# 東京電力福島第一原子力発電所 事故の調査・分析に係る中間取りまとめ (2024年版)

# 2024年6月11日

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

目次

序章																							
1. 検討	の経緯・	• •	•	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		8
2. 検討(	の方針																						
2.1	検討対象	<u>ر</u>	••	•		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		9
2.2	検討の体	制及	をび	実	施方	ī法		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•		9
2.3	本中間取	てりま	まと	හර	の構	成		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1	1
第一章 放	射性物質の	格納	内容:	器夕	个漏	えし	い国	J 月〕	重の	ወን	印月	킌											
第一節	号機原子	炉補	機	令刦	]系	統て	ご確	認	23	: <i>†</i>	いた	言	铴	星	Ł率	≊⊅	١È	5 Ø.	ንን	「月	J		
1-1-1	経緯・	• •		•	-	••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1	2
1-1-2	検討結果	•		•	-		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1	6
1-1-2-1	1 見解が-	一致	して	い	る	事項	į	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1	6
1-1-2-2	2 複数の!	見解:	があ	53	事項	頁	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	1	8
1-1-3	関連情報	•		•	-		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	2	5
1-1-4	原子力規制	制委	員会	へ	のこ	フィ		ト	バ	ッ	ク		•	•	•	•	•	•	•	•	•	2	5
1-1-5	3月23日	から	31	日日	須ま	で	の																
	1号機格約	内容器	器圧	力	挙動	<b>հ</b>	•	•	•	•	•		•	-	•	•	•	•	•	•	•	2	6
1-1-6	まとめ	•••	• •	•	•	•••	•	•	•	•	•	-	•	•	•	•	•	•	•	•	•	2	8
第二節	事故初期に	おけ	ける	原于	子炉	建	室内	内了	での	の雨	高約	泉量		赵									
1-2-1	経緯及び	<b></b> 食討	結果	Ę	-	•••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	2	9
1-2-2	シビアア	クシ	デン	ノト	発生	主時	に	向	け	τ	の	教	訓		•	•	•	•	•	•	•	2	9
1-2-3	調査チーム	ሪወ <sup>,</sup>	今後	その	取り	り組	み		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	3	0
第三節	事故初期に	おけ	ける。	原于	子炉	建	屋夕	小了	での	の雨	高約	泉量		赵									
1-3-1	経緯 •	••	• •	•	•	•••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	3	1
1-3-2	検討結果	•		•	-	•••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	3	1
1-3-3	今後の検討	討事	項	•	-		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	3	2
1-3-4	今後設置で	する	ŧ=	ニタ	リン	レグ	゙゚゚゚゚゚゚゚゚゚	ス	۲	^	の	期	待	-	•	•	•	•	•	•	•	3	3
第四節	2 号機原子	炉キ	ヤ	ごテ	- 1	差归	E調	围整	È∋	71	( )	ν <i>σ</i> .	)/`	バル	,-	ジャ	忧	11115					
1-4-1	経緯・	• •		•	•	••	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	З	3
1-4-2	検討結果	•		•	-		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	3	4

第二章 1号機原子炉格納容器ペデスタルで確認されたコンクリート損傷	
2-1 2023 年 3 月以降の調査状況 ・・・・・・・・・・・・・・	34
2-2 ペデスタルコンクリート壁の損傷メカニズムの推定 ・・・・	36
2-2-1 インナースカートが寄与している可能性 ・・・・・・・	37
2-2-2 ペデスタル壁コンクリートの消失時期 ・・・・・・・・	38
2-2-3 原子力規制庁長官官房技術基盤グループにおける検討 ・・	39
2-2-4 中間取りまとめ(2023 年版)で提案された	
シナリオの更新 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・	39
2-2-5 落下炉心の温度 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4 0
2-2-6 コンクリート損傷事象解明に係る	
コンクリート加熱試験 ・・・・・・・・・・・・・・	4 0
2-3 コンクリート損傷要因解明のために必要な情報 ・・・・・・	41
2-4 1号機原子炉補機冷却系統汚染との関係 ・・・・・・・・・・	41
2−5 原子力規制委員会へのフィードバック ・・・・・・・・・	41
第三章 水素爆発事象の解明	
3-1 経緯 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4 2
3-2 検討結果 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	4 2
3-2-1 原子炉建屋内の水素挙動 ・・・・・・・・・・・・・	4 2
3-2-2 水素爆発時に生じる圧力 ・・・・・・・・・・・・・・	43
3-2-3 可燃性有機ガスを生じさせる可能性のある物質 ・・・・・	4 5
第四章 その他の調査項日	
第二十 (2010) 2010 (2010) (201	
4-1-1 経緯 • • • • • • • • • • • • • • • • • •	46
4-1-2 大阪大学及び調査チームからの情報提供要望 ・・・・・・	47
第二節 切断後の 1/2 号機 SGTS 配管に	
対する内面汚染分布の測定・・・・・・・・・・・・・・・・・・	47
第三節 その他の活動状況	
4-3-1 スミヤ試料の分析 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・	48
4-3-2 3D レーザースキャナによる測定 ・・・・・・・・・・・	50
終章 おわりに	
1. 今般の検討により得られた知見の活用 ・・・・・・・・・・	51

2. 謝	辞		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	5	1
3. 結	語		•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	5 :	2
略語集	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	•	5	3

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な	
調査・分析の進め方について ・・・・・・・・・・・・・・	55
東京電力福島第一原子力発電所事故に係る	
調査・分析の進め方・・・・・・・・・・・・・・・・・・	59
事故分析検討会の構成メンバー及び開催実績 ・・・・・・	62
調査チームの構成員 ・・・・・・・・・・・・・・・・・	70
現地調査の実施実績・・・・・・・・・・・・・・・・・・	71
東京電力等から提供を受けた情報・・・・・・・・・・・・	73
連絡・調整会議の開催実績・・・・・・・・・・・・・・・	80
福島第一原子力発電所の事故分析に関する	
調査・分析項目の整理・・・・・・・・・・・・・・・・・・	81
	東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な 調査・分析の進め方について ・・・・・・・・・・・・・・・ 東京電力福島第一原子力発電所事故に係る 調査・分析の進め方 ・・・・・・・・・・・・・・・・ 事故分析検討会の構成メンバー及び開催実績 ・・・・・・・・・ 調査チームの構成員 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ 現地調査の実施実績 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・

別添1	1	福島	號−	-原·	子力	]発	電風	近 1	号	機	及	び、	3号	機	に	おり	ける	5								
		事お	如期	明の	原子	炉	建厚	₫Ø	りの	高	線	量	率に	つ	い	τ	•	•	•	•	•	•	•	•		83
別添2	<u>2</u> —	1	プノ	レー.	ムに	よ	37	E=	ニタ	IJ	ン	グァ	ポス	<	等	での	D									
			線	<b>量率</b>	につ	い	τ	•	•	•	•	• •	•	•	• •	•	•	•	•	•	•	•	•	•		88
別添2	2 —	2	波麗	高分 <sup>;</sup>	布の	)測	定に	こり	ょる	放	射	性材	亥種	の	推	宦		•	•	•	•	•	•	•		99
別添2	2 —	3	201	1年	3 月	月 12	2 E	٦ <i>C</i>	)正	門1	付i	<u>ይ</u> እ	いび	MP	-8	付	近-	での	D							
			周辺	辺線	量当	量	率[	27	っい	て		-	• •	•	•		•	•	•	•	•	•	•		1	05
別添2	2 —	4	1 토	,機ス	ナペ	レー	ーシ	✓ ∃	ン	フ		r I:	充	満	L†	Ċ										
			放卵	付性	同位	元	素に	29	とる	周	辺	$\sim c$	D緕	量	率	寄考	ΞØ	)検	訂	ţ	•	•	•		1	1 1
別添2	2 —	5	τΞ	ニタ	リン	ノグ	ポス	スト	>等	で	<sub>ກ</sub>	線	量率	٤												
			原	子炉。	の事	象	との	の月	<b></b> 【係	. (	20	11 :	年3	3月	12	2 日	)		•	•	•	•	•		1	17
別添さ	3	コン	クリ	J —	ト損	傷	事象	象角	罕明	に	係	る														
		コン	クリ	J —	ト加	]熱	試馬	倹	•	•	•	• •	•	•	• •	•	•	•	•	•	•	•	•		1	37
別添∠	1	3号	·機匠	ī子ț	戸建	屋	内の	)水	素	分	布	(C	I GM	A∃	ミ駒	ŧ)		•	•	•	•	•	•		1	62
別添5	5	水素	₹等鸩	<b>然焼</b>	試験	è	• •	• •	•	•	•	• •	•	•	• •	•	•	•	•	•	•	•	•		1	74
別添€	3	火炎	٤色等	<b>≨確</b>	認討	駀験			•	•	•	• •	•	•	• •	•	•	•	•	•	•	•	•		1	90
別添7	7	原子	炉	書屋:	天井	<b>ト部</b> の	のフ	r 7	ヽフ	ア	ル	トß	方水	、層		• •	•	•	•	•	•	•	•	-	2	0 2
別添 8	3	1号	·機 S	GTS	切圈	釿配	管	に	対す	Fる	污	染	密度	复测	定		•	•	•	•	•	•	•	-	2	07
別添9	9	原子	-炉颈	圭屋.	スミ	ヤ	試制	料0	つ分	·析		•	•	•	•		•	•	•	•	•	•	•	2	2	25
別添1	1 0	3	レレ	ーザ	·	マキ	+	ナ	こよ	くる	测	定	•	•	•	• •		•	•	•	•	•	•		2	36

#### 凡例

- 1 日付は、特に断りがない限り、2011年の日付である。
- 2 時間は、24時間表記としている。
- 3 圧力は、特に断りがない限り、絶対圧である。
- 4 「●号機」は、特に断りがない限り、東京電力ホールディングス株式会社福島第 一原子力発電所内の号機を指す。
- 5 本中間取りまとめの中で単に「参考」「別添」と記述しているものは、特に断りが ない限り、本中間取りまとめの「参考」「別添」を指している。
- 6 ○○E+△△との表示は、○○×10<sup>△△</sup>を意味する。(「○○」、[△△] は数値)
   また、単位の記載中、k(キロ)は10<sup>3</sup>、M(メガ)は10<sup>6</sup>、G(ギガ)は10<sup>9</sup>、T
   (テラ)は10<sup>12</sup>、P(ペタ)は10<sup>15</sup>をそれぞれ意味する。

#### 序章

#### 1. 検討の経緯

東京電力福島第一原子力発電所事故に関しては、国会に設置された東京電力福島原子 力発電所事故調査委員会の報告書で未解明問題として規制機関に対し実証的な調査が 求められた事項を対象に、原子力規制委員会が検討を進め、2014年10月にその見解を 「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書」に取りまとめた。

その後、2019年9月11日に開催された令和元年度第28回原子力規制委員会におい て、2020年度末を目途として、その時点での調査・分析の実施状況の取りまとめを行 うことを念頭に、追加的な調査・分析に取り組む方針が了承された(参考1)。これを 受けて、原子力規制委員会に置かれた東京電力福島第一原子力発電所における事故の分 析に係る検討会<sup>1</sup>(以下「事故分析検討会」という。)において、現地調査の結果や東京 電力福島第一原子力発電所事故時の記録等を用いた検討を行い、これまでに、

- ① 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ~2019 年9月から2021年3月までの検討~」(以下「中間取りまとめ(2021年版)」という。)
- ② 「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版)」(以下「中間取りまとめ(2023年版)」という。)

を取りまとめた。

次いで、2023年3月29日に開催された令和4年度第84回原子力規制委員会におい て、「東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の進め方」が了承され(参 考2)、中間取りまとめ(2023年版)以降も、引き続き、事故の調査・分析を継続的に 実施し、2024年3月までに技術的な内容の具体的検討を行った結果等を、事故分析検 討会として取りまとめたものが本中間取りまとめである。

なお、中間取りまとめの取りまとめ時期について、委託事業の最新の成果を取り込む ため、及び現地調査の夏期実施を回避するために、本中間取りまとめは6月末頃を目途 に取りまとめるよう作業することとした。

<sup>1 2013</sup> 年 3 月 27 日に開催された平成 24 年度第 34 回原子力規制委員会において、設置が了承されたもの。

#### 2. 検討の方針

### 2. 1 検討対象

福島第一原子力発電所では、東京電力福島第一原子力発電所事故後、時間の経過に 伴い放射能の減衰が進んだことに加え、同発電所における廃炉作業の進展により、空 間線量率の低下等、敷地内の環境が改善してきたことから、敷地内の施設・設備等に 人が接近可能な箇所が増えてきている。また、東京電力福島第一原子力発電所事故以 降に、遠隔操作による測定など、現場の情報を得るために適用できる手法の進歩、東 京電力ホールディングス株式会社(以下「東京電力」という。)等から提供される情 報や知見の拡大等もあり、追加的に検討を加えることができる事項を特定することが 可能となってきた。

その一方で、廃炉作業によって構造物の改変等が進展している箇所も多くあり、適時に状況を確認して記録を作成することで、現場の情報を事後的にも確認及び活用可 能な形にして保存することの重要性も大きくなっている。

こうした状況を踏まえて、今般の検討作業では、現場アクセスの可能性や廃炉作業 の進展等により追加的に実施できる調査・分析の内容を基に、事故時の事象進展や状 況の詳細な検討が可能な範囲を対象として検討を加えるとともに、これまでに取りま とめた中間取りまとめに盛り込んだ内容の一部に対して、更なる検討を加えた。

したがって、本中間取りまとめは、東京電力福島第一原子力発電所事故に関して、 これまでに十分に知見が得られていない事項の全てを対象として網羅的な検討を行 ったものではない。

#### 2.2 検討の体制及び実施方法

#### (1)検討の場

今般の検討作業に当たっては、外部有識者、原子力規制委員会委員長、原子力規 制委員会委員、原子力規制庁の担当職員及び国立研究開発法人日本原子力研究開発 機構(以下「JAEA」という。)の職員をメンバーとする事故分析検討会を開催し、 原子力規制庁の職員からなる調査チーム(以下「調査チーム」という。)による現地 調査や情報の分析の結果を基に議論を行った。事故分析検討会の構成メンバー及び 開催実績を参考3に、また、調査チームの構成員を参考4に示す。

本中間取りまとめは、調査チームの構成員が(一部の項目については外部有識者、 原子力規制庁の職員及び JAEA の職員の支援を受けて)主に草稿し、事故分析検討 会での議論を経たものである。

#### (2) 現地調査

本中間取りまとめの検討作業に当たっては、現地調査によって収集される情報を 重視している。これまで人による調査を行ったことのない箇所も含めて、直接の観 察・撮像、空間線量率の測定、試料採取などが可能となった箇所を中心に、調査チ ームが自ら現地での測定・観察などの調査を実施した。具体的な内容としては、調 査実施時点での構造物等の状況観察と撮像・形状測定、地点ごとの空間線量率の測 定などを実施した。また、敷地内のスミヤ等の試料をサンプリングし、試料に含ま れる放射性核種の分析などを JAEA で実施した。調査チームによる現地調査の実 施状況を参考5に示す。

#### (3) 東京電力からの情報提供

福島第一原子力発電所の構造物等に関する設計情報、東京電力が実施した調査・ 分析の結果やその内容、東京電力が保有する関連の情報など、調査・分析を進める 上で必要となる数多くの情報を、東京電力から提供を受けた。

東京電力から本中間取りまとめの対象期間中に提供された情報を参考6に示す。

#### (4) メーカー等の関係者からの情報提供

1号機原子炉補機冷却系の逆止弁の仕様等、専門的な知見が必要と判断した事項 については、メーカー等から直接見解を聴き取るなどして、情報提供を受けた。

メーカー等から本中間取りまとめの対象期間中に提供された情報を参考6に示す。

#### (5)大学・研究機関等による技術支援

1号機原子炉格納容器ペデスタル下部で確認されたコンクリート損傷事象の解 明に係るコンクリート加熱試験等、一部の検討内容については、大学・研究機関等 による実験実施等の技術支援を受けた。

#### (6) 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議

今般の調査・分析を進めるに当たっては、福島第一原子力発電所の廃炉作業との 干渉・重複等による支障や非効率性を避けるため、作業の内容、手順、スケジュー ルなどに係る情報共有及び調整が必要となることから、原子力規制庁は、資源エネ ルギー庁、原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力及び原子力規制庁が参加す る福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議(以下「連絡・調整 会議」という。)を設置し、今般の調査・分析と福島第一原子力発電所の廃炉作業に 係る必要な調整を行った。

連絡・調整会議の開催実績を参考7に示す。

#### 2.3 本中間取りまとめの構成

#### (1)本中間取りまとめの構成

本中間取りまとめは、主な結果を本文の第一章から第四章にまとめて記述し、検 討した事項のそれぞれについて、調査・分析内容の詳細や検討結果の技術的説明な どが必要と考えられる場合は、別添により具体的に論述している。参考は、事故分 析検討会の開催実績等の事務的な情報を整理している。

なお、これまでの事故分析検討会において検討を行った調査・分析項目は、参考 8に示している。

#### (2)本中間取りまとめの論述内容について

本中間取りまとめは、主に2023年1月から2024年3月末までに行った調査・ 分析に基づいて検討を行った結果を、原則2024年3月末の時点での理解・認識と して記述したものである。したがって、その内容には、ほぼ確定的な判断を行った 事項から仮説や解釈を提案している事項まで、幅広い確度の事項が含まれている。 こうした本中間取りまとめの性格を踏まえると、今後、新たな情報や知見が得られ ることによって、いずれの事項についても、その理解や認識が変更される可能性が ある。

なお、本中間取りまとめ本文は、調査チームが事故分析検討会の議論も踏まえつ つ、自らの責任で取りまとめた。このため、主語の記載がない場合は、文脈上明確 でない限り主語は調査チームである。また、別添に執筆を担当した取りまとめ組織 又は個人の名称が明記されている場合は、当該資料の文責は当該組織又は個人に属 し、事故分析検討会として記述の細部にわたって確認を行ったものではない。

#### 第一章 放射性物質の格納容器外漏えい関連の知見

#### 第一節 1号機原子炉補機冷却系統で確認された高線量率からの知見

本事象は、原子炉建屋外への放射性物質の多量放出にはつながらなかったが、格納 容器から原子炉建屋への多量の放射性物質漏えいを生じたものであることから、その 原因及びプロセスを解明すべく、相当の時間を費やして検討を進めた。

#### 1-1-1 経緯

事故後、1 号機原子炉補機冷却系統(以下「RCW」という。)、特に RCW 熱交換器 及び RCW サージタンクが高放射線量源であることは早くから認識され、東京電力は 平成 23 年 11 月に東京電力が公表した資料<sup>2</sup>、平成 24 年 6 月に公表した福島原子力 事故調査報告書や平成 27 年に東京電力が公表した資料<sup>3</sup>において、当該放射線源の発 生メカニズムを推測している。具体的には、格納容器内に落下した溶融炉心により RCW 配管が損傷し、その開口部から高濃度の放射性物質が原子炉建屋 4 階に設置さ れた RCW サージタンクに移動後、格納容器圧力の低下時に RCW サージタンク内の 汚染水が RCW 熱交換器に流れ込んだとしている。

その後、RCW 熱交換器周辺の放射線量低減の目的等もあり、RCW に関する調査 が進み、2022 年 12 月から 2023 年 9 月の事故分析検討会において、東京電力は RCW 熱交換器内の水のサンプリング結果(表1)、RCW 熱交換器入口ヘッダ配管内の気相 部の組成(表2)等を報告した。特に前者(表1)は、海水濃度の 17~20%相当の塩 分濃度<sup>4</sup>であることを示しており、格納容器内に海水注入がなされた後に液体の形で 放射性物質が RCW 熱交換器まで輸送されたことを強く示唆している。

<sup>2</sup> 福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心状態について(平成 23 年 11 月 30 日、東京電力株式会社)

<sup>3</sup> 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4回進捗報告(平成27 年 12 月 17 日、東京電力ホールディングス株式会社)

<sup>&</sup>lt;sup>4</sup> 「表1中のCl、Na、Mgの熱交換器-中部の濃度(mg/L)」と「海水中の濃度(mg/L)(出典:最新の海水の元素組成表(1996年版)とその解説(野崎義行、日本海水学会誌 第51巻 第5号(1997)))」を以下のとおり比較した結果。

