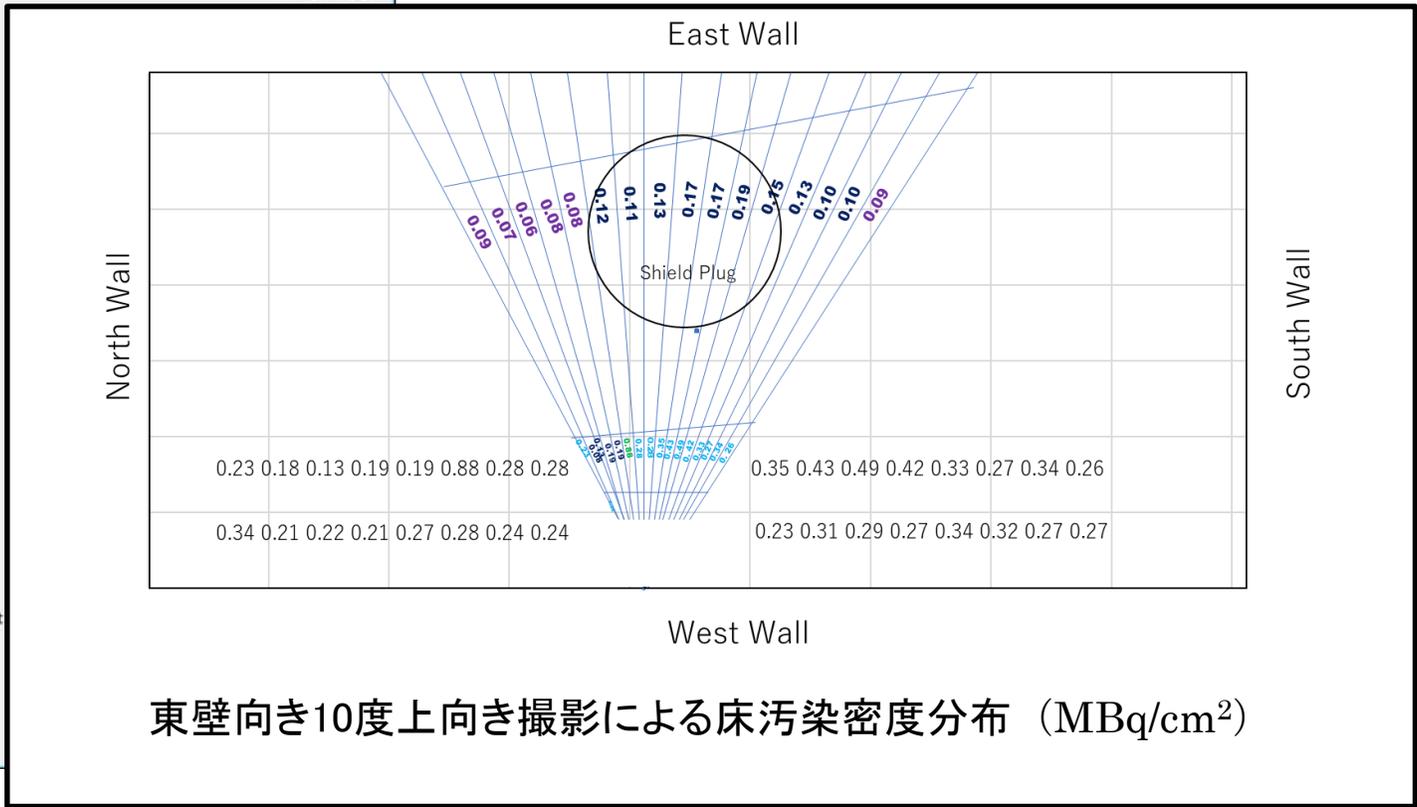
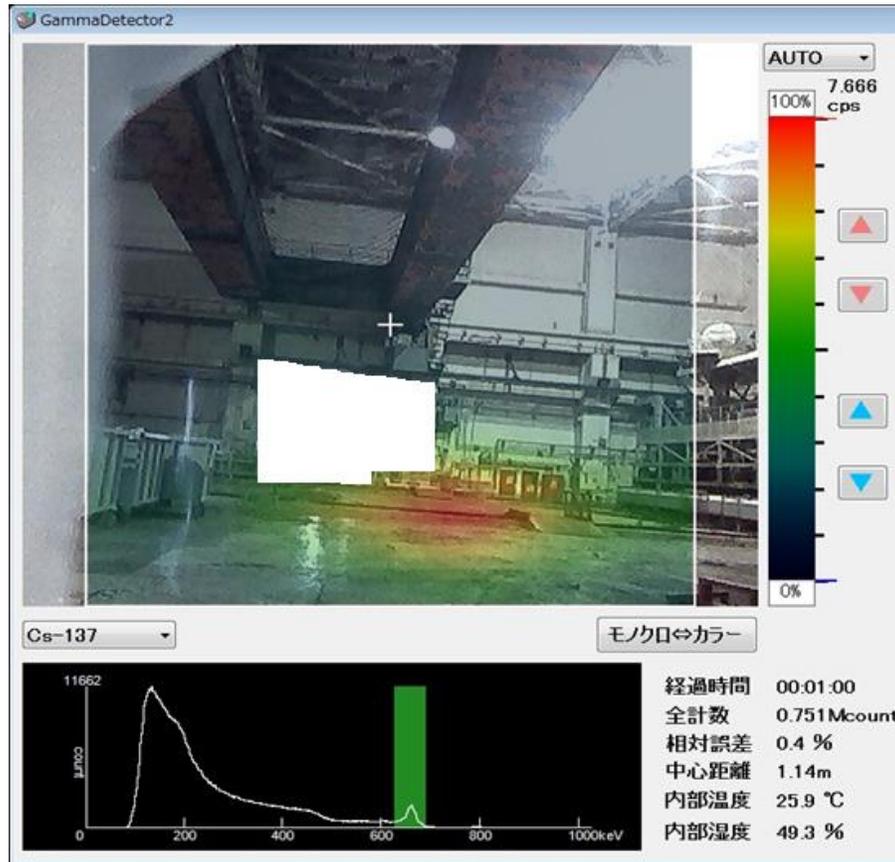
令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工



東壁向き10度上向き撮影によるクレーンガーダー裏面汚染密度分布 (MBq/cm²)

クレーンガーダーの裏面は、平均汚染密度は **0.27 MBq/cm²** であり、天井面 (0.60 MBq/cm²) より汚染密度が小さい。

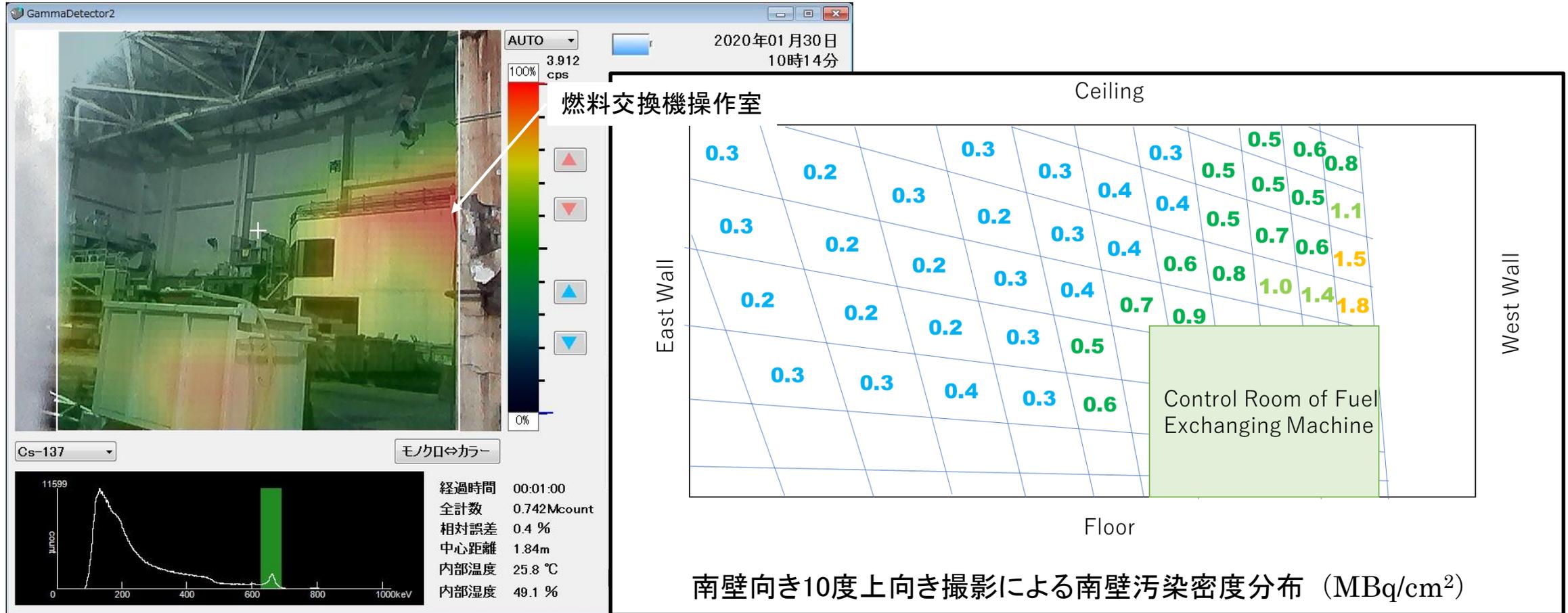
① 東壁向き10度上向き (Cs-137モード) 床の汚染密度分布



令和2年1月30日原子力規制庁撮影、一部加工

水平方向に近い撮影であり、カメラからの距離によりピクセルの領域の面積が変化すること、床面に対してカメラが若干傾いていたことから、シールドプラグ領域との正確な比較は難しいが、シールドプラグを含む領域と含まない領域のピクセルでは大きな違いはみられなかった。床面全体のピクセルの平均汚染密度は、**0.13 MBq/cm²**であった。

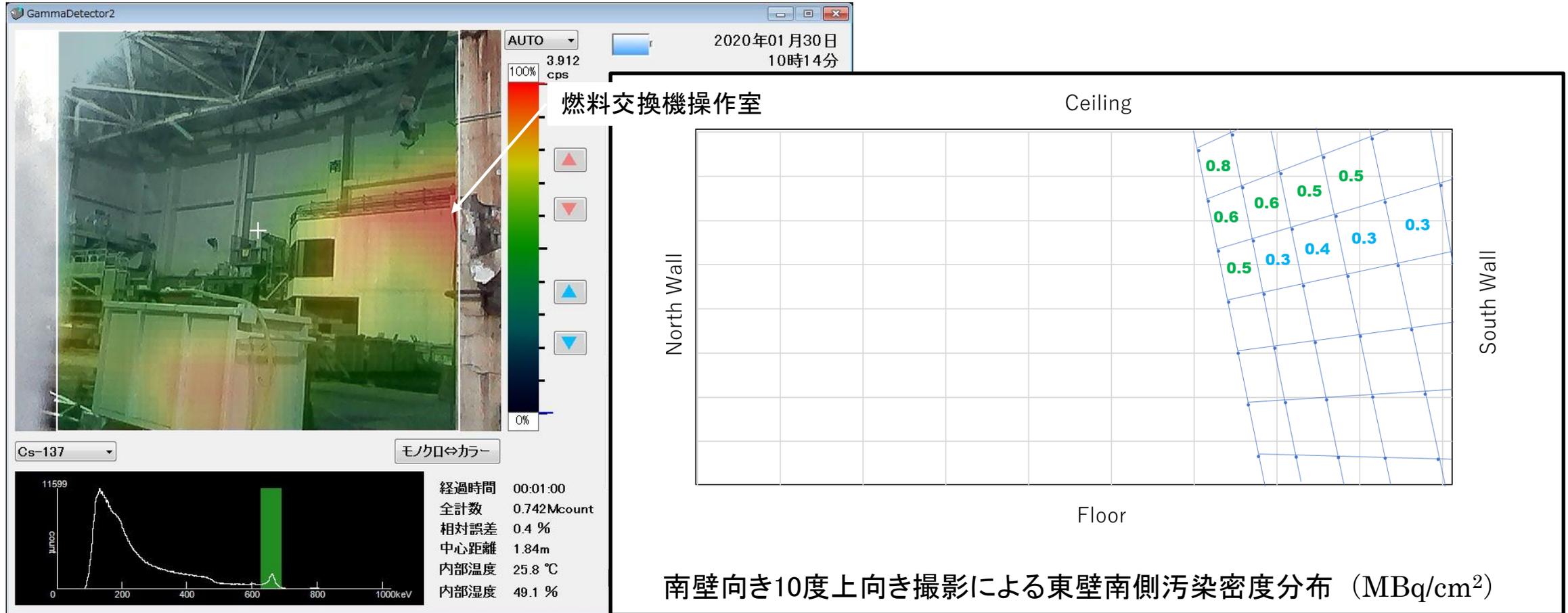
②南壁向き10度上向き(Cs-137モード) 南壁の汚染密度分布



令和2年1月30日原子力規制庁撮影

壁の前に物がある場合、その物自体が汚染物である可能性や壁からのガンマ線を遮蔽する可能性があるため表示していない。南壁前の南西側に置かれている「燃料交換機操作室」の陰になっていない壁面の平均の汚染密度は、**0.41 MBq/cm²**であった。また別途解析した結果、燃料交換機操作室の北側の面の平均汚染密度は**1.3 MBq/cm²**で、南壁よりは高い密度であった。

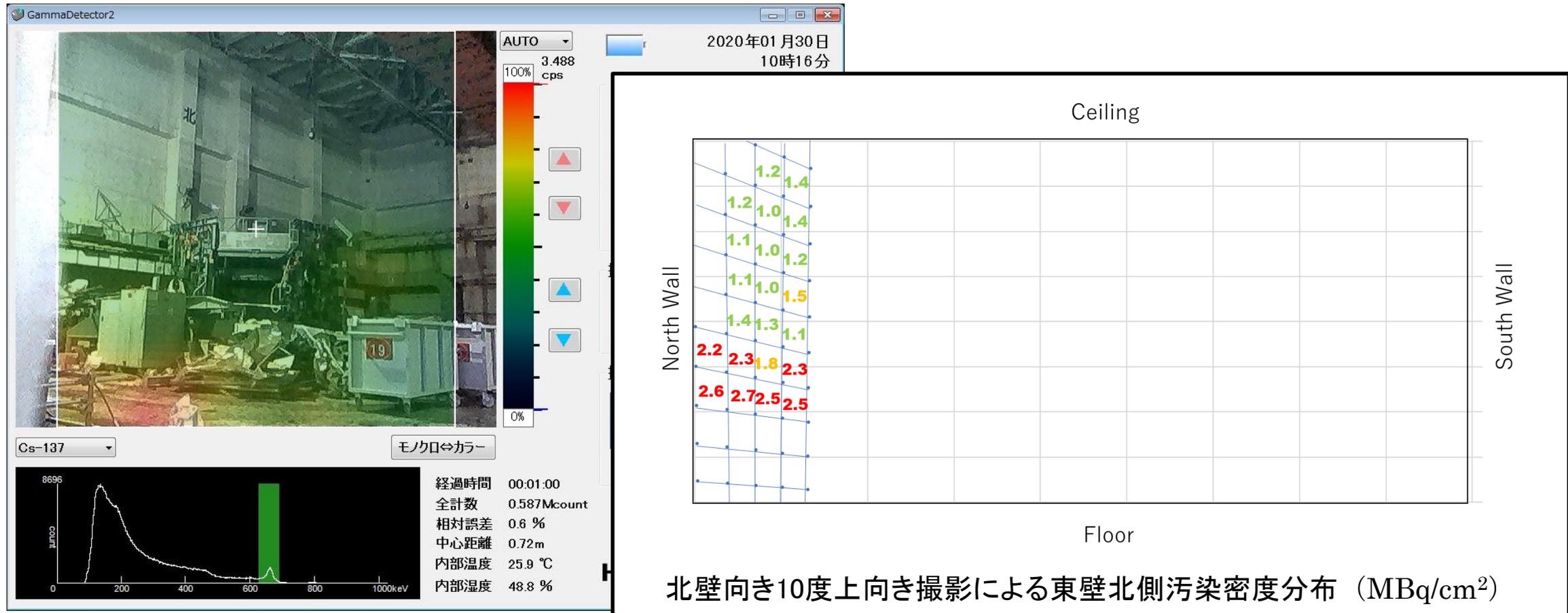
②南壁向き10度上向き(Cs-137モード) 東壁南側の汚染密度分布



令和2年1月30日原子力規制庁撮影

東壁南側の平均の汚染密度は0.45 MBq/cm²であり、東壁の中央部分(1.4 MBq/cm²)より低い。

③北壁向き10度上向き(Cs-137モード) 東壁北側の汚染密度分布



令和2年1月30日原子力規制庁撮影

東壁北側の平均の汚染密度は **1.6 MBq/cm²** であり、東壁の中央部 (1.4 MBq/cm²) とほぼ同じであった。

○ガンマカメラによる測定とスミア測定との比較

ガンマカメラ測定で得られた汚染密度と東電HDが行なったスミア測定※¹の汚染密度の比較を行った。

壁の平均汚染密度については、ガンマカメラ測定がスミア測定の10倍以上になっている。

ただし、スミア測定点が少ないこと、ロボットによるスミアのため、拭き取り面の状況が不明なことから直接の比較は困難であると考えられる。

床の平均汚染密度については、ガンマカメラ測定がスミア測定の1/5程度となっている。

これには、スミア効率のばらつき、低い位置からのガンマカメラ測定による格子点投影形状の差異、東電HDのスミア後に床の片付けが行われていること等の影響があるものと考えられる。

		測定値	平均
北壁	ガンマカメラ	0.6~2.3	0.89
	スミア(2ヶ所)	0.0014~0.00035	0.0009
東壁 (東向き測定)	ガンマカメラ	0.7~3.3	1.4
	スミア(5ヶ所)	0.00015~0.32	0.066
南壁	ガンマカメラ	0.2~1.8	0.41
	スミア(5ヶ所)	0.0030~0.062	0.033
床 (東向き測定)	ガンマカメラ	0.09~0.43	0.13
	スミア(20ヶ所)	0.051~2.9	0.68
天井 (東向き測定)	ガンマカメラ※	0.3~1.1	0.60
	スミア(0ヶ所)	-	-

ガンマカメラ測定とスミア測定の汚染密度の比較
 (MBq/cm²) ※天井についてはスミア測定なし

○留意事項

測定結果全般に関連して考慮すべきこととして、汚染物等の影響がある。

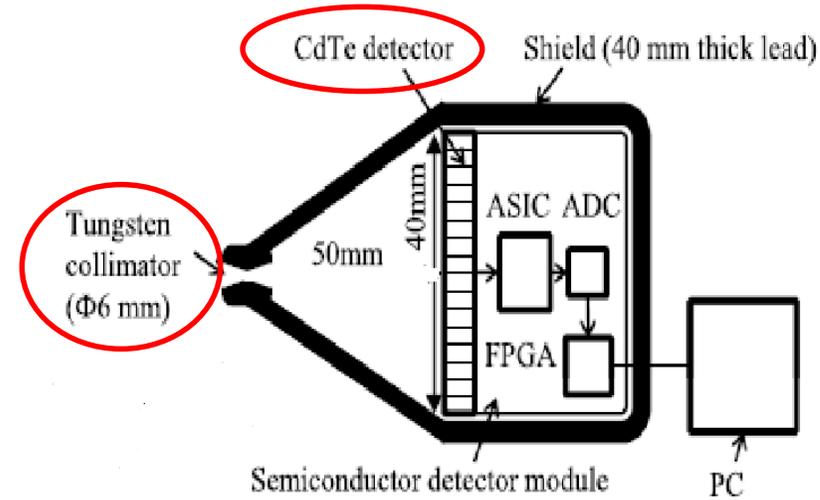
本資料では汚染物などの写っている領域に対応するピクセル分は表示していない。

ただし、ガンマカメラのピンホール半径が6mmあることから、汚染物などの影響が隣接するピクセルにも及んでいる可能性がある。例えば、東壁の中央及び北側では床に近いところが高いがこれは汚染物のすぐ上のピクセルであるためであり、壁の汚染ではない可能性もある。

○参考文献

- ※1) 東京電力ホールディングス株式会社 「2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について ～残置物移動・片付後～」 2019年5月20日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/evaluation_review/pdf/2019/evaluation_review_2019052001.pdf

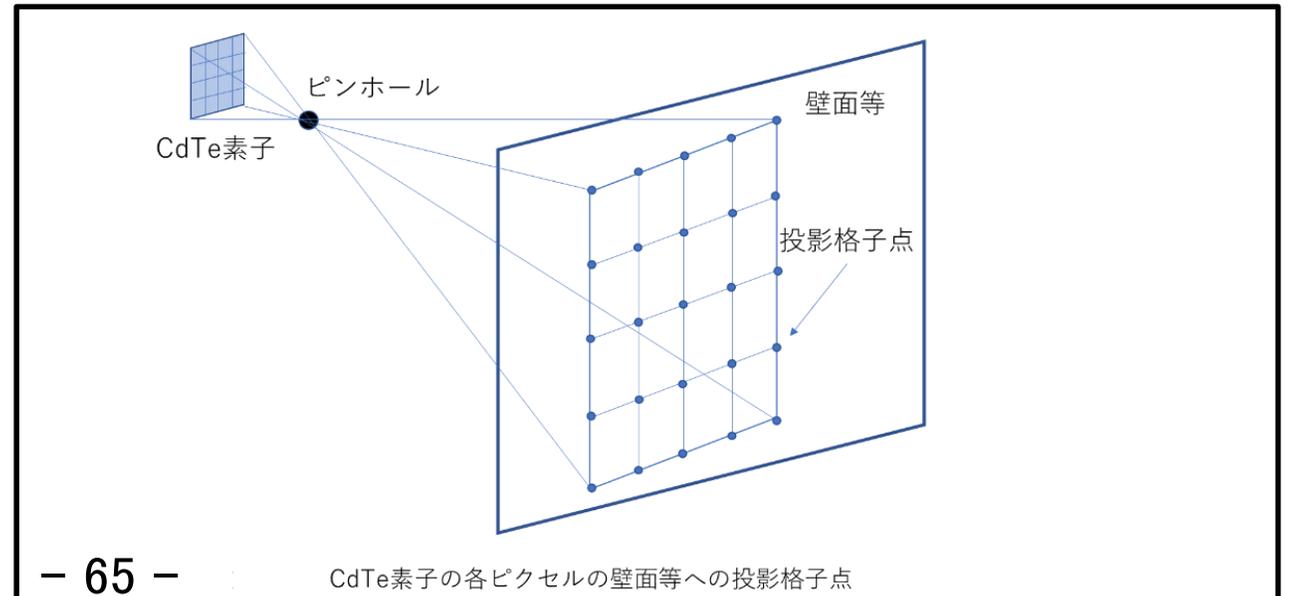
2号機オペフロのガンマカメラによる測定方法について



HDG-E1500の検出部 From NIM A 8 893(2018)15-25

ピンホール型ガンマカメラ

- 本調査では、ガンマ線全エネルギー吸収ピーク計数率が測定できるピンホール型ガンマカメラ（HDG-E1500）を用いている。
- 測定にあたっては、線源からの距離（斜方向の補正含む）と解析的に計算できる途中の物質による減衰を考慮した直接線情報から汚染量を推定している。



2号機オペフロのガンマカメラによる測定方法について

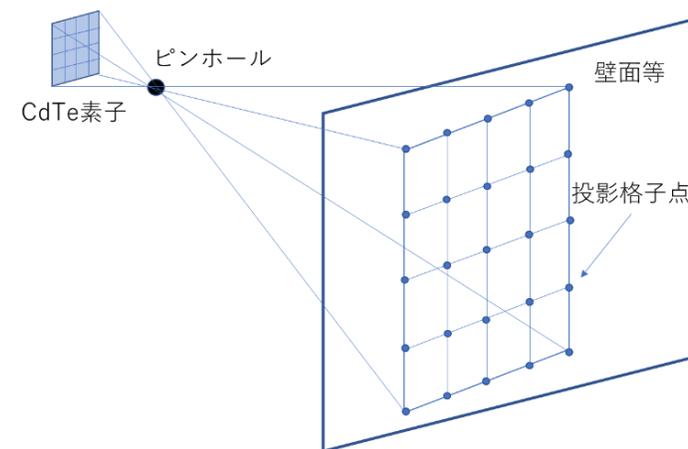
各ピクセルに対応したCs-137の汚染密度を求めるためには、ピクセルに対応する領域の形状、各領域までの実効的距離と領域の面積が必要である。

今回の測定では、斜方向に撮影された壁が多く、これに対応するため以下の解析手法を用いた。その他については原子力学会誌等における論文の手法を用いている。

(1) CdTe素子の各ピクセルの測定面への投影

CdTe素子（4cm x 4cm）は16x16のピクセルに区切られており、素子から5cm離れたピンホールから入ってきたガンマ線を計測する。各ピクセルで数えるCs-137からの直接線が測定面のどの領域から入ってくるかを知る必要があるため、各ピクセルがピンホールを通じてどのように測定面に投影されるかを求めた。

各ピクセルは正方形であるが、ピンホールを通じた測定面への投影は面の傾きにより右図に示すように変形する。CdTe素子面と投影面が平行の時だけ正方形を保つが、傾きが一方向の場合は一組が平行の四辺形、二方向に傾くと二組とも平行でない四辺形となる。



CdTe素子の各ピクセルの壁面等への投影格子点

2号機オペフロのガンマカメラによる測定方法について

この投影された格子点については、CdTe 素子の各格子点とピンホールを結ぶ直線と、投影される面の式の交点を計算して座標を求める。

また、ガンマカメラの向いている方向は現場では正確に求められない。そのため、CdTe素子の向きは撮影された画面の3か所（画面中心と右上、右下）の座標を写真から読取って入力することによりピンホールとの位置関係から決定した。

これによりCdTe素子の上下左右の傾きが決定できるため、CdTe素子の各格子点の3次元位置を決定し、これをもとに先ほどの投影点計算を行っている。これらの計算の座標原点は、建物の床面中心としている。

(2)各ピクセル投影領域とピンホールの距離

各ピクセル投影領域の汚染量を求めるためには、投影領域とピンホールの実効距離が必要となる。

汚染量を求める式は距離の二乗に反比例であるので、実効距離は投影領域の格子点4点の座標とピンホールの座標からそれぞれ求めた距離をもとに以下の式により求めた。

$$Reff=1/(4Ra-2+Rb-2+Rc-2+Rd-2)$$

ここで $Reff$ は実効距離、 Ra 、 Rb 、 Rc 、 Rd は四隅の格子点とピンホールの距離

(3)各ピクセル投影領域の面積

汚染量から汚染密度を求めるため、各ピクセルの測定面への投影領域の面積が必要となる。

投影格子点4点の座標で作られる四角形の面積は、対角線で三角形2個に分けてそれぞれの面積を求めて合算した。

(4)面への投影格子点の図の出力

投影格子点が測定面上にどのように分布しているかをEXCELで図示した。

目的①(リスク低減、燃料取り出し工法や作業時の線量低減に資する調査)

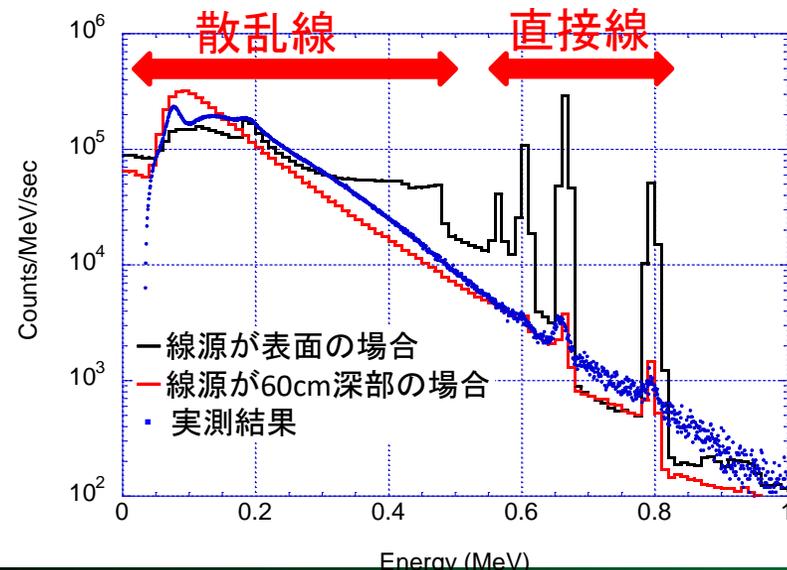
- 東京電力による2号機原子炉建屋オペレーティングフロア(オペフロ)の除染において、表面の汚染が線源と想定して床面の洗浄やハツリ等の除染作業を行っているが、現時点で十分な線量率の低減効果が得られていない。
- 規制庁は、原子炉直上のシールドプラグの下面等に高密度の汚染があり、これが大きな線源となっていると推定。
- 規制庁は、オペフロ上において線源がシールドプラグ下面などの深部にあることを確認する。

目的②(事故の分析に資する調査)

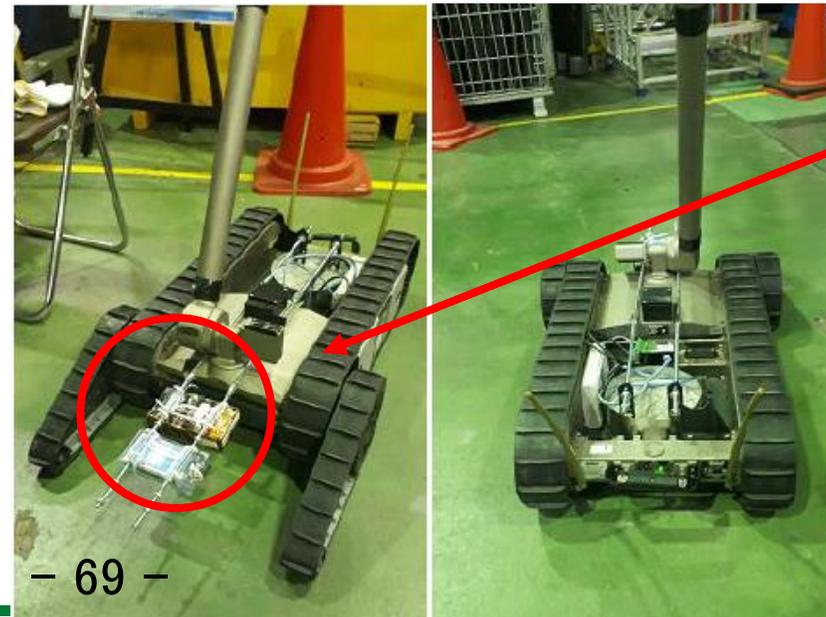
- 事故の分析の観点から、規制庁は、オペフロにおいて、シールドプラグ上の γ 線源の分布を測定、分析することで、事故当時に放出された放射性物質がどのような経路を通じて放出されたのか、また現在付着している放射性物質の核種や吸着量の検討を行う。

汚染状況の把握

シミュレーションと実測の比較



東京電力所有の調査ロボットを用いた遠隔測定

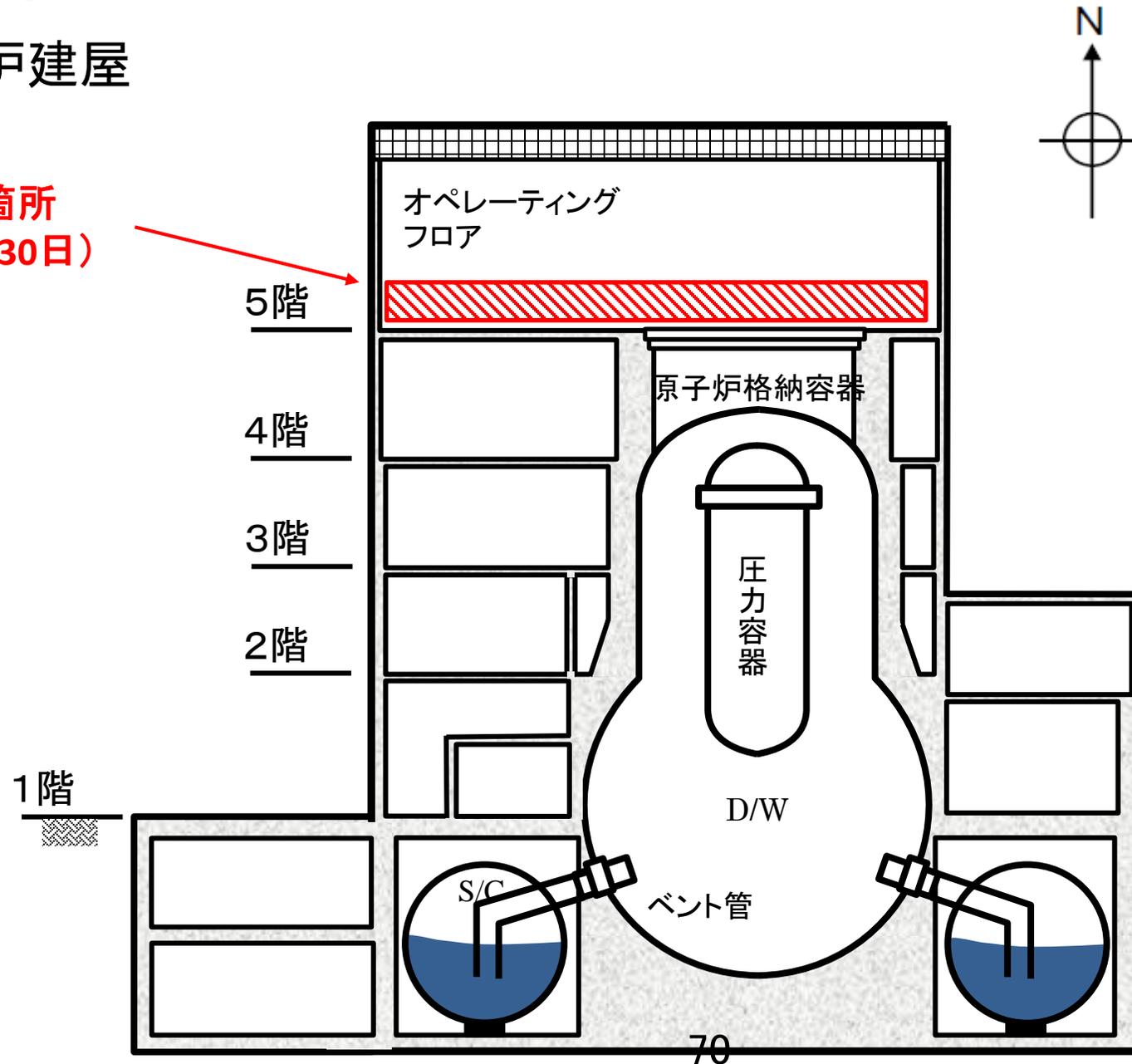


γ 線検出器
散乱してエネルギー
が低くなった γ 線を捉
える機能を持つ

東京電力より提供

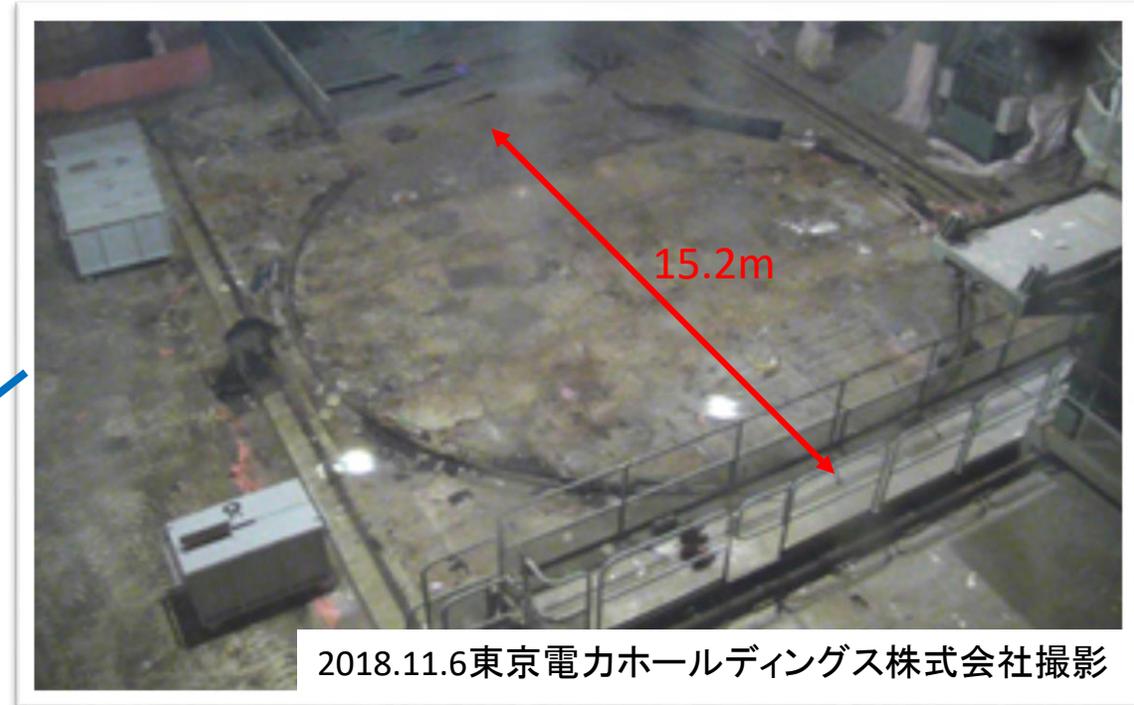
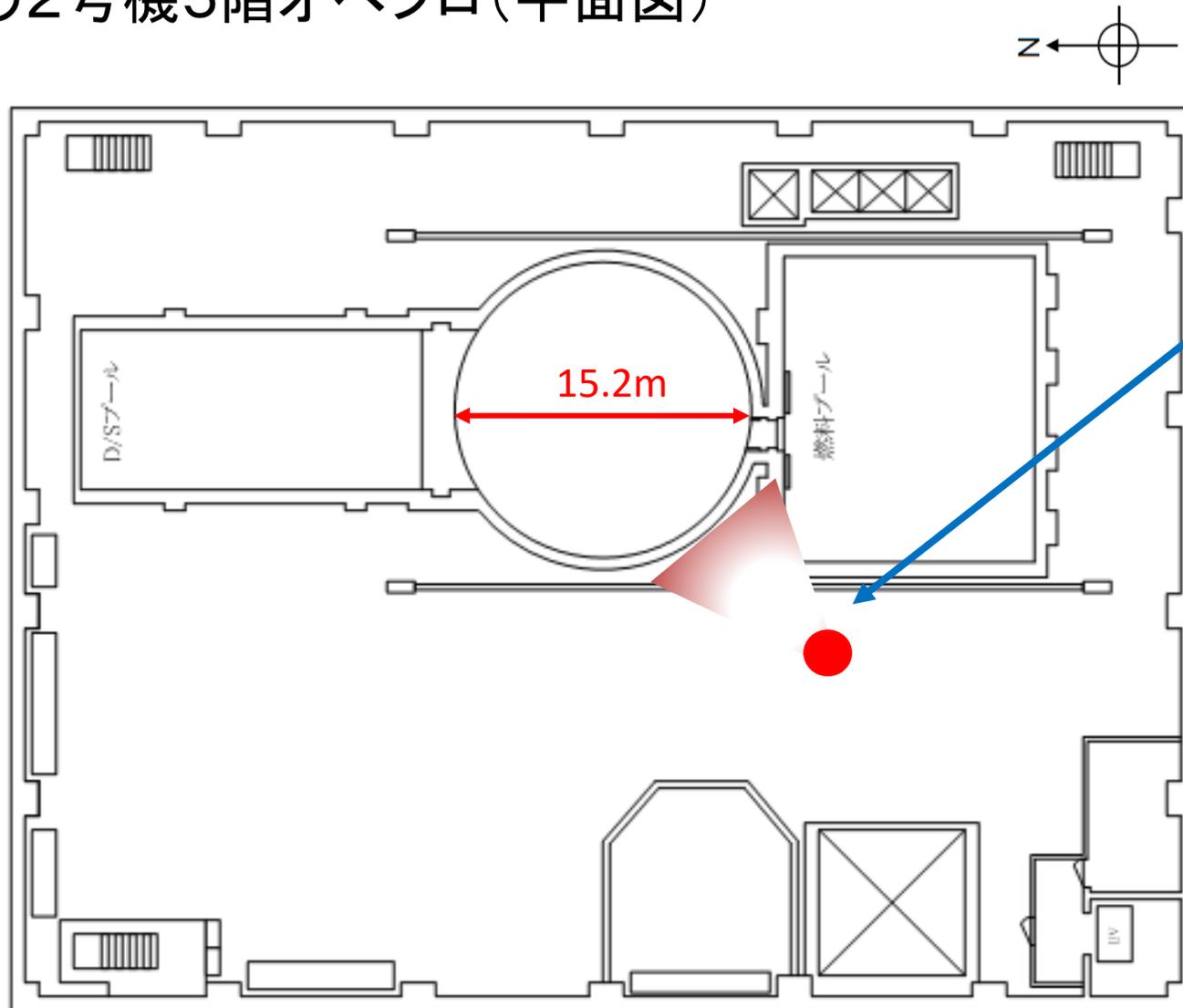
○2号機原子炉建屋 (東西断面)

