

(別添 1)

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染分布データ

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、標題の配管系の汚染分布を把握するため、2017年3月から2020年10月にかけて複数回の現地調査を実施した¹。

現地調査では、電離箱²や放射線遠隔探知機（テレテクター）（GM 計数管）による周辺線量当量率（以下「線量率」という。）の測定、ピンホール型ガンマカメラ³による Cs-137 の汚染密度の測定及びスペクトルサーベイメータ⁴による放射線エネルギーの波高分布測定を実施している。

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の測定結果を図1のように整理した。また、Cs-137 による汚染の程度が高い箇所では、その部分に付着していると推測される Cs-137 の量を Bq 単位で付記している。各測定については、原子力規制庁が実施した現地調査等を表1に、東京電力が実施した調査等を表2に示す。

1/2号機 SGTS 配管系については、2号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率は低く、3号機ラプチャーディスクと比べても明らかに低い測定結果となっている。SGTS 配管は、2号機の SGTS 配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配管）部分の方が1号機の SGTS 配管よりも高い線量率が測定されており、SGTS 配管合流部から1/2号機共用排気筒接続部にかけても高い線量率が確認された。一方、SGTS フィルタトレインは、1号機の方が2号機に比べて高い線量率が確認された。

1/2号機共用排気筒は、排気筒基部の線量率が高く、排気筒上部の方は低い測定結果となっている。

3/4号機 SGTS 配管系については、1/2号機 SGTS 配管系に比べて、配管や SGTS フィルタの線量率が2桁程度低く、汚染の程度が低いことが確認された。

¹ 参考4参照

² 日立アロカメディカル社製電離箱（ICS-323C）

³ 日立製ガンマカメラ（HDG-E1500）

⁴ BNC 社製スペクトルサーベイメータ（SAM940-2L（LaBr 結晶））、
kromek 社製スペクトルサーベイメータ（GR1（CdZnTe 結晶）、RayMon10（CdZnTe 結晶））

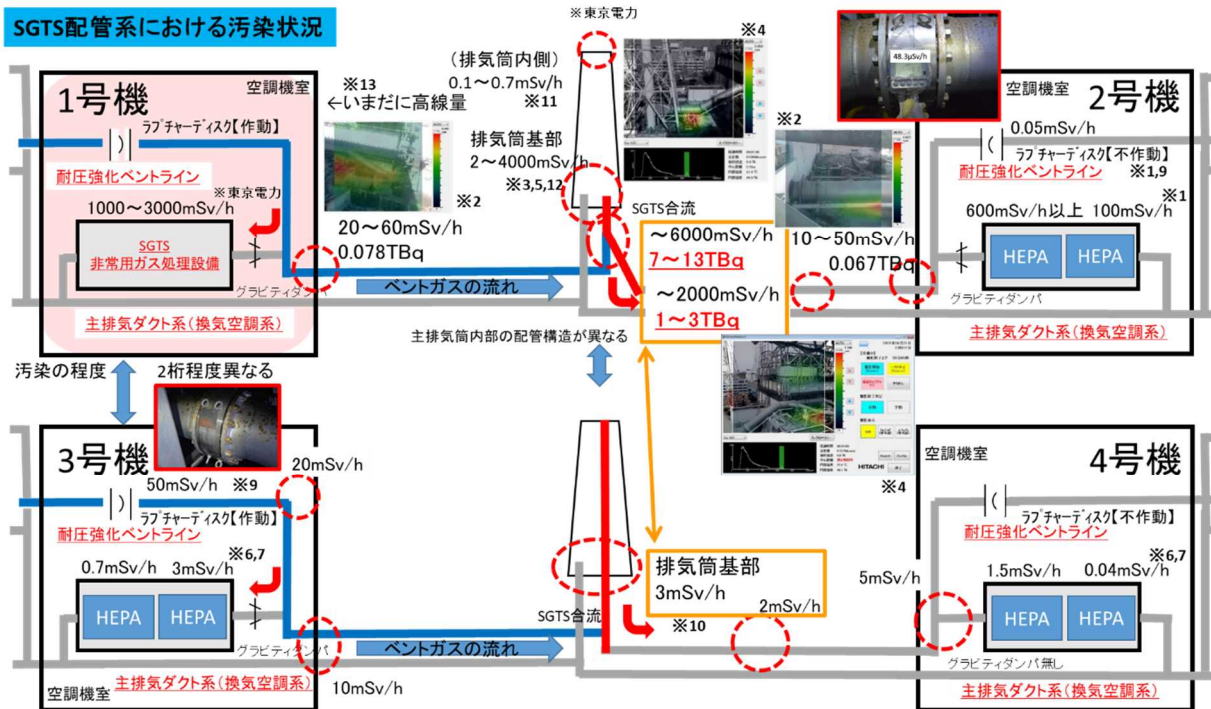


図1 1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系の汚染状況

表1 汚染状況に関する現地調査等⁵

番号	現地調査等	実施日	調査内容等
※1	2号機SGTS B系のガンマカメラ測定	令和元年8月2日	2号機でのガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※2	1/2号機SGTS配管のガンマカメラ測定	令和元年11月15日	建屋付け根部の1/2号機SGTS配管のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※3	1/2号機排気筒基部等のガンマカメラ測定	平成31年2月22日	1/2号機排気筒基部等のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※4	2号機SGTS配管部のガンマカメラ測定	令和元年6月20,21日	2号機SGTS配管部のガンマカメラ測定によるCs-137放射能の推定
※5	平成31年2月22日の測定結果からの周辺線量当量率の推定	(平成25年11月21,22日東京電力調査)	ガンマカメラ測定(※3)から推定した線源位置と強度を基に1/2号機排気筒基部の周辺線量当量率の推定
※6	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率の測定	令和元年6月20,21日	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率を電離箱で測定
※7	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面の周辺線量当量率の測定	令和元年6月20,21日	3号機及び4号機SGTSフィルタ表面のスペクトルサーベイメータ(CdZnTe)による波高分布測定
※8	1/2号機排気筒周辺での主要な汚染箇所の同定と汚染量の推定	平成31年3月28,29日	1/2号機排気筒周辺のガンマカメラによる測定及び東京電力による排気筒点検等の測定を基にした汚染量の推定
※9	2号機及び3号機のSGTS室周辺配管の調査	令和元年8月2日	2号機及び3号機SGTS室内のラプチャーディスク付近の線量率を測定
※10	第3回現場調査【平成25年8月30日第3回会合で報告】	平成25年8月6,7日	4号機SGTS及び3/4号機SGTS配管合流部(排気筒周辺)の線量率を調査
※11	1/2号機排気筒解体筒切断片の線量率測定	令和2年10月2,3日29日	1/2号機排気筒切断片(No.5,7,9)の排気筒内側の線量率を測定
※12	1/2号機SGTS配管合流部付近の周辺線量当量率の測定	令和2年7月9,10日	1/2号機SGTS配管合流部付近の配管表面の周辺線量当量率をテレテクターで測定
※13	1号機SGTS室周辺配管の調査	令和2年10月8,9日	1号機SGTS室内のSGTS配管の線量率を測定

⁵ 表中の番号は、図1中の※1～※13を示す。

表2 汚染状況に関する東京電力の調査資料等⁶

<p>1. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒の下部線量測定について”、<参考配布>2013年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p>
<p>2. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒点検の実施について”、<参考資料>2015年9月17日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_150917_10-j.pdf</p>
<p>3. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒点検結果について”、<参考資料>2015年10月26日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2015/images/handouts_151026_04-j.pdf</p>
<p>4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒と下部線量測定について”、<参考配布>2015年12月6日 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2013/images/handouts_131206_04-j.pdf</p>
<p>5. 東京電力ホールディングス株式会社、“福島第一原子力発電所1/2号機排気筒周辺における線量調査結果について”、2016年10月27日 https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/10/4-01-01.pdf</p>
<p>6. 東京電力ホールディングス株式会社、“1-4号機SGTS室調査の進捗について”、2020年11月27日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000053.html</p>
<p>7. 東京電力ホールディングス株式会社、“1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について”、2020年6月15日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000013.html</p>
<p>8. 東京電力ホールディングス株式会社、“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16日 https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000014.html</p>

⁶ 図1中の測定結果「※東京電力」は、本表中の東京電力の調査資料等を引用元としている。

2. 測定手法等

3号機及び4号機のSGTS配管やSGTSフィルタトレインなどの線量率が低く、人が接近して測定が可能な箇所については、電離箱による測定対象機器表面の線量率を測定している。あわせて、バックグラウンドとして、測定対象機器が設置されている室内等の線量率の測定を行っている。

SGTSフィルタトレインの測定にあたっては、トレイン内部の放射性核種を把握するため、鉛コリメータ付きのスペクトルサーベイメータ（CdZnTe結晶）により周辺環境からの放射線の影響を遮へいし、フィルタトレイン表面での放射線エネルギーの波高分布測定を行っている。波高分布測定では、Cs-137及びCs-134の全エネルギー吸収ピーク計数率（60秒間）を測定した。

2号機及び3号機の耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクの測定にあたっては、配管内のベントガスの流れ方向を考慮した。

1/2号機共用排気筒等の線量率が高い箇所や高所等の人が接近しての測定が困難な箇所については、テレクター（GM計数管）による離れた箇所からの線量率の測定及びガンマカメラによるCs-137の汚染密度の測定を行っている。ガンマカメラでは、Cs-137の放射線エネルギー（0.662 MeV）の全エネルギー吸収ピーク計数率を測定し、別添7-1に示されているCs-137の γ 線束から周辺線量当量率を算出する手法を元に汚染密度を推定している。

3. 測定機器等

現地調査では、下記の測定機器を用いている。

① 日立アロカメディカル社製電離箱（ICS-323C）



電離箱式サーベイメータ
日立アロカメディカル社製
ICS-323C(円筒型電離箱)

仕様等

エネルギー特性	30 keV~2 MeV
測定範囲	1cm 線量当量率 (1 μ Sv/h~300 mSv/h) 積算 1cm 線量当量 (0.3~10 μ Sv)
応答時間	5 秒以内

② テレテクター (GM 計数管)



テレテクター(GM計数管)

仕様等

測定範囲	高レンジ GM 管 (0.01~9999 mS/h) 低レンジ GM 管 (0.01~9999 μ Sv/h)
精度	\pm 20% (Cs-137 20°C)

③ 日立製ガンマカメラ (HDG-E1500)



ピンホール型ガンマカメラ
日立製
HDG-E1500

仕様等

ガンマ線検出方式	ピンホール式
ガンマ線検出器	CdTe 半導体
ガンマ線検出器 画素数	256 画素 (検出素子 16×16)
エネルギー分解能	4 %以下 @ 137Cs
対象エネルギー	200 keV~1.0 MeV
視野角	43 度 (10 m の地点での視野 : 8 m×8 m)
距離計測範囲	約 2 m~約 10 m
放射線バックグラ ウンド	最大 10 mSv/h(Cs-137)
エネルギースペク トル機能	I-131、Cs-134、Cs-137

④ BNC 社製スペクトルサーベイメータ (SAM940-2L (LaBr 結晶))



スペクトルサーベイメータ
BNC社製
SAM940-2L(LaBr結晶)

仕様等

検出器	ガンマ線測定用 1.5×1.5 インチ LaBr
エネルギー分解能	2.8 % @ 662 keV
スペクトル長	256 チャンネル
線量率	0.1 μSv/h - 100 μSv/h
エネルギー範囲	18 keV-3 MeV (NaI)

⑤ kromek 社製スペクトルサーベイメータ (GR1 (CdZnTe 結晶))



スペクトルサーベイメータ
kromek社製
GR1(CdZnTe結晶)

仕様等

検出器	10×10×10mm CZT 検出器
エネルギー分解能	<2.5 % FWHM @ 662 keV
チャンネル数	4096 チャンネル(12bit)
最大計数	30,000 cps
エネルギー範囲	30 keV-3.0 MeV

⑥ kromek 社製スペクトルサーベイメータ (RayMon10 (CdZnTe 結晶))



スペクトルサーベイメータ
kromek社製
RayMon10(CdZnTe結晶)

仕様等

検出器	10×10×10mm ³ CZT 検出器
エネルギー分解能	2.0-2.5 % FWHM @ 662 keV
チャンネル数	4096 チャンネル
最大計数	30,000 cps
エネルギー範囲	30 keV-3.0 MeV

4. 現地調査における装備等

現地調査では、福島第一原子力発電所の管理区域等の区域に応じて、下記の装備で実施している。

具体的には、3号機原子炉建屋内等の高線量率の管理区域では、アノラック、タイベック3枚、ゴム手袋3枚、全面マスクを着用している。



東京電力のホームページ(福島第一原子力発電所の作業環境)より引用
<http://www.tepco.co.jp/decommission/progress/environment/>

5. 調査対象設備の範囲等

調査を実施した1/2号機SGTS配管系及び3/4号機SGTS配管系は、図2及び図3に示すように非常用ガス処理系(SGTS)⁷の配管、フィルタ等から共用排気筒(スタック)までの系統、並びにSGTS配管に接続されたBWRにおける原子炉格納容器のベントシステム(耐圧強化ベントシステム)⁸のラプチャーディスクと配管を加えた範囲としている。

耐圧強化ベントシステムは、原子炉格納容器のドライウェル(D/W)又はサプレッションチェンバ(S/C)内の雰囲気ガスの一部をベントガスとして大気中に放出するため、既存のSGTS配管に接続され、排気筒(スタック)に繋がっている。福島第一原子力発電所では、1号機と2号機、3号機と4号機及び5号機と6号機は、排気筒を共用しており、SGTS配管についても、排気筒の手前で配管が合流している。

また、耐圧強化ベントシステムは、SGTS配管に接続する手前で原子炉格納容器バウンダリを構成するため、空気作動弁(AO弁)及び電動駆動弁(MO弁)が設置されているとともに、ラプチャーディスクが設置されている。

耐圧強化ベントシステムの概要図を図4に示す。

⁷ 原子炉建屋内で放射性物質漏えい事故等が発生した時、自動的に常用換気系を閉鎖すると共に、原子炉建屋内を負圧に保ちながら、建屋内の放射性ヨウ素や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

⁸ BWRにおける原子炉格納容器のベントシステムは、「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」(平成4年5月原子力安全委員会策定)により、アクシデントマネジメント策(以下「AM策」という。)としてベントシステムを設けることが推奨されたことを踏まえ、原子力事業者が自主的なAM策として整備した。

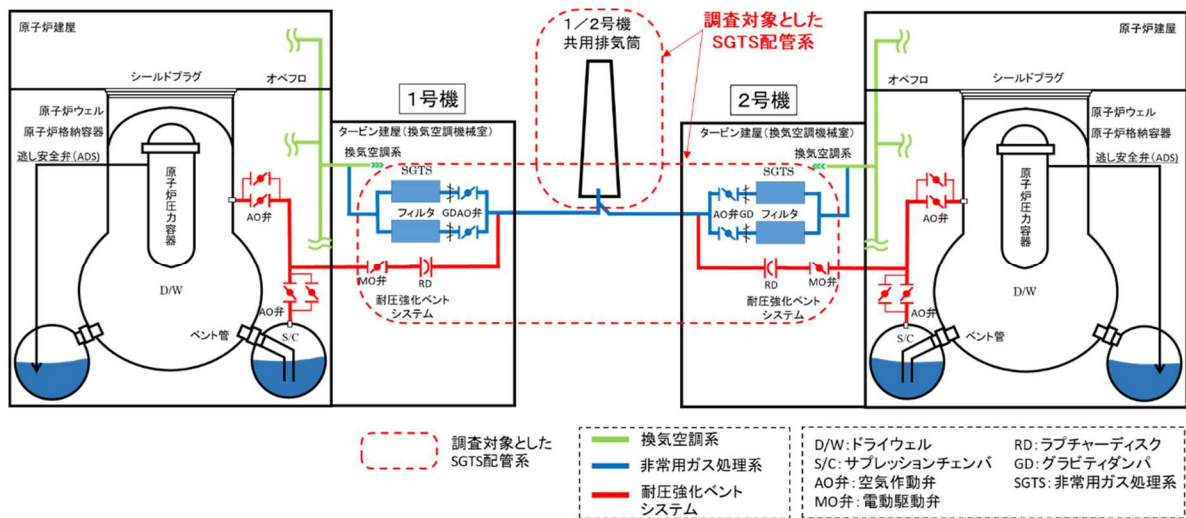


図2 1/2号機 SGTS 配管系の概要図

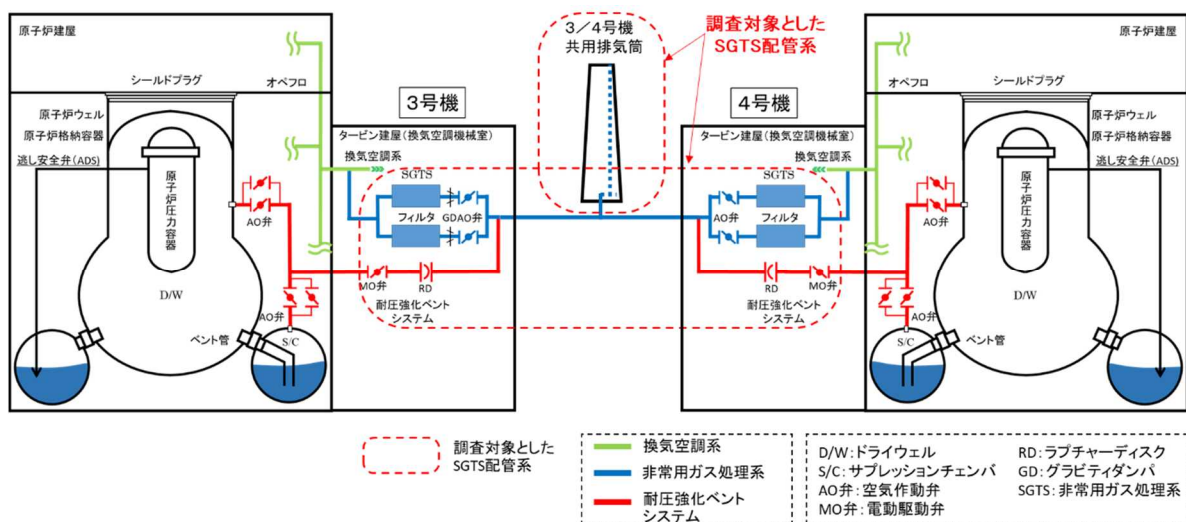


図3 3/4号機 SGTS 配管系の概要図

耐圧強化ベントシステムの概要図

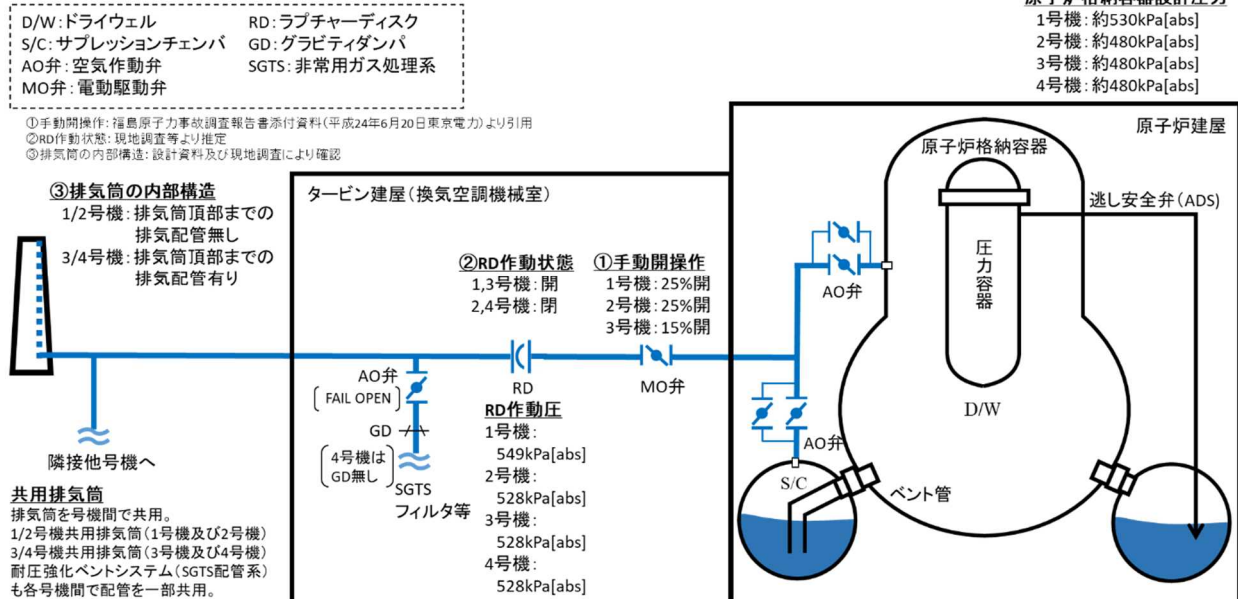


図4 耐圧強化ベントシステムの概要図

1/2号機 SGTS 配管系及び3/4号機 SGTS 配管系については、SGTS の配管、フィルタトレイン、排風機、グラビティダンパ、空気作動弁等で構成されており、タービン建屋2階の換気空調機械室(以下「SGTS 室」という。)に設置されている。耐圧強化ベントシステムの配管も SGTS 室内でラブチャーディスクを経て SGTS 配管に接続されている。

1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況(航空写真)を図5に、敷設状況(概要図)を図6に示す。SGTS 室内の配管等の敷設状況(概要図)については、図7及び図8に示す。

3/4号機 SGTS 配管系については、建屋外の状況(航空写真)を図9に、敷設状況(概要図)を図10に示す。SGTS 室内の配管等の敷設状況(概要図)は、図11及び図12に示す。

また、各号機の SGTS 配管系の構成は、号機によって異なるため、系統概要図を図13～図16に示す。

○1/2号機共用排気筒
(航空写真)

排気筒頂部
(拡大)



図5 1/2号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

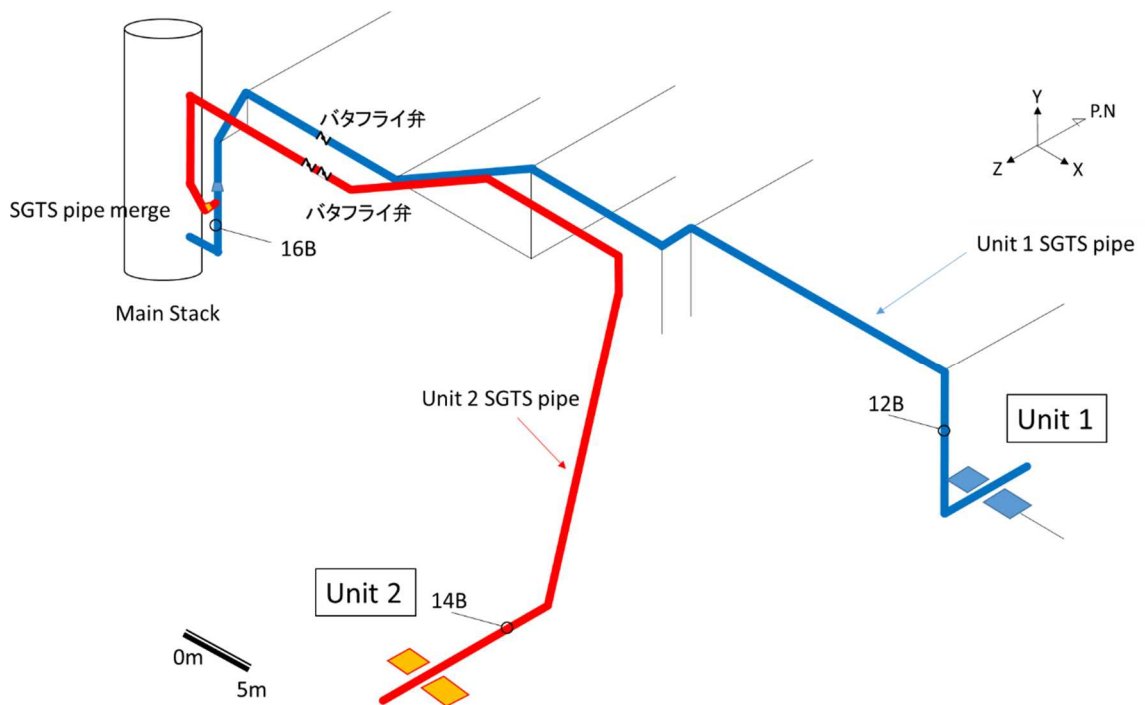


図6 1/2号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○1号機SGTS系の設計

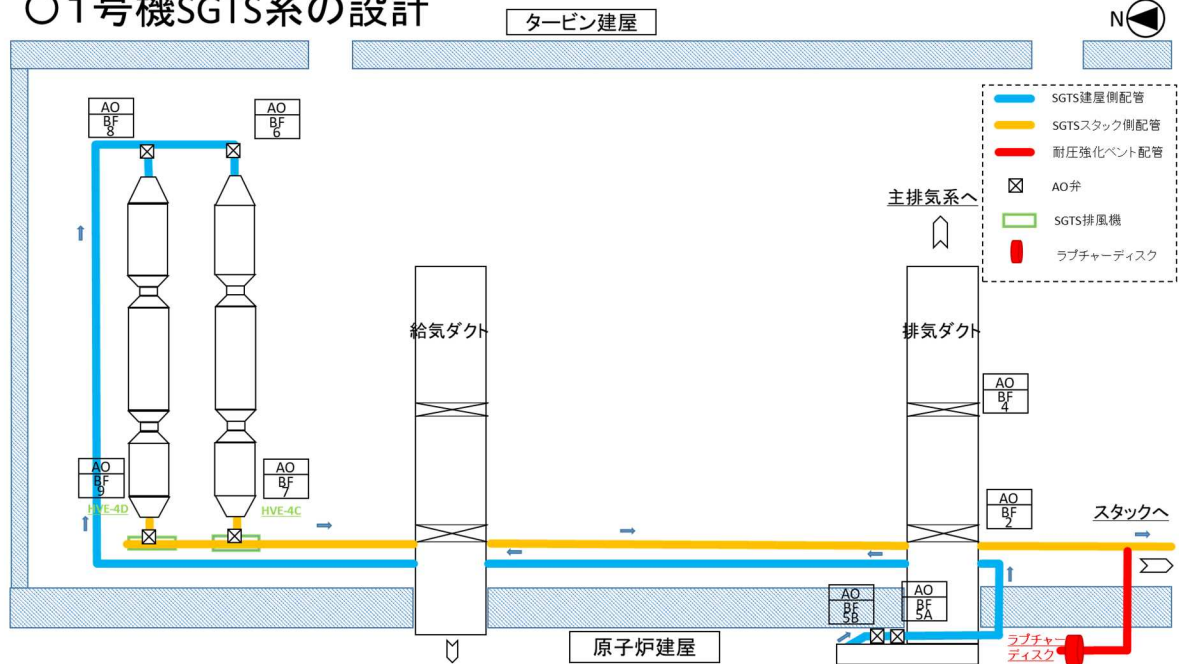


図7 1号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○2号機SGTS系の設計

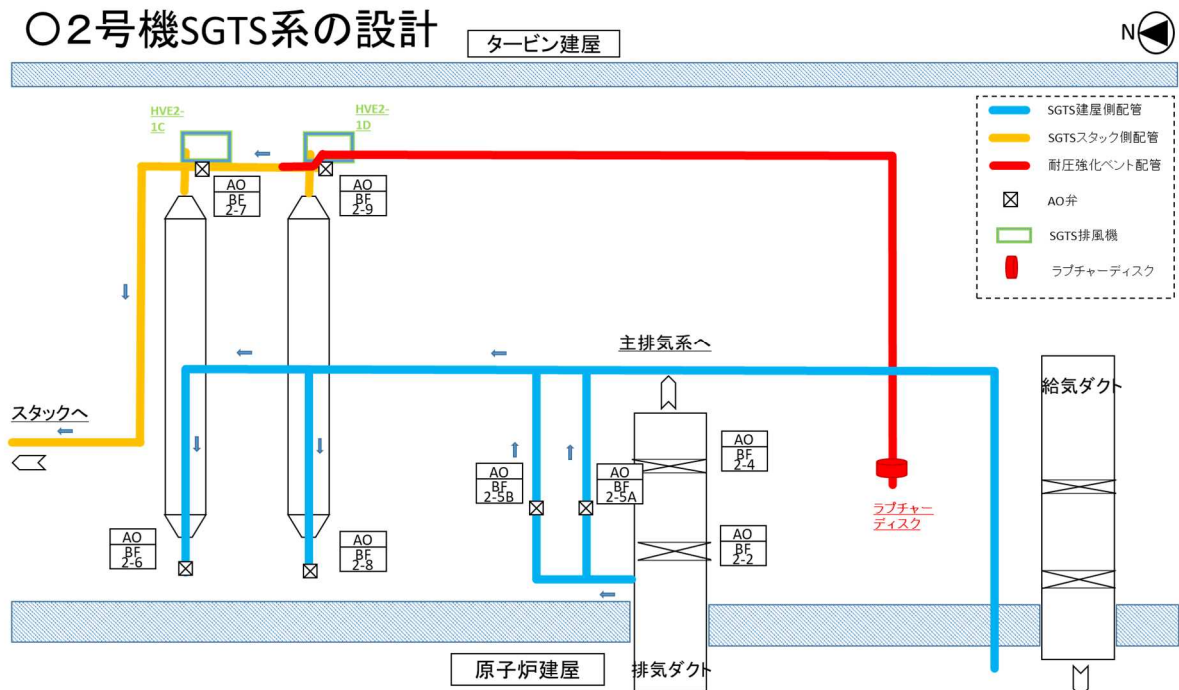
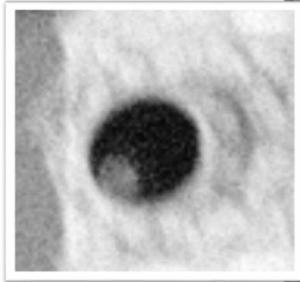


図8 2号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○3/4号機共用排気筒
(航空写真)

排気筒頂部(拡大)



2011/3/18 17:08 防衛省撮影(3, 4号機)



図9 3/4号機 SGTS 配管系の建屋外の状況 (航空写真)

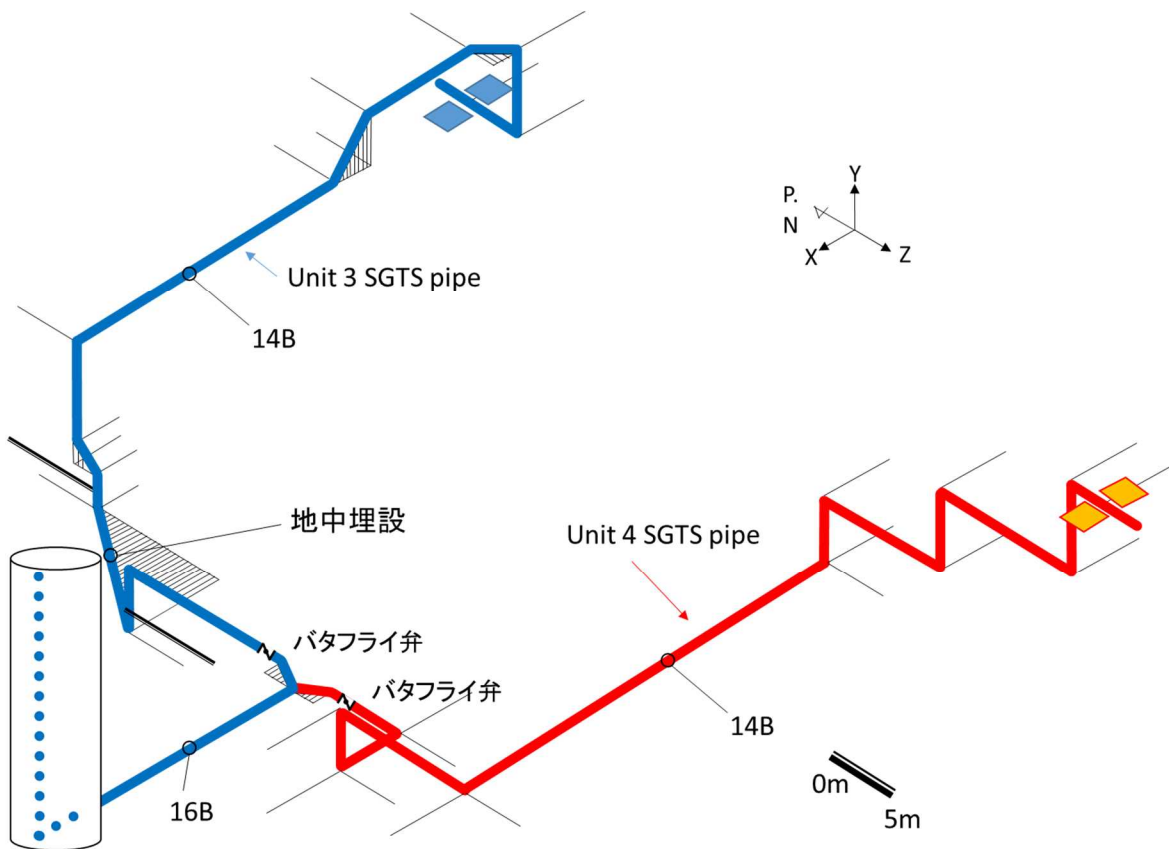


図10 3/4号機 SGTS 配管系の敷設状況 (概要図)

○3号機SGTS系の設計

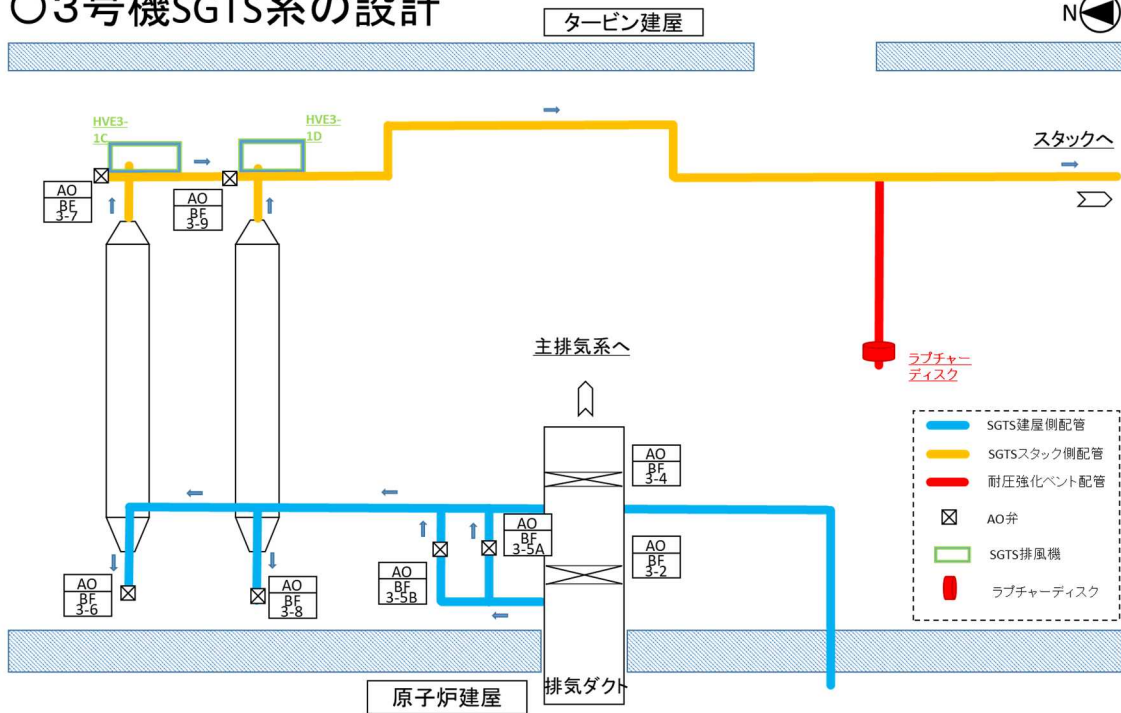


図 1 1 3号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○4号機SGTS系の設計

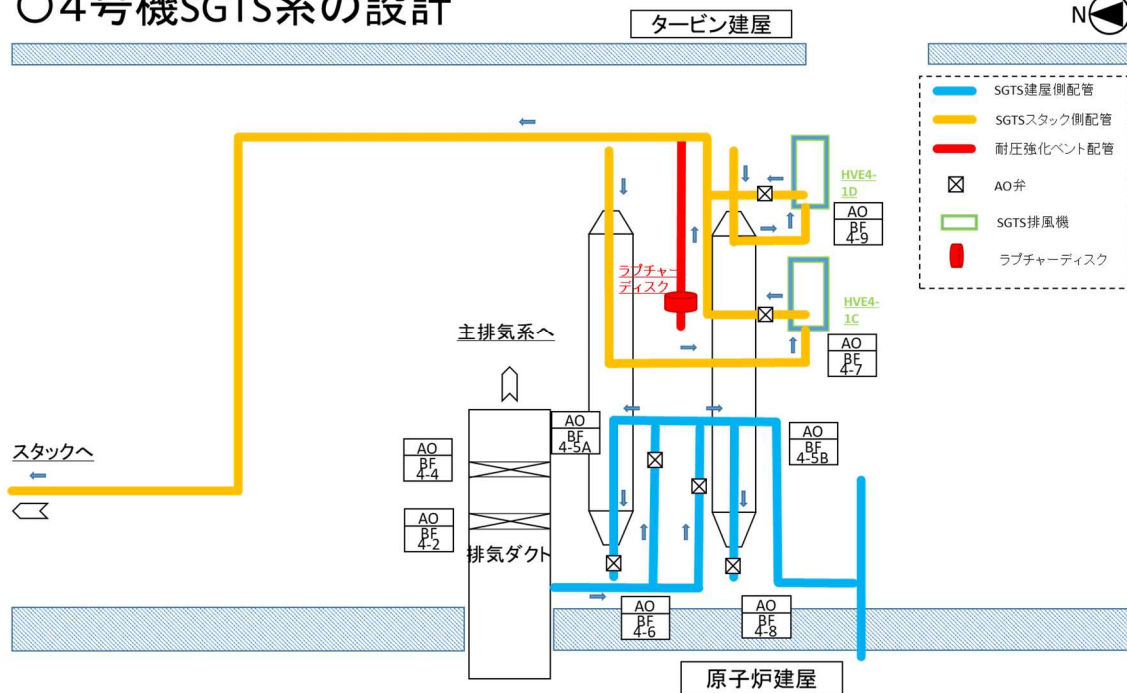


図 1 2 4号機 SGTS 室内の配管等の敷設状況 (概要図)

○SGTS系の系統概要図

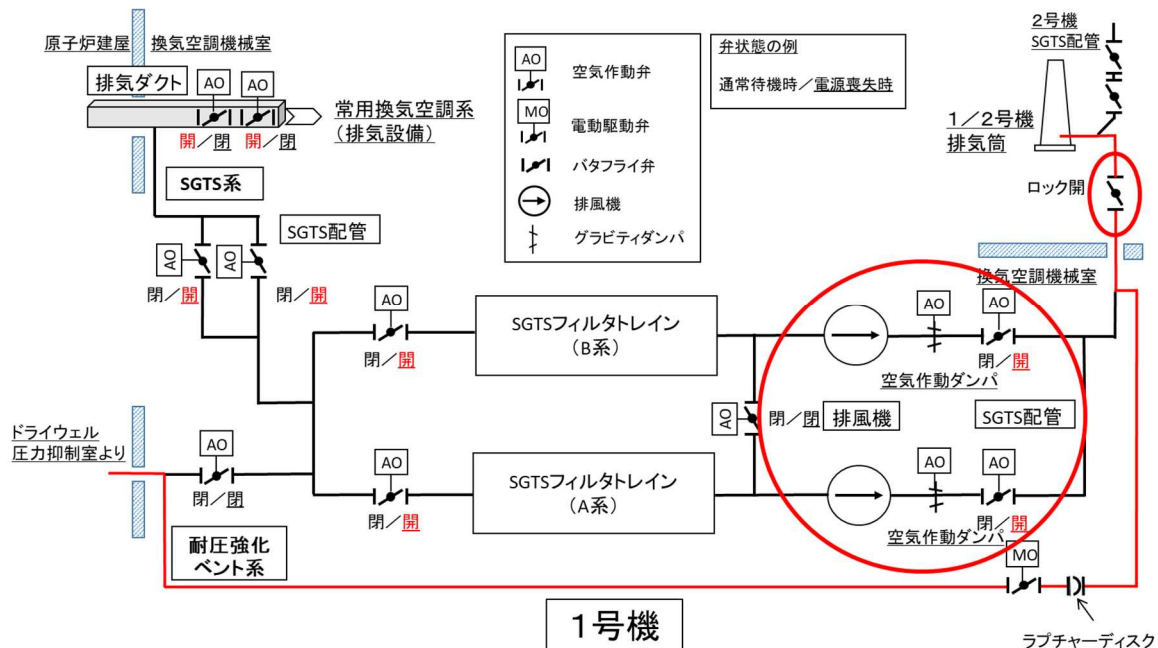


図 1 3 1号機 SGTS 配管系の系統概要図

○SGTS系の系統概要図

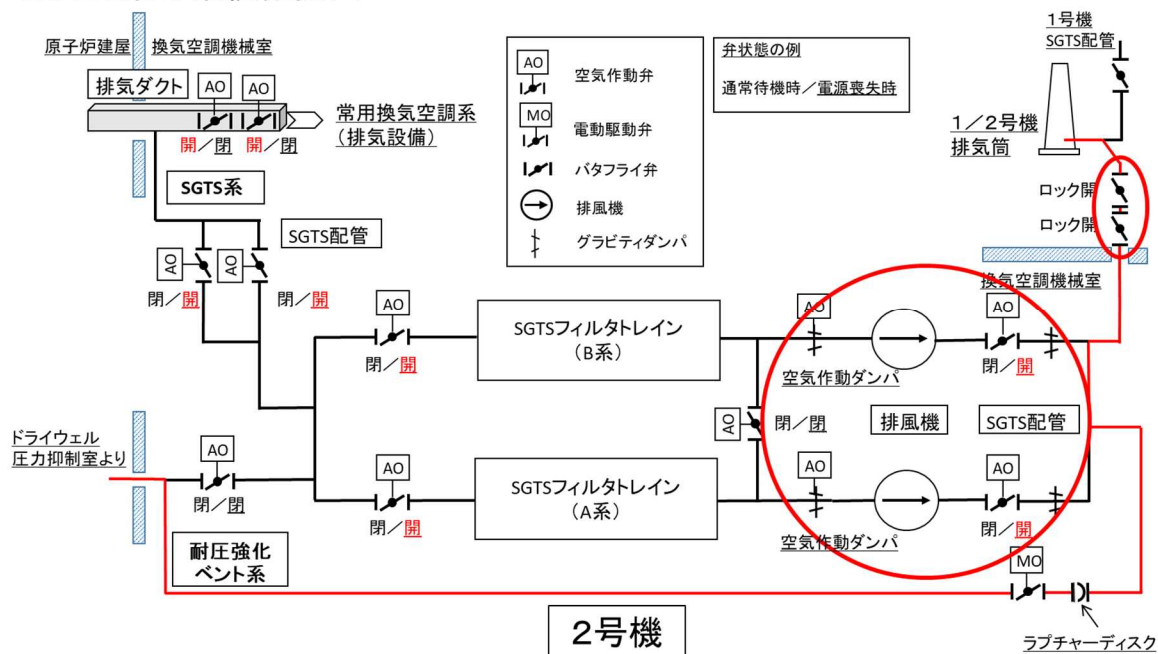


図 1 4 2号機 SGTS 配管系の系統概要図

(別添 2)

2号機のベント実績（ラプチャーディスク付近の線量率の測定）

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、2019年8月2日に2号機タービン建屋2階換気空調機械室（SGTS室）に設置されている耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクのごく近傍の線量率について電離箱を用いて測定した。

その結果、2号機SGTS室内のバックグラウンド（ $120\sim 150\mu\text{Sv/h}$ ）に対して、ラプチャーディスク及びその前後の配管表面近くの線量率はそれぞれ約 $50\mu\text{Sv/h}$ （ 0.05 mSv/h ）であった。（図1、2）