Cl: 3,900/19,350=約 0.20、Na: 2,200/10,780=約 0.20、Mg: 220/1,280=約 0.17

目的	测定項目	単位	入口配管 (2023年2月22日採取)	熱交換器 – 上部 (2023年6月21日採取)	熱交換器 – 中部 (2023年7月6日採取)	熱交換器 – 下部 (2023年6月29日採取)	參考:R/B3階床面雨水 (2023年4月17日)		
	Cs-134	Bq/L	2.85E+08	6.38E+08	5.31E+08	6.59E+08	5.46E+04		
	Cs-137	Bq/L	1.34E+10	3.09E+10	2.83E+10	3.20E+10	2.70E+06		
	Sr-90	Bq/L	4.29E+07	1.01E+08	8.29E+07	9.25E+07	2.43E+03		
	H-3	Bq/L	2.94E+07	6.26E+07	6.37E+07	6.96E+07	1.50E+05		
	全β	Bq/L	1.28E+10	2.88E+10	3.32E+10	3.40E+10	2.98E+06		
	全口	Bq/L	<1.15E+04	2.14E+03	1.37E+03	1.74E+03	<1.82E+01		
	pH%	-	6.2	6.2	5.9	5.9	7.6		
処理作業の	導電率※	µS/cm	8.8	19.0	18.0	19.0	1100		
ため	CI	mg/L	1800	3900	4000	3900	94		
	Ca	mg/L	170	<100	<100	<100	69		
	Mg	mg/L	130	200	220	200	5		
	Na	mg/L	1000	2100	2200	2200	69		
	SS	mg/L	<1000	<1000	<1000	<2000	340		
	TOC	mg/L	<100	240	160	<100	247		
	油分	mg/L	<300	<300	<300	<300	<3.0		
	発泡性※	-	なし	なし	なし	なし	あり		

# 表1 RCW 熱交換器内の水のサンプリング結果<sup>5</sup>

(補足) ・※については、分析時に実施した精製水による希釈(約1000倍)の影響あり(雨水除く)。 ・熱交換器(上中下部)のサンプリングについて、雨水の混入あり(雨水の混入量は、約600Lと推定)。入口配管のサンプリングについて、雨水の 混入なし。なお、雨水のデータは、R/B3階の作業エリア周辺の床面の溜水を採取したもの。

試料	分析項目	分析結果	補足
	水素	約72.0%	左記以外の
RCW熱交 換器入口	硫化水素	約27.9ppm	ガス約10% 分相当につ
管内の滞留ガス	酸素	約17.6%	いては分析 を実施して
	Kr-85	約4Bq/cm <sup>3</sup>	いない

#### 表 2 RCW 熱交換器入口ヘッダ配管内の気相部の組成<sup>6</sup>

また、調査チームは、2023 年 3 月~4 月に 1 号機 RCW の各設備の汚染状況を確 認するための現地調査を実施した。その結果、RCW に接続されている設備の多くの 表面線量率は過去の東京電力による測定結果に比べて低く、RCW の汚染による高放 射線の影響は限定的であるとの結論を得た7。このため、格納容器から RCW 配管へ 放射性物質が流れ込んだ際の流動は緩やかであったと推測される。なお、東京電力に よる放射線量率の測定結果の一部が調査チームによる測定結果と異なっていた要因

<sup>5</sup> 第39回事故分析検討会 資料4-1

<sup>6</sup> 第36回事故分析検討会 資料2-1

<sup>7</sup> 第37回事故分析検討会 資料4

として、東京電力が測定を実施した当時は周辺の放射線量率が高く、他の放射線源からの放射線量率を拾ってしまったためと考えられる。

RCW サージタンク付近では、RCW サージタンクのオーバーフロー配管には強い 汚染が見られるが、RCW サージタンク周辺に高濃度の放射性物質が多量に流出した 形跡は見られなかった。このことから、RCW 配管内の水位は、格納容器圧力(特に 3月23~24日)から単純に推定されるよりも低い位置にとどまったと考えられる。

東京電力が当初示していた上記の高放射線源の発生メカニズムでは、これらの観測 事実を説明することは困難であり、事故分析検討会で複数回の議論が行われた。

なお、本中間取りまとめの記述を補助するため、2011 年 3 月中の 1 号機格納容器 圧力の推移(図1)、RCW の系統図(図2)、RCW 熱交換器付近の配管等に関する図 (図3及び図4)を用意し、特定の配管や期間を示す用語は、これらの図に示してい るものを用いた。

なお、本件を理解するに当たって、この時期の格納容器圧力変動は、ベント実施期 間を除くと比較的緩やかであったことを認識する必要がある。特に液体の移動が生じ たと考えられる第2次高圧期以降(3月26日以降)では、最大でも0.1 MPa/d 程度 (水頭にして10 m/d≒40 cm/h)の変動幅でしかない。RCW 配管内の液体の挙動は、 準静的な状態であったと推測される。



<sup>8</sup> 第44回事故分析検討会 資料2-1 (一部加筆)



※本図は、機器の接続関係と設置フロアを示すものであり、配管の高さ及び長さを正確に示すものではない。

図 2 RCW 系統図<sup>9</sup>



図3 RCW 熱交換器付近の設備配置<sup>10</sup>

<sup>9</sup> 第 44 回事故分析検討会 資料 2-1

<sup>10</sup> 第 36 回事故分析検討会 資料 2-1



<sup>※</sup>当時は、熱交換器3台(A、B、C)のうち、B及びCの2台の系統が開いていた。
※本図は、RCW熱交換器付近の配管の直径、内容積を示すことを目的として作成したものであり、
形状及び配管の長さは正確ではない。

#### 図4 RCW 熱交換器及び周辺の配管の体積<sup>11</sup>

#### 1-1-2 検討結果

#### 1-1-2-1 見解が一致している事項

これまでの検討の結果、以下の点については、調査チーム及び事故分析検討会の構成メンバーは、ほぼ同じ見解を有している。

- ① 第1次高圧期初期(3月12日午前3時~6時頃)に生じた炉心落下に伴い格納容器内のRCW配管が損傷した。この時期の格納容器圧力は、0.7 MPa-abs付近であり、格納容器内の放射性物質を含む気体がRCW配管内に入り込み、RCWサージタンクに強い汚染をもたらした。
  - 注)原子炉建屋3階に設置されている燃料プール冷却浄化系(FPC)熱交換器の 表面線量率は比較的低い(数 mSv/h 程度)ことから、第2次高圧期に格納容 器内の液体が原子炉建屋4階に設置されているRCWサージタンクに達したと は考えにくい。
- ② 格納容器内の気体及び液体の RCW 配管内への侵入は、RCW 配管損傷部、または RCW 配管内に生じた流路の一部閉塞によって、かなりの制限を受けた。

流路が制限されなければ3月12日~15日の格納容器圧力の減圧速度がベント 時の圧力低下速度と比較して遅いこと、3月23日~24日の間にRCWサージタン ク位置を超える格納容器圧力が測定されているにも拘わらず、強く汚染された液体 がRCWサージタンク周辺に多量に漏えいした形跡が無いことを合理的に理解する

<sup>11</sup> 東京電力からの情報を基に調査チームにて作成。

ことは困難である。

RCW 配管内の流路の一部閉塞がどのように生じ、現状どのような状況になって いるかについては、現時点で正確に知ることはできていない。しかし、ペデスタル 外周部及び開口部の金属構造物が殆ど破損していないにもかかわらず RCW 配管が 確認できないこと、格納容器外側付近の逆止弁(以下「格納容器外側逆止弁」とい う。)につながる RCW 配管<sup>12</sup>に、配管内部から熱影響があったことを疑わせる保温 材の収縮(配管自身の収縮の可能性もある)が確認されている<sup>13</sup>ことなどから、RCW 配管が落下炉心に覆われる、或いは、落下炉心の一部が破損孔から RCW 配管内に 入り込んだ可能性が指摘されている。

注)一部閉塞を含めた RCW 配管の実効的な破損孔<sup>14</sup>の大きさについて

東京電力及び日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社(以下「日立 GE」 という。)は、事故分析検討会において実効的な破損孔の大きさとして 1E-5~ 1E-6 m<sup>2</sup>程度であることを示している。しかし、3月23日以降の格納容器圧力 による水位変動の一部は、RCW 配管の配置の影響を受けている可能性を示し ている。この場合、より大きな破損孔を想定する必要があると考えられ、調査 チームは上記の実効的な破損孔規模では不十分ではないかと考えている。

- ③ RCW 配管の損傷位置について、ペデスタル内のドレンピット部分の RCW 配管 が炉心落下時に損傷を受けた可能性が非常に高い。これ以外にも、ペデスタル開口 部やペデスタル外周部の RCW 配管が消失しているように見える部分が見られ、 RCW 配管の損傷箇所が複数ある可能性が高い。
- ④ 第1次高圧期に続く低圧期に、格納容器外側逆止弁を経由して RCW 配管内の「水落ち」が生じ、RCW 熱交換器付近の配管内に RCW サージタンク経由で大気を引き込み気相部が形成された(図5参照)。この段階で RCW 熱交換器の入口へッダ配管に蓄積された大気が、RCW 熱交換器内の水の放射線分解による水素と酸素で希釈されたものが、2022 年に観測された同ヘッダ配管内の気体組成をもたらした主な要素であると考えられる。

なお、大気の流入が、第2次水落ち期にも生じた可能性がある。

<sup>12</sup> 図7 (格納容器内の水の移動ルート)中の「逆止弁ルート」の配管

<sup>13</sup> 第36回事故分析検討会 資料2-2

<sup>&</sup>lt;sup>14</sup> 一部閉塞の結果として残存する流路の長さや形状には様々な想定が可能である。このため、RCW 配管破損部をどのように流体が通過するかを考える上で、単純な管壁に実際の流動状況に見合うような流量をもたらす断面積の破損孔 を仮想的に設定することとし、この大きさを「実効的な破損孔」としている。



図5 RCW 熱交換器入口ヘッダ配管内の気相部組成に 整合する気相部起源に関する技術的説明及び「水落ち」現象の説明

- ⑤ 第2次高圧期直前には有効な海水注水が開始された。その後格納容器圧力が一時的に上昇し、0.28 MPa-abs程度に降下した後、約5日間の定圧期が観測されている。この期間のどこかで、格納容器内に注入された海水がRCW熱交換器に移行した可能性が高い。
  - (注)後述する RCW 熱交換器の海水系からの移行については、技術的確認が必要 であるが、現時点までに得られている情報では、可能性はかなり低いと考えて いる。

#### 1-1-2-2 複数の見解がある事項

調査チームは、以下の各項目について、単一の考え方を決定することができる段階 には至っていないため、項目ごとに複数の考え方を提示している。

#### 1-1-2-2-1 RCW 配管系に格納容器内に注入された海水が移行した時期

第2次高圧期直前(3月23日未明)から、注水経路を給水系に切り替え、有効な

海水注水が開始されたと考えられている。しかしながら、この時点では、サプレッションチェンバ(以下「S/C」という。)上部には 2000m<sup>3</sup>程度の気相部が存在したと考えられ、もともとの冷却水保有量やそれ以前の注水努力で多少の水量が格納容器内に存在したとしても、当時の注水量(200~300t/d、表3)では、ドライウェル(以下「D/W」という。)内の水位が実際に上昇を開始するには少なくとも一週間程度の日数を要したと考えられる。

日時	<b>海水・淡水</b> の別	注水量(kL)
3月12日	海水	31
3月13日	海水	259
3月14日	海水	56
3月15日	海水	259
3月16日	海水	259
3月17日	海水	294
3月18日	海水	475
3月19日	海水	449
3月20日	海水	48
3月21日	海水	38
3月22日	海水	42
3月23日	海水	301
3月24日	海水	226
2日25日	海水	106
5Л25Ц	淡水	60
3月26日	淡水	173
3月27日	淡水	169
3月28日	淡水	169
3月29日	淡水	196
3月30日	淡水	192
3月31日	淡水	192

#### 表3 福島第一原子力発電所1号機における炉内への注水量15

※3月23日に、炉心スプレイ系を経由した注水経路から、給水系による注水経路に変更 している。炉心スプレイ系を経由した注水経路を使用している間は、注入した水の多く は炉心内に到達しなかったと考えられている。
※この表の注水量は、炉内へ注水した水が格納容器へ流出した場合も含まれる。

D/W 内の水位の上昇がなくても、格納容器底部の堆積物上を流れる冷却水が RCW 配管内に移行する可能性はあるものの、かなり不安定であると考えられる。

注入開始から時間が経過すると、それまで殆ど冷却されていなかった落下炉心等の 温度が低下し、格納容器の床面の堆積物の低所での注入海水の滞留量は徐々に増加す ると考えられる。ちなみに、D/W と S/C をつなぐベント管入口の下端は、格納容器 床面から 30cm 程度である。この高さまでの水位形成は S/C が満水になる前に生じる 可能性はある。ただし、RCW 配管の破損位置が、これ以下の高さであることを積極

<sup>&</sup>lt;sup>15</sup> 東京電力ホームページ 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集 7.各種操作 実績取り纏め

的に確認できる情報は現時点ではない。

また、RCW 配管への液相移行の開始の前に、液相と気相が混合したような状態で 移行する時期があった可能性も十分にある。いずれにせよ、格納容器内の水が RCW 配管内に有意に移行を開始した時期及び移行量については確定が難しい。ただ、注水 開始直後よりも、ある程度時間が経過して後に本格的な液体移行が始まったと考える ことが自然であると調査チームは考えている。

なお、RCW 熱交換器内の水に含まれている塩分(海水成分)を説明するためには、 後述する RCW 熱交換器伝熱管の損傷を仮定しない限り、注入海水の移行が何らかの 形で生じたと考えざるを得ない。



注水時の格納容器内の状態のイメージを図6に示す。

図6 注水時の格納容器内の状態<sup>16</sup>

## 1-1-2-2-2 格納容器内の水の移動ルートとそのメカニズム

格納容器内の水の移動ルートとしては、MO 弁経由ルート及び逆止弁経由ルートの 2つが考えられる。

それぞれのルートを図7に示す。

<sup>16</sup> 第 44 回事故分析検討会 資料 2-1 (一部加筆)



図7 格納容器内の水の移動ルート<sup>17</sup>

(i) MO 弁経由ルート

3月23日~24日の第2次高圧期に、格納容器から閉鎖していない MO 弁を経由し て RCW 配管系への格納容器内の水の移行が始まり、RCW 熱交換器の入口及び出口 ヘッダ配管高さを数 m 超える位置まで配管内の水位が上昇するという考え方である。 この時「約30kPa の圧力が RCW 熱交換器に向かって働いた」と東京電力及び日立 GE は推定している。第1次水落ち期に形成された RCW 熱交換器前後の気相部を圧 縮しつつ、RCW 熱交換器の入口及び出口のヘッダ配管下部にある程度の水面ができ るまで RCW 熱交換器に液体の流入が生じる。ただし、第2次高圧期の圧力上昇中に 生じる液体流入量では、観測された塩分濃度付近には達することはできないと調査チ ームは考えている。

このため、東京電力及び日立 GE は、圧力下降期(3月29日以降)に RCW ポン プ出口側付近の逆止弁(以下「RCW ポンプ出口側逆止弁」という。)が開き、サイフ オン効果で RCW ポンプに向かう水平配管内に移行してきていた格納容器内の水が RCW 熱交換器に移行し、追加的な放射性物質と塩分の移行が生じたとの考えを提示 している。

この考え方の長所としては、以下が挙げられる。

● RCW 配管に損傷が生じたこと以外は、各機器が通常予想される動作を行う だけで良い。

また、この考え方の短所としては、以下が挙げられる。

● 第2次水落ち過程によって、観測されたよりもより多くの塩分が含まれる可

<sup>17</sup> 第44回事故分析検討会 資料2-1 (一部加筆)

能性が高い18。

第2次水落ち期間中に RCW の20インチ水平配管の高放射性液体が RCW 熱 交換器方向に移行することになる(図8)。この部分の体積は概算で4m<sup>3</sup>に達 する上、第2次水落ち開始時点までに、RCW ポンプ出口部から RCW 熱交 換器入口ヘッダ配管に達していた高放射性液体の存在もある<sup>19</sup>。

- 3月23日からRCW 配管に対する液体流入が開始するかどうか疑わしい。
- 3月25日以降にRCW配管に対する液体流入が開始した場合には成立可能性が低い。(第2次水落ち過程に必要なサイフォン現象が起こるだけの水量がRCW熱交換器に流入するためには、少なくともRCWの24インチ水平配管までMO弁経由で格納容器内の水が到達する必要があり、3月25日以降の格納容器圧力では困難になる。)
- 3月25日~29日の定圧期が生じた理由を説明しにくい。

なお、上記の短所については、東京電力及び日立 GE も同様の認識である。

 <sup>&</sup>lt;sup>18</sup> 第2次水落ち期に RCW 熱交換器に流れ込む可能性のある水量は、図4中の RCW ポンプの上流側にある配管体積(0.3m<sup>3</sup> (24インチ管)、3.3.m<sup>3</sup> (24インチ管)、1.0m<sup>3</sup> (14インチ管))の合計(4.6m<sup>3</sup>)であり、RCW 熱交換器の体積(2台で12m<sup>3</sup>)の約4割であるため、塩分過多になる可能性が高い。

<sup>19 1</sup> 号機は、事故時には RCW 熱交換器の B 系及び C 系が稼働中であった。これらの内包水の体積は両系統の合計で約 12m<sup>3</sup>である。



図8 MO 弁経由ルートにおける第2次水落ち期間中の水の流れ<sup>20</sup>

(ii)逆止弁経由ルート

3月25日頃から少しずつ RCW 破損孔に水の侵入が始まり、それまでの気体漏え いから、二相流、液体漏えいへと順次移行し、それにつれて格納容器からの漏えい体 積も減少したとする考え方である。これによって格納容器圧力の低下率が減少すると ともに、それ以前に何らかの理由で閉止機能が低下していた逆止弁(格納容器外側逆 止弁及び RCW ポンプ出口側逆止弁)経由で、RCW 熱交換器及び RCW 水平配管部へ と格納容器内の水が流れたとするものである。RCW 熱交換器への流入時期は3月28 日頃を想定する。

<sup>20</sup> 第 44 回事故分析検討会 資料 2-1 (一部加筆)

逆止弁の閉止機能低下の原因を特定することはできないが、一例として、多量の異物を含んでいたと推測される格納容器内の水あるいは気体によって汚染された RCW 配管内の水が逆止弁を通過した際に、異物が逆止弁の弁体とシートの間に挟まったことが考えられる。(この場合、圧力のバランス変化の中で MO 弁経由ルートが機能する時期があれば、異物が挟まる可能性は高くなる。)

この考え方の長所としては、以下が挙げられる。

- 3月25日から始まる定圧期及び28日の小高圧期を理解できる可能性がある。
- 格納容器への注水は3月25日から淡水に切り替えられている。このため、 逆止弁経由ルートでのRCW熱交換器への液体移行の場合には、塩分濃度が 低下している可能性が高く、この後の第2次水落ち過程が生じても、塩分濃 度過多が生じないと考えられる。
- 格納容器内のペデスタル外周部で格納容器外側逆止弁に向かう RCW 配管に
   関し熱影響で保温材の収縮が東京電力によって報告されている。これは、格
   納容器外側逆止弁に向かって何らかの流路が存在したことを示唆していると
   考えられ、この観測事実と整合する。
- また、この考え方の短所としては、以下が挙げられる。
  - 逆止弁(格納容器外側逆止弁及び RCW ポンプ出口側逆止弁)の機能不良が 生じる必要がある。
  - RCW 配管の実効的な破損孔の大きさがどの程度であったかについて、十分 な検討ができていない。

なお、東京電力及び日立 GE は、事故時に当該弁の圧力などが設計条件を超えなか ったため、RCW ポンプ出口側逆止弁が不調に至る可能性が低いと考えている<sup>21</sup>。こ れに対して、調査チームは、MO 弁ルートでは異物(浮遊物など)の多い格納容器内 の水が RCW ポンプ出口側逆止弁を通過することから、圧力などが設計条件の範囲内 であったとしても逆止弁に異物が挟まる可能性を排除することはできないと説明し た。この点は東京電力及び日立 GE も同意した。