現地調査箇所
(令和2年1月30日)



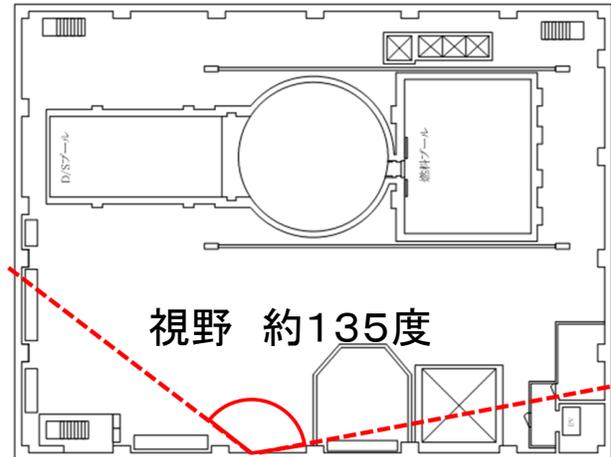
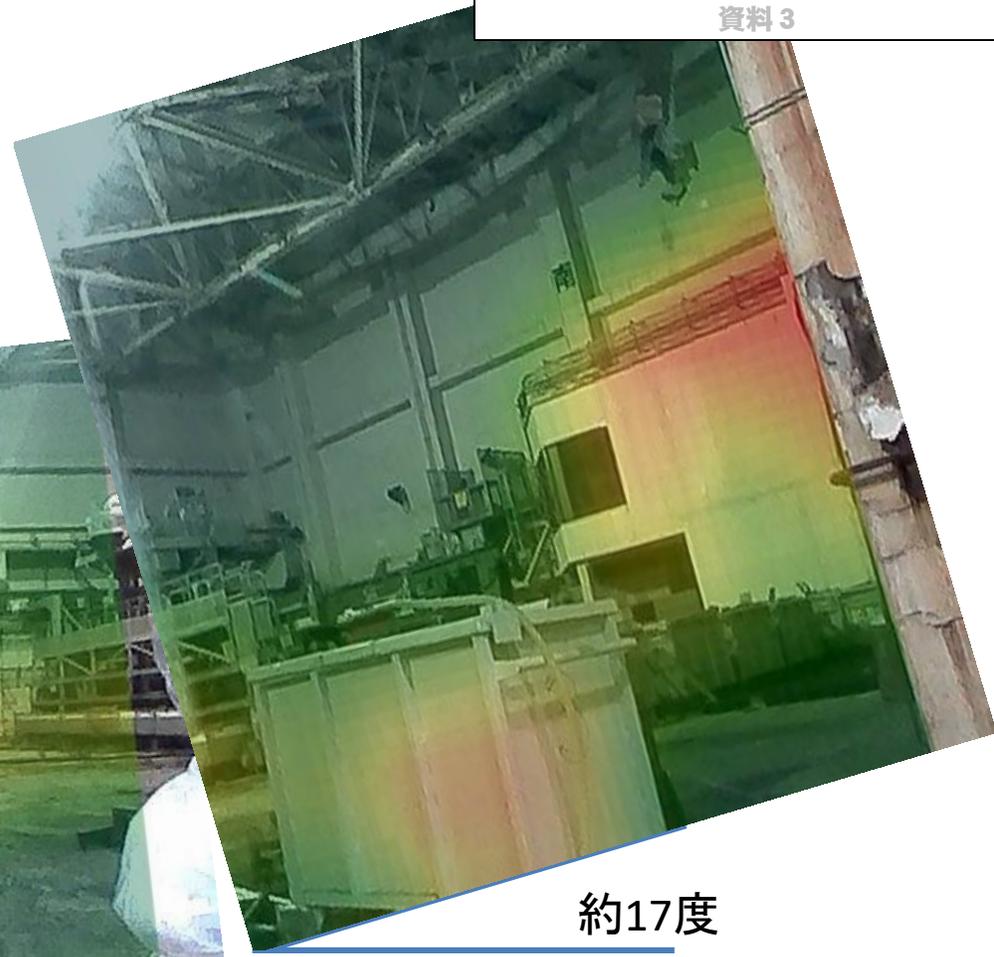
東京電力「福島第一原子力発電所
原子炉設置変更許可申請書」
(平成15年6月現在)を基に作成

○2号機5階オペフロ(平面図)

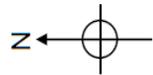


5階

○2号機5階オペフロ(ガンマカメラ撮影範囲)



約4度



約8度

約17度

視野 約135度

2号機原子炉ウェルプラグ上の線量率に起因する線源調査結果について ～遠隔操作ロボットによる線量率測定結果～

2020. 2. 3

TEPCO

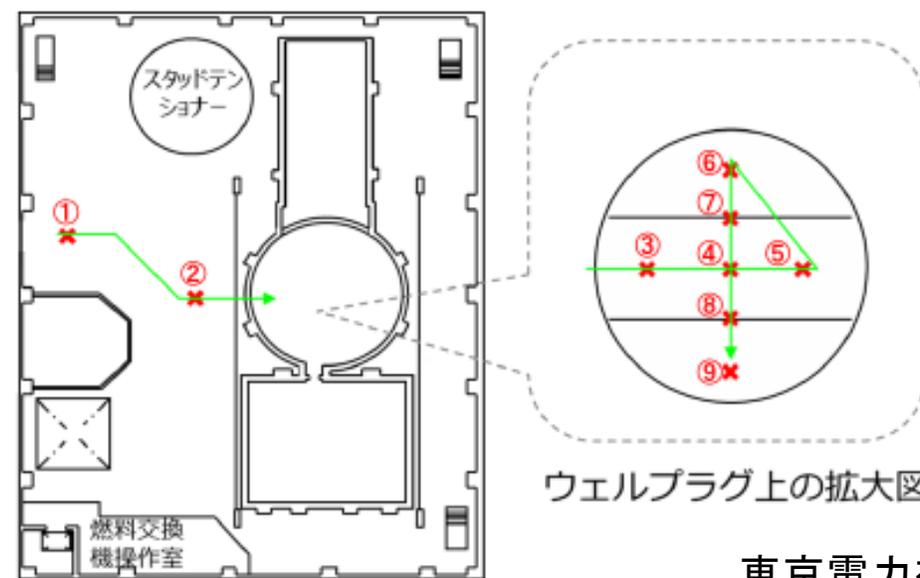
東京電力ホールディングス株式会社

東京電力福島第一原子力発電
所における事故の分析に係る
検討会 第10回会合 資料3
(参考)より引用

- 測定日 : 2020年1月30日
- 測定場所 : 2号機原子炉建屋オペレーティングフロア
- 測定器 : 電子式個人線量計2個 (鉛2mmの遮蔽付 : APD②、アクリル2mmのケース付 : APD①)
(データ出力 : 2分間の積算線量[mSv/2min] ※抽出後に1時間相当[mSv/h]に換算)
- 測定位置 : 横方向) 右下図中を参照、高さ方向) 床面より約10cm
- 測定結果 : 測定値[1cm線量率]は左下の表を参照。

(単位 : mSv/h)

測定点	鉛遮蔽なし APD①	鉛遮蔽あり APD②	比率 (②/①)
①	10.6	7.89	0.75
②	13.2	9.06	0.68
③	153	120	0.78
④	291	262	0.90
⑤	165	148	0.90
⑥	360	335	0.93
⑦	683	657	0.96
⑧	473	428	0.90
⑨	164	131	0.80



2号機原子炉建屋 5階 オペフロ

東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会 第10回会合 資料3 (参考)より引用

1, 2号機排気筒ドレンサンプル水のスペクトル 分析結果(速報)について

1, 2号機排気筒ドレンサンプル水のスペクトル分析結果(速報)

(1)測定概要

令和2年2月27日に東京電力ホールディングス株式会社が採取していた1, 2号機排気筒ドレンサンプル水及び原子力規制庁において採取した瓦礫試料※について、スペクトルサーベイメータ(LaBr3 検出器)を用いて測定した。

本資料では、波高分布の測定結果について整理した。

測定にあたっては、ドレンサンプル水は5分間、瓦礫試料(4個)は各1分間の測定時間とし、線量率が高い場合は、距離を離して再測定した。

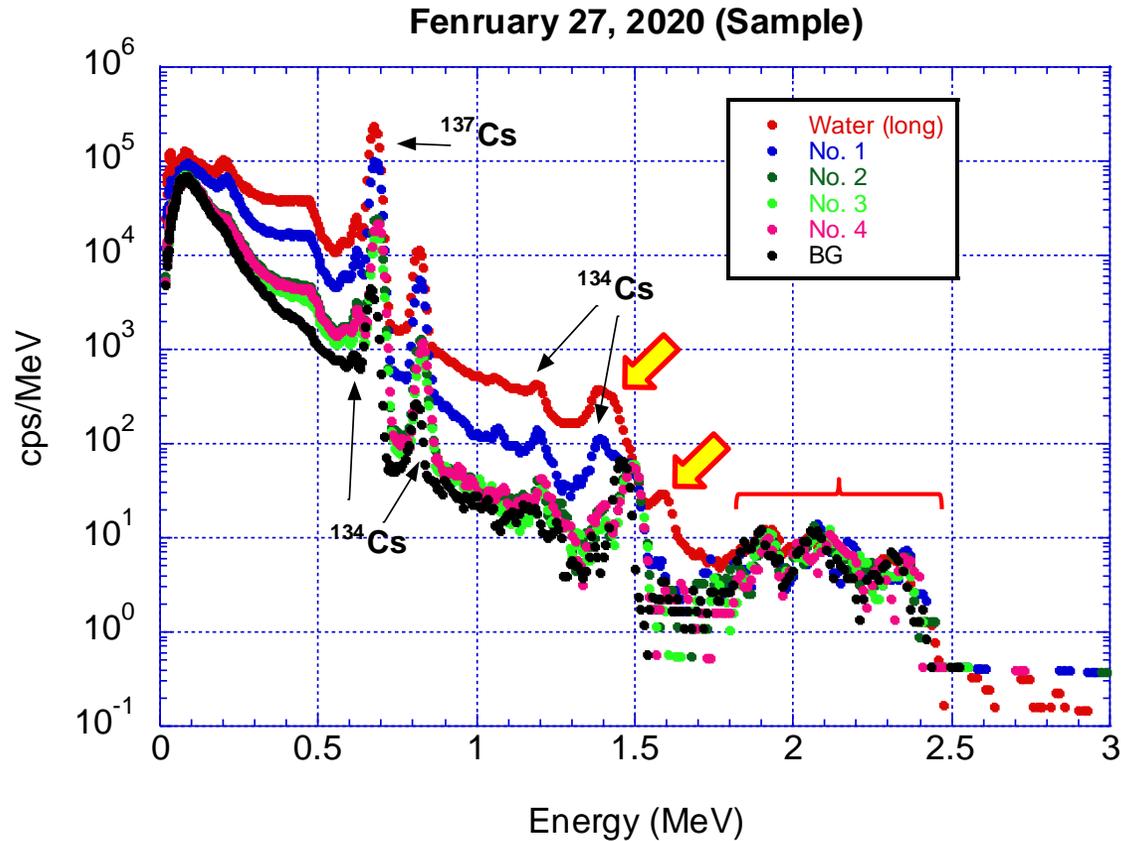
※瓦礫試料

令和2年2月13日に原子力規制庁が3号機タービン建屋内で採取したもの。
3号機原子炉建屋の水素爆発により、建屋外壁がタービン建屋内に飛散したと考えられる。



BNC社 SAM940-2L

(2) スペクトル分析結果



ドレンサンプル水及び瓦礫 (No.1 -No.4) の波高分布

- ドレンサンプル水は、Cs-134の1.365 MeVと思われるピークがブロードになっており、検討が必要である。
- ドレンサンプル水の1.6 MeV近辺のピークは、検討が必要である。
- 1.5 MeV近辺のピークは、Laに含まれているLa-138のガンマ線によるものと考えられる。
- 別途検討が必要であるが、1.7 MeV以上のピークは、場所(サンプル)によりほとんど変化しないことから、検出器に含まれている可能性が高いAc-227による波高の可能性が高い。

○サンプリング

1, 2号機排気筒ドレンサンプル水

ドレンサンプル水小分け
(30mL)

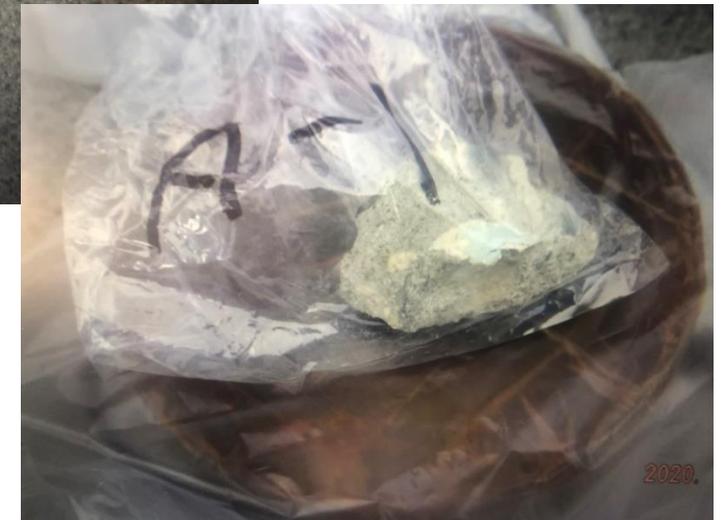
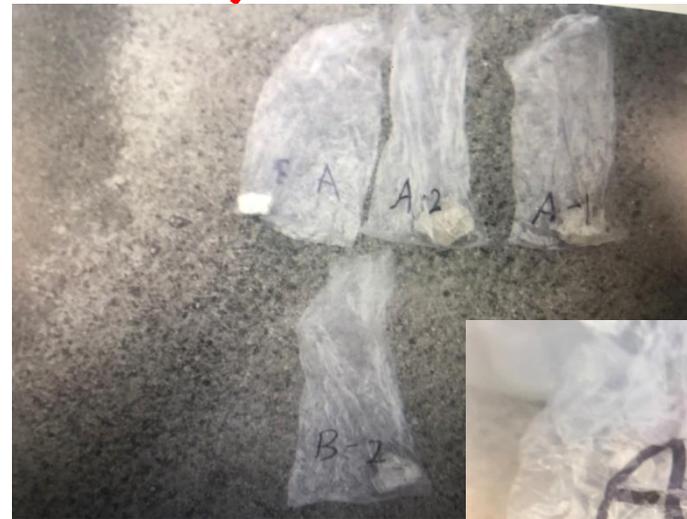


1, 2号機排気筒ドレンサンプル水
平成28年9月12日東京電力採取

○サンプリング

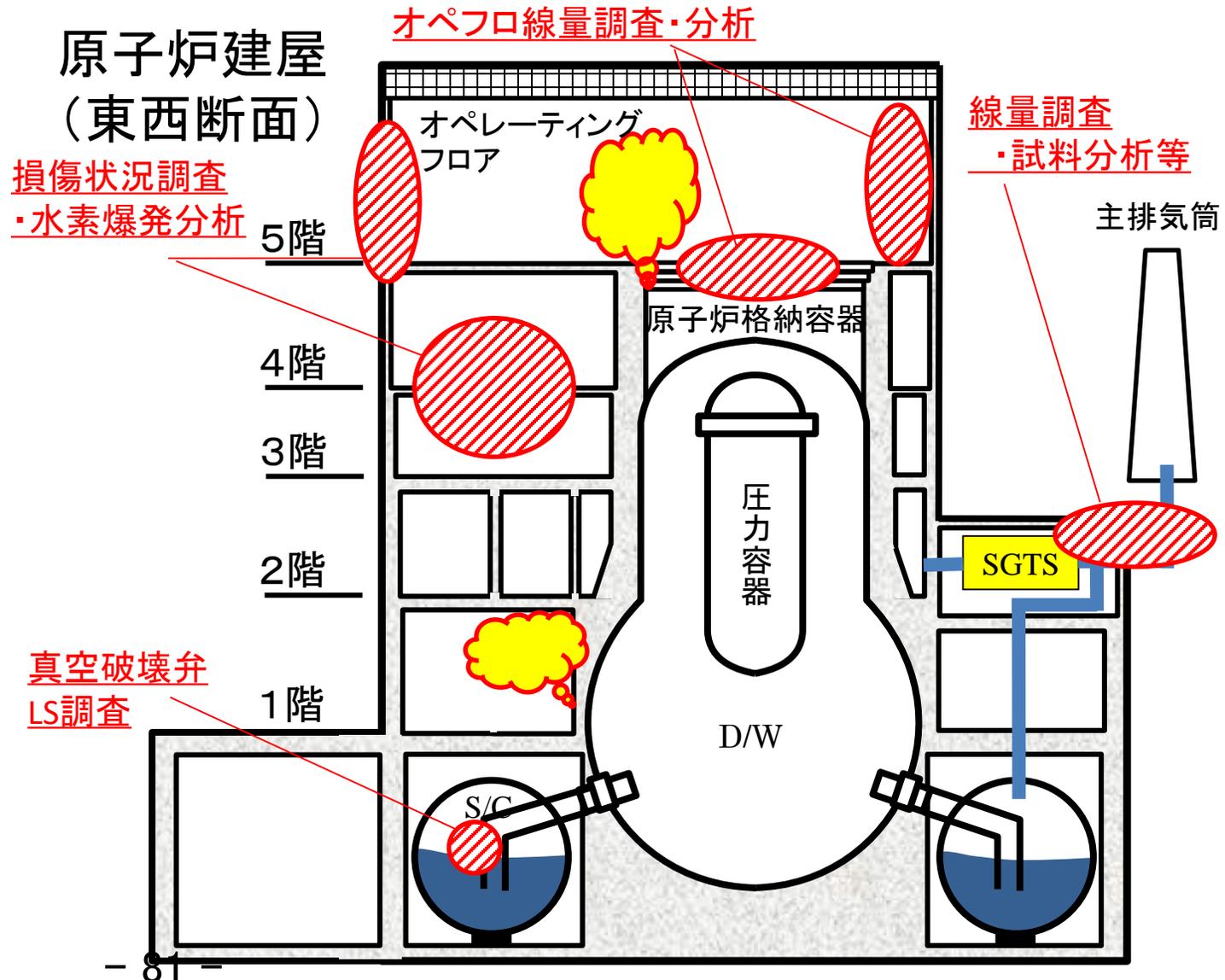
3号機タービン建屋内瓦礫(コンクリート片)

瓦礫の小片採取(4片)



○今後の現地調査等

- SGTS配管等の調査(線量、損傷状況)
- 3号機原子炉建屋の損傷状況(2階、3階等)
- 4号機原子炉建屋の損傷状況(レーザースキャン等を含む)
- 真空破壊弁のリミットスイッチ導通試験
- 水素爆発に係る分析
- 2号機オペフロの線量調査分析
- 試料分析 等



これまでの事故分析検討会における論点の整理

○これまでの事故分析検討会における主な論点

【第8回検討会】
(R1.11.28)

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染状況

1, 2号機と3, 4号機の
汚染レベルの差

2, 3, 4号機のSGTSフィルタ
の汚染状況と逆流経路

1号機S/C内の真空破壊弁
周辺に高い汚染

スタック下部に高線量箇所

【第9回検討会】
(R1.12.26)

3号機原子炉建屋4階付近の汚染状況

3号機原子炉建屋3階の破
損状況

3号機4階への水素供給

3, 4号機で異なる3階の損
傷状況

3号機原子炉建屋4階の高
線量箇所

【第10回検討会】
(R2.2.4)

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に
関する解析

1号機の原子炉圧力及び格
納容器圧力の推移

3号機の原子炉圧力及び格
納容器圧力の推移

ベントによる主要なFP移行
経路の比較

3号機原子炉建屋の破損状態及び汚染状況等からオペフロのシールドプラグを經由したPCVからの直接漏えい(過温破損によるPCVトップヘッドフランジからの漏えい)の可能性が考えられる。また、原子炉建屋内の水素対流またはSGTS配管からのベントガスの逆流が考えられる。



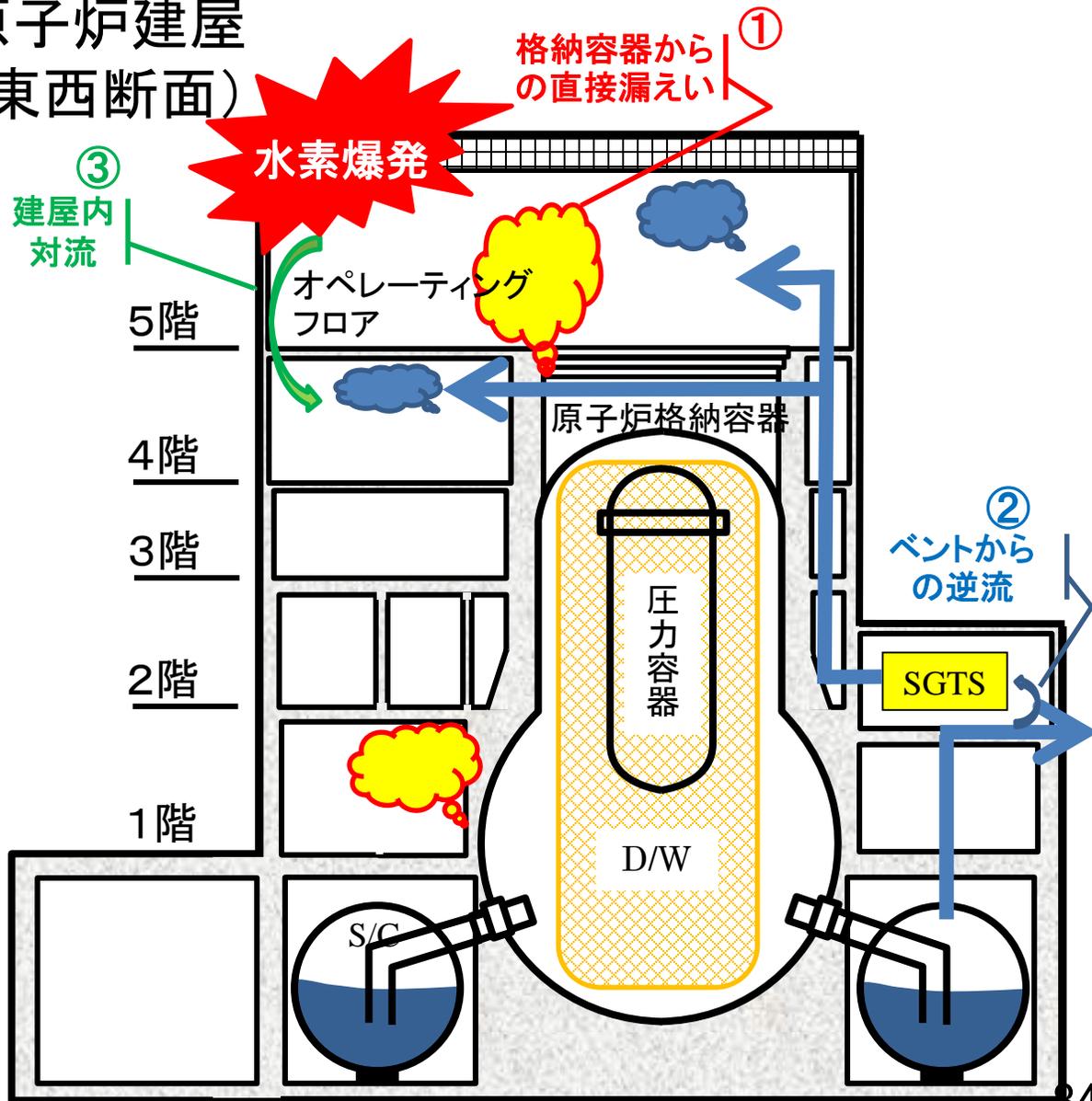
ベント時のPCV内の状態(炉心溶融、RPV損傷の有無等)により、ベントガスの放出経路となるSGTS配管及び主排気筒の放射性物質による汚染程度に差が生じた(1号機は炉心損傷後のベントによりSGTS配管等に3号機よりも高い汚染が生じた)と考えられる。

その他、下記の現地調査等を実施。

4号機原子炉建屋の損傷
調査

2号機オペフロの汚染調査

原子炉建屋 (東西断面)



【原子炉格納容器内】

1～3号機における炉心損傷や圧力容器破損等の事象進展とベントの時期により、ベント時の原子炉格納容器内の汚染度が異なる。

【原子炉格納容器から原子炉建屋内への漏えい経路等】

① 原子炉格納容器からの直接漏えい経路

- ・トップヘッドフランジ
- ・機器ハッチ 等の原子炉格納容器貫通部

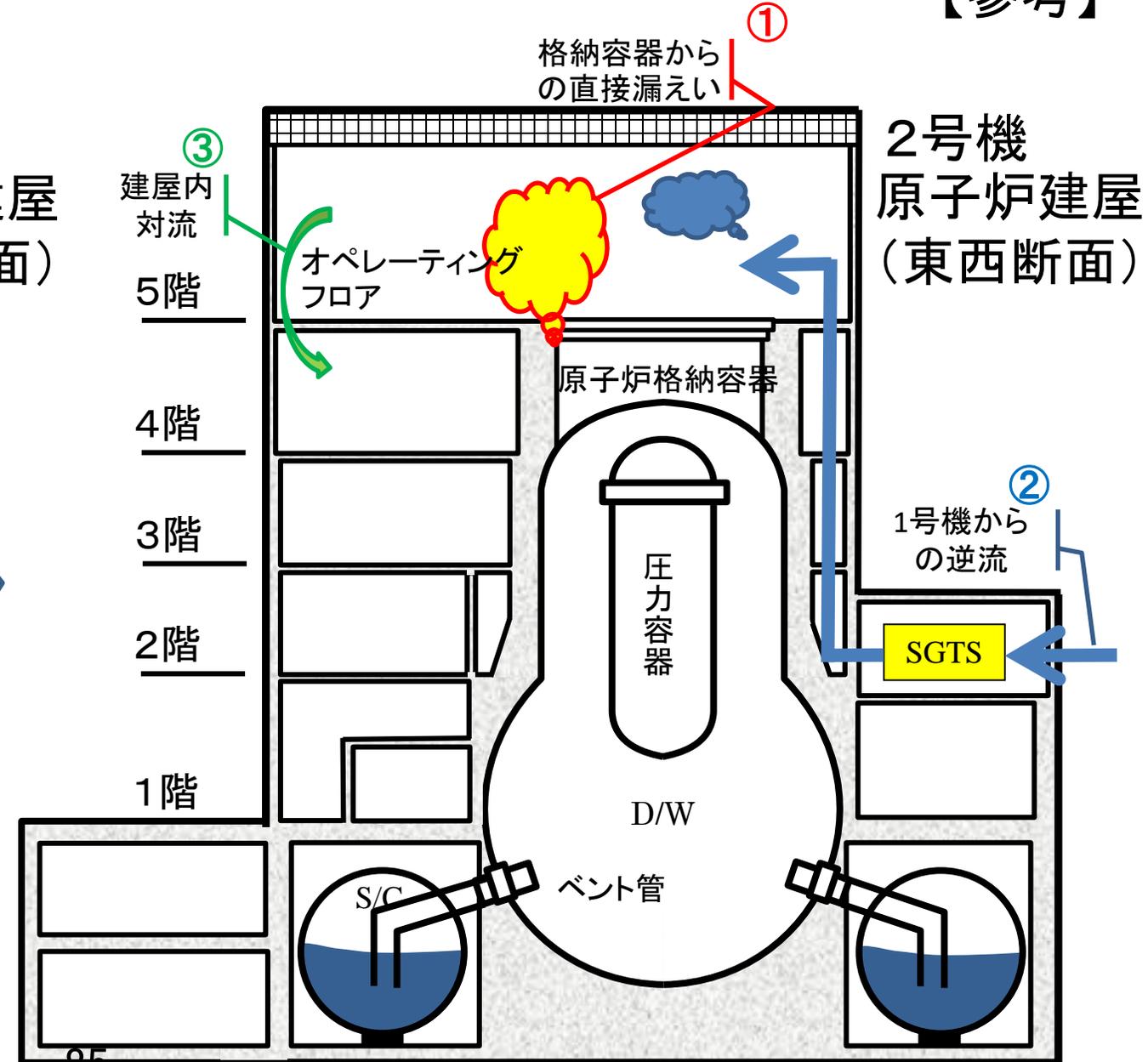
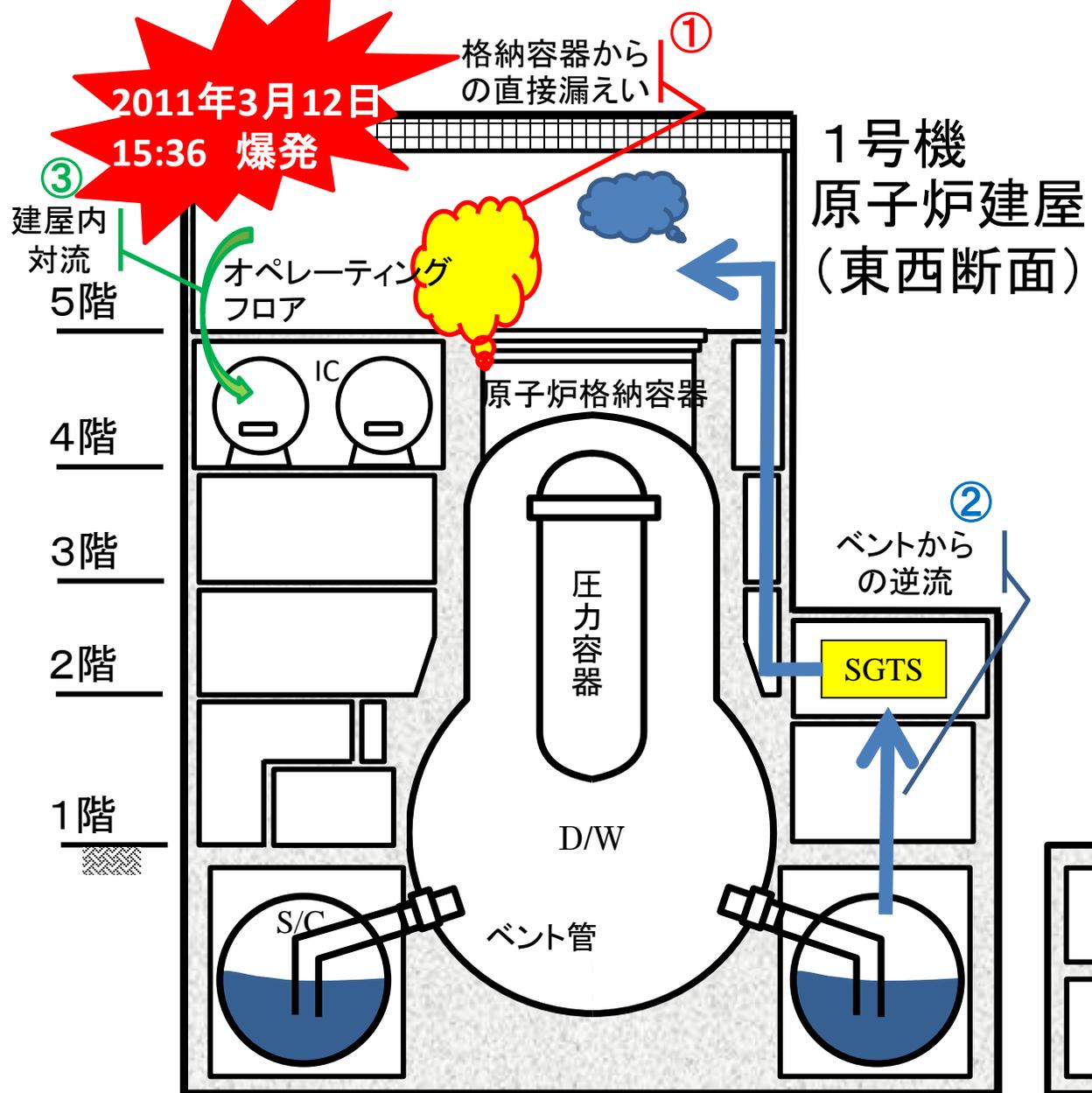
② SGTS経由の耐圧強化ベントの逆流経路