バックグラウンドに比べて測定対象（ラプチャーディスク及びその前後の配管）の線量率が低いため、バックグラウンドの影響を低減するよう配管等を遮へいとして期待できる箇所で測定を行っている。

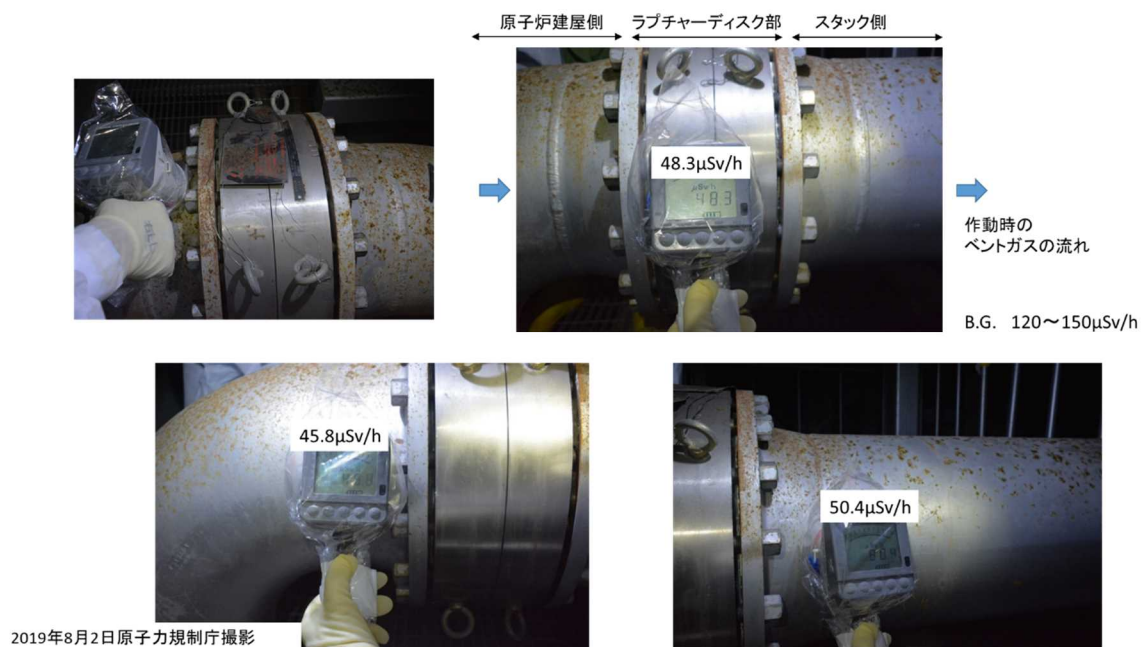


図1 2号機ラプチャーディスク及びその前後の配管表面近くの測定結果

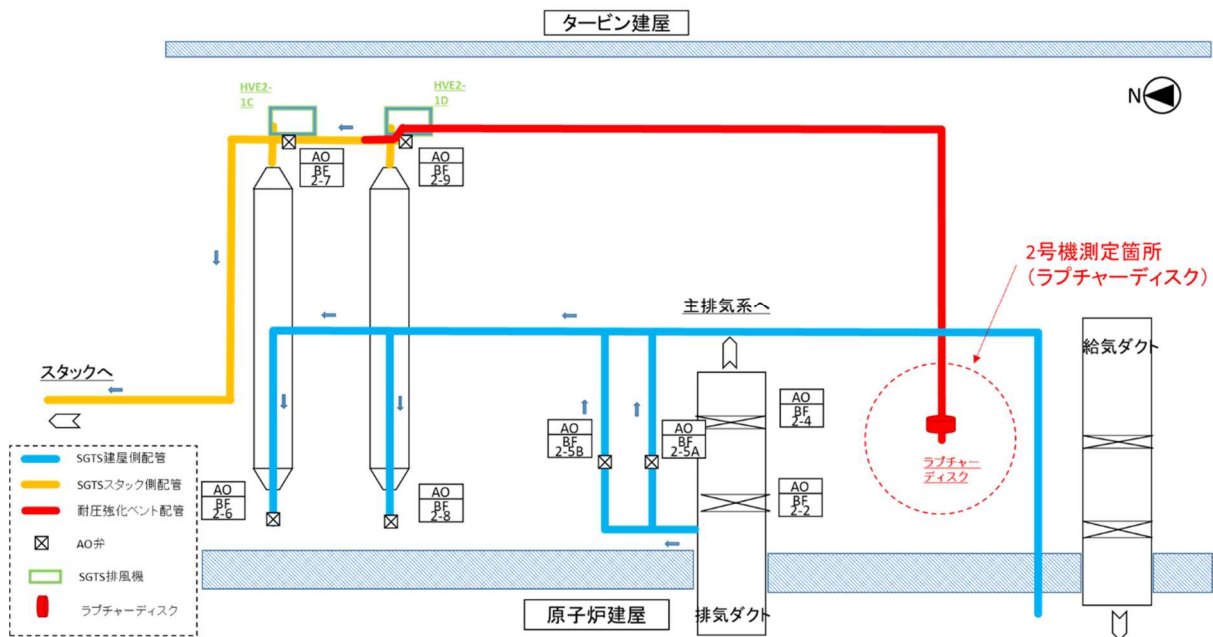


図2 2号機の測定箇所

一方、2019年7月8日に測定した3号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率は、3号機SGTS室内のバックグラウンド（100～150 $\mu\text{Sv/h}$ ）に対して、最大で55,000 $\mu\text{Sv/h}$ （55 mSv/h）（ベントガスの下流側）であり、ラプチャーディスクに高い汚染の程度が確認されている。（図3、4）

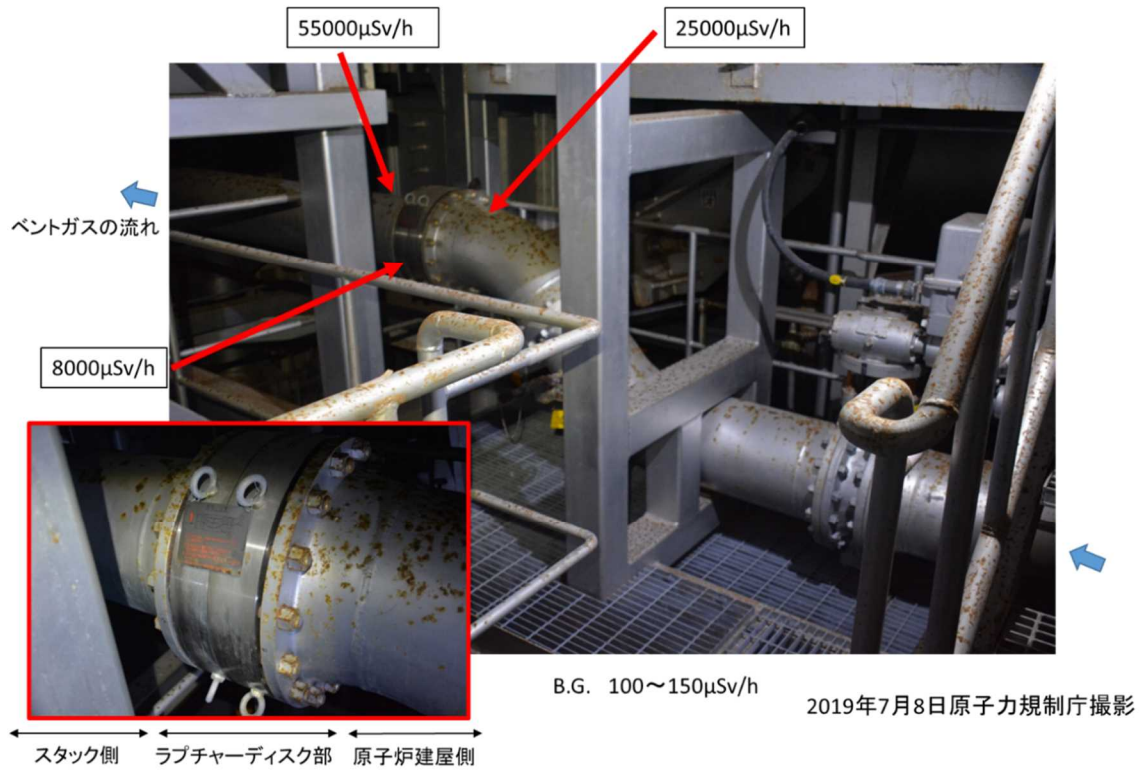


図3 3号機ラブチャーディスクのごく近傍の測定結果

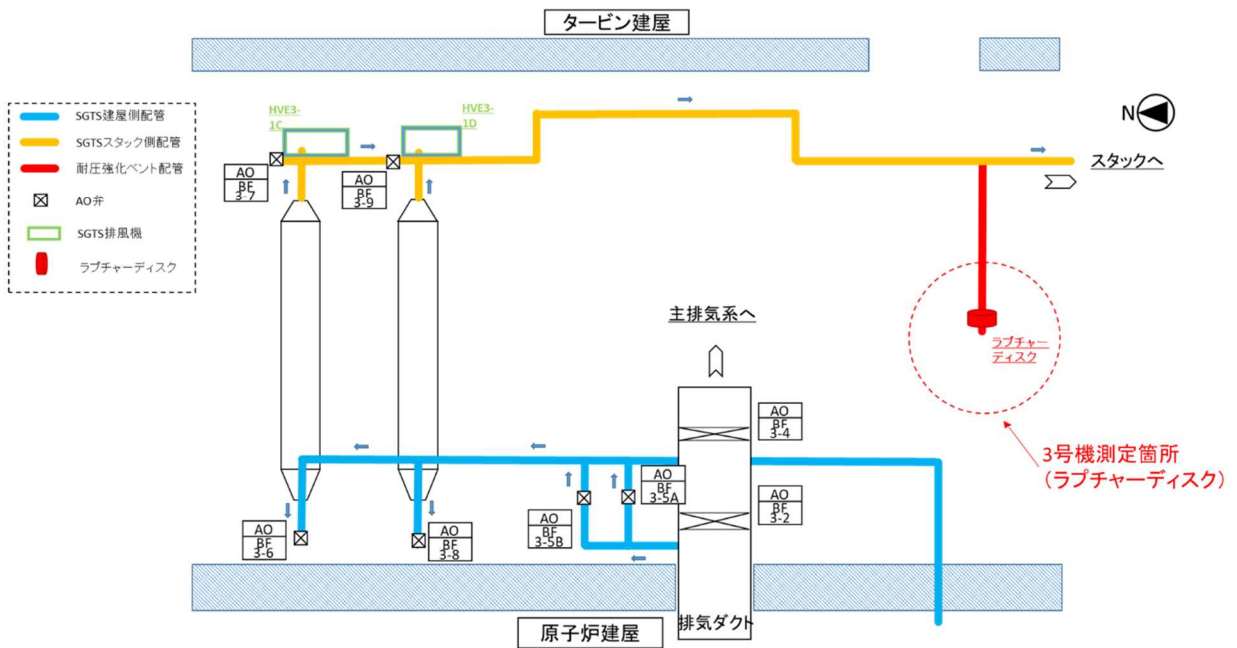
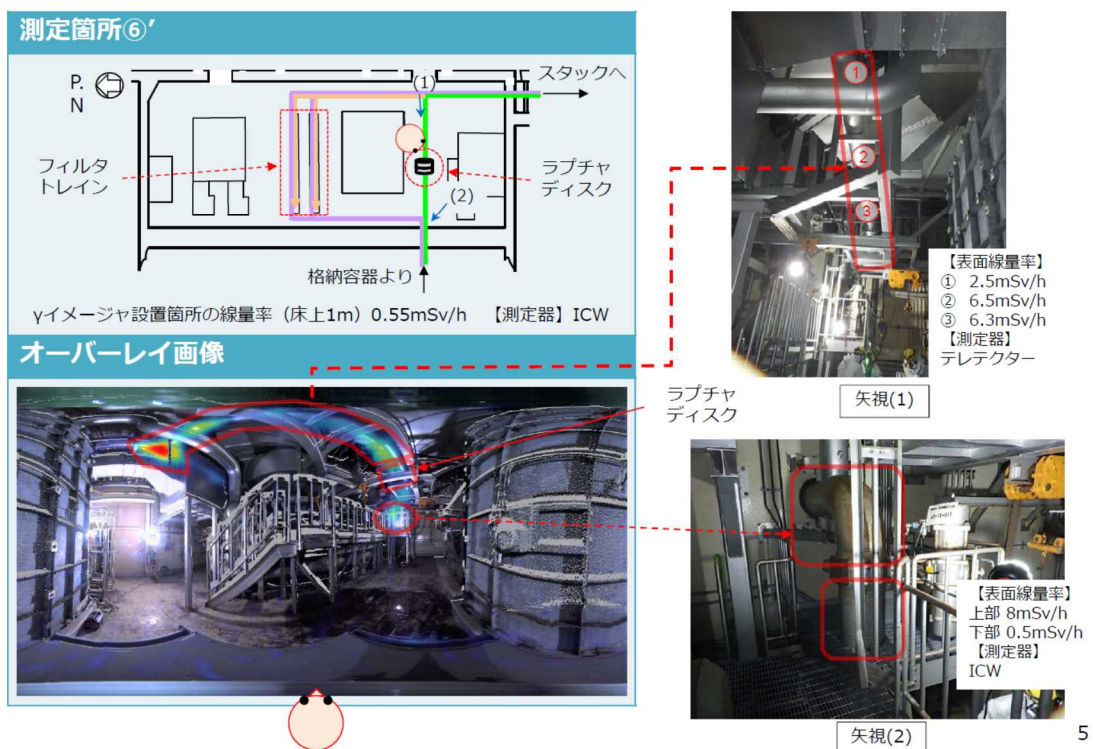


図4 3号機の測定箇所

また、東京電力が2020年9月に実施した3号機SGTS室内のγイメージャ⁹を用いた線量分布の測定並びに電離箱式サーベイメータ¹⁰及びテレテクター(GM計数管)による配管の表面線量率の測定¹¹では、ラプチャーディスク付近の配管(ベントガスの下流側)で6.3 mSv/hが測定されており、ベントガスによる汚染のあとが確認されている。(図5)

4. 3号機の測定結果(室内その2)

TEPCO



1-4号機SGTS室調査の進捗について(2020年11月27日 東京電力ホールディングス株式会社)より抜粋

図5 3号機SGTS室内の測定結果

2. 3号機との比較

3号機のベントは、別添17にあるように2回実施されており、3号機ラプチャーディスクのごく近傍の汚染は、ベントガスが流れた際に生じたものと考えられる。2号機ラプチャーディスクのごく近傍の線量率(約0.05mSv/h)は、3号機ラプチャー

⁹ 東京電力が1~4号機SGTS室内の測定に用いるガンマカメラ。ガンマ線測定結果と3Dスキャン情報を組み合わせることでガンマ線の3次元線量分布が取得可能としている。

¹⁰ 電離箱式サーベイメータ(ICW)、測定範囲0.001~1000 mSv/h

¹¹ 1-4号機SGTS室調査の進捗について(2020年11月27日 東京電力ホールディングス株式会社)

ャーディスク付近の線量率（最大約 55mSv/h）より 3～4 桁低く、ベントガスが流れた際に生じる汚染の程度を遙かに下回っている。

なお、3/4 号機 SGTS 配管系の汚染の程度は、1/2 号機 SGTS 配管系のものよりも全体として 2 桁程度低く（別添 5）、その中で 3 号機ラプチャーディスク付近の線量率が最大で約 55mSv/h となっていることと比較しても明らかに低いものとなっている。

これらの線量率の測定結果や 3 号機との比較から、2 号機のラプチャーディスクが破裂していないことは確定的なものと考えられる。

このため、2 号機ラプチャーディスクは破裂しておらず、同号機は一度もベントに成功しなかったと判断する。

(別添 3)

1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、1/2号機共用排気筒（スタック）並びに1号機 SGTS 配管系及び2号機 SGTS 配管系について、電離箱やテレテクター（GM 計数管）による線量率の測定、ガンマカメラによる Cs-137 の汚染密度の測定を実施した。

1.1 2号機 SGTS 配管の汚染状況

現地調査の結果、2号機 SGTS 配管系は、1号機 SGTS 配管系より相対的に汚染の程度が高く、ベントに成功してない2号機の SGTS 配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配管）部分の方が、ベントに成功した1号機の SGTS 配管（SGTS 配管合流部に近い配管）よりも汚染の程度が高いことが確認された。（図1）

2号機 SGTS 配管系では、図1-②及び図1-③のようにバタフライ弁の付近や配管の曲がり部で汚染の程度が高くなっている。

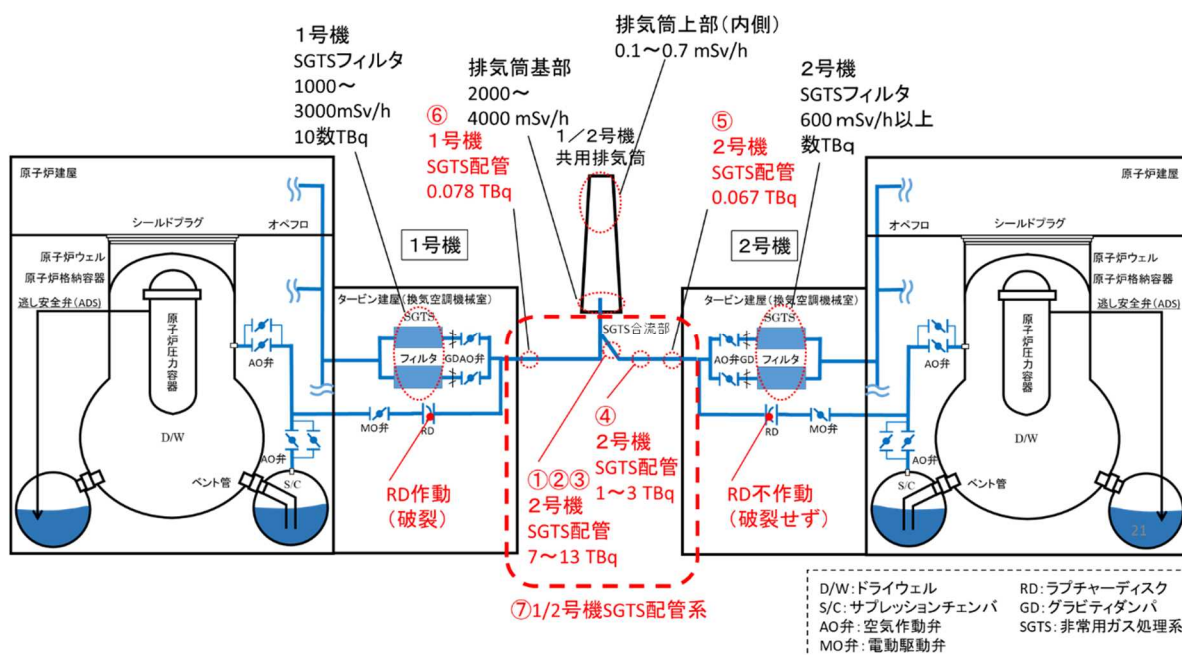


図1 1/2号機 SGTS 配管系の汚染状況（概要図）

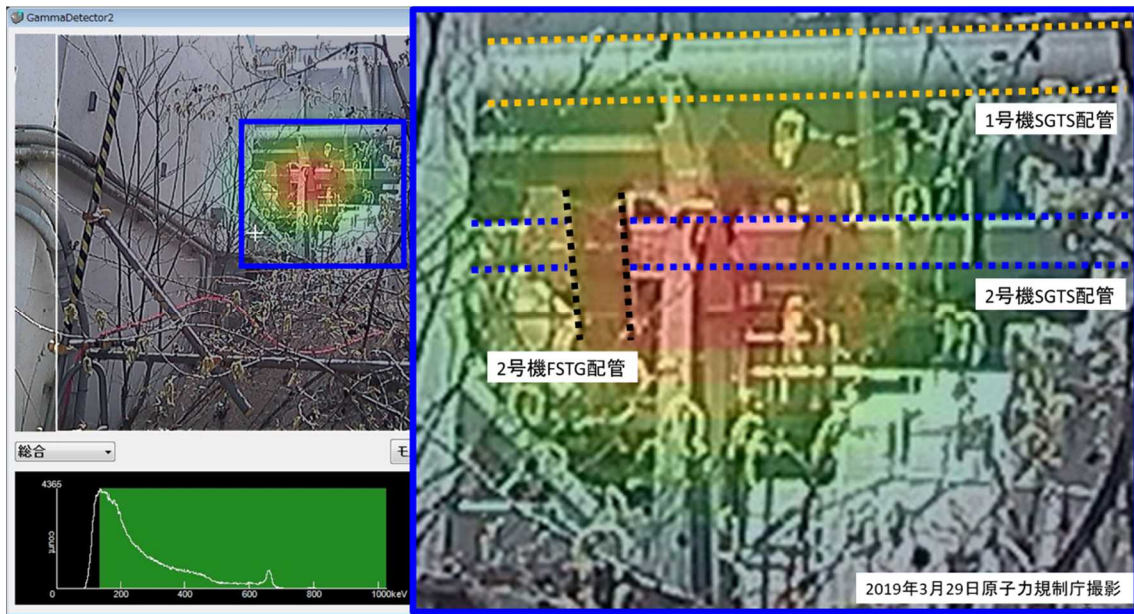
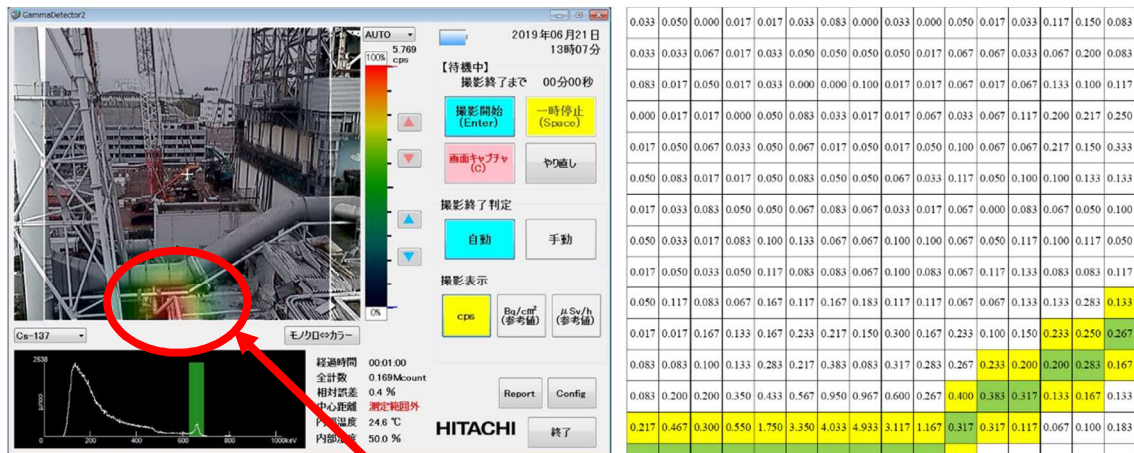


図 1-① 1号機 SGTS 配管及び 2号機 SGTS 配管の汚染状況 (ガンマカメラ)



2019年6月21日原子力規制庁撮影

バタフライ弁付近

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図 1-② 2号機 SGTS 配管の汚染状況 (ガンマカメラ)

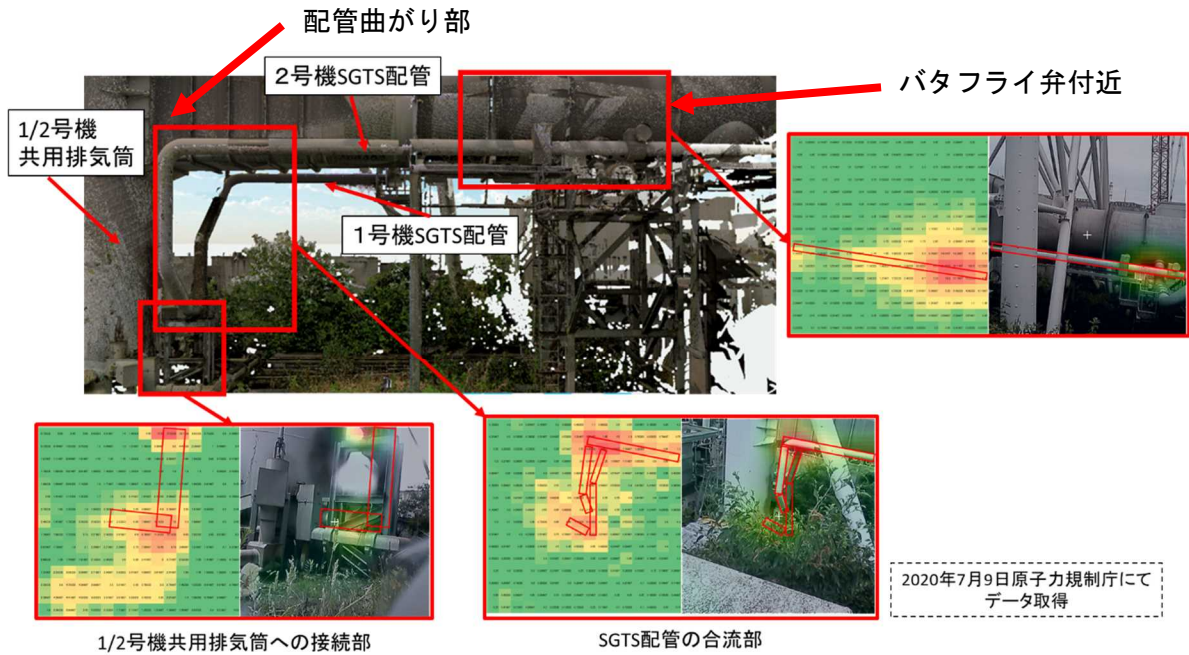
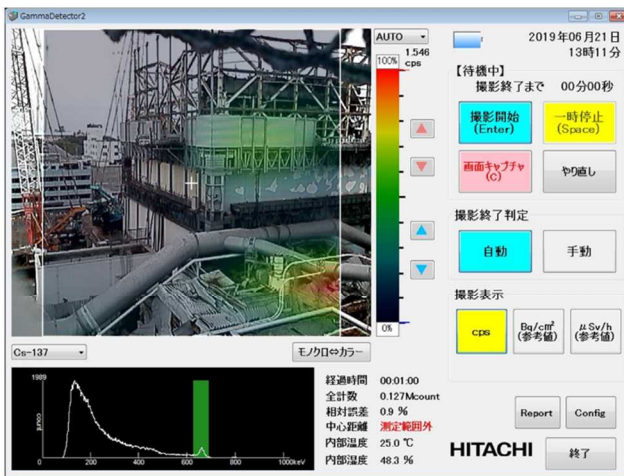


図 1-③ SGTS 配管合流部の汚染状況（ガンマカメラ）



2019年6月21日原子力規制庁撮影

0.02	0.05	0.08	0.02	0.02	0.08	0.03	0.10	0.05	0.05	0.07	0.02	0.08	0.05	0.05	0.13
0.03	0.07	0.03	0.02	0.03	0.05	0.10	0.03	0.03	0.08	0.10	0.08	0.13	0.17	0.10	0.10
0.03	0.00	0.08	0.05	0.03	0.07	0.08	0.05	0.22	0.27	0.22	0.23	0.13	0.27	0.12	0.13
0.00	0.05	0.02	0.07	0.07	0.15	0.18	0.20	0.17	0.30	0.33	0.32	0.23	0.32	0.38	0.15
0.02	0.00	0.03	0.08	0.17	0.05	0.20	0.12	0.30	0.43	0.52	0.63	0.60	0.43	0.57	0.40
0.03	0.02	0.02	0.10	0.13	0.03	0.17	0.20	0.33	0.92	0.65	0.95	0.85	0.97	0.60	0.60
0.02	0.07	0.08	0.13	0.07	0.12	0.17	0.38	0.45	0.77	0.90	0.93	1.00	0.72	0.48	0.38
0.03	0.03	0.10	0.08	0.05	0.20	0.08	0.22	0.32	0.67	0.68	0.75	0.42	0.45	0.38	0.23
0.03	0.05	0.05	0.05	0.07	0.15	0.07	0.25	0.10	0.22	0.28	0.22	0.32	0.17	0.22	0.12
0.05	0.05	0.12	0.03	0.08	0.08	0.07	0.08	0.18	0.22	0.20	0.22	0.17	0.10	0.12	0.12
0.02	0.07	0.05	0.15	0.07	0.05	0.05	0.13	0.22	0.20	0.12	0.10	0.08	0.10	0.20	0.10
0.05	0.05	0.08	0.07	0.10	0.03	0.08	0.23	0.22	0.22	0.30	0.32	0.45	0.33	0.32	0.37
0.12	0.12	0.15	0.03	0.08	0.17	0.15	0.25	0.18	0.38	0.67	0.90	1.00	0.93	1.28	1.18
0.18	0.12	0.23	0.12	0.15	0.23	0.33	0.23	0.25	0.45	0.82	0.83	1.02	1.22	1.40	1.70
0.08	0.12	0.28	0.15	0.17	0.22	0.27	0.20	0.25	0.43	0.42	0.53	0.70	0.73	1.03	1.08
0.18	0.33	0.23	0.32	0.22	0.10	0.13	0.17	0.15	0.07	0.20	0.17	0.20	0.23	0.30	0.23

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

図 1-④ 2号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）



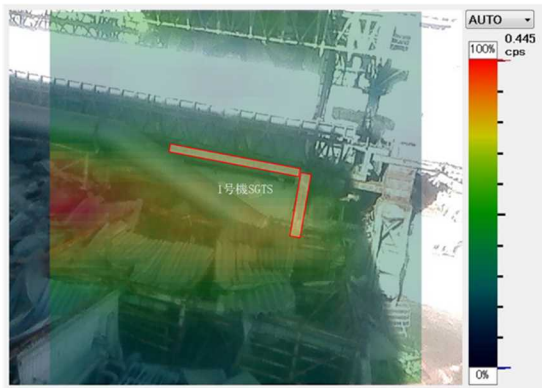
i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0.067	0.083	0.100	0.083	0.083	0.033	0.000	0.000	0.050	0.033	0.017	0.050	0.017	0.033	0.033	0.033
2	0.000	0.050	0.100	0.033	0.033	0.083	0.050	0.010	0.067	0.067	0.017	0.000	0.100	0.017	0.033	0.050
3	0.033	0.017	0.067	0.067	0.017	0.083	0.100	0.033	0.017	0.033	0.017	0.017	0.000	0.017	0.033	0.017
4	0.183	0.083	0.050	0.017	0.083	0.100	0.033	0.067	0.000	0.033	0.017	0.067	0.050	0.083	0.067	0.067
5	0.083	0.067	0.117	0.050	0.117	0.100	0.050	0.100	0.050	0.033	0.067	0.000	0.033	0.033	0.017	0.017
6	0.150	0.117	0.100	0.083	0.100	0.167	0.117	0.083	0.067	0.067	0.100	0.083	0.000	0.000	0.000	0.083
7	0.150	0.133	0.133	0.083	0.150	0.083	0.200	0.083	0.117	0.067	0.083	0.033	0.067	0.050	0.083	0.100
8	0.017	0.050	0.050	0.100	0.050	0.117	0.050	0.133	0.083	0.067	0.050	0.050	0.050	0.050	0.067	0.067
9	0.083	0.050	0.083	0.117	0.117	0.133	0.183	0.167	0.083	0.033	0.050	0.050	0.133	0.100	0.133	0.100
10	0.017	0.133	0.050	0.067	0.117	0.050	0.083	0.117	0.100	0.133	0.067	0.200	0.150	0.150	0.117	0.067
11	0.050	0.083	0.083	0.083	0.017	0.167	0.083	0.233	0.100	0.050	0.133	0.133	0.133	0.083	0.117	0.067
12	0.117	0.017	0.133	0.083	0.050	0.150	0.083	0.167	0.167	0.100	0.333	0.383	0.383	0.283	0.383	0.433
13	0.083	0.050	0.050	0.100	0.150	0.050	0.100	0.200	0.333	0.150	0.467	0.483	0.483	0.383	0.450	0.500
14	0.083	0.033	0.133	0.067	0.133	0.167	0.050	0.233	0.150	0.200	0.450	0.450	0.450	0.333	0.700	0.650
15	0.050	0.067	0.133	0.033	0.100	0.200	0.150	0.100	0.200	0.167	0.167	0.200	0.150	0.167	0.167	0.167
16	0.000	0.033	0.083	0.083	0.083	0.083	0.050	0.033	0.100	0.133	0.100	0.067	0.017	0.067	0.033	0.017

GBq																
i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1																
2																
3																
4																
5																
6																
7																
8																
9																
10																
11																
12																
13																
14																
15																
16																

2019年11月15日原子力規制庁撮影

2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

図1-⑤ 2号機SGTS配管の汚染状況（ガンマカメラ）



Cs-137 peak cps																
i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0.217	0.150	0.167	0.200	0.300	0.133	0.217	0.150	0.200	0.233	0.233	0.117	0.183	0.150	0.117	0.033
2	0.083	0.100	0.117	0.133	0.183	0.150	0.100	0.050	0.200	0.033	0.167	0.133	0.150	0.133	0.117	0.167
3	0.100	0.017	0.067	0.067	0.083	0.067	0.117	0.083	0.083	0.050	0.167	0.183	0.167	0.083	0.083	0.083
4	0.067	0.083	0.083	0.117	0.117	0.100	0.033	0.117	0.117	0.117	0.067	0.150	0.117	0.183	0.050	0.150
5	0.083	0.083	0.117	0.100	0.183	0.167	0.050	0.083	0.050	0.133	0.083	0.050	0.083	0.100	0.100	0.067
6	0.250	0.167	0.217	0.150	0.258	0.167	0.133	0.233	0.183	0.233	0.067	0.117	0.100	0.083	0.100	0.083
7	0.333	0.233	0.233	0.333	0.250	0.267	0.300	0.333	0.183	0.167	0.217	0.200	0.117	0.083	0.150	0.017
8	0.467	0.367	0.417	0.400	0.350	0.283	0.250	0.300	0.283	0.250	0.200	0.217	0.117	0.250	0.067	0.100
9	0.233	0.367	0.400	0.250	0.367	0.433	0.283	0.350	0.283	0.367	0.367	0.183	0.150	0.150	0.083	0.067
10	0.383	0.417	0.317	0.267	0.350	0.333	0.317	0.383	0.300	0.450	0.383	0.433	0.233	0.133	0.083	0.100
11	0.233	0.283	0.300	0.250	0.350	0.283	0.367	0.300	0.417	0.283	0.167	0.317	0.200	0.150	0.183	0.167
12	0.200	0.300	0.200	0.200	0.233	0.250	0.233	0.283	0.350	0.183	0.217	0.183	0.167	0.167	0.100	0.133
13	0.083	0.167	0.100	0.183	0.267	0.150	0.167	0.183	0.217	0.100	0.133	0.217	0.167	0.067	0.050	0.083
14	0.100	0.133	0.150	0.167	0.117	0.133	0.117	0.150	0.133	0.100	0.167	0.200	0.067	0.083	0.100	0.117
15	0.150	0.067	0.100	0.100	0.100	0.183	0.033	0.117	0.117	0.117	0.167	0.117	0.133	0.133	0.100	0.167
16	0.117	0.050	0.083	0.083	0.083	0.117	0.100	0.117	0.133	0.183	0.067	0.117	0.100	0.133	0.083	0.217

2019年11月15日原子力規制庁撮影

1号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

GBq																
i	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16
1																
2																
3																
4																
5																
6																
7																
8																
9																
10																
11																

1号機SGTSに対応したピクセル毎のCs-137放射能(GBq)

図1-⑥ 1号機SGTS配管の汚染状況（ガンマカメラ）

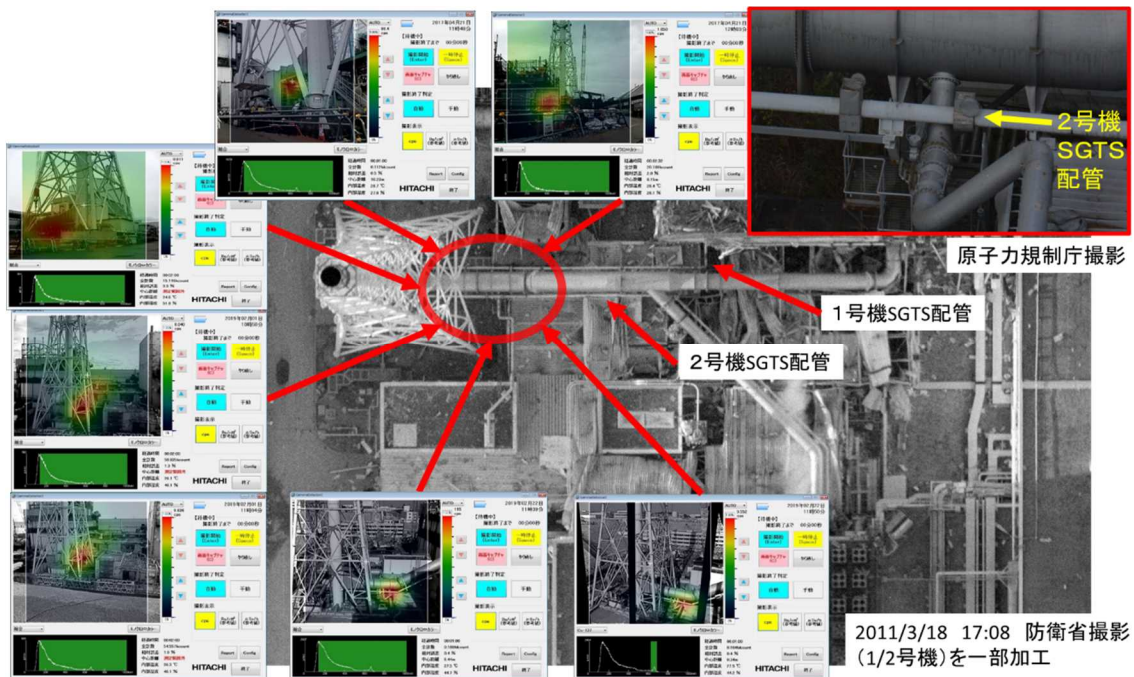


図 1-⑦ 1/2 号機 SGTS 配管の汚染状況（ガンマカメラ）

1.2 SGTS フィルタトレインの汚染状況

SGTS フィルタトレインの汚染状況については、別添 6 に示すように 1 号機 SGTS フィルタトレイン部分は、2 号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高いことが確認された。

1.3 1/2 号機共用排気筒の汚染状況

1/2 号機共用排気筒の汚染状況については、別添 4 に示すように 1/2 号機共用排気筒の底部の汚染の程度が高いことが確認された。

1.4 1 号機 SGTS 配管系と 2 号機 SGTS 配管系の比較

1/2 号機 SGTS 配管系内部の Cs-137 放射エネルギーの検討のため、線量率の測定結果をもとに SGTS 配管内部の Cs-137 放射エネルギーの推定を行うとともに、ガンマカメラによる Cs-137 放射エネルギーの推定値を加えて、図 2 のように整理した。線量率の測定結果の概要については、図 3 に示す。ガンマカメラによる Cs-137 放射エネルギーの推定については、測定データの概要図を図 4 に、個別の測定データを図 5 から図 8 に示す。

1 号機 SGTS 配管系及び 2 号機 SGTS 配管系の Cs-137 放射エネルギーの全体の傾向としては、2 号機 SGTS 配管系については、SGTS 配管の下流（SGTS 配管合流部に近い配

管)部に約12TBqの高い汚染があり、SGTS配管全体では約18TBq、SGTSフィルタトレインまで加えると全体で約20TBqとなる。一方、1号機SGTS配管系については、SGTS配管は約0.1TBqと低く、SGTSフィルタトレインまで加えると全体で約10数TBqとなる。なお、1号機SGTS配管と2号機SGTS配管が合流するSGTS配管の合流部周辺については、排気筒のSGTS配管接続部から2号機SGTS配管の鉛直部から水平部に曲がる部分(曲がり部)までの範囲で約3.5TBq、排気筒底部(内側)については、約2TBqとなる(表1)。JAEAの解析結果の概要は、表2に示す。

表1 Cs-137放射エネルギーの傾向(測定値)

対象範囲	全体	配管部	フィルタトレイン
2号機SGTS配管系	約20TBq	約18TBq	約2TBq
1号機SGTS配管系	約10数TBq	約0.1TBq	約10数TBq
配管合流部周辺	約3.5TBq	—	—
排気筒底部(内側)	約2TBq	—	—

表2 Cs-137放射エネルギーの傾向(JAEA解析値^{※1})

解析ケース	対象範囲	全体	配管部① ^{※2}	配管部② ^{※3}	フィルタトレイン ^{※4}
感度計算1 (グラビティダンプの漏洩流路面積 1号機1.8% 2号機3.4%)	2号機SGTS配管系	約8TBq	—	約0.4TBq	約7.6TBq
	1号機SGTS配管系	約14TBq	約2.0TBq	約0.2TBq	約11.8TBq
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約26TBq	—	—	—
感度計算2 (グラビティダンプの漏洩流路面積 1号機3.4% 2号機3.5%)	2号機SGTS配管系	約8TBq	—	—	—
	1号機SGTS配管系	約21TBq	—	—	—
	配管合流部周辺	—	—	—	—
	排気筒内	約26TBq	—	—	—

※1 別添3-1 感度計算1及び感度計算2より引用。

※2 「合流部1から合流部2に至る配管内」のCs-137付着量(流入量の約2%)を記載。

※3 「合流部1から1号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約2%)
又は「合流部2から2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」のCs-137配管付着量(流入量の約5%)
を記載。

※4 「合流部から1号機及び2号機送風機に向かうSGTS配管へ流入する量」から配管付着量を引いて記載。

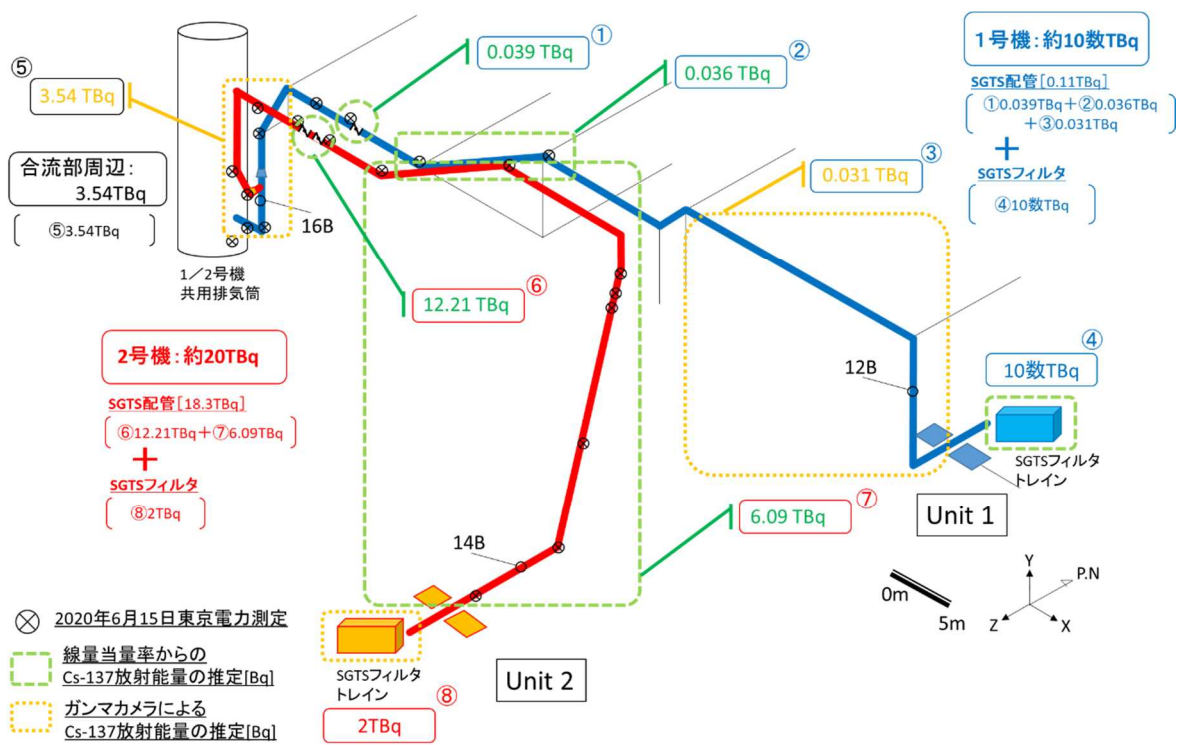


図2 1/2号機 SGTS 配管系の Cs-137 放射能量の推定 (概要図)