#### (iii) RCW 熱交換器伝熱管破損による、塩分供給の可能性について

今回の検討では、RCW 熱交換器内包水中の塩分が分析の重要な手がかりとなっている。東京電力及び日立 GE は、RCW 熱交換器は海水系によって冷却されるシステムであるため、RCW 熱交換器伝熱管に損傷が生じ、イオン拡散によって塩分が海水側から RCW 系統水にもたらされた可能性もあるとしている。

同伝熱管は直径 19mm、肉厚 1.1mm の銅合金でできており、海水腐食には本来的 には強い材料であり、かつ、海水系ポンプは停止しているため、海水の流動もなく圧

<sup>21</sup> 第 42 回事故分析検討会 資料 2-1

力及び温度による負荷がかかるようなものではない。このため、同伝熱管の損傷が生 じる可能性は低いと考えられるものの、事故後 10 年以上が経過していることも考え 合わせると、どこかの時点で同伝熱管にピンホールが生じたことを完全に否定するこ とはできないと調査チームは考えている。この問題に明確な結論を得るためには、こ れまで東京電力がサンプルの採取・分析を行っていない RCW 熱交換器 B 系統内の水 の塩分濃度の情報を得ることが必要である。

なお、RCW 熱交換器を通じて海洋などの環境に放射性物質の漏えいが生じていないことを確認している旨東京電力は回答している。また、これまで、海水系の異常は報告されていない。

東京電力及び日立GEはRCW熱交換器伝熱管破損と格納容器からの気体流入の組み合わせも提示しているが、気体流入だけで観測されたほどの汚染が生じることは、 現時点までに得られている知見では、困難であると調査チームは考えている。

#### 1-1-3 関連情報

① 格納容器外側逆止弁と RCW 熱交換器の間の鉛直配管の汚染状況

同鉛直配管は、2011 年 4 月以降の低圧期には完全に水落ちしているはずであるため、MO 弁からの鉛直配管よりも高濃度の汚染が残っているか否かは不明であるが、 重要な手がかりが得られる可能性を有している。このため、調査チームは 2024 年 3 月までに複数回にわたって測定を試みたが、当該配管にアクセスするための扉を開放 することができず、測定を実施することはできていない。

② 事故後 2 ヶ月程度経過後も RCW サージタンク内に水位があったとする情報 について

「平成 23 年 5 月頃の調査ではサージタンク内に水位があったという情報があり」 との記述が平成 27 年 12 月に東京電力が公表した資料<sup>22</sup>にある。これが事実であれば 「低圧期に気相が形成される」という考え自体が成立しなくなる。また、当時の格納 容器圧力は 0.1~0.12 MPa-abs でしかなく、RCW サージタンク付近のどこかに流路 閉塞がないと説明が付かない。東京電力は、上記資料を公表後の RCW 関連の検討の 中で、上記の情報は否定されたと認識している。

### 1-1-4 原子力規制委員会へのフィードバック

① RCW 配管が格納容器内部と原子炉建屋とをつなぐ漏えいパスとなったことに ついて(同漏えいパスが原子炉建屋への水素供給ルートとなり得ることを含む。)

<sup>22</sup> 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4回進捗報告(平成 27 年 12 月 17 日、東京電力ホールディングス株式会社) 添付 1-9-10

今回の事象は、格納容器内の気体及び液体が直接原子炉建屋内に漏えいする経路 形成が可能であることを意味し、その際に水素や放射性物質が同時に大量放出され る可能性を有している。

- ② 逆止弁経由での水落ち現象が RCW 熱交換器の高放射線量率の発生に主要な 役割を果たしている。また、RCW 配管の損傷箇所はペデスタル内側だけではな くペデスタル外周部にも存在する可能性が高い。
- ③ 上記の各論点は、シビアアクシデント時の格納容器隔離機能に関する問題であるとの認識の下、原子力規制委員会及び原子力規制庁の関係部門は、既に規制上の取り扱いについて、議論を進めている。

#### 1-1-5 3月23日から31日頃までの1号機格納容器圧力挙動

RCW 配管内の水位変動などを理解する一方で、上記期間の格納容器圧力がなぜあ のような挙動となったのかを理解するため、調査チーム内で「水蒸気発生量主導によ る内圧変動モデル」が検討された。現時点では、まだ試論段階であり、将来修正され る可能性が大きい。

#### (1) 水蒸気発生量主導による格納容器内圧変動モデル

格納容器への海水注水開始時点(3月23日)では、それまで有効な注水が行われ ていなかったので、格納容器床面に堆積していた落下炉心等は高温状態であり、格納 容器へ注入された水は一気に蒸発した可能性が高い。これが圧力上昇の原因であると 考えられる。

注水開始時点での S/C の気相部体積は、約 2000m<sup>3</sup>であると東京電力及び日立 GE は見積もっている。他方、3 月 23 日から 31 日までの注水量は 200~300m<sup>3</sup>/d 程度で ある。このため、注水開始から一週間程度は S/C 気相部への流れ込みが続くと考えら れ、上記の蒸発現象は、格納容器底部全体ではなく、注入された水がペデスタルに落 ち、ペデスタル開口部を経て S/C に流れていく流路付近に限られていたと考えられ る。

3月23日に約300tの注水が行われた結果、上記の流路部分の温度は徐々に低下し、当該部分からの蒸気発生量は次第に減少し、24日からの圧力低下に至ったのではないかと考えられる。

S/C への流入は継続しているものの、落下炉心等の低温度領域は少しずつ拡大し、 25~26日頃には落下炉心等による堆積物の低い部分にも注入された水が到達/蓄積す るようになる。ちなみに、D/W と S/C をつなぐベント管入口の下端は、格納容器床 面から約 30cm の高さに位置するため、RCW 配管破損部への液体流入が可能になる。 また、格納容器からの気相漏えい個所が水没することで気相漏えいが抑制され、格納 容器圧力の低下が減速/停止する。

格納容器への海水注水開始から約一週間後に、S/C の気相部はほぼ満水となったと 仮定する。

この時点から格納容器内の水位上昇が始まり、注入された水の流れによって冷却さ れていなかった落下炉心等が水面に覆われていくため、一時的に水蒸気発生量が増加 し、3月28日午後からの小規模な圧力上昇をもたらすという考えと、この時点付近 で S/C 真空破壊弁の漏えい部に液面が到達し、格納容器からの気相の漏えい量がさ らに抑制されたため格納容器圧力が上昇した可能性もある。

3月29日の時点で落下炉心等はほぼ水面下になり、水蒸気発生量は格納容器底部 に存在する落下炉心等の崩壊熱相当分のみとなり、格納容器圧力の圧力下降期を迎えた。

#### (2) モデルに対する課題

上記の試論は、3月23日以降の1号機格納容器圧力挙動を定性的に説明できる可 能性がある一方で、以下の課題がある。

(i) 注水量

給水系からの注水開始後約1週間(3月23日~29日)の総注入量は約1400m<sup>3</sup> であるのに対し、23日未明時点のS/C気相部体積を東京電力は約2000m<sup>3</sup>と見積 もっている。S/C上部に多少の気相部が残存する可能性があるほか、1号機の冷却 材量や3月15日~22日の間の低圧期における多少の注水量を踏まえても、不足分 を十分説明できるかどうかは不明である。

(ii) 安定時の圧力

3月25日~3月28日までのD/W 圧力は、0.275MPa-abs~0.265MPa-abs である。この間の圧力の揺れは僅かであり、水頭で1m分の揺れを示しているに過ぎない。また、水頭はRCW 配管系の水平配管部とほぼ一致している。

さらに、3月28日夜には D/W 圧力は 0.290MPa-abs に上昇している。この時点 の水頭は D/W 床面 (TP.4744mm) に格納容器ベント管の下端までの 30cm (300mm) 及び圧力水頭相当 (19000mm) 分を加えると、概ね TP.24000mm となる。3 階床 面の高さは東京電力から TP.24464mm と報告されているため、ほぼ 2 階天井面に 対応する。これは、RCW 熱交換器出口ヘッダ配管高さをカバーできる水位となっ ている。

このような圧力の安定及び配管水平部水頭圧との一致を、上記の水蒸気発生量主 導の下での偶然の一致と考えることは不適当だと考えられる。つまり、実際の水頭 位置と格納容器圧力が何らかのメカニズムで連動していることを意味していると 考えられる。この場合、RCW 配管の実効的な破損孔規模がある程度の大きさであることを意味するが、他の部分で観測事実と整合しない可能性がある。

「水蒸気発生量主導による格納容器内圧変動モデル」と「RCW 配管内水位」と をどのように組み合わせるべきか、現在、適切な案には至っていない。

1-1-6 まとめ

一連の議論によって、RCW 熱交換器に高放射線量率をもたらしたメカニズムについて理解を深めることができた。炉心落下が生じ、RCW 配管に損傷が生じたこと、 RCW系統の格納容器隔離弁として設けられた MO 弁が電源喪失によって閉鎖しなかったことが、基本原因であるが、その後の現象は複雑である。

RCW 熱交換器が高い放射線量率であることは、平成 24 年 6 月に東京電力が公表 した福島原子力事故調査報告書や平成 27 年に東京電力が公表した資料<sup>23</sup>で示された シナリオでは実現が困難であることが判明した。これは、両報告書が出された後の各 種測定などにより新たな事実が判明したことによる。

今回の検討によって、RCW 熱交換器入口ヘッダ配管内で観測された気相部の由来 をほぼ確定することができた。

また、RCW 熱交換器内の水に高放射線量率と塩分をもたらしたルートとして、従 来の MO 弁経由ルートに加え逆止弁経由ルートも交えた分析を行った。いずれのル ートについても成立条件に制約があり、どちらか一方のルートに特定することは現時 点では困難である。また、両ルートが時間経過の中で生じたと考えることも可能であ る。

なお、今般の検討の最終段階で提示された第2次水落ち現象が、RCW 熱交換器で 観測された放射線量率をもたらす上で重要である点は興味深い。水落ち現象は逆止弁 が通常通り動作していれば生じていなかった現象である。また、この逆止弁経由の水 落ちは、MO 弁経由ルートでも逆止弁経由ルートでも生じるものである。

RCW 熱交換器伝熱管の破損については、RCW 熱交換器内の水の塩分濃度を格納 容器内からの液体移行で説明する必要がなくなるため、各種の議論の制約を大幅に取 り除く側面を有しているが、現時点では、この現象を示唆する情報は得られておらず、 伝熱管破損の可能性は低いと調査チームは考えている。しかしながら、この問題を完 全に解決するためには、事実の確認をするべきとの立場であり、RCW 熱交換器 B 系 統内の水の分析を東京電力に求めている。

今般の RCW で生じた事象に関する分析においては、東京電力及び日立 GE により、MO 弁経由ルートを中心に過去の東京電力による報告書で示されたシナリオを何 度か更新する情報及びアイデアが提示されたことを明記しておきたい。

<sup>23</sup> 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4回進捗報告(平成 27 年 12 月 17 日、東京電力ホールディングス株式会社)

#### 第二節 事故初期における原子炉建屋内での高線量率(別添1)

#### 1-2-1 経緯及び検討結果

事故初期における原子炉建屋内の放射線量率のデータがある1号機及び3号機に ついて、冷却機能の喪失、炉心損傷、原子炉建屋内での高線量率の確認のタイミング に類似性があることを調査チームは提示した<sup>24</sup>。

調査チームは、当初、通常の格納容器からの漏えいに加えて、何らかの格納容器バ ウンダリの破損が高線量率の原因である可能性も考えたが、1号機については明確な 破損を特定することはできなかった。その上で、原因を問わず設計漏えい率程度の漏 えいが生じた場合、炉心損傷後数時間で1号機及び3号機で観測された放射線量率 に十分到達しうるとの東京電力の解析結果を確認した。

この結果、1 号機及び3 号機の原子炉建屋内の高線量率は偶然ではなく、建屋内の 空調が機能しない場合は「我が国の沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)の原子 炉建屋は炉心損傷後2時間程度で数百 mSv/h に達する」ことが実際に生じたことに より観測されたと理解される。

より一般化すると、運転中の BWR の場合、スクラムに成功しても炉心冷却能力を 喪失すれば 2 時間程度で炉心水位は燃料有効長頂部位置(TAF)に至り、その後 1~ 2 時間程度で炉心損傷に到達することはこれまでも知られている。さらに、今回、福 島第一原子力発電所 1 号機及び 3 号機の経験も踏まえて、原子炉建屋の空調システ ム(実体的には非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。))が失われていれば、炉 心損傷後 2 時間程度で、原子炉建屋内は作業員などが侵入することが非常に困難な放 射線レベル(300mSv/h 程度)に至ることが確認された。また、I-132 等、ヨウ素の 同位体が高放射線量率の主たる要因であることも確認された。ヨウ素の寄与が大きい ことは、事故後の建屋内の放射線量率の低下が Cs-137 ベースの汚染よりかなり速い こととも附合する。

#### 1-2-2 シビアアクシデント発生時に向けての教訓

これらの知見は、個別にはシビアアクシデントに携わる関係者にとって新たなもの ではないが、事態発生後、原子炉冷却能力を喪失しているか否かの確認、炉心損傷阻 止のための対策措置などに使用できる時間が限定されていること等を含め、シビアア クシデント対応のために前提となる知見として、規制当局だけではなく実際にシビア アクシデントに対応する関係者に広く共有されることが重要である。

 シビアアクシデント時の措置の指揮者及びその直接の支援者は、設計基準を超 えた状況に原子炉が陥った際に、どのような時間的尺度で事態が推移するかを 承知しておくことが重要である。

事故当時の吉田所長も 11 日夜の時点で、錯綜する情報の中で次第に炉心損傷

<sup>&</sup>lt;sup>24</sup> 第 39 回事故分析検討会 資料 3

を疑う経緯が、東京電力福島第一原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局が作成した吉田所長の聴取結果書<sup>25</sup>に記載されている。

しかし、全交流電源喪失(SBO)条件下で炉心損傷が生じれば「特段の格納容 器破損がなくとも2時間程度で原子炉建屋内は数百 mSv/h 程度の放射線量率に なる。」という明確な認識があれば、実際よりも容易かつ迅速に1号機の状況を 把握できた可能性がある<sup>26</sup>。

- ② 中央制御室の監視機能が大きく損なわれた場合には、人が直接、原子炉建屋内に侵入して状況を把握する必要が生じる可能性が高い。原子炉冷却機能を喪失した場合、事実上、炉心損傷が発生するまでの数時間だけが人間が原子炉建屋に侵入して状況を把握することが可能な時間幅となる。しかし、福島第一原子力発電所1号機では、原子炉建屋に侵入した際の危険な場所の意識あわせなどだけで「20分や30分では終わらなかった」旨の証言がある<sup>27</sup>ように、困難な状況であることも事実である。実際において運転員・作業員の安全と、原子炉施設の重大事故回避とのバランスをどうするべきか、平時から十分な議論をしておくことが必要である。
- ③ 炉心損傷が発生すると 2 時間程度で原子炉建屋への侵入が困難になるのであ れば、炉心損傷を回避する重要性はますます大きくなる。
- ④ 炉心損傷後の原子炉建屋の高線量率にヨウ素の同位元素が大きく寄与するのであれば、事故対策に当たる人員をヨウ素による被曝から十分に保護するよう、 平時から準備しておくことが必要となる。
- ⑤ 炉心損傷が生じた場合、2時間程度で原子炉建屋への侵入は非常に困難になる との知見の下に行動を計画する必要がある。また、炉心損傷後に取ることがあり 得るシビアアクシデント対策は、原子炉建屋への侵入を極力要しないように準 備する必要がある<sup>28</sup>。

#### 1-2-3 調査チームの今後の取り組み

調査チームとしては、2024 年度以降も、東京電力福島第一原子力発電所事故での 実際の対応などから、シビアアクシデント対応に役立つ教訓の抽出に継続的に取り組

<sup>25</sup> 政府事故調査委員会ヒアリング記録(吉田昌郎(東京電力福島第一原子力発電所長)に対する 2011 年 7 月 22 日 分)

<sup>26</sup> 第 41 回事故分析検討会 議事録 p14

<sup>27</sup> 福島原子力事故調査報告書(平成 24 年 6 月、東京電力株式会社)別紙 2 p37

<sup>28</sup> 新規制基準適合性審査の中で、この点の確認は既に行っている。

んでいきたい。

# 第三節 事故初期における原子炉建屋外での高線量率(別添2-1~2-5) 1-3-1 経緯

調査チームは、福島県の協力も得て、東京電力福島第一原子力発電所事故時の各種 モニタリングポスト(以下「MP」という。)の記録やダストサンプルを可能な限り広 範囲に収集してきている。この中には、波高分布を含む新たな情報が存在し、また、 事故発生時から各 MP の稼働用電源等が失われるまでの間の情報を、原則欠落無く集 めることができている。

本中間取りまとめでは、これらの情報源を下に、2011 年 3 月 12 日の MP 等の記 録の分析を行った。

#### 1-3-2 検討結果

- ① 福島第一原子力発電所内のモニタリングカーで観測された3月12日4:00頃からの放射線量率上昇は、放射性気体が1号機オペレーションフロア(以下「オペフロ」という。)に放出され、そこからの直接線及びスカイシャイン線が観測されたものと推定される。また、この線量率上昇の85~90%はI-132を中心とするヨウ素によってもたらされたと考えられる。さらに、モンテカルロ法を利用した大気中の散乱の効果をシミュレーションした結果、1号機オペフロからの直接線及びスカイシャイン線は、敷地境界から少し離れた自治体等のMP位置付近では線量率の増加にほとんど寄与しないことが確認された。これは、当該MPでは同日4:00頃からの線量率上昇が測定されなかったことを合理的に理解できることを示している。
- ② 上記の直接線及びスカイシャイン線による放射線量率の上昇と並行して、3月 12日 5:00頃及び 10:00頃に福島第一原子力発電所敷地外の一部の MP を含め てピークが検出されている。これは、これらの時間帯に原子炉建屋から外部への 放射性物質の漏えいが一時的に生じた、または、増大したことによるものと考え られる。5:00頃のピークはほぼ希ガス、10:00頃のピークはピーク終了後に沈着 による放射線量率の上昇が認められることから、希ガスだけではなくヨウ素を 主とする希ガス以外の放射性物質が混入してきていることが確認されており、 時間の経過と共に原子炉の状況が悪化していったことを示していると考えられ る。
- ③ 1号機ベントによるものと思われるピークには、プルーム通過後の放射線量率 上昇が確認され、1号機ベントによる汚染は福島第一原子力発電所の北から北西

の方向に拡がった。なお、北西よりも西寄りにも拡がった可能性があるが、今回 の分析では明確には確認できていない。

- ④ 水素爆発の前後で、福島第一原子力発電所敷地内のモニタリングカーの測定結果は最大でも20~30%程度の放射線量率低下が見られるに過ぎない。このことは、水素爆発時に、それまでモニタリングカーの放射線量率測定結果をもたらしていた放射性物質の多くは、福島第一原子力発電所敷地内に残ったことを意味している。このため、放射線量率の源であったヨウ素などは、1号機水素爆発時点までに原子炉建屋内側に定着し、爆発後もその大半が福島第一原子力発電所敷地内に降下または残存したと推測される。
- ⑤ 3月12日の各種 MP データの分析や 1/2 号機 SGTS 配管系と 3/4 号機 SGTS 配管系との汚染程度の違いなどから判断して、1 号機ベントによって放出された セシウムやヨウ素の放射性物質の量は、3 号機ベントによって放出された放射性 物質の量よりもオーダーベースで多かったと考えられる。この結果、「福島第一 原子力発電所事故における放射性物質の大気への放出量の推定について」(平成 24年5月、東京電力株式会社)の1号機ベントに関連する放出量は過少評価で ある可能性が高いと考えられる。
- ⑥ 3月12日にMPで観測された放射線量率のピークの減衰率が、ピーク間で異なる場合があることが確認された。この違いから、ピークの原因となる原子炉の事象が分別できる可能性が示された。