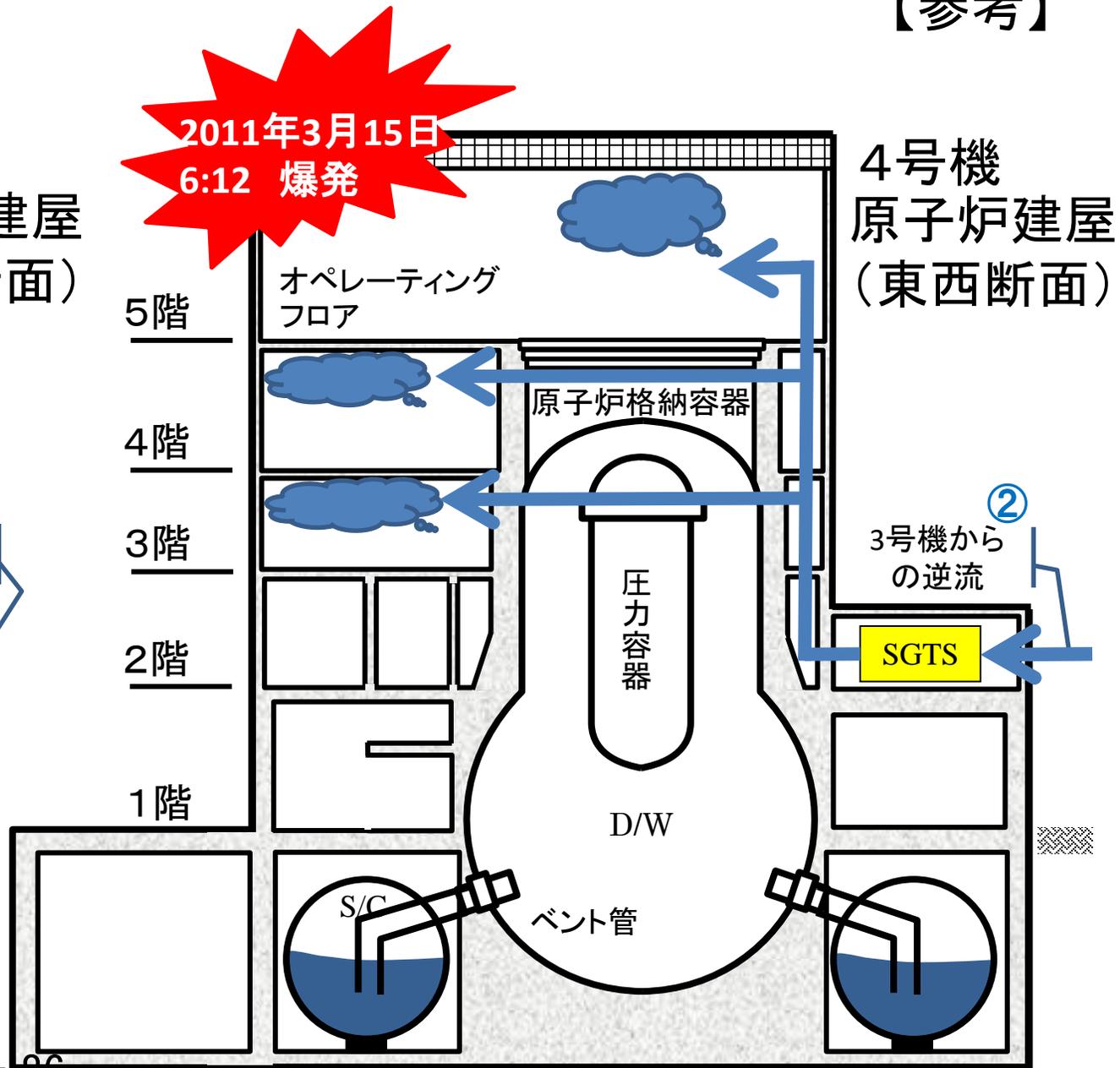
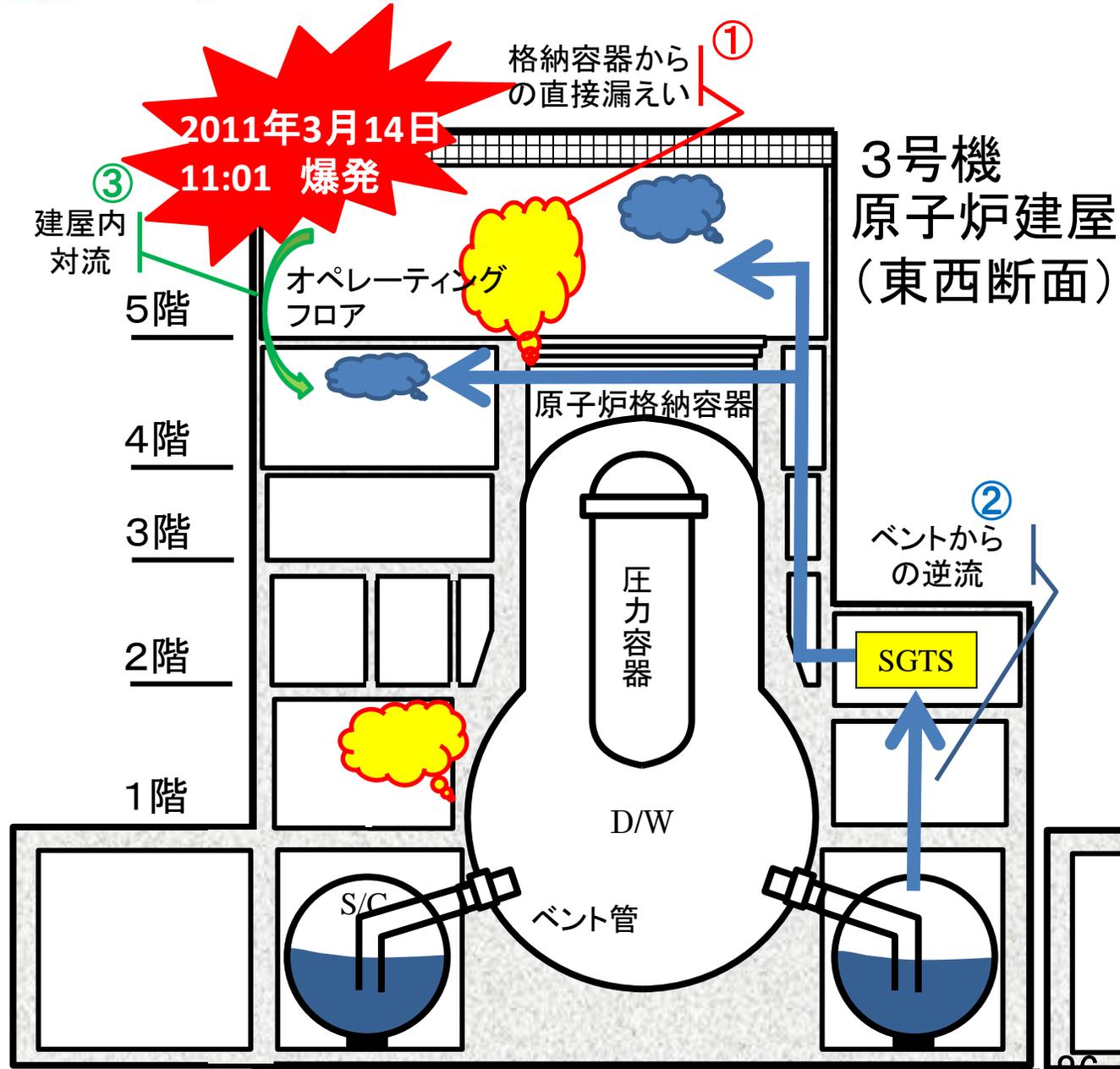
- ・自号機からの逆流
- ・他号機からの逆流

③ 原子炉建屋内の水素対流

- ・オペフロから4階フロアへの水素対流
- ・階段部、大物機器搬入口等の開口部を經由

2011年3月12日
15:36 爆発





1, 3, 4号機 原子炉建屋の爆発について

	1号機	3号機	4号機
3/12	<p>14:30頃 ベント① 14:50 D/W圧力 750kPa[abs]→580kPa[abs] 15:36 原子炉建屋で爆発</p>		
3/13	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>1号機R/Bの爆発 ○水平(南北)方向に広がるように白色の爆発煙が上がる。 (政府事故調)</p> </div>	<p>9:20頃 ベント① 9:24 D/W圧力 637kPa[abs]→540kPa[abs] 12:30頃 ベント② 13:00 D/W圧力 480kPa[abs]→300kPa[abs]</p>	
3/14		<p>11:01 原子炉建屋で爆発</p>	
3/15		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>3号機R/Bの爆発 ○白煙を上げて水平方向に広がる爆発煙と、黒煙を上げて垂直方向に広がる爆発煙が認められた。 (政府事故調) ○オレンジ色の閃光を放った次の瞬間、3号機R/Bが爆発した(国会事故調) 爆発後、最上階から水蒸気の白煙が激しく立ち上がるのが観察された(国会事故調)</p> </div>	<p>6:12 原子炉建屋で爆発 9:38 3階北西付近で火災発生</p>
3/16			<p>5:45 3階北西付近で火災発生</p>

前回会合(2月4日)における論点の整理(案)

～1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析～

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染状況

1, 2号機と3, 4号機の汚染レベルの差

- 1, 2号機と3, 4号機は、体系的に「相似」の関係
- 格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存
- 1号機は、ドライで高温なベントガス。3号機は、ウェットで低温なベントガス。
- スクラビングは、サブクールや減圧沸騰の有無より水深がDF効果に影響する
- 1, 3号機の炉心損傷の経緯
- PCVからの漏えい箇所、時期
- 配管等における蒸気凝縮の影響
- 1号機ベントは1回成立
- 3号機ベントは2回成立

⇒ 検討会(第11回以降)

2, 3, 4号機のSGTSフィルタの汚染状況と逆流経路

- 2号機RDの汚染状況と作動の関係
- FP及び水素の逆流経路、汚染レベルの差
- GDのベント時の逆流防止機能

⇒ 検討会(第9回、第10回)

スタック下部に高線量箇所

- スタック内部の構造が影響
- スタックの構造、機能及び汚染状況

⇒ 検討会(第10回)

1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染

- 1号機ベントは真空破壊弁を通じてスクラビングなしの可能性
- 真空破壊弁の構造、機能
- 1, 2号機SGTS配管の高温履歴とベントの関連性

⇒ 検討会(第11回以降)

■ 現地調査等により確認された事項
■ 主な論点

第8回検討会
(R1.11.28)

1, 2号機及び3, 4号機ベント配管の汚染に関する解析

1号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の推移

- 真空破壊弁でのバイパスによるD/W気相部からW/W気相部への直接放出の可能性
- 微少なバイパス部におけるエアゾルの捕集の効果
- 環境への放出量と真空破壊弁バイパス時の沈着量の関係
- 真空破壊弁バイパス時のD/WとW/Wの圧力差
- 1F2, 2F1での真空破壊弁の作動状況との比較
- 格納容器圧力の推移におけるヘッドフランジ部からの漏えいモデル

⇒ 検討会(第11回以降)

3号機の原子炉圧力及び格納容器圧力の推移

- 3号機のベントは1回目(3/13 9:20)と2回目(3/13 12:30)のみ成功と仮定
- 炉心損傷開始時間とHPCIによる炉心への注水量の関係
- S/Cスプレイ流量と格納容器圧力(D/W及びW/W)またはS/C水位の推移との関係
- HPCI注水量と原子炉圧力または原子炉水位の推移との関係
- 格納容器圧力及び原子炉圧力の推移における非凝縮性ガスによる加圧
- 炉心損傷開始時間、発生水素量、ベント時の炉心損傷割合

⇒ 検討会(第11回以降)

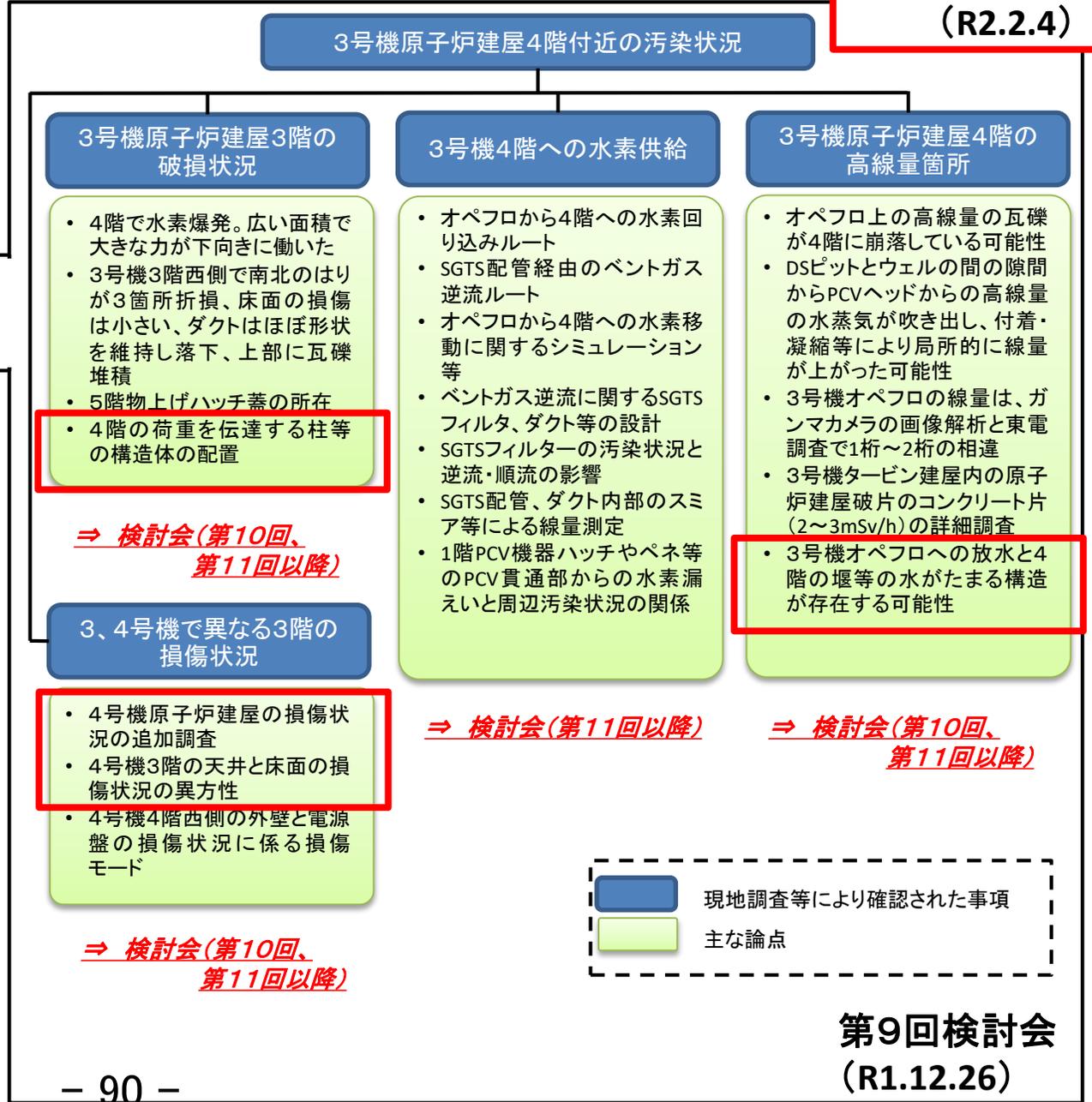
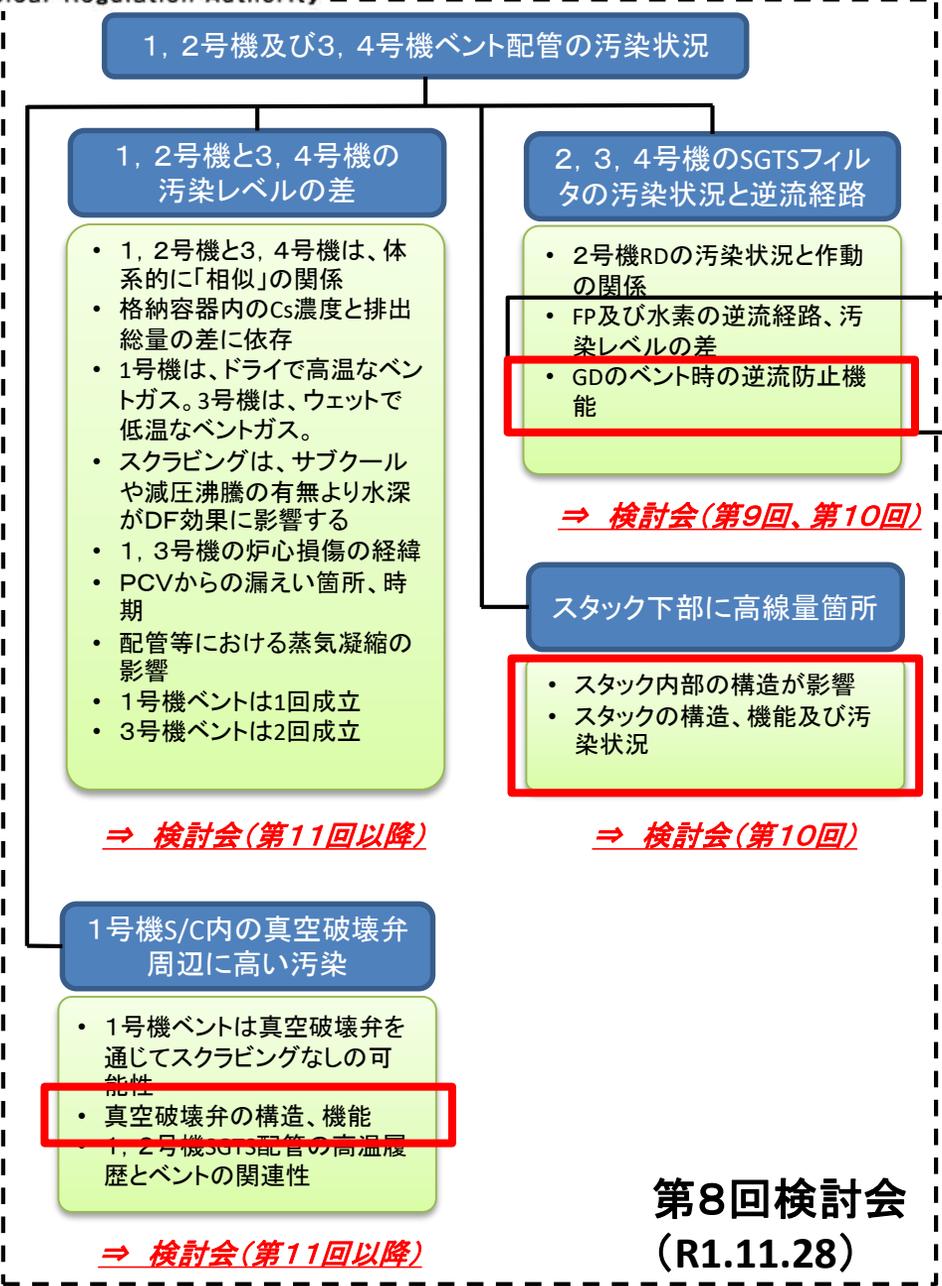
ベントによる主要なFP移行経路の比較

- 1号機はFPが燃料デブリからD/Wへ直接放出された後、ベントを実施
- 1号機のベントはD/Wに存在するFP量が極めて多い
- 3号機は1回目ベントまでの炉心損傷の度合いが低いが、2回目ベントまでに炉心損傷が進展
- 3号機のベントは一度スクラビングされるため存在するFP量は少ない
- ベント時のスクラビング効果は原子炉容器下部ヘッド破損前の場合、破損後よりも除染効果が高い

⇒ 検討会(第11回以降)

■ 解析等により検討した事項
■ 主な論点

第10回検討会
(R2.2.4)



現地調査等により確認された事項
 主な論点

調査・分析項目等

第10回会合(R2.2.4)における論点整理(案)

1) 耐圧強化ベント(AM対策)

【1/5】

- ① 1,2号機ベント配管の汚染
- ② 1～3号機耐圧強化ベント
- ③ SGTS逆流汚染
- ④ RDの動作

内容・論点

- ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染
- ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持
- ✓ 1～3号機のベント成立性

1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討



ベント時のシステムの汚染に関する解析には非常に多くのパラメータを含むので感度解析の繰り返しが必要となる。

今回の解析は、真空破壊弁を通してどういう挙動が、どれくらいの影響を持って起きるのかを主眼としており、起きたことを全て説明しようとするものではない。

真空破壊弁のバイパスは、微小なものがあったかもしれないが、全体の挙動に大きな影響を与えるものではないと考えられる。

真空破壊弁への負荷については、作動状況に加えて過温状態の検討が必要。また、シーリング材への過温影響も考慮すべき。(⇒ 次回以降議論)

微小なバイパス部におけるエアロゾルの捕集による除染効果については、実験の適用範囲としてエアロゾルの流量等の確認が必要。(⇒ 次回議論)

調査・分析項目等

第10回会合(R2.2.4)における論点整理(案)

1) 耐圧強化ベント(AM対策)

【2/5】

- ① 1,2号機ベント配管の汚染
- ② 1～3号機耐圧強化ベント
- ③ SGTS逆流汚染
- ④ RDの動作

内容・論点

- ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染
- ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持
- ✓ 1～3号機のベント成立性

1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討



1号機格納容器は圧力が計測されるくらいの漏えい率の状態、3号機格納容器はほぼ大気圧と同じくらいの状態となっていた。

1号機D/WとW/Wの圧力差の推移と実測値はベント時に整合していない。圧力差の議論では留意すべき。(⇒ 次回以降議論)

D/WとW/Wの圧力差については、格納容器ヘッドフランジからの漏えい量と格納容器圧力の定量的な評価が必要ではないか。(⇒ 次回以降議論)

D/WとW/Wの圧力差については、安全弁の系統の温度上昇による水素のシートリークの可能性等の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)

D/W及びW/Wの圧力挙動については、1F2号機及び2F1号機の真空破壊弁の不調とその際の各圧力の実測値をもとに検討が必要。(⇒ 次回議論)

調査・分析項目等

第10回会合(R2.2.4)における論点整理(案)

1) 耐圧強化ベント(AM対策)

【3/5】

- ① 1,2号機ベント配管の汚染
- ② 1～3号機耐圧強化ベント
- ③ SGTS逆流汚染
- ④ RDの動作

内容・論点

- ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染
- ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持
- ✓ 1～3号機のベント成立性

1号機と3号機のベントガスに含まれたセシウム量に相違が生じた主たる要因として、1号機真空破壊弁でのバイパスの可能性を検討

環境への放出量と沈着量については、1号機S/C上部の線量調査の不確かさ等を踏まえた検討が必要。(⇒ 次回以降議論)

S/Cのベローズの漏えいによるFPの沈着等への影響の確認が必要。(⇒ 次々回以降議論)

環境への放出量はベント時のSGTS配管及びスタックへの沈着量を踏まえた検討が必要。(⇒ 次回以降議論)

1号機と3号機の事故進展(炉心損傷時期と状態等)及びベント時の格納容器内の状態を比較検討

1号機のベントは、炉心損傷から約20時間程度と考えられる。ほぼ全量が炉心損傷し、下部ヘッドも破損していたと考えられる。

3号機のベントは、1回目は炉心損傷から約5時間程度、2回目は約9時間程度と考えられる。下部ヘッドは健全であったと考えられる。

1号機のベント回数については、スタック解体に伴うスタック内側のスミアによる核種分析により物理的にチェックすべきではないか。(⇒ 次々回以降議論)

調査・分析項目等

第10回会合(R2.2.4)における論点整理(案)

1) 耐圧強化ベント(AM対策)

【4/5】

- ① 1,2号機ベント配管の汚染
- ② 1～3号機耐圧強化ベント
- ③ SGTS逆流汚染
- ④ RDの動作

内容・論点

- ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染
- ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持
- ✓ 1～3号機のベント成立性

1号機と3号機の事故進展(炉心損傷時期と状態等)及びベント時の格納容器内の状態を比較検討

1号機の場合には、ベント開始までに原子炉容器の下部ヘッドが破損しており、D/Wに多量のFPが存在していたと考えられる。

3号機の場合には、ベントガスが2回スクラビングされ、D/Wの汚染状況が少なかったと考えられる。



3号機のベント前後において、D/Wの圧力がW/Wの圧力よりも高い。原子炉容器から格納容器への直接パス等の要因の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)

D/WとW/Wの圧力差については、圧力計のドリフトも考えられるが、事象の解明は困難と考えられる。

ベント時のスクラビングの効果は、原子炉容器の下部ヘッド破損前の場合、主としてクエンチャー出口でプールスクラビングされるため、除染の効果が高いと考えられる。

調査・分析項目等

第10回会合(R2.2.4)における論点整理(案)

1) 耐圧強化ベント(AM対策)

【5/5】

- ① 1,2号機ベント配管の汚染
- ② 1～3号機耐圧強化ベント
- ③ SGTS逆流汚染
- ④ RDの動作

内容・論点

- ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染
- ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持
- ✓ 1～3号機のベント成立性

1号機と3号機の事故進展(炉心損傷時期と状態等)及びベント時の格納容器内の状態を比較検討

ベント時のスクラビング効果は、水位の影響が大きい。S/Cスプレーを行っていた3号機と行っていない1号機の比較検討も必要ではないか。(⇒ 次回以降議論)

1号機と3号機のベント時のスクラビング効果の差は、現地調査で確認されたSGTS配管の汚染程度の差と整合しているのか検討が必要。(⇒ 次回以降議論)

D/Wに存在するFP量については、米国サンディア国立研究所の解析でMSLの破壊によるD/Wへの大量のFP放出の意見もあり、議論が必要。(⇒ 次々回以降議論)

これまでの事故分析検討会における論点の整理

～第8回及び第9回検討会～

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理		対応状況
<p>2)放射性物質の放出経路 【1/3】</p> <p>⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染</p> <p>⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド</p> <p>⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF))</p> <p>⑧建屋除染係数(DF)</p> <p>⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ</p> <p>内容・論点</p> <p>✓3号機R/B 4階付近の高い汚染</p> <p>✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染</p> <p>✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びイベント等)</p>	<p>3号機原子炉建屋3階の損傷状況から4階で水素爆発が起きたのではないかと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・3階西側で南北のはりが3箇所折損 ・3階床面は4号機と比べて損傷が少ない ・ダクトは、ほぼ形状を維持して落下、その上に天井からの瓦礫が堆積 ・明確な燃焼痕は見られない 	<p>はり等の損傷状況から、4階で水素爆発が起きて、広い面積で大きな力が下向きに(4階から3階に向けて)働いたと考えられる。</p>	
		<p>ダクト、床面の損傷状況からは、3階で爆発はなかったと考えられる。</p>	
		<p><u>物上げハッチの蓋は5階で閉まっており、爆発の起点の検討(5階または4階)のため蓋がどこに行ったのか確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	<p>第10回会合で資料提示</p>
	<p>3号機と4号機では原子炉建屋3階の損傷状況が異なる。</p>	<p><u>爆発の損傷モードを比較検討するため、4号機原子炉建屋の損傷状況の追加調査が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	<p>第10回会合で資料提示</p>
		<p><u>4号機4階西側の外壁損傷と外壁手前の電源盤の損傷に係る損傷モードの検討が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>	

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理		対応状況
<p>2)放射性物質の放出経路【2/3】</p> <p>⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染</p> <p>⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド</p> <p>⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF))</p> <p>⑧建屋除染係数(DF)</p> <p>⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ</p> <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓3号機R/B 4階付近の高い汚染 ✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染 ✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)等 	<p>3号機原子炉建屋4階で水素爆発があった場合、水素の供給はどのように行われたのか。</p>	<p><u>オペフロの水素供給から4階への水素の移動に関する既存シミュレーション等の確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	
	<p>①PCVヘッドからオペフロに放出された水素が物上げハッチ等の開口部を通過して4階に降りてくる経路</p>	<p><u>SGTS配管からのベントガスの逆流は、SGTSフィルターの汚染状況の確認、原子炉建屋内のダクトルート(配置図、吸込口位置等)の確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	
	<p>②ベント時の水素がSGTS配管を通過して4階に供給される経路</p>	<p>3号機、4号機のSGTSフィルターには、スタック側から建屋側に線量分布の傾斜(逆流した形跡)が見られる。</p>	
		<p><u>SGTSフィルターはA系とB系で汚染状況が異なるため、逆流・順流の検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	
	<p>3号機1階PCV機器ハッチやペネ等のPCV貫通部からの水素漏えいの可能性。</p>	<p><u>格納容器から放出される水素はFPを伴うため、3号機1階の汚染状況と整合しているか確認が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	<p>資料8-1参照</p>

調査・分析項目等	第9回会合(R1.12.26)における論点整理		対応状況
<p>2)放射性物質の放出経路 【3/3】</p> <p>⑤3号機原子炉建屋(R/B) 4階付近の汚染</p> <p>⑥3号機原子炉格納容器(PCV)フランジヘッド</p> <p>⑦各号機漏えい(PCVペネ、トップヘッドフランジ(THF))</p> <p>⑧建屋除染係数(DF)</p> <p>⑨1号機R/Bオペフロウエルプラグ</p> <p>内容・論点</p> <p>✓3号機R/B 4階付近の高い汚染</p> <p>✓1,2号機R/B内部の3,4号機よりも高い汚染</p> <p>✓モニタリングポスト(MP)観測データと放射性物質の放出経路・時期(THFの破損及びベント等)等</p>	<p>3号機原子炉建屋4階付近にガンマカメラの線量測定で高線量の箇所が確認されている。</p>	<p>3号機オペフロの汚染分布は、DSピットとウェル間の隙間から吹き出した高線量の水蒸気により局所的に高い部分がある。</p>	
	<p>当該高線量箇所はどのように形成されたのか。</p>	<p>3号機2階のRCW熱交換器の線量は数mSv/h～数十mSv/hであり、RCWを經由して高線量のものが流れたとは考え難い。</p>	
	<p>①オペフロ上の高線量の瓦礫が4階に崩れ落ちている可能性</p>	<p><u>3号機オペフロの線量は、ガンマカメラの画像解析では数百～千mSv/h、東電HDの調査では15～20mSv/hと差があり、検討が必要。(⇒ 次回以降議論)</u></p>	
	<p>②DSピットとウェルの間の隙間からPCVヘッドからの高線量の水蒸気が吹き出し、付着・凝縮等で局所的に線量が上がった可能性</p>	<p><u>3号機タービン建屋内の原子炉建屋破片と考えられるコンクリート片(2～3mSv/h)の詳細調査が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p> <p><u>3号機オペフロへの放水と4階の堰等の水がたまる構造が存在する可能性の検討が必要。(⇒ 次回議論)</u></p>	<p>資料7-1参照</p> <p>第10回会合で資料提示</p>
	<p>3号機3階のFPC熱交換室にスキマサージタンク経由でオペフロの高線量の水蒸気が流入した可能性。</p>	<p>経路的にはあり得るが、スキマサージタンク水は他よりも高線量となっておらず、可能性は低い。</p>	

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
<p>1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【1/4】</p> <p>①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作</p> <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性 	<p>2号機はベントに成功しなかったのではないかと示唆されている。</p>	<p>2号機RDは結果として作動していない。 2号機ベントは成立していない。</p>	
	<p>各号機のSGTS系の汚染状況から1,2号機と3,4号機は体系的に相似の関係と考えられる。</p>	<p>1,2号機と3,4号機のベント系の汚染は相似しており、FPと水素は1号機または3号機から供給された。</p>	
		<p><u>GDは、ベント時に自号機への逆流および他号機への供給が生じている可能性があるため、逆流防止の性能確認が必要。(⇒ 次回議論)</u></p>	<p>第10回会合で資料提示</p>
	<p>1, 2号機スタック下部の高線量化の原因として、スタック内部の構造の影響が考えられる。</p>	<p><u>スタックへの配管接続方法が異なることからその構造の確認が必要。(⇒ 次回議論)</u></p>	<p>第10回会合で資料提示</p>

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
<p>1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【2/4】</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 1,2号機ベント配管の汚染 ② 1～3号機耐圧強化ベント ③ SGTS逆流汚染 ④ RDの動作 <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性 	<p>1号機及び3号機の汚染状況から、数百倍の汚染レベルの相違がある。➡</p> <p>汚染の相違は、格納容器内のCs濃度と排出総量の差に依存していると考えられる。</p>	<p><u>1,3号機の炉心損傷の経緯、格納容器からの漏えい箇所、時期については更に検証が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>
	<p>汚染状況は、1号機と3号機の放出量について、平成24年5月の「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について」(東京電力HD株式会社)と相違がある。➡</p>	<p>東京電力から、平成24年5月の報告書は、環境の放射能汚染の状況を再現するような放出量を設定し、拡散評価するバックワード解析を基にしており、事故進展の挙動を反映しきれていない旨の回答があった。</p>	

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
<p>1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【3/4】</p> <p>①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作</p> <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性 	<p>配管等における蒸気凝縮の影響。</p> <p>ベント時の排気は非常に水蒸気濃度の高い排気となっていると考えられ、水蒸気の凝縮がCsの配管への付着に大きく影響していると考えられる。</p>	<p><u>1号機は、ドライなガスが高温で放出、3号機は、低い温度の水蒸気を多く含んだウェットなガスが放出されたと考えられる。</u> (⇒ 次々回以降議論)</p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>
		<p><u>1, 2号機SGTS配管の高温履歴の確認とベントガスとの関連性を確認することが必要。</u> (⇒ 次々回以降議論)</p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>
		<p><u>ベント時の排気系の汚染程度を算出するシミュレーションと観測結果の比較検討を行う。</u> (⇒ 次々回以降議論)</p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>
		<p><u>3号機は、原子炉圧力、D/W圧力、S/C圧力の推移から2回のベントが成功、1号機は、1回のベントが成功したと考えられる。</u>(⇒ 次々回以降議論)</p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>
		<p><u>3号機の原子炉圧力の急速な低下(13日午前9時頃)については、サンディア研究所等の仮説を確認することが必要。</u>(⇒ 次々回以降議論)</p>	<p><u>第10回会合で資料提示</u></p>

調査・分析項目等	第8回会合(R1.11.28)における論点整理		対応状況
<p>1) 耐圧強化ベント(AM対策) 【4/4】</p> <p>①1,2号機ベント配管の汚染 ②1～3号機耐圧強化ベント ③SGTS逆流汚染 ④RDの動作</p> <p>内容・論点</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 1,2号機ベント配管の高い汚染 ✓ S/CにおけるDFの効果、蒸気凝縮の影響、真空破壊装置の機能維持 ✓ 1～3号機のベント成立性 	<p>S/C水のサブクール度や減圧沸騰の有無によるDF効果への影響はあるのか。</p>	<p><u>スクラビングの効果は、サブクールや減圧沸騰の有無よりも水深がDFの効果に影響すると考えられる。</u> (⇒ 次々回以降議論)</p>	<p>資料2参照</p>
	<p>→</p>	<p><u>スクラビングによるDF効果について幾つかの研究成果があり、議論が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>	<p>資料2参照</p>
	<p>1号機S/C内の真空破壊弁周辺に高い汚染が確認されている。</p>	<p>→</p> <p><u>1号機ベントは、S/Cの真空破壊弁を通じたスクラビングされていないベントガス放出の可能性。更なる確認が必要。(⇒ 次々回以降議論)</u></p>	<p>第10回会合で資料提示</p>