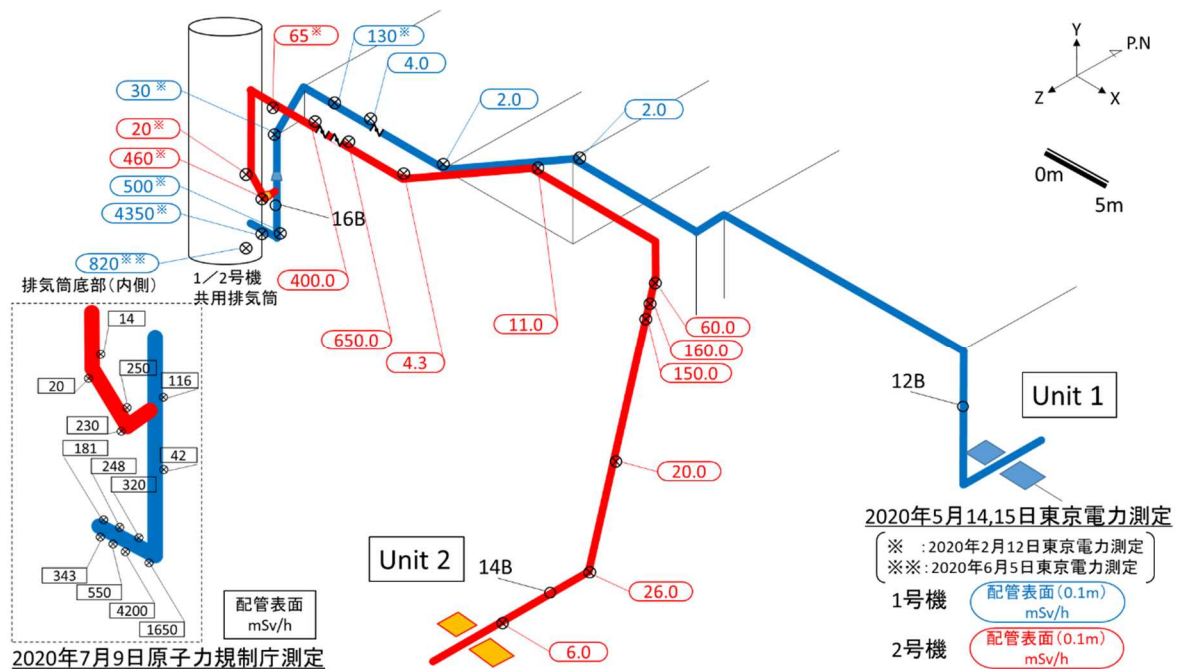


図3 1/2号機 SGTS 配管系の線量率の測定結果 (概要図)

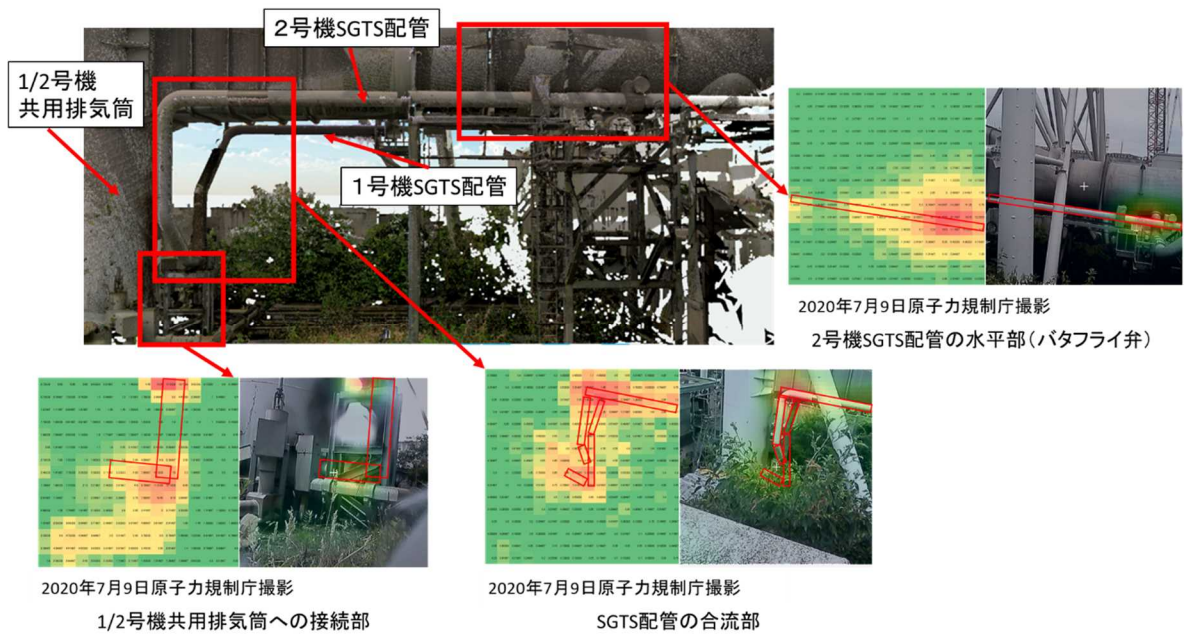
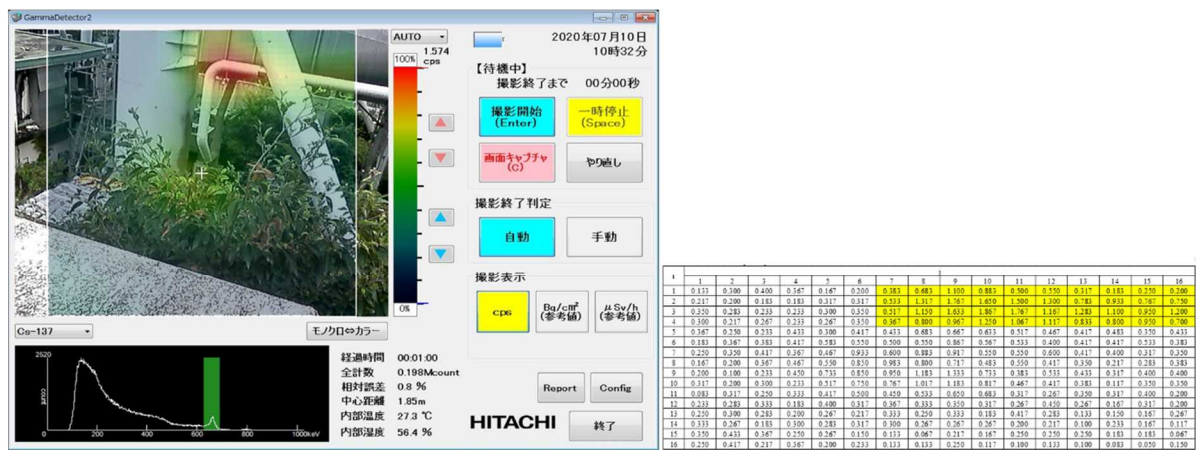


図6 SGTS配管の合流部周辺のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ



2020年7月10日原子力規制庁撮影
 特定原子力施設監視・評価検討会(第82回)資料2-3より抜粋、一部加工
 2号機SGTS配管 Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像
 ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図7 2号機SGTS配管(曲がり部)のガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ



0.3	0.5	0.5	0.1	0.4	0.4	0.4	0.5	0.9	1.1	0.8	0.6	0.5	0.5	0.5	0.5
0.1	0.1	0.4	0.5	0.6	0.5	1.0	0.1	0.8	1.0	1.4	1.1	0.8	1.3	0.9	1.3
0.3	0.1	0.5	0.6	0.6	0.6	1.3	2.0	1.0	1.4	1.3	2.4	2.6	3.0	2.9	1.8
0.3	0.6	0.1	0.4	0.9	2.4	2.6	2.8	2.5	2.4	3.3	2.6	5.8	12.3	10.5	5.1
0.6	0.5	1.1	0.6	1.6	1.6	3.1	6.6	11.3	9.5	5.8	6.9	19.3	42.1	47.0	25.8
1.1	0.6	2.0	1.8	2.3	5.3	7.8	16.9	21.3	19.9	9.1	13.3	26.1	64.0	80.3	41.9
0.9	0.9	1.9	4.0	4.3	6.5	11.9	29.9	39.8	30.4	13.5	13.4	37.1	77.9	84.9	50.8
2.3	3.1	5.9	8.0	6.9	12.8	18.8	31.4	41.0	28.4	14.5	12.5	23.3	58.4	73.3	41.6
5.0	2.8	7.3	7.3	11.0	13.9	16.0	28.6	29.0	21.8	13.4	7.0	19.0	36.4	38.4	34.6
1.9	2.4	4.5	4.5	5.8	10.8	12.4	16.9	17.8	14.6	7.3	5.6	11.3	20.4	24.3	18.1
1.1	2.3	2.5	2.4	2.6	4.3	4.8	5.3	5.5	4.4	6.3	4.0	3.9	5.4	6.9	5.3
0.6	0.5	0.8	1.4	1.5	2.1	1.4	1.5	2.3	2.6	1.6	1.6	2.0	2.5	2.3	1.8
0.4	0.4	0.5	0.6	1.0	0.6	1.0	0.4	1.0	0.5	1.0	1.6	1.1	0.8	0.4	0.5
0.1	0.6	0.4	1.0	0.9	0.8	0.6	0.3	0.8	0.5	1.6	0.5	0.9	0.6	0.3	0.4
0.4	0.5	0.9	0.4	0.4	0.9	0.6	0.0	1.0	0.3	0.5	0.3	0.5	0.4	0.4	0.6
0.1	0.6	0.0	0.4	0.5	0.3	0.1	0.1	0.4	0.0	1.4	0.3	0.3	0.3	0.1	0.8

2019年8月2日原子力規制庁撮影

2号機SGTSフィルタトレイン Cs-137全エネルギー吸収モードによる測定画像

ピクセル毎のCs-137全エネルギー吸収ピーク計数率

図8 2号機SGTSフィルタのガンマカメラによるCs-137放射エネルギーの測定データ

2. ベントガスの逆流及び他号機への流入

1/2号機SGTS配管系の汚染状況については、現地調査の結果及びJAEAの報告(別添3-1)等から図9に示すように、1号機のベントガスが1号機SGTSフィルタトレイン側に逆流(自号機への逆流)するとともに2号機SGTS配管系に流入(他号機への流入)が生じたことによるものと考えられる。ただし、セシウム(Cs)の配管内側への付着に関するメカニズムについては、ベントガス中の水蒸気の凝縮やエアロゾルの沈降による影響の推定など更なる検討が必要である。

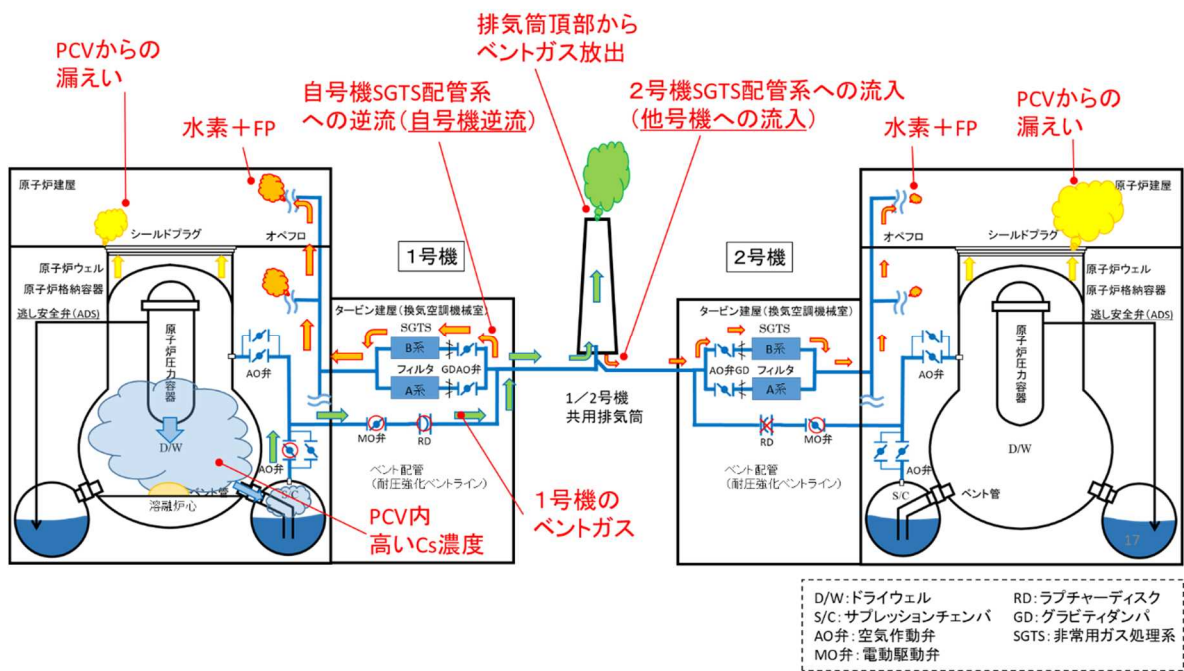


図9 自号機逆流と他号機への流入

(別添 3 - 1)

ベントガスの挙動に関するシミュレーション

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門
安全研究センター 与能本泰介、竹田武司、丸山結

1. ベントガスの挙動に関するシミュレーション

現地調査の結果、ベントに成功していない 2 号機の SGTS 配管の下流 (SGTS 配管合流部に近い配管) 部分の方が、ベントに成功した 1 号機の SGTS 配管 (SGTS 配管合流部に近い配管) よりも汚染の程度が高いこと、並びに、1 号機 SGTS フィルタトレイン部分は、2 号機 SGTS フィルタトレインよりも汚染の程度が高いことが確認された。又、1/2 号機共用排気筒 (以下、この別添において「スタック」という。) についても、スタックの底部の汚染の程度が高いことが確認されている。

これらの原因を分析するため、日本原子力研究開発機構は、原子力規制庁の委託¹²を受けてベントガスの挙動に関するシミュレーションを実施した。

2. シミュレーション結果

シミュレーション結果の考察から、1) SGTS フィルタの汚染は、グラビティダンパに設計条件よりも過大な漏洩が生じ、ベント流中の汚染物質が流入したことによると推定できること、2) 2 号機側 SGTS 配管においては、気相が配管中を通過する時間が長いなど、1 号機側配管と比べて汚染が相対的に生じ易い状況であることが示されたものの、現地調査で示されたような汚染状況は解析結果からは説明できないこと、3) ベント弁の作動により、スタック内に大量のエアロゾルが蓄積しベント弁閉鎖後に重力で落下しスタック下部や SGTS 共有配管が汚染した可能性があること、4) 本ベント系の特徴として、僅かな境界圧力の違いにより配管内に流れが生じること、並びに、エアロゾルの一般的特性から、ベント弁閉鎖後に、スタック内に蓄積したエアロゾルが下方に落下する際、2 号機側に向かう僅かな流れが存在したとすれば、汚染状況の定性的な説明が可能であることを明らかにした。

シミュレーションの実施に当たって、解析の目的及び手法、並びに解析結果の詳細は下記のとおりとなる。

3. 解析の目的及び手法

本解析の目的は、格納容器ベント実施によるベント気体の流動状況を評価し、現地調査で見られた汚染状況が生じた原因を検討することである。

汚染状況は、別添 3 の図 1 に示されるように、1) 1 号機及び 2 号機の SGTS フ

¹² 令和 2 年度原子力施設等防災対策等委託費 (東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査)

フィルタが高いレベルで汚染されていること、2) スタックに流入する前の長さ約 3m の 1 号機と 2 号機の SGTS 共有配管、及び、スタックから 15m 程度の範囲の 2 号機 SGTS 配管が図 1 の①、②、③、④に示されるように高いレベルで汚染されていること、3) これらと比べて、その他の配管部分については、高いレベルの汚染が測定されていないことが、特徴的なところである。

1) の原因の検討のためには、ベントガスがスタックに向かって流れる配管系統とフィルタの間には、グラビティダンパと呼ばれる弁が存在し、フィルタ側への流れを制限することから、この機能が設計通りに働く場合の挙動や、漏洩がある場合の漏洩条件とベントガス流入量の関係の検討等が必要である。

2) の汚染状況は、スタック近くにおいて、ベントガスの流れ方向に大きく変化していることが特徴的であることから、1 号機 SGTS 配管を流れるベントガスの状態が、SGTS 共有配管や、1 号機 SGTS 配管から分岐した 2 号機 SGTS 配管に流入する際に、急激に変化する可能性について検討することが重要である。

これらの検討のためには、流量調整弁での臨界流現象と呼ばれる急激な減圧を伴う流れの膨張、配管との局所圧損、配管構造材の熱容量や自然放熱による冷却、水蒸気の凝縮等の影響の検討が重要であり、また、流体としては気相のみならず二相流挙動を把握することが必要である。そこで、本解析では、このような二相流挙動の検討に実績のあるコードを用いて検討を行うことにする。

汚染状況の 3) に関しては、顕著な汚染が生じていないことを、流動状況の解析結果と、エアロゾル沈着モデルを用いて評価し、得られた結果と観測結果の整合性を簡単に確認することにする。

以上の狙いから、解析には、RELAP5/MOD3.3 コード¹³を用いた。本コードは軽水炉の安全評価のために米国 NRC の支援のもとアイダホ国立研究所で開発された最適評価コードで、世界中で広く使用されている。解析に必要なベント作動時の放射性物質の放出量やベント弁上流（サプレッションチェンバー(S/C)）の圧力、温度等の時間変化については、JAEA で実施した THALES2 コードによる評価結果を使用した。THALES2 の結果では、ベント作動により 150TBq 程度の Cs-137 が S/C から流出したことが示されている。

解析体系の概要を図 1 に示す。この体系を模擬するための RELAP5 解析で用いたモデル図を図 2 に示す。図に示されるように、本解析では、S/C に接続されたベント配管、1 号機及び 2 号機の SGTS 配管、並びに共用スタックを模擬している。SGTS 配管については、ベント配管系の合流部からフィルタに隣接する送風機までを模擬する。

¹³ RELAP5/MOD3.3 CODE MANUAL Volume 1-8, Nuclear Safety Analysis Division, Information Systems Laboratories, Inc.

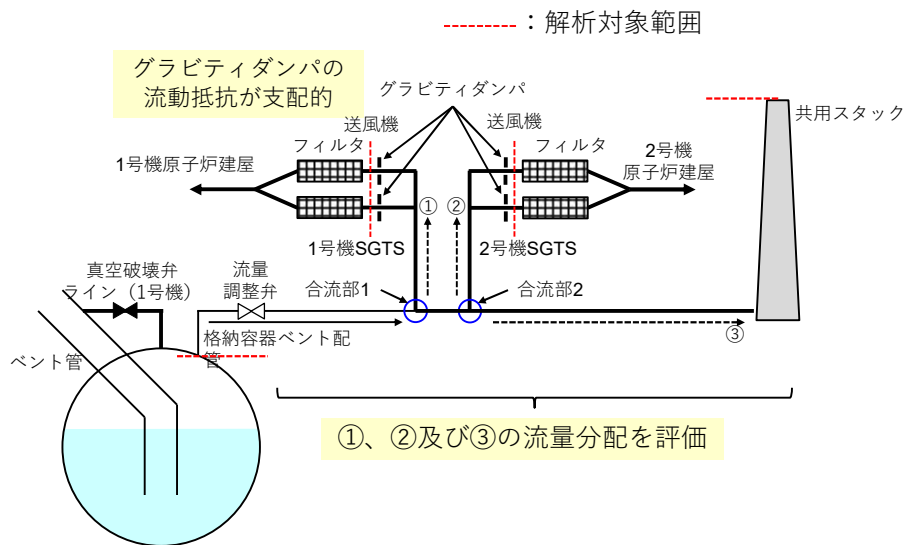


図1 解析体系の概要

境界条件は、ベント流の入口条件となる S/C から流出する水蒸気、窒素、水素ガスの圧力、温度、流量を、THALES2 コードの結果を用いて与えた。これら圧力、温度は各気相成分の物性値の設定に使用される。また、スタック頂部と送風機の圧力境界条件としては、地表高さで大気圧を仮定し、重力による静圧の違い考慮し、それぞれ、99.8kPa と、101.1kPa とした。

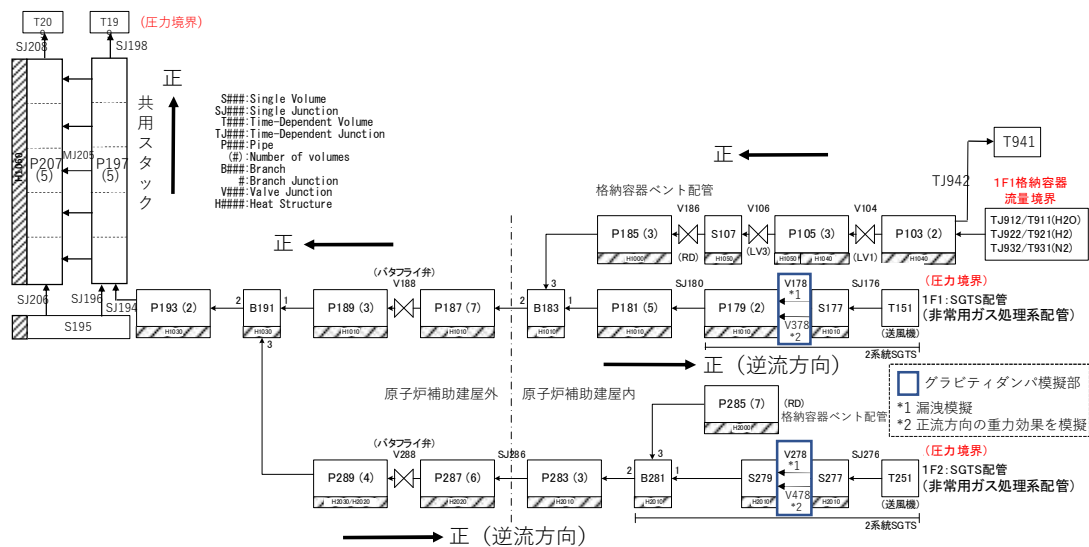
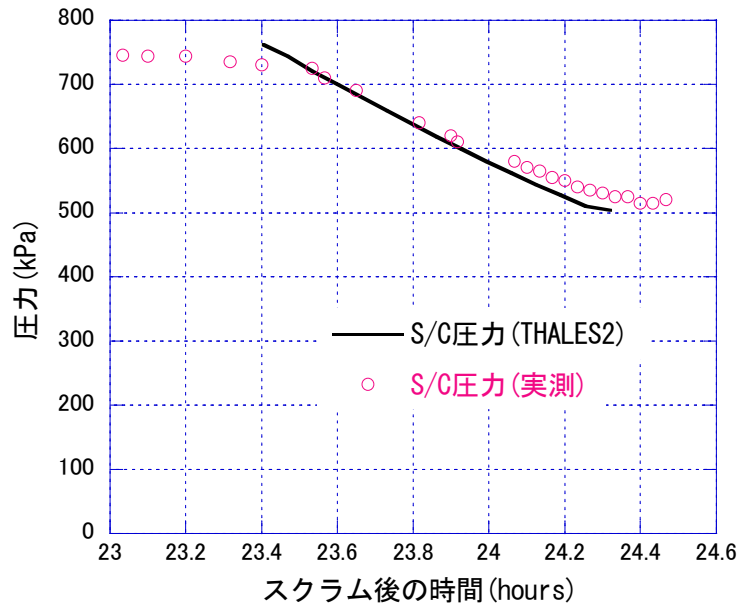


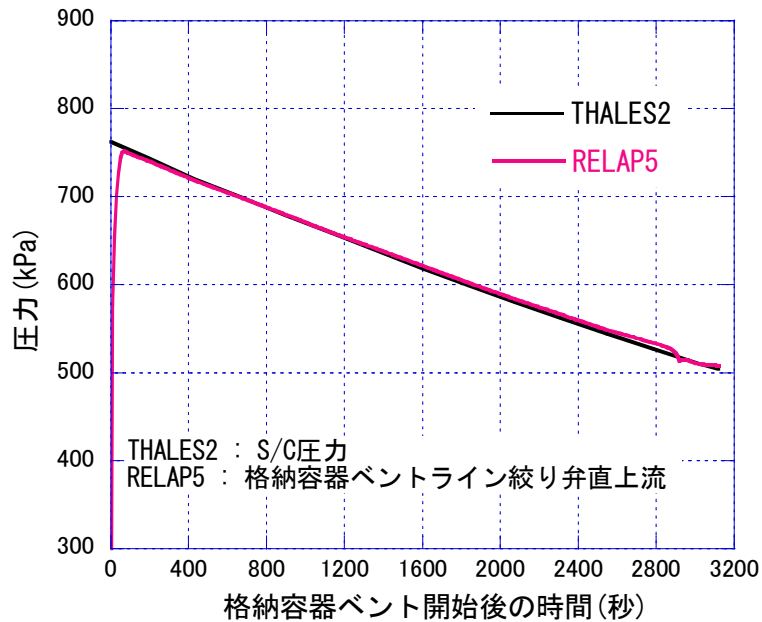
図2 RELAP5 解析モデル

ベント弁 (図2中のLV1) 作動時の流量については、THALES2コードとRELAP5コードの臨界流モデルが異なることを考慮し、下流にある流調弁 (図2中のLV3) の流路面積を調整し、RELAP5の解析値が、THALES2コードで計算された圧力と一致するようにした (図3参照)。配管外側の温度としては、THALES2コードの評価結果を参考にして、原子炉建屋外 281K、1号機原子炉補助建屋 313K、2号機原子炉補助建屋 293Kを与えた。また、配管外壁熱伝達率係数として $5\text{W/m}^2\text{K}$ を与えた。

解析では、配管系は、RELAP5の通常のパイプ等のコンポーネントを用いて、配管系の形状とともに曲がりにおける局所圧損係数等について一般的な値を与えた。また、グラビティダンパについては、二つの流路を用いて、一つは漏洩流路を、もう一つは、流路を閉鎖する弁の重力効果を模擬し、差圧が正流方向に重力より大きい場合にのみ全開するようにした。漏洩流路の面積は、基本的な解析条件では、逆流時の差圧と流量に関する設計条件より定めた。また、スタックについては、ベント排気系との接続部より上部の流路を平行な二つの流路で模擬した。この二つの流路は、5か所で水平方向に接続している。



(a) THALES2 コードの結果と実測値の比較



(b) THALES2 コードと RELAP5 コードの結果の比較

図3 THALES2 コードの結果を用いた境界条件の設定

4. 評価結果

(1) 流量配分

図4においては、設計条件から求めたグラビティダンパの漏洩面積を用いる場合の、ベントガスの成分である窒素、水素、水蒸気について、共用スタックに流入する流れ、並びに、合流部1及び2から1号機及び2号機の送風機に向かう流れの流量積算値の時間変化を示す。これらより、ベントから放出された気相質量に対する1号機送風機、及び、2号機送風機に向かう配管に流入した気相質量は、それぞれ、0.6%、及び、0.3%であった。この際、S/Cから放射性物質(Cs-137)が気体に均質に混合し流出したと仮定する場合、1号機及び2号機送風機に向かうSGTS配管へのCs-137流入量は、それぞれ、0.9TBqと0.4TBqである。この結果は、SGTSフィルタ等について調査結果で示された汚染量より大幅に小さく、グラビティダンパの漏洩量が設計条件よりも大きかった可能性が示されている。

そこで、漏洩面積をパラメータに二つの感度解析を行った(以下、感度計算1及び2と呼ぶ)。1号機側及び2号機側グラビティダンパの漏洩流路面積について、感度計算1では、流路面積の1.8%及び3.4%、感度計算2では、3.4%及び3.5%とするとともに、漏洩流路で動圧(単位体積あたりの気相運動エネルギー)と等しい局所圧損が発生すると仮定した。

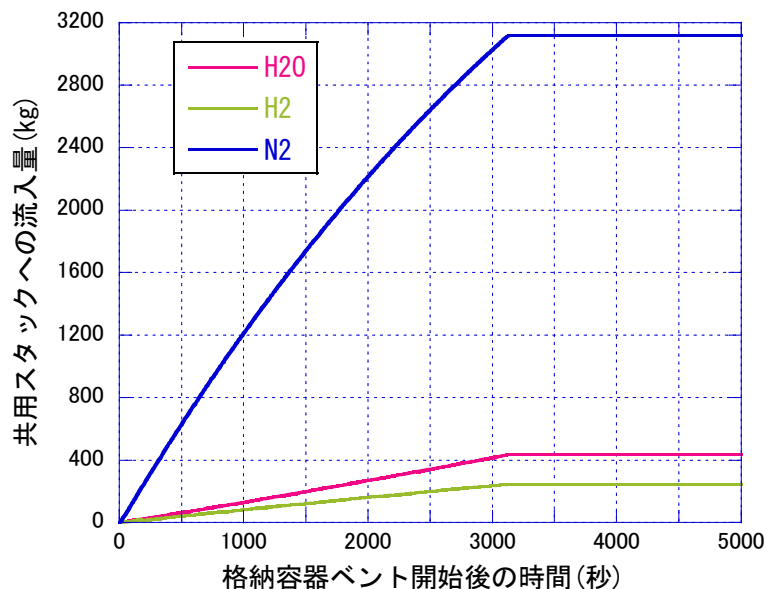


図4(a) 基本ケースでの共用スタックへの流入量

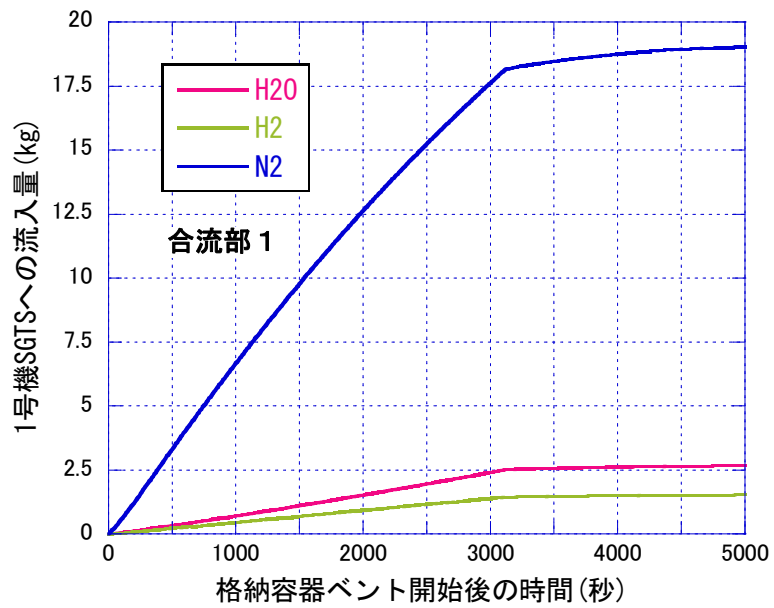


図 4 (b) 基本ケース 合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れの積算値

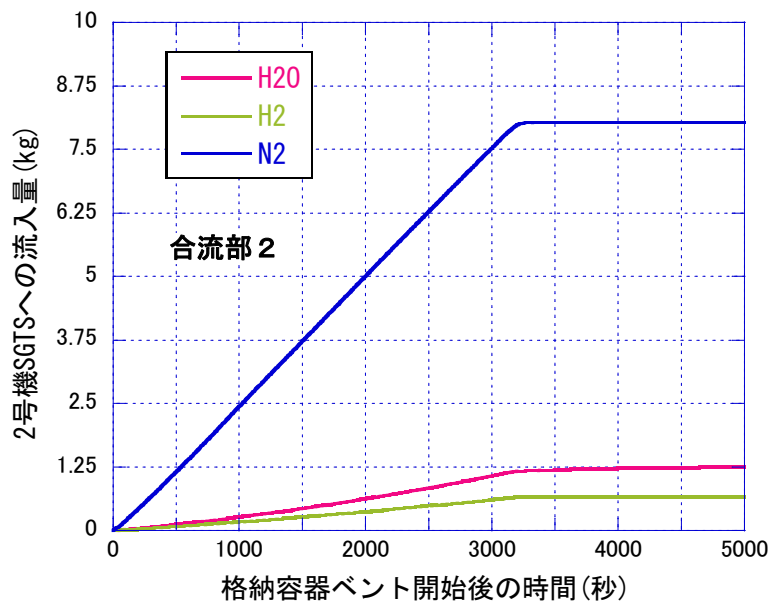


図 4 (c) 基本ケース 合流部 2 から 2 号機送風機に向かう流れの積算値

感度計算 1 の結果は、合流部から 1 号機及び 2 号機送風機に向かう SGTS 配管へ流入する質量が、放出される質量に対して 8%及び 5%となり、これは、Cs-137 の流入量としては、12TBq 及び 8TBq に相当する（表 1 参照）。この結果は、基本ケースと比べて、汚染分布に関して、調査結果により整合している。同様に、感度計算 2 の結果では、1 号機及び 2 号機送風機に向かう SGTS 配管へ流入する相対質量は、14%及び 5%となり、これは、Cs-137 の流入としては、21TBq 及び 8TBq に相当する。

以上の結果は、グラビティダンパにおいて設計条件以上に過大な漏洩が生じたことが、SGTS 配管やフィルタの汚染状況に強く影響したこと、及び、過大な漏洩がない場合は、調査結果と整合する結果は得られないことを示している。また、合流部 1 の圧力が合流部 2 の圧力より高いことから、同じ漏洩面積の場合、1 号機側 SGTS の汚染が大きいことが分かる。

表 1 ベント作動時の流量分配

解析ケース	1 号機 SGTS	2 号機 SGTS
基本ケース	0.6% (0.9TBq)	0.3% (0.4TBq)
感度計算 1	8% (12TBq)	5% (8TBq)
感度計算 2	14% (21TBq)	5% (8TBq)

(2) 流動状況

RELAP5 解析によって示されるベント排気配管系の流れの状況を、より詳細に示すために、図 5 に、感度計算 1 のベント開始から 25 分後における気相流速、及び温度（流体、壁温）について、ベント入口からスタック出口、合流部 1 から 1 号機送風機、合流部 2 から 2 号機送風機への三つの流路にそっての変化を示している。以下に、感度計算 1 で示された流動状況を説明する。

ベント弁上流圧力は、約 750kPa から 500kPa まで時間の経過とともに直線的に低下するが、臨界流状態となる流調弁の直下流の圧力は、102.2kPa から 101.7kPa に緩やかに減少する。この圧力は、流調弁下流領域における最大圧力であるが、大気圧からほとんど過圧されていない。

図 5 は、ベント弁下流の合流部 1 から合流部 2 までの配管では、流速は 30m/s 程度であるが、合流部 1 から 1 号機送風機、及び、合流部 2 から 2 号機送風機の流路の流速は、それぞれ約 2m/s と 1m/s であることを示している¹⁴。S/C から放

¹⁴ 図 5 に示される速度は、コードにおいて評価されたボリューム（質量やエネルギー保存則を計算するための検査体積）で定義される速度であって、ジャンクション（ボリュームを連結する流路であって速度が運動量保存則から定義される場所）の速度ではないことに注意が必要である。ボリュームで定義される流速は壁摩擦等の相関式を計算するために用

出されたベントガスは流調弁で近似的に等エンタルピー膨張し、S/C 温度とほぼ同じ温度で弁の下流側に流入する。以後、流路方向に、壁から冷却されることにより、ガス温度は低下する。流調弁直下の圧力の時間変化が非常に緩やかであることから、ベント弁が開放されている期間において、気相速度は、ほぼ定常的な速度と見なせる。一方、壁温度は、流体から加熱されることにより、初期温度から時間とともに流体温度に近づくように増大し続ける。この時刻において、流調弁より下流の配管壁温度は、ベント弁からスタックに向かう流路で外気に接する部分において、外壁温度より約 25K 高い温度で一定であること、及び、1 号機送風機付近の壁温度が上流側より数°C 高くなっていることを除けば、境界条件とほぼ同じ温度である。この一定な管壁温度分布と 1 号機送風機付近の壁温度は特徴的な結果であるので、この解析結果の妥当性を後で議論する。

S/C から放出された流体は流調弁に至る前に壁から冷却され、ベント弁が開放されている期間において、水蒸気流量の約 1/4 が凝縮するが、大部分が液滴となり流調弁下流領域に流入する。流調弁下流領域では、過熱した気相からの伝熱により液滴は蒸発し、スタック及び 1 号機送風機に向かう流れの液相体積率は極めて小さな値 (1E-6 から 1E-8 オーダー) であり、過熱した単相流に近い噴霧流と見なせる。解析された流動状況は、共有配管部分で急激に変わることはなく、流速が 30m/s から 20m/s 程度に落ちるものの 1 号機 SGTS 配管内と同様に液相体積率が非常に小さな噴霧流がスタックに流入している。このことは、スタックから約 3m 程度の SGTS 共有配管部分が局所的に高いレベルで汚染されている調査結果と整合しておらず、この部分の汚染はベント作動後に生じたとする推定を裏付けている。

一方、2 号機送風機に向かう流れにおいて、合流部 2 から 10m 程度の範囲は過熱状態が継続されているが、以降、管壁からの冷却により気相温度は低下し、飽和温度とほぼ等しくなる。このため、壁からの冷却により凝縮が生じている。ベント開放時の本流路における凝縮量は、この流路の入口から流入する蒸気量のおよそ 34% に相当する。

スタック内は、二つの平行チャンネルで模擬したことにより、上昇流と下降流が分離し、ベントから流入する気体は、下降流側からの水平流れと混合しつつ上昇する。気相の混合により温度は低下し、上昇側流路の入口領域で約 287K、頂部付近で、ほぼ外気温度の 281K である。後述するように、一次元コードで並行チャンネルを用いてスタックを模擬する場合、気相速度は大幅に過大評価されるた

いる速度で、ボリュームに接続されるジャンクションでの速度を、面積、ボイド率、密度等を用いて平均しており計算手順がやや複雑である。図 5 の横軸のゼロ付近の 2 点は、同じ断面積のボリュームでの気相速度であるが、値が異なっているのはこの理由による。

め、流れの状況は適切に評価できない。そこで、ベントから排気された気体のスタック内での滞在時間を、断面平均速度の約 0.2m/s を用いて評価すると約 600 秒になる。この値と THALES2 で計算された S/C からの Cs-137 放出速度を用いると約 26TBq の Cs-137 がベント作動中に蓄積されることが推定される。ただし、この値は、流速に不確かさがあることに加え、エアロゾルの管壁への付着や重力沈降を考慮していないことから、あくまで可能性を示す目安である。

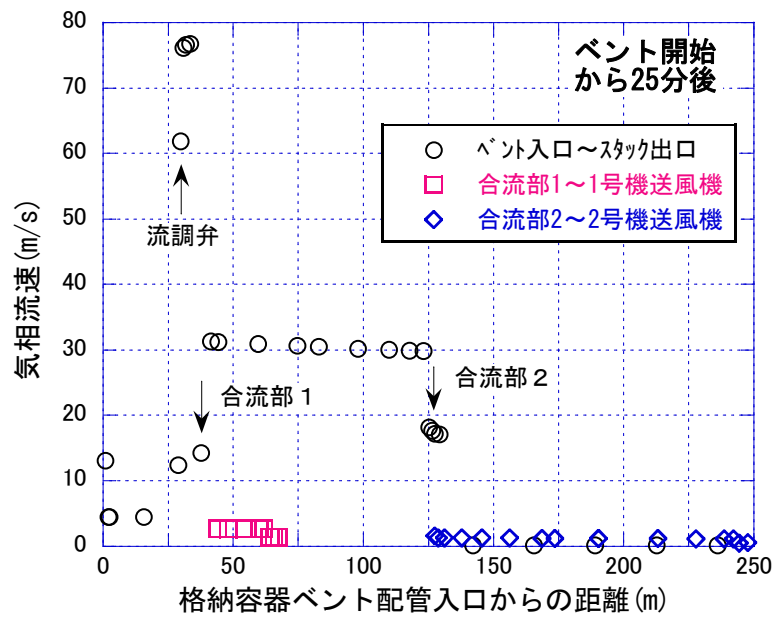


図 5 (a) 感度計算 1 における気相流速分布

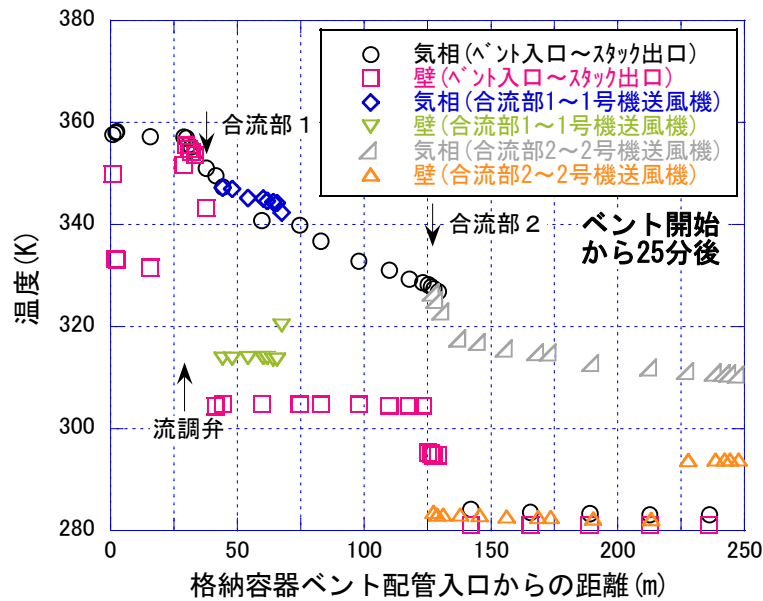


図 5 (b) 感度計算 1 における気相及び壁内面温度

(3) スタック内の流れ

本検討では、2 流路モデルと 1 流路モデルで解析を行った結果を検討した。1 流路モデルの場合、ベント弁作動時には、スタック内に水素を含む軽い流体が蓄積し、スタック底部の静圧が減少するため、2 号機側の圧力境界から空気が流入し、ベント流が 2 号機側に向かわない状況、すなわち、観測された汚染状況と全く整合しない状況が計算された。実際の現象では、このような状況では、スタック上部から外気が流入することが考えられることから、1 流路モデルではスタック底部の圧力を過少に評価し適切でないと判断し、2 流路モデルで解析を行うことにした。その結果、前述のように、重力ダンパの漏洩の仮定とあわせ、フィルタの汚染状況と整合する状況が得られた。ただし、2 流路モデルとしても、RELAP5 コードのような一次元モデルでは、流体間の運動量の交換や摩擦力が適切に計算されないため、過度な循環が生じ、流速は過大評価されるとともに気相温度は過小評価され、静圧効果を過大に評価すると考えられる。よって、スタック底部の圧力は、1 流路モデルの結果と 2 流路モデルの結果の間にあると推定できるが、汚染状況との整合性の観点から、2 流路モデルで得られる値により近いと推定できる。

(4) 圧力境界の影響

本解析では、地表面において大気圧(101.33kPa)とし、各圧力境界の高さの違いを考慮し境界条件を設定したが、僅かな圧力の違いが流れを誘起することが経験された。例えば、スタック頂部圧力を固定し、ベント弁作動前に流れが実効的に静定された状況を達成するために、1号機と2号機の境界圧力を、6桁まで調整することが必要であった。ここで、流れが0.005kg/s(流速にして数cm/s)以下の場合に、流れが実効的に静定されたとした。

この微妙な圧力境界の影響は、ベント配管系統の圧力損失が極めて小さいことにより生じており、実際の事故時の状況でも、僅かにでも境界圧力が変動した場合に、流れが駆動されることを示している。このことは、前述のように、流調弁下流の配管系統では、30m/sの流速で1kPa程度の差圧が発生することからも理解できる。簡単のために、流れを乱流もしくは層流と仮定する時、例えば、0.1m/sの流速で発生する圧損は、1kPaの9万分の1もしくは300分の1程度であり、境界条件の差がこの圧損に相当する僅かな場合であっても0.1m/s程度の流れが誘起されることが分かる。一方、このような速度であっても、気相中に浮遊するエアロゾルの流れに沿った移動や重力沈降挙動は大きく影響を受ける。これらの結果は、事故時に格納容器からの放熱や気体漏洩等により1, 2号機原子炉建屋の圧力条件が僅かにでも異なると、ベント終了後の流れや浮遊するエアロゾルの挙動、さらには汚染分布に有意な影響を与えることを示している。