#### 1-3-3 今後の検討事項

以下の事項については、まだ検討中であり結論は得られていない。

- ① 1号機の水素爆発によって、福島第一原子力発電所敷地外に放射線物質が有意 に降下したか否か。
- ② 上記と関連して、1号機ベントの方が同号機の水素爆発よりも福島第一原子力 発電所周辺の放射性物質による汚染に寄与したか否か。
- 上記2点を解明するために、今後予定している調査分析活動は以下のとおり。
  - 1 号機原子炉建屋 5 階(オペフロ)部分のうち、事故後の風雨の影響の少な い箇所で物質のサンプリングを行い、CsI 等の痕跡がどの程度あるかを調査 する。
  - 浪江 MP 及び新山 MP について、更に分析を進める。特に、この2つの MP で測定されたピークの減衰率と、1 号機ベント由来であるとほぼ判定できる

上羽鳥 MP のピーク減衰率とが異なる原因を分析する。

● MP 情報以外で、ベントと水素爆発のそれぞれで放出されたヨウ素及びセシ ウムの量の多寡を推定できる情報源を探索する。

また、事故時に大気中に拡散する放射性物質の挙動と MP データの関係性を詳細に 把握するために、比較的近距離の範囲内での詳細な大気拡散解析を実施する。まずは、 1 号機ベント時の大気放出を解析対象として、ある一定の風向きを設定した場合に、 放出位置である排気筒から 1 km 程度以内に位置する 6 号機 SGTS 配管モニター、 MP-4 及び夫沢 MP に飛来するプルームの挙動及び MP 等の想定される反応を把握す る。候補となる解析手法としては、1~数 m 程度のメッシュを用いた Large-eddy simulation<sup>29</sup>が挙げられる。なお、ベント直後の排気筒からの放出状況(放出されて いる気体の移動距離、方向等)に関する情報等も活用しながら解析を進める。

#### 1-3-4 今後設置するモニタリングポストへの期待

上記の分析を通じて、シビアアクシデント時の対応のために、発電所内の MP について、

- プルームは短時間で通過するため、そのプルームの動きを捉えることがで きる記録間隔の情報が有用であること
- ② 核分裂生成物の放出タイミング、場所、核種の情報を建屋等の近傍で得ることで、発電所内でのシビアアクシデント時の作業計画や線量管理等をより実効的に実施可能であること

が再確認された。調査チームとしては、事故の進展や放出される核分裂生成物の把握 などを視野に入れて、今後の発電所内の MP の配備などを検討する際に、本要素も 考慮されることを期待したい。

#### 第四節 2号機原子炉キャビティ差圧調整ラインのバルブ状態

1-4-1 経緯

2 号機及び3 号機のシールドプラグに数十 PBq レベルの強い Cs-137 による汚染 があることは、中間取りまとめ(2021 年版)及び中間取りまとめ(2023 年版)で示 してきた。その際、更なる検討事項として、2 号機原子炉キャビティ差圧調整ライン のバルブ状態を中間取りまとめ(2023 年版)で提示した。

具体的には、2号機原子炉キャビティ差圧調整ラインのバルブは開状態(外側弁は 強制開状態)であったと東京電力は報告しているが、事故時点からこの状態であった 場合においても、接続するダクト類の汚染が限定的であることと整合するかどうかと

<sup>&</sup>lt;sup>29</sup> メッシュ解像できるサイズの乱流(渦:eddy)構造を直接計算し、それ以下のサイズの渦の影響はモデル化する手法

いうことであった。

#### 1-4-2 検討結果

差圧調整ラインに設置されているバルブの状況について、2023 年夏、関係書類の 調査が東京電力により精力的に実施された。その結果、東京電力から以下のように報 告された<sup>30</sup>。

- ▶ 当該弁が原子炉運転時にどのような開閉状態にあったのかを記載した書類はない。
- ▶ 原子炉起動時の開閉状態チェックリストの対象としていない。
- 原子炉起動時に当該弁の開閉をどうするべきかについては、号機毎に定めており、かつ、その定めの内容は文書化していない。
- 強制開状態にしたとしても、特別な操作ではないため、コーションタグを付ける必要はなく、タグの管理記録や弁の開閉記録は残らない。

一方、これまでの調査の結果、シールドプラグのパーツ間にはかなりの隙間がある ことが判明しており、2号機原子炉キャビティ差圧調整ラインのバルブが開状態であ っても、原子炉ウェルから斜め下方に向かっている調整ラインを経て接続されたダク トに流れ込む漏えい蒸気は多くならず、ダクトの汚染も限られたものとなるとの見解 が東京電力から示された<sup>31</sup>。

調査チームとしては、中間取りまとめ(2023 年版)における検討の結果、シール ドプラグのパーツ間の隙間がかなり大きいことが判明しているため、上記説明が不合 理とは言えないと判断している。

なお、BWR における上記のバルブの管理方法等について、原子力規制委員会及び 原子力規制庁の関係部門は個別の規制活動の中で順次評価・確認を進めている。

調査チームとしては、2 号機及び3 号機のシールドプラグで生じた Cs による高汚 染に関する検討については、ここで一旦終結する。

# 第二章 1号機原子炉格納容器ペデスタルで確認されたコンクリート損傷2-1 2023 年3月以降の調査状況

1号機格納容器底部の状況について、中間取りまとめ(2023年版)の取りまとめ以

<sup>&</sup>lt;sup>30</sup> 詳細は、第 40 回事故分析検討会 資料 2-1 に示されている。

<sup>&</sup>lt;sup>31</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 5-1

降も、東京電力から新たな調査結果が報告された32。

調査結果の概要は以下のとおりである33。

なお、これ以降の記載では、図9に示す用語を用いている。

- ペデスタル内側ではペデスタル壁内側のコンクリート下部が全周に渡って 破損している。破損高さは、インナースカートの高さとほぼ同じ 1m 程度 で、周方向に依存せずほぼ一定に見える。
- 「一部破損」に留まっている箇所は見られないため、コンクリートの破損は インナースカートにまで至っている可能性が高い。
- インナースカートの内側に位置する鉄筋は、若干のズレなどはあるものの、 消失や著しい変形などは見られない。
- ペデスタル内側の落下炉心を含む構造より下方でも、コンクリートが破損しているように見える。
- ペデスタル内壁には、ペデスタルの外側に見られた棚状構造のような面状の構造は見られず、コンクリート破損部の上端に一連の出っ張りのように見える部分(以下、便宜的に「庇状構造」という。)とそれより約60cm上方に局所的な突出部が見られるが、この突出部は、ペデスタル外周部の棚状構造からつながっていると東京電力は考えている。見える範囲内では、面状の構造物がペデスタル床面に落下している形跡は確認できなかった。
- 庇状構造は、コンクリートの溶融物のような印象を得ている。
- ペデスタル内側下部に存在していた金属キャビネット(図10参照)、制御 棒交換装置及びそのケーブルトレイなどの金属構造物が消失している。(ペ デスタル外側とは大きく異なる。)
- ペデスタル壁内側、庇状構造よりも上の部分には、より上部から溶けたもの が垂れてきているように見えるものが多量に付着している。

<sup>32</sup> 第 37 回事故分析検討会 資料1等により東京電力から報告されている。

<sup>33</sup> 第44回事故分析検討会 資料1-2にて提示している。



図10 ペデスタルに設置された金属キャビネット<sup>34</sup>

# 2-2 ペデスタルコンクリート壁の損傷メカニズムの推定

上記の更新された情報に基づいて、事故分析検討会でも議論が行われ、調査チーム は以下の提案と暫定的結論をまとめている。

<sup>34</sup> 第 39 回事故分析検討会 資料 1 (一部加筆)
#### 2-2-1 インナースカートが寄与している可能性

ペデスタル壁内側のコンクリート破損部が、インナースカート高さに一致している。 ペデスタル壁の構造はインナースカート部とそれよりも上の部分とで構造的な差が あるため、それが原因である可能性もありうるが、インナースカートが存在する領域 と破損域が非常に良く一致していることから、コンクリート破損にインナースカート が強く関与していると考えられる。

インナースカート存在部では、1号機の場合、ペデスタル壁の表面部にのみ鉄筋が 入っていること、インナースカートには長さ 5cm 程度のシェアリングが設けられて いることを確認した(図11参照)。



図11 ペデスタルのコンクリートの配筋について<sup>35</sup>

調査チームでは、一つの案として、インナースカートの熱膨張が重要な役割を果た した可能性を検討している。

これは、落下した炉心が、まだ高温である間に、ペデスタル下部のコンクリートを 浸食し、これがインナースカートに接触して高温を伝えたという考えである。この場 合、接触点が多数ないと、インナースカート全域の温度が上昇することが困難と考え られることが、本案の成立性の課題であったが、事故分析検討会において、ペデスタ

<sup>35 2023</sup> 年 12 月 1 日東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談の資料(東京電力ホールディングス株式 会社)(一部加筆)

ル開口部など一箇所でコンクリート破損が生じれば、その部分のインナースカートは 落下炉心等の高温を受けやすくなり、次のコンクリート破損につながる可能性がある とのアイデアが示された。いずれにせよ、何らかのプロセスでインナースカート全域 の温度上昇が生じた場合、インナースカートが熱膨張し、全周にわたっているシェア リングによって、ペデスタル壁コンクリートに引っ張り応力を与えたと考えられる。 この応力の方向は、高さ方向に限定されず、インナースカートの周方向や径方向にも 加わっている可能性がある。インナースカート付近には鉄筋が入っていないため、こ れらの応力によってコンクリートにひび割れなどの損傷を与えた可能性があるとす るものである。

なお、現段階では、ペデスタル壁外側では、開口部付近でしかコンクリート破損が 確認されていないこと、インナースカートの熱膨張によってペデスタルコンクリート にひびなどが生じた後、完全消失にどのように至ったのか等については、まだ、十分 な議論には至っていない。しかし、一旦大きな亀裂が生じれば、その後の注水などに よって熱衝撃や水蒸気発生などが生じ、一気に破壊が進む可能性はある。また、落下 炉心等を熱源とするペデスタルコンクリート壁の温度上昇による影響と組み合わさ ることも十分に考えられる。

この考えは、コンクリート消失がインナースカートにまで至っている事実および、 コンクリート消失部高さがインナースカート高さと一致していることを、比較的説明 しやすいと考えられる。

本中間取りまとめで「庇状構造」と称している、ペデスタル内周部のコンクリート 消失部上端に観察される構造の形状・性状等は正確には分かっていない。ただ、コン クリート消失部上端から突出部付近の高さまで、帯状に黒色に見える変色が見られて いる。これをインナースカートの熱膨張などで説明することは困難であり、さらなる 情報入手/検討が必要である。

#### 2-2-2 ペデスタル壁コンクリートの消失時期

ペデスタル内側では、格納容器床面に堆積している落下炉心などは、もとのペデス タルが存在していた位置には入り込んでおらず、ペデスタル壁の消失部は、上記構造 の表面位置よりも低い位置まで消失しているように見えている。

映像の鮮明度などから、誤解釈の可能性もあるが、仮に上記の理解が正しいとする 場合、コンクリートの消失時期は、落下炉心等の温度が低下し、流動性を失った後で あったと考えられる。

#### 2-2-3 原子力規制庁長官官房技術基盤グループにおける検討

事故分析検討会において、原子力規制庁長官官房技術基盤グループから、観測され たペデスタルコンクリートの破損/消失原因が高温環境におけるコンクリートの剥離 (コンクリートの爆裂を含む)である可能性について検討を始めている旨の情報提供 があった。2024 年度より予備実験を含めて段階的に実験を行う予定であり、実験で得 られた知見については順次事故分析検討会に報告される予定である。

#### 2-2-4 中間取りまとめ(2023年版)で提案されたシナリオの更新

中間取りまとめ(2023 年版)では、ペデスタル外周部の棚状構造の形成に係るシ ナリオ案が提示された。本中間取りまとめの取りまとめに向けて、この1年間の新た な知見を受けた、モデルの更新について議論が行われた。

 「ガスによる溶融炉心の膨張モデル」の一部更新(コンクリートの高温での溶融 モデルと一部合体。)

ペデスタル外側では金属構造物が殆ど影響を受けていないことは、ペデスタル 外周部に到達した落下炉心由来の物質の温度はペデスタル内側よりもかなり低か ったことを示唆しており、ペデスタル外周部の棚状構造は、ペデスタル内部での高 温過程の後に(或いは、引き続いて)以下の事象が生じたと考えられる。

- 落下直後の高温の炉心は、通常の MCCI でペデスタル床面のコンクリート を侵食し、コンクリートを取り込んだ。
- この落下炉心は、上部に比較的軽いシリコン成分の層を形成しつつ、コンク リートの取り込みによる温度低下と並行して、その一部がペデスタル外周 部に流出した。
- コンクリートを取り込んだ結果生じる CO 及び CO₂によって、シリコン成 分の層の下に空隙を形成しつつ次第に温度が低下し固化した。

これにより、ペデスタル外周部での現象が金属の溶融温度を下回っていること と矛盾せずに、落下炉心がコンクリート成分を取り込んでいた可能性についても説 明できると考えられる。また、1号機格納容器内に水位が形成された時期が事故発 生後2週間以上経過していたとしても、立論上の障害にはならない。

② 「コンクリートの水への溶解モデル」

RCW 熱交換器の高放射線量の原因を検討する中で、1 号機格納容器に 1m 程度 の水位が形成された時期は、少なくとも事故発生後 2 週間経過した後と、強く推測 されるようになった。この時間経過に関する知見を、本モデルにどのように反映す ることが可能かについて、現時点までのところ、新たなアイデアは提示されていな い。

#### 2-2-5 落下炉心の温度

ペデスタル壁内側の鉄筋が健全に見えることは、コンクリート消失時点では落下炉 心の温度が鉄の融点(約 1500℃)よりも低かった可能性を示している。一方で、ペ デスタル内部の底部にあった制御棒駆動機構(CRD)交換器、ケーブルトレイ、金属 キャビネット、支持鉄骨などが消失していることは、これらの金属構造物に落下炉心 が接触した時点では落下炉心の温度は金属の融点以上であったと考えられる。これら から判断すると、落下炉心は、以下のような変遷を辿ったと考えられる。

- ① 当初は高温(約1500℃以上)であった。
- ② ペデスタル内部にあった金属構造物及びコンクリート床面を溶かしながら取り込むことで温度が約1500℃以下に低下した。
- ③ 落下炉心の温度がさらに低下し、流動性を失った後、ペデスタル下部のコンク リート壁が消失した。

なお、この推測は、落下当初の溶融炉心が金属を多量に取り込むことを示唆しているため、2 号機 X-6 ペネトレーション(以下「ペネ」という。)内の堆積物の主たる成分が鉄の酸化物であったことと関連している可能性がある。

#### 2-2-6 コンクリート損傷事象解明に係るコンクリート加熱試験(別添3)

1 号機ペデスタルで確認されているコンクリート損傷事象の解明に資するために、 調査チームは福島工業高等専門学校及び大阪大学の協力を受けて、コンクリートの熱 に係る基本特性の把握を目的として、1号機ペデスタルのコンクリートの基本情報を 収集した上で模擬コンクリート供試体を製作するとともに、当該供試体に対する加熱 試験を実施した。

模擬コンクリート供試体は、可能な限り1号機建設当時の材料特性及び性能と同等 になるように材料を選定して製作した。また、2023年度の当該供試体に対する加熱 試験は、周囲の急激な温度上昇によるコンクリートの内部温度及び外観の変化状況を 確認するために、高温環境下にコンクリートを投入した際のコンクリートの内部温度 及び外観の変化状況を調べ、今後実施する加熱試験等の試験条件等を検討するための 基礎データを得ることを目的として実施した。

加熱試験の結果、1000℃の環境下に投入した模擬コンクリート供試体の温度は 800℃程度まで上昇したが、供試体の外観上の変化は見られなかった。

一方、2022 年度に大阪大学にて実施したコンクリート供試体に対する加熱試験で は、供試体周囲の温度を 1280℃まで上昇させた結果、コンクリートが溶融し、黒色 のガラス状の物質が生じた。

これらの試験については、試験に用いた供試体、使用した試験設備等が異なるため、 両者の結果が比較可能かどうかも含めて検討が必要である。

これらの結果を踏まえて、2024 年度以降は、急激な温度変化によるコンクリート

の変化を確認するための試験、加熱前後のコンクリートに対する成分分析等を行うこ とで、コンクリート損傷事象の解明に資する知見を拡充する予定である。

#### 2-3 コンクリート損傷要因解明のために必要な情報

1号機原子炉格納容器内部調査については、今後も東京電力による調査が予定されている。調査チームとしては、ペデスタル内外からのサンプル取得などを通じて以下のような情報が得られることを期待している。

- ペデスタル内の庇状堆積物の性状及び組成
- ペデスタル内側破損部の上部にみられる垂れ下がりの性状及び組成
- ペデスタル外の棚状堆積物の性状及び組成
- ペデスタル内床面への落下炉心の浸食深さ
- コンクリート残存部のコンクリート強度
- ペデスタル下部に残存している鉄筋の温度履歴
- ペデスタル下部に残存していると考えられるコンクリート中の粗骨材の状態

#### 2-4 1号機原子炉補機冷却系統汚染との関係

事故後の2週間程度の期間内のいつ頃、どの程度の高さの水位が形成されたかを検 討していくことは、RCW 配管系の汚染メカニズムの解明のみならず、ペデスタル壁 の破損原因などの理解にも役立つものと考えられる。

#### 2-5 原子力規制委員会へのフィードバック

1号機ペデスタルの状況について、ペデスタル内側ではペデスタル壁の下部のコン クリートが全周にわたって破損していることが確認されているが、ペデスタル外側の コンクリート部の破損範囲を現時点で知ることはできない。一方、ペデスタル外側の コンクリート破損がペデスタル開口部付近に限定されているとする積極的な知見はな い。また、残存しているコンクリートが元来の強度を有している確証はない。インナ ースカートには何らかの熱影響があったと考えられるが、その影響を確定することは できない。

これらのことから、原子力規制委員会は東京電力に対して「ペデスタルの機能が喪 失した場合における格納容器等の構造上の影響」等について検討するよう求めた<sup>36</sup>。原 子力規制委員会は、東京電力による仮定に基づく評価の妥当性を判断することは困難 と判断した一方、ペデスタルの損傷により圧力容器等が一体となって転倒し原子炉建 屋へ衝突するという極端な仮定のもとでも、原子炉建屋全体として構造健全性は十分 に維持されることを確認した<sup>37</sup>。

<sup>36</sup> 令和5年度第12回原子力規制委員会にて原子力規制委員会から原子力規制庁に指示があったもの

<sup>37</sup> 令和5年度第24回原子力規制委員会及び第37回原子力規制委員会にて確認結果を報告

#### 第三章 水素爆発事象の解明

3-1 経緯

中間取りまとめ(2021 年版)で、3 号機の水素爆発について超解像処理された映像 を用いた検討の結果、多段階事象説を提案した。

その後、調査チームは追加的な調査・検討を実施してきており、以下にそれぞれの 進捗を示す。

#### 3-2 検討結果

#### 3-2-1 原子炉建屋内の水素挙動(別添4)

東京電力及び株式会社テプコシステムズ(以下「TEPSYS」という。)が第34回事 故分析検討会に報告した「3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション」について、 中間取りまとめ(2023 年版)では「調査チームとしては、境界条件の詳細やシミュ レーション結果の安定性などについての追加の意見交換を予定しており、現段階では 評価を確定していない。」としていた。

上記意見交換を実施すると共に、オペフロにおける水素・水蒸気・空気の混合気体 組成の推移と水素爆発条件との関係など追加の情報を得ることができた。



# 漏えい開始想定時刻:13日16:40 各フロアが可燃領域内にあった期間

	420K,1ATM	297K,1ATM
5階	13日22:45頃 ~14日6:35頃	13日21:15頃 ~14日9:05頃
4階	13日22:40頃~	13日22:10頃~
3階	14日1:55頃~	14日1:25頃~