○事故分析検討会における主な検討項目

- | |
|---|
| <p>➤ 第10回事故分析検討会 [令和2年2月4日 (火)]</p> <ul style="list-style-type: none">・ ベント配管の汚染に関する解析等・ 現地調査結果 (4uR/B, 2uオペフロ)・ 第9回の論点整理 (3uR/Bの汚染)・ [参考] ベント設計、スタック線量推移等・ [東電HD] 3uPCV機器ハッチ、1u水素爆発解析、1uPCV上蓋 |
| <p>➤ 第9回事故分析検討会 [令和1年12月26日 (木)]</p> <ul style="list-style-type: none">・ 3uR/B3階の調査結果・ 第8回の論点整理 (ベント配管汚染)・ [参考] 現地調査等の概要 (耐圧強化ベントライン)・ [東電HD] 3uベントガスから4uR/Bへの流入割合 |
| <p>➤ 第8回事故分析検討会 [令和1年11月28日 (木)]</p> <ul style="list-style-type: none">・ 耐圧強化ベントラインの汚染状況・ プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験・ [参考] 計装機器の指示値及びプラントデータの推移等・ [東電HD] 3uPCV漏えいと蒸気放出 |
| <p>➤ 第7回事故分析検討会 [令和1年10月18日 (金)]</p> <ul style="list-style-type: none">・ 検討会の実施・ 当面の調査・分析項目 |

参考資料等

(原子力規制委員会への事故の調査・分析 に係る科学的・技術的意見について)

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見(1/6)

No.	受付日	科学的・技術的意見
1	2019-12-09	<p>11月28日に開催された東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第8回)の場で、1号機DW内の大量の放射性物質がどのようにして1号機の耐圧強化ベントラインに持ち込まれたのか?という疑問が浮かび上がっています。その経路としては</p> <p>(1)ウエットウェルによるスクラビングのDF性能が何らかの原因で低下する。 (2)SC内部構造物の破損によりスクラビングをバイパスするルートが形成される のいずれかとなると思います。</p> <p>このうち(1)に関しては当日の「資料4 プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験」によりある程度の粒仕込みができていていると思います。一方(2)の代表であるSC内にある真空破壊弁の機能喪失の可能性に関しては、「割とシンプルな構造なので閉まらなくなると言われてもどうしてかなあと考えてしまう」との更田委員長の発言に代表されるように開固着のような弁自体の機能喪失だけで考えようとしています。しかし弁自体の機能喪失だけでなく弁の取り付け部の分岐管の破損を含めた全体的な機能喪失モードを考えておく必要があります。構造・現象の観点で補足する情報をFact&speculationに分けて記載します</p> <p>1 真空破壊弁機能喪失に関連性の高い事実 ○SC内の真空破壊弁はベント管の先端部付近に設置され、その位置は通常SP水面から1.3~1.7Mの高さにある。 ○外部注水を1500m³程度行くとSP水面は真空破壊弁付近まで上昇する。 ○スクラビング効果に関する当日の堀田研究調査官の報告にあるように、SP水がほぼ飽和状態にある場合に格納容器ベントを行うと減圧沸騰が発生しプール水のスウェルにより1m程度の水面上昇が起きる。 ○SC内の真空破壊弁の取り付け構造は、気中で気体を流すことを前提としたもの。水面に叩かれたり、水面付近での浸漬の繰り返しによる加重をほとんど考慮していない先重の片持ち構造となっている。(2015年12月17日付 未解明事項報告第4回 添付2-13-1 図2)写真参照) ○1980年頃のMark-?格納容器動荷重対策では、SP水面が上昇し、SC内の構造部材下面をたたくことを懸念し、米国では内部構造物の支持構造の補強を行っている。その当時GE社は、真空破壊弁、真空破壊弁ヘッダーサポートも補強対象箇所として推奨していた。(2011年3月19日 Mark-?格納容器に関するGE社の説明) ○第8回検討会では紹介されていませんが1号機だけでなく2号機においてもSC内の真空破壊弁の機能喪失の可能性が指摘されている。(2015年5月20日付 未解明事項報告代3回 添付2-8-1参照)</p> <p>2 真空破壊弁の機能喪失モードの考察 dw内放射性物質の大量持ち出しに関してSC内部構造物破損によりスクラビングをバイパスして放出されることも重要なモードとして考えておくべきです。 (続く)</p>

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見(2/6)

No.	受付日	科学的・技術的意見
1	2019-12-09 続き	<p>ここからは、個人的な考察ですが、真空破壊弁取り付け管(ヘッダー)の付け根ぶが繰り返しの曲げモーメントにより破損するモードの可能性として2種類の現象を上げます</p> <p>○SP水位上昇による真空破壊弁の水没と、SC圧力上昇によるSP水の押し戻しによる水位の低下が繰り返されるので真空破壊弁自体の浸漬が繰り返される。</p> <p>○格納容器ベント時のプールのスウェルの際に、真空破壊弁自体がプール水に呑み込まれる。</p> <p>の二種類の変動荷重が考えられます。</p> <p>ベント手順が米国と異なり、SP水位が高く、高エンタルピーの熱水を蓄積する日本独自の手順では、構造的な観点での評価・検討が必要です。</p> <p>3 事実確認が必要なこと</p> <p>○日本でも動荷重対策を1980年代前半に行っているの、真空破壊弁の取り付け・支持構造は現状どうなっているか？</p> <p>○真空破壊弁の現状の取り付け・支持構造に対してどのような荷重を織り込んで強度評価をしているか？</p> <p>○事故当時の手順。SP水位運用方法では真空破壊弁の水没に対する何らかの配慮が必要とされていなかったのか？</p> <p>○格納容器内水位をどこまで上昇させたのか？圧力容器注水を含めた格納容器内への持ち込み水総量。格納容器ベントを行うまでは格納容器からの持ち出しはほとんどないはずですので事故直前のプラント保有水量から見た水バランスはどのようになるか？</p> <p>○耐圧強化ベントラインは気体を流すことを前提としているので水の流入があると系統ラインの低い所に水が滞留して閉塞してしまう。そうした観点で系統のアイソメ図を用いて高低関係を確認する必要がある。特に事故数日後から5月中旬まで「水棺」と称して格納容器満水操作を続けていたが、そうした操作による水の流れ込みが耐圧強化ベントラインに及ぼす影響を確認する必要がある。</p> <p>【提案】 検討会でのイベント時刻表記について</p> <p>原子炉の重大事故防止の観点では、炉停止後の時間関数である崩壊熱との勝負といっても過言ではありません。そうした観点では炉停止後何時間ということに工学的な意味があります。今まで、どの報告書を見てもイベントの発生時刻を表記しています。これでは「点(スポット)」の情報でしかありません。工学的には、炉停止時刻からの経過時間を計算して「対応時間の切迫度」「崩壊熱量」「注入水量」の感覚をつかんでいます。これからはむしろ炉停止後の時間で表記した方が教訓を一般化して導き出せるとともに工学的な意味を普遍化して伝えることができると思います。3ユニットとも地震と同時にスクラムしていますので1F-1~3の炉停止時刻はほぼ同時です。慣れるまでは換算に手間必要ですがすべてを地震発生時刻の2011年3月11日14:46を原点としてそこからの経過時間表記で議論した方が万人の定量的なイメージにつながると思います。</p> <p>海外の方や今後のトラブル対応上もそうした表記の上での議論の方が現象把握上も有益なものとなると思います。</p> <p>(続く)</p>

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見(3/6)

No.	受付日	科学的・技術的意見
1	2019-12-09 続き	<p>さらに言えば、そういう統一尺度の上で、ユニット毎の主要イベントを整理したテーブルを手元において議論してはいかがでしょうか？発電所全体の経過を把握するとともに、更田委員長の期にされていたユニット間のタイミングのズレの把握の一助となると思います。</p> <p>(表に入れる主要イベント項目の例) 地震発生、MSIV閉止、津波第一波襲来、全交流電源喪失、IC手動停止、RCIC HPCI機能停止、(炉心露出推定時期)、(炉心損傷推定時期)、(メルトスルー推定時期)、R/B線量上昇、ベントラインアップ、ベント開放確認、(圧力逆転DW)</p>
2	2020-01-05	<p>第9回検討会冒頭の現場映像は、調査に参加された方々の並々ならぬ意気込みの伝わる有益なものでした。映像に降り皆様の姿勢に頭の下がる思いです。その反面当事者の東京電力の「言われたことをやっていたらよい」「聞かれたことに応えていたらよい」という姿勢に残念なものを感じることを禁じえません。</p> <p>さて、3号機の水素爆発を起こした水素はどのような経路でどこに滞留蓄積し爆発したのか？という疑問提起に関して今後さらに追加して合わせて考慮しておいた方がよいと思われる点について設備構造・現象の観点で補足する情報をFactとspeculationに分けて記載します</p> <p>1 格納容器の構造と特異な現象 ○鋼製自立型格納容器のエアギャップについて 縮尺の関係で一般に目にする建屋断面図ではほとんど判別できないか表現されていませんが、鋼製自立型の格納容器は、容器の熱膨張を拘束することを避けるとともに断熱のために格納容器と周囲の遮蔽コンクリートとの間に2インチ(5cm)程度の隙間があいています。これは下部球殻底部付近を除いてほぼ全周・全高にわたり存在する隙間空間となっています。この空間の最上部は原子炉ウエルになるのでウエルの水が流れ込まないよう建屋コンクリートと格納容器の間にベローシールがあり行きどまりの袋小路となっています。そこから最下段のサンドクッション部までは階高に関係なく直結・連通した一つの隙間空間となっています。</p> <p>○格納容器機器ハッチ前シールドプラグの移動現象 3号機の格納容器機器ハッチ前のシールドプラグが移動していることも特異な現象として着目しておく必要があります。あれ程の重量のシールドプラグを内から押し出す力は、どのように生じているのでしょうか？「爆風などによる内圧」もしくは「格納容器自体の変形による押し出し」のいずれかしか考えられません。</p> <p>○水蒸気凝縮による水素の濃縮メカニズム 水素と水蒸気の混合気体の冷却が進むと、水蒸気が凝縮し水分だけが滴下し、水素を含む非凝縮性の気体だけが上部に残留して水素濃度が上昇し水素爆発を起こすことがあります。実際に国内でもこうしたメカニズムで配管破断トラブルとなった事例があります。</p> <p>(続く)</p>

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見(4/5)

No.	受付日	科学的・技術的意見
2	2020-01-05 続き	<p>2 水素の流出経路と滞留・濃縮に関する考察</p> <p>○水素の流出経路と滞留箇所 代9回検討会では主に、</p> <p>(A) DW内→DW主フランジリーク→ウェルプラグの隙間→5階面 (B) 格納容器内→耐圧強化ベントライン→SGTSラインへの逆流→SGTSサクシオンにつながるダクトから各階への2つの経路を前提として主に議論されていました。同議論の席で原子力損害賠償・廃炉等支援機構の前川技監が指摘されていたように格納容器の機器ハッチからの気体漏れも検討スコープに入れておくべきです。このような漏れがあると前述のエアギャップを通してそのまま上層の袋小路部に滞留した後に各階の格納容器ペネトレーションスリーブと遮蔽コンクリートの隙間に吹き出す可能性があります。</p> <p>(C) DW内→DW機器ハッチシール部リーク→エアギャップ→エアギャップの高い位置にある格納容器ペネトレーションスリーブとしゃへいコンクリートの隙間→上層階の経路も可能性の一つとして検討しておく必要があると思います。</p> <p>特に、機器ハッチ前のシールドプラグが移動している原因を考えた場合には、他の階のペネトレーションスリーブ周りの隙間開口面積が限られますのでそこから他の階の爆風がエアギャップ側に侵入する程度の風圧ではあれ程のシールドプラグが移動する可能性は小さいと思われます。一つの可能性としてエアギャップ内の袋小路部に滞留・蓄積した水素がそのままエアギャップ内で濃縮・水素爆発を起こしその爆風がシールドプラグを移動させた可能性もあると思います。特に空間体積に対してコンクリート接触面積が大きいエアギャップ部では蒸気凝縮による水素濃縮作用が働き易い経路となっていると思われます。シールドプラグ移動用ルールに滞留していた高濃度汚染水もこうした凝縮によって濃縮された汚染水の可能性もあります。</p> <p>○5階天井面での熱交換 水素の鉛直方向移動を考える場合、5階天井面が鉄板構造ですと、冷えた外気と建屋内部の水蒸気の熱交換が行われ蒸気凝縮・水分滴下→水素濃度上昇のメカニズムが働く可能性があります。当日の議論では建屋側壁コンクリートでの凝縮により水素の下向きフローが起きる可能性にも触れていましたが、それ以上に天井面の構造・断熱性能が建屋内の流れ方向を支配する重要な因子となると思われます。</p> <p>3 確認・検討が必要と思われる点</p> <p>○初期状態を確認しておく必要がありますが、運転中は通常物揚シャフト(大物搬入口とオペフロを繋ぐ吹き抜け空間)の最上部のハッチは閉じています。それが「下にへこんで押し込まれている」もしくは「跳ね上げられている」かで爆発の起点が5階なのか4階以下なのかの切り分けが可能だと思います。</p> <p>(続く)</p>

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見(5/6)

No.	受付日	科学的・技術的意見
2	2020-01-05 続き	<p>○事故経過の中で3号機よりも高い格納容器内圧を経験している1・2号機機器ハッチ前の遮蔽プラグは移動しているか？特に水素爆発を経験していない2号機はどのような状況か？これを確認することでプラグ移動の原因が「格納容器自体の変形による押し出しによるもの」なのか「爆風等の内圧によるもの」なのかの概ねの切り分けができると思います。</p> <p>○原子炉や使用済み燃料プールは崩壊熱を出していますので、熱源となっています。一方、DSピット側には熱源がありません。エアギャップ内の蒸気凝縮効果(水素濃縮効果)に有意な差異(放射性物質沈着の非対称性)を生んでいないでしょうか？そうした点も熱伝導解析により概ねの程度感を把握しておいた方が良いでしょう。</p> <p>○水素の鉛直方向の動きに関して、天井部の構造と断熱性能を確認し、それを反映した流動解析を行い寄与の大きさをあたっておく必要があると思います。</p>
3	2020-01-30	別紙参照

○事故の調査・分析に係る科学的・技術的意見 (6 / 6)

No.3 2020-01-30 原子力規制庁受付

東電福島事故の真の原因について (第5回進捗報告を考察)

2019年12月18日 (2020/01/20改1) XXXXXXXXXX

目次

1. まえがき	2
2. 真の事故原因	3
3. 炉心溶融と炉心冷却機能喪失の要因分析と考察	4
3.1 1号機の炉心溶融	4
3.2 1号機の非常用復水器 (IC) 系の機能喪失について	4
<考察1> 「閉じ込める」と「冷やす」はどちらを優先すべきか	5
3.3 2号機の炉心溶融	6
3.4 2号機 RCIC の停止について	6
<考察2> RCIC 配管内の2相流の流動様式の変化	9
3.5 3号機の炉心溶融	11
3.6 3号機HPCI停止について	11
<考察3> 3号機水位表示喪失後の炉心の変化	12
4. 格納容器漏えい経路の分析と考察	14
4.1 ジルカロイ・水反応による大量水素発生	14
4.2 1号機格納容器圧力変化の分析	15
<考察4> 1号機主蒸気逃がし安全弁は機能喪失したか	15
4.3 2,3号機格納容器圧力変化の分析	16
<考察5> 2,3号機の格納容器 (S/C) 圧の奇妙な動き	17
<考察6> 格納容器圧力変化より見た漏えい経路の推定	18
(参考) ベント弁開閉操作とベント放出の真偽	19
<考察7> 水素爆発前後に格納容器内で何が起きたか	19
<考察8> 2号機格納容器 (S/C) に小孔発生	22
(試算) 2号機S/C水の蒸発量	24
4.4 2号機S/C水による浄化はいつまで有効だったか	25
4.5 格納容器はなぜ破裂しなかったか	26
<考察9> S/C水浄化機能喪失と放出放射能上昇	27
4.6 原子炉容器貫通時期の推定	28
<考察10> 原子炉容器貫通はいつどのように起きたか	30
5. シビアアクシデント対応	31
6. 基本設計に立ち戻っての設計変更	32
7. 教訓反映およびあとがき	33

1. まえがき

2011年3月11日の東日本大震災から約9年が過ぎ、その間東電は事故の原因究明を続けており、現在第5回進捗報告「福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果報告（2017年12月25日）」まで進めている。それは今後進められるとのことであるが、その報告内容を分析考察するとほぼ真の原因が推定でき、その対策も容易であることが分かったのでここに報告する。なお、既報「東電福島第一事故の基本に戻っての教訓反映」（火力原子力発電12/2014No. 699Vol. 65）の主旨と本稿とはほとんど変わりなく、既報での考察が間違いなかったと言える。

福島第一の1,2,3号機の炉心溶融事故原因には大きく二つの要因があり、その第一の要因は、大津波による全電源（交流・直流）系の長期喪失で約11日間にも及んだことで、特に直流電源（バッテリー）系（含む配電系）の全喪失が致命傷となった。

もう一つの要因は、原子力発電の安全設計の「止める」「冷やす」「閉じ込める」の3つの要素のうち、「冷やす」と「閉じ込める」が相反するとき、事故直後の「冷やす」は「閉じ込める」より優先していたが、長期的な「冷やす」については、先ずは「閉じ込める」を優先し、時間余裕があるので運転員が状況判断の上必要な「冷やす」を活かすということにしていた。その結果、長期的な全電源喪失で「冷やす」ための操作ができなくなったことが致命傷となった。

この様に原因が分かったのであるが、現在新規制基準のもとで実施していることは、前者については個別機器対応や仮設設備の追加等の対処療法的な対応ばかりであり、根本的な基本設計に立戻っての対応がなされていない。後者についてはいまだ議論もなされず「閉じ込める」機能の強化ばかりなされている。どちらも基本思想や設計理念にかかわることで、国の設計指針や基本設計の見直しをする必要があるのにしていない。現在進めていることは、事故直後のドタバタの時に取りまとめられた政府／国会事故調査委員会報告書等に記載されている「規制側が電力のとりこになった」、「シビアアクシデント対応が日本では電力の自主性に任せていたから不十分であった」、「深層防護の考えが日本は甘かった」、「米国テロ対応指針B5bを実施していなかった」等、今回の事故原因とは直接的な関係がないような事項に基づき、真の原因とは程遠い対策ばかりに工期と膨大な費用を費やし、過剰な訓練を義務付けている。この新規制基準は、新設炉ばかりでなく、既設炉へのバックフィットも再稼働条件として即刻適応されるので、その影響は我が国エネルギー安定供給にも甚大な影響を及ぼしている。今後ここに記載の真の事故原因とその反映を参考に、新規制基準の見直しを期待したい。

2. 真の事故原因

先ず第一の要因であるが、東日本大震災で被災した原子力発電所 15 基中、炉心溶融・水素爆発した福島第一の 1～4 号機を除いた 11 基は直流および交流電源系が曲がりなりに生きていたので、安全に炉心冷却を維持したままプラント停止できた。一方、福島第一の 1, 2, 4 号機は津波による建屋浸水後すぐに交流と直流電源系が両方とも全喪失し、運転中の 1, 2 号機は制御不能となり、炉心溶融となり、また停止中の 4 号機は、排気塔への弁が開いたまま（当該系統 SGTS の弁は交流電源喪失で FailOpen 設計）となり、3 号機からの水素が廻り込み水素爆発を起こした。一方運転中の 3 号機では、交流電源系はすぐに全喪失したが直流電源系の一部が生きていたので、運転員の制御の下、炉心冷却運転が続けられた。しかしながら、その後直流電源容量不足となり、炉心水位計が消え、それが致命傷となり、運転不能となり、炉心溶融へとつながった。

現行の軽水炉は、交流電源系の全喪失については想定して設計しており、8 時間ほどの喪失に対して設計上の対応もしており、それ以上の時間でもその延長で、ある程度運転員は対処できた。しかしながら、さらに長引くと設計が対応できるようにはなっていなかった。

一方、直流電源系に関しては、直流電源（バッテリー）系というのは、静的な部品で構成されていて、信頼性が高く、複数系統設置すれば全喪失することはないとして、国の設計指針にも明記され、実設計でもそういう前提で設計されている。これは世界的にも共通の考えである。この直流電源系が全喪失すると、直流で構成されている中央制御室は真っ暗闇となり、監視だけではなく操作も出来なくなる。そういう事態を想定していなかったから、全喪失後のプラントの挙動・進展がどうなるか分からなかった。今回の事故で、なってみて初めてどうなるかが分かった。

次に第二の要因について述べる。原子力発電所の安全設計には、（核分裂反応を）「止める」、（崩壊熱を）「冷やす」、（放射性物質を）「閉じ込める」という 3 機能がある。この中で、「止める」機能は、制御棒を炉心に挿入することで達成できる。今回被災した 15 の原子力発電所（停止中も含む）ですべて、1 本の間違いもなく完ぺきに地震発生直後制御棒は炉心に挿入され炉心の核分裂反応を止めることができた。また、今回被災した 15 のすべてのプラントで制御棒以外の安全上重要な設備も、地震により安全に支障をきたすような破損・損傷は起きていない。これらは我が国の耐震設計が非常に優れていたこと示したものである。

一方、（崩壊熱を）「冷やす」と（放射性物質を）「閉じ込める」については、どちらの機能を優先するのかが事故後の進展が大きく変わった。国の設計指針

ではどちらを優先するかは決めていないが、実設計では、「閉じ込めると冷やすが相反する場合には、事故直後から必要な冷やす機能（短期的な冷やす機能）はそれを優先するが、それ以外は閉じ込める機能を優先するとしている。そして、その後運転員が判断して、冷やす機能が必要なものはそのラインが破損等を起こして閉じ込める機能を損なっていないことを確認した後、冷やす機能（長期的な冷やす機能）を活かす（弁を開ける）」という設計となっている。

この閉じ込める機能を長期的な冷やす機能より優先したことが今回の炉心溶融事故の第二の要因となった。

3. 炉心溶融と炉心冷却機能喪失の要因分析と考察

本項では、東電「第5回進捗報告」（以下添付資料の引用を「」で示す）を基に、1, 2, 3号機における炉心溶融および炉心冷却機能喪失の要因分析および考察を記載する。なお、本項以降炉心溶融・水素爆発については、石川迪夫先生の著書「炉心溶融・水素爆発はどう起こったか」（増補改訂版）を参考にした。

3.1 1号機の炉心溶融

津波後の浸水で全電源（交・直流）が喪失した。全交流電源喪失時に炉心冷却するための非常用復水器（IC）系は、想定していなかった全直流電源系喪失の結果、閉弁して（Fail Close 設計）、炉心冷却できなくなった。さらには中央制御室が真っ暗闇になったので、プラントの状態も確認できずに運転員はIC系を閉弁状態のままにした。その結果、IC系による炉心冷却ができずに、炉心の崩壊熱による発生蒸気が主蒸気逃がし安全弁（SRV）からS/C（格納容器）へ放出され続け、炉心水位が下がり、ついには空焚き状態となり、炉心溶融となった。

途中運転員は弁を開閉チェックしたが、設計上は電源回復するまでは閉弁状態が安全であるという Fail Close 設計なので、閉弁状態にしたまま暗闇の中プラント状態の確認作業に集中した。

3.2 1号機の非常用復水器（IC）系の機能喪失について

IC系は原子炉圧力（RCP）バウンダリーなので、安全系でも異常発生防止系としては一番重要なPS-1に位置づけられる。一方、異常発生緩和系としては福一の1号機では常用系ということなのでMS-2となっている。なお、安全系は機能上、異常発生防止系（PS-1, 2, 3）と異常事象緩和系（MS-1, 2, 3）に分けられ、両機能区分を併せ持っている。これらは重要度の高い順に1, 2, 3と番号が付けられていて、通常安全系はMS-1だけを指し、それ以外は非安全系とか常用系と呼称している。

IC系の配管破断についてはPS-1機能維持のために確実に閉弁する必要があるのでバウンダリーの隔離弁は2重に隔離する必要があるが、福一の1号機設計でも破断検知回路でそうになっている。一方、MS-2の緩和機能である炉心冷却機

能の位置づけは微妙で、電源喪失（AC and/or DC 電源喪失）対応との関係をどう見るかで設備対応が変わり、今回の事故要因の一つとなった。

すなわち、IC 系は全 AC 電源喪失対応設備なので AC 電源喪失の時は冷やす機能を優先し、AC 電源喪失時現状維持（FailAsIs）設計としているのは当然である。一方、DC 電源喪失に関しては単一故障基準を満足するために、A, B の 2 系統設けている。それでは、その単一故障として喪失した DC 系統のラインの弁は電源喪失時閉弁（FailClose）設計とすべきか FailAsIs（あるいは FailOpen）設計とすべきかであるが、これは単一故障を考えた上にさらに、配管破断を考えるか全 DC 電源喪失を考えるかの多重故障を考えた時に、閉じ込める機能を優先すべきか冷やす機能を優先すべきかにより決まる（考察 1 参照）。

現行基準・指針ではこのような多重故障の時の優先順位は明確には規定されていないが、現状設計では、「閉じ込める」を優先して FailClose としている。それで、今回のように長期の全 DC 電源喪失で IC 系の弁はすべて閉じてしまい冷やす機能が不能となって炉心溶融に至った。この教訓反映として、今後は冷やす機能を閉じ込める機能より優先するよう変更すべきであろう。

<考察1> 「閉じ込める」と「冷やす」はどちらを優先すべきか

今回の事故では原子力発電の安全設計の3機能「止める」「冷やす」「閉じ込める」の中で、「冷やす」と「閉じ込める」が相反する時どちらを優先すべきかという設計の考え方の違いで炉心溶融にまでつながった。1号機IC系でこの問題が生じた。単一故障基準までは設計基準として考えていたが、多重故障である全電源喪失時にこの問題をどうすべきかは決められていなかった。

すなわち、現行基準・指針では単一故障を考えた上にさらに、配管破断を考えるか全DC電源喪失を考えるかの多重故障の時の「冷やす」と「閉じ込める」の優先順位は明確には規定されていない。「閉じ込める」を優先する場合の考えは、DC系が喪失しているので破断検知回路が機能しないので、PS-1とはいえ破断の可能性があるのでFailClose（電源喪失時閉）にするというものである。一方、「冷やす」を優先する場合は、単一故障基準を考える限りはもう一系統あるので問題ないが、今回の事故のように全DC系が喪失した時に冷却不能となるので、FailAsIs（ないしはFailOpen）にするというものである。現状設計では、「閉じ込める」を優先してFailCloseとしていたので、今回のように長期の全DC電源喪失ではIC系の弁がすべて閉じてしまい、冷やす機能が不能となって炉心溶融に至った。

もし電源復旧前でも開弁を必要とするのであればFailAsIs（電源喪失時現状維持）設計にしているはずであり、それをFail Close設計にしているのは、電源復旧または破損等ないことの確認までは閉弁状態がより安全であるという設計の考えに基づいてるからである。ところが、事故調査報告書等で「運転員がIC系の蒸気放出口からの蒸気確認の訓練を十分にしていなかったから閉弁を続けた。開弁すれば事故は防げた」として、シビアアクシデント対応訓練が十分でなかったと結論付けているが、それは基本設計からの分析が見落とされているのであって、決して運転員訓練のミスではない。

このような場合に「閉じ込める」と「冷やす」のどちらを優先すべきかは非常に難しいが、DC系が喪失している間にPS-1であるIC系が破断する可能性と、全DC系が喪失し炉心冷却不能となる可能性とはどちらが高いか、またその後の進展でどちらの方が最悪事態（炉心溶融）になる可能性が高いかで判断すべきと考える。

今回の事故の教訓反映として分かったことは、たとえ「閉じ込める」をしても「冷やす」を維持していなければいずれは「閉じ込める」も破られるということである。「冷やす」がなければ「閉じ込める」の5つの壁（燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋）はいともたやすく破られてしまった。言い換えれば、冷やす機能は閉じ込める機能より優先すべきであるということである。特に従来（現行も）は、短期的な冷やす機能は閉じ込める機能より優先することになっているが、長期的な冷やす機能に対しては十分な時間余裕があるので閉じ込める機能を優先し、その後運転員の判断で冷やす機能を活かすという設計となっていた。それを、長期の全電源喪失（中央制御室は真っ暗闇となる）を考え、長期的な冷やす機能も閉じ込める機能より優先すべきと変更すべきであろう。

3.3 2号機の炉心溶融

津波来襲直後、まだ直流電源が生きていたわずかな間に運転員が RCIC のタービン動ポンプを起動し運転したのでその後の全電源喪失後も RCIC は運転を継続できた。ただし、タービン動ポンプのタービン側制御弁は直流電源喪失で全開する (Fail Open) 設計となっていたので、成り行き任せの無制御運転となった。結果は運よく蒸気・水の 2 相流が程よく流れ炉心冷却運転が継続された。炉心で発生する崩壊熱は、格納容器 (S/C) 内水の温度上昇と蒸気圧上昇に消費されるが、3 日間も運転が継続されると発生続ける崩壊熱は、結局格納容器内に閉じ込められているので、限界が出てきた。S/C はベントラインで外気と通じているので、炉心崩壊熱はベント弁を開く (FailClose 設計なのですぐには開弁できないが・・・) と除熱できる。しかしながら、ベントライン内には設計圧まで破壊しない破壊板 (ラプチャーディスク) が設置されているので設計圧 (約 0.5MPa) まではベントできずに、格納容器内に崩壊熱が閉じ込められることとなった。破壊板が破裂する前 (設計圧に到達する前) に、RCIC タービン駆動ラインの蒸気・水の 2 相流がいつの間にか不安定となりポンプによる炉心冷却流量が激減してきた (考察 2 参照)。運転員はマニュアル通りに RCIC タービン回転数低信号で炉心冷却不能と判断してポンプを停止した。その結果炉心冷却手段が絶えて、炉心溶融へとつながった。

3.4 2号機 RCIC の停止について

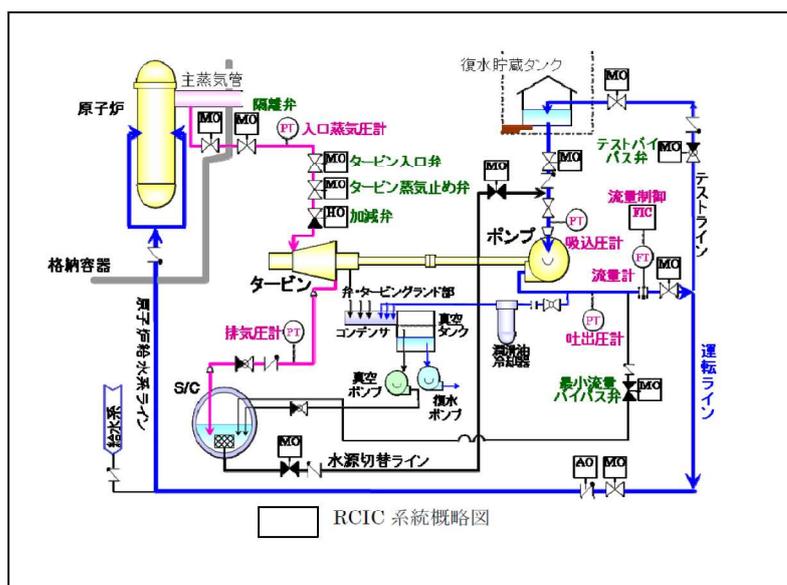
東電の第5回進捗報告の添付資料2-4によると、「2号機では、RCIC を手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された原子炉水位・原子炉圧力等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後も RCIC は約3日間にわたって注水を継続していた。津波後の原子炉圧力の計測値は通常運転圧力より低く維持されており、主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の作動設定圧力に至っていない。このような挙動を再現できる制御電源喪失時の RCIC 運転状態として、原子炉水位が制御されずに、RCIC タービンの抽気レベル付近まで水位が上昇し、蒸気と水の二相流が RCIC タービンへ崩壊熱相当のエネルギーを流出させるとともに、定格流量よりも低い流量で原子炉へ注水がなされていた可能性が考えられる」と記されており、また「切り替え前の水源である復水貯蔵タンクの水量が11.5 時間程度の運転時間で1000t程度減少していることから、制御電源喪失後の RCIC の流量はほぼ定格流量程度であった可能性がある。一方で、RCIC が無制御のまま運転される場合 (制御電源が喪失すると加減弁が全開となる)、原子炉水位が上昇し、主蒸気配管に原子炉水が流れ込むという状況になりうる。このような場合には、蒸気駆動を前提とした RCIC

が定格流量を出せるのかどうか知見がない」と記されている。そこで、筆者はRCIC流量、原子炉圧力（図1）、格納容器圧力（図2）の変化とそれらの関連について考察した。

考察結果を図1の枠内に①～④の時間経過に伴う状態変化とともに記載する。①～③までは筆者の考察と添付資料2-6の考えと大きくは違わないが、④については、添付資料2-6の3項「RCICの運転状態」と大きく異なる。この3項では、「何らかの理由で」として4個の仮定（図3の枠内）を想定しているが、蒸気・水の2相流の流動様式を理解すると、これらの仮定をしなくとも実測値に示される変化が生じ得る（考察2参照）と考える。

その後、「原子炉水位の低下から、運転員は3月14日の13時25分にRCIC運転停止を判断した」とあり、RCICを手動閉止（排気弁閉）している。そうすると蒸気や高温水流も止まるので格納容器圧は格納容器壁面等のヒートシンクにより急減する（図2の3/14の13時半ごろから3/14の18:00頃まで）。この減圧程度より見てヒートシンク量がかなり大きいことが分かるのは注目に値する。

その後ADS弁を開く（3/14の18:00頃）とS/C内に蒸気が流入するので格納容器の減圧は止まり約0.4MPaで一定となる（図2の3/14の18:00頃以降からD/WとS/Cの圧力が上下二つに分かれる前まで）。3/14の18:00過ぎに海水注入開始、直後に炉心内で炉心損傷・ジルカロイ・水反応が生じ大量の高温水素が発生し、D/W内圧は急上昇する。なお、S/C圧計は考察5に示すように故障したようである。



＜考察 2＞2号機RCIC配管内の2相流の流動様式の変化

蒸気・水2相流の流動様式を理解すると、添付資料2-6のような「4つの仮定」（次頁の図3）をすることなく、図1の①～④に示されるように実測値の変化を説明できる。すなわち、原子炉圧力が下がり、格納容器内圧（S/C圧）が上がるとどうなるかという、あるところ（この場合、3/14の9時頃）でタービン動ポンプの蒸気配管内の2相流の様相が変わる可能性がある。典型的な鉛直配管の上昇流の2相流の流動様式は蒸気の流量比率が上がるにつれて、「水単相流、気泡流、フロスフロー（ピストン流ともいい、気泡流と水柱流とが交互に流れる）、環状流（管壁に環状の水流が、中央を蒸気が流れる）、ミスト流（噴霧状の流れ）、蒸気単層流」へと変化していく。今回の場合は水平管や下降流も含む複雑な配管系なので、2相流の流動様式の変化が非常に複雑で予測困難ではあるが定性的には次のことが予想できる。すなわち、この蒸気配管のチョーク点である蒸気加減弁前後で流れは大きく変わり、上流に比べ下流は臨界流近くになるであろう。上流側では、原子炉圧力の低下により減圧沸騰の割合が増え蒸気泡が増え、当初気泡流であった流れがフロスフロー（ピストン流）になる。そうすると配管内の圧損が急増して蒸気流量が急減し、原子炉圧力の急増が生じる。一方、蒸気加減弁下流では当初高速のミスト流であった流れが、蒸気流量が減るにつれ環状流へと変化するであろう。環状流になるとタービンの羽根の外周を水がふさぐことになるので駆動力は極端に落ちてポンプ機能は喪失する。以上の流動様式の変化が複雑に絡み合い原子炉圧力の急上昇になったものと思われる。その場合でも、蒸気流量は急減するものの高温水流は十分に流れるので原子炉から格納容器（S/C）内への放出エネルギーはそれほど影響を受けない。したがって、原子炉圧力は急増するのに、格納容器内圧は急変せずにそのまま上昇していく（原子炉圧力は図1の3/14の9:00頃から3/14の13時半頃まで、格納容器圧力は図2の3/12の0:00ごろから3/14の13時半頃まで）。なお、添付資料2-6の3項ではポンプ機能が喪失しても格納容器圧が上昇続ける（3/14の12:00～13:00）ことを不明事項として今後の検討課題としている。