なお、10月16日に開催された第14回会合において、「原子炉格納容器耐圧強化ベント及びSGTSライン熱流動解析-1号機及び2号機の結果-」と題する報告を行っているが、その際、紹介した解析では、スタック頂部、1号機及び2号機原子炉送風機の圧力を、すべて大気圧と設定していた。この条件は、スタック頂部の圧力を約1.4kPa過大に設定しており、現実にはあり得ない不適切な境界条件であった。得られた結果を、本解析と比較すると、ベント作動時において1, 2号機SGTS送風機への流入量を同じにするために、本解析では漏洩面積を約3倍広くしていること以外には、流調弁下流近傍の圧力が1kPaほど低くだけであり、大きな違いはない。一方、ベント弁閉鎖後の流れは大きく影響を受け、本解析では流れは閉鎖後ただちにほぼ静定したのに対し、以前の解析では、スタック頂部から、ベント配管系に向かう無視できない大きさの流れが連続的に生じた。

また、前述のように、スタックを1流路と2流路モデルでモデル化する場合、スタック底部の圧力の違いは数百Pa程度であるが、ベント弁開放後のベントガスの挙動が大きく影響を受けている。

これらの結果は、本ベントシステムの解析では、境界圧力は大気圧の0.1%程度(100Pa)以下まで静圧効果を適切に考慮する必要性がある一方、合理的に予測す

ることが不可能な 1Pa 程度の違いが、特にベント弁閉鎖後の配管内のエアロゾル挙動に影響を与え得ることを示しており、現象解析の本質的な難しさが示されている。

(5) 汚染分布の概略評価

RELAP5 解析で得られた代表的な流動状況についての解析結果から、様々な沈着メカニズムによる管壁への汚染分布を、簡単な仮定をおいて概略評価する。

一般に、MELCOR 等では、沈着量はエアロゾル濃度に比例し、その比例係数は、流体条件等で定まる沈着速度と沈着する面積により定まるとしてモデル化される。さらに、定常状態を仮定する場合、ある口径 d の配管において、流れ方向位置 x に至るまでの壁への沈着量積算値 Q は、入口からのエアロゾル流入質量 Q_0 で正規化し、

$$\frac{Q}{Q_0} = 1 - \exp\left(-\frac{4fv_d x}{v_f d}\right)$$

で表される。ここで、 v_f は流体速度、 v_d は沈着速度である。式中の配管方向の位置と流体速度の比 x/v_f は、流体がその位置に到達するのに要する時間、すなわち、配管での流体滞在期間を意味する。また、 f は流路断面積と沈着する管内壁面積から定まる定数で、周方向に均一に付着する場合は 1、重力沈降により水平配管の下側にのみ生じると仮定する場合は、0.5 とする定数である。

沈着メカニズムとしては、THALES2 や MELCOR では、重力沈降、ブラウン運動、熱泳動、壁凝縮に伴う拡散泳動、乱流沈着等が考慮されている。これら沈着速度に対しては、エアロゾル粒径が大きく影響し、詳細には、粒径分布を考慮し、沈着挙動を評価する必要があるが、ここでは、簡単のために、THALES2 コードで計算された重量平均径が $0.7 \mu\text{m}$ であることから、 $1 \mu\text{m}$ 直径のエアロゾルについて、概略的に付着挙動を評価する。なお、流速条件等は、先述の感度計算 1 の弁開放から 25 分後の評価結果を用いる。

ベント弁からスタックに向かう流れにおいて、合流部 1 から合流部 2 の間においては、上記沈着メカニズムを比較したところ、熱泳動と乱流沈着による効果が大きく、それらによる沈着速度は、合わせて約 0.4mm/s であった。この場合、上式より、合流部 1 から 2 に至る配管内でのエアロゾルの付着量は流入した重量の 2% であり 2TBq に相当する。長さは約 85m であるから、1m あたり 0.023TBq 程度の汚染に対応する。この結果は、1 号機建屋内とスタック近傍を除き、顕著な汚染がこの流路において観測されていないことと整合している。

合流部 1 から 1 号機送風機に向かう流れにおいて、沈着速度は熱泳動と重力沈降を合わせて 0.1mm/s 程度であり、約 25m の距離の間で、流入量の 2% 程度が沈着

する。感度計算 1 では、12TBq が流入したと推定しており、その場合、0.2TBq 程度の付着に相当する。

合流部 2 から 2 号機送風機への流れにおいては、配管内の流速は 1.2m/s 程度であり、壁凝縮に伴う拡散泳動と重力沈降が比較的大きな沈着速度を与える。前者については、流れ方向に一様な凝縮を仮定する場合、沈着速度は 0.04mm/s 程度、また、後者については、 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルの重力沈着速度は、0.08mm/s 程度である。これらを合わせ、上式で推定すると約 5% が付着することに相当し、8TBq の流入の場合、配管全体で 0.4TBq が付着することになり、スタック近くの SGTS 配管内の汚染状況と整合していない。

他に考慮すべきメカニズムとしては、エアロゾル上への凝縮による液滴径の増大効果が考えられる。例えば、 $10\mu\text{m}$ まで直径が大きくなると仮定すると、沈着速度は 2mm/s となり、流入するエアロゾルの 70% が沈着することになるなど、配管内汚染分布に大きく影響する。しかしながら、このメカニズムによれば、2 号機 SGTS に流入してからの経過時間が長いほど、粒子径が大きくなり管壁に付着しやすくなることから、送風機に近づくほど、汚染が増加することになる。また、合流部 2 から約 10m の範囲では、感度計算 2 の結果では過熱状態にあるから、このメカニズムで、スタック近傍の 2 号機配管が汚染していた理由は説明できない。

スタック近傍の 2 号機配管が汚染していた理由として、一つの可能性としては、ベント閉鎖時にスタック内に蓄積されたエアロゾルが重力で落下する際に、スタック及び 1 号機側から 2 号機側に気相が流れる状況が生じていれば、スタック近傍での 2 号機配管内を汚染させることになる。このような流れが生じることについては、前述のように、ベント配管系統は、僅かな境界圧力の変動により流れが生じやすい特性を有すること、及び、エアロゾルの沈降速度が極めて遅く流れに影響を受け易いことから、その可能性は否定できない。また、ベント弁閉鎖後の流速の遅さとともに、残留する水蒸気が外気との直接接触等により冷却されエアロゾルに凝縮し直径が大きくなり重力沈降速度が大きくなることも、スタック付近の汚染が局所的に生じた理由の一つの可能性として考えられる。

(6) 解析の妥当性について

RELAP5/MOD3.3 コードは、冷却材喪失事故等の軽水炉事故時の挙動を評価するために世界的に使用実績のあるコードであるが、本解析のような低圧高流速で、不凝縮ガスと水蒸気と液相が混在する二相流挙動についての解析経験はあまりなく、本解析への適用性については、検討する必要がある。以下に、評価結果に重要な影響を与える、臨界流、壁との圧力損失、壁との熱伝達について検討する。

臨界流については、原子力安全の分野以外に多くの工学分野で理論的な検討や実験との比較がなされており、今回の適用に際しても、大きな問題はないと推定

できる。基本的に臨界流現象は、質量、運動量、エネルギーの保存則から、下流圧力を変更しても流量が変わらない条件を解析的に解くことにより求められ、単相流の場合、解析解は実験値と良く一致する。本解析では流調弁上流の液相体積率は非常に小さく、上流が低ボイド率の流体やサブクール水の場合に現れる二相流特有の複雑な現象は顕著には現れず単相の気相流に近いことからモデルの適用に関する大きな問題はないと考えられる。流路形状によっては絞り部で多次元的な流れとなるため、縮流効果と言われる流路面積を実効的に減少させる効果を考慮する必要があるが、今回の解析では、観測された圧力挙動と整合する THALES コードの結果と一致するように流路面積を調整していることから、この問題も生じていないと考えられる。なお、本文中に等エンタルピー変化という表現を用いているが、これは、絞りの前後において温度があまり変化しないことを強調するために用いており、コードの中では、より厳密に全エネルギーの保存則が考慮されている。

壁との圧損に関しては、単相流の場合、レイノルズ数、摩擦圧力損失係数、配管内面の粗さには、実験等に基づく適用範囲が広い一般的な関係があり、また、二相流に関しても単相流の関係を基に、一般的な手法が整備されており、本コードもその手法を用いていることから模擬性に大きな問題はないと考えられる。本解析では、粗さについては $30\ \mu\text{m}$ 程度、曲がりについては滑らかな曲がりの局所圧損に対応した値を用いており、これらは一般に使用される値であるので、実際のベント系配管と大きく異なるとは考えにくい。

壁との熱伝達に関しては、RELAP5 コードでは、流動状態や壁温度等との関係から熱伝達率モデルを選択するようになっており、本解析ではほぼ全流路において、Chato もしくは Nusselt の凝縮伝熱相関式が使用されている。Chato のモデルは、垂直平板上への凝縮についての理論モデルである Nusselt の式を、水平配管内部に適用したものである。本解析条件のような乱流状態かつ液相体積割合が非常に小さく不凝縮ガスを大きく含む場合の本モデルの適用性は明らかでない。一方、液相体積率が小さい本解析条件の場合には単相強制対流熱伝達のモデルのほうが適している可能性がある。そこで、本解析で使用された Chato 式による熱伝達率を強制対流熱伝達モデルである Dittus-Boelter (DB) 式と比較したところ、流調弁上流の比較的圧力が高いところでは、Chato モデルが DB より数倍大きいこと、流調弁下流領域においては DB 式の値が 2, 3 倍 Chato 式より高いことが分かった。DB 式においては、気相温度と壁温度の差との積で熱流束を求めることに対して、Chato 式においては、飽和温度と壁温度の差を用いることから、計算される熱流束は、熱伝達率の違い以上に大きく異なる場合がある。前述のように、本解析の狙いは、現地調査で示された汚染状況の原因となる流れを検討することであり、スタック近傍での局所的な汚染に対応するような流動状況の急激な変化があ

るかどうかを見るのが主要な狙いである。そのような急激な変化は、二相流の流動様式の急激な変化によってなされる可能性がある。そこで、冷却の効果を最大にし、より液相割合の大きな二相流になるように、二つの相関式で計算される熱伝達率の大きな方を用いることとし、流調弁上流では Chato 式を、下流では DB 式を用いる感度計算を行いスタック近傍の流れの状況に対する影響を調べたところ、スタックに流入する蒸気質量が 5%程度減少し、また、気相過熱度は半分程度に減少した。しかし、流調弁からスタックに至るまで流れが液滴噴霧流である流動状況は同じであった。よって、本解析の目的から、この程度の違いからは、結論に影響するような違いは生じないと推定できる。さらに、DB 式の値を 2 倍する感度計算も行ったが、DB 式をそのまま用いる場合と比べてスタックに流入する流れの凝縮量は 1%程度増大しただけであった。

熱伝達モデルの選択により、局所的に熱流束が大きく異なる場合であっても、壁との伝熱の積分効果として表れるスタック付近の流体の状態には大きく影響していないという結果は、システム解析で良く表れるシステム効果として理解できる。すなわち、局所的な熱伝達率の増大はある時刻においてある場所の熱流束を増加させるものの、気相温度の低下と壁温度の上昇により温度差は小さくなる方向に向かうため、システム全体としては熱伝達率の増大の効果が緩和され、平均的な冷却効果は局所的な挙動と比べて大きく影響を受けないと理解できる。以上より、熱伝達モデルの不確かさは、局所的な壁温度分布や熱流束に大きく影響するが、この範囲の変化では、局所の熱伝達挙動が積分的に影響する流動状態に大きな影響をあたえず、解析されたベント作動時の挙動から現地調査で見られたような汚染分布を説明することは困難であるという結論に、強く影響を与えるものではないと言える。

なお、DB 式を用いた計算において、壁温度分布は、図 5 の合流部 1 から合流部 2 状態の間でほぼ一定となる分布とは異なり、壁温度は流れ方向に減少し、上流側でより高くなることが示された。これは、先述のように熱流束を Chato 式では飽和温度と壁温度の差を用いて、また、DB 式では気相温度と壁温度の差を用いて求めることから、DB 式を使用する場合においては、上流側の気相温度が高いことが壁温に反映されることによる。また、1 号機 SGTS 送風機付近の壁温度が上流側より数°C高くなったことは、伝熱モデルとして、この場所では強制対流伝達が、また、その上流側では凝縮モデルが選択されたため、壁温度は、前者では気相温度に後者ではそれよりも小さな飽和温度に影響を受けたことによる。

5. まとめ

RELAP5 コードを用いた解析結果の考察から、観測された汚染状況の原因として、以下のことが推定可能と考えられる。

- 1) 解析結果は、ベント作動時に、グラビティダンパの漏洩量が設計条件と同様な場合には、SGTS フィルタで観測された数 TBq から数十 TBq の汚染は生じないことを示した。この結果は、グラビティダンパの設計条件以上の漏洩が、観測された汚染の原因である可能性を示している。ベントガスの動圧（単位体積あたりの運動エネルギー）が摩擦損失と等しいと仮定する場合、推定されるグラビティダンパ漏洩面積は、配管流路面積の数パーセント程度であり、また、同じ漏洩面積の場合、ベント流路の上流側に接続された1号機側 SGTS フィルタが2号機側より約3倍高い水準で汚染されることが示された。
- 2) 1号機ベント弁からスタックに向かうベントガスの流れは、初期に常温状態であった配管構造材の温度上昇と外気への放熱により冷却されるものの、ベント弁の下流にある流調弁での急激な減圧に伴うガスの等温膨張による過熱効果もあり、スタックには、僅かな液相（液相体積率で 10^{-5} 以下程度）を含む数°C程度過熱した二相噴霧流として流入した。流路途中で流動の様相が大きく変わることはなく、スタック近傍数メートルの SGTS 共通配管に限定された汚染状況が、ベント作動時の流れによるものとは考え難い。また、ベントガスの冷却に影響する配管との熱伝達率を大きく変えた感度計算によっても、流動状況が流れ方向に大きく変わることはないという結果が確認できた。この結果は、SGTS 共通配管の汚染はベント作動時の流れにより生じたものではないという推定を裏付けるものである。
- 3) ベント弁からスタックに流れる流路、及び、この流路から分岐し1号機及び2号機 SGTS フィルタに向かう流路において、 $1\mu\text{m}$ のエアロゾル径を仮定し、概略的にベント弁開放時の管壁への付着挙動を評価したところ、流路に流入する汚染物質の数%程度が配管内壁にほぼ一様に付着する可能性が示された。この結果は、スタック付近を除いて局所的な汚染が観測されなかったことと整合するが、スタック付近の汚染は説明できない。
- 4) スタック内の流れは三次元的なものになると推定され、一次元コードを用いた本解析では流動状態の詳細は把握できないものの、ベント作動時のスタック断面での平均速度から単純にベントガスの滞在時間を見積もると約10分に相当することから、50分間のベント作動時間に放出されたエアロゾルのうち、かなりの量のエアロゾルが、スタック内に存在し、このエアロゾルの一部がベント弁閉鎖後に重力で落下しスタック下部周辺を汚染した可能性が推定できる。
- 5) 本解析においては、ベント弁開放前の初期条件として、流れが十分静定することを仮定した。この初期条件の確立させる際に、境界圧力の数 Pa の違いが数 cm/s 以上の流れを誘起することを経験した。僅かな境界圧力の違いが、流速

にこの程度影響することは、本ベント系の一つの特徴と言える。また、エアロゾルの重力沈降挙動は、粒径にもよるが一般に非常に小さく、僅かな流速の影響を受けることが知られている。これらから、ベント弁閉鎖後に、スタック内に残留するエアロゾルが重力沈降する際に、境界圧力の僅かな違いにより誘起された2号機に向かう低速度の流れ（例えば、数 cm/s から数十 cm/s 程度）があると仮定する場合に、観測されているスタック付近（スタック底部、SGTS 合流配管、スタックから 15m 程度の範囲の2号機 SGTS 配管）の汚染を生じさせる可能性がある。ただし、スタック底部付近の汚染は事故後の約 10 年にわたる雨水の侵入や結露等に影響を受けた可能性は十分にあり、これらの効果を程度問題として分析することはほぼ不可能であろう。

- 6) 以上をまとめると、現地調査で示された汚染状況の原因として、1号機及び2号機 SGTS フィルタの汚染については、ベント作動時に、グラビティダンパの漏洩口を通過してベントガスが1号機及び2号機 SGTS フィルタに流入したこと、及び、スタック付近（スタック底部、SGTS 共通配管、スタックより 15m 程度の範囲の2号機 SGTS 配管）の汚染については、ベント弁閉鎖後にスタック内のエアロゾルが重力により落下したことが可能性として考えられる。

(別添 4)

1/2 号機共用排気筒基部の高汚染の原因

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、主に 2017 年 2 月から 2020 年 7 月にかけて、1/2 号機共用排気筒並びに 1 号機 SGTS 配管系及び 2 号機 SGTS 配管系について、テレテクター (GM 計数管) による線量率の測定及びピンホール型ガンマカメラによる Cs-137 の汚染密度の測定を実施した。

現地調査の結果、1/2 号機 SGTS 配管接続部付近の 1/2 号機共用排気筒基部¹⁵に汚染の程度が高い箇所が確認された。ガンマカメラによる Cs-137 の汚染密度の測定からは、約 2~3 Sv/h と推定される¹⁶。(図 1、2)

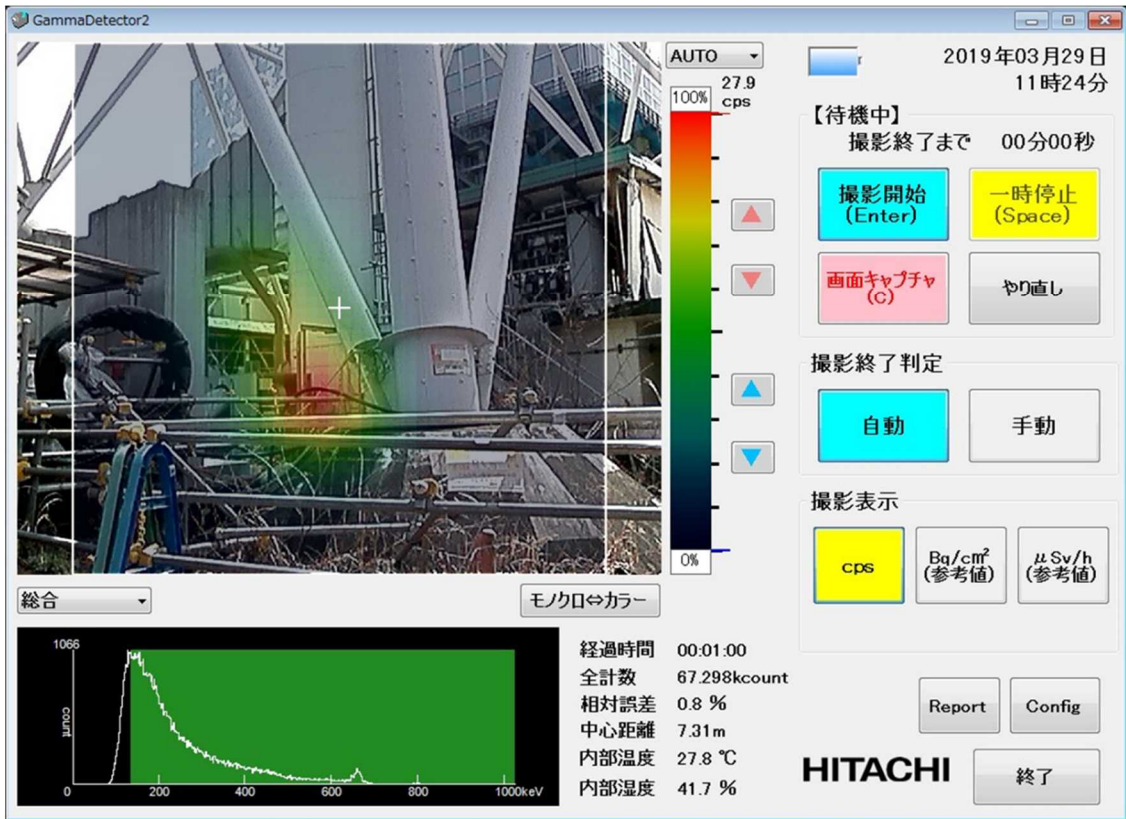
また、1 号機 SGTS 配管系と 2 号機 SGTS 配管系が合流し、1/2 号機共用排気筒に接続される箇所 (SGTS 配管接続部) においても高い汚染が確認された。テレテクター (GM 計数管) による SGTS 配管の線量率測定では、1/2 号機 SGTS 配管接続部付近の配管 (水平円管) の断面方向の配管上部が数 100 mSv/h であるのに対して、配管下部は 4.2 Sv/h であった。(図 3)

一方、1/2 号機共用排気筒の上部については、2019 年から 2020 年にかけて東京電力が解体した排気筒上部の切断片¹⁷の線量率の測定を実施した。その結果、排気筒上部の線量率は、0.1~0.7 mSv/h 程度であった。(3. 参照)

¹⁵ 共用排気筒の底部に加えて、排気筒と SGTS 配管の接続部 (SGTS 配管接続部) から 1 号機 SGTS 配管と 2 号機 SGTS 配管の合流部 (SGTS 配管合流部) までの範囲を「排気筒基部」としている。

¹⁶ 「平山英夫他, "ピンホール型ガンマカメラによる 137Cs 放射能の測定" 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 19, No.3, p152-162(2020)」による手法で評価

¹⁷ 東京電力は、耐震上の裕度向上を目的に、1/2 号機共用排気筒の上部約 60m の解体工事を 2019 年 8 月から着手し、2020 年 4 月に解体を完了した。



平成31年3月29日原子力規制庁撮影

図1 1/2号機共用排気筒基部（ガンマカメラ）

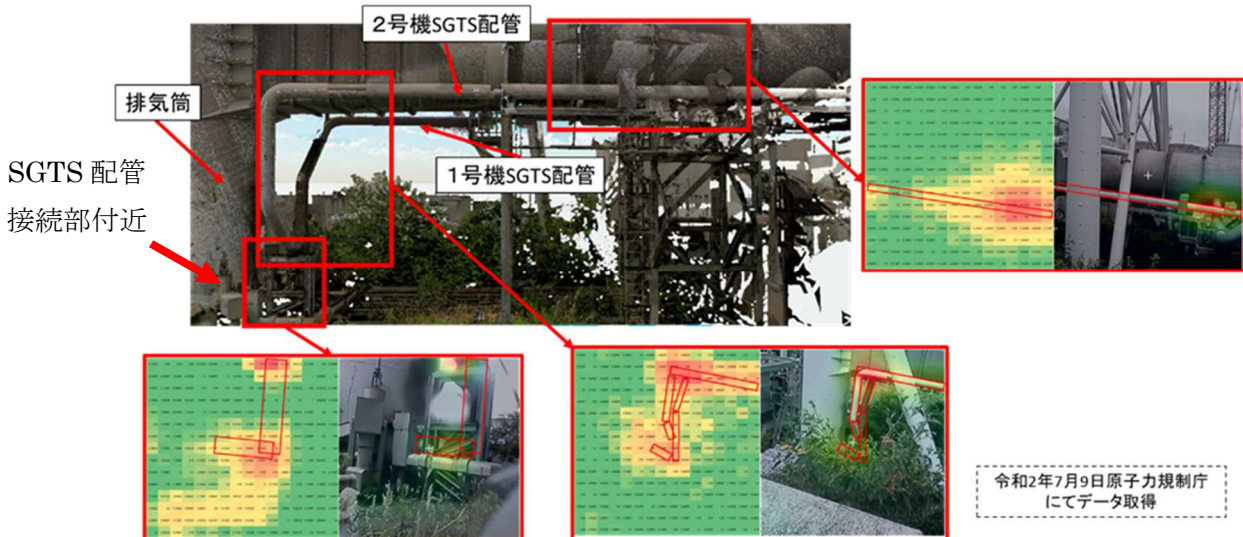


図2 1/2号機 SGTS 配管接続部付近（ガンマカメラ）

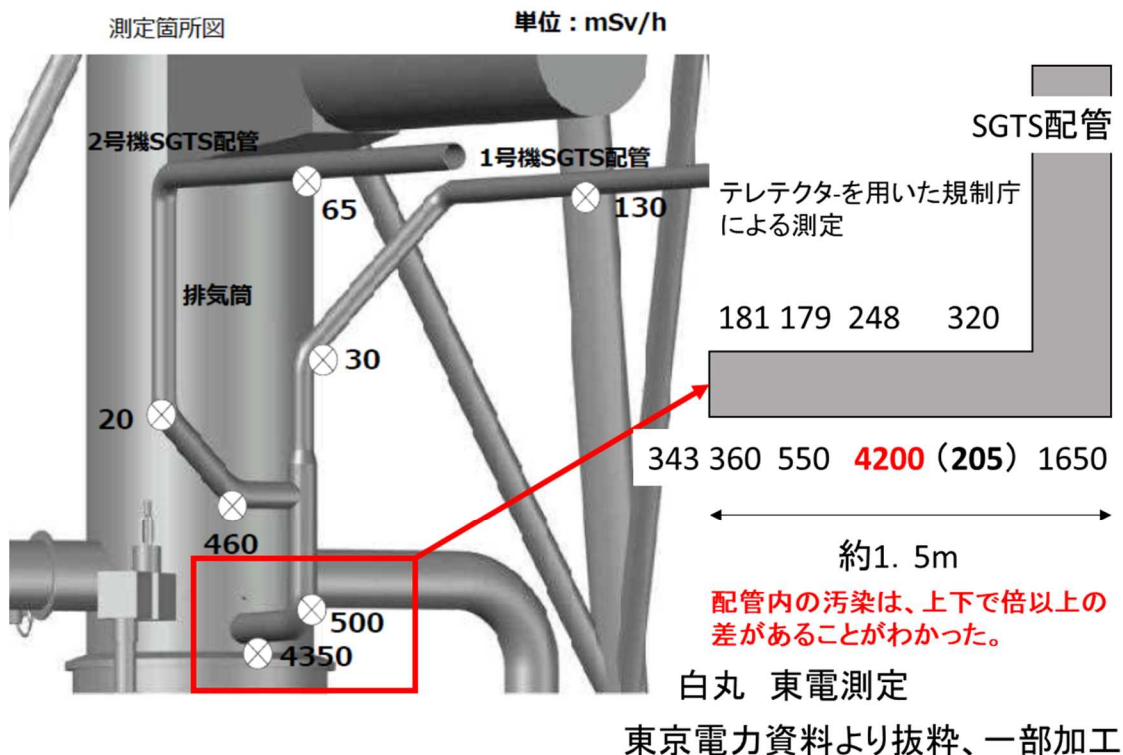


図3 1/2号機SGTS配管接続部付近のSGTS配管（テレテクター）

1/2号機共用排気筒については、東京電力における調査でも東京電力福島第一原子力発電所事故直後に10 Sv/hを超える線量率が測定される¹⁸など、高い汚染が確認されている。2020年2月に東京電力が実施した排気筒下部周辺SGTS配管の線量率の調査¹⁹でも、1/2号機SGTS配管接続部付近の配管水平部において、約4.3 Sv/hが測定されている。

また、1/2号機共用排気筒の底部内側についても、東京電力が2020年に実施した排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率の調査（2.参照）において、SGTS配管の接続箇所近く（排気筒底面からは約50cm）で最大820 mSv/hが確認されている。

1/2号機共用排気筒については、排気筒上部で0.1～0.7 mSv/h程度、排気筒基部で2000～4000 mSv/h程度、排気筒底部内側で最大820 mSv/hの線量率であり、

¹⁸ 東京電力による調査では、排気筒接続部付近で2011年8月1日10 Sv/h超、2015年10月21日2 Sv/hが測定されている。

福島第一原子力発電所1/2号機排気筒の下部線量測定について（2013年12月6日 東京電力株式会社）

1/2号機排気筒ドレンサンピットへの対策（2016年5月11日 東京電力ホールディングス株式会社）

¹⁹ 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16日 東京電力ホールディングス株式会社）

排気筒基部は排気筒上部に比べて4桁程度線量率が高くなっている。さらに、排気筒に接続される1/2号機SGTS配管接続部付近のSGTS配管では、配管(水平円管)の断面方向の下部の方が上部よりも1桁程度高いことが確認されている。

一方、3/4号機共用排気筒については、3/4号機SGTS配管系が共用排気筒に接続される箇所(SGTS配管接続部)で3 mSv/h程度であった。

この原因を調査した結果、1/2号機共用排気筒にはベントガスを排気筒頂部まで導く排気配管が存在せず、原子炉格納容器から導かれたベントガスが単純に排気筒下部に流入する構造となっていることを東京電力から提供された情報(図3, 4)から確認した。さらに、東京電力による排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査(2. 参照)においても1/2号機共用排気筒内部に排気筒頂部まで導く排気配管が存在しないこと(図5)を確認した。この結果、ベント時にベントガスが排気筒頂部から放出される前に排気筒内部にCsを含む大量のエアロゾルが蓄積し、ベント弁閉鎖後にこのエアロゾルが沈降することにより、1/2号機共用排気筒底部の著しい汚染が生じたものと判断する。

なお、S/Cからの高温蒸気を含むベントガスが口径の大きな排気筒内²⁰に放出された時点で減速減圧され水蒸気成分の多くが凝縮し水溶性のCs化合物が排気筒底部に留まることも考えられる。そのため、別添3に示すように、セシウム(Cs)の配管内側への付着に関するメカニズムと同様に、排気筒内部でのベントガス中の水蒸気の凝縮やエアロゾルの沈降による影響の推定など更なる検討が必要である。

²⁰ SGTS配管の配管径約40cm、排気筒底部の口径約320cm

○1, 2号機スタック構造

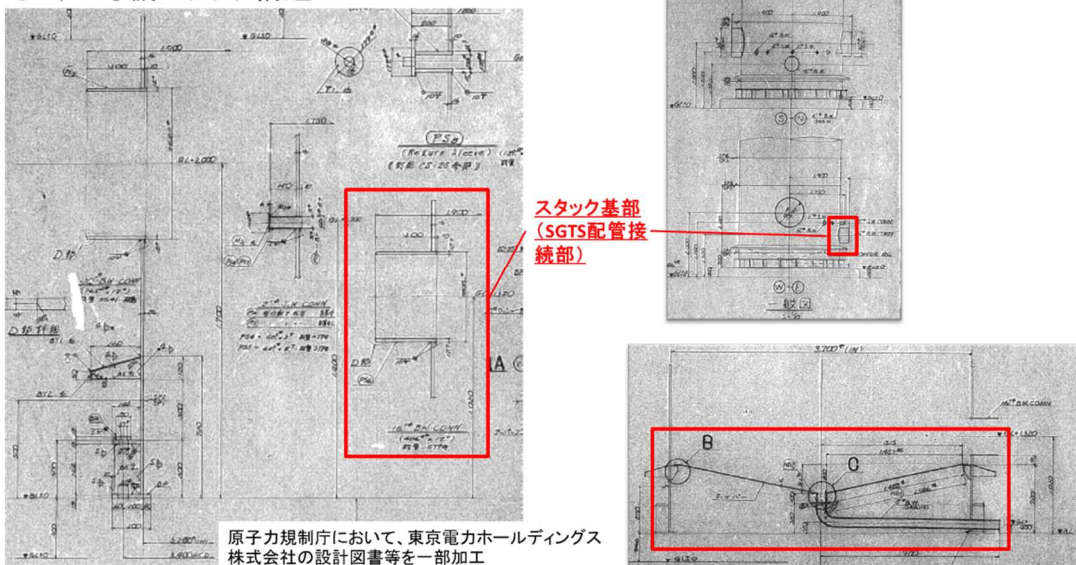


図3 1/2号機共用排気筒の構造

○3, 4号機スタック構造

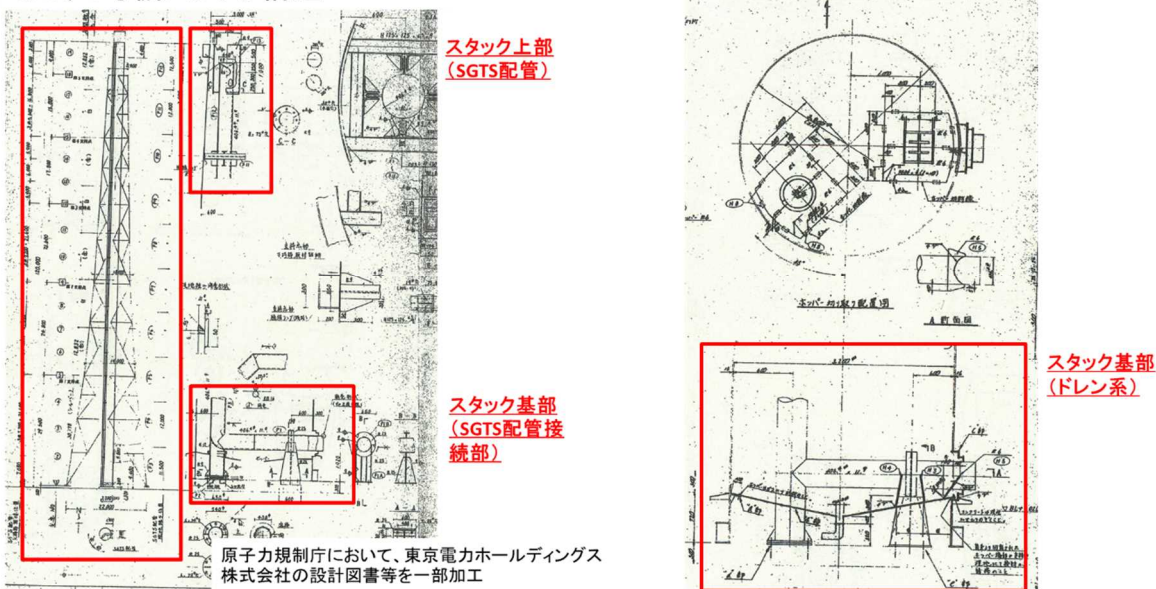


図4 3/4号機共用排気筒の構造

○ 内部確認

- ・排気筒底部にスラッジ等の堆積物および飛散防止剤が溜まっており、排気筒サンプドレン配管は確認できなかった。
- ・SGTS配管からの水の流入は確認されなかった。今後、雨天時に再度内部確認を実施予定。



17

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図5 1/2号機共用排気筒底部内側の状況(東京電力調査)

2. 東京電力における排気筒内部調査及びSGTS配管近傍の線量率調査

東京電力は、1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査として、2020年に1/2号機共用排気筒に接続されている2号機オフガス系配管に穿孔し、配管穿孔箇所からカメラを排気筒内部に挿入、排気筒内部調査²¹を行っている。(図6)

さらに、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を用いて散乱線の影響低減を図った上で、SGTS配管表面の線量率を測定するSGTS配管近傍線量調査を実施している。(図7)

²¹ 1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日 東京電力ホールディングス株式会社)

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16日 東京電力ホールディングス株式会社)

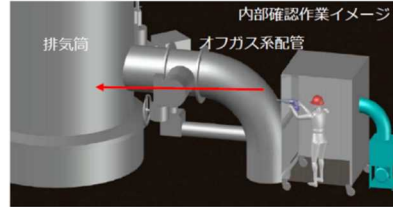
3. SGTS配管内部調査について（案）

○調査内容

SGTS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・スミア採取（SGTS配管内面）
- ・穿孔箇所復旧（鉄栓及びペロメタルにて閉止）



○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150人工
 雰囲気線量：約3mSv/h
 総被ばく量：約80mSv・人



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16日東京電力HD株式会社)より抜粋

3

図6 排気筒内部調査の概要（東京電力調査）

3. SGTS配管近傍線量調査について

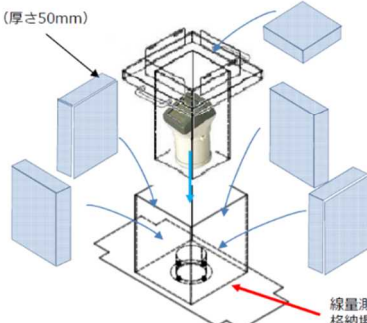
○実施内容

散乱線の影響低減を図るため、厚さ50mmの鉛でコリメートした線量計を線量測定治具内に装着し、750tクローラークレーンにて吊上げSGTS配管直上0.1m及び1m高さの線量調査を実施。合わせて、線量測定治具内に固定したカメラで配管外面確認を実施。

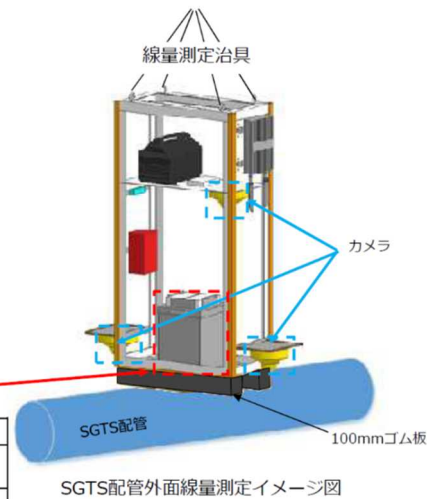
○実施日

5月14日（木）、5月15日（金）

鉛（厚さ50mm）



線量計仕様		
品名	電離箱式サーベイメーター (ICW)	電離箱式サーベイメーター (デジタル表示) (ICS)
測定範囲	0.001~1000mSv/h	0.001~300mSv/h



SGTS配管外面線量測定イメージ図

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

3

図7 SGTS配管近傍線量調査の概要（東京電力調査）

その結果、排気筒内部調査では、排気筒底部内側の SGTS 配管接続箇所近く（排気筒底面からは約 50cm）で最大 820mSv/h が確認された。また、SGTS 配管近傍の線量調査では、2 号機 SGTS 配管のバタフライ弁が設置されている箇所の周辺で、SGTS 配管表面（配管表面から 0.1m の高さ）の測定値として、650mSv/h 及び 400mSv/h が確認された。一方、1 号機 SGTS 配管の同様の箇所では、4.0mSv/h であり、2 号機に比べて低い値となっている。（図 8～10）

5. 排気筒内部調査について

TEPCO

(2) 線量測定結果

- 配管穿孔箇所より線量計を装着した操作ポールを排気筒内部へ挿入し線量測定を実施。前回未実施の⑤⑥を測定し、最大で 820mSv/h を確認。

線量計仕様	
品名	超高線量γプローブ（耐水型）(STHF-R)
線量率レンジ	1mSv/h～1000Sv/h

測定箇所	測定値 [mSv/h]	測定位置 ※1	
		排気筒底面から	排気筒内面から(A断面参照)
①	460	約0cm ※2	約-50cm
②	100	約55cm	約20cm
③	380	約10cm	約70cm
④	280	約25cm	約150cm
⑤	820	約50cm	約10cm
⑥	320	約25cm	約10cm

※1：測定位置は、映像を元に判断した距離
 ※2：2号機オフガス系配管底面からの距離

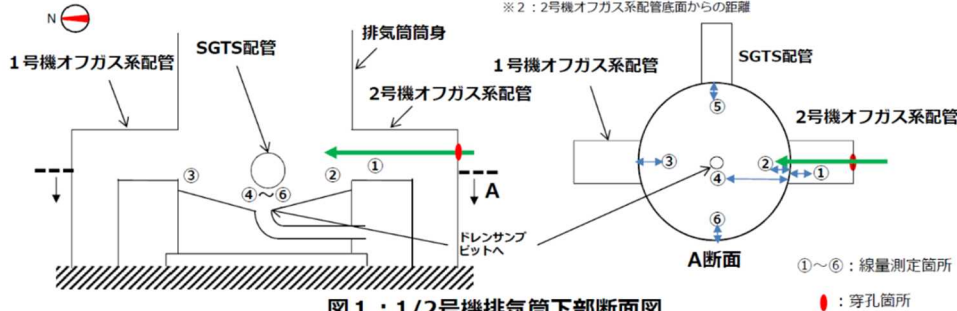


図 1：1/2号機排気筒下部断面図

①～⑥：線量測定箇所
 ●：穿孔箇所

1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

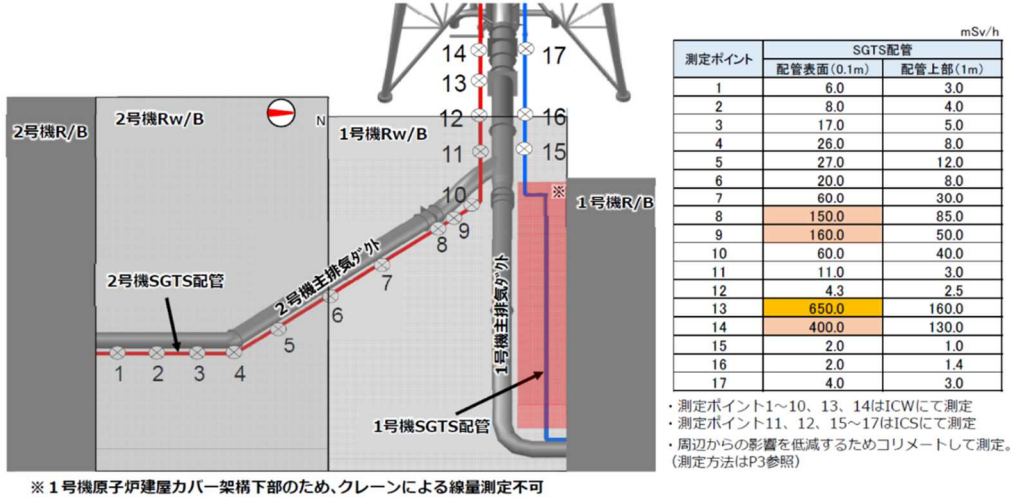
10

図 8 排気筒底部内側の線量測定結果（東京電力調査）

3. SGTS配管近傍線量調査について

(1) SGTS配管近傍線量調査結果

- ・1号及び2号Rw/B上部のSGTS配管近傍の放射線量を概ね3～5m間隔で測定を実施。
- ・測定ポイントのうち比較的高い放射線量はNo.8、No.9、No.13、No.14にみられ、最も高い値は、No.13の2号機SGTS配管表面から高さ0.1mの位置で約650mSv/hであった。



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図9 SGTS配管近傍の線量調査結果(東京電力調査)

3. SGTS配管近傍線量調査について

(2) 高線量箇所について

- ・高い放射線量が確認された、No.13(650mSv/h)及びNo.14(400mSv/h)付近にはバタフライ弁が設置されているため、放射性物質が止まりやすい環境も考えられる。
- ・一方、No.8/9(⑧150mSv/h、⑨160mSv/h)に関しては水平配管部分であった。
- ※周辺からの影響を低減するためコリメートして測定。(測定方法はP3参照)



1/2号機SGTS配管撤去に向けた現場調査の実施状況について(2020年6月15日東京電力HD株式会社)より抜粋

図10 SGTS配管近傍の線量調査結果(高線量箇所)(東京電力調査)

3. 1/2号機共用排気筒の切断片の線量率の測定等

原子力規制庁は、東京電力が2019年から2020年にかけて解体した排気筒上部の切断片の線量率の測定及びガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度の分布の測定を行った。

線量率の測定等は、図1-1に示す排気筒の切断片となる筒身16ブロック及び鉄塔7ブロックのうち、筒身の3ブロック（No. 5、No. 7、No. 9）について行った。

1. 1/2号機排気筒解体概要

TEPCO

- 本工事は耐震上の裕度向上を目的に、上部約60mの解体工事に2019年8月から着手。
- 23ブロック目までの解体を4月29日に完了、頂部蓋設置を5月1日に完了した。