#### 図12 原子炉建屋各階におけるシャピロー線図上の時間変化<sup>38</sup>

<sup>38</sup> 第 38 回事故分析検討会 資料 2-2

この結果、本シミュレーションについて、調査チームは境界条件、物理モデル、解 析メッシュ等に関して十分に妥当なものであることを確認すると共に、3号機原子炉 建屋オペフロに水蒸気とともに放出された水素が原子炉建屋 4 階で爆燃条件に到達 するのに対し、5 階(オペフロ)では水蒸気の存在により爆発条件に至らない状態が 続くことが十分にあり得ることを確認した(図12参照)。

次に、東京電力及び TEPSYS のシミュレーションに加え、JAEA の CIGMA 装置 を用いた実験によって、水素と同時に水蒸気が格納容器から原子炉建屋に放出される 際には、放出された空間そのものよりも、水蒸気凝縮が生じやすい隣接空間で先に水 素爆発が発生しうる可能性が高くなることを確認することができた。

なお、本知見は、水素爆発までの段階で十分な注水が行われず水蒸気発生量が限定 されていたと考えられる1号機では、水素爆発が5階(オペフロ)で発生したと考え られていることと整合的でもある。

残された課題としては、オペフロへの水蒸気及び水素の混合気放出が開始された時 点では、オペフロ壁面などは常温付近であったと考えられ、水素濃度が上昇するまで の間に、壁面温度が実験で設定した温度程度まで上昇するか否か、また、その温度に 到達するまでの間に水素爆発が生じるガス組成となりうるかどうかを確認する必要 がある。

このため、2024 年度において、関連の実験を CIGMA 装置などを用いて実施する ことが検討されている。

#### 3-2-2 水素爆発時に生じる圧力(別添5)

3号機原子炉建屋4階で生じた水素爆発は爆燃現象と考えられるが、爆燃現象で同 建屋3階天井部の梁の折損状況(図13参照)に見合う300~500kPa-gage程度の圧 力が同建屋4階に生じうるかについて検証した。

43



図13 3号機原子炉建屋3 階天井部の大梁(B)の損傷状況 (2020年9月の現地調査において確認されたもの)<sup>39</sup>

これについては、中間取りまとめ(2021 年版)においては、関連データが限られ ていたため、防衛大学校市野准教授の協力を得て、簡略化した計算によって、4 階空 間における爆燃現象によって、観測された 3 階天井部の梁折損が生じる可能性とその 際の圧力条件を提示した。今回、長岡技術科学大学門脇教授らにより、この計算結果 を実験的に確認することに取り組んだ。この結果、水素濃度が 10%程度以上になれ ば、爆燃現象で問題の梁折損に必要な圧力とその継続時間が実際に生じうることが実 験的に確認された。

また、この結果は、表面積/体積比率が小さいことから、よりスケールの大きい実機 においても十分に成立しうると長岡技術科学大学からコメントがあった。

なお、実際の事故時は水蒸気などの不燃性ガスが存在していたと考えるため、より 実際の事故状況に近いガス組成条件での燃焼挙動及び圧力上昇を把握する必要があ る。しかし、日本では規制上の制約により、水蒸気添加実験をすることが難しい。そ のため、今後は、類似の水素ガス等燃焼試験に実績のあるフランスの IRSN<sup>40</sup>及び ICARE<sup>41</sup>の研究チームと共同で、不燃性ガス等の燃焼挙動への影響を調査する予定で ある。

<sup>39</sup> 中間取りまとめ(2021年版)別添13

 $<sup>^{40}\,</sup>$  Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety

<sup>&</sup>lt;sup>41</sup> Institut de Combustion, Aérothermique, Réactivité et Environnemen

3-2-3 可燃性有機ガスを生じさせる可能性のある物質(別添6、別添7) 3号機の水素爆発時に3号機原子炉建屋南東部天井付近に見られた黄橙色の火炎色 (図14参照)の原因となるものについて検証した。



①火炎(黄橙色)、
 建屋南壁の崩落、
 東南角への噴出に
 大きな変化なし

②建屋屋根中央部の 上方への膨張開始 か明確ではないが 火炎も合わせ確認

黄橙色の火炎については、爆発時に生じたコンクリート粉塵が水素燃焼時に過熱さ れて輝度を示しているものではないかとの指摘もある。しかし、火炎色に加えて、3 号機水素爆発時には大量の黒煙が観察されているため、中間取りまとめ(2021 年版) では、何らかの原因で多量の有機物が爆発時に存在していたのではないかという問題 提起がなされた。

当初は、有機物の供給源として格納容器内の断熱材、潤滑油、塗料などが事故時の 高温条件下で分解したものが疑われた。この可能性を解明するために、東京電力及び JAEA で関連物質の加熱分解実験を行った結果、熱分解自体は生じるものの分子量の 小さいものが大半であり、量的にも限られたものであるという結果を得た<sup>43</sup>。また、 黄橙色の火炎色は有機物が相当量(30%程度以上)含まれている場合に生じることが 長岡技術科学大学門脇教授らの実験により確認された(別添6参照)。

これらより、上記の熱分解から生じる有機物の発生量では、3号機水素爆発時に確認された火炎色が生じた要因を説明することは困難ではないかとの考えに至った。

このため、原子炉建屋の構造などを再度検証したところ、原子炉建屋天井部に多量 のアスファルト防水材が用いられていることを確認した。

アスファルト防水材の実物について、2号機原子炉建屋天井部のボーリングコアに より確認した。その結果、当該アスファルト防水材のうち、設置後多数年を経過した 部分は油脂成分が減少するにことより硬化し、脆くなっている。これが水素爆発時に

図14 3号機水素爆発時の火炎<sup>42</sup>

<sup>42</sup> 中間取りまとめ(2021年版)別添10

<sup>43</sup> 第 37 回事故分析検討会 資料 2-1、資料 2-2

燃焼できる状態になるかどうかは未確認であるが、3 号機タービン建屋内に散乱して いる防水材の小破片は、2 号機原子炉建屋天井部のボーリングコアにより確認したア スファルト防水材よりも遙かに薄い。また、3 号機原子炉建屋南東側階段には、アス ファルト防水材と思われる小破片が多数残存していた。これよりも小さな破片や粉塵 は燃焼してしまったのではないかという指摘もあるが、具体的な証拠は現時点ではな い。

調査チームは、有機物の供給源としてアスファルト防水材が有望であると考えてい るが、火炎色との関連を確定するまでには至っていない。

なお、アスファルト防水材は水素爆発を引き起こすことに何らかの寄与をしたもの ではなく、原子力安全の観点から、問題がアスファルト防水材にあると調査チームが 認識しているものではない。

#### 第四章 その他の調査項目

#### 第一節 2号機 X-6 ペネで確認された堆積物

4-1-1 経緯

2023 年 10 月に東京電力が行った 2 号機 X-6 ペネ内部の調査によって、X-6 ペネが 堆積物により完全に閉塞していることが改めて判明した。

同ペネの堆積物について、東京電力は 2020 年 10 月にも調査を行っており、その 時に堆積物の表面部分を調査した装置から得られたサンプルの分析が 2021 年 10 月 から 2022 年 9 月にかけて行われている<sup>44</sup>。

その中では、サンプルの多くの部分は酸化鉄であったと報告されている。ただし、 鉄の酸化度(酸化鉄の化学形態)などが明らかでないことに加え、事故後約12年が 経過しているため、サンプル取得時の化学形態が堆積物形成時の状態を保持したもの であるかどうかは確定していない。

なお、X-6 ペネ以外のいくつかのペネについても調査が行われており、X-6 ペネの ように多量の堆積物が確認されたペネはないが、X-53 ペネには少量の類似の物質が 確認されている。

X-6 ペネ堆積物の体積は約140~160 リットルと概算されている。ただし、見かけの体積に対し空隙が存在する可能性など不確定な要素は多い。

堆積物の硬さなどの情報は十分ではない。調査チームは、開放されたハッチ面の堆 積物の状況などから、堆積物はある程度稠密なのではないかとの考えを示しているが、 東京電力は堆積物の中心部はもっと隙間が多いという可能性もあるとしている。なお、 東京電力は、堆積物を低圧水、ドーザー等で格納容器内に押し込む作業を実施してお

 <sup>&</sup>lt;sup>44</sup> 廃炉・汚染水対策事業費補助金(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発) 2021 年度実施分成果
 (2022 年 11 月、技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID))

り、当該作業時の映像を撮影すると共に、当該作業時に得られた堆積物の小片などの 分析を行う旨を、事故分析検討会で表明している。

調査チームは、堆積物中心部のサンプル取得・分析を希望しているが、廃炉作業全体との関係や高放射線源であることなどから、どの程度まで求めるかは原子力規制委員会及び規制部門の判断に委ねられた。(結果は東京電力公開資料45参照)

X-6 ペネ堆積物の形成場所は原子炉圧力容器内または炉心落下後のペデスタル内部と考えられる。当該位置から X-6 ペネ堆積物の現存場所までの移行メカニズムについて、確証まではないが、高温部で発生した粒子が温度の低い X-6 ペネハッチ部で凝縮または凝集することにより移行・蓄積したと考えることが妥当であると調査チームは考えている。(注:IRID 資料46では「気流」による移動が提示されていたが、X-6 ペネハッチが完全に閉止していたことから、「気流」によって観測された閉塞が生じることは困難であると考えている。)

#### 4-1-2 大阪大学及び調査チームからの情報提供要望

X-6 ペネ堆積物の生成過程等を解明するために、大阪大学及び調査チームは、JAEA 福島研究部門に、これまでに2号機格納容器内から取得したスミヤ試料等の分析結果 について「粒子の形状」等の観点で情報を再整理するよう求めた<sup>47</sup>。得られる情報に 基づく報告は、2024 年 7~8 月を予定している。

#### 第二節 切断後の 1/2 号機 SGTS 配管に対する内面汚染分布の測定(別添8)

1/2 号機 SGTS 配管のうち屋外に設置されている配管については、東京電力により 切断作業が進められ、難航の後、2023 年 7 月頃までに 1 号機原子炉建屋に沿って敷 設されていた配管等の切断作業が終了した。

切断した配管のうち1号機 SGTS 配管については、1号機タービン建屋屋上に仮置 きされ、そのうちの一部の配管に対して、事故時に配管内を流れた流体の流動様式の 推定等に資するために、配管の軸方向及び径方向の汚染分布を把握することを目的と して、原子力規制庁所有のガンマカメラ、東京電力所有のガンマカメラによる汚染密 度等の測定を実施した<sup>48</sup>。

これまでのところ、原子力規制庁所有のガンマカメラは軸方向の汚染の分布状況を 把握することは十分可能であることが判明している。一方、周方向についても原子力 規制庁所有のガンマカメラにて測定を実施し、データを取得したが、取得データから

<sup>&</sup>lt;sup>45</sup> 福島第一原子力発電所 2号機 PCV 内部調査・試験的取り出しの準備状況 堆積物除去の進捗状況について (<u>https://www.tepco.co.jp/decommission/information/newsrelease/reference/pdf/2024/1h/rf\_20240131\_1.pdf</u>)

<sup>46</sup> 令和3 年度開始廃炉・汚染水対策事業費補助金に係る補助事業(燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の 開発) — 2022 年度最終報告-(2023 年 6 月、技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID))

<sup>47</sup> 第 43 回事故分析検討会 資料 2-3

<sup>48</sup> 東京電力所有のガンマカメラによる測定結果等については、第41回事故分析検討会 資料4-1を参照のこと。

汚染分布を把握するためには、更なる検討が必要であると考えている。

また、上記の測定によって、1 号機 SGTS 配管の軸方向に約 5m 程度の周期で汚染 密度の高い場所と低い場所があることが判明してきている。

この要因として、配管をつなぎ合わせる際の溶接部などの存在、配管サポートなど が温度上昇を妨げることによって汚染の強い箇所をもたらしている可能性などが挙 げられている<sup>49</sup>。これらを踏まえて、調査チームは、東京電力に対して SGTS 配管の 溶接間隔や支持位置などについての情報を要求している<sup>50</sup>。

調査チームは、2024 年度以降も、切断後の1号機 SGTS 配管に対するガンマカメ ラ測定など、引き続き、SGTS 配管の汚染状況に関する調査・分析を実施する。

#### 第三節 その他の活動状況

#### 4-3-1 スミヤ試料の分析(別添9)

調査チームは、溶融燃料の成分が格納容器から放出された時の経路を同定すること 及び事故時の原子炉の挙動を推定することを目的として、1~3 号機原子炉建屋内の 現地調査において建屋各階の壁、床、階段裏のスミヤ試料を採取している。本中間取 りまとめの検討期間においては、26 個の試料を取得し、これまでに採取した試料の 中から 21 個の試料を JAEA 安全研究センターに輸送し、各種の分析を依頼した。(分 析結果の詳細については、別添9を参照。)

JAEAは、令和5年度には、2号機及び3号機の事象進展時の炉心領域における雰囲気条件の違い等を確認するために、輸送された試料の中から3号機原子炉建屋の2 試料及び2号機FHM操作室の2試料、合計4試料の分析を行った。JAEAの分析結 果の概要とそれに対する調査チームの考えは以下のとおり。

① Mo 及び Tc の分析結果について

JAEA は、分析結果から、2 号機で採取した試料の、Mo 元素量は Cs 元素量と同等 もしくはそれ以上であり、Tc/Cs 比も高い値を示していることを明らかにした(別添 9図5(1/2)を参照)。Mo 及び Tc は金属の形態では揮発し難く酸化物の形態になる と揮発し易い性質を有していることから、炉心損傷進展時において酸化物が容易に生 成され得る雰囲気条件が炉心領域で形成されたと推定した。また、Cs の主要な化学 形は Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub> であった可能性が高く、過剰の Mo は酸化物の形態が主であったと推 定した。

調査チームとしては、事故時の炉心領域の雰囲気条件に関する推定は妥当であると 考えている。その上で、今回の結果では Mo と Tc の間にも相違が生じており、単に 酸化物として一括りに議論を進めるべきではなく、その差が生じる原因についても一

<sup>49</sup> 第 41 回事故分析検討会 議事録

<sup>&</sup>lt;sup>50</sup> 第 41 回事故分析検討会にて要求している。

定の検討をすべきであると考えている。また、Moを含む化学形態の議論については、 試料を酸溶解する前の段階で直接的な確認を行えないか検討を行う必要があると考 えている。その上で、上記の分析結果に関する議論において、水蒸気をキャリアガス として Mo、Tc、Sr、Cs等の核種が移動する際に、水蒸気がシールドプラグ隙間に凝 縮し、その水蒸気により核種が選択的にトラップされた可能性についても議論した。 今後、速やかに実験による確認を行った上で、より具体的な議論をすべきであると考 えている。

また、 JAEA は、分析結果から、2 号機において Mo/Cs 比及び Tc/Cs 比は高層階 において高い傾向があることを明らかにした(別添9図5 (1/2)を参照)。

調査チームは、上記の傾向について、JAEAの一つの仮説として、Moの再蒸発等 による事後的な化学変化も影響する可能性を指摘している点も踏まえると、まずは採 取したサンプルの化学形態の特定した上で推定を進めることが重要であると考えて いる。

Sr の分析結果について

JAEA は、分析結果から、2 号機において Sr/Cs 比は Mo/Cs 及び Tc/Cs で見られ た高層階において高い傾向が見られないこと、及び2 号機では3 号機に比べ Sr/Cs 比 が高いことを明らかにした(別添9図5 (2/2)を参照)。

調査チームは、物理化学的には、水蒸気が十分にある雰囲気及び高温環境下においては、Mo、Tc、Sr は燃料から酸化物の形態で放出されたと考えられることから、上記の違いは Sr が炉心領域の外で Mo 及び Tc とは異なる挙動をしたことが原因と考えている。よって、今後、Sr の化学形態等の化学形について議論する必要がある。また、号機間の比較を行うに当たっては、比較に適した核種を検討する必要があると考えており、上記の検討に資するようにサンプル数(特に1号機)を充実させる。

③ スミヤ試料を酸溶解処理した後の残渣について

JAEA は、分析結果から、スミヤ試料を酸溶解処理した後に顕著な量の Cs-137 を 含む残渣が生じていることを明らかにした。

調査チームとしては、当該残渣が分析結果にどの程度影響を及ぼすのかを明確にし ながら、当該残渣の扱いの議論を進める必要があると考えている。一方で、当該残渣 に含まれる Cs が、従来知見にあるような反応性が高く形態が変化し易い Cs とは異 なり、安定な物理化学状態を呈しているとするならば、当該高濃度の Cs を含む物質 が生成された場所や時期、建屋分布を明らかにする手掛かりになる可能性がある。そ のため、分析結果の考察とは別に、当該残渣中の Cs の化学形態を特定すべきである と考えている。

#### 4-3-2 3D レーザースキャナによる測定(別添10)

調査チームは、原子炉建屋等の構造物の損傷状況等を目視により確認するとともに、 より詳細に構造物の形状、損傷状況等を把握するため、3D レーザースキャナ測定を 実施し、データ化して損傷箇所の形状や構造物の傾斜等を確認している。

これまでは、人の入域が可能であり、空間線量率が比較的低く、ある程度の時間に わたり滞在可能な箇所として、主に4号機原子炉建屋2階~4階を測定対象として、 当該箇所に3Dレーザースキャナ測定に用いるターゲット球の設置を行い、事故後の 地震による影響等の確認を行ってきた。その結果、事故後の地震などによる追加変形 は確認されなかった。

今回、上記の取組に加えて、空間線量率が比較的高い箇所として、「3号機原子炉建 屋3階天井部」及び「1号機原子炉建屋オペフロ」に対する測定を実施した。

3号機原子炉建屋3階天井部は、2019年~2020年の調査で損傷が確認されている 梁について、現在の損傷状態との比較及び損傷形状データの取得を目的として測定を 実施した。測定では、短時間かつ簡易的な測定が可能な3Dハンドスキャナを用いた。 当該箇所は3Dハンドスキャナによる過去の測定実績がなくデータの重ね合わせによ る確認はできないため、今回は2019年~2020年の調査時に取得した画像との比較 を行うことで変化の有無を確認した。その結果、当該梁は、事故後の経年変化や地震 などによる追加変形は確認されなかった。

また、1号機原子炉建屋オペフロは、今後、上部にカバーが設置される予定である ことから、現在の状態の形状データの取得を目的として測定を実施した。今回は、1 号機原子炉建屋西側に設置されている架台上から測定を実施した。今後、1号機原子 炉建屋の周囲に設置されている架台上にて様々な方向からオペフロの測定を実施す ることによりオペフロ全体の形状の把握が可能となり、当該測定結果を事故時の事象 推定等に活用する予定である。

50

#### 終章 おわりに

#### 1. 今般の検討により得られた知見の活用

本中間取りまとめによる検討では、格納容器外の漏えい経路として想定されていなかった経路(RCW 配管)による放射性物質等の漏えい、BWR 原子炉建屋における事故 初期での高放射線量率の発生、原子炉建屋外での MP 情報におけるγ線の波高分布の 有用性等の知見を得たとともに、1号機ペデスタル下部の内側で確認されたコンクリー ト損傷事象の解明のためのコンクリート加熱試験、3号機水素爆発事象の解明のための 水素挙動実験及び水素爆発時の圧力に関する実験といった実証的な検討により有用な データを取得した。

これらのうちの一部については、以下のとおり安全規制への反映への検討等に活用されている。

- RCW 配管系統が格納容器外への放射性物質等の放出経路となり得ること、逆止 弁経由での水落ち現象が RCW 熱交換器の高線量率の発生に重要な役割を果た していること、RCW 配管の損傷箇所はペデスタル内側だけでなくペデスタル外 側にも存在する可能性が高いことを踏まえて、シビアアクシデント時の格納容器 隔離機能に関する問題であるとの認識の下、隔離弁の規制上の取り扱い等につい て検討が進められている。
- 1 号機ペデスタル下部の内側で確認されたコンクリート損傷事象を踏まえて、1 号機格納容器等の構造上の影響等について、原子力規制委員会は、東京電力によ る仮定に基づく評価の妥当性を判断することは困難と判断した一方、ペデスタル の損傷により圧力容器等が一体となって転倒し原子炉建屋へ衝突するという極 端な仮定のもとでも、原子炉建屋全体として構造健全性は十分に維持されること を確認した。