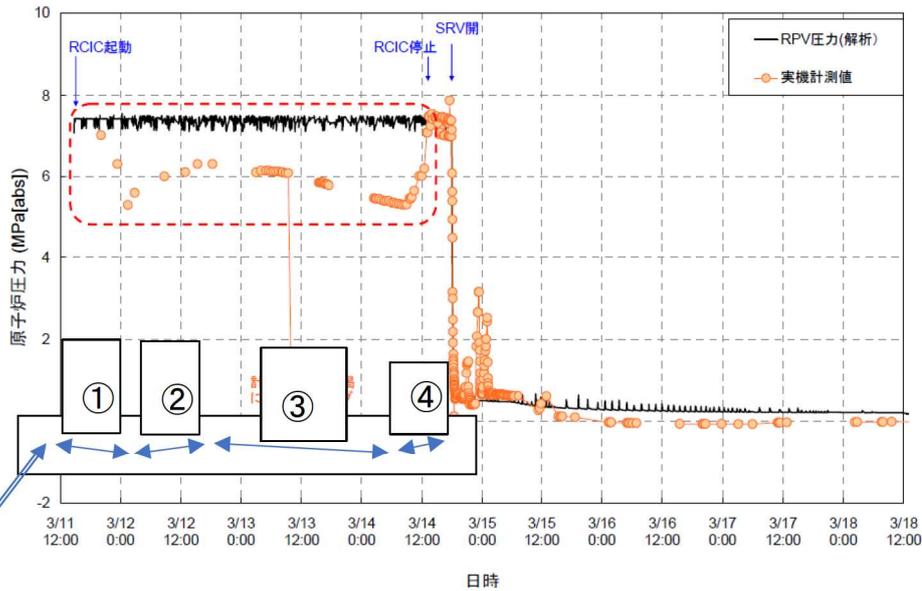


図1 2号機 原子炉圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.1.2)

実測値に基づく考察<考察2参照>

- ① (3/12の0:00以前) タービン動ポンプは無制御のまま加減弁が全開。流量増により原子炉内は過冷却され、原子炉圧力は低下。
- ② (0:00~18:00) 安定した二相流確立。原子炉内過冷却水が崩壊熱で徐々に飽和状態に戻り、原子炉圧力は上昇。
- ③ (3/12の18:00~3/14の9:00) 温度成層化で炉心注水は一定低温のS/C水だが、時間経過による崩壊熱減少に伴い原子炉圧力低下。一方格納容器内圧はタービン排気蒸気により上昇を継続。
- ④ (3/14の9:00~13:00) タービン蒸気配管内の二相流の様相が変化(加減弁下流では気泡流からフロス流へ、上流ではミスト流から環状流へ)。配管内圧損が急増し、蒸気流量が急減し、原子炉圧力が急増。ポンプ回転数低下。一方、格納容器内圧は高温水流は継続してS/Cへ流れるので上昇を継続。格納容器内圧は図2参照(3/14の13時RCIC弁の手動停止までで圧力上昇は継続)。

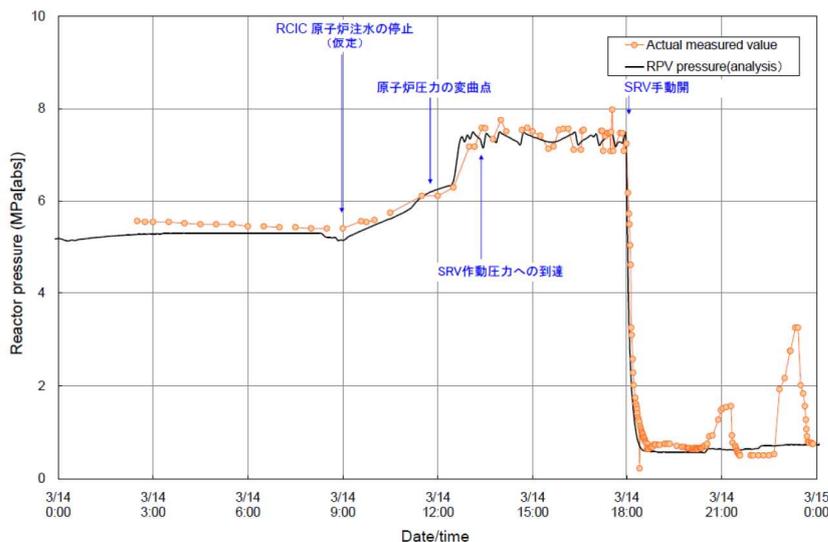


図3 原子炉圧力の時間変化(拡大図)

2号機(図3は前図1の拡大)

資料2-6では、下記仮説を置くも格納容器圧減少が12時ではなく13時からなのは説明不可(図2,3参照)と記載。

- 1) 9時頃炉心注水停止するもタービンへの蒸気供給継続
- 2) 11時30分頃注水再開
- 3) 12時頃RCICトリップ、蒸気供給も停止
- 4) 注水も蒸気供給もない状態で原子炉圧上昇。

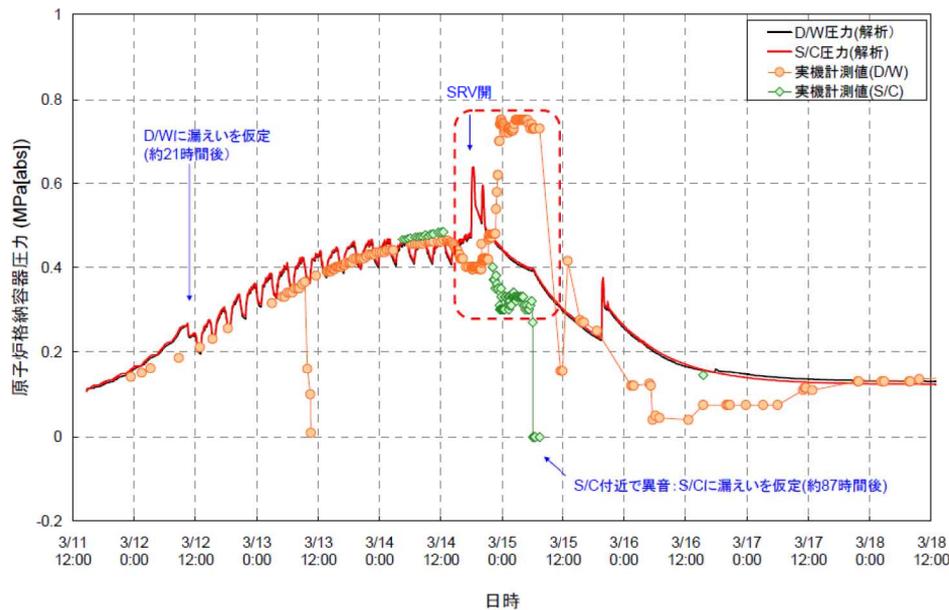


図2 2号機 格納容器圧力の挙動 (平成23年5月解析 図3.2.2.3)

3.5 3号機の炉心溶融

3号機では津波後交流電源系は全喪失したが、直流電源系は一部生きていたので、中央制御室での監視操作が可能であった。全交流電源喪失対応のRCIC系が運転され約1日順調に炉心冷却していたが排圧高トリップ（事故後この信号は不要と判明）で自動停止した。その後炉心水位低信号でHPCI系が自動起動して炉心冷却運転が継続された。「HPCIは大流量なので大部分をバイパスしながら、炉心水位を見ながらの微妙な運転をうまくしていた。しかしながら直流電源の容量不足で最も重要な炉心水位が消えてしまい」、微妙な運転ができなくなった。結果、炉心水位の低下、炉心圧の低下により、タービン駆動圧（炉心圧とS/C圧との差圧）が減少しポンプ駆動力が落ち、「ポンプ回転数低となったので、運転員は炉心冷却維持不能と判断してポンプを停止した」。その結果炉心冷却手段が絶えて、炉心溶融へとつながった。

3.6 3号機HPCI停止について

3号機HPCI（約14時間炉心冷却継続）の機能喪失の原因は、直流電源の容量不足で原子炉水位表示が喪失したことで、炉心流量調整運転ができなくなったからである。第5回進捗報告の添付資料3-3によると、「12日12時35分にHPCIが原子炉水位低で自動起動した。運転員は原子炉水位高に水位が到達してHPCIが自動停止しないよう、流量制御器（FIC）による流量調整と、テストラインを用いて注水の一部を復水貯蔵タンク（CST）に戻す運転を行っていた。12日20時36分頃、原子炉水位の電源が喪失し、原子炉水位の監視ができなくなった。

運転員は原子炉へ確実に注水されるよう、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力とHPCIの吐出圧力等により、HPCIの運転状態を確認した」。HPCI排気圧力は、図7に示されるように約0.3MPa弱（3/12の18時～22時頃）にS/Cスプレーにより維持されている。それ以降の値は消えているが、S/Cスプレーは継続してそのまま一定に保たれていると推察できるので、ポンプ流量は原子炉圧力だけに依存することになる。図4で原子炉圧力は3/12の19時頃から約1MPaに維持されているが20:36の水位表示喪失以降変化する。それ以降の推移を筆者は原子炉圧力変化の実測値を基に流量および水位変化等を考察した（考察3参照）。

その結果、システム体系自体、少し低めの流量が安定流量となっていた様であり、それをバイパス流量の微調整で修正する必要があったが、水位計が消えた時点で運転員にとって實際上その操作は不可能であったろうと思われる。

「その後、HPCIのタービンの回転数が操作手順書に記載のある運転範囲を下回る低速度となり、またHPCIの吐出圧力と原子炉圧力が拮抗し、原子炉へ注水されているか不明な状態となった。このような状況の中、設備損傷に伴う蒸気漏えいを懸念したこと、ディーゼル駆動消火ポンプ（DDFP）による低压注水のため運転員が現場に向かってから暫く時間が経過していたこと、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の状態表示灯が点灯しており操作可能と考えられたことから、13日02時42分にHPCIを手動停止した」となっている。

＜考察3＞3号機水位表示喪失後の炉心の変化

3/12の20:36の水位表示喪失後、流量設定値を若干上げた時、炉心注入量が少し上がりその分炉心圧が下がった（図4の①）。炉心圧が下がるとS/C圧との差圧が減少しタービン駆動力が落ち、ポンプ流量が下がり、炉心注水が減り、炉心圧が上昇した。実測値で5～6時間原子炉圧力が高めに維持されているのは、流量設定値を上げたのに原子炉圧が上がったのでバイパス流（テストラインから復水貯蔵タンクへの循環流）が増え、炉心注水流が減少したことを意味する（システム体系自体、減少した流量が安定流量となっていた）。そのために炉心水位は減少し続け、5～6時間経過すると燃料上部が露出するようになった。そうすると一部が過熱蒸気（崩壊熱の一部が消費される）となりその分炉心圧が下がり（図4の②）、S/Cとの差圧が減少し、タービン回転数が減少し、ますます炉心注水量が減っていった。

この様に配管破断用の大流量であるHPCI系を使用して、大量のバイパス（テストライン）をしながら、かつ原子炉水位を保持しながら崩壊熱に見合う炉心注水を行う事は水位計を見ながらでも難しい。したがって水位計が消えた時点でHPCI系の運転限界は定まっていたと言える。水位計が消えた段階で運転員は「若干設定点を上げた」と言っているが、これは運転員の感覚として数時間前から若干水位が下がり気味（実際は2～3cm/分程度）であったと思ったからであろう。

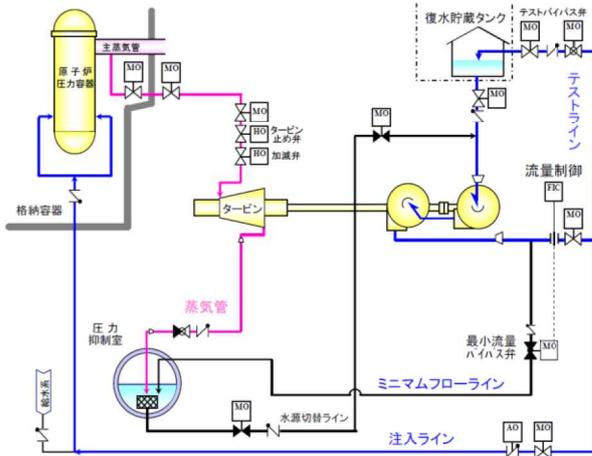


図1 HPCI系統概略図

3号機

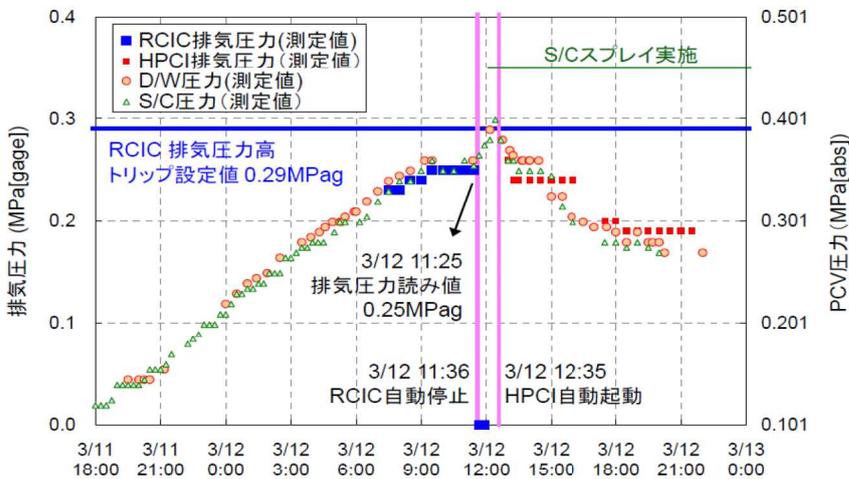


図7 RCICタービン排気圧力とPCV圧力の推移

HPCI 排気圧力は、S/C スプレー (水源は復水貯蔵タンク) が継続されているので3/12の18:00以降はほぼ0.3MPa(abs)に維持されている。3/12の22:00以降の表示が消えている期間もS/C スプレーは継続されているのでこの値が維持されていると考えられる。
 —>排気圧が一定なので、ポンプ流量は原子炉圧に依存する。

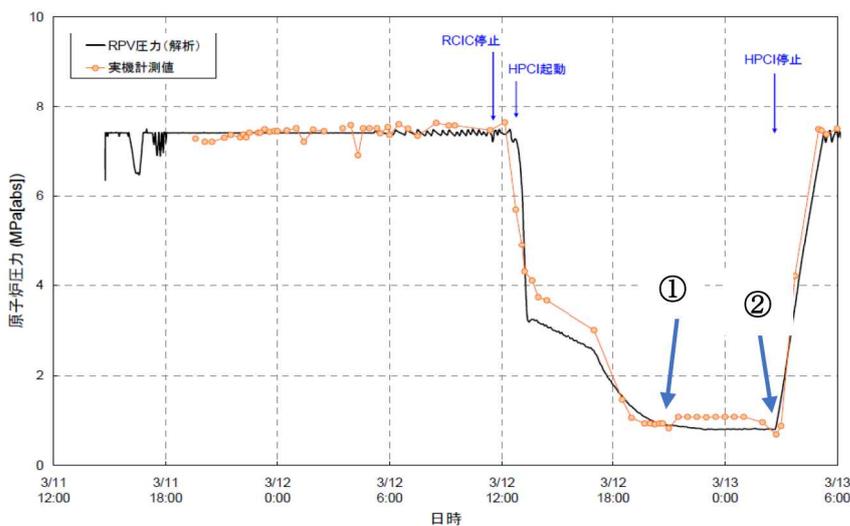


図4 3号機 原子炉圧力変化 (今回解析結果)

S/C スプレーは3/12の12:06より3/13の3:05まで継続
 3/12の20:36水位表示喪失後、運転員は流量設定を少し大きめに設定。左図①に示すようにその直後少し圧力が下がるがすぐ上がり、高めに推移。3/13の2時頃から低下しはじめ、HPCI 停止直前②で最下値。HPCI 停止は3/13の02:42。直後に圧急増。

以上3.1項から3.6項に示したように、炉心冷却系がすべて喪失した状態では、1,2,3号機の運転員のすることは限られており、現行設計のままでは炉心溶融を避けることは無理であった。しかしながら、運転員の努力により、本来炉心溶融は1号機と同様に8時間ほどで始まったであろうが、2号機は3日間、3号機は1.5日間ほど炉心冷却が継続できた。もしその間に電源復旧していれば炉心溶融は避けられた。それは実らなかったが運転員の隠れた功績と言える。

4. 格納容器漏えい経路の分析と考察

本項では、東電「第5回進捗報告」（以下添付資料の引用を「」で示す）を基に、1,2,3号機における格納容器漏えい経路の分析と考察を記載する。

4.1 ジルカロイ・水反応による大量水素発生

1,2,3号機において、炉心冷却手段が絶えて、炉心溶融へとつながったが、実際は冷却手段が絶えて以降、最終手段としてのプラント外から炉心へ注水する試み（シビアアクシデント対応）を必死に行った。しかしながら次に示すように、1,2,3号機とも時間差はあるが、結局はすべて失敗し、炉心溶融を早め、水素発生・爆発へと至った。

すなわち、運転員は誰も最終手段として炉心を減圧し、外部から炉心注水するというシビアアクシデント対応は知っており、そのようにしようとした。しかしながら、大地震かつ大津波による被災後のがれきの中で、かつ余震が頻発し、都度作業中断する中、しかも全電源系喪失下で、さらに2,3号機にとっては隣接基の水素爆発後という最悪の条件の下での作業となった。

炉心を減圧するためには主蒸気逃がし安全弁（ADS弁）を開く必要があるが、背圧の格納容器圧が上昇していたために通常手順での開弁はできずに非常に手間取った。また、格納容器内圧を減圧するためのベントラインには破壊板（ラブチャーディスク）が設置されており、さらにベント弁は「閉じ込める」を優先して電源喪失時閉弁（FailClose）設計となっていたので、その開弁にも手間取った。さらに悪いことに、消防車の炉心注水が燃料不足で不測の中断を起こしたり（3号機）、炉心注水が予想外の炉心バイパス流のために流量不足となったりした（1,3号機）。その間に炉心は、冷却不足となり、崩壊熱が上回り空焚き状態になり燃料温度が急上昇した。そこへ冷却水が注水され燃料が破損し、発熱反応であるジルカロイ・水反応が起き、炉心はさらに加熱され溶融し、水素も大量発生し、水素爆発へと続いた。

なお、水素爆発は格納容器外での現象であり、格納容器および原子炉容器内で進行していた炉心溶融/ジルカロイ・水反応には何ら影響を与えていないので、それらの事象は水素爆発後も続いていた。大量水素発生前後の格納容器圧力変化を分析し、放射能はどういう経路で放出されたか、S/C器内水の水浄化

はいつまで有効だったか、格納容器はなぜ破裂しなかったか、原子炉容器はいつ貫通したか等を考察した。

4.2 1号機格納容器圧力変化の分析

1号機の原子炉容器内では、3/11の夜から3/12の明け方にかけて、完全に空となり燃料は高温状態となった。その後、高温燃料に注水されジルカロイ・水反応が生じ、大量の水素が発生した。その際主蒸気逃がし安全弁（SRV）が閉弁していると原子炉容器内は高温高压となり原子炉容器上蓋から高放射能の揮発性FP（放射性ガス）が漏洩し、さらに格納容器上蓋から漏洩し、正門前の放射能レベルが高くなるはずである。しかしそうはならなかった。そこで筆者はこの現象を<考察4>で考察した。その結果、SRVが高温のために機能喪失し、原子炉容器内圧は上がらずに、揮発性FPはS/C水経由となり、浄化除去された。希ガス（短寿命は既に減衰）だけがD/W経由、格納容器上蓋隙間から漏洩した。その結果、正門前の放射能レベル（p31の図）は低いものとなったと考える。

格納容器圧力が0.6~0.8MPaまで上がると上蓋が浮上がりほぼ半日漏洩続いた。その後3/12の14:00頃反応が終了し、圧力が急減した（上蓋からの漏洩は継続）。3/12の14時前後にS/Cベント弁も開かれた。3/12の15:36に水素爆発が発生した。その後3/13の12:00頃、再度水素が発生し格納容器圧力が増加し、約0.6MPaでピークになるも、上蓋の浮上がり等により圧力は抑制され、その後反応が減少・停止し、徐々に減圧した。

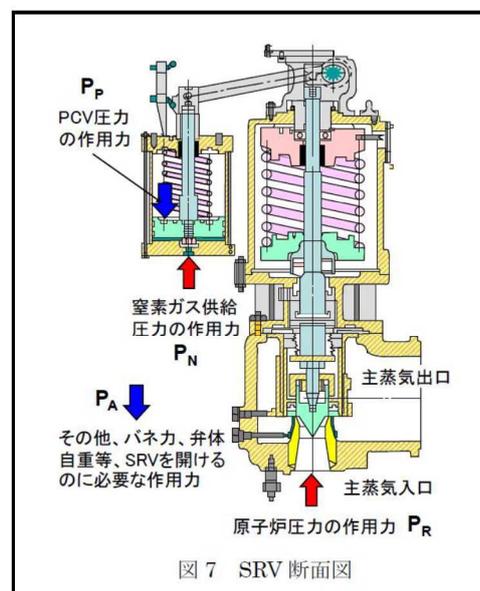


図7 SRV断面図

<考察4>1号機主蒸気逃がし安全弁は機能喪失したか

主蒸気逃がし安全弁（SRV：図7）は高温状態で機能維持できるであろうか。1号機は津波来襲の3/11の15時半以降IC系が閉じられ、崩壊熱で原子炉内水はすべて約7MPaに設定されたSRV経由で蒸発した。高温蒸気はせいぜい300~400℃程度であったろうが、反応で発生した水素ガスになると数百度から1000℃を超えるものもあったと考えられる。そうなると、SRVのバネ力が、高温（主として弁座等からの熱伝導による）になりそのために低下したことは十分に考えられる。そう考えると、3/11の20時に7MPaあった原子炉圧力（実測値）が3/12の02:45に0.9MPaまで下がっていて、一方格納容器圧力（実測値）は図1-3に示されるように3/12の01:05に0.6MPaに、02:30には0.84MPaまで上昇しており、原子炉圧力とほとんど同じになっていた。この時点で、SRVの閉弁機能（バネ力）はほとんどなくなっていたと考えられ、水素ガスはS/C水経由（揮発性FPは除去）でD/Wへ流れていたと思われる。

4.3 2,3号機格納容器圧力変化の分析

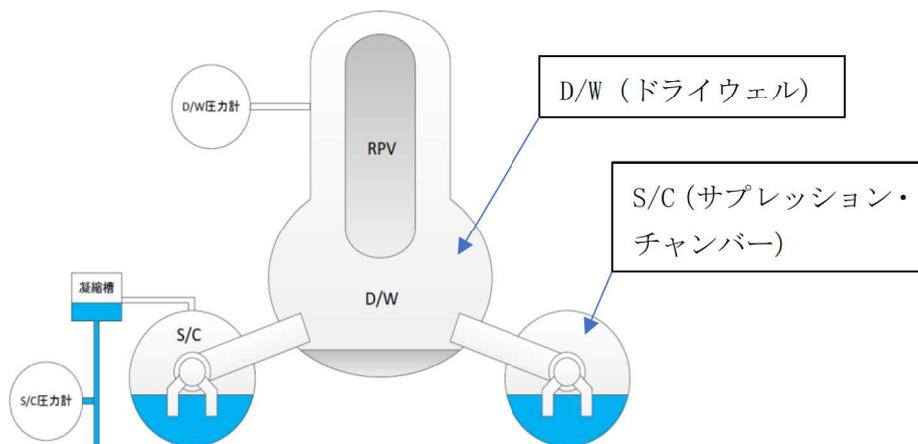
2号機では、高温燃料に注水したのが3/14の22時頃で、発熱反応である水・ジルカロイ反応が起こり、大量の水素が発生するとともに炉心溶融し、格納容器(D/W)の圧力が0.4Mpaから0.8Mpaへと急上昇した。その圧力が約7～8時間維持されたが3/15の08～09時頃急減圧した。一方、S/C圧は逆に0.4MPaから減少し(D/Wとの差圧は約0.45MPa)、その後3/15の06時にはゼロ指示に急低下するという奇妙な指示を示した。この急低下時点でS/C壁に小孔が開いたと思われ、正門前放射能レベル(p31の図)も急増している。

3号機においては、3/13の02:42にHPCIラインを閉弁したために原子炉圧力は急上昇した。その後、主蒸気逃がし安全弁(SRV)開弁操作に6時間半も手間取り、3/13の09:08にやっと開弁減圧し、09:25に消防ポンプで注水した。この6時間半の間に燃料は高温となり、そこへ冷水が注入されたので炉心の一部が崩れ落ちて蒸気リッチの水素を含む気体が一気に放出された。それが09時頃と12時頃の2回にわたる格納容器圧の急昇圧・急減圧である。その後も(複数の)燃料溶融体が水ジルカロイ反応を起こし、一部は崩れ炉心下部の滞留水中に落ちても反応を継続したと思われる。その後長期にわたり、反応の増減に伴い格納容器圧の増減が繰り返され、4,5回ほどの大きな増減が見られた。3/21の最後の増減まで正門前の放射能レベルは低減しなかった(p31の図とp32の添付2-10の図参照)。そこまでじくじく反応が続いていたということであろう。

これらの圧力変遷・現象については1,2,3号機共通としてとらえた方が正しい考察ができるであろうと考え、考察5～8にまとめた。全体的な考えは<考察6>に、D/W圧の急上昇・急減圧については<考察7>に、S/C圧の奇妙な指示および小孔発生については<考察5>および<考察8>に示す。

<考察5> 2,3号機の格納容器(S/C) 圧の奇妙な動き

放射能放出経路を検討するには格納容器のD/WとS/Cの圧力変遷を注視する必要があるが、特に水素ガスがS/Cへ侵入して以降、2,3号機ともS/C圧が奇妙な動きをしている。すなわち、2号機ではD/W圧が上昇しているのにS/C圧は減少し(差圧約0.45MPaで推移)、3号機ではS/C圧がD/W圧より少し減少したまま(約0.05MPaの差圧で)推移している。東電「第5回進捗報告」では、これらの事象を未解決事項としているが、これは下図に示されるように気圧差だけを計るD/W圧計と水圧との差を図るS/C圧計との計器の差によるものであろうと推察できる。すなわちS/C圧は飽和状態を前提に「水位は常に維持されている」として計測されているが、高温の乾燥した水素ガスが侵入してくると当然導管内の水位は減少する。S/C圧計の計器および導管はS/C外の大気中に設置されているがS/C内につながっているため、高温乾燥水素ガスが侵入してくると導管内水位は蒸発により下がるであろう。特に2号機は約3日間という長期間、炉心とS/C間内循環運転でS/C内の水位が下がっている状態だったので高温ガスの影響は大きく、導管内の蒸発も大きく、圧力差も大きく出たものと思われる。なお、3/15の06時頃S/C圧計指示値がゼロになったことについては<考察8>に示す。一方3号機は1.5日程度の運転で、HPCI運転時は復水貯蔵タンクからの注水もありS/C水位は十分高く維持されており、高温ガスの影響は小さく圧力計の導管内の蒸発も少なかったと思われる。その後、3/13の21時以降のベント弁の閉弁でS/C内は飽和状態に近づき、S/C圧計導管もS/C外に位置されているのですぐに冷却され、水位回復し両差圧は減少していった。



<考察6>格納容器圧力変化より見た漏えい経路の推定

格納容器内圧の上昇・下降はなぜに生じたか。

水・ジルカロイ反応による水素発生後の格納容器内圧の上昇・下降の主要因は、東電の第5回進捗報告によると「下降要因をベント弁の開弁による放出」としており、「上昇要因もベント弁の閉弁の結果放出が止まり上昇した」としている。

一方、添付資料3-8によるとベント弁の開閉操作とベント放出の有無は必ずしも一致しない（次頁の参考参照）としている。

そこで、データが充実している3号機の格納容器内圧変化（図12,13）について、実測値のみを忠実に評価分析し、次のような考察を行った。この分析結果は3号機のみならず1,2号機にも適応でき、その結果東電の格納容器内圧変化の「未説明事項」をすべて無理なく説明できた。

①格納容器内圧は、ジルカロイ・水反応による発生水素と崩壊熱による発生蒸気という上昇要因と、格納容器壁面・コンクリート等からの放熱・吸熱（ヒートシンク）と格納容器からの漏洩（含ベント放出）という下降要因の大小に依存すると考える。その中で崩壊熱とヒートシンク（壁面放熱等）はほぼ一定傾向なので、水素発生量（反応量）と漏洩量が最も重要な要素となる。ベント放出量も推定可能だがベント管口径が公開資料で見当たらないのでここでは定性的な考察とする。

②格納容器圧力上昇（3/13の14:30～、3/14の00:00～、3/14の12:00～）は、水素発生が活発になったことが主要因と考えられる。上昇途中で圧力に屈曲しているところ（3/13の16:30～と3/14の07:00～）があるが、これは格納容器上蓋が圧力に比例して開いたからであろう。大口径の上蓋からの漏洩は微小隙間の増減に大きく依存し、それは上蓋自重と締付けボルトの熱伸びと圧力による変位に依存する。上蓋隙間が狭い時は、流れは層流で流量はほぼ圧力に1次比例だが、少し開くと乱流となり隙間の2乗に比例するようになる。したがって、圧力曲線が屈曲部（3/13の16:30～21:00）は層流で、水平部（3/14の07:00～11:00）は乱流と推察できる。水平部前後の上昇・急減圧現象は、1,2,3号機共通なので<考察7>で詳述する。また、機器搬入口からの漏洩も考えられるが、内圧上昇は隙間を閉じる方向に働くのでここからの漏洩量は限定的であろう（4号機水素爆発には影響）。

③格納容器圧力下降（3/14の11:00～と3/14の16:30～）は、ヒートシンクと漏洩は継続しているのに、水素発生量が減少ないしは停止したからであろう。ベント弁開閉と圧力上昇・下降とはあまり一致してない（添付資料3-8）とのことなのでベント弁による減圧効果は低いものと思われる。

④格納容器圧力下限値（3/13の10時頃と13時頃、3/14の11時頃）は、ヒートシンク（壁面放熱等）および漏洩に対し、S/C水（およびD/W内の凝縮水）の減圧沸騰が均衡したからと推察できる。高温水素がS/C水中に噴出されるので時間とともに水温が上がり、これら3点の減圧沸騰圧（下限値）が上昇しているのが分かる。

(参考) ベント弁開閉操作とベント放出の真偽

添付資料 3-8 によると「ベントタイミングと D/W 圧力が低下するタイミングが一致していないものが多い」。また、FailClose 設計なので種々の設備不良により「意図せずにベント弁が閉まってしまうような状況となり、開状態を維持することが非常に困難であった」、「ベント開操作の実施は必ずしもベントによる放出を意味しない場合があるが、公表された記録においては、ベント開操作時には必ずベントによる放出があったと誤解が生じる可能性がある状況であった」等の記載があり、ベント弁の開閉操作とベント放出の有無は必ずしも一致しないとしている。

しかしながら、この事実は東電の他の解析資料では考慮されずに、格納容器内圧解析において昇圧直前にベント弁閉弁を仮定し、減圧時には開弁を仮定しているのは筆者としては不可解である。

<考察 7> 水素爆発前後に格納容器内で何が起きたか

1, 2, 3 号機の格納容器圧力変化を比較検討した結果、「水素爆発直前 (2 号機は 3/15 の 00~08 時頃) の格納容器圧力は、かなり高圧でかつ数時間その圧力がほぼ一定に維持され、かつ急激に減圧している」のが特徴である。

① なぜ高圧でかつ数時間その圧力がほぼ一定に維持されていたか

石川廸夫先生の著書によると、水素爆発は格納容器上蓋から漏洩した水素ガスが建屋の遮蔽プラグを押し上げてそれが落下した衝撃で発火し爆発したことを解明している。そうすると、高圧が維持されている間、上蓋から漏洩が続き、漏洩が止まった時に遮蔽プラグが落下したものと推察できる。密封されているわけでもない遮蔽プラグの下の部屋の内圧を維持するにはかなり多くの量が漏洩されていたはずである。

重要なことは、圧力がほぼ一定に維持されていることである。水素発生を一定に抑えることは不可能なので、発生水素量 (漏洩流量) が多少変化しても大口径の上蓋間隙変化は微小なので、上蓋締め付け力・自重と内圧の関係で圧力が一定に抑制されたのであろう。これは、<考察 6> の②で述べたように隙間の微小変化が漏洩量に大きく影響するからである。なお、1, 2 号機の圧力が 0.7~0.8MPa なのに 3 号機は 0.5MPa と低いのは、その前 (3/13 の 12 時頃) に一時的に 0.7~0.8MPa に昇圧されており、その時上蓋が開き、高温の水素ガスが流れたためにボルトが高熱で伸びていたためにその後の昇圧時には 0.5MPa 程度で開いて、一定圧制御ができたのであろうと推察できる。それは、1, 2, 3 号機とも最高圧の 0.7~0.8MPa を経験して以降の圧力ピークは 0.4~0.6MPa と低くなっていることから推察できる。この最高圧は格納容器設計圧の約 2 倍でほぼ限界圧であり、それ以上上昇すると破裂の可能性すらあった。したがって、格納容器過圧防護のためには、想定発生水素量を決めた上でベントラインの開弁時期・口径等の適正化、または上蓋ボルトの設計確認が必要である。

② なぜ減圧時は急減圧であったか

1, 2, 3 号機で急減圧したのは、1, 3 号機では水素爆発した直前（各々3/12の11時頃と3/14の14時頃）で、2号機では3/15の08時頃である。なお、3号機では3/13の09時と12時にも生じている。それ以外での減圧はなだらかである。あの大きな格納容器圧が急減するにはベント弁の開弁だけでは容量不足で不可能である。上蓋隙間が大きく開いたと仮定しても減圧途中で閉まるのでそれだけでは説明できない。考えられる現象は、高温の水素ガスと最初に封入されていた窒素ガスと蒸気の3相の中で、蒸気リッチな状態で減温減圧する時である。格納容器壁面等からの放熱が相当量あることは、2号機の3/13の13時頃の、RCICからS/Cへの蒸気放出が止まった時点で格納容器圧が急減したことが証明している。この時の減圧要因は壁面等からの放熱以外には考えられないからである。減温減圧に伴い壁面に水滴ができ、その熱伝達は大きいのでさらに水滴を誘発し減圧は急速に進む。その減圧はS/C器内水が減圧沸騰するまで続く。減圧沸騰を示しているのが、3号機における3/13の10時および13時頃と、3/14の水素爆発後の11時頃の水平に圧力が屈曲している現象で、いずれも急減圧直後に現れている。

なお、蒸気リッチでない時は減温減圧しても凝縮量は少なく、減圧は緩やかになる。

③ なぜ蒸気リッチな状態が生じたか。

蒸気リッチな状態がなぜに生じたかという、先ずジルカロイ・水反応が生じると最初封入されていた窒素ガスの中にS/Cから高温水素ガスが侵入し窒素ガスを巻き込みながら上昇する。次に、S/Cから飽和蒸気が窒素ガスを巻き込みながら上昇してくる。飽和蒸気は霧状の水滴を作りながら窒素ガスに凝縮熱を放熱しながら遅れて上昇していく。したがって、格納容器上部には水素リッチな高温の混合気体（水素/窒素/蒸気）があり、その下に飽和蒸気がリッチな混合気体（蒸気/窒素/水素）ができる。それらは上蓋隙間が開くと上部の方（水素リッチ）から流れ出し、一定時間続くと格納容器内は残りの比較的蒸気リッチな混合気体状態となる。その状態で水ジルカロイ反応が減少・停止すると、減温減圧が始まる。格納容器内は壁面からの放熱と発生した水滴により加速度的に減温減圧が進行し、S/C内の飽和水（またはD/W内の凝縮水）の減圧沸騰時点まで続く。上蓋隙間からの漏洩は0.4~0.6MPa位まで続くであろう。これが急減圧現象で、蒸気リッチな混合気体が減温減圧することから生じる現象である。

なお、3号機の3/13の09時と12時の急上昇・急減圧は、少し違って、「高温の燃料・構造体が崩れ落ちて水中に落下した」（添付資料1-4-22）ために発生した蒸気が主体だったので、急上昇後すぐに減温・減圧（写真でベント放出も確認）したものとと思われる。

1号機では急減圧後の測定値がなく評価できないが、2号機では急減圧の前の3/15の06時頃S/Cが破損し小孔が開いた（考察8参照）ので、急減圧後の減圧沸騰は明確には生じずに多少違った様相を呈したと考えられる。