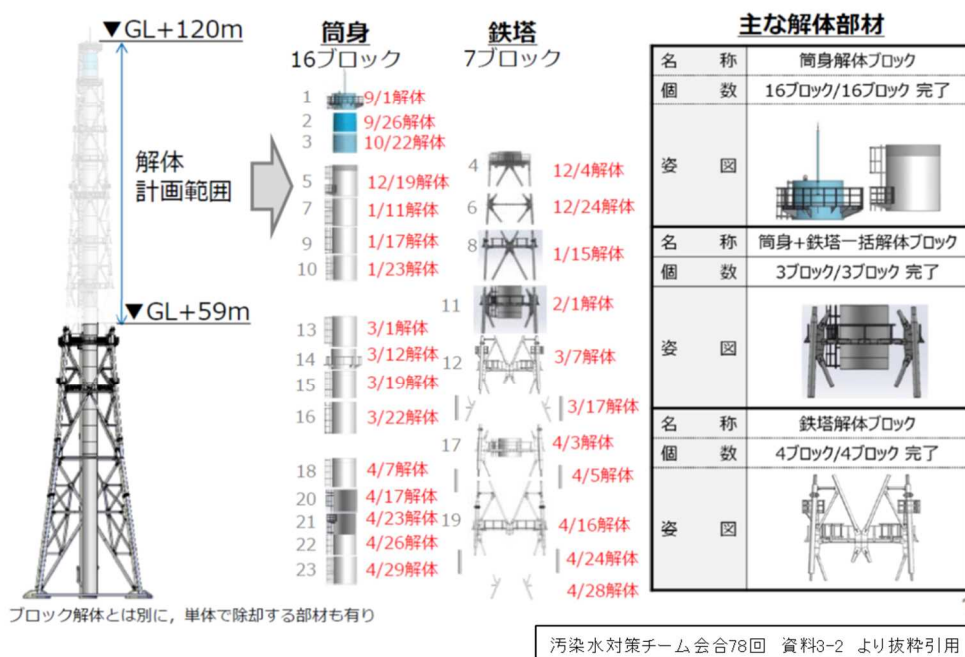


図 1-1 1/2号機排気筒解体概要（東京電力調査）

排気筒の切断片（No. 5、No. 7、No. 9）は、東京電力における表面汚染密度測定のため切断片毎に縦置き又は横置きに仮置きされていたことから、各切断片の下部から30cm地点の周方向に電離箱による線量率の測定及びガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度分布の測定を実施した。

電離箱による線量率の測定では、電離箱のカバーを外しβ線の測定もあわせて実施した。

東京電力による表面汚染密度の測定結果を図12に、ガンマカメラによる汚染密度分布の測定方法を図13及び図14に示す。

参考4-2. 1~18ブロック目解体部材の表面汚染密度測定結果^{※1} **TEPCO**



図12 1/2号機共用排気筒 1~18ブロック目解体部材の表面汚染密度の測定結果 (東京電力調査)

排気筒切断片 No.5、No.7

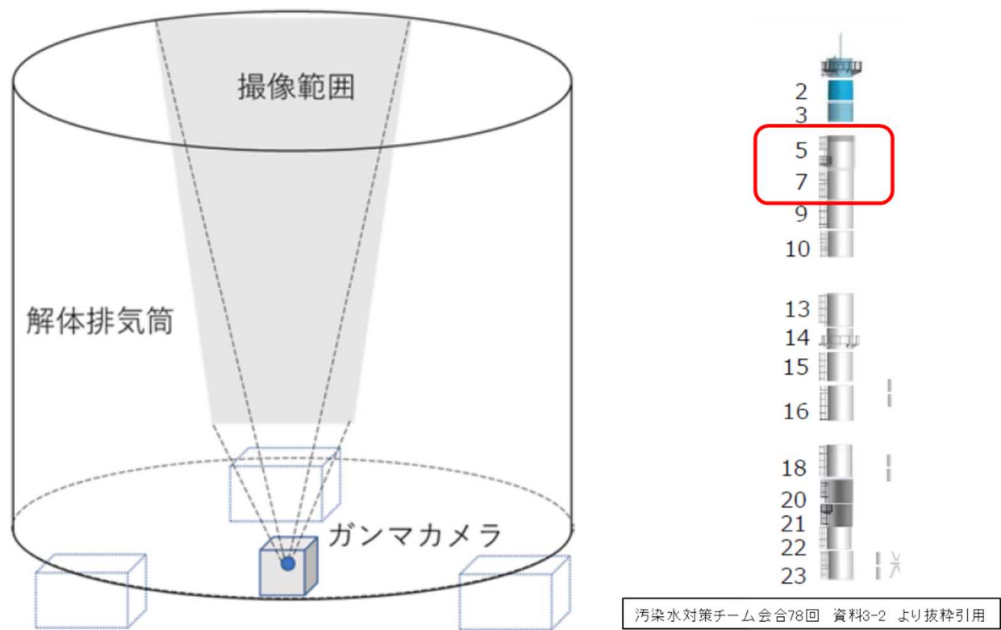


図 1 3 排気筒切断片 (No. 5 及び No. 7) の測定方法 (縦置き)

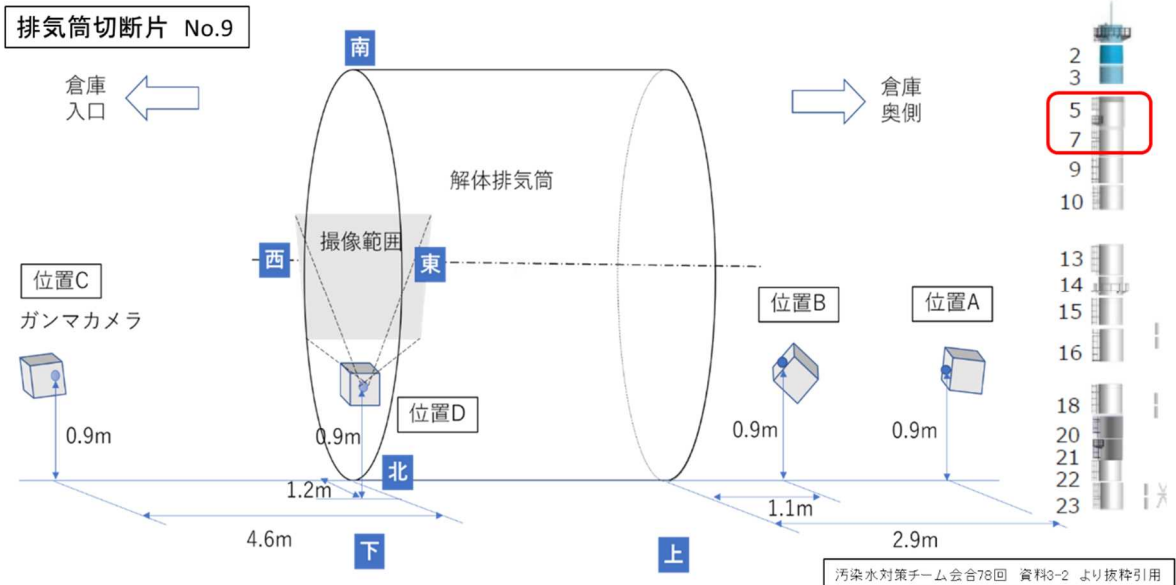


図 1 3 排気筒切断片 (No. 9) の測定方法 (横置き)

測定結果から、排気筒の周方向については、汚染は一定ではなく、東西南北の方向によって分布があること、上下方向については、下部に向かうほど汚染の程度が

高くなる傾向が確認された。測定を行った切断片（No. 5、No. 7、No. 9）では、構造的に放射性物質をトラップしやすい溶接部等の箇所を除いて北東方向に最も汚染密度が高い箇所があること、排気筒のより下部に位置する切断片 No. 9 が上部に位置する No. 5 及び No. 7 に比べて全体的に汚染密度が高くなっていることが確認された。

このことから、1号機ベント時のベントガスの排気筒内における流動は内面に対して均一な流れではなかったと考えられる。（図14）

なお、β線の測定結果によると、γ線による汚染に比べてβ線による汚染の程度が高く、500Bq/cm²の部位も確認され、さらに高くなる傾向にあった。これらの汚染は、主にCs-137によるものであり、今回の調査では、Sr-90-Y-90によるβ線による汚染は確認されていない。

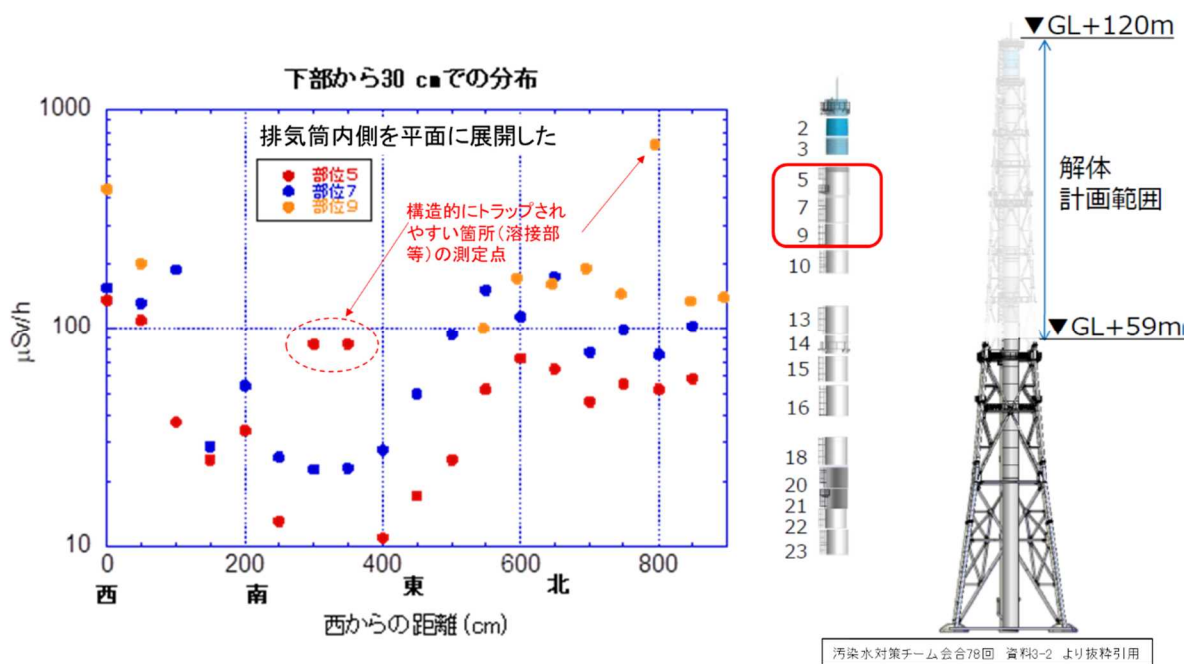


図14 電離箱による線量率の測定結果（調査チーム）

排気筒の周方向における汚染密度の分布は、ガンマカメラによる排気筒内面の汚染密度分布の測定でも確認されている。（図15～17）

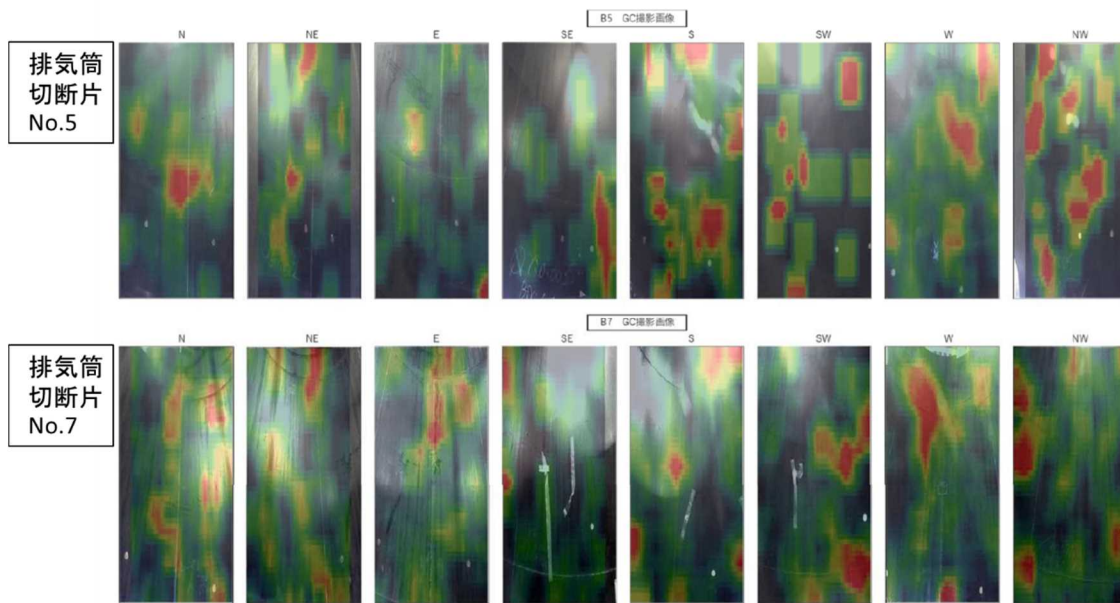


図 1 5 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像（No. 5, No. 7））

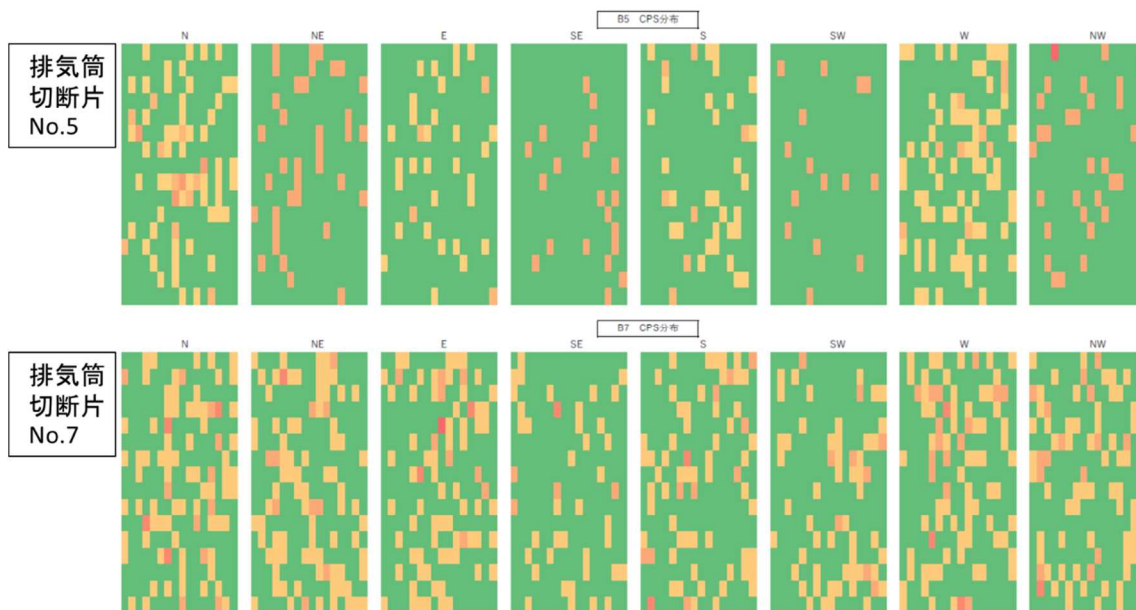


図 1 6 排気筒内面の汚染密度分布（計数率分布（No. 5, No. 7））

排気筒
切断片
No.9

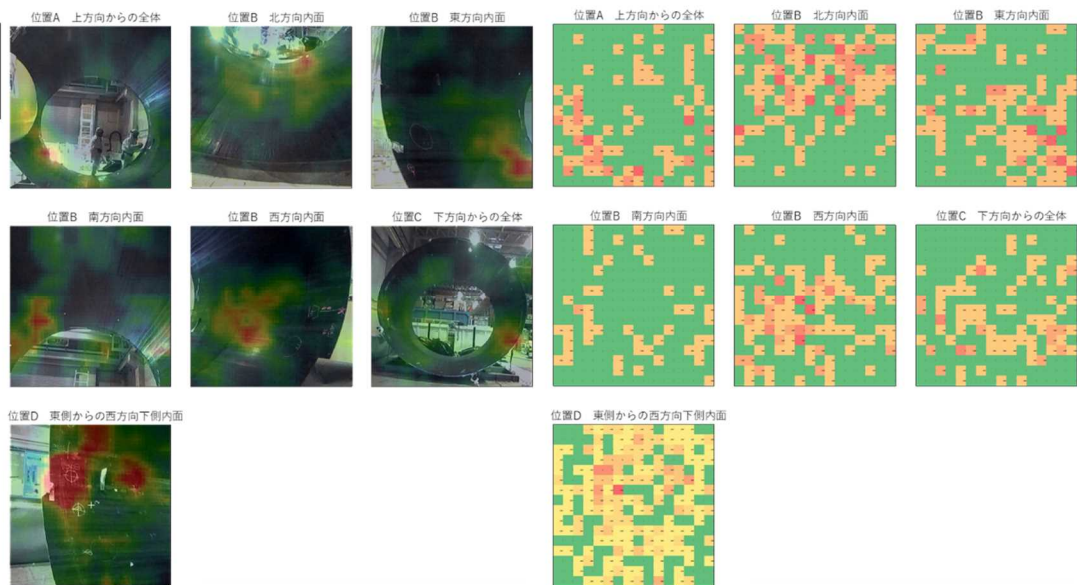


図 1 7 排気筒内面の汚染密度分布（ガンマカメラ画像及び計数率分布
(No. 9)）

(別添 5)

1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染程度の差の原因

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 木原 昌二

1. 現地調査の結果

原子力規制庁は、別添 1 に示すように 1/2号機 SGTS 配管系及び 3/4号機 SGTS 配管系の汚染分布データを整理した。

1/2号機 SGTS 配管系は、1号機 SGTS フィルタ等が設置されている SGTS 室内の線量率が高く、十分な精度で測定されたものではないが、1号機 SGTS フィルタトレイン付近で 1000～3000mSv/h となっている²²。

3/4号機 SGTS 配管系は、3号機ラプチャーディスク付近の線量率が高く、50mSv/h が確認されるとともに、SGTS フィルタ（排気筒側）で 3mSv/h の線量率が確認されている。

SGTS 室から共用排気筒までの SGTS 配管の汚染の程度は、1/2号機 SGTS 配管系で 20～60mSv/h、3/4号機 SGTS 配管系で 10mSv/h であり、その差は数倍程度となっている。

一方、1/2号機共用排気筒基部では 2000～4000mSv/h であるのに対して、3/4号機共用排気筒基部では 3mSv/h となっている。さらに、2号機側の SGTS 配管では 6000mSv/h 程度、4号機側の SGTS 配管では 2mSv/h 程度の線量率が確認されている。

以上のように、現地調査の結果、全体としてみると 1/2号機 SGTS 配管系の方が 3/4号機 SGTS 配管系よりも 2桁程度、汚染の程度が高いことが確認された。(図 1)

²² 東京電力の調査では 2011 年に 1号機 SGTS 室入口で 5 Sv/h 以上の線量率を確認している。東京電力の 2020 年 8 月の調査では、フィルタトレイン付近の高さ約 1m の線量率で約 1 ～2 Sv/h、床面で約 3 Sv/h が測定されている (1-4号機 SGTS 室調査の進捗について (2020 年 11 月 27 日 東京電力ホールディングス株式会社))。

本現象の原因は、サプレッションチェンバにおけるスクラビングによる除染係数（別添5-1）及び真空破壊弁からのバイパスの可能性（別添5-2）の観点からも検討を行ったが、最終的には、ベント実施時点の原子炉格納容器（PCV）内部のCs濃度が1号機の方が3号機よりも大幅に高かったことであると判断した。

これは、ベント時点において、1号機では原子炉圧力容器（RPV）に大きな破損が生じていたが、3号機ではそのような状況に至っていなかったことに起因していると考えられる。（1号機は図2の右の状態、3号機は図2の左の状態）

1号機については、図3に示すようにベントの約12時間前には原子炉圧力容器（RPV）圧力が1MPaを下回り、この時点で原子炉圧力容器（RPV）下部の大きな破損が想定される。

一方、3号機では、図4に示すようにベント時点まで原子炉圧力容器（RPV）圧力は7MPa付近を維持しており、その時点までに原子炉圧力バウンダリから原子炉格納容器（PCV）への漏えいが多少あったとしても、炉心が原子炉圧力容器（RPV）下部に落下するような事態には至っていなかったと判断している。

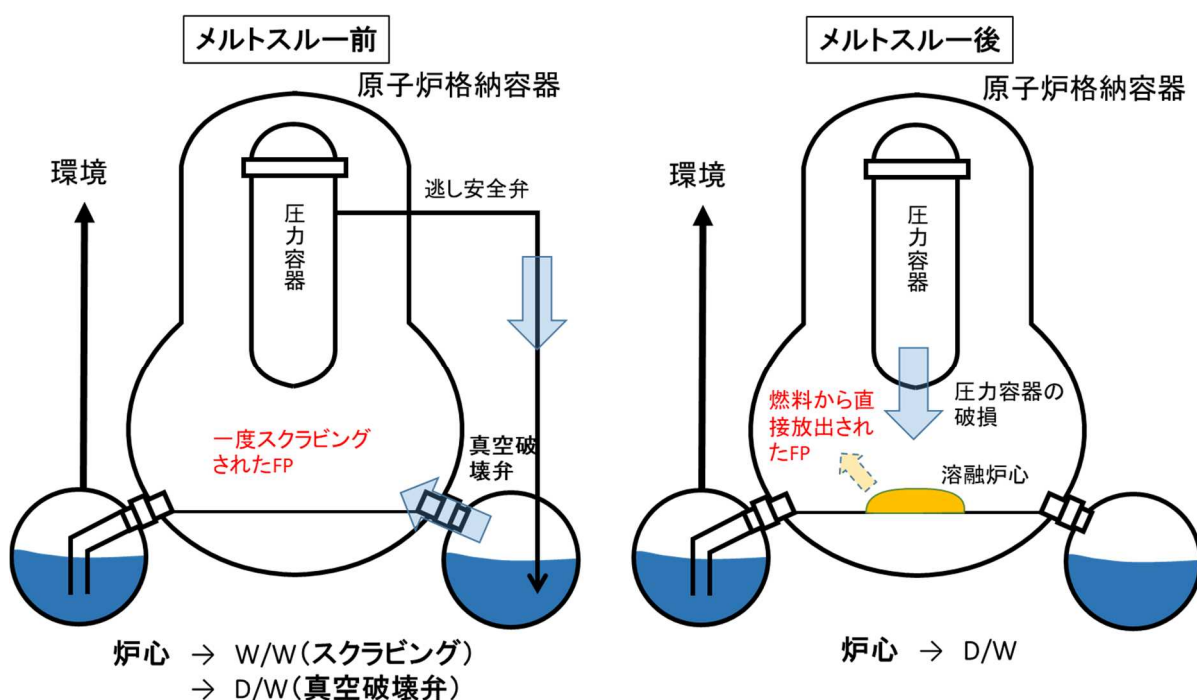


図2 ドライウェルへの主要なFP移行経路の比較

1号機

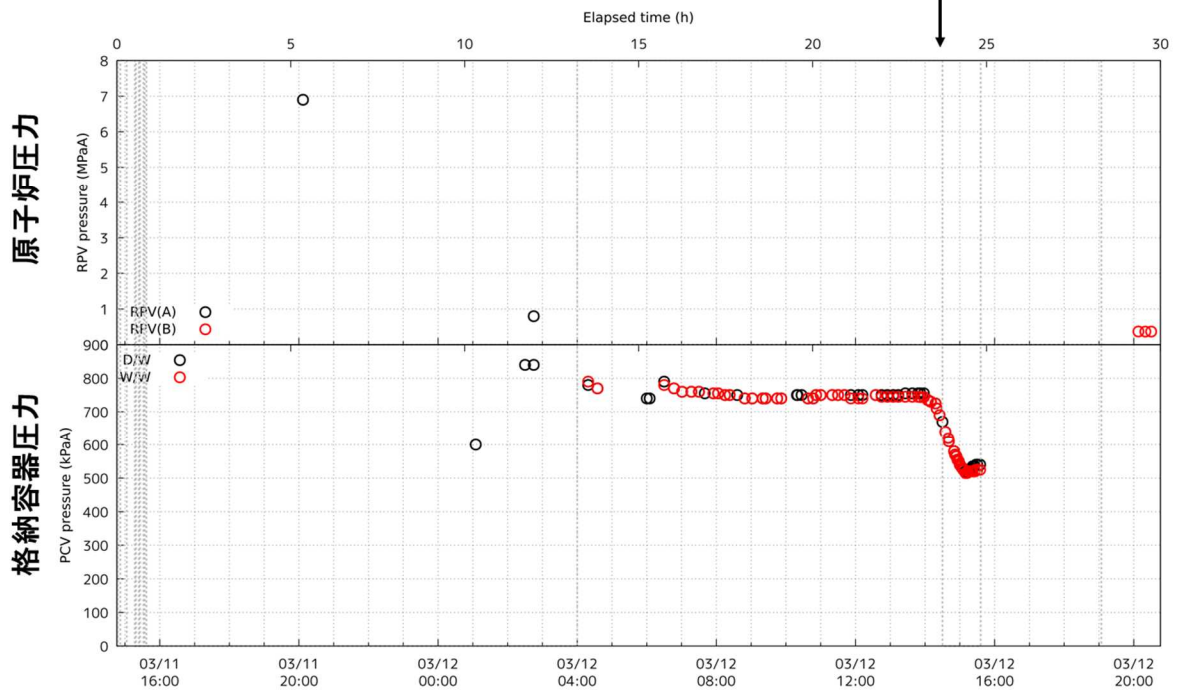


図3 1号機原子炉圧力の推移

3号機

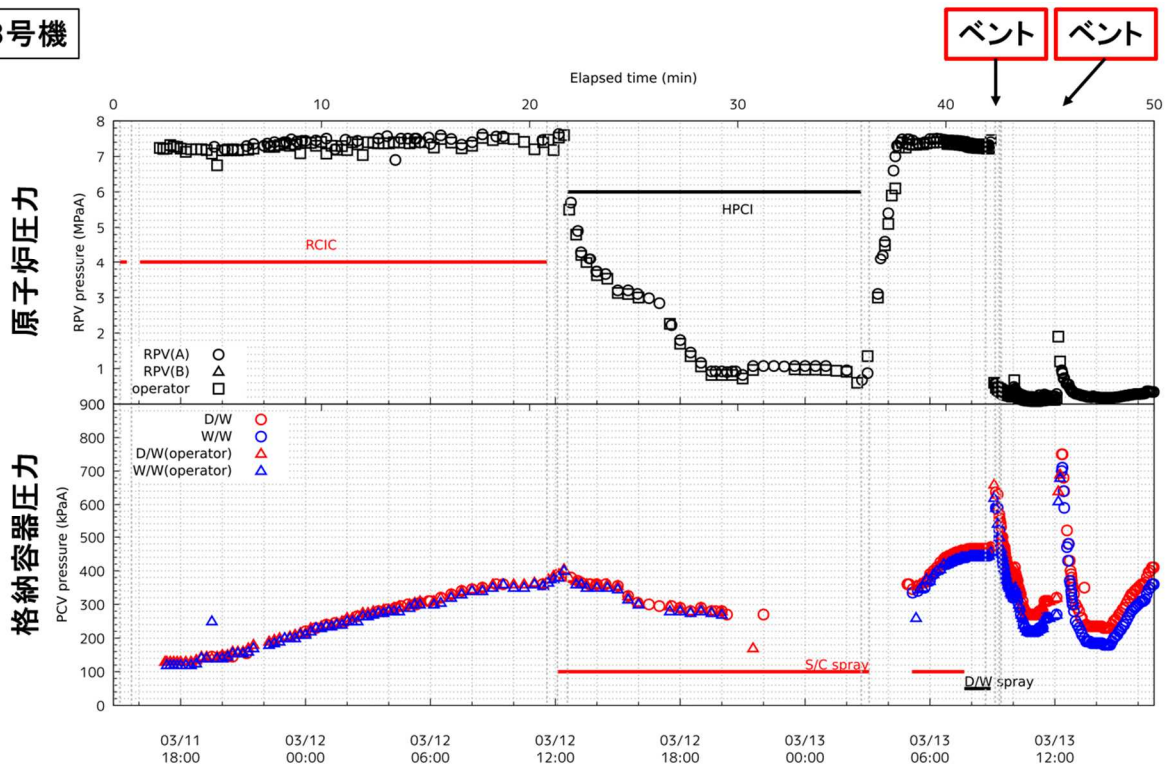


図4 3号機原子炉圧力の推移

2. サプレッションチェンバにおけるスクラビングによる除染係数

従来、1号機と3号機では、1号機の方がサプレッションチェンバ(S/C)の内部水の温度が高く、飽和温度に近かったことによって、ベント時に減圧沸騰した可能性があり、スクラビングによる除染係数(DF)が著しく低くなったとの考えが提示されてきた。

これに対し、原子力規制庁技術基盤グループシビアアクシデント研究部門が実施した「プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験」(別添5-1)では、以下の点が示された。

各種事故シーケンスを模擬した実験条件範囲内では、

- ① 除染係数(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)。
- ② 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。
- ③ プール水の減圧沸騰は、DFへ有意な影響を及ぼさない。
- ④ 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)。

また、過去に実施された電力共同研究「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²³として下記の点が確認された。

ガスの流速と除染係数(DF)の観点からのスクラビング効果の比較(図5)

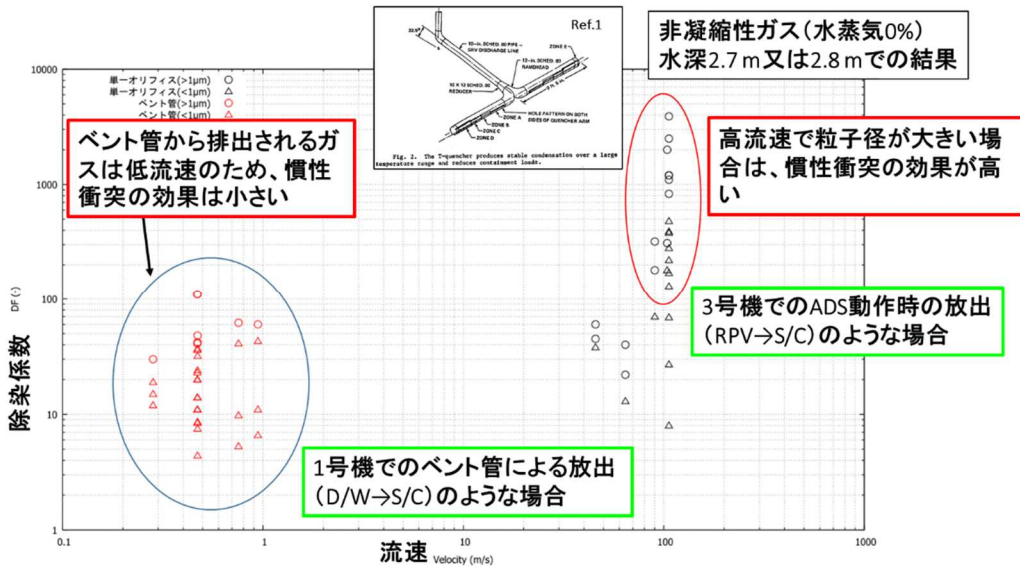
- ① 1号機でのベント管による放出などの場合、ベント管から排出されるガスは低流速のため、慣性衝突の効果は小さく、同一条件下でのDFは小さい。
- ② 3号機での自動減圧系(ADS)作動時の放出などの場合、高流速で粒子径が大きい場合は、慣性衝突の効果が大きく、同一条件下でのDFは大きい。

スクラビングへの水深の影響(図6)

- ① 気泡が水中を上昇する過程でエアロゾルが取り除かれる。
- ② 除染係数(DF)は水深が深いほど大きくなる。

²³ 原子力規制庁は、電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」の幹事会社に当該報告書の開示請求を行い、開示されたデータを元に独自の解釈を加えた。ただし、減圧沸騰に関しては扱っていないため、流速と水深の観点から整理している。

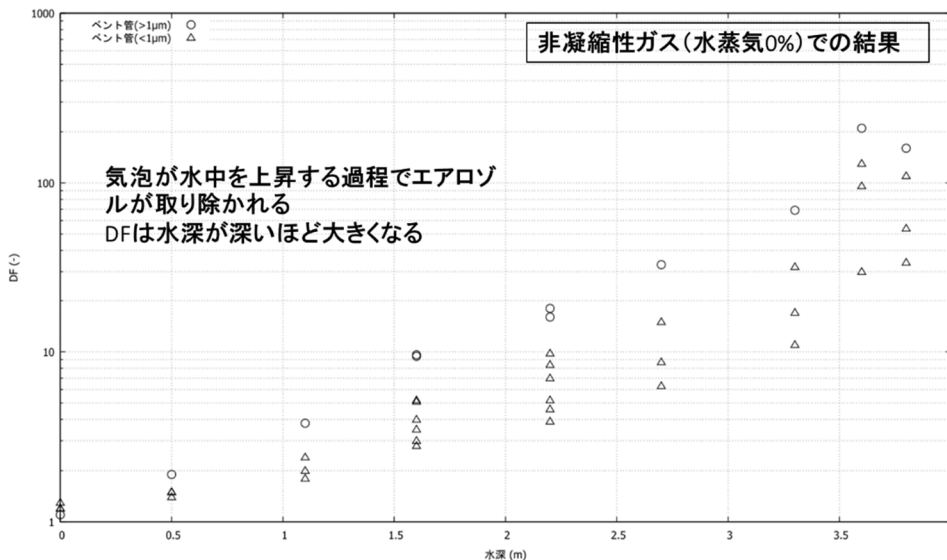
スクラビング効果の比較



電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを加工し、独自の解釈を加えた
 Ref.1: D. H. Cook, "Pressure Suppression Pool Thermal Mixing," NUREG/CR-34 71,1984
 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」より引用

図5 スクラビング効果の比較

スクラビングへの水深の影響



電力共同研究「放射能放出低減装置に関する研究(Phase-II)」のデータを加工し、独自の解釈を加えた
 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」より引用

図6 スクラビングへの水深の影響

上記の原子力規制庁技術基盤グループシビアアクシデント研究部門が実施した実験及び電力共同研究の成果から、1号機及び3号機のベント時に想定されるS/C内の水位やS/Cの内部水の温度条件付近では、除染係数は、ベント管の下端部から水面までの高さ（スクラビング時の水位（サブマージェンス））が重要な影響因子であって、減圧沸騰を含む水温の影響はあまり大きくないという知見を得た。

このことから、1号機のスクラビングによるDFが著しく低くなったという考えは除染係数の差を説明することに適していないと判断している。

一方、東京電力福島第一原子力発電所事故の過程において、3号機ではSRVの長時間の動作やS/Cスプレーが実施された結果、ベント時点においてS/C水位が通常より高かった可能性が高いと考えられ、このことが3号機SGTS配管系の線量率の低さに寄与した可能性はあるが、1号機SGTS配管系と3号機SGTS配管系の線量率に2桁程度の差をもたらす可能性は低いと判断する。

3. 真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性

真空破壊弁の機能不全によるスクラビングバイパスの可能性については、東京電力が2014年5月に行った1号機S/C上部調査²⁴の結果から、S/Cに接続している真空破壊弁の1つが故障し、ドライウェル（D/W）中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘されたものである。

これに対し、別添5-2に示すように、

- 真空破壊弁からの漏えい等によって、スクラビングされずに直接SGTS配管系に流出するD/W内の気体の割合が高い場合、さらに汚染の程度が高くなるということが想定されること。
- 真空破壊弁のガスケットずれが確認された福島第二原子力発電所1号機では、ガスケットずれが生じた時期は不明だが、冷温停止までの期間にS/C圧力とD/W圧力との間に圧力差があり、大規模な漏えいは生じていないと考えられること、また、真空破壊弁の機能も維持されていたと考えられること。

などから、前述の指摘については、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

²⁴ 研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における1号機S/C上部調査結果（続報）およびトラス室壁面調査結果について（2014年6月27日東京電力株式会社）

(別添 5-1)

スクラビング実験

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門 秋葉 美幸

1. 目的

東京電力福島第一原子力発電所事故の際、圧力抑制プール温度が飽和温度近傍まで高くなった状態でウェットウェルベントが実施され、圧力抑制プール（サプレッションチェンバ）が減圧沸騰状態となったことが想定された。大規模実験装置により評価を行い、そのような条件下でのスクラビングによる放射性物質の除去効果への影響を確認することが目的である。

2. 実験装置¹

図 1 に本実験装置の概略図を示す。本装置は、プールスクラビング装置(スクラビングタンク、排気タンク、ガス供給系であるボイラ及び窒素供給ライン)及びエアロゾル装置(エアロゾル発生系及びエアロゾル計測系)からなる。スクラビングタンクの大きさは、内径 2 m×高さ 10 mとした。スクラビングタンクへのガス流入配管にエアロゾル発生系を接続させ、エアロゾルが混入したガスをスクラビングタンクへ流入させる。スクラビングタンク内には実機のベント管を模擬したノズルを設け、予め水を張った状態で、ノズルからエアロゾル混入ガスを流入させる。タンク内プール水中を上昇したガスはスクラビングタンク上部に設置された出口配管より排気タンクへと流出する。スクラビングタンク内の減圧は、タンク出口配管に設けた弁の開度を急拡大させることで模擬した。また、タンク出入口配管にエアロゾル計測系を接続し、エアロゾル粒子の直径と個数を計測し、除染係数(DF)を評価した。

3. 実験条件¹

実験条件は、表 1 に示すような実機条件の範囲となるように設定した。減圧沸騰が発生したと考えられる条件を模擬するため、最大流入ガス温度はスクラビングタンク圧力の飽和温度以上、最大プール水温は飽和温度近傍とした。また、スクラビング現象は、ノズルから流出した放射性物質混入ガスが気泡に分裂してプール水中を上昇する際に、放射性物質が水中に移行する現象であることから、ガス流量は、この現象を模擬できるよう、ベントタイプノズル出口流速が実機条件の範囲となるよう設定した。減圧率は、BWR の TQUV(高圧・低圧注水機能喪失)においてベント流入を仮定した MELCOR による解析で得られた結果(初期に～2500 kPa/h という急激

な減圧率を経て、圧力抑制室が飽和すると～5 kPa/h という低い減圧率まで低下する)を模擬した。また、エアロゾル状放射性物質の模擬には、粒径分布及び密度が実機物質を模擬でき、かつ耐熱性を有している硫酸バリウム (BaSO_4) 粒子を用いた。

4. 実験結果

実験結果を図 2 に示す。図中、白抜きのプロットが窒素 100%、赤塗りのプロットが窒素 50%蒸気 50%、また、○が定圧、□が減圧条件の結果をそれぞれ示す。同図より、減圧時の DF は定圧時とほぼ同等となる結果が得られた。従って、本実験条件範囲においては、プール水温が高温の条件でベントを行い減圧沸騰が発生したとしても、サブマージェンスが確保されていれば、スクラビング効果への影響は有意で無いと考えられる¹。なお、プール水温の影響に関して、常温～飽和温度近傍まで変化させた実験も行なったが、水温の上昇に応じて DF が若干増大する傾向が見られた¹。減圧沸騰同様に、本実験条件範囲においては、サブマージェンスが確保されていれば、水温上昇によるスクラビング効果の著しい低下への影響は小さいと考えられる。

参考文献

1. 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.
2. 秋葉美幸, "プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験", 原子力規制庁 第 10 回 研究報告会 資料 2, Nov. 2017.

表 1 実験条件¹

Parameter	Unit	Test facility	Typical BWR conditions
Maximum pressure	MPa	0.33	<0.6
Maximum injection gas temperature	Celsius	157	~150
Maximum pool temperature	Celsius	120	~130
Pool depth	m	0-3.8	1-3
Steam fraction	%	0-50	0-100
Gas flow rate	m/sec	1-40	0.05-40
Maximum Depressurization rate	kPa/h	~2000	~2500

出典) 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.

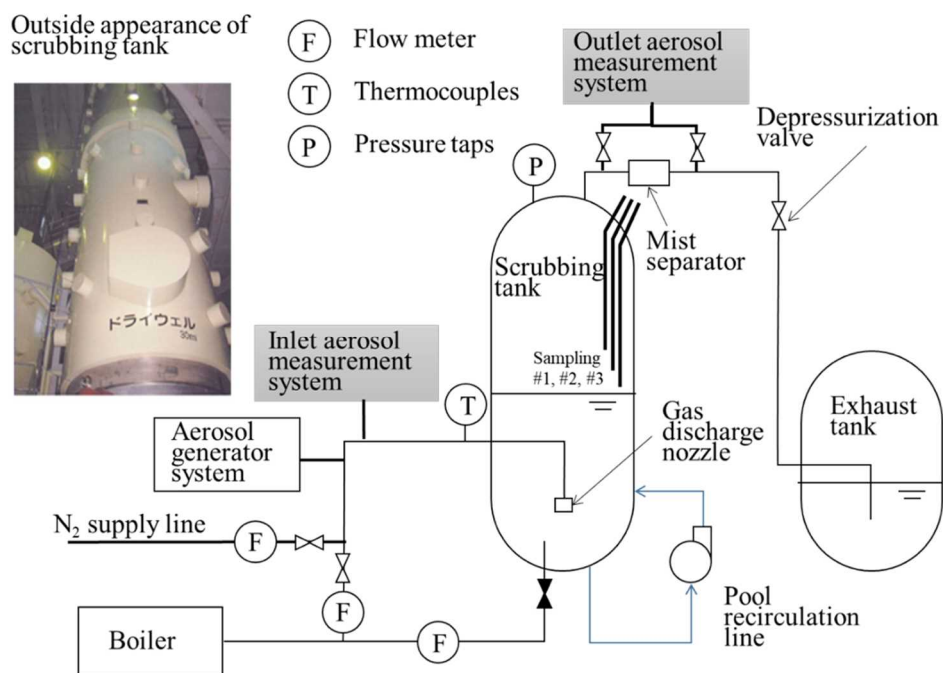


図 1 実験装置の概略図¹

出典) 秋葉美幸, 堀田亮年, 阿部 豊, 孫 昊旻, "粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究", 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.

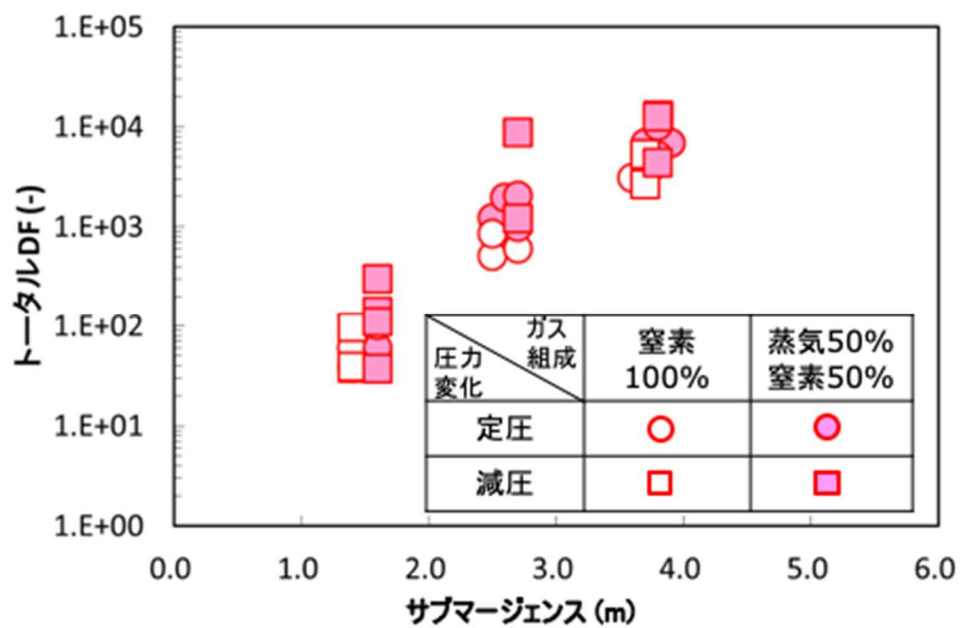


図2 実験結果²

出典) 秋葉美幸, "プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験", 原子力規制庁 第10回
 研究報告会 資料2, Nov. 2017.