#### 2. 謝辞

今般の調査・分析作業や事故分析検討会における議論を進めるに当たり、作業に係る 準備、検討の基礎となる基本的知識の共有から、仮説・解釈の構築、検討内容の検証な どの様々な場面において、以下を含む数多くの方々から積極的かつ貴重なご協力をいた だいた。

- ・各分野の専門的知見の共有と科学的・技術的な助言等をいただいた外部の専門家の 皆様
- ・コンクリート加熱試験等に使用する「模擬コンクリート供試体」の作製、コンクリート加熱試験の実施に全面的な協力をいただいた福島工業高等専門学校の緑川教授
  授他、及び大阪大学の牟田教授、大石准教授を含む東京電力福島第一原子力発電所事故調査チーム「1F-2050」の皆様

- ・3号機水素爆発事象の解明に資するための水素等燃焼試験及び火炎色等確認試験を 実施いただいた長岡技術科学大学の門脇教授
- ・3 号機水素爆発事象の解明に資するための原子炉建屋内の水素挙動に係る、実験的 検証を実施いただいた JAEA 安全研究センターの柴本ディビジョン長他の皆様
- ・調査チームが取得した 1~3 号機原子炉建屋内で取得したスミヤ試料に対する分析 等を実施いただいた JAEA 規制・国際情報分析室の飯田室長代理、島田研究主幹他 の皆様
- 技術的な背景の理解に資する情報及び質疑への対応をいただいた設備メーカーや
  各種団体の皆様
- ・現地調査において放射線管理を中心に現場作業の安全かつ円滑な実施にご尽力いただいた東京電力の皆様
- ・現地調査の段取りや事前調整などにより円滑な現場作業の実現にご貢献いただい た原子力規制庁福島第一原子力規制事務所の皆様
- ・原子力安全に係る知見と工学的見解の共有、科学的・技術的議論への参画等により 検討を支援いただいた原子力規制庁の職員の皆様、特に MP データ検討に関して技 術的専門的知見の提供にご尽力いただいた原子力規制庁の平山技術参与

ご支援、ご協力頂いた全ての方々に対し、ここに感謝の意を示す。

#### 3. 結語

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析には、まだまだ取り組むべきこ とが山積している。

今後、福島第一原子力発電所の廃炉作業等が進展し、発電所内の施設・設備に改変が 加えられることにより、人のアクセスの可能性や情報収集可能な範囲が変化し、今まで は不明であったことが明らかにできるようになる一方、状況の変化で失われる、あるい は、確認ができなくなる情報も存在する。このため、放射線量の低減等の環境改善が図 られ、現地での調査が可能となった箇所については、可能な限り、随時、現地調査等を 実施することが適当である。事故分析検討会としては、廃炉作業の進捗と現地調査等の 状況に応じて、継続的に東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の結果に 基づく検討に取り組んでいくこととしたい。

略語	名称
オペフロ	オペレーションフロア
	1/2 号機 SGTS 配管の切断による配管内の汚染分布の測定
	では、原子力規制庁所有のピンホール型ガンマカメラ並び
ガンマカノラ	に東京電力所有のコーデットマスク型ガンマカメラ及びコ
	ンプトン型ガンマカメラを使用。
	3 号機原子炉建屋内の汚染状況の調査では、原子力規制庁
	所有のピンホール型ガンマカメラを使用。
重步公托检封今	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
争叹刀机恢问云	検討会
	東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中
中間取りまとめ(2021	間取りまとめ~2019年9月から2021年3月までの検討~
年版)	2021 年 3 月 5 日 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
中間取りまとめ(2023	東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中
年版)	間取りまとめ(2023年版) 2023年3月7日 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
	<u></u>
東京電力	東京電力ホールディングス株式会社
日立 GE	日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社
福島第一原子力発電所	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
ベント	原子炉格納容器ベント
   油紋 · 調敕 △ 議	福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会
) <u></u>	議
BWR	沸騰水型原子炉
СО	一酸化炭素
$\mathrm{CO}_2$	二酸化炭素
CRD	制御棒駆動機構
Cs	セシウム
D/W	ドライウェル
FHM	燃料取扱設備
FPC	燃料プール冷却浄化系
Ι	ヨウ素
ICARE	Institut de Combustion, Aérothermique, Réactivité et

略語集

	Environnement
IRID	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構
IRSN	Institute for Radiation Protection and Nuclear Safety
JAEA	国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
MCCI	溶融コアコンクリート相互作用
Мо	モリブデン
MO 弁	電動駆動弁
MP	モニタリングポスト
Pu	プルトニウム
RCW	原子炉補機冷却系統
SBO	全交流電源喪失
S/C	サプレッションチェンバ
SGTS	非常用ガス処理系
Sr	ストロンチウム
TAF	燃料有効長頂部
Тс	テクネチウム
TEPSYS	株式会社テプコシステムズ
U	ウラン

## 東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な

# 調査・分析の進め方について

令和元年9月11日 原子力規制庁

東京電力福島第一原子力発電所事故に係る継続的な調査・分析の進め方について、令和 元年9月4日の第27回原子力規制委員会での指摘を踏まえ、事故分析と廃炉に関して連 絡・調整する仕組み及び事故分析に係る検討会の具体的検討内容及び体制を示す。

#### 1. 福島第一原子力発電所の廃炉及び事故調査に係る連絡・調整会議について

(1) 会議の目的及び役割

福島第一原子力発電所において進められている廃炉作業によって、事故分析に必要な 情報が失われてしまうおそれがある一方、事故分析のために現場の保存等を東京電力に 求めることで廃炉作業への干渉や作業が重複するケースも考えられる。

このような干渉等が対応する現場での混乱・支障となることを避けるため、廃炉を進め る資源エネルギー庁、更にこれらの作業に関係する原子力損害賠償・廃炉等支援機構(N DF)、東京電力、日本原子力研究開発機構(JAEA)その他関係機関と原子力規制庁 との間で、公開で行う「福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議」(以 下「連絡・調整会議」という)を設けて、双方の作業の方針や実施計画を共有・確認し、 統一された認識のもと、現場で作業を行う東京電力に対するそれぞれの指示を整合させ る。

- (2) 具体的な連絡・調整事項
- 資源エネルギー庁等は、廃炉に係る作業・調査計画や技術戦略プラン等を、原子力規 制庁は、事故分析の対象とする個別検討事項や具体的調査内容を共有する。
- ①①について、相互に干渉し得る事項又は重複する事項の有無を確認する。
- ③ 確認の結果、双方の作業が干渉又は重複するなどのおそれのあるときは、リスクを低減するための廃炉作業の観点と事故進展のプロセス解明の観点からの重要度や作業の先後関係を比較考慮し、具体的な作業方針、計画、手順を変更する、あるいは相互協力により双方の目的を達成する。

上記の他、作業によって留意すべき事項の明確化なども含め、それぞれの目的が達成 されるように検討・調整を行い、この会議としての対処方針を決定する。

連絡・調整会議は四半期に1回程度の頻度での開催を念頭に置き、原子力規制庁は、 連絡・調整会議により得られた対応方針を原子力規制委員会に報告し、必要な指示を受 けるなどして調査・分析を進める。 (3)体制

以下のメンバーで構成する。なお、適宜、廃炉作業に関係するその他関係機関からも出 席を求める。

- ・資源エネルギー庁
  担当審議官、原子力発電所事故収束対応室職員、原子力政策課職員
- ・原子力規制庁
  担当審議官、東京電力福島第一原子力発電所事故対策室員、技術基盤グループ職員
- ・原子力損害賠償・廃炉等支援機構
- 担当執行役員、技術グループ職員
- ・東京電力ホールディングス株式会社
  担当執行役員、プロジェクト計画部職員

#### 2. 事故分析に係る検討会の具体的検討事項及び体制について

事故分析の具体的内容については「東京電力福島第一原子力発電所における事故分析 に係る検討会」で検討する。検討状況は、適宜原子力規制委員会に報告する。

- (1) 主な具体的検討事項(調査・分析の進展に応じて見直す)
  - ① 原子炉格納容器から放射性物質等の放出又は漏えい経路・箇所
    - ・原子炉格納容器の耐圧強化ベントシステムのラプチャーディスクの作動状況、
      ベントガスの移行経路及び非常用ガス処理系を通じたベントガスの原子炉建屋
      内への逆流の有無
    - ・原子炉格納容器トップフランジからの放射性物質等の放出の程度

 ・1号機オペレーティングフロアシールドプラグがずれたメカニズムの考察 また、原子炉格納容器の耐圧強化ベントシステムの設計方針、具体的系統構成の 妥当性については、福島第一原子力発電所以外のBWRプラントとの比較を行うこ と、過去のアクシデントマネジメント策の策定方針を確認することなどにより検証 し、そこから得られる教訓及び規制基準に反映すべき点の有無等を検討する。

- ② 原子炉冷却に係る機器の動作状況
  - ・1号機非常用復水器の動作条件、操作手順及び運転員への教育内容
  - ・3号機自動減圧系の作動状況
  - ・消防車による原子炉注水
- (2) 体制

検討会の構成メンバーは、別紙のとおりする。なお、オブザーバーとして適宜、東京 電力、資源エネルギー庁等からも出席を求める。 (3)検討スケジュール

2ヶ月に1回程度の頻度で検討会を開催し、検討を進め、2020年内を目途に中間的 な報告書をとりまとめる。

(別紙)

「東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会」構成メンバー(案)

(原子力規制委員会)

更田 豊志 原子力規制委員会委員長

(原子力規制庁)

- 櫻田 道夫 原子力規制技監
- 金子 修一 長官官房審議官
- 安井 正也 原子力規制国際特別交渉官
- 平野 雅司 地域連携推進官
- 永瀬 文久 システム安全研究部門 安全技術管理官
- 梶本 光廣 シビアアクシデント研究部門 技術参与
- 星 陽崇 シビアアクシデント研究部門 主任技術研究調査官
- 竹内 淳 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
- 岩永 宏平 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官
- 川崎憲二 実用炉審査部門 安全管理調査官

(日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門)

- 丸山 結 安全研究センター 副センター長
- 与能本 泰介 企画調整室 規制・国際情報分析室長
- 杉山 智之 安全研究センター リスク評価研究ディビジョン長

(外部専門家)

- 前川 治 原子力損害賠償·廃炉等支援機構 技監
- 牟田 仁 東京都市大学 工学部原子力安全工学科 准教授

※検討課題に応じて構成メンバーの見直しを行う。

別紙1

### 東京電力福島第一原子力発電所事故に係る調査・分析の進め方

# 令和5年3月29日

### 原子力規制委員会

東京電力ホールディングス株式会社(以下「東京電力」という。)福島第一原 子力発電所事故の調査・分析(以下「事故調査」という。)は、初期の活動が平 成25年3月から平成26年10月まで行われた後、休止期間を経て、令和元年9 月に再開されて現在に至る。この間、様々な機関による研究や廃炉作業の進展に より知見の蓄積や現場へのアクセス性といった状況が大きく変わり、これに応 じて事故調査の対象や進め方を模索しつつ進めてきた。令和5年度の事故調査 を開始するにあたり、原子力規制委員会としての目的及び進め方を再整理する。

#### 1. 事故調査の目的及び基本的考え方

(1)事故調査の主目的は、①東京電力福島第一原子力発電所の現場から得られる 最新情報を収集・検討及び発信するとともに、②事故当時から現在までに実際に起こった事象のうち安全上重要と考えられるものについて理解を進め ることとする。

現場から得られる新事実に予断無く向き合い、客観的な事実と現時点 での検討結果を区別して残すことを基本方針とする。これは、事故の当事 国としての責任に基づき、シビアアクシデントに関する新知見を国内外 に発信し、後世に伝えることを重視するためである。事故調査で得られる 知見は東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業や他の原子力施設の安 全規制に活用され得るものであるが、活用自体は事故調査の範囲外とし、 また、特定の廃炉作業や安全規制への反映を目的として本活動を行うと の考えはとらない。

(2)事故調査の2次的な目的は、①東京電力福島第一原子力発電所事故及びシビアアクシデントに係る多様な主体による調査・研究を活性化すること、②これを通して原子力安全に関する技術及び知識の水準の底上げを図ることとする。

東京電力福島第一原子力発電所事故に関心を持ち、貢献を望みながら も、最新情報へのアクセスを持たない研究者は多い。事故調査は、情報発 信によりこのような研究者の活動を促し、直接的あるいは間接的な関与 の機会を提供するものである。なお、現在の事故調査は原子力規制委員会 /原子力規制庁が規制支援機関である国立研究開発法人日本原子力研究 開発機構(以下「JAEA」という。)安全研究センターとの連携と科学的知 見・技術を有する大学等の研究者との協力の下で進めており、さらに、 OECD/NEAの国際共同研究プロジェクト"FACE<sup>1</sup>"等を通して海外の規制/ 研究機関との協力も図っている。今後更に多くの研究者/技術者を巻き 込むことが重要と考えられる。

#### 2. 事故調査の進め方

#### 2-1.現場情報の収集の重視

廃炉作業の進展や放射能の減衰などにより原子炉建屋などへのアクセス性が 向上する一方で、事故時の状況を伝え得る物的証拠が失われつつある。このよう な認識から、事故調査では、東京電力福島第一原子力発電所の現場の事故関連情 報の収集/分析を重視する。すなわち、次項に示す調査対象の選定においては廃 炉作業の工程や進捗を強く意識することとする。

#### 2-2.調査対象の選定

事故調査活動の対象は、廃炉作業の進展等の日々変わり行く現場の状況に柔 軟に対応しつつ、調査参加者や FACE 参加機関の関心も考慮して選定し、定期的 に見直すこととする。選定において優先すべきものは、例えば格納容器ペデスタ ルのコンクリート健全性や水素滞留のような現在の安全確保に対する脅威とな り得るもの、廃炉作業により物的証拠が失われつつあるもの、シビアアクシデン トに関する新たな知見をもたらす可能性のあるもの等である。選定に際しては、 東京電力の調査又は東京電力と他機関の共同調査により取得された情報も活用 する。また、調査の技術的成立性や情報収集作業に伴う被ばくについても十分考 慮することとする。

なお、一旦調査対象としたものは、一定の結果を得るまで、あるいは、更なる 進展が見込めないと判断されるまで継続することを原則とする。

#### 2-3.調査体制

原則として、以下に示す現行の体制を継続する。

・ 事故調査は、原子力規制委員会委員、原子力規制庁職員、外部有識者、JAEA

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Accident Information Collection and Evaluation

職員からなる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(以下「検討会」という。)で行う。

- 事故調査の実施主体として、「事故調査チーム」を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(以下「1F室」という。)に設置する。チーム のメンバーは、本調査に関与する 1F室員、技術基盤グループ、その他の部署 の職員により構成され、その取りまとめは事故調査を担当する指定職が行う。 また、事故調査チームは取りまとめの結果を原子力規制委員会に報告する。
- 事故調査チームは、東京電力に対して、情報提供、現場での情報収集の支援、
  その他の分析・解析等に係る協力及び検討会への出席を要請する。
- ・ 事故調査チームは、規制支援機関である JAEA 安全研究センターに対して、事 故調査活動全般に係る支援及び検討会への出席を要請する。
- 事故調査チームは、大学、研究機関、その他の機関に対して、必要と考えられる技術的支援及び検討会への参加を要請する。

これまでと同様、現場での情報収集は、東京電力の協力の下で可能な限 り原子力規制委員会/原子力規制庁が自ら実施することに努める。また、 大学、研究機関等の関与を一層推進することとし、これを促すため、予算 措置等の研究支援を強化するとともに、成果の論文化を奨励する。

#### 2-4. 調査期間

事故調査活動の終了時期は当面定めない。原則として毎年経過報告として中 間取りまとめを行うこととする。

以上

事故分析検討会の構成メンバー

【事故分析検討会メンバー】

(原子力規制委員会)

- 山中 伸介 原子力規制委員会委員長
- 田中 知 原子力規制委員会委員
- 杉山 智之 原子力規制委員会委員

(原子力規制庁)

()]. ] /	5/90ilig/ 4 /	
佐藤	暁	長官官房 核物質・放射線総括審議官(第 39 回から)
森下	泰	長官官房審議官(第 38 回まで)
竹内	淳	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長(第 38 回まで)
岩永	宏平	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官(第 38 回まで)
		東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長(第 39 回から)
安井	正也	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官
星	陽崇	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席技術研究調査官(第37回
		まで)
		シビアアクシデント研究部門 上席技術研究調査官(第 38 回から)
木原	昌二	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(第 38 回まで)
佐藤	雄一	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 管理官補佐(第 38 回まで)
		東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席特殊施設分析官(第39回
		から)
安部	諭	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(第 44 回まで)
三澤	丈治	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(第46回から)
岩野	圭介	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 調整係長(第39回から)
遠山	眞	技術基盤課 課長
平野	雅司	技術基盤課 技術参与
阿部	豊	シビアアクシデント研究部門 総括技術研究調査官(第 37 回まで)
栃尾	大輔	シビアアクシデント研究部門 主任技術研究調査官
<b>_</b>		

- 入江 正明 放射線・廃棄物研究部門 技術研究調査官
- 建部 恭成 実用炉審査部門 主任安全審査官
- 上ノ内 久光 原子力安全人材育成センター 原子炉技術研修課 教官(第44回まで)

62

(日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門)

- 丸山 結 フェロー
- 天谷 政樹 安全研究センター 副センター長(第44回まで) 安全研究センター センター長(第45回から)

#### (外部専門家)

市野	宏嘉	防衛大学校准教授
浦田	茂	三菱重工業株式会社原子力セグメント炉心・安全技術部 安全評価担当部長
大石	佑治	大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻 准教授
門脇	敏	長岡技術科学大学 教授(第44回まで)
		長岡技術科学大学 特任教授(第45回から)
佐藤	文信	大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授
ニノナ	テ 壽	東京工業大学 名誉教授
前川	治	原子力損害賠償・廃炉等支援機構 技監(第 38 回まで)
		東芝エネルギーシステムズ株式会社 シニアエキスパート(第39回から)
宮田	浩一	原子力エネルギー協議会 部長(第45回まで)
		元原子力エネルギー協議会部長(第46回から)
牟田	仁	東京都市大学 工学部原子力安全工学科 准教授(第44回まで)
		東京都市大学 工学部原子力安全工学科 教授(第45回から)
牟田	浩明	大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授
村田	勲	大阪大学大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻教授
山路	哲史	早稲田大学理工学術院先進理工学研究科共同原子力専攻教授
山中	康慎	原子力損害賠償・廃炉等支援機構 執行役員(第40回から)

(東京大学)

更田 豊志 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻 上席研究員

#### 【その他事故分析検討会出席者】

(原子力規制庁)

林 克己 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 技術参与(第41回)

平山 英夫 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 技術参与 (第 39 回~第 46 回)

(日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門)

- 柴本 泰照 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン長(第 37 回、第 38 回、第 43 回)
- 飯田 芳久 規制・国際情報分析室 室長代理
- 大野 卓也 規制・国際情報分析室 福島第一原子力発電所事故分析チーム 研究員 (第 37 回)

阿部 仁 規制·国際情報分析室 室員

(第37回~第39回、第41回、第44回、第45回)

- 島田 亜佐子 規制・国際情報分析室 福島第一原子力発電所事故分析チーム 研究主幹 (第 43 回)
- 安部 諭 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン 熱水力安全研究グルー プ マネージャー (第45回、第46回)
- 玉置 等史 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン シビアアクシデント研 究グループ マネージャー (第 39 回)
- 相馬 秀 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン 熱水力安全研究グルー プ 研究員(第39回)
- アリ ハムダニ 安全研究センター 原子炉安全研究ディビジョン 熱水力安全研究グループ 研究員(第43回)

(日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門)

- 荻野 英樹 廃炉環境国際共同センター 燃料デブリ研究ディビジョン ディビジョン長 (第 41 回)
- 池内 宏知 廃炉環境国際共同センター 燃料デブリ研究ディビジョン 燃料デブリ取扱 技術開発グループ 研究副主幹(第41回、第43回)

(原子力損害賠償・廃炉等支援機構)