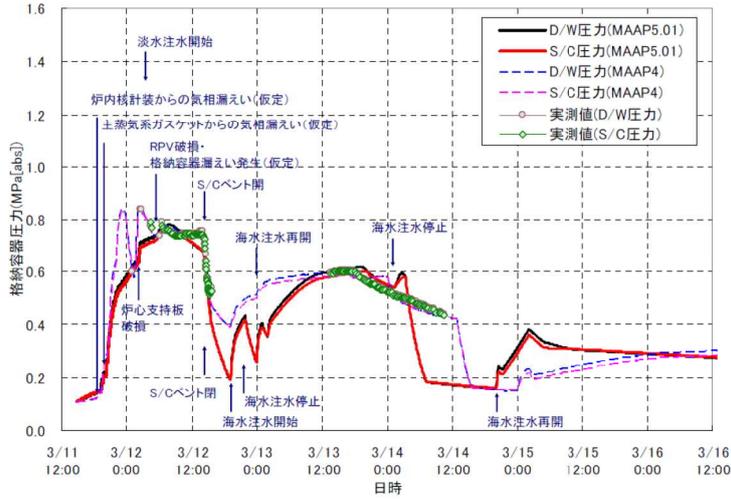


図 1-3 1号機 格納容器圧力変化

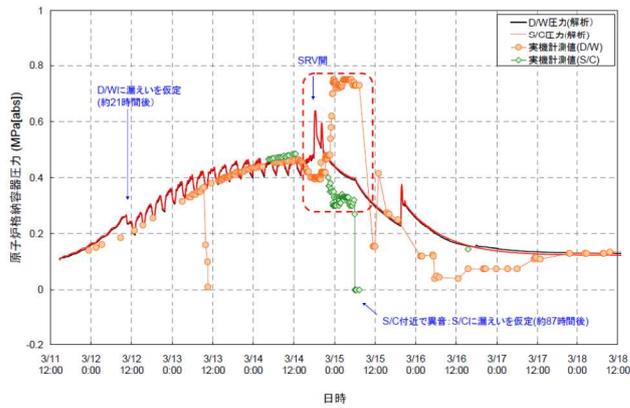


図 2 2号機 格納容器圧力の挙動 (平成 23 年 5 月解析 図 3.2.2.3)

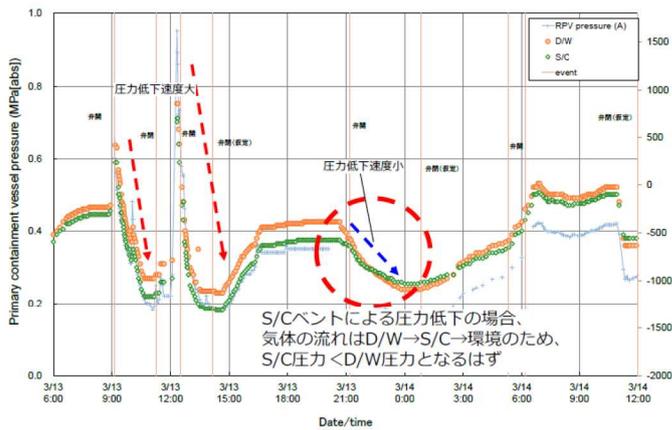


図 12 3号機の格納容器圧力の変化 (3月13日6時から3月14日12時)

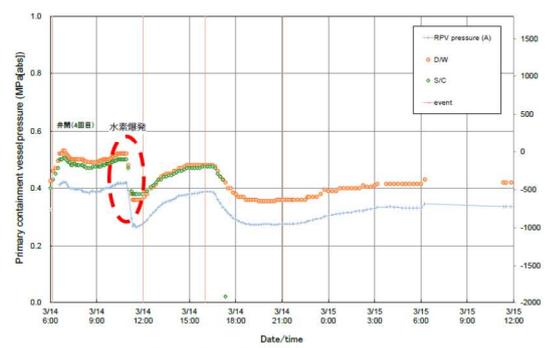


図 13 3号機の格納容器圧力の変化 (3月14日9時から3月15日12時)

＜考察 8＞2 号機格納容器 (S/C) に小孔発生

2 号機の格納容器は事故後の検証の結果、水位低下より類推し S/C の下部で約 9cm² ほどの貫通孔が生じているとしている（次頁資料 2-13 まとめ）、及び S/C 水位が 3/18 以前に蒸気出口より少し下の水温計位置まで低下していた（次頁の図 2）ことが判明している。また 3/15 の 06 時頃に S/C 下部で異音が聞こえた（前頁の図 2 注）という作業員の証言もあり、またその 3/15 の 06 時頃から発電所正門前の放射線レベル（p31 の図）が急上昇したことより、次の様に考察できる。

2 号機は約 77 時間（3.2 日間）の長期運転で S/C 器内水が蒸発し水位が低下していた（これが 1,3 号機と異なる点、下記試算参照）。また S/C 水は温度成層化現象（次頁の添付資料 3-7（*））で上部だけしか蒸気凝縮には貢献していなかったため蒸発量が予想以上に多くなったし、上部だけが飽和温度近傍状態となっていた。その状態において水ジルカロイ反応で発生した高温水素ガスが S/C 蒸気口から噴出してきて S/C 水境界面を流れ、格納容器鋼板に接近または接触した。その結果その部分が熱で痛んだ状態となり、ついに 3/15 の 06 時に貫通したと推察できる（今後確認されるであろうが、多分貫通部付近の鋼板部は塗装がただれ鋼板は薄くなっている、小孔が約 9cm² とすると、ひし形として 3cm×6cm 程度で外側に開口しているであろう）。

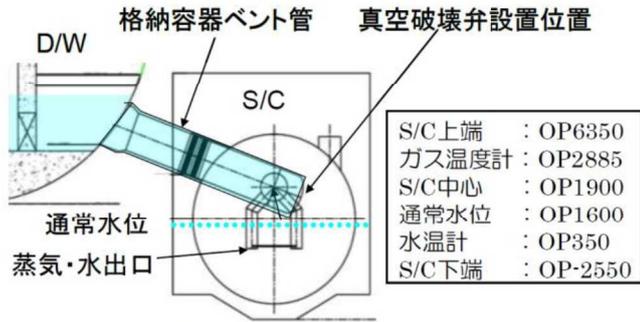
S/C 水位が蒸気出口近傍になった 3/15 の 00 時前後に、水による浄化作用が減少し、S/C から真空破壊弁経由 D/W を通り格納容器上蓋隙間から揮発性 FP（放射性物質）が放出され始めた。そのため 3/15 の 00 時以降正門前の放射能レベルは上昇した。貫通孔が生じた 3/15 の 06 時以降には直接 S/C から外部へ放出されたのでさらに上昇したことが発電所正門の放射能レベルの推移で分かる。また、このことは CAMS 計測結果＜考察 9＞からも分かる。

小孔発生防止や放出放射能低減（水浄化）のためには、S/C 水の補給（水位確保）が非常に重要であったことが分かる。

(S/C 圧のゼロ指示と小孔の関係)

事故後の放射能レベルの測定結果、1,3 号機と異なり、2 号機のベントラインの放射能レベルは低かった（次頁の図 3-9）ので、ベントからの放出はなく、閉弁していたものと思われる。ベント弁が閉じていたので S/C 内上部の気体は蒸気リッチの状態、それが小孔が開くと高温水素と入れ替わり S/C 庄計の器内水が蒸発し、指示ゼロとなった＜考察 5 参照＞と思われる。

（*）この図は主蒸気逃がし安全弁（SRV）からの放出による温度成層化の実験データであるが、RCIC 出口ラインからの放出も同様に温度成層化現象が生じるであろう。すなわち、S/C へ流入する蒸気は、3/11 の 15 時から 3/14 の 13 時までは RCIC 蒸気出口から、その後は SRV 蒸気出口から放出された。温度成層化の結果、放出蒸気は S/C 下部の低温水と混合・凝縮することなく、上部の高温水から S/C 蒸気層経由 D/W へ出たであろう。



S/C 水量：
約 3000m³

添付資料 2-8

図3 D/W と S/C の接続状態 (D/W 水位が高い場合)



添付資料 2-8

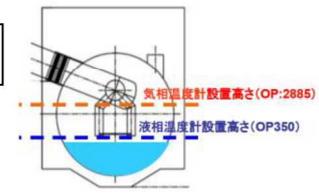


図4 3月下旬までのS/C内水位推定図

図2 2号機のS/C内の温度測定値

・水位変動に伴う温度変化状況と実測温度データの整合がよく取れるリーク面積は約 9cm² であり、リーク孔の位置は、OP512 以下に存在する。

添付資料 2-13 まとめ

添付資料 3-7 温度成層化現象 (SRV 管蒸気出口)

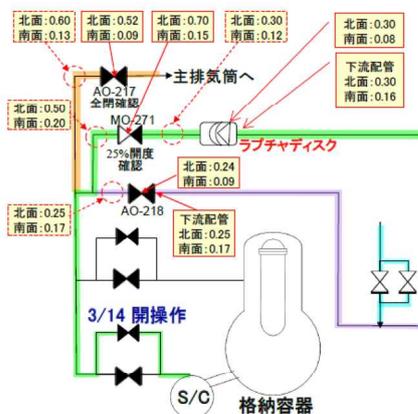
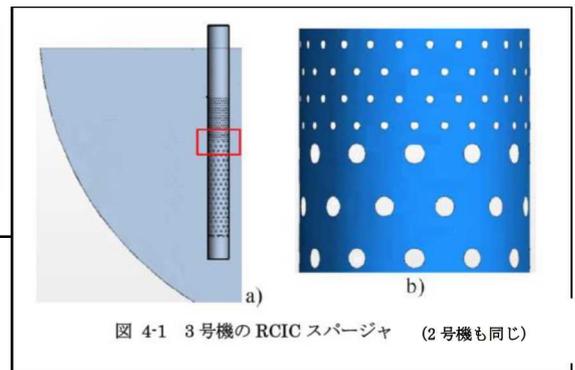
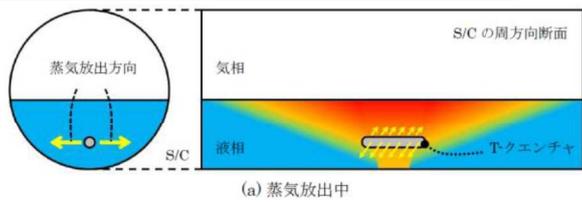


図 3-9 ラブチャディスク周辺線量測定結果 (単位: mSv/h)

(北面) 0.16mSv/h (南面) と比較してほぼ同等であり、また、1号機のベントラインで観測されたような、多量の放射性物質を含むガスが通過した場合に予想される汚染状態にはなっていないものと考えられる。

2号機ベントライン

(試算) 2号機 S/C 水の蒸発量 (2020/01/21 改)

①約 0.7% (平均) の崩壊熱が 77 時間 (3/11 の 15 時から 3/14 の 20 時まで) 続いて蒸発した S/C 水量 (初期 30°C と仮定) を計算する。なお、水ジルカロイ反応が始まる前の 3/14 の 20 時頃の D/W 圧 (S/C 圧も同じ) 0.4MPa 時点までは格納容器は設計圧以内で健全だったからこの時点を設定。その後の水素発生後と分けて考える。

②最初 (3/11 の 15 時頃) は、復水タンクから 11.5 時間で約 1000 トン (30°C のエンタルピー 125kJ/kg) の水が炉心注入され、その後 S/C 水循環運転に移っている。

先ず①について考える。

・崩壊熱は：78.4 万 kw×3 (=熱出力) ×0.007 (崩壊熱) ×77hr×3600s=4560×10⁶kw・s

・S/C 水は温度成層化で上半分だけが高温となり、下半分は常温のままとする。上半分の水の潜熱：30°C の水が 0.4MPa の飽和蒸気 (エンタルピー 2738kJ/kg) になるとして、エンタルピー上昇は 2,600kJ/kg (=2738-125) となる。

・本文 p23 の図を参照して、S/C 通常水容量は 3000 トンとし、S/C のトラス直径は約 9m とし、通常水位は中心 (OP1900) より 0.3m 下 (OP1600) で、上半分とは S/C 壁に小孔が開いたとされる OP512 以上とする (通常水位より約 1m 下とする)。

上半分の水容量は：通常水容量に通常水位より下 1m 低い部分の比で分けた分である。すなわち、「 $0.5 \times \pi r^2 - 2r \times 0.3$ 」対「 1 (高さ) × 9 (直径)」で、 $3000 \text{ トン} \times \frac{1 \times 9}{(0.5 \pi 4.5 \times 4.5 - 2 \times 4.5 \times 0.3)} = 930 \text{ トン}$ となり、その分が蒸発に寄与するであろう (実際蒸発するかどうかは繰り返し計算となるが、結果として最後に記したようにこの値より少し少ない値 (OP512 より 0.1~0.2m 上) となった)。

次に②を考える。

約 1000 トンの復水タンク水は崩壊熱で温度上昇し 8MPa で蒸発し RCIC へ流れたが、エネルギー収支だけを考え、最終的 (3/14 の 20 時) に 0.4MPa の状態で、飽和水として原子炉容器および S/C 水として残ったものと、蒸気として D/W へ行ったものを分ける。後者の D/W へ行ったものは①に含めるとして、前者だけを次に計算する。

・最初原子炉容器の通常水位までにあった水容量を $A \text{ m}^3$ (8MPa 飽和水エンタルピー 1317kJ/kg、比体積 0.00138 m³/kg) すると、混合後のエンタルピーは：

「 $(1000 \times 1000) \text{ kg} \times 125 \text{ kJ/kg} + (A/0.00138) \text{ kg} \times 1317 \text{ kJ/kg}$ 」 / 「 $(1000 \times 1000) + (A/0.00138)$ 」となる。今例えば、 $A=300 \text{ m}^3$ とすると、 $((125+286) \times 1000 \text{ トン} / 1217 \text{ トン}) = 338 \text{ kJ/kg}$ となる。この状態が 3/14 の 20 時の段階で 0.4MPa で飽和水 (エンタルピー 605kJ/kg) となるには $1217 \text{ トン} \times (605-338) \text{ kJ/kg} (=325 \times 10^6 \text{ kJ})$ の入熱が必要となる。これを前記①の崩壊熱からもらうことになる。すなわち、崩壊熱 $4560 \times 10^6 \text{ kw} \cdot \text{s}$ から、 $1 \text{ kw} \cdot \text{s} = 1 \text{ kJ}$ で換算して、 $325 \times 10^6 \text{ kJ}$ を差し引くと $4235 \times 10^6 \text{ kJ}$ となる。これが S/C 器内水の蒸発分 (エンタルピー差で 2600 kJ/kg) となる：すなわち、 $4235/2600=1600 \text{ トン}$ の蒸発量となる。

上半分の量 930 トンに比べより多くなるが、次にもう少し話をすすめると、②の最初の復水タンクからの 1000 トンと初期の RPV 内の A=300 m³ (217 トン) の合計 1217 トンの内、何トンが S/C へ流れたか (3/14 の 20 時での水位で炉心露出後) であるが、今それを B トンとすると、S/C 器内水には 3000 (初期値) -1600 (蒸発) +B トン残ることになる。今仮に B=800 トンとすると約 2200 トンが S/C 器内水として残り、先に仮定した上半分の 930 トンがすべて蒸発でなくなるのではなく、130 トン近くが残り、水位が OP512 より少し上 (0.1~0.2m 上) であったことになる。したがって貫通小孔は、東電資料では OP512 以下の S/C 下部にあると記載しているが、水素ガス放出による影響は水面近傍なので、S/C 水温計の OP350 (p23 図 3) ~OP512 にあると推定できる。

前記 A, B は公表データがないので仮の値を入れているが詳細データを入れるとより正確に推定できるであろう。

4.4 2号機 S/C 水による浄化はいつまで有効だったか

2号機格納容器雰囲気モニター (CAMS) の計測結果に基づき、S/C 水による浄化はいつまで有効だったかを考察する。この CAMS 計測結果は添付資料 2-11 に詳細に記載されているが要点だけを引用し筆者の考察を加える<考察 9>。

下図 2,3 に格納容器雰囲気モニター (CAMS: 電離箱方式) の計測結果と配置図を示す。添付資料 2-11 では「3/14 の 21~23 時頃 D/W と S/C の両者の計測値が上昇しているのは①の期間に炉心損傷・炉心溶融が進展し、揮発性 FP についても放出されている」としている。S/C 水で浄化されていると揮発性 FP は測定されないが、23 時頃の計測値 (22.5Sv/h) では希ガス (最大でも 1Sv/h 以下) に加え揮発性 FP の発生を考えないとこの高数値にはならないとのことで、原子炉容器 (RPV) 上蓋から D/W へ直接漏洩しているとしている。

筆者は、この RPV 上蓋からの直接漏洩ではなくて、この頃長期運転による崩壊熱で S/C 水位が 3/14 の 21~23 時頃から蒸気出口近くまで下がっていて (p24 の筆者試算によると 3 日半程度の運転で S/C 水の半分が蒸発)、水浄化作用が減少してきたために揮発性 FP も出てきたと考える。その後 3/15 の 06 時過ぎに D/W の計測値が一時的に急減している (図 2 の③) のは、高温水素が蒸気出口から水平方向へ放出されて S/C 壁に接触または接近して小孔が生じ、その結果流れが少し変わり、一部の放射能が S/C 小孔から流れ出たためと考える。その後 3/15 の 12~13 時頃から格納容器圧は再上昇するがこれに応じるかのように D/W の CAMS 値が上昇し 16 時頃最高値 138Sv/h を示している。このことは、炉心溶融が進み格納容器圧が再上昇し、CAMS 値が上昇した (図 2 の⑤) ものと推察できる。この変化は正門前の放射能レベルでも表れており (p31 の図)、3/14 の 21 時頃からレベルが一桁ほど急増し、さらに小孔が開いた 3/15 の 06 時頃からもう一

桁上昇している。これらは2号機においてはS/C水による浄化がなされなくなったからだと推察できる。

一方、添付資料 2-11 では下図の「②および⑤の期間の計測値の上昇率が異常に高いので、原子炉容器 (RPV) から D/W への直接漏洩」を仮定している。すなわち「②期間では RPV の上蓋からの漏洩を、⑤期間では RPV の下部貫通破損」を想定している。しかしながら、この想定は、②の期間では、RPV の圧力は計測されていて、主蒸気逃がし安全弁は開放されているので、RPV 設計圧の約 8MPa に比べ十分低く (p10 の図 1) 漏洩が継続できるほどの圧力にはなっていない。また、⑤についても貫通すれば瞬時に高レベルになるのに、3 時間もかけて上昇しているのは理解できない。

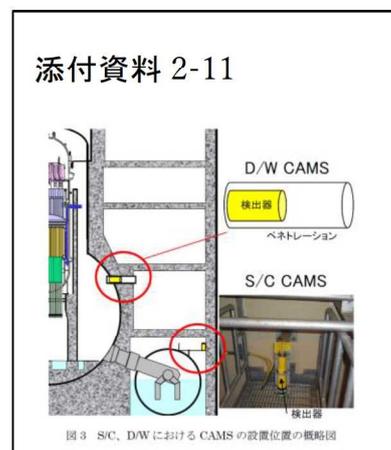
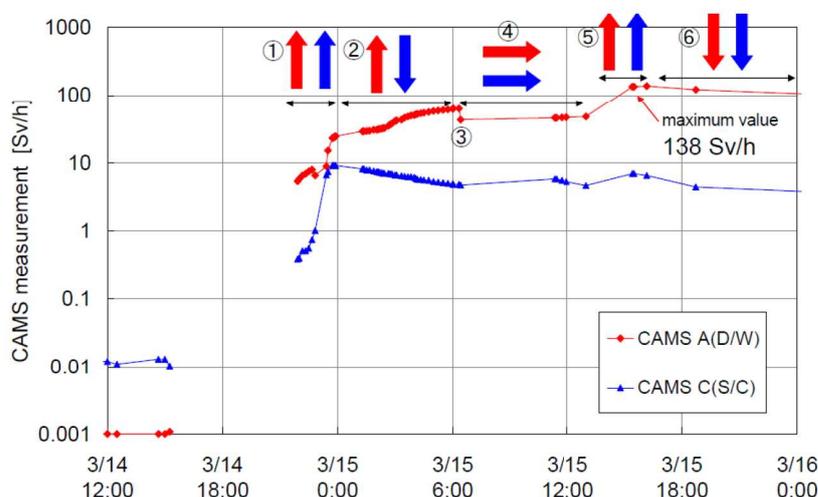


図 2 CAMS による測定結果

CAMS (格納容器雰囲気モニター：電離箱方式)

4.5 格納容器はなぜ破裂しなかったか

1, 2, 3 号機ともに格納容器圧力が 0.7~0.8MPa で抑制されているが、これらは偶然の一致ではないであろう。これはベント弁の開弁では説明できず、<考察 6>の②を踏まえると、格納容器上蓋の浮上りによるもので、格納容器上蓋の自重・締め付けボルトの伸びと格納容器圧の微妙な均衡で、漏洩量がうまく調整され、格納容器圧力上限が抑えられたものであろう。この最高到達圧 0.7~0.8MPa は設計圧約 0.5MPa の約 2 倍近くだが限界圧以内に納まり、設計上考えていたとは考えられないが、結果としては非常に良かったと言える。このことが、今回の事故で格納容器の大きな破裂が回避できた主要因であると考えられる。

<考察9>放出放射能上昇とS/C水浄化機能喪失

2号機のD/Wの格納容器雰囲気モニタ(CAMS)測定値(前頁の図2)を見ると、①、②、⑤において変化がみられる。3/14の15時以前ではほぼゼロなのに、①の15時位から23時半ごろにかけて上昇して、3/15の零時直前から急増している(格納容器圧急上昇時期と一致)。水に溶けない短寿命の希ガスは既に減衰しており、長寿命の希ガスは全量放出しても1Sv/h以下(添付資料2-11による)なので、この①の期間にS/C水位が蒸気出口より下がってきて(考察8参照)、水浄化機能が減少し、水に溶ける揮発性のFP(よう素、セシウム、テルル)も出始め、20Sv/hへと上昇したと考えられる。しかしながら当初は運転中に発生した気体主体で、燃料隙間に溜まっていたものが高熱で膨張し、ジルカロイの酸化被膜を突き破り放出されたもので、②、④の期間は20から60Sv/h程度が維持された(この時期、格納容器圧は高圧が維持されジルカロイ水反応は継続。後半に反応が急減し急減圧した)。その後溶融が進み、溶融燃料・混合物からもFPが出始め、⑤の時点では40から138Sv/hへと増加した(この時期、格納容器圧は再上昇)。

なお、途中の3/15の06時の③点において、60から40Sv/hへと急減している。これは丁度S/Cで破損(小孔貫通)が発生した時期(考察8参照)であり、炉心で発生したFPがS/Cから真空破壊弁経由D/Wへと流れていたものが、一部S/Cから小孔経由で分岐放出されたために急減したものである。その後は分岐後のCAMS(D/W)結果なので、分岐前の値を類推してみる：小孔発生時の分岐比率(60:40)がそのまま変わらなると仮定すると、⑤の時点では60Sv/hでその後200(=138×(60/40))Sv/h程度まで上昇したと推定できる。

これらの推定により正門前の放射能レベル(p31の図)の変化をよく説明できる。すなわち、3/14の21~23時頃に、2号機のS/C水位が蒸気出口より下がり始めて、水浄化の機能が落ちて、揮発性FPが出始めたので正門前の放射能レベルが一桁ほど上昇した。その後06時頃にS/Cが破損し小孔が開き、揮発性FPがS/Cから直接放出され、また一桁ほど上がった。その後3/15の13:00頃、溶融燃料から100~200Sv/h(CAMS測定値)と大きい放出が続いたために、正門前放射能レベルの背景レベルがさらに一桁ほど上昇した。

これらのことより、S/C水が蒸気出口より下がり始めた時点(3/14の21時頃)でS/C水による浄化機能は喪失し始めたと言える。放射能放出低減のためにはS/C水位の確保(補給)は非常に重要であることが分かる。

4.6 原子炉容器貫通時期の推定

データが少ない中、大胆に原子炉容器の貫通時期を検討・推定した。発電所正門での放射能レベル（p31の図）から推察すると、2号機のS/C水位が蒸気出口より下がり水浄化機能が無くなる3/14の21時以前、ないしはS/C壁が破損（小孔貫通）する3/15の06時以前は、その後の値に比べ1桁か2桁以上低い値なので、この時点までは1,2,3号機ともS/C水による水浄化が有効であり、原子炉容器はまだ貫通していなかったものと考えられる。なぜならば、貫通していれば揮発性FPが直接格納容器（D/W）から上蓋隙間等経由放出され、すぐに1桁か2桁上昇するからである。

1号機は3/12の04時頃、3号機は3/14の10時頃に炉心損傷・溶融が生じているので、1,3号機ともかなり長い間原子炉容器内で（貫通せずに）炉心溶融状態が続いていたものと思われる。1号機は炉心下部の水が完全に無くなって以降も高温状態が続き、燃料や炉心構造材（ステンレス材等）が、溶け、卵の殻状の混合物を作り、一部は原子炉容器下部まで落ちたものの、制御棒駆動機構等貫通孔からの放熱で冷やされ、原子炉容器自体は溶けない状態ではほぼ平衡状態になって数時間続いたと思われる。その状態が3/11の真夜中頃から3/12の04時の注水開始頃まで続いたと思われる。このことは、炉心に注水をしないうで放置していた場合どうなるかの回答になるであろう。すなわち、原子力発電所は何もしないうで放置していても原子炉容器の耐漏洩性は維持でき、希ガス以外の揮発性FPはS/C水で浄化できるであろうということである。

それでは、いつ頃1,2,3号機のRPV貫通が生じたかを検討する。まずは3/15の06時以降における炉心水位と圧力の異常を調査したが異常は見当らなかった。水位も圧力も変わらずにRPVの貫通は起こり得るのか、どのようにして貫通するのかを考えて、〈考察10〉に至った。すなわち、貫通するにはRPV下部に接触した形で、水中で溶融状態を維持し、溶融体自体は膜沸騰で蒸気膜に覆われる必要があり、その為には崩壊熱だけでは熱量が足りずにジルカロイ・水反応の継続が必須である。貫通破損が発生した場合は直後に溶融物が格納容器下部に溜まった凝縮水に落下し蒸発するので格納容器圧力は（急）上昇するはずであり、正門前の放射能レベルも上昇するはずである。

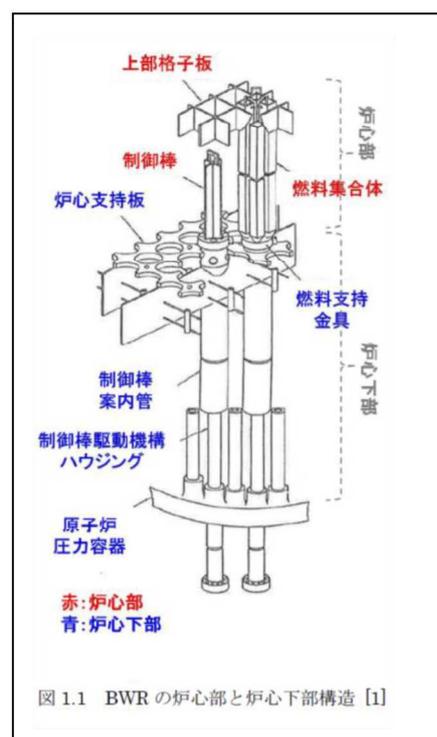
その条件でデータを調べた結果、2号機については図2-3に示されるように格納容器圧が3/16の12:00に急上昇しており、正門前放射能レベルも上昇している（しかしながら、CAMSの計測値に変化が見られないという疑問もあり、格納容器圧力データも公開データによっては3/16の12:00に圧力上昇データが載っていないものもあるという疑問もある）。一方、東電・第5回進捗報告ではCAMS結果より3/15の12:00から圧力上昇とCAMS上昇値と一致している

ので、この時点を通破損としているが、正門前の放射能レベルはその少し前から上昇しており、また貫通落下後すぐにはではなく3時間ほどかけてCAMS値が上がっているのは疑問であり、筆者は不採用とした。

3号機については、少し遅いが3/19の12:00頃から徐々に格納容器圧が上昇し1日ぐらいで元に戻っており、この時期正門前放射能レベルも上昇している。この圧力変化を通時期と見るならば溶融物はだらだらと溶け出たようである(図3-3の3/17の07:00に急上昇値がみられるが、これはS/C圧だけで、D/W圧は変化なかったのでS/C圧の故障と考え該当しないとした)。

また、1号機はデータがないので消去法で次のように推定した。正門前の放射能レベルの急上昇において3/16の00:00と3/17の07:00の急上昇だけが原因不明として残った。2号機は2ヶ所貫通の可能性があるのでどちらかの時期に該当するかもしれないが、3/16の00:00時点以降D/W圧は負圧(大気圧以下)になっているので放射能放出が上がるとは考え難い。したがって消去法で、この時点が1号機のRPV貫通破損の可能性が高いと推定した。

- ・1号機 RPV 貫通破損 (推定) : 3/16 の 00:00
- ・2号機 RPV 貫通破損 (推定) : 3/16 の 12:00
- ・3号機 RPV 貫通破損 (推定) : 3/19 の 12:00



<考察 10>原子炉容器貫通はいつどのように起きたか

原子炉容器 (RPV) 貫通時には S/C 水浄化機能が無くなるので、S/C 壁小孔破損以前の放射能レベルより急増する。しかも原子炉の水位が下がり、圧力も下がるであろうと考え、3/15 の小孔破損以降の 1, 2, 3 号機の RPV の水位・圧力変化、特に放射能レベル上昇時の変化を調べたが、変化は見られなかった。それはなぜかと考えると、原子炉容器内では熔融状態の塊が存在し、それらは極めて高温なので水中でも膜沸騰していて蒸気膜に覆われているからだろうと考えられる。その膜沸騰を維持するには崩壊熱だけでは不足で、ジルカロイ・水のじくじく反応 (長時間継続の少反応) が必須である。水中でのじくじく反応が維持できるかどうかは溶融体の形状次第で供給水・蒸気放出経路次第である。しかもそれが原子炉容器の一部を溶かして貫通するには原子炉容器壁と溶融体が接触していて、ドロドロ状態で貫通落下し、落下途中/終了後に貫通孔が冷やされ閉じると考えられる。その結果 (貫通落下時でも溶融体自体は蒸気膜に覆われている)、原子炉の水位・圧力にはほとんど変化を与えずに、格納容器圧力だけが落下してきたドロドロ溶融体による蒸気発生により上昇する。またその時、その発生蒸気の急凝縮により急減圧する可能性もある。貫通落下前の溶融燃料体は炉心下部の滞留水中での反応なので一部の揮発性 FP は除去されるが、貫通後はそれらが放出されるので、たとえ S/C 水浄化が期待できない 2 号機でも正門前の放射能レベルは上昇するであろう。したがって、格納容器圧の上昇と正門前放射能レベル上昇との一致点を調べ、RPV 貫通時期を検討した (p31, 32 の図参照)。

2 号機において該当するのが 3/16 の 12:00 であり、この時 2 号機 RPV は貫通破損したものである。3 号機では 3/19 の 12:00 時点で内圧上昇し、直後に正門前放射線レベルも上昇しているので、この時点を RPV 貫通破損と推察した。1 号機は 3/18 以前のデータが少なく貫通時期の推定は困難であるが、消去法で正門前放射能レベルが上昇している 3/16 の 00:00 と推定した。いずれも水ジルカロイ反応の終盤に貫通事象が発生しているのは、終盤に膜沸騰が途切れ始め、水の供給が増すので逆に反応が活発化し壁面温度が上昇し貫通したものである。

なお、2, 3 号機のジルカロイ・水反応の総量は各々水素量として約 1000kg であり、そのままの反応では 1~2 時間ぐらいで終了する (添付資料 2-9-33) が、じくじく反応で数日間続いたと考える方が実態に合っている。というのも、炉心冷却機能喪失後に、格納容器内圧を上昇させ得る要因は崩壊熱と水ジルカロイ反応だけであり、崩壊熱は一定傾向なので、ジルカロイ水反応以外考えられないからである。3 号機ではその後格納容器圧は低下し、3/21 に安定した。その直後に正門前放射能レベルが急減して、その後低レベルで安定した。

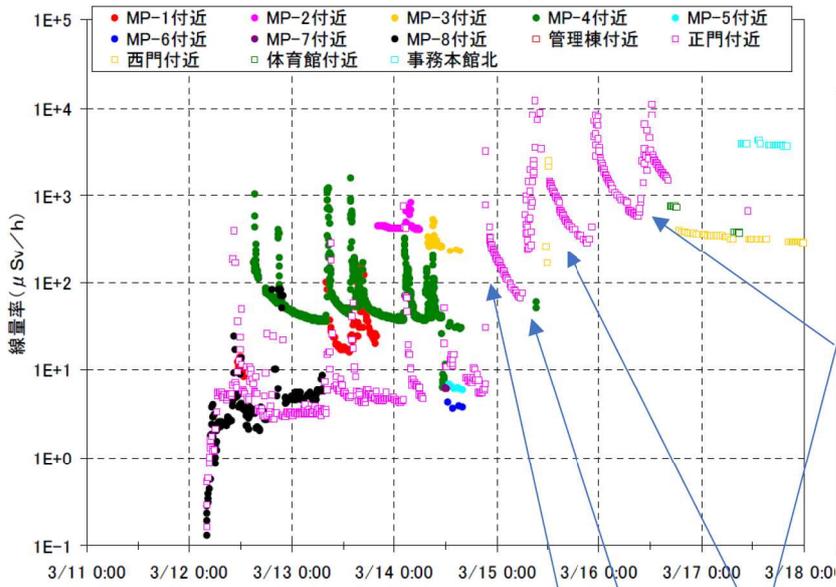


図 3 月 11 日～18 日の敷地内空間線量率の推移

2号機原子炉容器 (RPV) 貫通 (推定)
 (3/16の12:00に圧力急上昇)
 ①高温の燃料・炉心構造材 (ステンレス等) が溶融落下し、D/W 下部凝縮水に接触、大量の蒸気発生。すぐに冷却され凝縮後急減圧。
 ②正門前の放射能レベル上昇。RPV 下部滞流水による水浄化が無くなり、直接 D/W 上蓋隙間等から放出されたことによる。

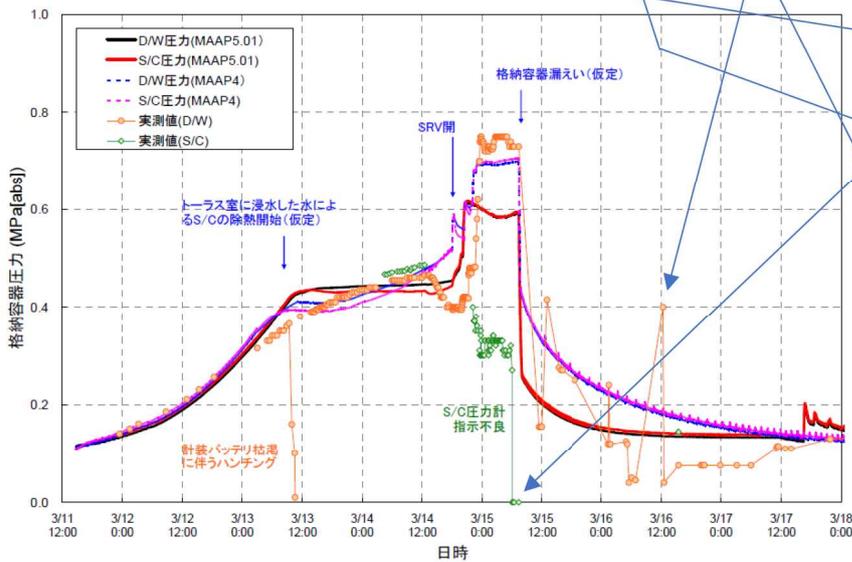
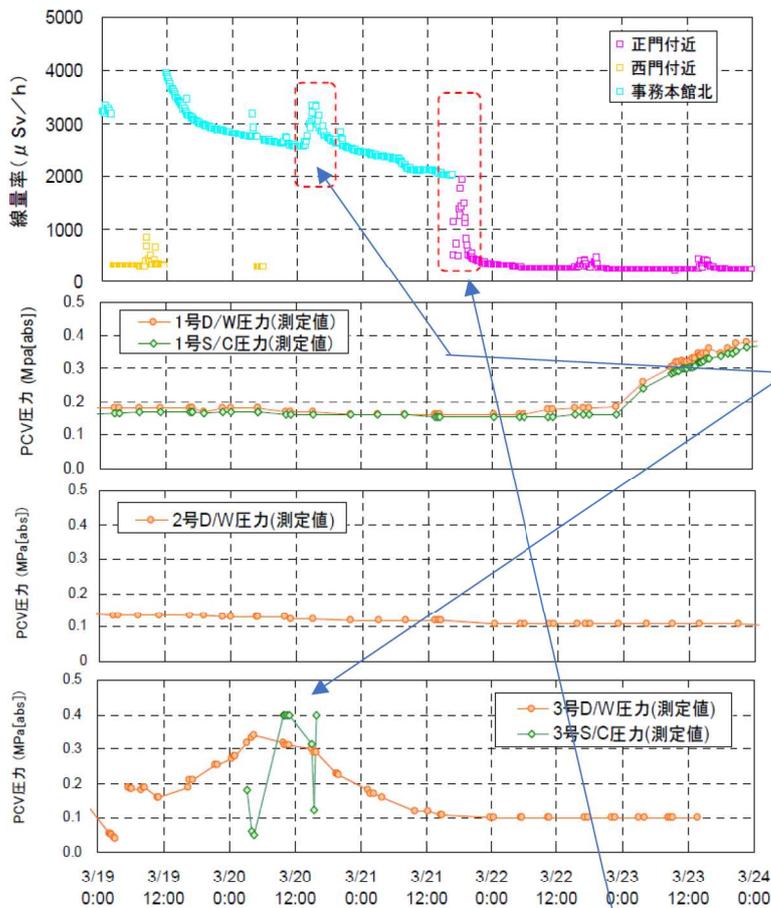