(別添 5 - 2)

真空破壊弁におけるバイパスの可能性

原子力規制庁原子力規制部
東京電力福島第一原子力発電所事故対策室
星 陽崇、木原 昌二
日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門
安全研究センター 丸山 結

1. 真空破壊弁におけるバイパスの可能性

東京電力が 2014 年 5 月に行った 1 号機 S/C 上部調査²⁵では、調査装置（線量計付き調査カメラ）を用いて S/C 上部のキャットウォーク上の線量率が測定されている。

この測定結果では、S/C 上部のうちベント管（X-5E）の近傍の上方向に線量率が上昇する傾向が確認された。当該部付近には S/C に繋がっている真空破壊弁があり、キャットウォーク上から約 1.4m の高さで約 1.5 Sv/h の線量率が測定された。

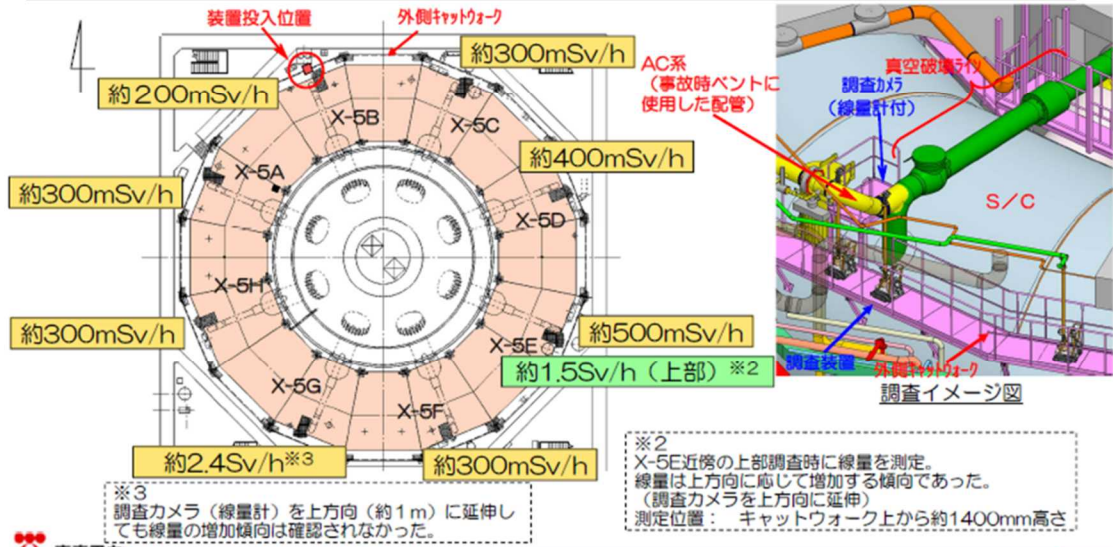
また、S/C 上部のうちベント管（X-5G）の近傍では約 2.4 Sv/h の線量率が測定されたが、当該部は上方向約 1m の高さでも線量率の増加傾向は確認されなかった。他の S/C 上部については、約 200～400 mSv/h であり、X-5G 近傍が 1 桁程度高く、X-5E 近傍の上方向（真空破壊弁付近）についても 1 桁程度高い値であった。（図 1）

²⁵ 研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中の S/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における 1 号機 S/C 上部調査結果（続報）およびトールラス室壁面調査結果について（2014 年 6 月 27 日東京電力株式会社）

1-3 調査結果-3

■ トーラス室内線量分布（キャットウォークでの測定※1）

※1 調査装置の調査カメラに設置した線量計により、キャットウォーク上では走行しながら調査カメラを最低位置の状態で測定。（測定位置：キャットウォーク上から約460mm高さ）



東京電力

研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中のS/C（圧力抑制室）上部調査装置の実証試験における1号機S/C上部調査結果（続報）およびトーラス室壁面調査結果について（2014年6月27日東京電力株式会社）より抜粋

5

図1 1号機トーラス室内線量分布（東京電力調査）

この測定結果から、高い線量率が測定された2箇所（真空破壊弁付近（X-5E近傍の上方向）及びS/C上部（X-5G近傍））については、S/Cに接続している真空破壊弁が故障し、ドライウェル（D/W）中の気体がベント時にスクラビングを経由せずに排気された可能性が指摘された。これは、ベントガス中に、ベント管を経由してスクラビングされた後の放射性物質とD/Wから直接S/Cの気相部に放出された放射性物質が混在していた可能性を示唆するものであり、SGTS配管系の汚染状況やソースタームの解釈や分析の観点から検討を要するものであった。

そのため、下記の点について検討を実施した。

- ① D/W内の気体がスクラビングを経由せずに直接SGTS配管系に流出した場合の汚染の程度。
- ② 福島第二原子力発電所1号機で確認された真空破壊弁のシール破損の影響。
- ③ 1号機S/C上部調査（2014年5月東京電力）における高い線量率が観測された箇所と原子炉格納容器（PCV）からの漏えい箇所の比較。

2. 検討結果

真空破壊弁からの漏えい等によって、スクラビングされずに直接 SGTS 配管系に流出する D/W 内の気体の割合が高い場合、さらに汚染の程度が高くなることが想定される。また、真空破壊弁のガスケットずれが確認された福島第二原子力発電所 1 号機では、ガスケットずれが生じた時期は不明だが、冷温停止までの期間に S/C 圧力と D/W 圧力との間に圧力差があり、大規模な漏えいは生じていないと考えられる。なお、S/C 圧力と D/W 圧力の圧力差については、真空破壊弁の作動圧よりも高いものであったが、S/C スプレイ により、S/C 圧力が水頭圧の影響を受けたものであり、真空破壊弁の機能は維持されていたと考えられる。

これらのことから、前述の指摘については、今回の事象を説明することに適していないと判断する。

ただし、この真空破壊弁の作動不良によるスクラビング・バイパス・シナリオは、真空破壊弁への物体の挟み込みなど特殊な条件を設定すれば起こりうるシナリオと考えられ、PRA 研究などで今後も検討すべき項目と考えられる。

検討の観点の詳細は下記のとおりとなる。

2. 1 スクラビングを経由せずに直接ベントした場合の汚染の程度

1 号機は津波の到達により直流電源を喪失し、非常用復水器による冷却ができなくなった。消防ポンプによる注水が実施されたが、配管が分岐していて原子炉圧力容器 (RPV) の圧力も高圧が維持されていたため、炉心へはほとんど注水されなかったと見られている [1]。そのため、炉心の損傷は厳しく、炉心には燃料がほぼ残っていないと推定されており [2]、大量の核分裂生成物 (FP) が燃料から放出されたと考えられる。

図 に 1 号機の原子炉圧力容器 (RPV) の圧力を上側に、原子炉格納容器 (PCV) の圧力を下側に示す。下側の横軸は日付及び時刻を、上側の横軸は東北地方太平洋沖地震発生時からの経過時間をそれぞれ示す。RPV 圧力は 3 月 12 日 3 時頃には減圧され、1MPa を下回り、PCV 圧力は 700 kPa (abs) を超えている。シビアアクシデント解析コードを用いた既往の報告 [3] では、地震発生後概ね 10~15 時間程度で原子炉圧力容器 (RPV) が破損したと計算されている。1 号機でベントが実施された 3 月 12 日 14 時 30 分頃までには、熔融炉心は D/W へ移行し、FP が熔融炉心から直接 D/W へ放出される状況にあったと推定される。また、原子炉圧力容器 (RPV) が破損する以前も、原子炉圧力容器 (RPV) が減圧する過程では、高温、高圧の影響により、主蒸気逃がし安全

弁（SRV）のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が指摘されており [4]、D/W には大量の Cs が放出されていたと考えられる。したがって、ベント実施以前に、D/W には大量の Cs が存在していたと考えられる。

図 に真空破壊弁の模式図を示す。真空破壊弁はベント管と S/C の気相部の連結部に設置されている。S/C の圧力が D/W の圧力よりも高まり、その圧力差が設定値を超えると、図 の上部に示すように真空破壊弁が D/W 側に開き、S/C から D/W へ気体が行き渡る。S/C と D/W の圧力差が低下すると、真空破壊弁は重力により閉止する構造となっている。D/W 圧力が S/C 圧力よりも高い場合は、ベント管のダウンカムを通じて気体がサプレッションプール水に放出され、通常は真空破壊弁を通じて D/W から S/C へは気体が入らない。したがって、D/W に存在する FP が S/C ベントによって環境へ放出される際は、一度プール水によってスクラビングされる。

真空破壊弁のシール性が損なわれ、D/W から S/C 気相部へのバイパスが生じた場合、プールスクラビングによる除染効果がないため、大量の Cs がベントガスとして環境へ放出される。前出のシビアアクシデント解析コードを用いた解析 [3] を参考にすると、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。なお、これらの解析ではプールスクラビングの効果が考慮されており、真空破壊弁でのバイパスは考慮されていない。

一方、UNSCARE からは環境中で測定された Cs-137 の放射能の測定値に基づき、事故時に環境へ放出された Cs-137 の量が報告されている [5]。同報告では、3 月 12 日 15 時 30 分から同日 16 時までに 150 TBq の Cs-137 が放出されたとしている。上記の真空破壊弁でのバイパスを考慮していない解析から求められた放出量は、実測値に基づく評価結果とほぼ同レベルであることが分かる。3 号機との比較においては、1 号機からの Cs-137 の放出量が多いが、真空破壊弁のバイパスが生じなくとも、実測値と整合する評価がなされている。

なお、UNSCARE によって評価された Cs-137 の放出量は、1 号機のベント及び水素爆発によって環境へ放出された分の合計と考えられる。一方、シビアアクシデント解析コードによって評価された放出量は、自号機への逆流及び 2 号機への流入並びに排気筒等の沈着分が含まれている。したがって、これらの放出量は正確には同一のものを評価していないが、放出量に対して桁（オーダー）で影響を与えるものではないと考えられる。

真空破壊弁において大規模なバイパスが生じた場合の影響について、簡易的な評価を行った。S/C はトーラス形状であり空間容積も大きいことから、バイパスが生じた場合に S/C 空間部での Cs エアロゾル分布を一様とすることは適当ではないと考えら

える。ここでは、図に示すように S/C を 8 個の空間に分割し、真空破壊弁のバイパス発生個所をベント管の取り出し口近傍の場合及びベント管の取り出し口と 180° 反対側の場合を仮定した。D/W から漏えいした Cs エアロゾルが希釈されずにベントによって環境へ放出される場合と、S/C 内で拡散・希釈され最も濃度が薄くなってからベントによって環境へ放出される場合に相当する。これらの計算をすることで、バイパスによるおおよその影響の範囲を確認した。

1 号機について、原子炉スクラム時に炉心に含まれる Cs-137 の放射能（初期インベントリ）は、202,000 TBq と評価されている [6]。また、シビアアクシデント解析コードを用いた解析結果では、D/W の空間に浮遊する Cs-137 の量を初期インベントリの 10%未満と評価している [3]。これらを参考に、D/W に浮遊する Cs-137 の放射能を初期インベントリの約 5%に相当する 10,000 TBq と仮定した。

真空破壊弁のバイパス流量をパラメータとして変化させ、真空破壊弁のバイパスによって S/C へ移行する Cs-137 について、ベントによって環境へ放出される量と S/C に残留する量を評価した。バイパス部での流量が 100 m³/h を超えるような大規模な漏えいの場合、ベントによって環境へ放出される Cs-137 の放射能は数百 TBq となることが分かる。これは環境中で測定された放出量を大幅に超えており、このような規模のバイパスが生じたとは考え難い。また、前述のようにバイパスが生じないと考えた場合でも、ベントによる環境への放出量は 100 TBq 程度と評価されていることから、1 号機のベント放出量が高くなった主要因を、真空破壊弁のバイパスによるものとするのは合理的ではない。

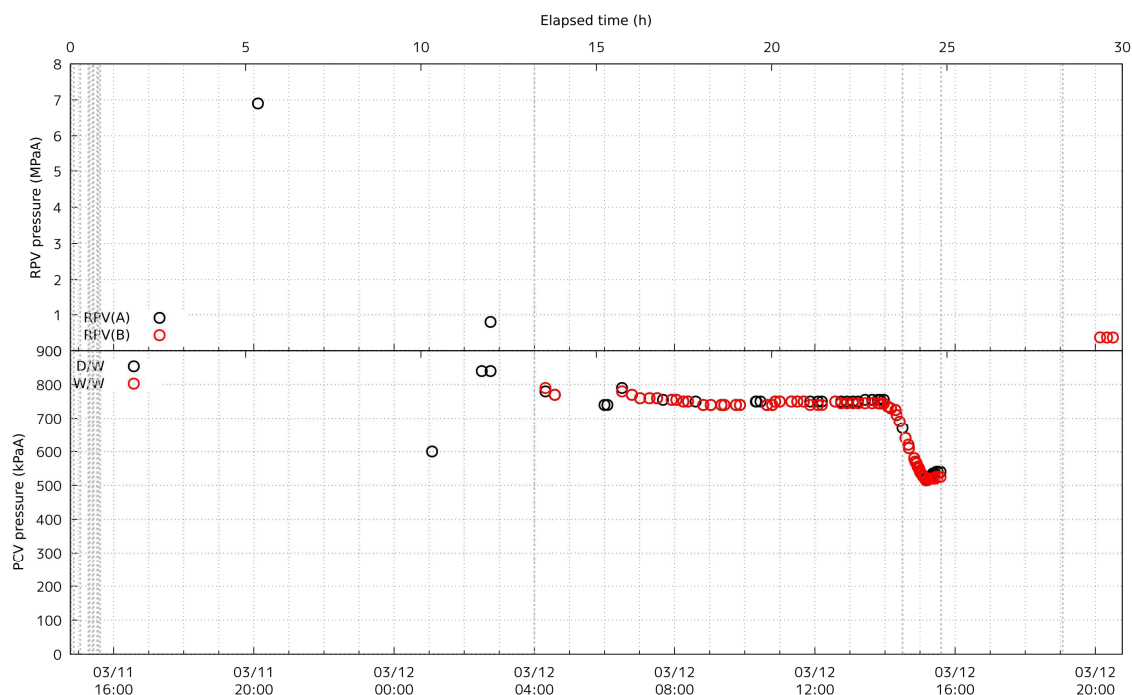


図 2 1号機の RPV 圧力（上）及び PCV 圧力（下）

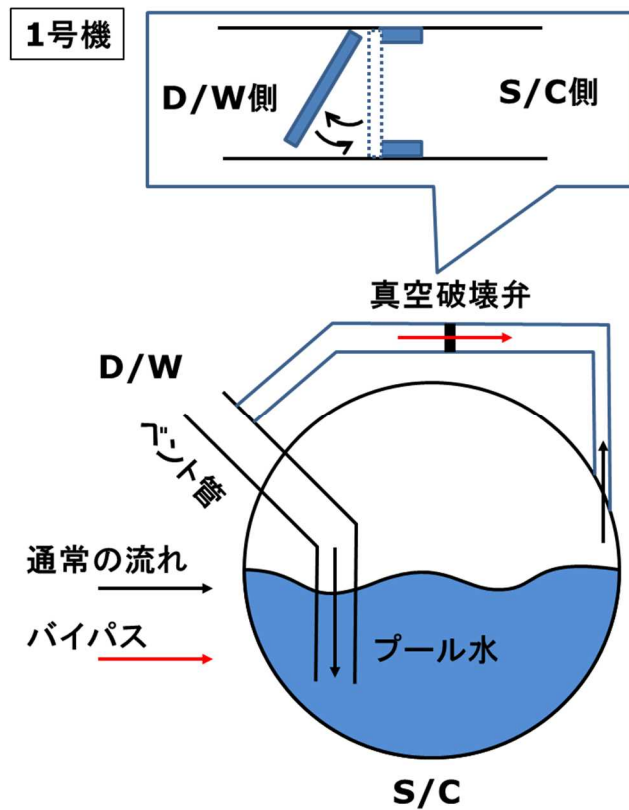


図 3 1号機の真空破壊弁の模式図

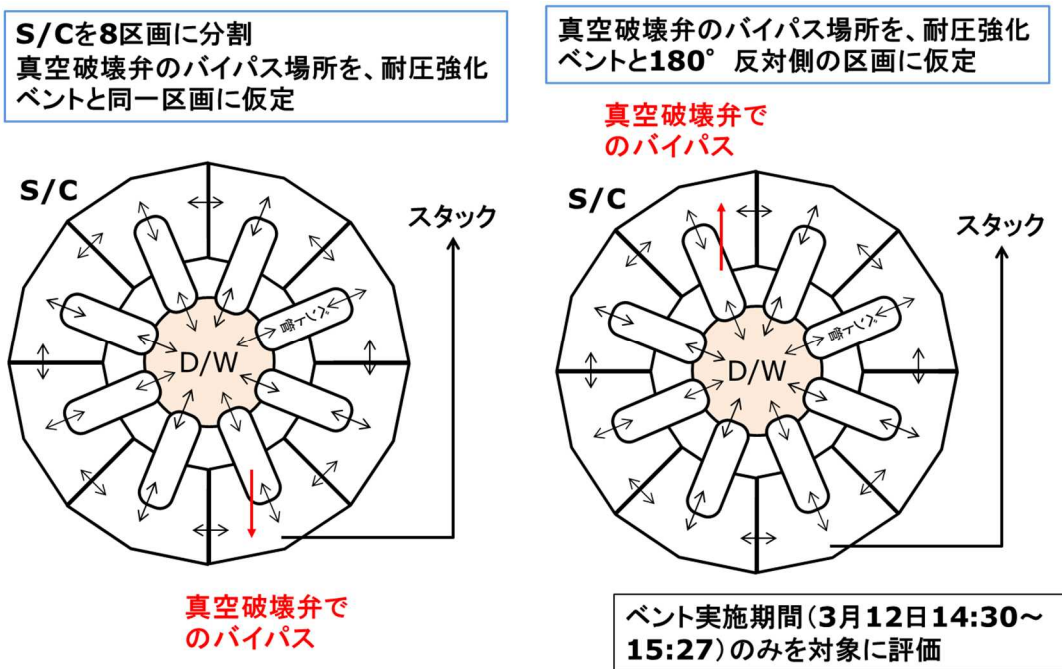


図 4 真空破壊弁のバイパス評価用ノード図

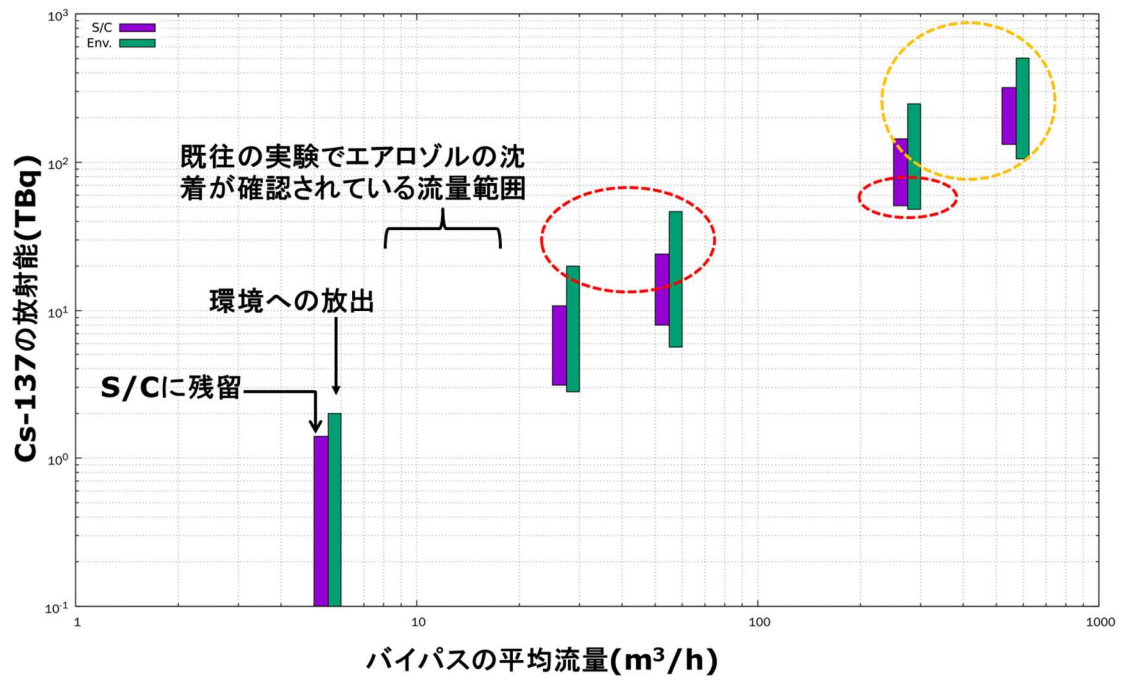


図 5 Cs-137 の移行量 (バイパスによる増加分)

2. 2 福島第二原子力発電所 1号機において確認された真空破壊弁のシール破損

福島第二原子力発電所 1号機 (2F1) では、目視点検の結果、真空破壊弁のシートガスケットが外れていることが確認されている [6]。図に2F1で測定されたPCV圧力を示す。3月13日0時頃から3月16日12時頃の間はS/C圧力 (黄緑) がD/W圧力 (オレンジ) よりも高い値で推移している。真空破壊弁が作動することでS/C圧力とD/W圧力は均圧化されるが、圧力差が解消されずに維持されている。このことから、真空破壊弁が開いた状態が長時間継続したことが、シートガスケットが外れた原因となった可能性を指摘した。一方、S/C圧力とD/W圧力の圧力差は、真空破壊弁の作動圧よりも高いものであったが、第14回事故分析検討会において、2F1では3月12日7時37分から復水補給水系(MUWC)の使用によるS/Cスプレイが開始されたことで、S/C水位がS/C圧力計の位置よりも高くなり、S/C圧力は水頭圧の影響を受けているとの説明があった。

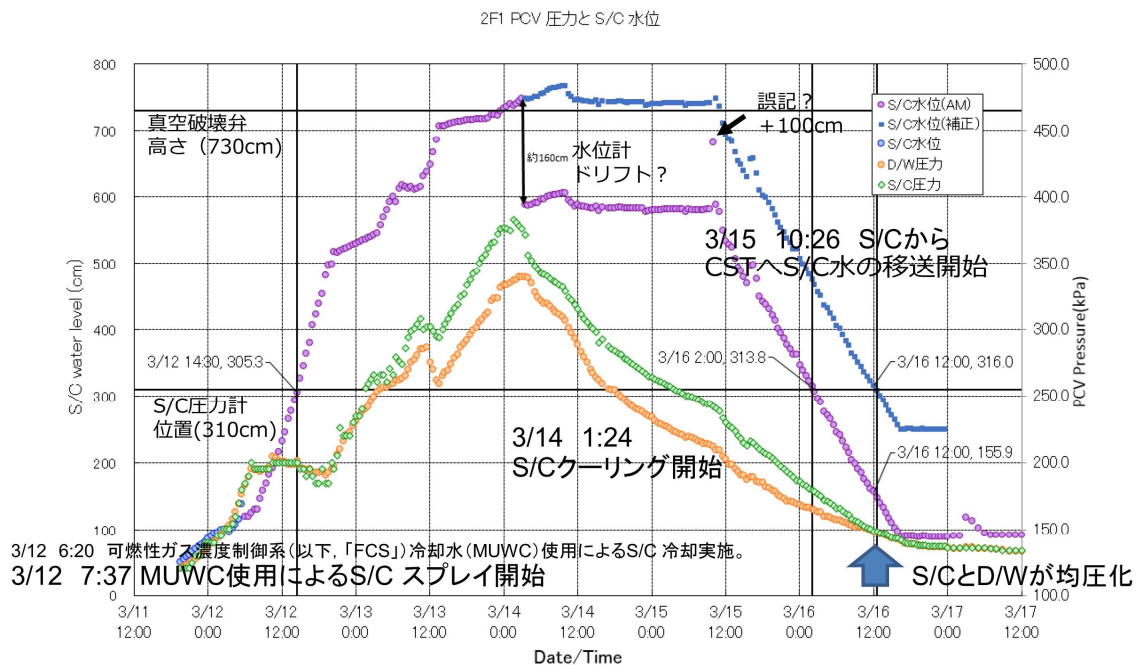


図 6 2F1 での PCV 圧力と水位の関係 [7]

2. 3 高い線量率が観測された箇所と原子炉格納容器からの漏えい箇所

1号機 S/C 上部調査（2014年5月）で観測された高い線量率の箇所のうち、S/C 上部（X-5E 近傍）の上方向については、調査カメラによって真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーの原子炉格納容器（PCV）側と反原子炉格納容器（PCV）側からの漏えいが確認されている。周辺の真空破壊弁、トラスハッチ、不活性ガス系（AC系）配管等に漏えいは確認されていない。（図7～9）

このことから、真空破壊弁のバイパスの有無については不明であるが、真空破壊ラインの伸縮継手部の損傷により原子炉格納容器（PCV）バウンダリからの漏えいが生じており、当該部付近における高い線量率の原因となっていることが考えられる。

なお、S/C 上部の X-5G 近傍については、真空破壊ライン及び S/C 上部に漏えいは確認されていない。また、X-5G 近傍の周辺配管は、他の S/C 上部のエリアより汚れていることが確認されている。（図10）

【参考（先月既報分）】 S/C 上部調査（北側外周）概要

資源エネルギー庁 補助事業「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」で開発中の S/C 上部調査装置を1号機原子炉建屋1階北西エリア穿孔箇所より投入し、外側キャットウォークから調査を実施。

- S/C 上部（X-5E 近傍）の漏えい箇所の特定
- S/C 上部外周側の確認 * 5月27日 北側外周を実施

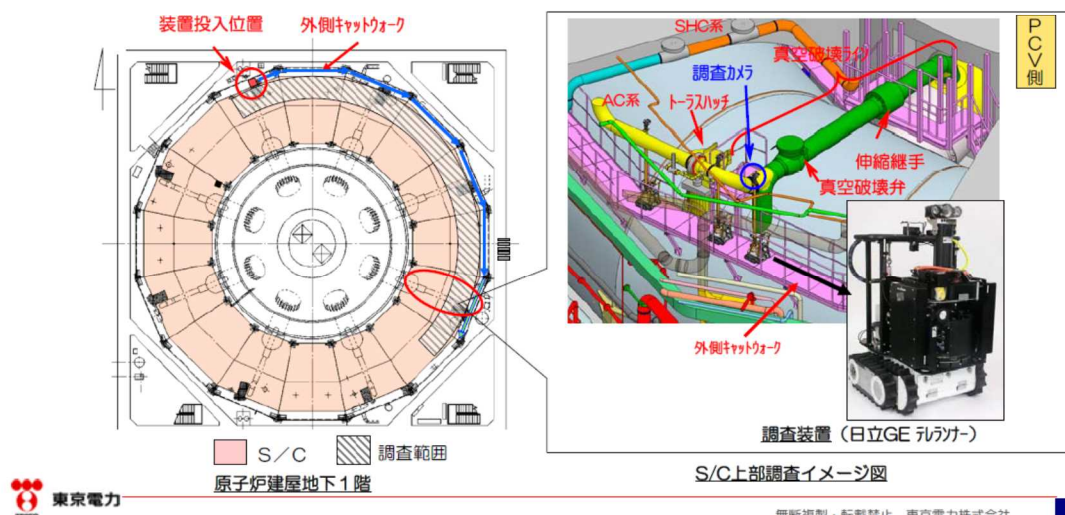


図7 1号機 S/C 上部調査の概要（東京電力調査）

【参考（先月既報分）】調査結果-1

- S/C上部（X-5E近傍）の状況
 - 真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのPCV側と反PCV側からの漏えいを確認。

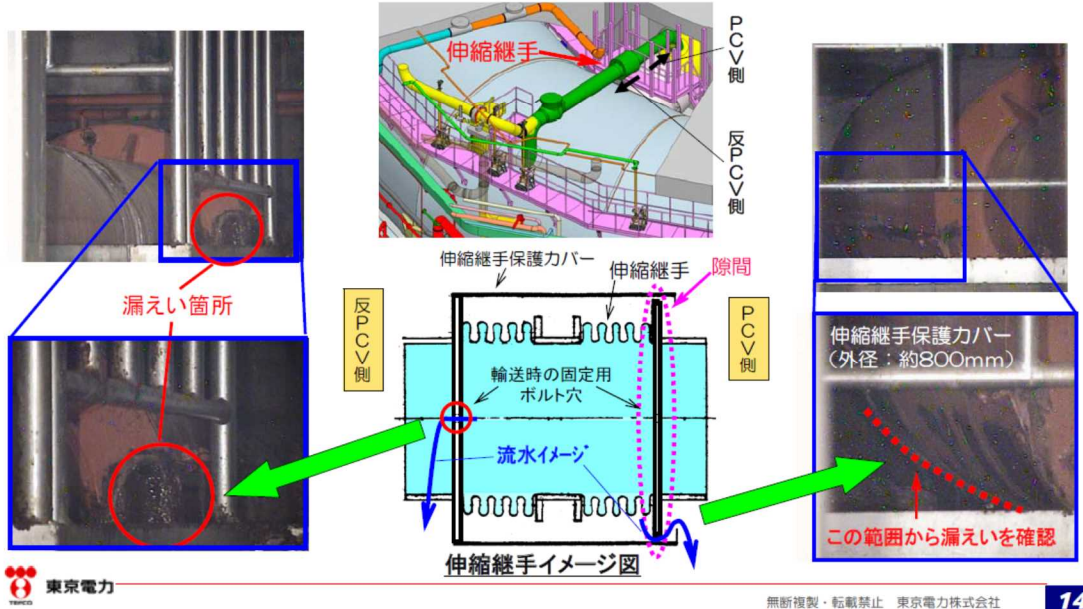


図8 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5E 近傍)

【参考（先月既報分）】調査結果-2

- S/C上部（X-5E近傍）の状況
 - 真空破壊弁・トラスハッチ・SHC系配管・AC系配管に漏えいは確認されなかった。

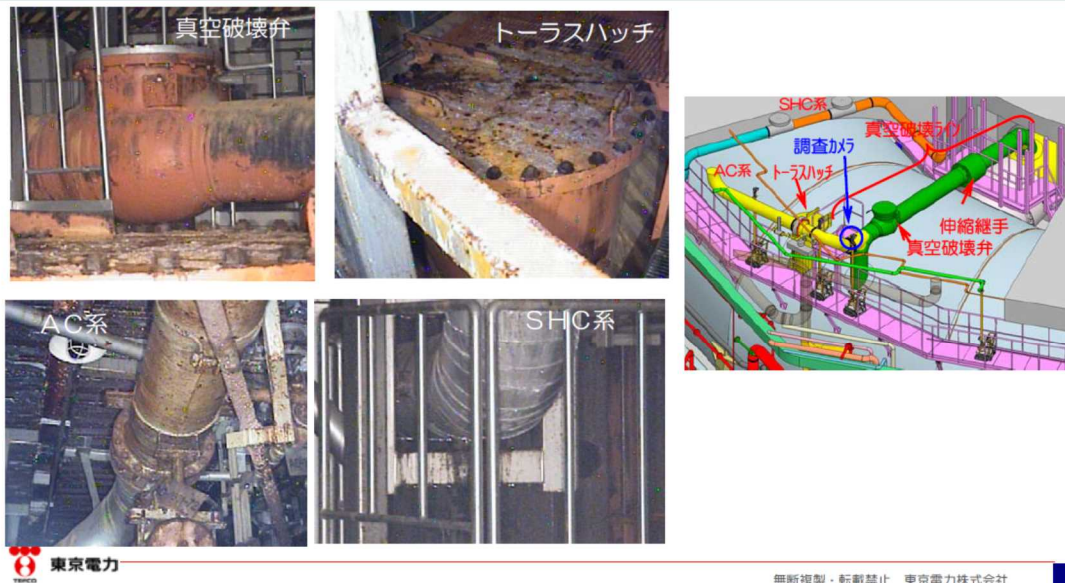


図9 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5E 近傍)

1-1 調査結果-1

■調査状況

- 南（X-5G近傍）のキャットウォーク上に保温板金が落下していたため、北西～南の範囲について調査を実施した。

■調査結果

- 北西～南の範囲の外側キャットウォーク側の真空破壊ラインおよびS/C上部に、漏えいは確認されなかった。
- X-5G近傍の周辺配管は、他のエリアより汚れているのが確認された。
- X-5G近傍で線量の上昇が確認された。

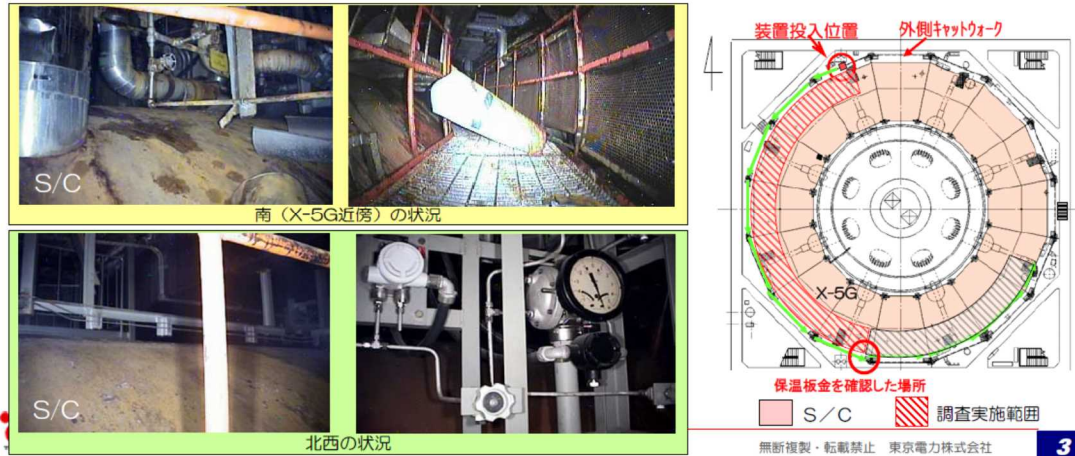


図 10 1号機 S/C 上部調査の結果 (X-5G 近傍)

引用文献

- [1] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告,” 2017年12月25日.
- [2] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所, “廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化) 平成28年度成果報告,” 著:, , 2017年6月.
- [3] L. E. Herranz, M. E. Pellegrini, T. E. Lind, M. E. Sonnenkalb, L. E. Godin-Jacqmin, C. E. López, K. E. Dolganov, F. E. Cousin, H. E. Tamaki, T. E. Kim, H. E. Hoshi, N. E. Andrews and T. E. Sevon, "OVERVIEW AND OUTCOMES OF THE OECD/NEA BENCHMARK STUDY OF THE ACCIDENT AT THE FUKUSHIMA DAIICHI NPS (BSAF) PHASE II – RESULTS OF SEVERE ACCIDENT ANALYSES FOR UNIT 1," in *NURETH-18*, Portland, OR, USA, Aug 18-22, 2019.
- [4] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会, “最終報告,” 2012年7月23日.
- [5] UNSCEAR, "Levels and effects of radiation exposure due to the nuclear accident

after the 2011 great east-Japan earthquake and tsunami," 2014.

- [6] 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,” 23 2012. [オンライン]. Available: http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120302_04-j.pdf#page=3. [アクセス日: 23 3 2020].
- [7] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第2原子力発電所1号機の格納容器圧力挙動について,” 著: 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14回会合 資料2-1, , 2020年9月3日.
- [8] K. Ross, J. Phillips, R. O. Gauntt and K. C. Wagner, "MELCOR Best Practices as Applied in the State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCA) Project," Aug, 2014.
- [9] 東京電力株式会社, “福島原子力事故調査報告書,” 2012年6月20日.
- [10] 東京電力株式会社, “「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について,” 2013年7月17日.
- [11] 東京電力株式会社, “東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて,” 2011年5月16日.
- [12] 原子力災害対策本部, “国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について- (第2報),” 2011年9月.

(別添 6)

非常用ガス処理系フィルタの汚染状況と逆流水素量

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 竹内 淳

1. 目的

事故時には、ベントの実施によって、原子炉格納容器内のガスはサブプレッションチェンバに接続された不活性ガス系 (AC 系) 配管から非常用ガス処理系 (SGTS) 配管を経由して排気筒 (以下、この別添において「スタック」という。) から大気に放出される。福島第一原子力発電所では、1/2 号機及び 3/4 号機のスタックがそれぞれ共用されており、SGTS 配管もスタックの手前で合流する系統構成となっている。系統構成中、SGTS フィルタトレイン前後に設置されている隔離弁は電源喪失時に全開となること、逆流防止のためのグラビティダンパは仕様上、一定の漏えい (逆流) が生じることが確認されている。

このため、ベントガスが自号機及び隣接号機の SGTS フィルタトレインに流入し得る流路が形成されることとなった。(図 1)

ここでは、ベントによって、1 号機又は 3 号機の原子炉格納容器内のガスが、隣接号機 (2 号機又は 4 号機) や自号機 (1 号機又は 3 号機) の SGTS フィルタトレインにどの程度移行したのか汚染状況調査結果に基づき検討した。



図 1 1~4 号機 SGTS 系統構成

2. 調査結果に基づく非常用ガス処理系フィルタトレインの汚染状況

調査チームは、これまで3号機及び4号機のSGTSフィルタトレインの表面線量率を測定したほか、2号機のSGTSフィルタトレインの汚染分布をガンマカメラにより測定した。1号機のSGTSフィルタトレインについても線量率測定を試みたが、SGTS室内の線量率が高いため近接することは困難であった（図2）。

東京電力も、予備的な調査として、1/2号機のSGTSフィルタトレインに対してロボットを用いた線量率測定を実施したが、特に1号機の測定については精度が十分ではないとしている。また、東京電力は3号機SGTSフィルタトレインを開放した内部調査やサンプリング採取を実施している。²⁶

これらの調査結果から得られた各号機のSGTSフィルタトレインの汚染状況及び結果に基づく考察を以下に示す。

(1) 1号機

東京電力によるロボットを用いた1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率測定結果（図3）は、フィルタトレイン付近の高さ約1メートルの空間線量率を測ったもので、高線量下で今できる最大限に近い努力をしているが、精度は低い。さらに、片系のフィルタトレイン入口（原子炉建屋側）部が2050mSv/h、フィルタ中央部が1620mSv/h、入口部と中央部の間の部位が1040mSv/hとなっているが、フィルタトレイン出口部（スタック側）の計測ができていない。この線量率の関係だけでは1号機のベント配管側からフィルタトレインへの逆流があったと判断することは困難である。ただし、フィルタトレイン入口部の床面では3050mSv/hの高い線量率が測定されていることから、後述する3号機と同様、逆流した自号機のベントガスが凝縮した水がフィルタトレイン下部に溜まることで放射線源となっている可能性が考えられる。

仮に、フィルタトレインの高線量率の原因が、ベントガスの逆流によるものではなく、原子炉格納容器から原子炉建屋内に漏えいしたガスが空調ダクトを經由してSGTSに流入したことによるものとした場合、原子炉建屋内において、原子炉格納容器貫通部などからの漏えい箇所やその周辺の空調ダクトも高線量率になっていると考えられる。

しかしながら、過去に実施された原子炉建屋内調査において、サブプレッションチェンバからのベントガスが流れたAC系配管や原子炉補器冷却水系（RCW系）熱交換器²⁷を除き、高線量率（数Sv/h程度）となっている箇所は確認されておらず、原子炉建屋内に原子炉格納容器内のガスが原子炉格納容器貫通部等から直接漏

²⁶ 1-4号機SGTS室調査の進捗について（第16回事故分析検討会、資料4-1）

²⁷ 東電第5回進捗報告、添付資料1-9「1号機RCW配管の高線量汚染の原因の推定について」

えいしたような痕跡も確認されていない。

以上のことから、1号機のSGTSフィルタトレインの汚染は自号機のベントガスが逆流してきたことによるものと考えることが合理的である。

なお、1号機については、今後、追加の線量率測定等が必要である。

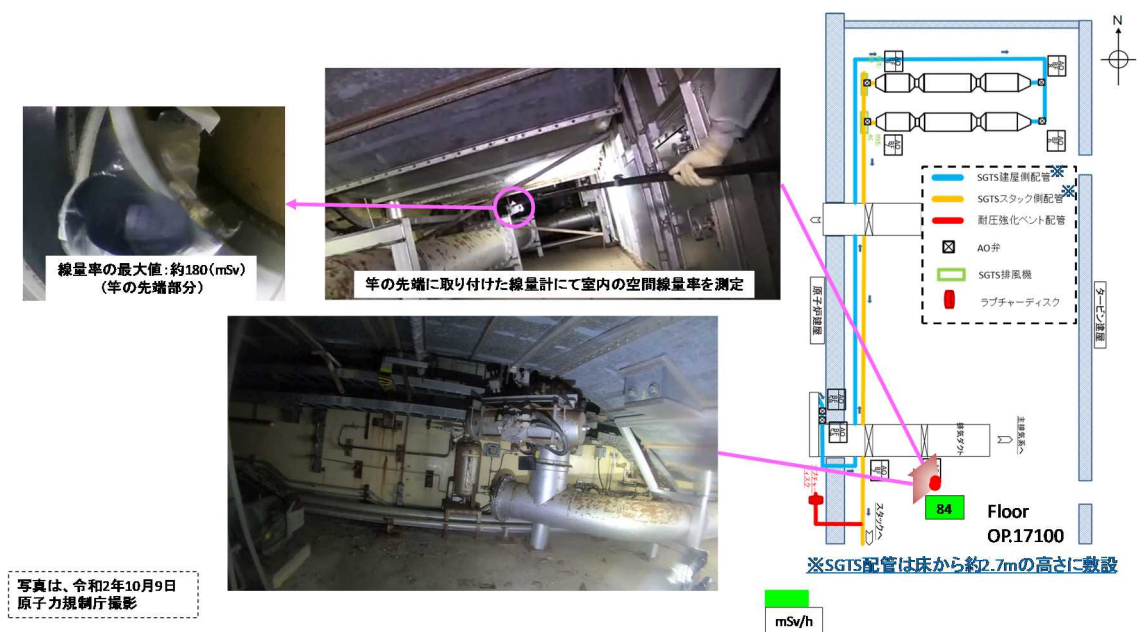


図2 1号機SGTS室内の調査概要

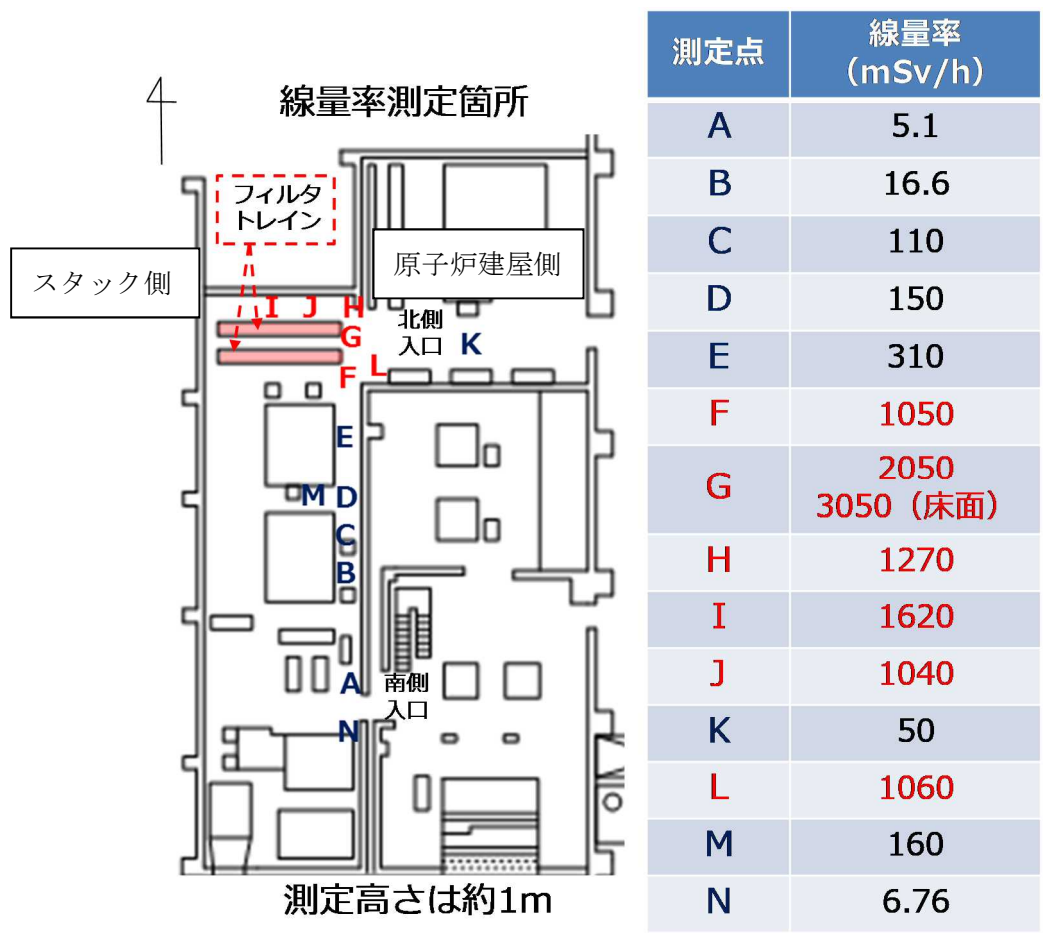


図3 東京電力による1号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果
(2020年8月25日測定)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋、一部加筆