- 中村 紀吉 技術グループ 執行役員
  (第37回~第40回、第42回、第43回、第45回)
  三宅 修平 技術グループ 技監
- (第39回、第40回、第42回~第46回)
- 湊 和生 技術グループ 理事特別補佐

(第 37 回~第 40 回、第 42 回~第 45 回)

- 倉田 正輝 技術グループ 審議役(第38回~第42回、第45回、第46回)
- 笹沼 美和 技術グループ 審議役
- (第37回、第44回)
- 中野 純一 技術グループ 審議役
- (第37回~第44回、第46回)
- 山中 康慎 執行役員(第39回まで)
- 若林 宏治 技監(第38回まで)
- (小松大学) 【第38回】

歌野原 陽一 公立小松大学生産システム科学部 教授

(東京電力ホールディングス株式会社)

- 大野 公輔 福島第一廃炉推進カンパニー バイスプレジデント (第 37 回、第 38 回、第 40 回)
- 飯塚 直人 福島第一廃炉推進カンパニー 廃炉技術担当
- 阿部 守康 福島第一廃炉推進カンパニー 廃炉安全・品質室 室長
  (第 38 回、第 40 回~第 42 回)
  福島第一廃炉推進カンパニー バイスプレジデント(第 45 回、第 46 回)

溝上 伸也 福島第一廃炉推進カンパニー 福島第一原子力発電所 燃料デブリ取り出 しプログラム部 部長 他

(日立GEニュークリア・エナジー株式会社)【第42回、第44回、第46回】
 湊 博一 福島・サイクルプロジェクト部 福島プロジェクトグループ
 木口 知大 原子力計画部 プラント計画グループ
 青天目 州晶 原子力計画部 原子炉計画グループ

(株式会社テプコシステムズ) 【第 37 回~第 39 回、第 43 回】 野崎 謙一朗 原子力エンジニアリング事業部 原子力炉心技術部 マネージャー

※役職・所属は、出席時点。

以上

### 事故分析検討会の開催実績(令和5年4月以降、計10回開催)

第37回(令和5年4月24日)

- (IRID/東京電力) 1号機原子炉格納容器内部調査の状況
- (JAEA) BWR 格納容器内有機材料熱分解生成気体の分析結果
- (東京電力)ケーブルなどから発生する可燃性ガス発生量評価及び可燃性有機ガス燃焼試 験進捗状況
- (長岡技術科学大学)東京電力福島第一原子力発電所事故時の水素爆発における可燃性有機ガスの影響に関する調査
- 1号機原子炉補機冷却系統の現地調査の状況
- (JAEA) CIGMA 装置体系での凝縮による水素局所化に関する CFD 解析
- 現地調査の実施状況(5号機原子炉建屋、4号機原子炉建屋)

第38回(令和5年6月22日)

- (IRID/東京電力)1号機原子炉格納容器内部調査
- (大阪大学)東京電力福島第一原子力発電所1号機PCV内部調査により確認されたコンク リートに関する事象の検討
- コンクリート喪失に関する実験等
- (長岡技術科学大学)令和5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 力発電所事故時の水素爆発における可燃性有機ガスの影響に関する調査)事業
- (東京電力)「福島第一原子力発電所3号機の水素爆発に寄与した漏えい経路と爆発メカニズムの推定」にかかる補足資料
- 株式会社テプコシステムズの解析から得られた建屋内水素挙動に関する知見と今後の展開
- (東京電力)1号機 RCW 系統の汚染経路と RCW 熱交換器(C)のサンプリング
- (東京電力)福島第一原子力発電所における RCW 系統の格納容器隔離弁
- 1号機原子炉補機冷却系統の汚染状況
- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の状況
- 現地調査の実施状況(1/2 号機中央制御操作室、1/2 号機 SGTS 配管(切断配管保管状況)、2 号機原子炉建屋、1 号機原子炉建屋(北側仮設架台))

第39回(令和5年9月12日)

- (東京電力)1号機原子炉格納容器内部調査の状況
- モニタリングポストデータの活用に関する検討
- 福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故初期高線量率の原因推定に向けて(問題提起)
- (東京電力)1号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る検討および RCW 熱交換器 (C) のサンプ リング結果

- (東京電力) 3/4 号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況
- (東京電力)1号機PCV水位低下に向けた作業の進捗状況(1号機 CUW 配管の滞留ガス確認)
- (JAEA) CIGMA 装置体系での凝縮による水素蓄積に関する実験計画
- コンクリート喪失に関する実験等の検討状況
- 現地調査の実施状況(2号機原子炉建屋天井から採取したコア等の確認、2号機原子炉建 屋(原子炉ウェル差圧調整弁、建屋内スミヤ採取))

第40回(令和5年10月30日)

- (東京電力)空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定
- 1号機オペレーションフロアに充満した放射性同位元素による周辺への線量の検討
- 2011 年 3 月 12 日の正門付近及び MP-8 付近等の周辺線量率の検討
- (東京電力)「福島第一原子力発電所1号機および3号機の事故初期高線量率の原因推定
  に向けて(問題提起)」に関する追加情報
- (東京電力)2 号機原子炉キャビティ差圧調整ライン バルブチェックリストの現場調査 結果
- (東京電力)2号機PCV内部調査・試験的取り出し作業の準備状況
- (東京電力)2号機 RPV 内部調査に向けた原子炉系計装配管の線量低減作業の結果
- (東京電力)3/4 号機排気筒解体に向けた現場調査の実施状況
- (東京電力)RCW系統の格納容器隔離弁に対する電動弁の適用理由
- (東京電力)福島第一原子力発電所 1号機及び2号機非常用ガス処理系(SGTS)配管線 量調査、及びγカメラ撮影
- 現地調査の実施状況(1号機 SGTS 配管に対する測定、4号機原子炉建屋における 3D レー ザースキャナによる測定、原子力規制庁にて採取したスミヤの構外輸送準備、2号機原子 炉建屋内スミヤ採取箇所【訂正】)

第41回(令和5年12月25日)

- (東京電力)既往の評価結果を用いた原子炉建屋内線量の考察
- 炉心損傷後のBWR 原子炉建屋内の放射線量率
- プルームによるモニタリングポスト等での線量率
- (JAEA) X-6 ペネ調査装置付着物サンプルの分析結果(2021 年度)
- (東京電力)2号機 X-6 ペネに関する現場情報
- (東京電力)福島第一原子力発電所1号機及び2号機非常用ガス処理系(SGTS)配管スミ ヤろ紙分析結果
- 1 号機 SGTS 配管に対する測定状況
- (東京電力)2号機の差圧調整ラインの汚染が比較的小さいことに関する解釈
- (東京電力)3号機S/C内滞留ガスのパージ作業
- (東京電力)1 号機 PCV 水位低下に向けた S/C 内包水サンプリング作業の実施

● 現地調査の実施状況(1号機 SGTS 配管に対する測定、2号機原子炉建屋内、5号機原子炉 建屋内)

第42回(令和6年2月16日)

- モニタリングポスト等での線量率と原子炉の事象との関係(2011年3月12日)
- モニタリングポスト等での線量率と原子炉の事象との関係(2011 年 3 月 12 日)の主な論
  点
- (東京電力)1号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る検討
- (東京電力) 1 号機 RCW 系統で確認された堆積物の分析結果
- (東京電力)1号機 RCW 系統サンプリング水の分析結果
- 「1 号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る検討」の主な論点
- 現地調査の実施状況(1号機原子炉建屋内、3号機タービン建屋内及びサービス建屋内並びに5号機タービン建屋内)

第43回(令和6年3月12日)

- 3号機水素爆発事象に関する検討(全体概要)
- (JAEA) CIGMA 装置体系での凝縮による水素局所化に関する実験
- (長岡技術科学大学)令和5年度原子力施設等防災対策等委託費事業 東京電力福島第一 原子力発電所事故時の水素爆発における可燃性有機ガスの影響に関する調査
- 3号機水素爆発による原子炉建屋破損に関する整理
- 3号機水素爆発時の可燃性有機物を供給した可能性のある物質
- モニタリングポストデータを踏まえた検討状況の整理
- 1号機 RCW 系統の汚染経路推定に関する暫定的な検討結果と今後検討を要する事項
- 2号機 X-6 ペネの堆積物の生成過程等に関する検討
- (JAEA) JAEA におけるスミヤ試料分析の状況
- 現地調査の実施状況(3号機原子炉建屋)

第44回(令和6年3月29日)

- (東京電力)1号機原子炉格納容器内調査(気中調査)の実施状況
- 1号機ペデスタル下部で確認されたコンクリート損傷事象
- (大阪大学/福島工業高等専門学校/規制庁)1号機ペデスタルにおけるコンクリート損 傷事象に関する実験等の実施状況
- (東京電力/日立 GE ニュークリア・エナジー)1号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る検討
- 1 号機 RCW 系統の汚染経路推定に係る議論の流れ(提案)
- (JAEA) スミヤ試料分析結果の整理
- スミヤ試料の分析結果に対する見解と今後の取組
- 現地調査の実施状況(4 号機原子炉建屋、1 号機原子炉建屋、2 号機原子炉建屋)

第45回(令和6年4月19日)

 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2024年版) (案)

第46回(令和6年6月11日)

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2024年版)
- 現地調査の実施状況(1号機原子炉建屋内、1号機原子炉建屋オペフロ)

以上

(参考4)

#### 調査チームの構成員

(原子力規制庁)

- 佐藤 暁 長官官房 核物質・放射線総括審議官(2023 年 7 月から)
- 森下泰 長官官房 審議官(2023 年 6 月まで)
- 竹内 淳 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長(2023年6月まで)
- 岩永 宏平 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官(2023年6 月まで)
  - 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長(2023年7月から)
- 安井 正也 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官
- 星 陽崇 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席技術研究調査官(2023 年 5月まで)
- 木原 昌二 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(2023年6月まで)
- 佐藤 雄一 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 管理官補佐(2023年6月まで) 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 上席特殊施設分析官(2023
  - 年7月から)
- 安部 諭 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(2024年3月まで)
- 三澤 丈治 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 室長補佐(2024年6月から)
- 岩野 圭介 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 調整係長(2023年7月から)
- 羽賀 英希 総務課広報室 室長補佐
- 入江 正明 放射線・廃棄物研究部門 技術研究調査官
- 上ノ内 久光 原子力安全人材育成センター原子炉技術研修課 教官(2024年3月まで) 技術参与(2024年4月から)
- 平山 英夫 技術参与
- 林 克己 技術参与
- 吉田 善行 技術参与
- 佐藤 修彰 技術参与
- 鈴木 征四郎 技術参与(2024年3月まで)

以上

(参考5)

### 現地調査の実施実績

# (2023年1月から2024年3月末まで)

2024年			
回数	月	日	実施内容
28		22 日	1号機 原子炉建屋(架台上部)
	0		3D レーザースキャナによる構造測定
27	3 日	15 日	1号機 原子炉建屋
26	月	14 日	4号機 原子炉建屋、5号機 原子炉建屋
25		1日	3号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
24	2	20 日	4号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
	月		2号機 原子炉建屋外西側
23	1	18,19 日	3号機 タービン建屋、3号機 サービス建屋、4号機 原子炉建屋、
	月		5号機 タービン建屋、5号機 原子炉建屋
202	3年		
回数	月	日	実施内容
22	12	22 日	1号機 原子炉建屋、5号機 原子炉建屋
21	月	7 日	2号機 原子炉建屋、5号機 原子炉建屋
20	11	16 日	1/2 号機 STGS 切断配管 ガンマカメラによる汚染密度測定
19	」 日	10 日	4 号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
18	Л	7日	敦賀発電所1号機
17		24,25 日	5号機 サービス建屋、排水処理建屋、スミヤ試料輸送
16	10	19,20 日	構內 放射線測定
	月		1号機 SGTS 切断配管 ガンマカメラによる汚染密度測定
			2 号機 原子炉建屋、6 号機 原子炉建屋外
15	9	28,29 日	4 号機 原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
	月		1号機 タービン建屋、3号機 タービン建屋、4号機 カバー建屋
14	8	30,31 日	1号機 タービン建屋、2号機 原子炉建屋、2号機 タービン建屋
	日		3 号機 SGTS 室
13	71	25 日	敦賀発電所1号機
12	7	27,28 日	2号機 原子炉建屋、4号機 原子炉建屋
11	月	12 日	構内、4 号機 カバー建屋 (調査資機材確認)

10		16 日	防波堤 放射線測定
9 8	6 月		1/2 号機コントロール建屋
		8,9日	1号機 原子炉建屋、2号機 原子炉建屋
		1,2 日	1号機 原子炉建屋、1/2号機 コントロール建屋(中央制御操作
			室)、1/2 号機 STGS 切断配管確認
7	4	26,27 日	構內、防波堤付近 放射線測定
6	4 日	13 日	1号機 原子炉建屋
5	月	11,12 日	4号機 原子炉建屋、5号機 原子炉建屋
4		23,24 日	2 号機 原子炉建屋
3	3	16,17 日	1号機原子炉建屋から切断した IC 配管調査
	月		1/2 号機 STGS 配管確認
			構內 放射線測定
2	2	24 日	4号機原子炉建屋 3D レーザースキャナによる構造測定
	月		2号機原子炉建屋 オペフロ
1	1	26,27 日	2号機 タービン建屋、3号機 SGTS 室、5号機 原子炉建屋
	月		
# 東京電力等から提供を受けた情報

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等				
	検討会						
第一	<b>章</b> 放射性	物質の格納容器外漏えい関	車の知見				
第	一節 1号相	<b>幾原子炉補機冷却系で確認</b> さ	された高線量率からの知見				
1	第36回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
	資料 2-1	1 号機 RCW 熱交換器入口	(2023年1月26日~1月27日)				
		ヘッダ配管の滞留ガス対応	https://www2.nra.go.jp/data/000419734.pdf				
		及び熱交換器内包水サンプ	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
		リングについて	(2023年3月2日)				
	資料 2-2	RCW 配管の損傷状況につ	https://www2.nra.go.jp/data/000422859.pdf				
		いて	https://www2.nra.go.jp/data/000422860.pdf				
	第 37 回						
	資料 4	1 号機原子炉補機冷却系統					
		の現地調査の状況					
2	第 38 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
	資料 3-1	1 号機 RCW 系統の汚染経	(2023年5月9日)				
		路と RCW 熱交換器 (C) の	https://www2.nra.go.jp/data/000431911.pdf				
		サンプリングについて	https://www2.nra.go.jp/data/000431912.pdf				
	資料 3-2	福島第一原子力発電所にお	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
		ける RCW 系統の格納容器	(2023年5月30日)				
		隔離弁について	https://www2.nra.go.jp/data/000434528.pdf				
	第 39 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
	資料 4-1	1 号機 RCW 系統の汚染経	(2023年5月31日)				
		路推定に係る検討および	https://www2.nra.go.jp/data/000434719.pdf				
		RCW 熱交換器(C)のサンプ	https://www2.nra.go.jp/data/000434720.pdf				
		リング結果について					
	第 40 回						
	資料 2-5	RCW 系統の格納容器隔離					
		弁に対する電動弁の適用理					
		由					
3	第 42 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談				
	資料 2-1	1 号機 RCW 系統の汚染経	(2024年2月7日)				
		路推定に係る検討について	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001359?content				
	資料 2-2	1 号機 RCW 系統で確認さ	s=NRA100001359-002-001#pdf=NRA100001359-002-				
		れた堆積物の分析結果につ	001				
		いて	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001359?content				

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
	検討会		
	資料 2-3	1 号機 RCW 系統サンプリ	s=NRA100001359-002-002#pdf=NRA100001359-002-
		ング水の分析結果について	002
	資料 2-4	「1 号機 RCW 系統の汚染	
		経路推定に係る検討」の主	
		な論点	
	第 43 回		
	資料 2-2	1 号機 RCW 系統の汚染経	
		路推定に関する暫定的な検	
		討結果と今後検討を要する	
		事項	
4	第 44 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 2-1	1 号機 RCW 系統の汚染経	(2024年3月21日)
		路推定に係る検討について	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001375?content
	資料 2-2	1 号機 RCW 系統の汚染経	s=NRA100001375-002-001#pdf=NRA100001375-002-
		路推定に係る議論の流れ	<u>001</u>
		(提案)	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001375?content
			s=NRA100001375-002-002#pdf=NRA100001375-002-
			002
			東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
			(2024年4月3日)
			https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001333?content
			s=NRA100001333-002-001#pdf=NRA100001333-002-
			001
			https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001333?content
			s=NRA100001333-002-002#pdf=NRA100001333-002-
			002
			東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
			(2024年5月21日)
			https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100002548?content
			s=NRA100002548-002-001#pdf=NRA100002548-002-
			001
第一	章 放射性	物質の格納容器外漏えい関係	車の知見
第	二節 事故	初期における原子炉建屋内	での高線量率
5	第 39 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料3	福島第一原子力発電所 1 号	(2023年10月12日)
		機及び 3 号機の事故初期高	https://www2.nra.go.jp/data/000456808.pdf
		線量率の原因推定に向けて	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
		(問題提起)	(2023年11月10日)

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
	検討会		
	第 40 回		https://www2.nra.go.jp/data/000462460.pdf
	資料 1-4	「福島第一原子力発電所 1	https://www2.nra.go.jp/data/000462461.pdf
		号機および 3 号機の事故初	https://www2.nra.go.jp/data/000462462.pdf
		期高線量率の原因推定に向	https://www2.nra.go.jp/data/000462463.pdf
		けて(問題提起)」に関する追	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
		加情報	(2023年12月5日)
	第 41 回		https://www2.nra.go.jp/data/000465359.pdf
	資料 1-1	既往の評価結果を用いた原	https://www2.nra.go.jp/data/000465360.pdf
		子炉建屋内線量の考察	
	資料 1-2	炉心損傷後の BWR 原子炉	
		建屋内の放射線量率につい	
		τ	
第一	章 放射性	物質の格納容器外漏えい関	車の知見
第	三節 事故	初期における原子炉建屋外	での高線量率
特に	なし		
第一	章 放射性	物質の格納容器外漏えい関	車の知見
第	四節 2号相	<b>幾原子炉キャビティ差圧調</b> 素	をラインのバルブ状態
6	第 40 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 2-1	2 号機原子炉キャビティ差	(2023年7月19日)
		圧調整ライン バルブチェ	https://www2.nra.go.jp/data/000444680.pdf
		ックリストの現場調査結果	資料入手(2 号機原子炉キャビティ差圧調整ライン バ
		について	ルブチェックリストの現場調査について)
	第 41 回		(2023年8月10日)
	資料 5-1	2 号機の差圧調整ラインの	https://www2.nra.go.jp/data/000444650.pdf
		汚染が比較的小さいことに	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
		関する解釈について	(2023年10月17日)
			https://www2.nra.go.jp/data/000456941.pdf
			https://www2.nra.go.jp/data/000456942.pdf
第二	章 1号機	原子炉格納容器ペデスタルで	で確認されたコンクリート損傷
7	第 35 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 2-2	福島第一原子力発電所 1 号	(2023年2月27日)
		機の格納容器内部調査から	https://www2.nra.go.jp/data/000422934.pdf
		得られた情報(前半調査と	https://www2.nra.go.jp/data/000422935.pdf
		りまとめ)- 一部修正 -	
	第 36 回		
	資料 3	1 号機 PCV 内部調査(後半)	
		について	