図 2-3 2号機 格納容器圧力変化

2号機 S/C 水浄化作用の低下・喪失
 ①S/C 水位が蒸気出口より下に低下 (3/14の21～23時頃)
 ②S/C 壁に小孔破損発生 (3/15の06時頃)
 ③燃料・Zr 混合溶融体の溶融進行 (3/15の13～16時頃)



3号機原子炉容器貫通 (推定)
 ①3/19の12時頃から3/21の昼頃まで、だだらと溶融落下。
 ②3/20の14時頃正門前放射能レベルが急上昇

図 3月19日～23日の発電所内線量率

添付 2-10

放射性物質の外部放出の終了 (ほぼ事故収束)

3/21の18時頃正門前放射能レベルが急減。ほぼ事故収束したと思われる。

①3号機の水ジルカロイ反応が3/21頃終了し、1, 2, 3号機ともほぼ水ジルカロイ反応は終了したと思われる(3/23以降の1号機での格納容器圧の上昇原因は不明だが、放射能レベルが上昇していないので水ジルカロイ反応ではないのではないかとと思われる)。

②3/21ごろに2号機のS/C小孔貫通部が再び水で閉じられて、放射能放出が止まった(p23の図2内の①の終了時点は水温計の再水没時点で、小孔は水封された)と思われる。

5. シビアアクシデント対応

最終手段として、炉心減圧と注水というシビアアクシデント対応を、電源復旧前の炉心状態(炉心水位等)が確信できない状態で実施したことの良否は議論の分かれるところである。炉心溶融防止のためには炉心注水は必須であるが、炉心水位が不明であればジルカロイ・水反応を引き起こす可能性もある。想定内の事態では事前に対処方法も考えられたが、想定外の事態ではどちらの対処法が良いか等の判断は困難である。しかも今回は想定外の全直流電源喪失という中央制御室が真っ暗闇の中でどう対応するかということであった。

そこで今回の事故の教訓反映としては、炉心損傷・溶融を避けるために炉心冷却の維持が第一で、それを失敗した時の炉心損傷後のシビアアクシデント対応にあまりに依存することは、運転員に負担ばかりかけ、効果は少ないので慎重に、むしろ避けるべきであるということである。所詮はシビアアクシデントであれ、シナリオどおり(想定内)の操作以外は不確定要素が多く、実際に役に立たなかった(ジルカロイ・水反応を引き起こしてしまった)というのが今回の事故の教訓である。炉心冷却維持が出来ない様な状態・シナリオを考え、“その後のシビアアクシデントを考える”ことは論理的に無理がある。というのも、設計上その対応策を考える場合に、“その後のシビアアクシデント対応を考える”より、その前段階の炉心冷却維持不能の原因を考えその対応策を考えるほうが容易で簡単で確実であり、それを考えるとその後のシビアアクシデントシナリオは必然的になくなるからである。想定外をなくせ(神でもない限り無理であるが……)と言って、前段階の炉心冷却維持不能のシナリオを考えずに、いきなり想定外のシビアアクシデント(炉心溶融等)を考える場合は、その時の前提条件(電源はあるか、運転員はいるか、配管は破損していないか、建屋は壊れていないか、道路は通れるか等々)次第で対応策は限りなく増え、結局対応は考えられない。そう考えるとシビアアクシデントを含めた事故故障対応については、地道ではあるが今回の事故を含め世界中の事故・故障の実績の収集・分析評価・反映を積み重ねていくほかないであろう。その収集分析の道筋は既にできているのでその強化を図ること以外にないであろう。

今回の東電福島事故のシビアアクシデント対応として、すべての本設の冷却手段が喪失した後、原子炉を減圧し、仮設備により炉心注水した。この処置が結果的に、想定外のジルカロイ・水反応を引き起こし、炉心溶融を早めた上に大量の水素を発生させ、格納容器圧を設計圧以上に昇圧してしまった。幸いに格納容器上蓋が浮上がり水素等を漏えいさせ、限界圧以内に抑えることができた。今回の事故において、格納容器の破裂防止ができたのは(設計上考えていなかった)上蓋の浮き上がりであり、ベントの開弁ではなかったということには留意すべきである。

また、外部への放射性物質の放出に関しては、S/C水を通しての放出は揮発性FPが除去され希ガスだけの放出になるので、低減効果が非常に大きかった。すなわち水浄化効果が非常に大きいことが分かった。そのためにはまずはS/C水の補給（水位確保）が重要であり、もし水位の確保がされていれば2号機S/Cの小孔破損も避けられたであろう。次に重要なのがRPV貫通破損の回避であるがそのためには水ジルカロイ反応の回避が必要で炉心への注水継続が必須であるが、注水が中断した後の再開には細心の注意を要する。

6. 基本設計に立ち戻っての設計変更

本来、安全システムは簡潔・単純なものであるのに、新規規制基準施行以降、今回の東電福島事故とは直接関係ないような事項を基に改造や追加工事等を行い、システムを複雑化している。そこで本来の姿、“Simple Is Best”に戻って、基本設計から見直すことが最良の方法であるということに気づくべきである。できるだけ運転員に負担を掛けずに事故処理を行うには、本設設備で対応することを原則とすべきである。そのためには炉心側から見て最も近いところで最も簡潔にシステムを組み、炉心冷却を維持することである。現行軽水炉（PWR, BWR）は崩壊熱を利用したタービン動ポンプを中心にそのような構成になっているので基本的に改良は容易である。今回の事故においてもう一つの重要な教訓は、5つの壁（燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉容器、格納容器、原子炉建屋）と言って、安全であると言っていた閉じ込め機能は、冷やす機能が喪失すると結局はすべて喪失するという当たり前のことを再認識することである。冷やす機能は閉じ込める機能より優先すべきであり、全電源（交流・直流電源）系の喪失下でも稼働可能なタービン動ポンプを利用し炉心冷却を継続させる冷やす機能の強化を図るべきである。

また、新規規格基準に基づき、シビアアクシデント対応として種々の設備追加や増強及びおびただしい訓練が行われているが、それらの効果は疑わしい。なぜなら今回の事故原因は「全電源喪失」と「閉じ込め機能の冷やす機能よりの優先」の2点であり、運転員のシビアアクシデント対応不足ではなかったからである。

現在新規規制基準の基に実施されている対応策と、上記記載の基本設計からの見直し対応策との比較を、PSA（確率的安全評価）で比較評価するとほとんど変わらない、むしろシステムがシンプルな後者（基本設計からの見直し策）の方が優れていることがすぐ分かるであろう。今回の炉心熔融事故の最大の原因は設計条件を大幅に超えた津波である。事故前の原子炉立地審査指針では、設計条件を超えるような事故に対しては仮想事故として「住民の放射線災害を起こさないように」と規定しており、その目安線量として「全身被ばくで0.25シーベルト以下、甲状腺被ばくで3シーベルト以下にするように」と規定して

いる。今回の事故ではこれらの値を超える人はいなかったし十分に低い値であった。原子炉立地審査指針内の事故であったのになぜに新規基準による大幅改定が必要だったのか。それも当該事故機以外の原子力発電所に対し、数年間という長期にわたって止めたまま、バックフィットまでして適用しなければならなかったのか。国や規制委員会から十分な説明はいまだ成されていない。

7. 教訓反映およびあとがき

今回の事故では、直流および交流電源系が配電系を含め瞬時かつ長期に喪失（第一の要因）してしまい、直流系で成り立っている中央制御室は真っ暗闇となり、その後の長期的な冷やす機能を活かす操作が不能となり、長期的な冷やす機能に対しては閉じ込めたまま（第二の要因）となってしまう、炉心溶融に至った。

第一の要因に対する教訓反映は、次の事項を当時の安全設計審査指針に追記するだけでよい。

「全電源（交流および直流電源）系が瞬時に全喪失しても、（簡単な運転操作で）炉心冷却が維持できる設計とすること」

規制としては指針にこれを追記して、その対応策を電力・メーカーに決めさせて、その妥当性（特に「簡単な運転操作」についての妥当性および炉心冷却維持期間等）を判断すればよいだけである。

第二の要因に対する教訓反映は、第一の要因の設計対応として「閉じ込める機能と冷やす機能が相反する場合には、（長期・短期にかかわらず）冷やす機能を優先する。その後冷やす機能のライン等で破損等を確認したら冷やす機能が全面的に損なわれていないことを確認した後、閉じ込める機能を活かす（閉弁する等）」に変更することである。こうすることで従来に比べ閉じ込める機能は一見劣るように見えるが、今回の事故の教訓である「冷やす」が喪失すると「閉じ込める」である5つの壁も時間経過とともにすべて喪失する、換言すると冷やす機能が活きている限り、閉じ込める機能には5つの壁があることを再認識すべきである。

ここで注意すべきは、今回の事故対応では運転員の不適正な運転は見当たらなかったし、むしろ素晴らしい運転であった。運転員の過度な訓練強化や過度なシビアアクシデント対応強化は、むしろ負担軽減のために削減すべきである。今回の事故の根本原因は、すべて、設計指針や基本設計にかかわること、これら二つの教訓反映は、世界中の運転中ないしは建設中の原子力発電所（軽水炉）の設計の考えを変えることになるので十分議論して、できるだけ早急に世界に発信すべきである。それが我が国の義務であろう。

JAEAにおける試料分析の計画について

2020年3月27日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

試料の概要

1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプ滞留水試料

スタック内の凝縮水や雨水が溜まったと推定されるもの
(2016年9月採取)



約30ccを分取して輸送

3号機タービン建屋内コンクリート瓦礫試料

3号機原子炉建屋の水素爆発により生じた瓦礫が隣接するタービン建屋の天井を突き破ってタービン建屋内に落下したと推定されるもの(2020年2月採取)



青っぽい塗装

塗装面なし

白い塗装

塗装面なし

滞留水試料の分析

目的: 1号機の格納容器ベント時にスタックに流入した放射性物質の組成の推定に有効な情報(主な放射性物質の存在比)の取得

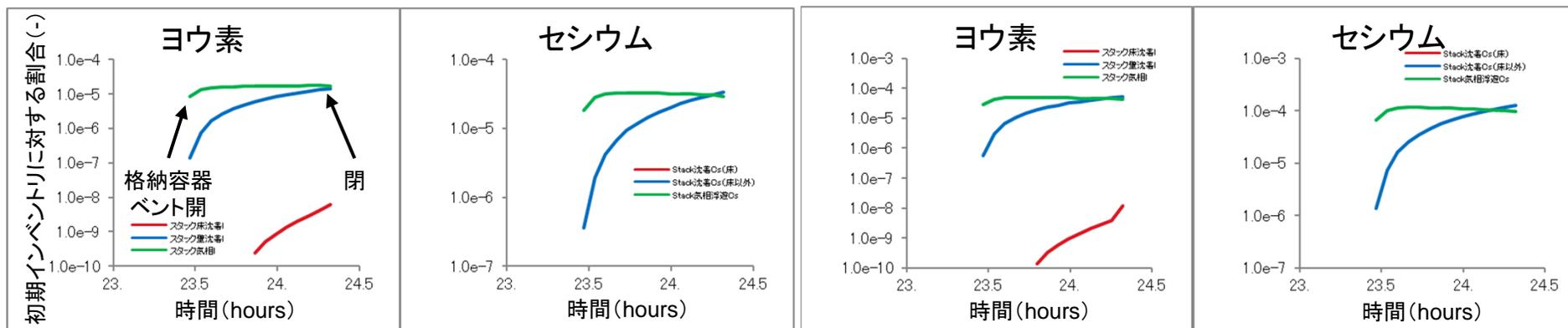
着目する元素: **Cs(137及び134)**、**I(129)**、Mo(Tc)(99)、B(制御材)、Sr(90)、他

分析項目: γ 線、 β 線、 α 線測定(スペクトロメータ)及び質量分析(ICP-MS)

1号機及び2号機共用スタック内におけるヨウ素及びセシウムが存在量(THALESコード最新版による予備解析例)

真空破壊弁リークなし

真空破壊弁リークあり($10^{-4}m^2$)

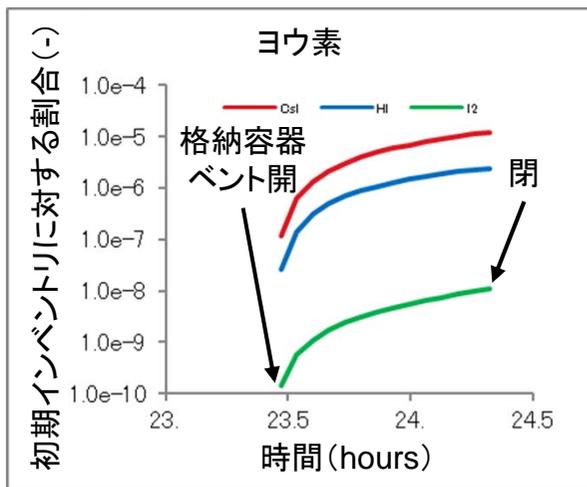


初期インベントリ: 11.6 kg

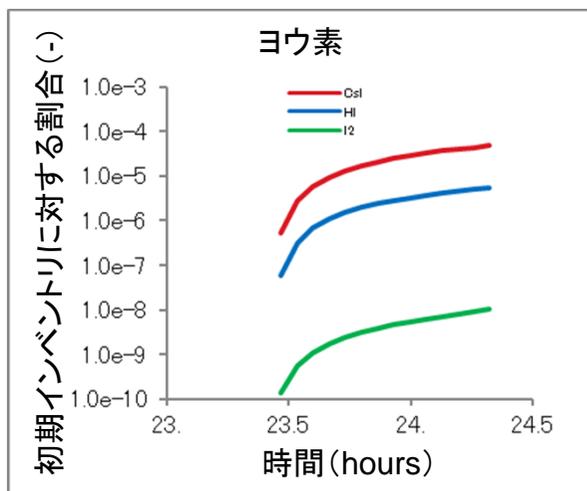
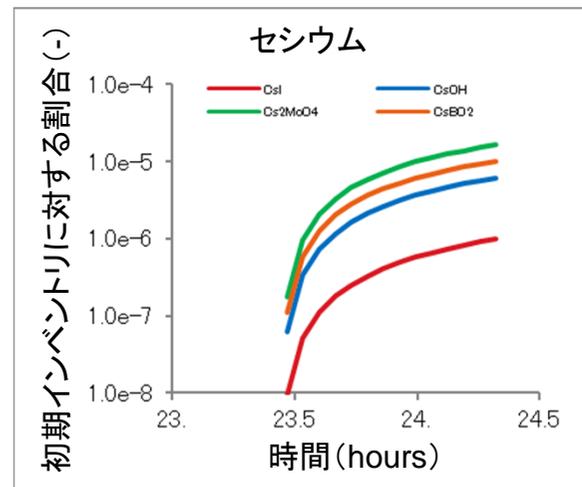
初期インベントリ: 154 kg

THALESコード最新版による予備解析例

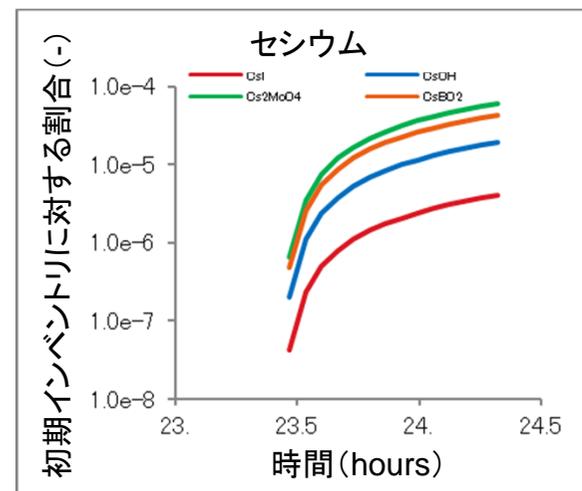
1号機及び2号機共用スタック壁面における ヨウ素及びセシウムの化学形



真空破壊弁
リークなし



真空破壊弁
リークあり
($10^{-4}m^2$)



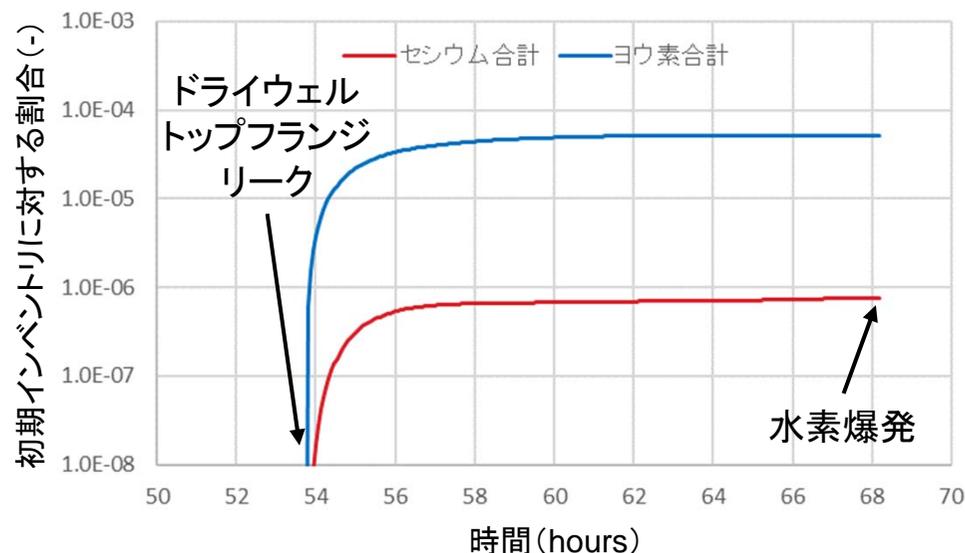
瓦礫試料の分析

目的: 3号機原子炉建屋オペレーティングフロア内における放射性物質の組成の推定に有効な情報(や沈着密度)の取得

着目する元素: **Cs**、**I**、Mo(Tc)、B、Sr、他

分析項目: SEM/EPMA及びXRD(可能な場合)
 溶液化して γ 線、 β 線、 α 線測定及び質量分析

3号機オペレーティングフロアにおけるヨウ素及びセシウムの沈着量
 (THALES2/KICHEコードによる解析例)



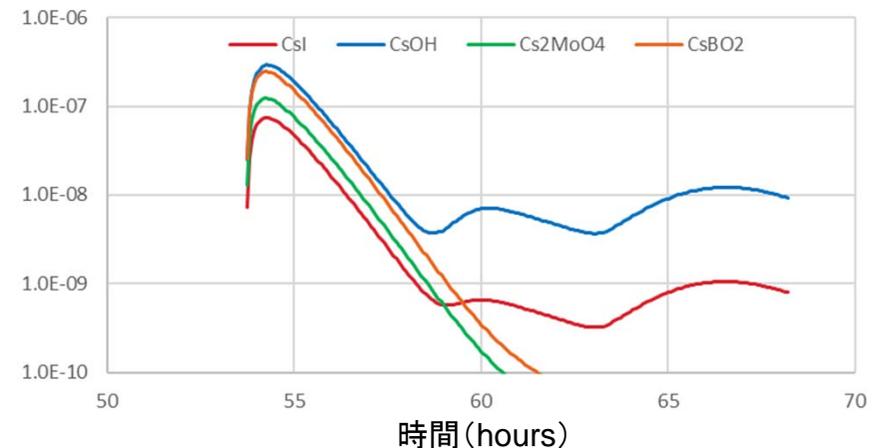
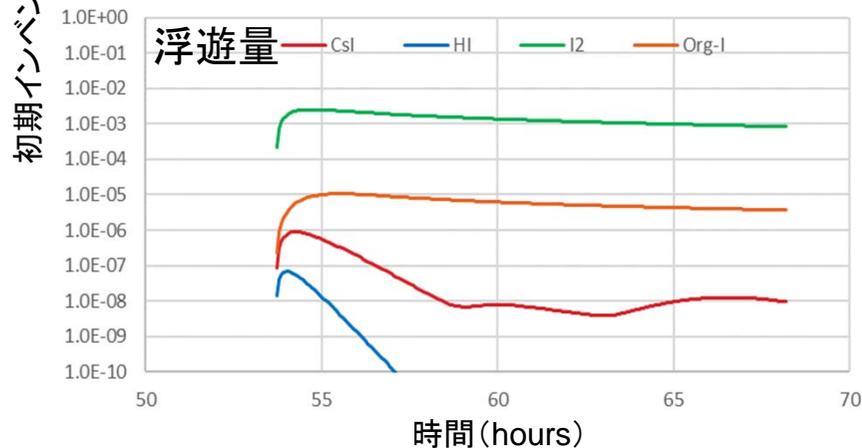
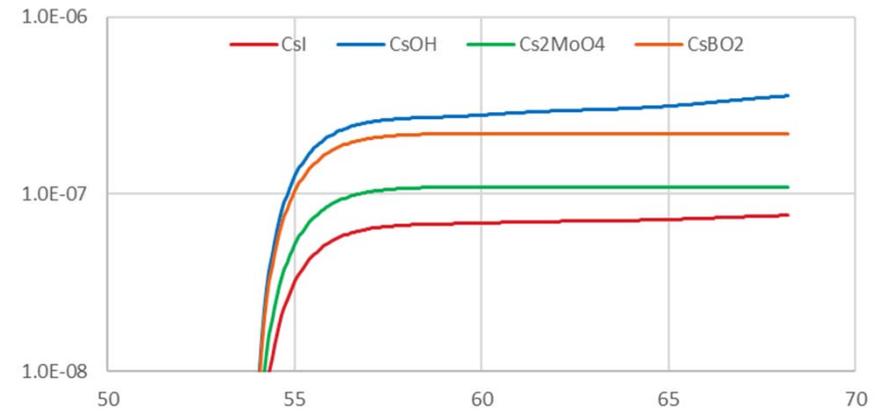
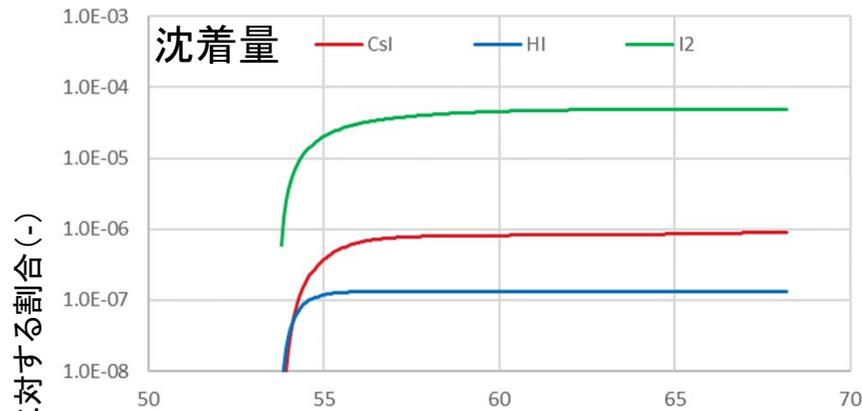
初期インベントリ
 ヨウ素: 13.2 kg
 セシウム: 178 kg

THALES2/KICHEコードによる解析例

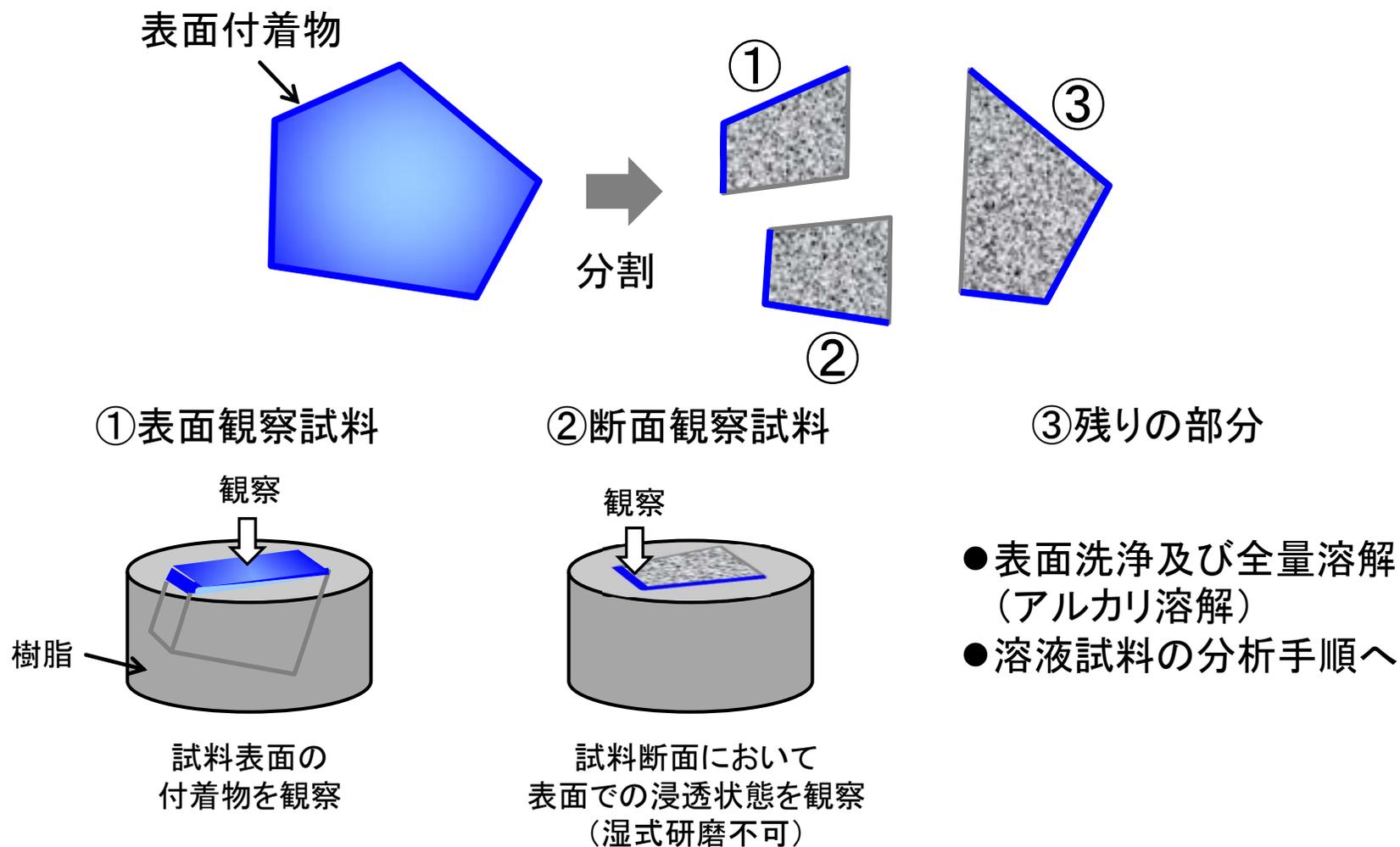
3号機オペレーティングフロアにおけるヨウ素及びセシウムの化学形

ヨウ素

セシウム



瓦礫試料のSEM/EPMA観察



参考

格納容器ベントライン熱流動解析の計画

解析の目的及び手法

- 格納容器ベントラインを經由する流体の流量分配を評価
 - ◆ 共用スタック
 - ◆ 自号機の原子炉建屋
 - ◆ 隣接号機の原子炉建屋
- 1次元熱水力挙動解析コードRELAP5 (Mod. 3.3) を使用予定
- シビアアクシデント総合解析解析コード (THALES コード等) の結果に基づいて格納容器ベントライン入口における流体 (及びFP) の流入条件を設定
 - ◆ 温度
 - ◆ 全圧及び各気相成分の分圧 (または流量)
 - ◆ (主要FP)

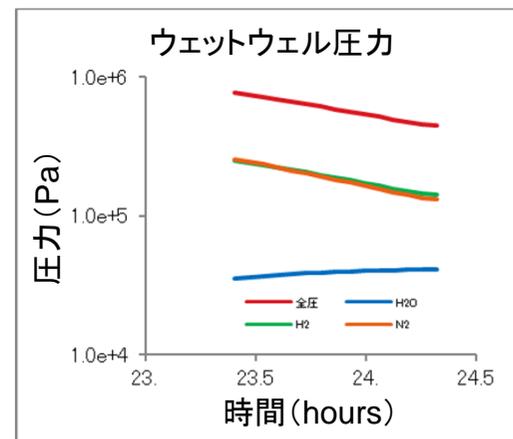
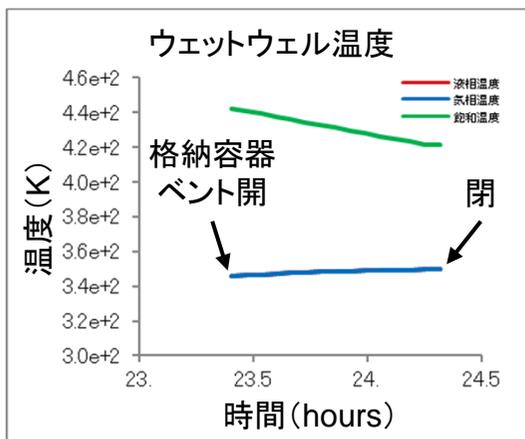
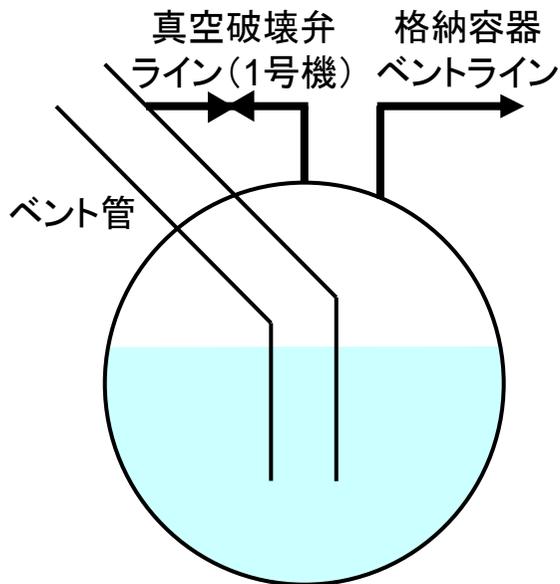
解析の概要 (1/2)

シビアアクシデント予備解析 (THALESコード最新版)

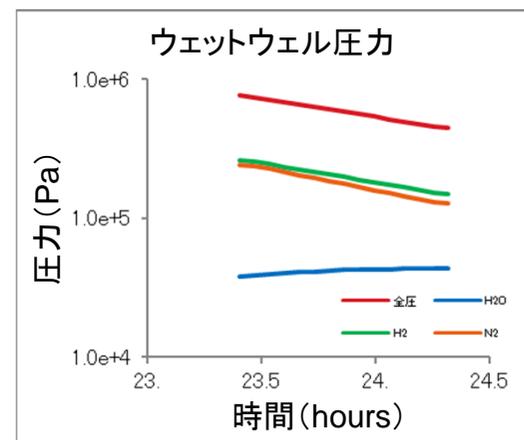
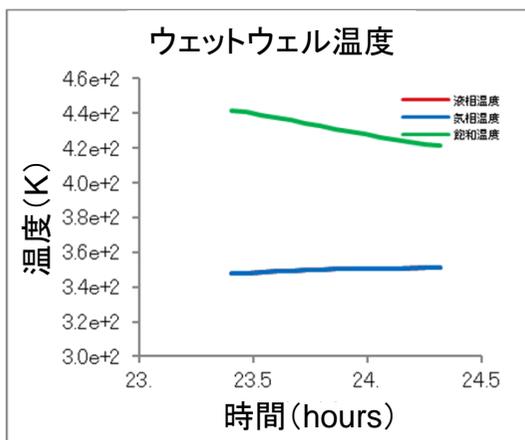
格納容器
ベントライン
流入条件

1号機

真空破壊弁リークなし



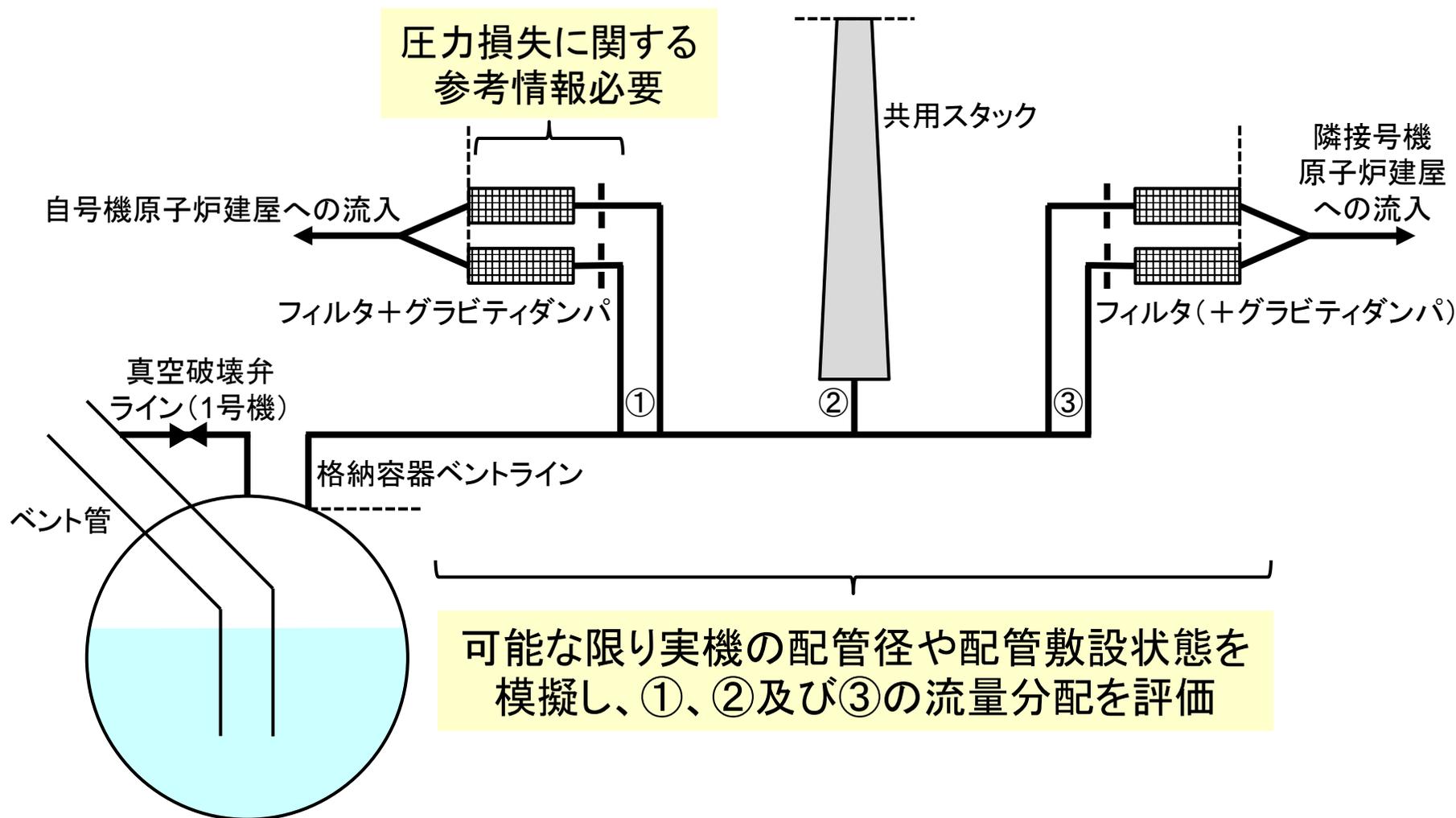
真空破壊弁リークあり ($10^{-4}m^2$)



解析の概要 (2/2)