(2) 2号機

調査チームは、2号機 SGTS フィルタトレインのB系に対し、ガンマカメラを用いて線量率測定を実施している（図4）。A系のフィルタトレインについては、B系フィルタトレインと建屋空調ユニットの間の狭隘部に位置しており、フィルタトレインから1～2メートルまで接近する必要があるため、A系についてもSGTS室の北側からアクセスして線量率測定を行おうとしたが、フィルタトレインが視認できる手前で線量率が100mSv/hを超えてしまったため、測定に必要な時間は確保できないと判断し、測定を中断している。

B系フィルタトレインのガンマカメラ測定によるCs-137の放射エネルギーから推定される線量率は、出口側（スタック側）で600mSv/h以上、入口側（原子炉建屋側）で100mSv/h程度であった。フィルタトレイン出口からスタックに向かう配管曲がり部付近においては、100mSv/h程度の線量率であることに比べ、フィルタトレイン入口側から原子炉建屋に向かう配管部では高い線量率を示す信号は得られていない。

このことから、2号機ではスタック側からSGTSフィルタに放射性物質が混入したガスが流れ込んできていたと考えられる。

さらに、東京電力によるロボットを用いた2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率測定結果（図5）においても、両系のフィルタ出口側（スタック側）が、入口（原子炉建屋側）側よりも高い線量率となっている。

2号機ではベント配管上のラプチャーディスクが破裂していないことから、2号機SGTSフィルタトレインの高線量率の原因は、1号機のベントガスが2号機SGTSフィルタトレインに逆流していたことによるものと判断する。

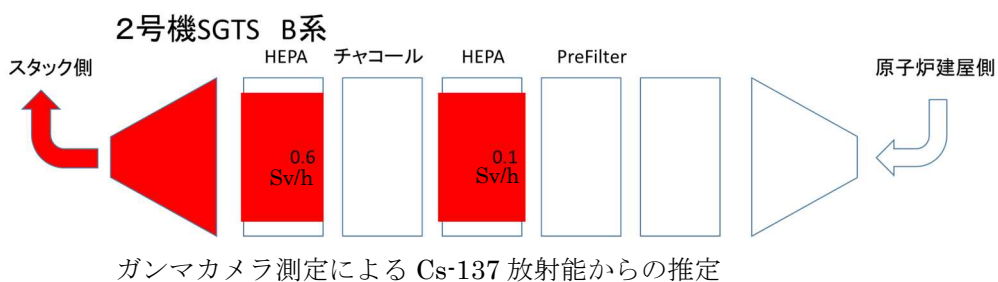
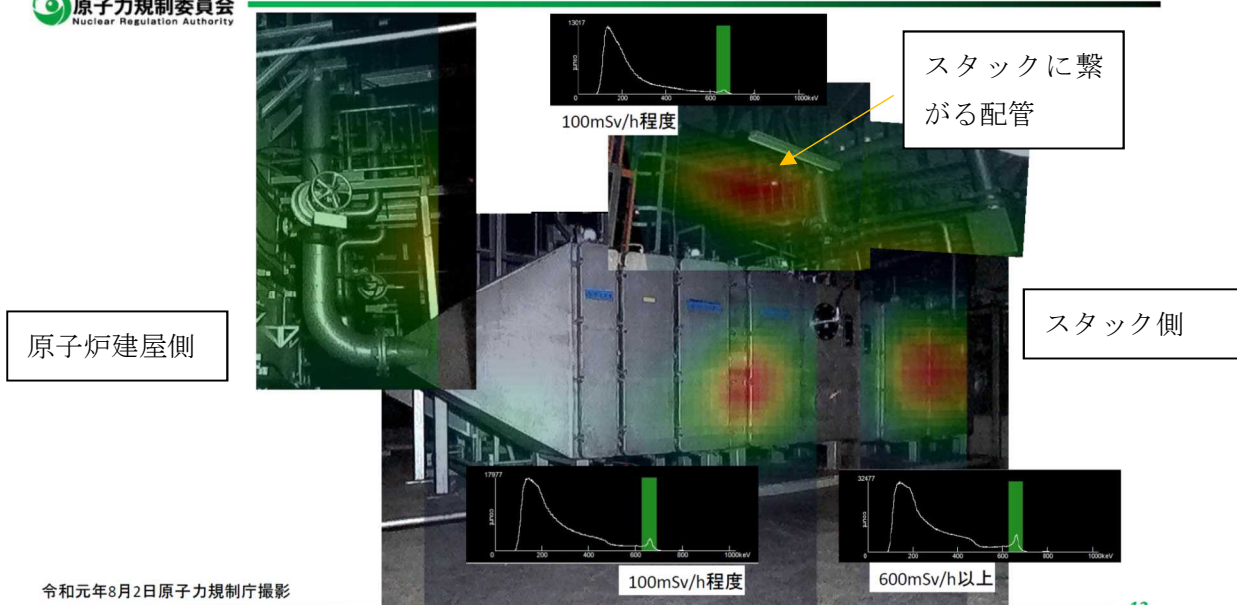


図4 2号機SGTSフィルタレインのガンマカメラによる測定結果(2019年8月2日)

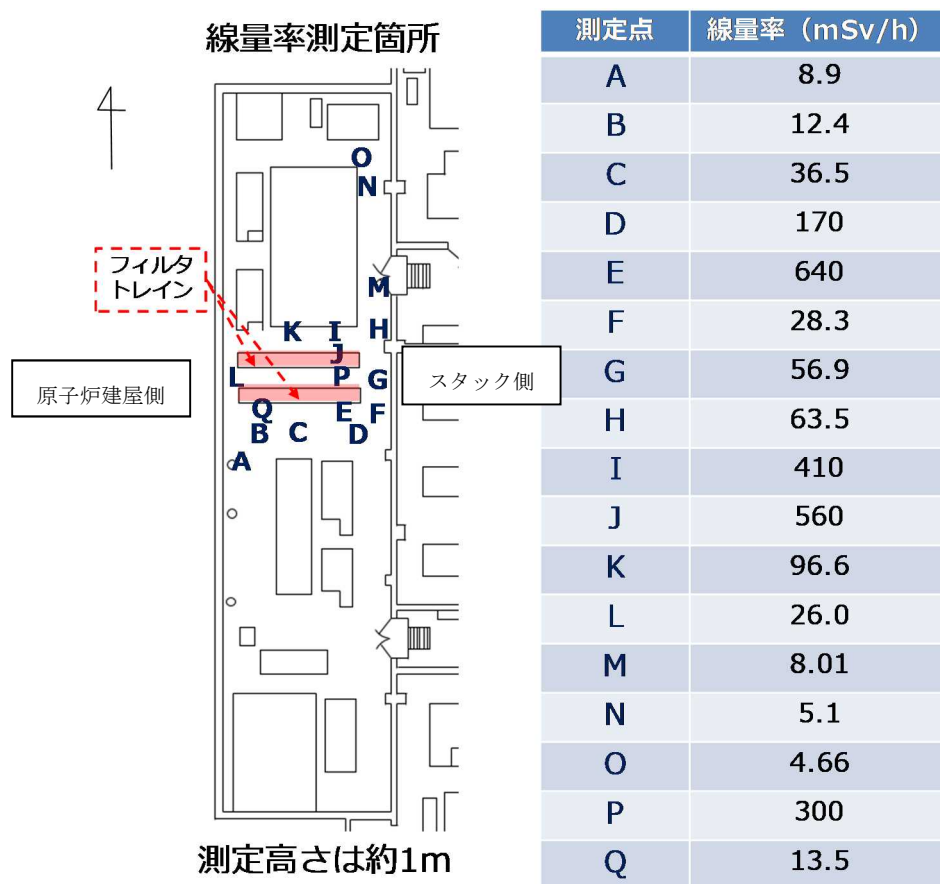


図5 東京電力による2号機SGTSフィルタトレイン周辺の線量率調査結果※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋、一部加筆

(3) 3号機

① 調査チームによるSGTS フィルタトレインの線量率測定結果

3号機SGTSトレインは、1号機及び2号機に比べて線量率が低いことから、これまでの調査で詳細な測定結果が得られている。調査チームは、3号機の両系統のSGTS フィルタトレインに対し、コリメートした線量計を用いてフィルタが位置する箇所の上・中・下部における表面線量率を測定した（図6）。測定結果によると、B系では出口側（スタック側）の線量率が高く、入口側（原子炉建屋側）の線量率が低いのに対し、A系では逆の関係になっている。また、B系では出口側フィルタの下部の線量率が上部に比べて高くなっている。このことから、3号機SGTS フィルタトレインではB系において3号機のベントガスが逆流していたと考えられる。

なお、A系のフィルタトレインでは入口側（原子炉建屋側）の線量率が高く、逆流の関係がみられないのは、出口側のグラビティダンパの漏えい率がB系よりも小さいことによるものと考えられる。

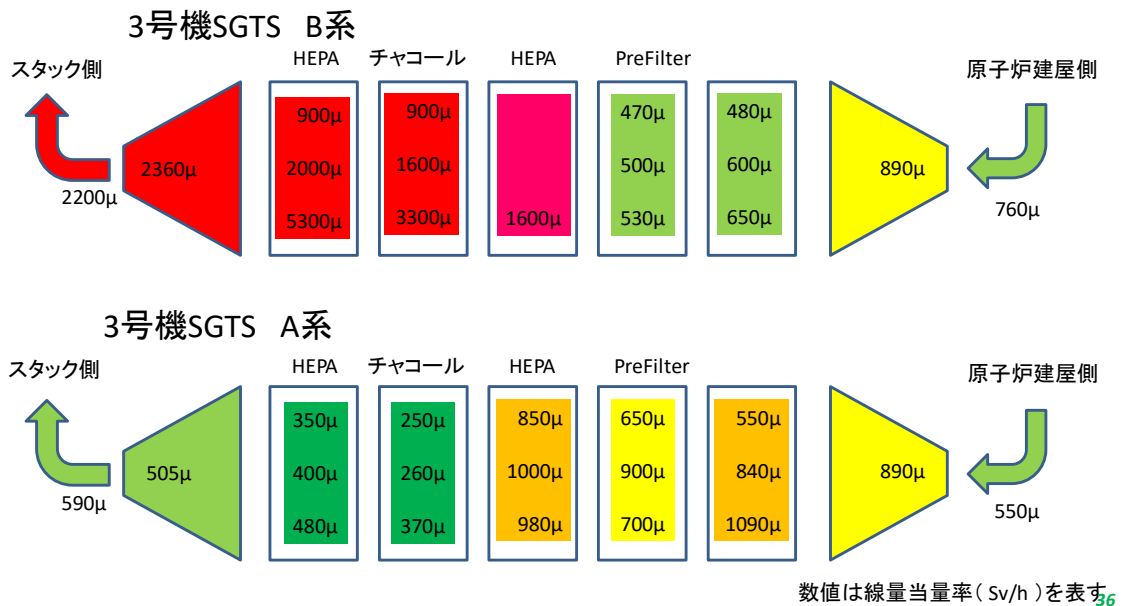


図6 3号機SGTS フィルタトレインの線量率測定結果

② SGTS フィルタトレインの開放調査結果

東京電力は、3号機SGTS フィルタトレインを開放した内部調査を行い、フィルタ表面の線量率測定及び付着物のサンプリングを実施している（図7及び8）。

i. フィルタの線量率

フィルタトレインを開放し、直接フィルタの線量率を測定した結果によれば、B系の出口側（スタック側）の高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側（原子炉建屋側）のプレフィルタの線量率を比較すると、出口側の方が高い線量率となっている一方で、中央にある高性能（HEPA）フィルタ（No. 3）の線量率が最も高くなっている。

A系については、出口側（スタック側）の高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側（原子炉建屋側）のプレフィルタの線量率を比較すると、B系と異なり、入口側の方が高い線量率となっている。ただし、中央にある高性能（HEPA）フィルタ（No. 3）は、線量率が最も高く、A系と同じ値となっている。

上記フィルタの線量率と図6の調査チームによる調査結果と比較すると、B系、A系共に出口側高性能（HEPA）フィルタ（No. 1）と入口側のプレフィルタの線量率の関係（高低）は同じである。また、図7及び8の東京電力によるフィルタトレイン開放前の線量測定結果は、図6の測定結果と概ね整合しており、以下に示すフィルタトレイン内の凝縮水の有無が測定結果に違いを生じさせた可能性が考えられる。

ii. 内部の状態

フィルタトレイン内部の状況を撮影した画像によると、内部の構成部材に損傷はなく、フィルタそのものも目に見える汚れや付着物は認められていない。

また、東京電力によると、B系の開放時に内部から水が約50リットル流出し、フィルタトレイン内に残水が底部から5～10cm程度溜まっているとしている。また、A系のフィルタトレイン内部においても扉の内側や内壁等に約3リットルの水滴を確認したとしている。このことから、3号機のベント時の水蒸気が3号機SGTSフィルタトレインに逆流し、凝縮したことによって水が溜まったことが考えられる。この凝縮水については、今後核種組成等の分析を行うことにより、ベント時の原子炉格納容器内の状況を推測する有力な手掛かりになると考えられる。

以上の調査結果から、3号機はベント時の原子炉格納容器内のガスがSGTSフィルタトレインに逆流していたものと判断する。

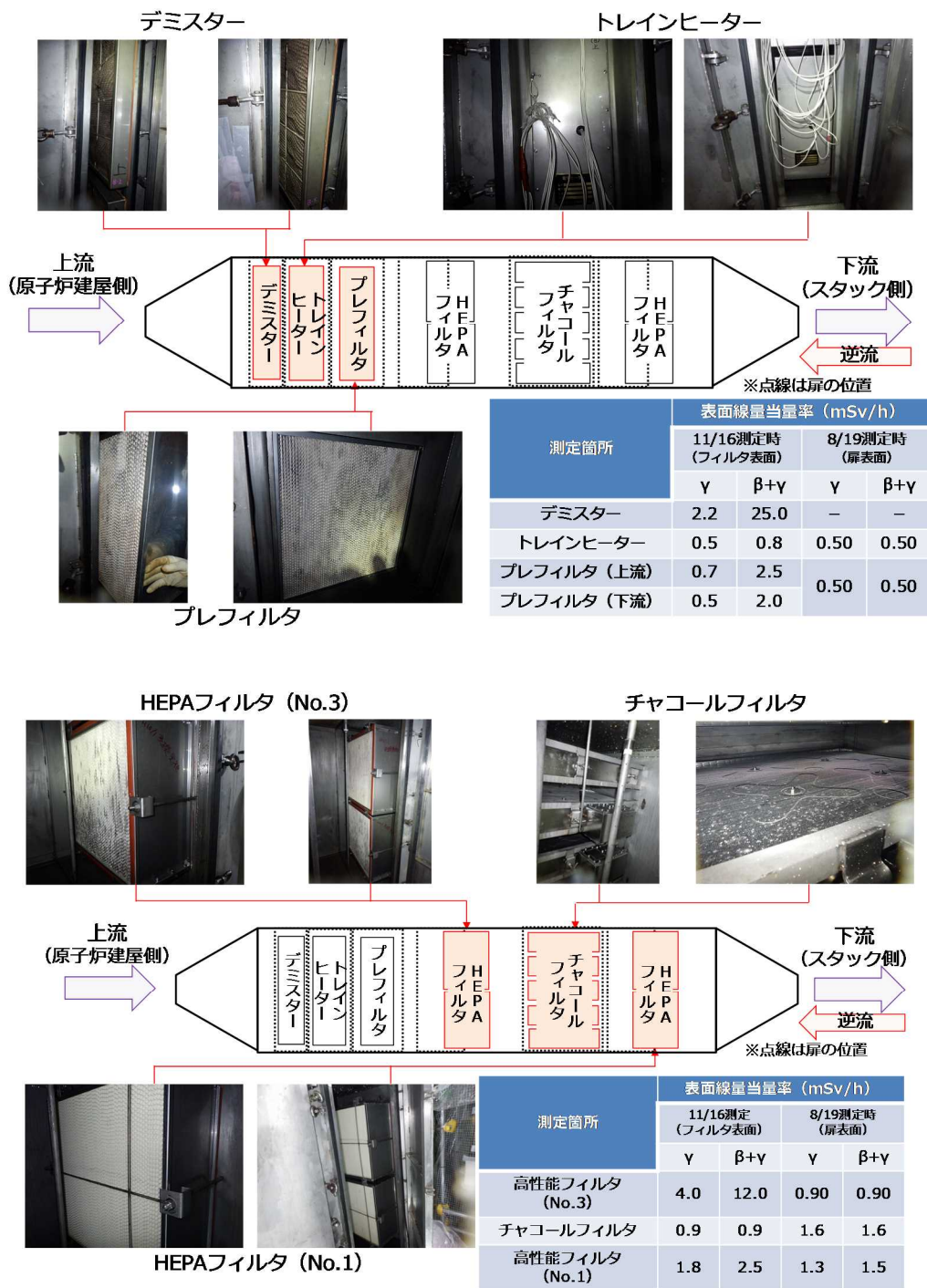


図7 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(B系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※
 ※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋

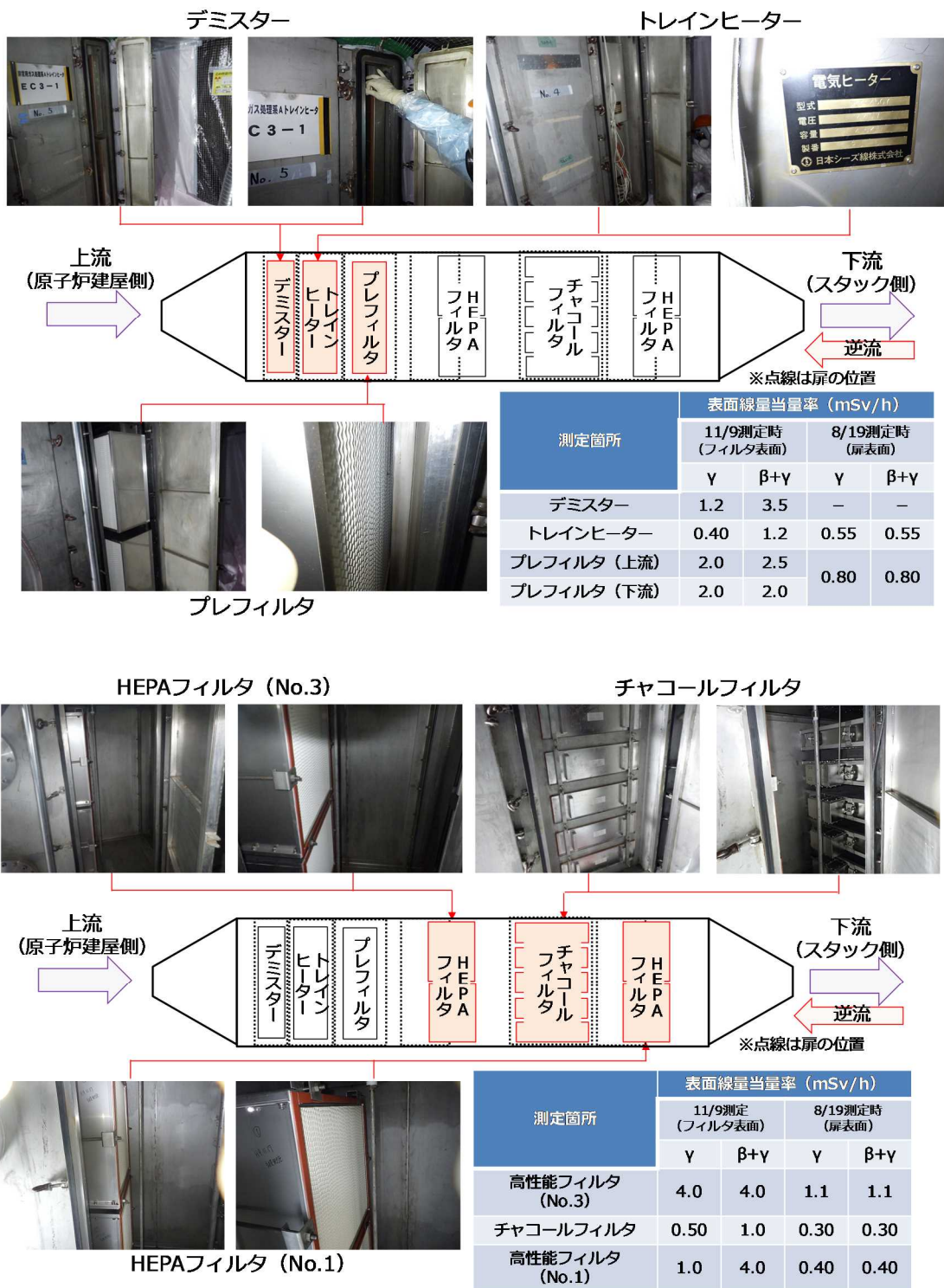


図8 東京電力による3号機SGTSフィルタトレイン(A系)内部調査結果(令和2年11月16日撮影)※

※第16回事故分析検討会、資料4-1から抜粋

(4) 4号機

4号機のSGTSフィルタトレインについては、3号機のベントガスが逆流していたことが過去の線量率測定結果などによって明らかにされており、その後新たなデータは更新されていない。²⁸

ただし、東京電力において、3号機と同様にSGTSフィルタトレインの開放調査が実施されており、今後、調査結果が明らかになれば、必要に応じて将来的な検討に反映させることが考えられる。

3. SGTS フィルタトレインの汚染状況の比較

2. の調査結果等から、1号機及び3号機において、ベントガスが隣接する2号機及び4号機のSGTSに逆流したことのほか、自号機のSGTSにも逆流していたことが明らかになった。本項では、1/2号機間及び3/4号機間でのSGTSフィルタトレインの汚染状況を比較(図9)することにより、1号機及び3号機のベントガスの自号機への逆流の程度を推定する。

(1) 1号機・2号機間のSGTSフィルタトレインの比較

図9のSGTSフィルタトレインの線量率を比較すると、1号機は2号機に比べて数十倍以上の汚染が生じていると推定される。ただし、図9における1号機の線量率は東京電力福島第一原子力発電所事故から時間が経過していない時点のSGTSフィルタユニット入口側(原子炉建屋側)での東京電力が実施した測定値であり、現在は減衰により汚染の程度は低減していると考えられる。

最近の測定結果として、東京電力が2020年にロボットを用いて測定した1号機の線量率(図3)は、フィルタトレインの出口側の測定ができていないものの、最も高い線量率は入口側(原子炉建屋側)で約2000mSv/h、同部位の床面で約3000mSv/hとなっている。これに対して同時期に測定された2号機のSGTSフィルタトレインの最も高い線量率(図4及び5)は出口側(スタック側)で約600mSv/hである。

今後、1号機の系統毎のSGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)の線量測定結果が得られれば、入口側/出口側の汚染の違いを明確化できると考えられるが、2号機におけるSGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)の線量率は入口側(原子炉建屋側)の約5倍程度の線量率となっていることからすれば、1号機SGTSフィルタトレイン出口側(スタック側)では、A、B両系統の寄与分を合わせて10000mSv/h程度の線量率となっていることも考えられる。

²⁸ 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書(平成26年10月8日、原子力規制委員会) p104に、4号機SGTSフィルタトレインの下流側(排気筒)の線量率が入口側に比べて高いことが示されている。

1号機と2号機のSGTSフィルタトレイン出口側（原子炉建屋側）での線量率を比較すると次のようになる。

$$\frac{1号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}{2号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率} = \frac{10000(A,B)mSv/h}{400(A) + 600(B)mSv/h} \cong 10$$

以上のことから、1号機のSGTSフィルタトレインは、2号機の10倍程度の汚染があると評価できる。また、JAEAが熱流動解析により流入量を評価した結果によると、1号機SGTSに逆流したベントガスは2号機SGTS流入量の2～3倍程度とされている（別添3-1）。したがって、1号機のベントによる自号機SGTSへのガスの逆流は、2号機SGTSへの流入量の数倍～10倍程度と推定される。

なお、1号機はシールドプラグ下面の汚染の程度が2号機及び3号機に比べて小さいこと、1号機SGTSフィルタトレインの汚染の程度が大きいことから、1号機のベント時にセシウムと共に水素も逆流した可能性が考えられる。ただし、水素がどれくらい逆流によって原子炉建屋に流入したかは、ベントガスにおけるセシウムと水素の濃度比が評価される必要がある。

(2) 3号機・4号機間のSGTSフィルタトレインの比較

図9のSGTSフィルタトレインの線量率から比較すると（下式）、3号機は4号機に比べておおよそ2倍程度の汚染が生じているものと評価できる。1号機のフィルタトレインが2号機の数倍～10倍程度汚染していることに対し、3号機は4号機の2倍程度の汚染となっているのは、グラビティダンパが設置されていない4号機に多くのガスが移行した可能性が考えられる。

$$\frac{3号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率}{4号機SGTSフィルタトレイン出口側線量率} = \frac{5.3(B)mSv/h}{1.5(A) + 1.2(B)mSv/h} \cong 2$$

1号機



■東電による測定(平成23年8月2日)
 (SGTSトレイン付近を測定)
 ※現在の線量率は減衰して半分以下になっている可能性が高い。

2号機



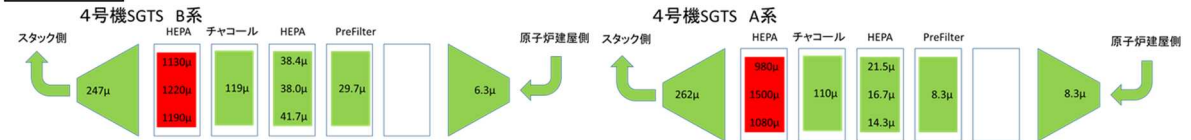
■原子力規制庁による測定※(令和元年8月2日)
 ※ガンマカメラ測定によるCs-137放射能からの推定

3号機



■原子力規制庁による測定(令和元年6月20日)

4号機



■原子力規制庁による測定(平成25年8月7日)

数値は線量当量率 (Sv/h) を表す

図9 1～4号機のSGTSフィルタトレインの線量測定結果の比較図※
 ※第14回事故分析検討会、資料4から抜粋

4. まとめ

- ・ベントを行った1号機及び3号機では自号機への逆流があったもの判断できる。
- ・1号機のベントガスのうち、自号機のSGTSへの逆流は、2号機SGTSへの流入の数倍～10倍程度と評価できる。
- ・1号機はベントガス中の水素が原子炉建屋に逆流した可能性がある。
- ・3号機のベントガスのうち、自号機のSGTSへの逆流は、4号機SGTSへの流入量の約2倍程度と評価できる。

5. 引き続き調査が必要な課題

今後、以下の事項について継続した調査が必要である。

- ① 1/2号機 SGTS フィルタトレインの線量率の詳細な測定
- ② SGTS フィルタトレイン内部の溜まり水の核種分析
- ③ 1号機及び2号機原子炉建屋内の空調ダクト等の汚染分布調査
- ④ ベントガスのセシウムと水素濃度の評価

上記①については、東京電力が予備調査として実施した結果を引用しているため、今後、全体的な調査結果が判明した段階で、今後の考察に反映させることが必要である。1号機及び2号機の SGTS 室は線量率が高いため、調査チームとしても遠隔測定手法を活用した追加的な調査を計画している。

上記②については、3号機の SGTS フィルタトレイン内の溜まり水が採取できているが、今後4号機についても東京電力は調査するとしており、3号機同様に溜まり水が認められた場合に核種分析を行うことが期待される。

上記③については、調査チームは2号機原子炉建屋内で床面及び壁面の付着物を採取しており、今後、付着物の分析を行う予定である。それらに加えて、今後、原子炉建屋内の空調ダクトの汚染状況を調査することが必要である。

上記④については、水素の痕跡を現場で確認することはできないことから、ベントガス中のセシウムと水素の濃度比の推定は困難と考えられるが、自号機への水素の逆流がどの程度であって、爆発に寄与し得るものであったのかを評価する上で重要なことから、今後の課題として取り上げることとする。

(別添 7)

1～3号機のシールドプラグ付近の放射線測定及び線量評価

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. 背景及び目的

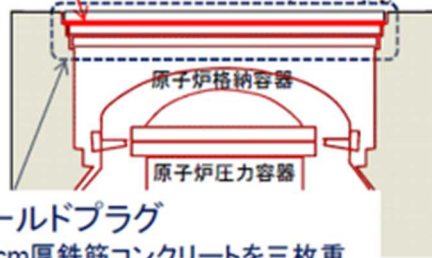
これまで調査チームでは、福島第一原子力発電所施設内における放射線源に関する調査を実施してきた。その中で、1-3号機に共通する強い放射線源として、1-3号機の原子炉建屋5階オペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)の原子炉格納容器上部に設置されているシールドプラグ付近に除染後においても周辺線量当量率が低下しない強い放射線源が存在していることを確認していた。このことは1-3号機間で差はあるものの、通常考えられていた量を大きく超える放射性物質がシールドプラグの1層目(頂部カバー)と2層目(中間カバー)間に存在することが推定される(図2)。3.以降に各号機の汚染状況を報告する。なお、各号機は、水素爆発の影響の有無、原子炉建屋の損壊状況がそれぞれ異なるため、使用できる検出器も周辺の線量率や空間等の環境に合わせて選択している。



図1 1-4号機の東京電力福島第一原子力発電所事故後直後の外観

線源と考えられる高密度汚染箇所

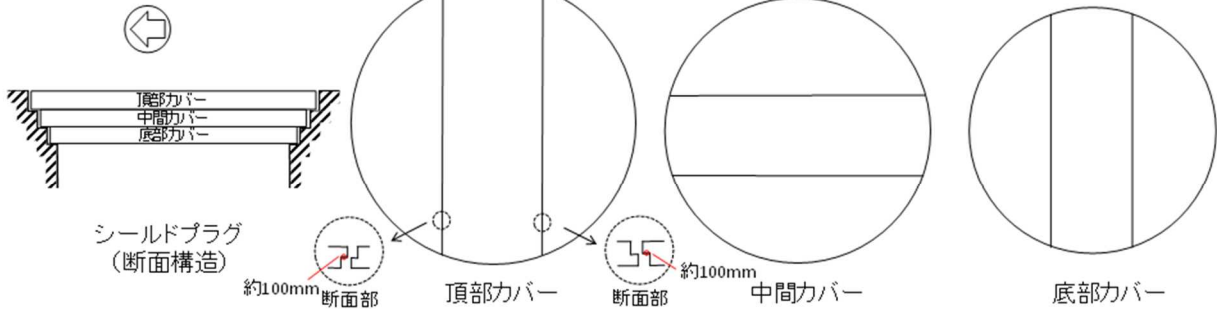
各号機共通



シールドプラグ

(60cm厚鉄筋コンクリートを三枚重ねている。各層直径約11.3~11.8m、三分割のプラグで構成)

図2 シールドプラグの概観構造



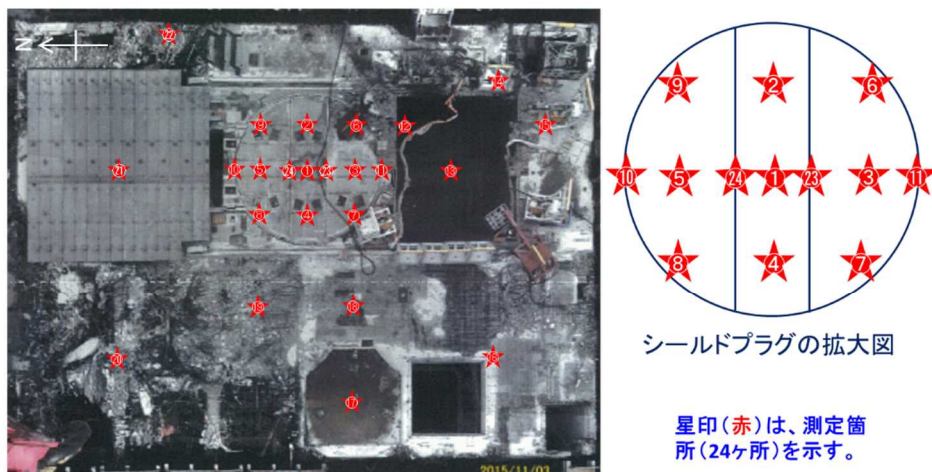
	頂部カバー	中間カバー	底部カバー
1号機	直径 約12,400mm 厚さ 約630mm 重さ 63t,56t,63t	直径 約12,100mm 厚さ 約630mm 重さ 59t,55t,59t	直径 約11,800mm 厚さ 約630mm 重さ 55t,53t,55t
2号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t
3号機	直径 約11,800mm 厚さ 約620mm 重さ 55t,55t,55t	直径 約11,600mm 厚さ 約610mm 重さ 50t,55t,50t	直径 約11,300mm 厚さ 約610mm 重さ 45t,55t,45t

図3 シールドプラグの構造※

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

2. 1-3号機のおペフロの状況

○スペクトル測定箇所(測定日:平成27年11月19日) 3号機おペフロ



- オペフロ上の様々な地点(原子炉ウェル上、鉄遮蔽上、崩落箇所、使用済燃料プール上、ライニング施行箇所等)において測定(24箇所)。
- 放射線検出器がおペフロ上の約50cmとなる高さになるよう設定。
- 特に、高濃度汚染が想定される原子炉直上のシールドプラグについては、プラグ中央部、継目付近など複数の箇所を選択し重点的に測定。

12

図4 3号機のおペフロの状況 (2015年11月19日)



図5 2号機のおペフロの状況 (2018年11月6日)



図6 1号機のおペフロの状況※

※「1号機オペレーティングフロア調査結果（中間）について」（2017年3月30日、廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議）

表1 1～3号機おペフロの汚染等の状況

対象号機	1号機	2号機	3号機
シールドプラグの状態	3層とも大きなズレ 1層目に変形あり	外観上の大きなズレや損傷なし	第1層に破損 中央部に30cm陥没
5階天井、壁、柱などの破損	大規模に破損	ブローアウトパネルの脱落程度	大規模に破損
5階天井、壁、柱の汚染	汚染あり 測定への影響度不明	ほぼ一様に汚染有り 測定に影響は小さい	汚染あり 測定への影響度小
シールドプラグ表面汚染の有無	有り	有り	有り
除染実績	実施中	実績あり	実績あり
除染効果	低下傾向 周囲の瓦礫影響が大きい	880mSv/h⇒140mSv/h (プラグ中心1.5m高さ)	表層5mm程度ハツリ 800mSv/h⇒200mSv/h (プラグ中心5m高さ)
表面汚染レベル(線量のみ)	平均150mSv/h(表面) 平均100mSv/h(1.2m高さ)	平均114mSv/h(1.5m高さ)	平均50mSv/h(0.5m高さ) 平均200mSv/h(5m高さ)
高線量瓦礫の有無	有り 片付け進行中	有り 片付け進行中	ほぼ無し
選択した測定方法	GM計数管 (東京電力)	・鉛遮へい付きAPD ・ガンマカメラ	鉛コリメータ付き 半導体検出器
測定箇所	深さ 1層目と2層目の隙間 表面 シールドプラグの中心	深さ 1層目上方 約30cm 表面 シールドプラグ全体	深さ 1層目上方 約50cm 表面 シールドプラグ全体
汚染レベルの導出に用いた汚染密度	1.3E+8 Bq/cm ²	3.95E+10 Bq/cm ² ～6.6E+10 Bq/cm ²	平均 2.7E+10 Bq/cm ²
汚染密度の評価方法	電磁カスケードモンテカルロコードegs5(3)		
測定によるシールドプラグ裏面汚染レベルの推定値	0.1-0.2PBq	20-40PBq	30PBq

3. シールドプラグ上段と中段間の汚染量の検討

3-1. はじめに

1号機、2号機及び3号機について、シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）のCs-137による汚染量を検討した。2号機と3号機については、電磁カスケードモンテカルロコード egS⁵³⁾による計算結果とビルドアップ係数を用いた点減衰核計算を用いて比較検討した。

3-2. 点減衰核計算

3-2-1. 直接線による周辺線量当量率

半径 R_0 (cm) の面線源の上部に、厚さ t cm の遮蔽があるときの、中心軸上 h cm の直接線の光子束は、以下の式で求めることができる¹⁾。

$$\phi = \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (1)$$

$$\sec(\beta) = \frac{\sqrt{R_0^2 + h^2}}{h} \quad (2)$$

μ は遮蔽の線減衰係数、 Q_s は単位面積当たり毎秒放出される光子数 (photons/cm²/sec)、 $E_1(x)$ は1次の指数積分である。1cm線量当量換算係数 (Γ_{1cm}) を用いて、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C を求める。1 cm線量率は、1 MBq の点線源から1 m の位置での μ Sv/h 単位の1cm線量当量率である。崩壊当たり q 個の光子を放出する1 MBq の線源から1 m 離れた位置での光子束は、

$$\phi_{1MBq,1m} = \frac{10^6 q}{4\pi \times 100^2} = \frac{10^2 q}{4\pi} \quad (3)$$

であるため、光子束から1cm線量当量率への換算係数 C は、

$$C = \frac{\Gamma_{1cm}}{\phi_{1MBq,1m}} = \frac{\Gamma_{1cm} \times 4\pi}{10^2 q} = \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \quad (4)$$

である。(1)式及び(4)式から、1cm線量当量率 D は、

$$\begin{aligned} D &= \frac{0.04\pi\Gamma_{1cm}}{q} \times \frac{Q_s}{2} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \\ &= 0.02\pi\Gamma_{1cm} \times \frac{Q_s}{q} [E_1(\mu t) - E_1(\mu t \sec(\beta))] \quad (5) \end{aligned}$$

Q_s/q は、単位面積当たりの Bq 数 (Bq/cm^2) に対応する。

μ は、 γ 線のエネルギーにより異なることから、複数の γ 線を放出する核種の場合は、 γ 線毎に、 Γ_{1cm} を求めて計算する必要がある。(別添 7-1)

3-2-2. 散乱線を含めた周辺線量当量率

直接線による周辺線量当量率に、コンクリートの「周辺線量当量ビルドアップ係数」を乗じることにより、散乱線を含めた周辺線量当量率を得ることができる。しかしながら、面線源の上部のコンクリートがある場合には、線源位置により、コンクリートを透過する厚さが異なるので、適用するビルドアップ係数も異なる。最短は、 μt (mfp) で、最大は $\mu t \sec(\beta)$ (mfp) である。BF(μt) を用いた場合が下限値となり、BF($\mu t \sec(\beta)$) を用いた場合が上限値となる。

3-2-3. 電磁カスケードモンテカルロコード³⁾による計算

面等方線源からの γ 線束を線源と検出器を置き換える手法²⁾を電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾に適用してシールドプラグ上部の周辺線量率を計算した。

egs5 の結果と点減衰核計算の比較を表 2 に示す。電磁カスケードモンテカルロコード egs5³⁾の結果は、点減衰核計算の範囲となっており、妥当な結果であることが確認できる。

表 2 点減衰核計算と egs5 計算の比較 ($\mu Sv/h$ per Bq/cm^2)

Height (m)	Point Kernel		egs5	
	Cs-134			
0.5	2.16E-06	~4.42E-05	3.75E-06	± 1.91E-08
1.0	2.16E-06	~2.27E-05	3.64E-06	± 1.83E-08
1.5	2.16E-06	~1.44E-05	3.51E-06	± 1.69E-08
5.0	2.14E-06	~3.99E-06	2.51E-06	± 1.17E-08
	Cs-137			
0.5	4.20E-07	~2.88E-06	9.62E-07	± 5.91E-09
1.0	4.20E-07	~4.56E-06	9.30E-07	± 5.47E-09
1.5	4.20E-07	~2.88E-06	8.97E-07	± 5.20E-09
5.0	4.18E-07	~7.89E-07	6.30E-07	± 3.58E-09

3-3. 3号機オペフロの場合

3-3-1. 鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定結果

3号機オペフロでは、2015年11月に、東京電力の協力を得て、鉛コリメータ付の CdZnTe 検出器による測定を行い、シールドプラグ下部の Cs-137 量の推定を行った。本検討とは若干異なるが、同じ手法で、シールドプラグ表面から約 50 cm 位置の CdZnTe 検出器による測定結果から Cs-137 全エネルギー吸収ピーク計数率を計算し、測定されたピーク計数率から Cs-137 の汚染密度を求めている。シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上の測定位置を図 7 に、推定に用いた測定結果を表 3 に示す。汚染密度は、 $8.1E+09$ から $5.7E+10$ Bq/cm² で、平均は $2.7E+10$ Bq/cm² である。半径 6 m の隙間に一様に Cs-137 があるとすると、総量では、9.2 から 64 PBq、平均値を使うと 31 PBq となる。（別添 7-1）

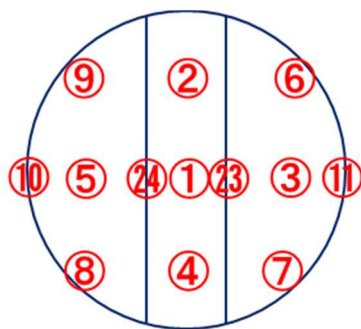


図 7 鉛コリメータ付き CdZnTe によるシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上での測定場所

表 3 ピーク計数率と Cs-137 汚染密度

Point	Peak count rates (cps)	Concentration (Bq/cm ²)
No. 1	32.8	5.7E+10
No. 2	7.19	1.2E+10
No. 3	23.4	4.0E+10
No.4	4.72	8.1E+09
No. 5	8.67	1.5E+10

3-3-2. 50 cm 位置での周辺線量当量率

2016年3月に東京電力が測定したシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）上、約 50 cm での線量当量率 85.8 mSv/h⁴⁾（線量計下部に鉄遮蔽を置いた測定で、測定値 8.58 mSv/h

の 10 倍が実際の線量率という説明を適用)という結果が報告されている。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.15 : 1 である。3-3-3 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、約 50 cm 位置での周辺線量当量率は、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=9.620\text{E}-7*2.7\text{E}+10+3.75\text{E}-6*0.15*2.7\text{E}+10=41 \text{ (mSv/h)}$$

となる。測定値の半分の線量率であるが、ほぼ対応する値であり、調査チームが推定したシールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 下部の汚染密度の妥当性を示していると言える。

一方、シールドプラグ中心の 5 m 高さでの周辺線量当量率が、2015 年 1 月 8 日に 213 mSv/h という結果がある。この時点では、Cs-134 : Cs-137 = 0.3 : 1 である。3-3-3 で得られた平均の汚染密度 (Cs-137 が $2.7\text{E}+10 \text{ Bq/cm}^2$) と表 2 の結果から、Cs-137 及び Cs-134 の寄与を合計して

$$D=6.30\text{E}-7*2.7\text{E}+10+2.51\text{E}-6*0.3*2.7\text{E}+10=37.4 \text{ (mSv/h)}$$

となり、測定結果の 17 % 程度となる。約 5 m 高さでは、シールドプラグ上部の周辺線量当量率の測定値が推定値より 5 倍以上高いが、シールドプラグ 1 層目 (頂部カバー) 上部以外の周辺にも汚染の程度が高い場所があることから、測定値は広い領域の線源の合計となっていると考えられる。

3-4. 2号機オペフロの場合

2号機オペフロでは、2019年2月に東京電力が行ったスミアの結果⁵⁾から、Cs-134とSb-125の汚染密度はCs-137の1/10であった。Sb-125について、厚さ60cmコンクリート表面から約1.5mでの周辺線量当量率は、egs5の結果から、 $3.32\text{E}-07 \mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2$ が得られている。Cs-137の汚染密度が 1 Bq/cm^2 の時、約1.5m高さでの周辺線量当量率は、Cs-134、Cs-137、Sb-125の寄与を合計すると

$$D = 3.51\text{E}-06*0.1 + 8.97\text{E}-07 + 3.32\text{E}-07*0.1 = 1.28\text{E}-06 \\ (\mu\text{Sv/h per Bq/cm}^2 \text{ of Cs-137})$$

となる。

参考文献5の14ページに示されている2号機オペフロのシールドプラグ1層目(頂部カバー)上部約1.5mでの周辺線量当量率は、79 - 148 mSv/hである。これを平均の114 mSv/hであるとする。また、添付資料において、シールドプラグ及び周辺の表面における周辺線量当量率から、少なくとも周辺線量当量率の30 mSv/h程度が表面汚染による線量率であると考えられる。そこで、シールドプラグ1枚目(最上層)表面の汚

染による周辺線量当量率が 30 mSv/h であり、残りの 84 mSv/h がシールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）の間の汚染による周辺線量当量率であるとして、Cs-137 の汚染密度を求める。単位面積当たりの汚染密度を S とすると、

$$S = 84 * 1000 / 1.28E-06 = 6.6E+10 \text{ (Bq/cm}^2\text{)}$$

となり、半径 6 m の領域では、約 70 PBq となる。測定時に遠方の線源による周辺線量当量率の影響を受けているが概算としては妥当な汚染密度であると考えられる。

3-5. 1号機オペフロの場合

1号機の場合、シールドプラグは通常の設置位置から移動、一部は変形、破損していることが確認されている。この点で、シールドプラグの1層目（頂部カバー）等は、水素爆発の影響を受けていることが強く推察されるが、少なくとも全3層のシールドプラグの隙間の汚染は、外部へ大きく暴露はされておらず、特に1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間は直接測定が実施できており、その結果として汚染が集中している現状を捉えており、この状況は、セシウム等の付着メカニズムは現時点で不明であるが、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の10mm程度の隙間を、セシウムを含む水蒸気が通過していた痕跡であるとすれば、1号機のみならず2及び3号機のシールドプラグが同様な汚染となると考察できる。2019年9月の東京電力の測定結果⁶⁾では、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の周辺線量当量率が、1-1.5 Sv/h程度であり、端の部分が相対的に低く、中心に行くほど高くなる結果が示されている。このことは、周辺線量当量率として、中心の計測値ほど周辺の線量率の寄与を受けることから、1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間にはほぼ一様な密度で汚染が蓄積していることを示していると思われる。

水素爆発により、シールドプラグが破損しており形状が複雑になっている。添付資料に示すように、測定状況を仮定し、シールドプラグ上部と中間部の間での周辺線量当量率から推定したCs-137の汚染密度は大凡 1.3×10^8 Bq/cm²程度で、総量では、0.1-0.2 PBqである。

4. 1-3号機の比較

シールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の汚染のメカニズム（付着など）についてはまだ不明であるが、基本的にシールドプラグが健全であれば「狭隘な流路」が維持されることから、セシウムを含む水蒸気等の供給が長く続くほど、汚染密度は高くなると考えられる。水素爆発などの影響でシールドプラグが通常の設置位置から移動している場合などは、シールドプラグの隙間に滞留せずに隙間の多い部分から出ていく割合が多くなり、汚染密度は小さくなると思われる。各号機のシール

ドプラグの状況を整理すると、1号機では12日15時36分の水素爆発まで、3号機では14日11時1分の水素爆発まで、2号機では基本的に現在まで健全な状態が保たれていると考えられる。その上で、表1に示したがように、1号機は、2,3号機と比較して、汚染密度が100分の1程度であり、明らかに汚染の状況が異なっている。この差分については、東京電力福島第一原子力発電所事故後の除染や雨水等の環境影響も一つの要素であるが、基本的には水素爆発直前までのセシウムを含む水蒸気の発生、流動、事象進展等の状況が反映されていると考えられる。よって、今後、号機間の相違に加えて、各号機の個別の状況についても考察を深めていくこととしている。

5. 2号機における線量測定の精度向上について

1. はじめに

2号機オペフロでのコリメータ付き線量計で測定した床面から305mm位置での「表面 γ 線線量率」の結果を用いて、3層のシールドプラグの1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の隙間に蓄積しているCs-137の汚染密度を推定した。

2. 測定内容と結果

図8に示す様に、東京電力による測定⁹⁾は、厚さ60mmの鉛製のコリメータ内に線量計を設置し、床面から305mmの位置で測定したものである。コリメータの構造から表面では直径300mmが測定対象となっている。なお、本測定で用いた検出器等の詳細な情報が東京電力からの情報提供により明確となったことから本解析が可能となった。

■ γ 線線量率(1cm線量当量率)

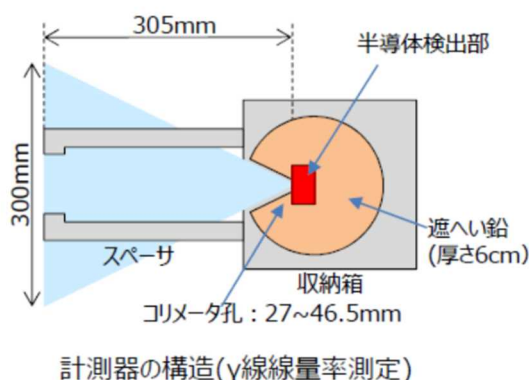


図8 2号機オペフロの表面 γ 線線量率測定に使用された線量計⁹⁾

シールドプラグは数個のパーツで面を形成し、それが頂部、中間、底部の3層に積まれている。これまでシールドプラグ上方の線量率を測定してきたが、一定の高さでの測

定では、主にシールドプラグ全体（下層部の汚染も含む）、パーツの継ぎ目（以下「プラグ継ぎ目」という。）、ファンネル、及び比較的遠方でも強力な線源等、オペフロ内面に蓄積した汚染を測定してきた。

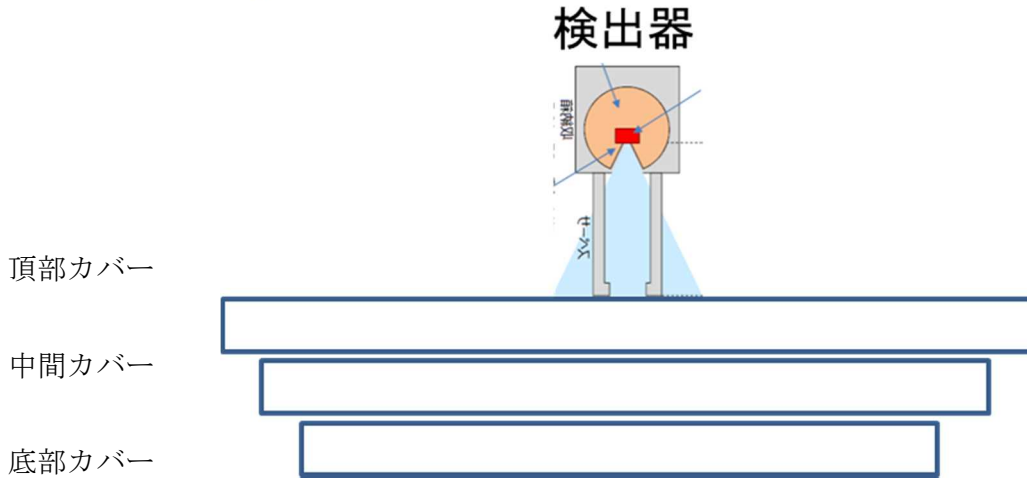


図9 検出器レイアウト

今回、図8に示した検出器を用いることで、遠方の強力な線源を避け、かつ限定した範囲の表面及び下層部隙間の汚染を捉えることができる。(図9) これまでの測定のうち、上記の検出器を用いて床からの距離を一定として測定した結果を図10に示す。

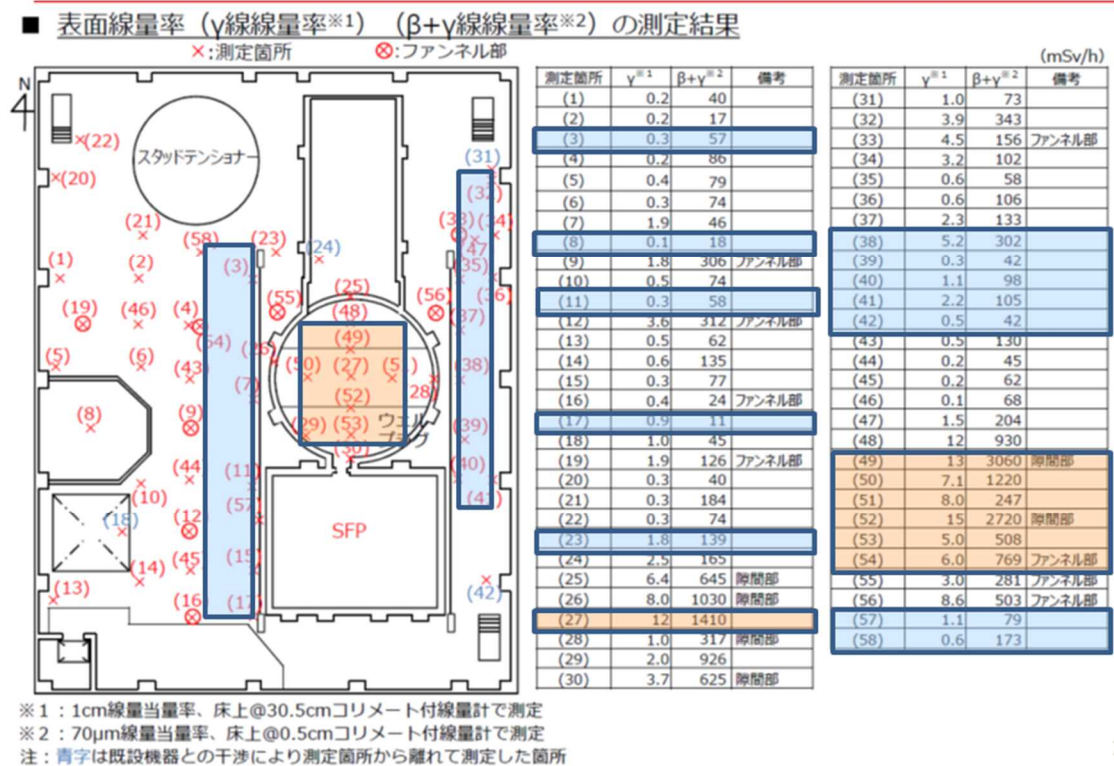


図10 東京電力による表面 γ 線線量率の測定結果※及び9)

※第14回事故分析検討会、資料5-1より抜粋

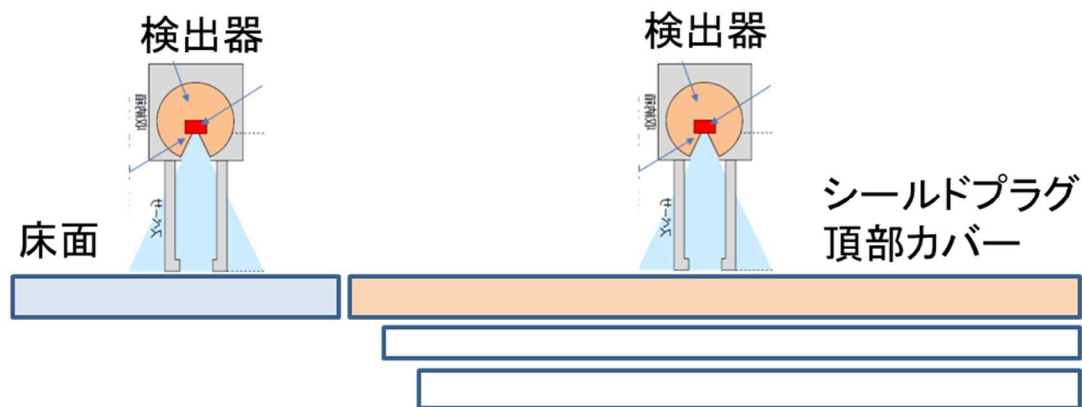


図 1 1 東京電力による表面 γ 線線量率の測定状況※及び 9)

※第 15 回事故分析検討会、資料 4 より抜粋

3. 検討

オペフロ床表面の Cs-137 の汚染密度は、上記の図 1 1 に示す方法で、シールドプラグとそれ以外の場所を測定しており、プラグ継ぎ目やファンネル部のように汚染がたまりやすい場所を除くと大きな違いがないことが、スミア測定とガンマカメラ測定により確認されている。また、図 1 0 の表面 γ 線線量率の結果、シールドプラグ以外の場所の測定結果は、0.1～数 mSv/h とばらつきがあるものの、1mSv/h 程度であると仮定する。一方、シールドプラグ上では、プラグ継ぎ目以外の場所では 7～12mSv/h である。床面表面による寄与が、1mSv/h と仮定すると、シールドプラグ 1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の汚染からの寄与は、6～11mSv/h となる。

電磁カスケードモンテカルロコード eg5³⁾に、「面等方線源と単位球検出器形状を点等方線源と面検出器に変換する手法⁷⁾」を拡張してコリメータに対応した平面検出器への入射角度の制限をつけることにより、コリメータ内面での散乱線の寄与を無視した条件⁸⁾で、形状変換を用いて測定位置での 1cm 線量当量率を計算した。汚染密度が 1 Bq/cm² の時の 1cm 線量当量率は、

$$\text{Cs-137 } \gamma \text{ 線 : } 0.278\text{E-06} \pm 0.24\text{E-08 } \mu\text{Sv/h}$$

なので、換算係数は 3.59E+09 Bq/cm² per mSv/h となる。

この結果から、1 層目（頂部カバー）と 2 層目（中間カバー）隙間の線源からの寄与が 6～11 mSv/h となる汚染密度は、2.16E+10～3.95E+10 Bq/cm² となり、半径 6 m の領域では、24 - 44 PBq となる。

4. まとめ

この汚染密度よりシールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染を概算すると、少なくとも20～40 PBq以上と推定でき、前回オペフロ床面から約1.5m位置での1cm線量当量率から推定して求めた平均汚染密度の $6.6E+10$ Bq/cm²（前回の約70PBqと推定した平均濃度）と同じオーダーとなる。

よって、現時点で規制庁において推定している2号機シールドプラグ1層目（頂部カバー）と2層目（中間カバー）の間の隙間の汚染は、前手法とほぼ同様に数十PBq程度の汚染があることを裏付ける結果である。

6. 今後について

シールドプラグ以外の場所の床面測定結果は、0.1～数mSv/hとばらつきがあるが、それを1mSv/h程度であると仮定しており、不確かさの一因となっている。このような仮定を置くことは、線量率の高い2号機のオペフロにおいては、検出器が見込む測定範囲以外の放射線の影響を受けやすいため、あくまでオーダーの相違において議論する上では有効と考える。

一方、上記のような遠方及び近傍の γ 線の影響を無視しうる方法として、飛程が短い床面の β 線源を測定し、そこでの γ 線及び β 線の比を用いる手法で、遠方及び近傍の γ 線の影響を低減する方法を用いる。現在、その準備を進めているところ。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”、第2版、地人書館 2001.
2. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban, H. Hirayama, “Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation”, J. Nucl. Sci. Technol., 49, 167-172 (2012).
3. H. Hirayama, Y. Namito, A. F. Bielajew, S. J. Wilderman, W.R. Nelson, “The EGS5 Code System”, SLAC-R-730 (2005) and KEK Report 2005-8 (2005).
4. 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋オペレーティングフロアの線量低減状況について”、2016年3月31日.
5. 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内残置物移動・片付後調査の結果について”、2019年3月28日.
6. 東京電力ホールディングス株式会社、“1号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、2019年9月26日.

7. Y. Namito, H. Nakamura, A. Toyoda, K. Iijima, H. Iwase, S. Ban and H. Hirayama, "Transformation of a system consisting of plane isotropic source and unit sphere detector into a system consisting of point isotropic source and plane detector in Monte Carlo calculation", J. Nucl. Sci. Technol, 49 , 167-172 (2012)
8. 平山 英夫、"面等方線源とコリメータ付き測定の場合の形状変換のチェック"、2020年11月28日(2021年3月の原子力学会で波戸氏が口頭発表する予定なので、講演番号が決定したら差し替える。)
9. 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2月28日、特定原子力施設監視・評価検討会(第71回)資料2. <https://www.nsr.go.jp/data/000270450.pdf>

添付資料

2号機オペフロでの東電測定結果の検討 (空間線量率と表面 γ 線線量率の比較)

2020年10月19日

調査チーム

1. はじめに

「2号機原子炉建屋オペフロ内残置物移動・片付後調査の結果について」(2019年2月28日、東京電力ホールディングス株式会社)には、同じ場所での空間線量率(表面から1.5m位置での1cm線量当量率)と鉛コリメータにより半径150mmの領域の表面線量率(主に、表面から305mm位置での1cm線量当量率)が掲載されている。両者の比から、表面汚染以外の線源の影響についての情報を得る可能性について検討した。

2. 使用した測定データ

上記資料に掲載されている床の測定結果を図1に、壁の測定結果を図2に示す。床の空間線量率については、測定箇所直接線が記載されているが、表面 γ 線線量率と対応していると思われるので、同じ箇所を測定したものとして扱った。

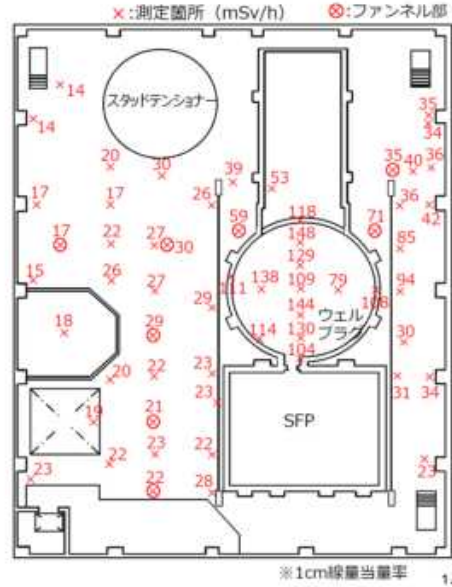
3. 空間線量率と表面 γ 線線量率の比

表1に床の、表2に壁の各測定点での空間線量率と表面 γ 線線量率を「空間線量率と表面 γ 線線量率の比」と共に示す。表面 γ 線線量率の測定は、厚さ60mmの鉛で周辺からの γ 線を遮蔽する構造になっている。床に比べて強度の強い線源が周辺に無い場合には、対象となっている半径150mmの表面線量率を測定していることになる。シールドプラグの隙間やファネル部の様に普通の表面に比べて汚染密度の高い領域を含む箇所は除外して考える。比較対象とした測定箇所の結果を第3表に示す。

シールドプラグ以外の床測定では、B/Aは38(測定点5)から220(測定点46)まで分布している。壁では、距離を離しても、表面以外の寄与が少なければ、表面 γ 線線量率はあまり変わらないので、離れた測定まで含めても、測定点3(水平部)を除けば、ほぼ50以上になっている。一方、シールドプラグ上部の測定点では、測定点29で57という例があるが、この場所はシールドプラグの外周の隙間に近いことから空間線量率測定では、隙間からの寄与が含まれ、表面 γ 線線量率の測定では、この隙間が半径150mmの領域に含まれなかったため、比が多くなったと考えられる。他の場所では、比は9から26であり、シールドプラグ以外の測定点での結果より明らかに小さい。このことは、シールドプラグ上部では、表面以外に線源となる箇所があることを示唆している。

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

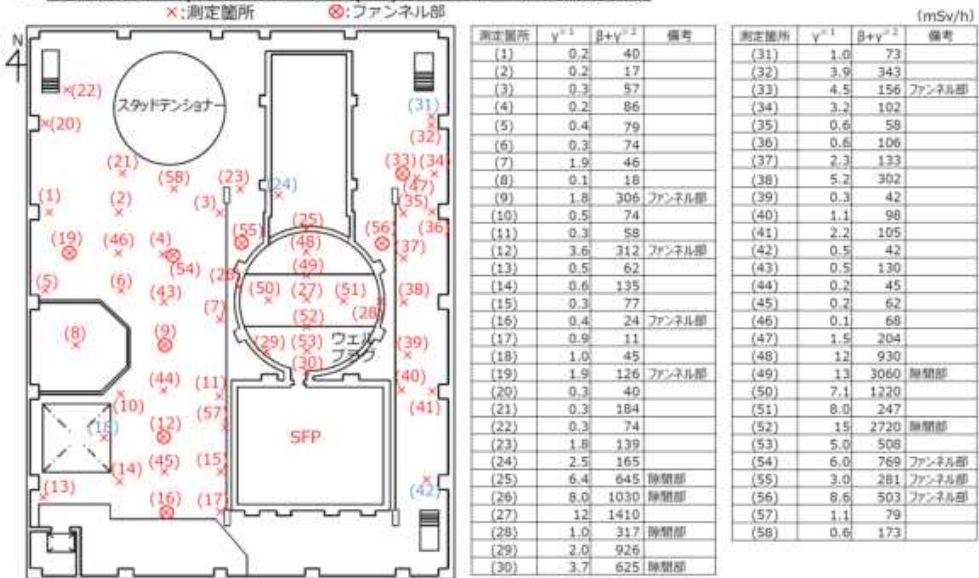
- 測定高さ：床面から1.5m高さ
- 線量分布：右図参照
- 主要線源：
 - ウェルプラグ上の線量率が高く、離れるにしたがって線量が低くなる傾向があるため、主な線源はウェルプラグと推定。
 - 2012年度の調査では、ウェルプラグ上で880 mSv/hを確認しており、当時より空間線量率が大幅に低下している状況。線量率が低下している要因としては自然減衰のほか、建屋に流入した雨水の影響、残置物の移動・片付実施による影響も要因の一つとして推測される。



【参考2】表面線量率① <床面>



■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



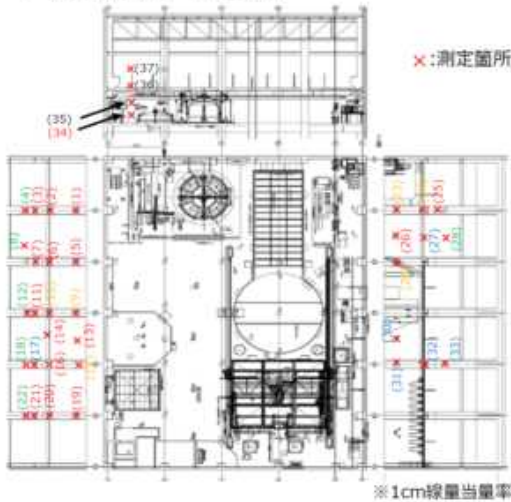
※1：1cm線量当量率、床上@30.5cmコリメート付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、床上@0.5cmコリメート付線量計で測定
 注：青字は既設機器との干渉により測定箇所から離れて測定した箇所

図1 床の測定結果

【参考1】空間線量率④ <壁面>

■ 空間線量率 (γ線線量率※) の測定結果

- 測定条件：壁面から1.0m
- 測定箇所：下図参照



測定箇所		空間線量率 (mSv/h)	
(1)	14	(21)	29
(2)	19	(22)	36
(3)	13	(23)	39
(4)	17	(24)	30
(5)	17	(25)	21
(6)	21	(26)	39
(7)	14	(27)	25
(8)	19	(28)	23
(9)	15	(29)	42
(10)	19	(30)	30
(11)	14	(31)	35
(12)	15	(32)	28
(13)	14	(33)	27
(14)	16	(34)	14
(15)	15	(35)	15
(16)	19	(36)	12
(17)	14	(37)	10
(18)	19		
(19)	23		
(20)	30		

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

【参考2】表面線量率③ <壁面>

■ 表面線量率 (γ線線量率※1) (β+γ線量率※2) の測定結果



測定箇所				備考			
測定箇所	γ^{*1}	$\beta+\gamma^{*2}$	備考	測定箇所	γ^{*1}	$\beta+\gamma^{*2}$	備考
(1)	1.8	42		(21)	1.4	135	水平部
(2)	0.3	84		(22)	0.7	34	
(3)	0.7	251	水平部	(23)	0.8	45	
(4)	0.9	23		(24)	3.1	54	
(5)	0.2	25		(25)	1.2	40	水平部
(6)	1.4	20		(26)	0.3	24	
(7)	0.5	144	水平部	(27)	0.3	28	
(8)	0.2	26		(28)	0.3	43	
(9)	2.7	93		(29)	1.7	87	
(10)	1.6	34		(30)	0.6	47	
(11)	0.3	28	水平部	(31)	1.1	62	
(12)	0.2	18		(32)	0.9	15	
(13)	0.2	15		(33)	0.4	19	
(14)	0.2	6		(34)	0.2	21	
(15)	4.6	32		(35)	0.3	21	
(16)	0.9	34		(36)	0.2	17	
(17)	0.3	226	水平部	(37)	0.2	13	
(18)	0.6	26					
(19)	1.8	61					
(20)	0.3	43					

※1：1cm線量当量率、壁@30.5cmコリメータ付線量計で測定
 ※2：70μm線量当量率、壁@0.5cmコリメータ付線量計で測定

注：緑字はランウェイガードとの干渉により1m程度離れて測定した箇所
 黄字は既設機器等との干渉により斜めから測定した箇所
 黒字はダクトとの干渉により2m程度離れて測定した箇所
 青字はその他の理由により測定箇所から離れて測定した箇所

- ランウェイガード上面の表面線量率が高い傾向がみられた。
- ランウェイガード上面は、長年によってほこりが堆積しており、このほこりに蒸気に随伴した放射性物質が付着したと考えられる。

70

図2 壁の測定結果

表 1 床測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		31	1	35	35	離れた測定
2	0.2	17	85		32	3.9	34	9	
3	0.3	26	87		33	4.5	35	8	ファンネル部
4	0.2	27	135		34	3.2	36	11	
5	0.4	15	38		35	0.6	36	60	
6	0.3	26	87		36	0.6	42	70	
7	1.9	29	15		37	2.3	85	37	
8	0.8	18	23		38	5.2	94	18	
9	1.8	29	16	ファンネル部	39	0.3	30	100	
10	0.5	20	40		40	1.1	31	28	
11	0.3	23	77		41	2.2	34	15	
12	3.6	21	6	ファンネル部	42	0.5	23	46	離れた測定
13	0.5	23	46		43	0.5	27	54	
14	0.5	22	44		44	0.2	22	110	
15	0.3	22	73		45	0.2	23	115	
16	0.4	22	55	ファンネル部	46	0.1	22	220	
17	0.9	28	31		47	1.5	40	27	
18	1	19	19	離れた測定	48	12	148	12	
19	1.9	17	9	ファンネル部	49	13	129	10	隙間部
20	0.3	14	47		50	7.1	138	19	
21	0.3	20	67		51	8	79	10	
22	0.3	14	47		52	15	144	10	隙間部
23	1.8	39	22		53	5	130	26	
24	2.5	53	21	離れた測定	54	6	30	5	ファンネル部
25	6.4	118	18	隙間部	55	3	59	20	ファンネル部
26	8	111	14	隙間部	56	8.6	71	8	ファンネル部
27	12	109	9		57	1.1	23	21	
28	1	108	108	隙間部	58	0.6	30	50	
29	2	114	57						
30	3.7	104	28	隙間部					

表 2 壁測定での空間線量率と表面γ線線量率の比

測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	1.8	14	8		21	1.4	29	21	水平部
2	0.3	19	63		22	0.7	36	51	1m離れた測定
3	0.7	13	19	水平部	23	0.8	39	49	斜め測定
4	0.9	17	19	1m離れた測定	24	3.1	30	10	斜め測定
5	0.2	17	85		25	1.2	21	18	水平部
6	1.4	21	15		26	0.3	39	130	
7	0.5	14	28	水平部	27	0.3	25	83	離れた測定
8	0.2	19	95	1m離れた測定	28	0.3	23	77	1m離れた測定
9	2.7	15	6	斜め測定	29	1.7	42	25	斜め測定
10	1.6	19	12	斜め測定	30	0.6	30	50	離れた測定
11	0.3	14	47	水平部	31	1.1	35	32	離れた測定
12	0.2	15	75	1m離れた測定	32	0.9	28	31	離れた測定
13	0.2	14	70		33	0.4	27	68	離れた測定
14	0.2	16	80		34	0.2	14	70	
15	4.6	15	3	斜め測定	35	0.3	15	50	2m離れた測定
16	0.9	19	21		36	0.2	12	60	2m離れた測定
17	0.3	14	47	水平部	37	0.2	10	50	2m離れた測定
18	0.6	19	32	1m離れた測定					
19	1.8	23	13						
20	0.3	30	100						

表3 比較検討に用いた測定点

床				壁					
測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考	測定箇所	表面線量率(A)	空間線量率(B)	B/A	備考
	mSv/h					mSv/h			
1	0.2	17	85		2	0.3	19	63	
2	0.2	17	85		3	0.7	13	19	水平部
3	0.3	26	87		5	0.2	17	85	
4	0.2	27	135		11	0.3	14	47	水平部
5	0.4	15	38		12	0.2	15	75	1m離れた測定
6	0.3	26	87		13	0.2	14	70	
11	0.3	23	77		14	0.2	16	80	
20	0.3	14	47		20	0.3	30	100	
21	0.3	20	67		26	0.3	39	130	
22	0.3	14	47		27	0.3	25	83	離れた測定
44	0.2	22	110		28	0.3	23	77	1m離れた測定
45	0.2	23	115		33	0.4	27	68	離れた測定
46	0.1	22	220		34	0.2	14	70	
27	12	109	9	シールドブラ グ上部	35	0.3	15	50	2m離れた測定
29	2	114	57		36	0.2	12	60	2m離れた測定
48	12	148	12		37	0.2	10	50	2m離れた測定
50	7.1	138	19						
51	8	79	10						
53	5	130	26						

(別添 7-1)

シールドプラグ付近の放射線測定の方法

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

平山英夫、近藤健次郎、鈴木征四郎、林克己 岩永宏平

1. はじめに

Cs-137 の γ 線束から周辺線量当量率を算出する方法を整理した。

2. 光子束と周辺線量当量率の関係

エネルギー E (MeV) の光子による空気吸収線量率 D_{air} は、評価位置の光子束を ϕ (photons/sec/cm²)、空気の質量エネルギー吸収係数を (μ_{en}/ρ) (cm²/g) とすると、

$$D_{\text{air}} = E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{MeV/g/sec})$$

となる。1MeV=1.602E-13 J、1 kg=1000 g なので、1MeV/g=1.602E-10 J/kg=1.602E-10 Gy で、

$$D_{\text{air}} = 1.602 \times 10^{-10} \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\text{Gy/sec}) = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \quad (\mu\text{Gy/h})$$

となる。

空気吸収線量から周辺線量当量への換算係数を f とすると、周辺線量当量率 D は、

$$D = f \times D_{\text{air}} = 0.5767 \times E \times (\mu_{\text{en}}/\rho) \times \phi \times f \quad (\mu\text{Sv/h})$$

となる。

3. Cs-137 γ 線の場合

Cs-137 の 0.662 MeV γ 線の場合、 $f=1.202$ 、 $E=0.662$ MeV、 $(\mu_{\text{en}}/\rho)=0.02921$ cm²/g なので、

$$D = 0.0134 \phi \quad (\mu\text{Sv/h}) = 1.34 \times 10^{-5} \phi \quad (\text{mSv/h})$$

となる。

4. 面線源中心での線量率と汚染密度

汚染密度 Q (Bq/cm^2) の半径 R_0 (cm) の Cs-137 面線源の中心から h (cm) の位置での γ 線束¹⁾ は、

$$\varphi = \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

なので、

$$D \left(\frac{\text{mSv}}{\text{h}} \right) = 1.34 \times 10^{-5} \times \frac{0.851Q}{4} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2} = 2.85 \times 10^{-6} \times Q \times \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}$$

となる。測定により、 D が得られた場合に汚染密度 Q は、

$$Q = \frac{D}{2.85 \times 10^{-6} \ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} = \frac{3.51 \times 10^5 \times D}{\ln \frac{R_0^2 + h^2}{h^2}} \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

により求めることができる。

5. 計算例

1 号機 原子炉建屋 瓦礫撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨切断開始について²⁾ (2019年9月26日、東京電力ホールディングス株式会社) の15ページに掲載されている1号機ウェルプラグ調査線量率測定結果を用いて推定を行う。中段の下向き測定が、上段プラグと中間プラグの中央であるとし、どの場所でも両面からの合計を測定しており、かつ、両面の密度は同じと仮定する。中段の下向き25cmが中央での測定とすると、下向きの線量率⑥1550 mSv/hの半分が1面からの寄与である。上式より、

$$Q = \frac{3.51 \times 10^5 \times 775}{\ln \frac{600^2 + 25^2}{25^2}} = 4.28 \times 10^7 \left(\frac{\text{Bq}}{\text{cm}^2} \right)$$

となる。この結果は、半径6mの面線源の場合である。上記の測定では、3分割された両サイドの領域は、上段と中段が近接または密着しておりアクセスできなかつたと説明されている。従って、隙間を直視する位置以外では、両サイドからの寄与は小さいと考えられる。面線源の場合、大凡面積に比例するので、中央の領域のみが寄与していると

すると、上記の 3 倍程度の汚染密度と思われる。シールドプラグ間に沈着した Cs-137 としては、両面を考慮する必要があるので、ので、大凡 1.3×10^8 Bq/cm² 程度の汚染密度、総量では、0.1-0.2 PBq であると推定できる。

参考文献

1. 中村尚司、“放射線物理と加速器安全の工学”[第 2 版]、地人書館、2001 年
2. 東京電力ホールディングス株式会社、“1 号機 原子炉建屋 ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”、
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakut eam/2019/09/3-2-3-1.pdf>

(別添 8)

3号機原子炉建屋の内側壁等の破片サンプルの汚染程度の測定

日本原子力研究開発機構安全研究・防災支援部門

規制・国際情報分析室

福島第一原子力発電所事故分析グループ 飯田 芳久

1. 破片サンプル等の汚染程度の測定

1～3号機原子炉建屋のオペレーティングフロアの放射線計測結果等を分析した結果、原子炉格納容器の上部に設置されているシールドプラグで汚染の程度が高いことが確認された。

2号機及び3号機のシールドプラグ最上層下面だけで、数十PBqのCs-137が捕獲されているのに対し、1号機では、同面に0.1-0.2PBqのCs-137が捕獲されているに過ぎないものであった。また、1号機のシールドプラグは何らかの理由で通常の位置から大きくずれており、当該プラグが下に向かって大きな圧力を受けた形跡を示していることなどから、水素爆発時に生じた可能性が高いと考えられる。(詳細は、別添7を参照)

シールドプラグに多量のCs-137が捕獲されていることは、水素爆発以前にCsが原子炉格納容器トップヘッドフランジ(THF)から原子炉ウェルに多量に放出されていないことを示唆しているため、日本原子力研究開発機構は、原子力規制庁の委託²⁹を受けて水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料の汚染程度を測定した。さらに1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染程度の測定もあわせて実施した。

2. 試料分析の結果

水素爆発を経験した3号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定されるコンクリート瓦礫試料(図1)の汚染程度を測定したところ、Cs-134、Cs-137及びCo-60が検出された(図2)。全ての試料において同様の傾向を示した。また、瓦礫試料の浸漬液についても定性的な傾向は同様であった。

1/2号機共用排気筒のドレンサンプ水試料の汚染の程度を測定した結果は以下のとおりであった(図3、図4及び図5)。

Cs-134 : 2.4×10^3 Bq/ml (5.1×10^4 Bq/ml ※)

Cs-137 : 4.8×10^4 Bq/ml (5.9×10^4 Bq/ml ※)

Sb-125 : 14 Bq/ml (1.5×10^2 Bq/ml ※)

Sr-90 : 47 Bq/ml (59 Bq/ml ※)

²⁹ 令和2年度原子力施設等防災対策等委託費(東京電力福島第一原子力発電所プラント内核種移行に関する調査)

Co-60、Tc-99、 α 核種 (Th、U) : 検出下限値以下

(※ 半減期を考慮して推定した事故当時の値)

本測定から得られた Cs-134/Cs-137 比は、ORIGEN で解析した初期インベントリの比とほぼ同等であった。一方、Sb-125/Cs-137 比及び Sr-90/Cs-137 比は初期インベントリの比と比較して 2~3 桁程度低い値であった。

なお、試料分析の目的及び手法は以下のとおりである。

3. 試料分析の目的及び手法

本分析では、コンクリート瓦礫試料及びドレンサンプル水試料の分析を通じて 3 号機の原子炉建屋内に放出された放射性物質及び 1 号機の格納容器ベント時に共用排気筒に流入した放射性物質の組成や化学形の推定に有用な情報を取得することを目的とした。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気依存性セシウムの化学形、溶融炉心/コンクリート相互作用 (MCCI) 等による中・難揮発性の放射性物質の放出、構造材表面におけるヨウ素等の沈着密度 (単位面積当たりの沈着量) に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Tc (Mo)-99、I-129 及び α 核種 (Th、U、Pu、Am) を主な分析対象核種とした。

(1) コンクリート瓦礫試料の分析手法





図 1 に示す 3 号機原子炉建屋の壁外側及び壁内部もしくは壁内側と推定される 4 種類のコンクリート瓦礫試料 (U3TBC-A1~A3 及び B2) について Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析 (図 2)、並びに一部の試料について走査型電子顕微鏡 (SEM) を用いた観察及び元素分析を実施した。また、一部の試料について試料表面の可溶性核種の存在を確認するために瓦礫試料の浸漬試験を行い、浸漬液のガンマ線核種分析を実施した。

(2) ドレンサンプル水試料の分析手法

図 1 に示す 1/2 号機共用排気筒のドレンサンプル水 (東京電力が 2016 年 9 月に採取したものから 30ml を分取) 及び Cs を除去した試料に対して Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した (図 3 及び図 4)。Sr-90 の分析は、Sr レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Sr を分離・精製し、Sr-90 と Y-90 の放射平衡が成立した後、液体シンチレーションカウンタにより測定した (図 5)。Tc-99 の分析は、TEVA レジンを用いて Cs を除去したドレンサンプル水から Tc を分離・精製後、液体シンチレーションカウンタで測定した。U と Th については、ドレン水試料及びその中にスパイクを入れた試料並びにブランク試料を調製し、UTEVA レジンを用いて Th と U を分離・精製・希釈し、誘導結合プラズマ質量分析法 (ICP-MS) で測定した。

○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)

U3TBC-A1	U3TBC-A2	U3TBC-A3	U3TBC-B2
			
青塗装	塗装なし	白塗装	塗装なし
220 μ Sv/h (2020/4/9測定)	45 μ Sv/h (2020/4/9測定)	32 μ Sv/h (2020/4/9測定)	34 μ Sv/h (2020/4/9測定)
56.0g	58.5g	14.7g	47.0g

○1号機及び2号機共用スタック基部ドレンサンプル水試料

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30 mlを分取して輸送(試料ID: U12SDW)

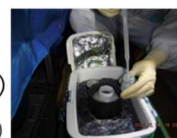


図1 3号機建屋内で採取したコンクリート瓦礫試料及び1/2号機共用排気筒のスタックドレンサンプル水試料

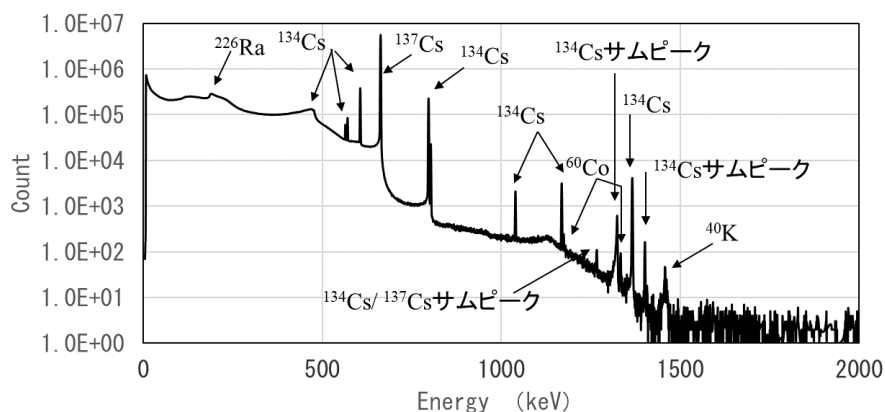


図2 コンクリート瓦礫試料(U3TBC-B2)のGe分析結果

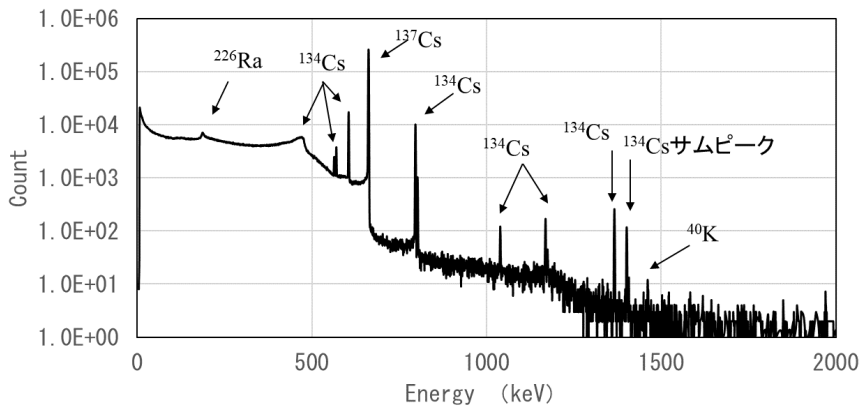


図3 ドレンサンプル水試料（未処理）の定量分析結果

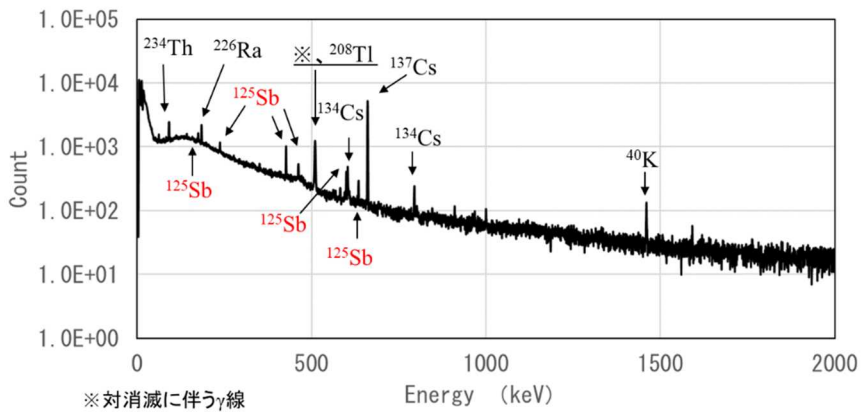


図4 Cs 除去液の定量分析結果

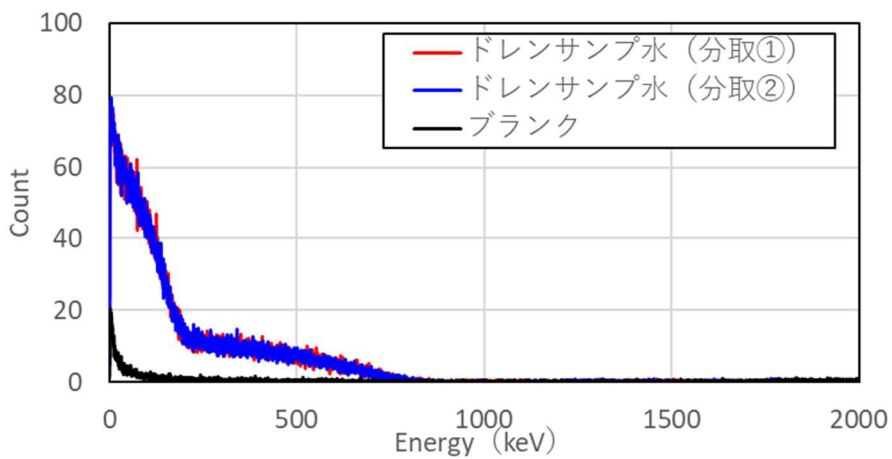


図5 ドレンサンプル水試料の Sr-90 の液体シンチレーションスペクトル