格納容器ベントライン熱流動解析

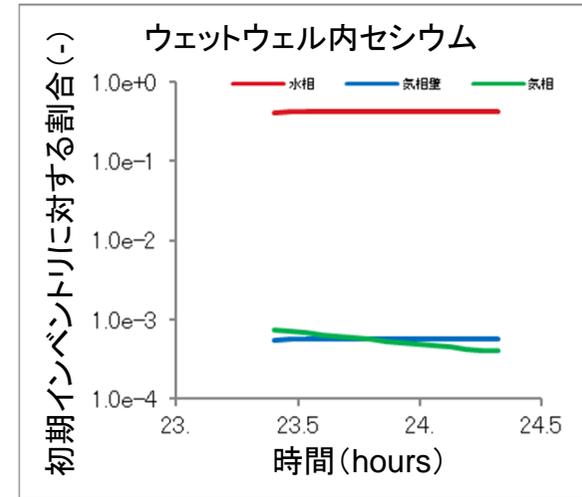
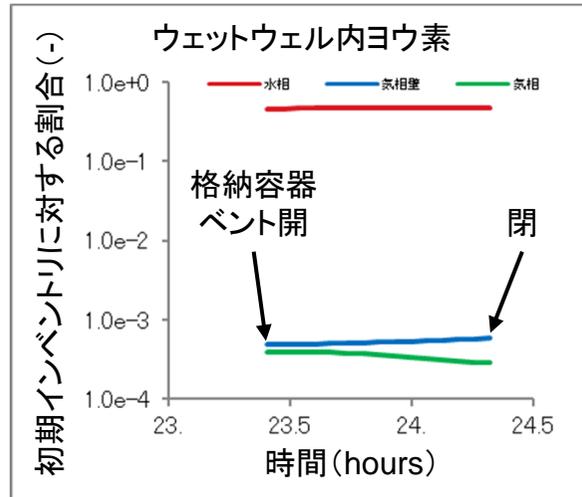
-----: 解析対象範囲



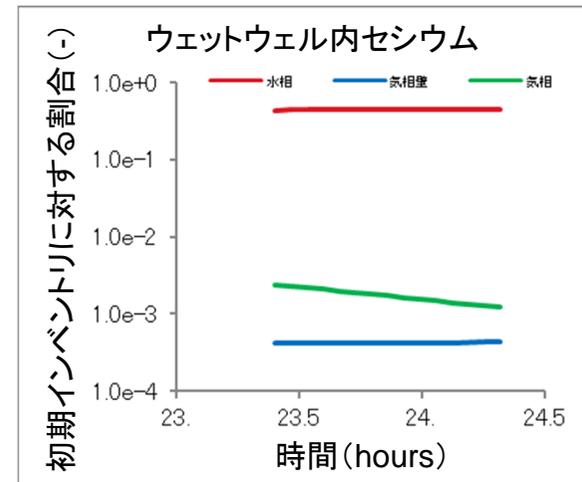
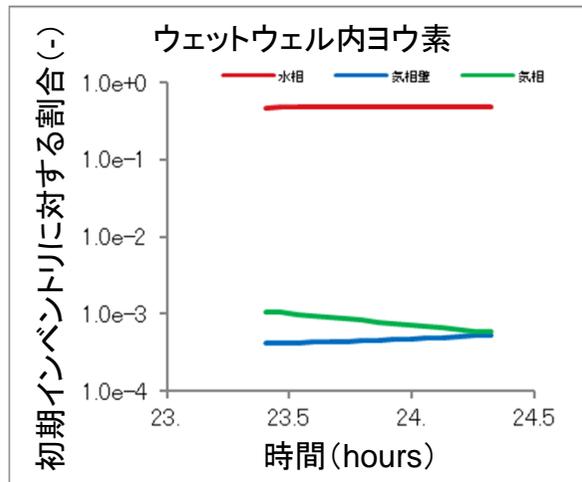
ウェットウェル内ヨウ素及びセシウム存在量

1号機

真空破壊弁リークなし



真空破壊弁リークあり ($10^{-4}m^2$)



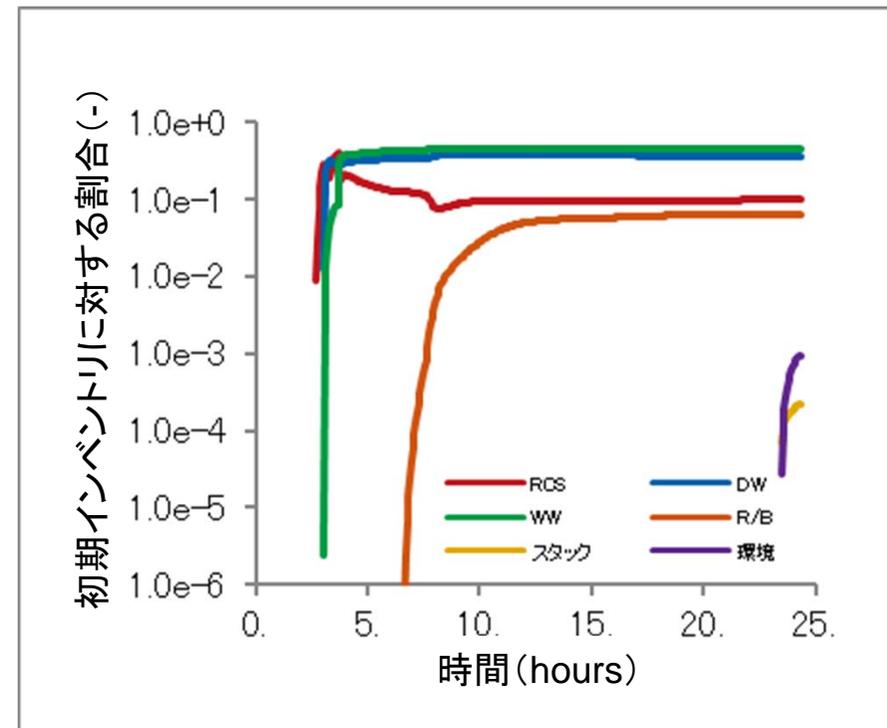
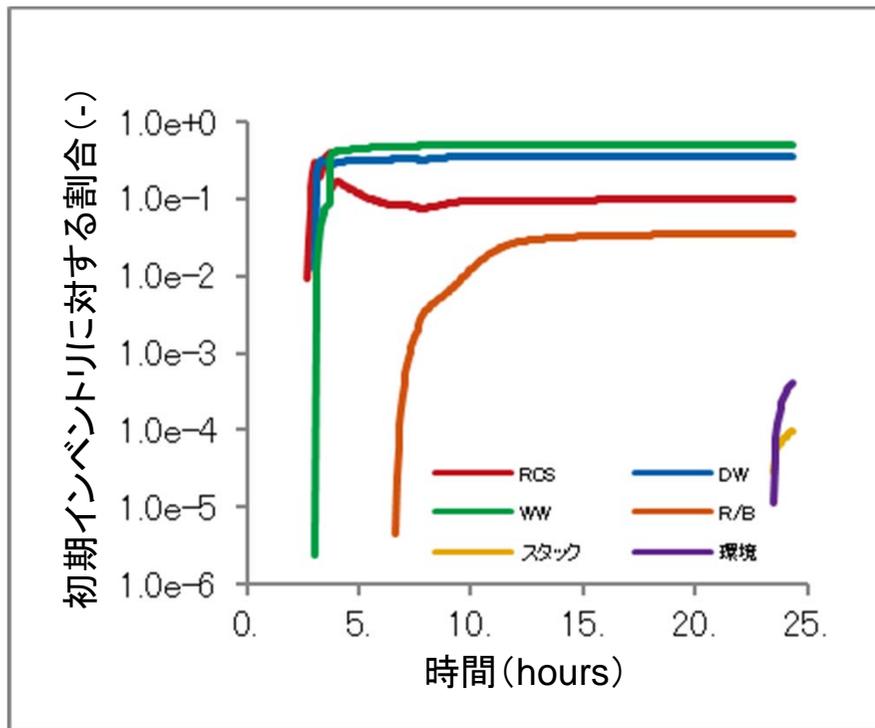
1号機におけるヨウ素及びセシウム の分布

1号機

真空破壊弁リークあり ($10^{-4}m^2$)

ヨウ素

セシウム



1 / 2号機SGTS配管撤去に向けた 現場調査の実施について

2020年3月27日



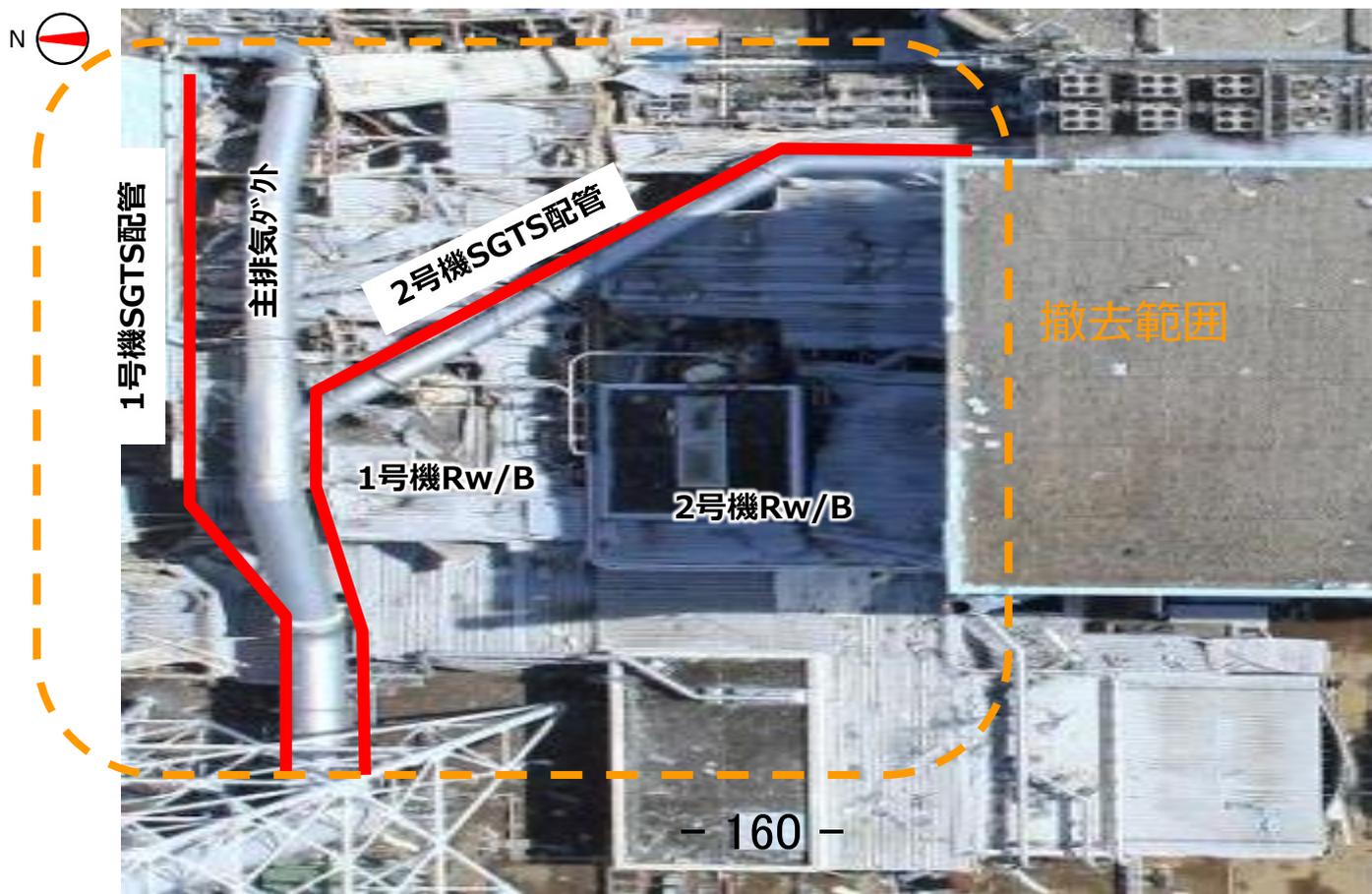
東京電力ホールディングス株式会社

■ 目的

1/2号機非常用ガス処理系（以下、SGTS）配管については、以下の理由により撤去を検討中である。

- 1/2号機廃棄物処理設備建屋（以下Rw/B）雨水対策工事に干渉していること。
- 1/2号機排気筒ドレンサンプピット水の放射能濃度が高濃度のまま継続していること。
- 現場環境の改善（線量低減）を図ること。

以上のことから、1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査を行う。



2. SGTS配管撤去に向けた現場調査について

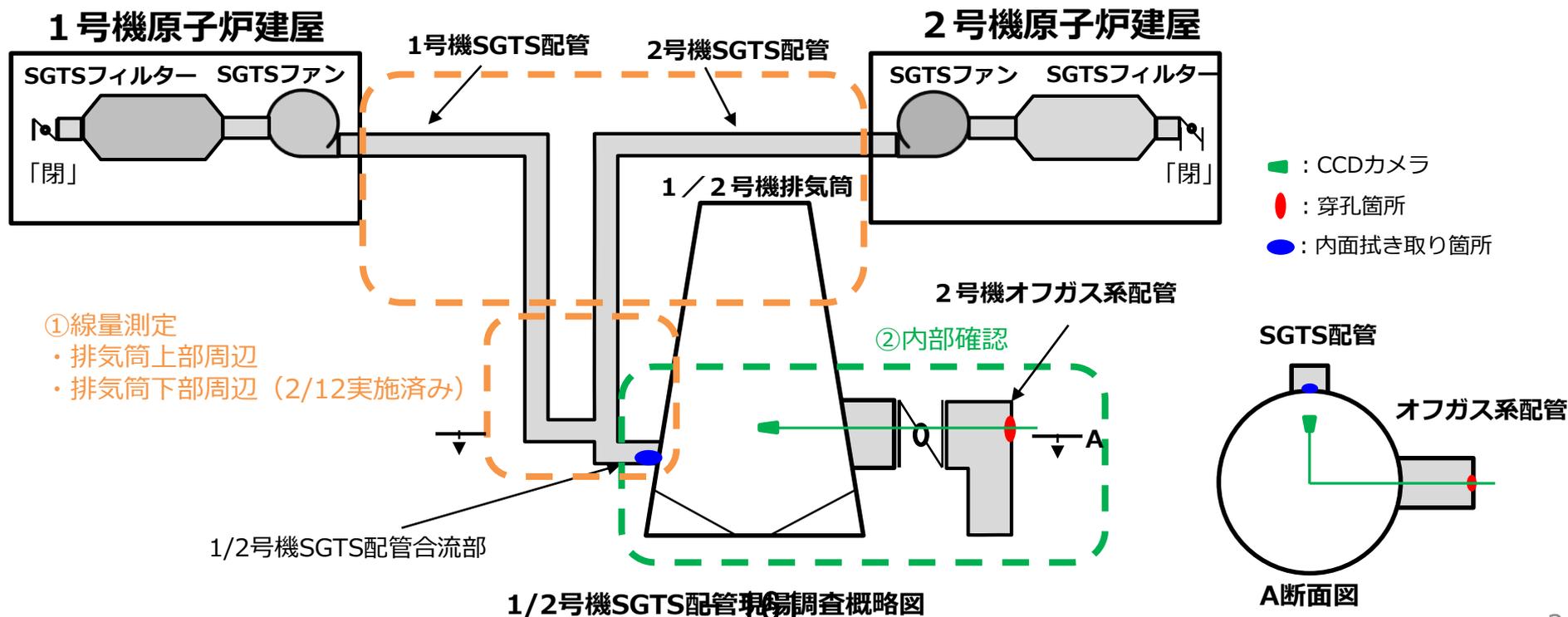
■ 調査内容

①線量測定

- ・ SGTS配管周辺の線量測定を実施する。

②内部確認

- ・ SGTS配管内部に雨水等の流入がある場合、撤去時に雨水等の流入水の対策が必要になるため、雨水等の流入の有無を確認する。
- ・ 福島第一原子力発電所事故過程の解明に資する調査や、1/2号機排気筒ドレンサンプルピット水の放射能濃度が高濃度のまま継続している原因調査の観点から内面拭き取り等のサンプルの採取を行う。



3. SGT5配管内部調査について（案）

○調査内容

SGT5配管からの水の流入状況を確認するため、排気筒に接続されている2号機オフガス系配管を穿孔し、カメラ等で内部状況の確認を実施するとともに、内部の汚染状況を確認する。

○作業概要

- ・鉛遮へい設置
- ・仮設ハウス・局所排風機・ダストモニタ設置
- ・配管穿孔
- ・内部確認・内面拭き取りによるサンプル採取
- ・穿孔箇所復旧（鉄栓及びベロメタルにて閉止）

○調査時期

3月中旬～5月中

○ダスト対策

- ・仮設ハウス及び局所排風機によるダスト飛散防止
- ・ダストモニタによる常時ダスト濃度監視

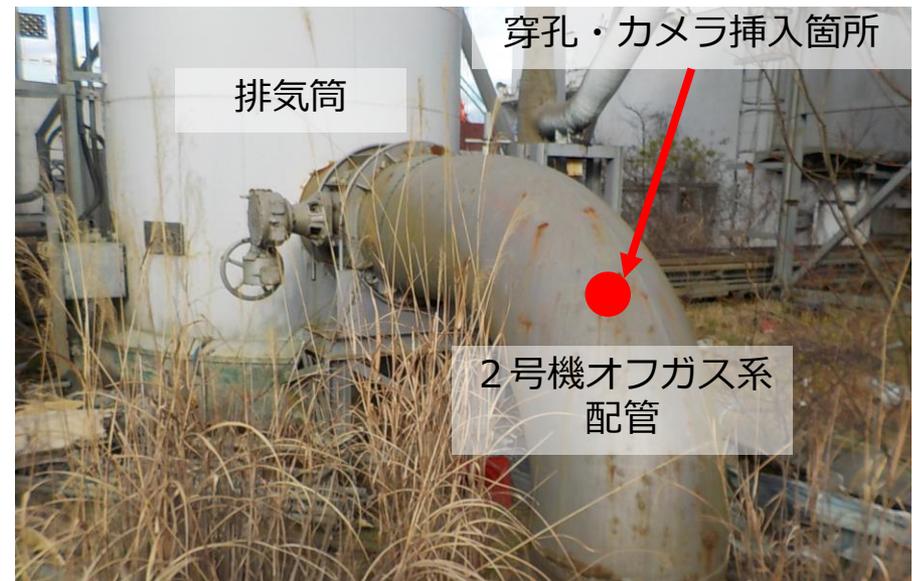
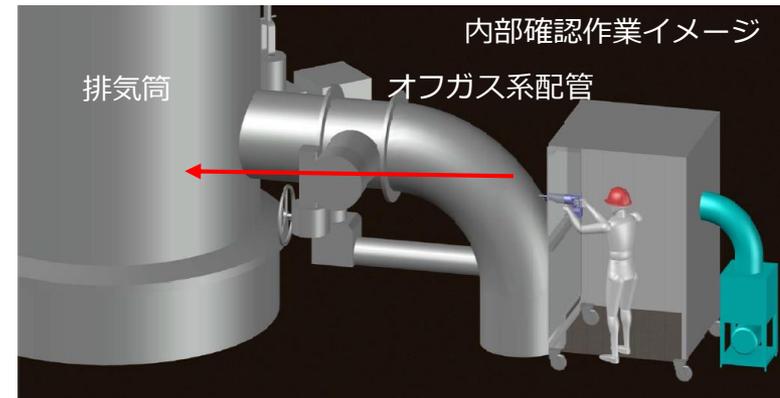
○被ばく低減対策・想定被ばく量

作業時間管理・鉛遮へいの設置

総人工：約200人工

雰囲気線量：約3mSv/h

総被ばく量：約83mSv・人



4. 内部確認の詳細（案）

- 目視による排気筒底部の状況確認
- 排気筒内部の雰囲気気線量測定
- 内面拭き取りによるサンプル採取

下図に示す①～⑥の箇所を採取予定。排気筒筒身内部の状況によっては、変更となる可能性がある。

分析項目については、下記12項目を分析予定。

Co-60, Ru-106, Ag-108m, Sb-125, Ba-133, Cs-134, Cs-137, Eu-154, Am-241, Sr-90, 全 α , 全 β

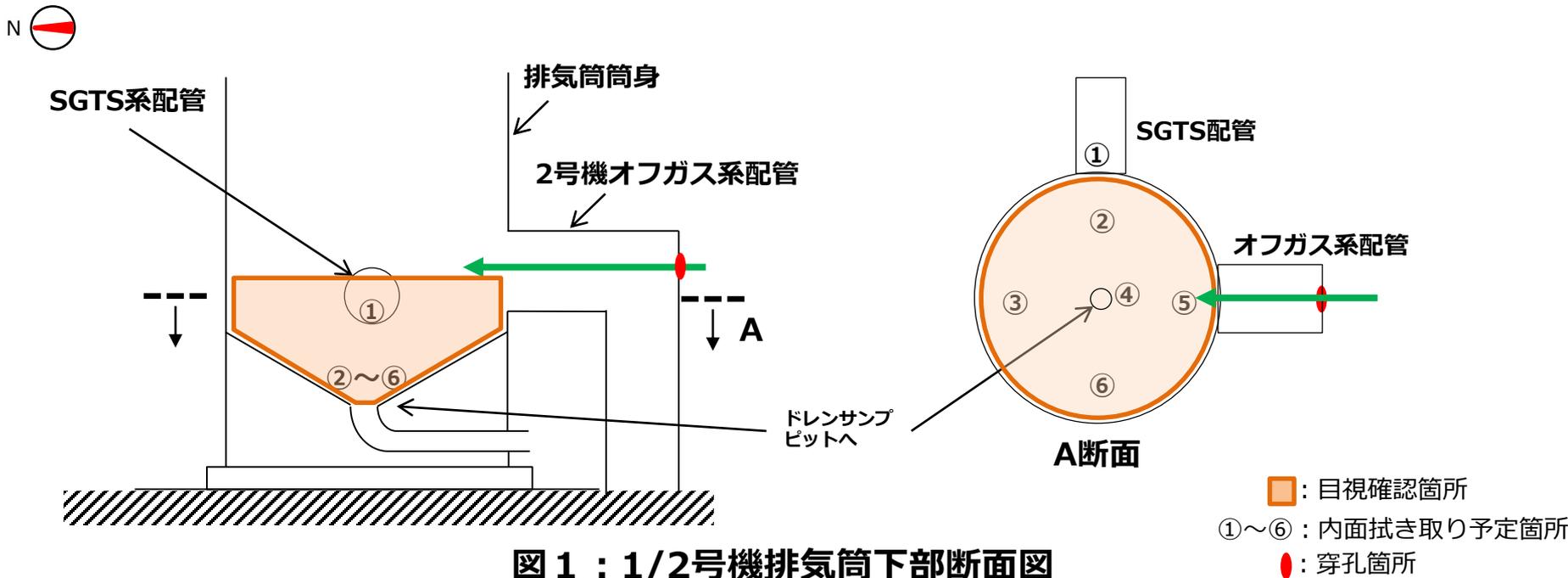
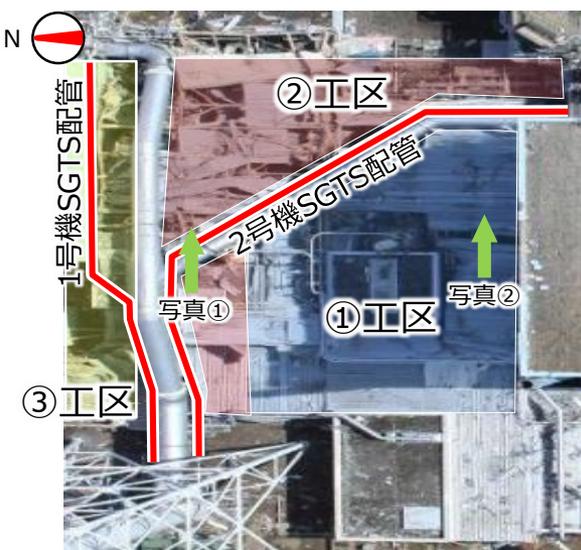


図1：1/2号機排気筒下部断面図

※：内面拭き取りは、排気筒上部解体作業で塗布した飛散防止剤が影響する可能性が考えられる。
また、拭き取り箇所①については可能な限り周方向、奥方向の採取を試みる。

5. 全体スケジュール（案）

- SGTS配管撤去は、2020年1Qに線量調査結果によりダスト飛散防止対策の検討や撤去工法を決定し、2021年度上期中の完了を目指す。
- なお、2号機SGTS配管撤去に先立ち、1/2号機Rw/B雨水対策の①工区を行い、環境改善を進めながら工事を進める計画としており、2号機SGTS配管撤去完了次第、②③工区ガレキ撤去等を進める計画。

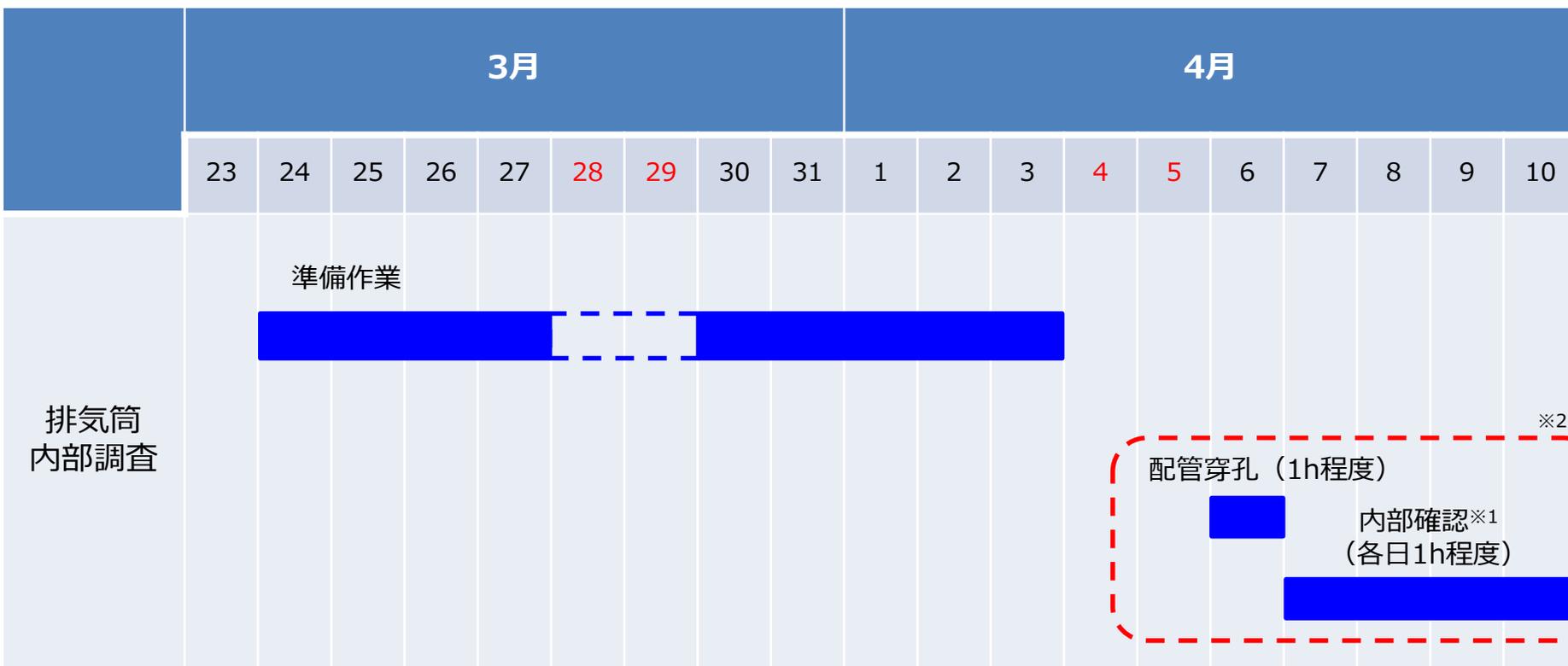


作業工区割図

年度	2019年度	2020年度				2021年度～
	4Q	1Q	2Q	3Q	4Q	
1/2号機SGTS配管撤去	線量測定 内部確認 撤去方針検討・工事準備					SGTS配管撤去※
1/2号機Rw/B雨水対策ガレキ撤去		①工区				②・③工区

※：撤去工法検討結果により、変更の可能性あり。
また、高線量雰囲気であるため可能な限り遠隔作業を計画する。

6. 詳細スケジュール（案）



※1：排気筒内部確認は晴天時及び降雨時に実施する必要があるため、再度実施予定。

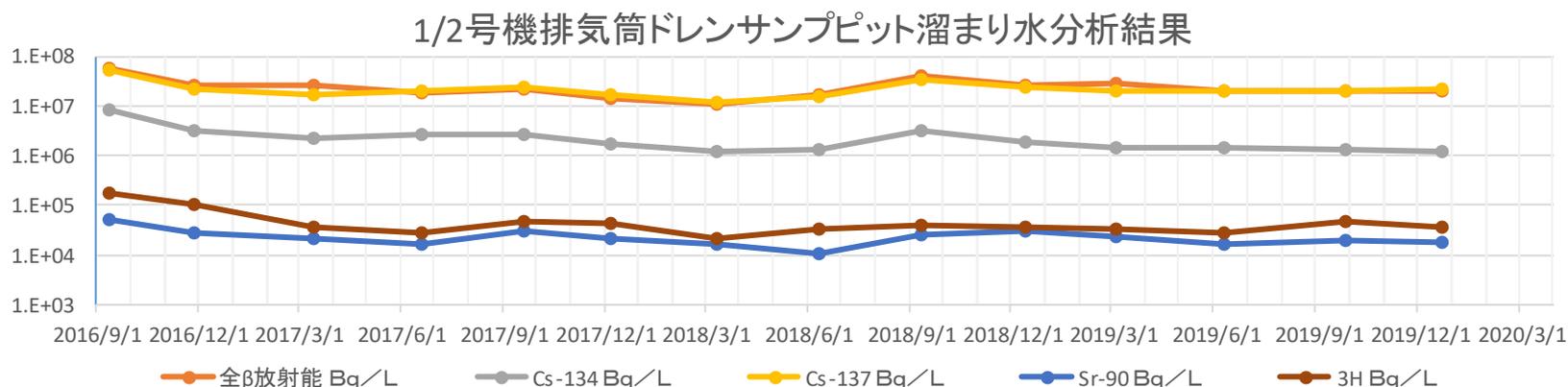
※2：配管穿孔及び内部確認実施日については、排気筒解体作業工程との調整により変更になる可能性あり。

【参考】 1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピット内包水について

2019年11月26日に発生した1 / 2号機排気筒ドレンサンプルピットの水位低下事象について以下のような懸念事項がある。

【懸念事項】

排気筒からのドレンサンプルピット水の放射能濃度については、雨水で希釈されているのにも関わらず、放射能濃度が**高濃度のまま継続している**状況である。



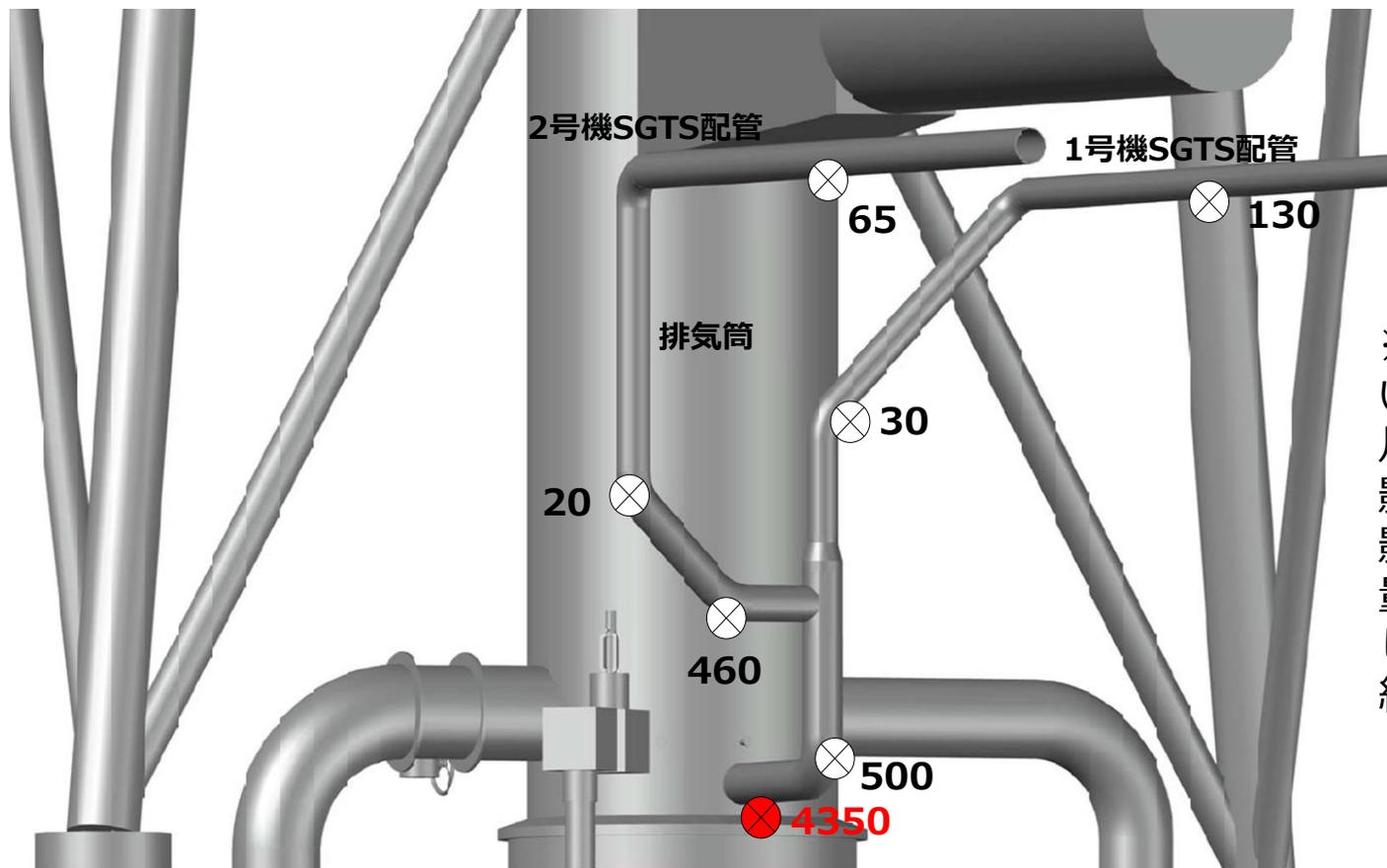
採取日	全β放射能	Cs-134	Cs-137	Sr-90	3H
	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L	Bq/L
2016/9/12	6.0E+07	8.3E+06	5.2E+07	5.1E+04	1.7E+05
2016/11/28	2.6E+07	3.2E+06	2.2E+07	2.7E+04	1.1E+05
2017/3/14	2.6E+07	2.3E+06	1.7E+07	2.1E+04	3.5E+04
2017/6/19	1.8E+07	2.6E+06	2.1E+07	1.7E+04	2.8E+04
2017/9/19	2.2E+07	2.8E+06	2.4E+07	2.9E+04	4.8E+04
2017/12/6	1.5E+07	1.8E+06	1.6E+07	2.1E+04	4.1E+04
2018/3/12	1.1E+07	1.2E+06	1.2E+07	1.6E+04	2.1E+04
2018/6/12	1.7E+07	1.4E+06	1.5E+07	1.0E+04	3.3E+04
2018/9/12	4.0E+07	3.1E+06	3.6E+07	2.5E+04	4.0E+04
2018/12/14	2.6E+07	1.9E+06	2.4E+07	3.0E+04	3.7E+04
2019/3/5	2.8E+07	1.4E+06	2.0E+07	2.4E+04	3.4E+04
2019/6/11	2.0E+07	1.4E+06	2.1E+07	1.7E+04	2.8E+04
2019/9/27	2.0E+07	1.3E+06	2.1E+07	1.9E+04	4.8E+04
2019/12/23	2.0E+07	1.2E+06	2.1E+07	1.8E+04	3.6E+04

【参考】排気筒下部周辺SGTS配管の線量調査結果

- 2020年2月12日に実施した線量測定結果より、配管水平部が比較的高い箇所となり、最大で排気筒接続部にて**約4.3Sv/h**であった。

測定箇所図

単位：mSv/h



※排気筒接続部については、2013年12月にγカメラにより撮影している。その撮影結果を基に周辺線量率を点線源と仮定して評価した結果、約25Sv/hであった。