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等	
•	検討会			
8	第 37 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談	
	資料1	1 号機原子炉格納容器内部	(2023年4月6日)	
		調査の状況について	https://www2.nra.go.jp/data/000428619.pdf	
			https://www2.nra.go.jp/data/000428620.pdf	
			福島第一原子力発電所 1 号機原子炉格納容器内部調査	
			ROV-A2 調査実施状況について	
			(2023 年 4 月 4 日東京電力ホールディングス株式会社	
			福島第一廃炉推進カンパニー作成資料)	
			https://www.tepco.co.jp/decommission/information/ne	
			wsrelease/reference/pdf/2023/1h/rf_20230404_1.pdf	
			東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談	
			(2023年4月20日)	
			https://www2.nra.go.jp/data/000428634.pdf	
			https://www2.nra.go.jp/data/000428635.pdf	
			1号機 原子炉格納容器内部調査の状況について(2023年	
			4月14日特定原子力施設監視・評価検討会第107回資	
			料 5-1)	
			https://www.nra.go.jp/data/000426855.pdf	
9	第 38 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談	
	資料 1-1	1 号機原子炉格納容器内部	(2023年9月5日)	
		調査について	https://www2.nra.go.jp/data/000450427.pdf	
	資料 3-3	1 号機原子炉補機冷却系統	https://www2.nra.go.jp/data/000450428.pdf	
		の汚染状況		
	第 39 回			
	資料1	1 号機原子炉格納容器内部		
		調査の状況について		
10	第 44 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談	
	資料 1-1	1 号機原子炉格納容器内調	(2024年3月21日)	
		査 (気中調査) の実施状況に	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001375?content	
		ついて	<u>s=NRA100001375-002-001#pdf=NRA100001375-002-</u>	
	資料 1-2	1 号機ペデスタル下部で確	001	
		認されたコンクリート損傷	https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100001375?content	
		事象等について	<u>s=NRA100001375-002-003#pdf=NRA100001375-002-</u>	
			003	
11	第 38 回	東京電力福島第一原子力発	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談	
	資料 1-2	電所 1 号機 PCV 内部調査	(2023年6月12日)	
		により確認されたコンクリ	https://www2.nra.go.jp/data/000436938.pdf	

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
	検討会		
		ートに関する事象の検討	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 1-3	コンクリート喪失に関する	(2023年8月3日)
		実験等について	https://www2.nra.go.jp/data/000445466.pdf
	第 39 回		https://www2.nra.go.jp/data/000445467.pdf
	資料 4-5	コンクリート喪失に関する	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
		実験等の検討状況について	(2023年12月1日)
	第 44 回		https://www2.nra.go.jp/data/000464454.pdf
	資料 1-3	1 号機ペデスタルにおける	https://www2.nra.go.jp/data/000464455.pdf
		コンクリート損傷事象に	
		関する実験等の実施状況に	
		ついて	
第三	章水素爆	発事象の解明	
12	第 37 回	CIGMA 装置体系での凝縮	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 5-1	による水素局所化に関する	(2023年2月7日)
		CFD 解析	https://www2.nra.go.jp/data/000420749.pdf
	第 38 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 2-2	「福島第一原子力発電所3	(2023年5月25日)
		号機の水素爆発に寄与した	https://www2.nra.go.jp/data/000434440.pdf
		漏えい経路と爆発メカニズ	
		ムの推定」にかかる補足資	
		料	
	資料 2-3	株式会社テプコシステムズ	
		の解析から得られた建屋内	
		水素挙動に関する知見と今	
		後の展開	
	第 39 回		
	資料 4-4	CIGMA 装置体系での凝縮	
		による水素蓄積に関する実	
		験計画	
	第 43 回		
	資料 1-1	3 号機水素爆発事象に関す	
		る検討(全体概要)	
	資料 1-2	CIGMA 装置体系での凝縮	
		による水素局所化に関する	
		実験	
13	第 37 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料3	東京電力福島第一原子力発	(2023年9月4日)
		電所事故時の水素爆発にお	https://www2.nra.go.jp/data/000448857.pdf

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等
•	検討会		
		ける可燃性有機ガスの影響	
		に関する調査	
	第 38 回		
	資料 2-1	令和 5 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事故	
		時の水素爆発における可燃	
		性有機ガスの影響に関する	
		調査)事業	
	第 43 回		
	資料 1-1	3 号機水素爆発事象に関す	
		る検討(全体概要)	
	資料 1-3	令和 5 年度原子力施設等防	
		災対策等委託費事業 東京	
		電力福島第一原子力発電所	
		事故時の水素爆発における	
		可燃性有機ガスの影響に関	
		する調査	
	資料 1-4	3 号機水素爆発による原子	
		炉建屋破損に関する整理	
	資料 1-5	3 号機水素爆発時の可燃性	
		有機物を供給した可能性の	
		ある物質	
第四	章 その他	の調査項目	
第	一節 2号相	幾 X−6 ペネで確認された堆利	<b>責物</b>
14	第 40 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	資料 2-2	2 号機 PCV 内部調査・試験	(2023年11月10日)
		的取り出し作業の準備状況	https://www2.nra.go.jp/data/000462460.pdf
	第 41 回		https://www2.nra.go.jp/data/000462464.pdf
	資料 3-1	X-6 ペネ調査装置付着物サ	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
		ンプルの分析結果(2021年	(2023年11月28日)
		度)	https://www2.nra.go.jp/data/000462476.pdf
	資料 3-2	2 号機 X-6 ペネに関する現	https://www2.nra.go.jp/data/000462477.pdf
		場情報	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談
	第 43 回		(2023年12月11日)
	資料 2-3	2 号機 X-6 ペネの堆積物の	https://www2.nra.go.jp/data/000465834.pdf

ついて

No	関連する	調査・分析に係る資料等	東京電力からの提供情報等						
	検討会								
第四	章 その他	の調査項目							
第	第二節 切断後の 1/2 号機 SGTS 配管に対する内面汚染分布の測定								
15	第 40 回		東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
	資料 2-6	福島第一原子力発電所 1 号	(2023年6月15日)						
		機及び 2 号機非常用ガス処	https://www2.nra.go.jp/data/000439248.pdf						
理系(SGTS)配管線量調查、			https://www2.nra.go.jp/data/000439249.pdf						
		及びγカメラ撮影について	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
	第 41 回		(2023年9月13日)						
	資料 4-1	福島第一原子力発電所 1 号	https://www2.nra.go.jp/data/000452410.pdf						
		機及び 2 号機非常用ガス処	https://www2.nra.go.jp/data/000452411.pdf						
		理系(SGTS)配管スミアろ紙	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
		分析結果について	(2023年10月12日)						
	資料 4-2	1 号機 SGTS 配管に対する	https://www2.nra.go.jp/data/000456817.pdf						
		測定状況	https://www2.nra.go.jp/data/000456818.pdf						
第四	章 その他	の調査項目							
第	三節 その	他の活動状況							
16	第 43 回	JAEA におけるスミヤ試料	東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
	資料 2-4	分析の状況	(2023年5月29日)						
	第44回		https://www2.nra.go.jp/data/000434445.pdf						
	資料 3-1	スミヤ試料分析結果の整理	事故分析関連で差取得したサンプルについて(2023 年 5						
	資料 3-2	スミヤ試料の分析結果に対	月 22 日福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連						
		する見解と今後の取組につ	絡・調整会議(第 11 回)資料 4-2)						
		いて	https://www.nra.go.jp/data/000432015.pdf						
			東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
			(2023年8月10日)						
			https://www2.nra.go.jp/data/000446516.pdf						
			東京電力福島第一原子力発電所の事故分析に関する面談						
			(2023年5月29日)						
			https://www2.nra.go.jp/data/000453319.pdf						

※2024年6月11日時点

### (参考7)

### 連絡・調整会議の開催実績(令和5年4月以降、計2回開催)

第11回(令和5年5月22日)

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版)
- 1 号機原子炉補機冷却系における水素滞留
- (東京電力)1号機 RCW 熱交換器サンプリングに向けた入口配管内包水の処理(水 抜き・移送)
- 1号機原子炉格納容器内部調查
- (IRID/東京電力)1号機原子炉格納容器内部調査の状況
- 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析
- (東京電力)福島第一原子力発電所事故分析サンプル

第12回(令和5年12月15日)

- 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析
- (資源エネルギー庁)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた分析体制の強化
   に係る状況
- (原子力損害賠償・廃炉等支援機構)福島第一原子力発電所の分析体制の強化に関するその後の取組状況
- (東京電力)分析人財確保に向けた取り組み状況
- 1号機原子炉格納容器内部調查
- (東京電力)1号機原子炉格納容器内部調査
- 1号機原子炉格納容器下部で確認されたコンクリート損傷事象を踏まえた対応状況

以上

## 福島第一原子力発電所の事故分析に関する調査・分析項目の整理

		凡例 ★:現場調査、◆:解析、●:分析寺、□:実験寺 K0年度以降も継続見込 <b>調本,公折宮</b> 酒	報告	2021年度	2022年度	中間	2022年度	中間	2024年度~~	<b>供</b> 书
-		調査・刀側手換	書等	2021年度	2022年度	取りまとめ	2023年度	取りま	2024年度~	漏芍
	U ·	ヘントフィンの対策アリースムの勝明  1/2号機SGTS配管の活法メカニズムの検討 (分析等)		実施検	討	1	実施検討		実施検討	
	۱ſ	がれき、サンプ水等の試料分析【分析等】		試料採取・	<u>分析</u> ////////////////////////////////////	0	試料採取·分析	0	試料採取·分	委託等
	<u>-</u>	SGTSフィルタトレイン内部の溜まり水の核種分析【分析等】		試料採取·分析				-		
		◆ SGTS配管内流動解析·FP沈着検討 【解析】		解析		0			解析	
		● ベントガス中のCs−水素−水蒸気の濃度、挙動の分析【分析等】		実施検	討					
	l c	★ 1/2号機SGTSフィルタトレイン、不活性ガス系の汚染状況調査 ガンマカメラ		方梁状况調 法执任证明	<u>企</u>	0	法执行识词态		法执行问题本	
		★ 原子炉建屋内空調ダクト等の汚染分布調査 スミヤ・ガンマカメラ		宇施検			N KOMBE	9	17x UMBE	
	0	1~3号様シールドプラグの汚染量の確定		7,614		·+				
		★ 1~3号機シールドプラグ裏面、原子炉ウェル等の汚染状況調査		追加汚染調	査	0	汚染調査等			
		● 2号機差圧調整ラインの汚染状況等 【分析等】				ł	汚染メカニズム検	0		
		◆ FP付着シミュレーション 【解析】		実施検討			線源解析		線源解析等	委託等
		★ シールドブラグの形状測定 レーザースキャナー			形状測定					
		▼ シールトノフク目里変形解析 【解析】 体理サリのタイミンパレノカニブノの公共			<u></u>	- <u>•</u>				
	3				>#F	6	MD等分析	0	MD等分析	
		<ul> <li>Cs等の核種の化学形態、移行挙動の検討【分析等】     </li> </ul>			<u>, 101</u>	実施相	<u>/ WF + J 10 /</u> 食討	•		
1 <sub>î</sub>		● 1号機原子炉補機冷却系統の汚染 【分析等】			調査	ł	汚染メカニズム検討	0		
Ŀ		● 事故初期における原子炉建屋内での高線量率 【分析等】				1	汚染メカニズム検討	0		
放	1)	1,2号機ベント配管の汚染	0			1				
一性		★ 1.2号機ベント配管の汚染調査 ガンマカメラ	0			1				
物		<ul> <li>スタックト部のドレン水サンブル分析【分析等】</li> <li>スタック内真在別汚染公布【公托集】</li> </ul>	0							
0		<ul> <li>ヘアノアド回復の1/2ホルコル 【27 0] 寺】</li> <li>◆ シミュレーションによる汚染分布再現【解析】</li> </ul>								
放出		□ S/CIにおけるDF 【実験or文献調査】	0		L	1	L			L
稲	2)	SGTS逆流汚染(他号機及び自号機)	0			1				
路		★ SGTS配管、フィルタトレイン等の汚染状況調査 ガンマカメラ	$\triangle$			1				
		▼ ペント時の目号機、他号機への排気比率のシミュレーション 【解析】 □ CDの逆法防止機能の確認・実験 【実験・文書調本】								
	3)	□ GDの逆流防止依能の推認・実験 [実験・文献詞音] シールドプラグ調査				+				
	- /	★ 1~3号機シールドプラグ裏面汚染分布調査	- O			1				
		◆ 1号機シールドプラグずれの分析 【解析】	Δ			<u> </u>				
	4)		0			ł				
		★ 2号機オベフロの汚染分布確認 カンマカメラ ● 2日機度スに独居中スミンサ計測八折 【八振笙】	0			i.				
	5)	● 2亏饭原于炉建崖内入≤℃訊料分机(分析等) 3号楼原子炉建屋4階間杳				+				
	- /	★ 原子炉建屋3階及び4階の損傷状況調査及び線量率測定	- O							
		<ul> <li>原子炉建屋の汚染分布・核種確認【試料採取、分析】</li> </ul>				<u> </u>				
	1.	1号機原子炉建屋4階の出水の検討	0	O:実施	•	-				
				△:実施するも成果	不十分 or 一部実施					
		<ul> <li>「「未貝の証言確認寺【方析寺】</li> <li>▲ スロッシング解析【解析】</li> </ul>								
	2.	3号機使用済燃料プール内の臨界の可能性及び白煙の発生	0			1				
		★ 使用済燃料プール内及び白煙の発生状況の調査								
		◆ 臨界評価 【解析】				1				
	4	水素燃烧の物理・化学的検証				ł				
		<ul> <li>水素爆発時の炎色、噴煙、凝縮波の検討【分析等】</li> <li>水素爆発時のガス組成の検討【分析等】</li> </ul>		ガス組成 ケー	実施検討			0		
	١٢	<ul> <li>→ 米蒸~+時の方×組成の検討</li> <li>→ 水素-水蒸気-可燃性ガス混合気体の燃焼実験【実験等】</li> </ul>	l f	実施検討	実験	õ	試験	0	試験	委託等
		3号機原子炉建屋火災への可燃性ガスの影響分析 【分析等】		実施検討	情報登理	õ		Ŭ		
2		★ 4号機原子炉建屋火災の位置特定			調査	0				
<u>ж</u>	-	◆ 1号機シールドプラグ等のずれ・破損シミュレーション 【解析】		実施検討	47745				現地調査等	at. 27 Atr
素	6)	◆ 3号機県于炉建屋内の水素分布解析【解析】 1号構み7【3号構商子店建屋における水麦桿盤			B¥dT	· <u>+</u>	所加ノ美駅	0	所切/美歌	安 <b>武</b> 寺
爆  発	5)	★ 水素爆発による原子炉建屋の損傷調査 レーザースキャナー等	$\triangle$							
<b></b>		● 水素爆発に係る映像解析等 【分析等】	0							
		◆ 水素爆発に係る地震計観測波の解析 【解析】	0			<u>  </u>				
	3. 4	サブ候原ナア理座における水素爆発	0							
		<ul> <li>▲ すう18/04 」が 注意の 提 南 (小人 &amp; G) 3 (1) 3</li></ul>								
-	(5)	耐圧強化ペントによるPCV破損防止の設計確認				-				
		<ul> <li>耐圧強化ベントの系統構成に係る設計確認</li> </ul>		設計確	[認]			施検討	]	
			l			<u> </u>				
	6	1号機非常用復水器(IC)の運用変更の確認						古ると	1	
3	L	<ul> <li>1号磯ICの設計・運用等の確認 【分析等】</li> </ul>	}	設計確	<u>88</u>		3	。爬秧討		
Ĭ	(7)	」 3号機RHR配管滞留ガス調査	∔			+				
A		★ 3号機RHR配管系統調査等		I	見地調査等					
策	L	● 滞留ガス分析等 【分析等】			試料分析					L
等 の	8	1号機RCW配管滞留水素ガス調査				1				
機	L	★ 1号機RCW配管系統調査等			現地調査		現地調査	0		
器	<b> </b>	<ul> <li>滞留刀ス分研等【分析等】</li> <li>満時方にして店でにおよい</li> </ul>	┟╾┯╼┸		▲ 試料分析 ▲		/ 武科分析 /	0	L	
設	[ <sup>- :</sup>	<b>17 約 年1~よる原丁が注小</b> ★ 1~3号機注水ラインの系統 <u></u> 北能調査	-			天肥夜部				
推	1	<ul> <li>○ うっぽエハノーンの不動でな時点</li> <li>● コンデンサーホットウェル内の水のサンプリング【試料要求、分析】</li> </ul>				1				
針	L	◆ 代替注水シミュレーションによるRVへの注水量推定【解析】								L
等	7)	1~3号機耐圧強化ペント	0			1				
		★ ベント時の系統構成(MO弁、AO弁、真空破壊装置等の状態・設計も含む)	0							
		★ 格納容器適温破損の可能性確認 ★ 有効べいに回数の推定	0							
		◆ ベント時の排気時挙動シミュレーション 【解析】				1				

		調査・分析事項	報告	<b>与</b> 序	2021年度	2022年度	中間取りましため	2023年度	中間 取りま とめ	2024年度~	備考
	8)			0	O:実施	İ					
ŝ		<ul> <li>RD破壊圧力と格納容器破損モートのシミュレーション【解析】</li> <li>RD破壊試験【実験・文献調査】</li> </ul>		×	△:実施するも成果 ×:実施せず	不十分 or 一部実施					
~	9)	3号機自動減圧系	(	0	1	r				1	
ĥ		★ 原子炉建屋内損傷状況及び汚染状況調査		0			1				
策		◆ 3号機RPV圧力挙動 (解析)		0		 	<u> </u>			ļ 	
等	4.	1号機非常用復水器(IC)の作動状況	0				1				
の機器		<ul> <li>IC隔離弁等の作動状況の確認等【分析等】</li> </ul>									
番の	5.	1号機小規模漏えいと逃がし安全弁不作動の可能性	0			╊   	+		<u> </u>	+	
設計		◆ 小規模漏えい解析等 【解析】									
万斜	6.	1号機A系非常用交流電源系統の機能喪失	0				1		1		
等		★ 電源盤調査等					1				
		<ul> <li>津波襲来時の波高計、写真等の整理【分析等】</li> </ul>		j			1				
$\hat{}$	9	1号機PCV内部調査(水中ROV調査)					1	1			
4		★ ペデスタル損傷状況				ROV調査	0	シナリオ検討	0	シナリオ検討	東京電力&IRID調査
Р		★ 堆積物調査				ROV調査	ł			調査・サンブル採取	東京電力 & IRID 調査
v		★ 中性子測定		j		ROV調査	1			測定方法検討	委託等
内		□ 高温環境下でのコンクリート劣化試験 【実験等】					ł	加熱試験	0	加熱試験·分析	委託等
節	10	2号機X-6ペネ堆積物調査					Ī				
Ť		● 堆積物分析結果等の整理						堆積物調査	0	分析結果の整理	
_	1	現場情報のアーカイブ化					1	I		[	
5	ļ	★ 3Dレーザースキャナーによる損傷状況調査 レーザースキャナー			損傷状況謬	陸	0	損傷状況調査	0	損傷状況調査	継続的に実施
~	l	★ 原子炉建屋内の汚染状況調査 スミヤ・ガンマカメラ等			汚染状況調	査	Ø	汚染状況調査	0	汚染状況調査	継続的に実施
f m	12	設計、運転記録等の基礎情報					Ţ		[		
他		★ 設計図面、運転記録等の確認(旧事務本館、情報棟)		ļ			ł				
						ļ	<u>i</u>			ļ	
	r	報告書業】									
			*** • • •	_							
	0	中間取りまとめ(2024年6月11日_1F事故分析検討会)1F事故分析検討会 第37回~	~第46回	비							
	0	中間取りまとめ(2023年3月7日_1F事故分析検討会) 1F事故分析検討会 第20回~?	第36回	ht	tps://www.nra.go.jp/	data/000425218.pdf					i

 ・ 中間取りまとめ(2021年3月5日 1F事故分析検討会) 1F事故分析検討会 第8回~第19回 https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf
 ・ 申間報告書(2014年10月8日.原子力規制委員会) 1F事故分析検討会 第1回~第7回 https://www.nra.go.jp/data/000069286.pdf

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 https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/iiko bunseki01/index.html

#### (別添1)

# 福島第一原子力発電所1号機及び3号機における 事故初期の原子炉建屋内の高線量率について

#### 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 岩野 圭介

#### 1. 背景及び目的

調査チームは、福島第一原子力発電所1号機及び3号機について、冷却機能の喪 失、炉心損傷、原子炉建屋内での高線量率の確認のタイミングに類似性があること から、この事故初期に原子炉建屋内が高線量率になる事象が、格納容器の設計漏え い率程度の格納容器から原子炉建屋への漏えいで起こり得ることを確認した。

この資料では、1号機及び3号機において冷却機能喪失後から原子炉建屋で高い 線量率が計測されるまでの観測記録を整理し、その観測記録と格納容器の設計漏え い率程度の漏えいを仮定した東京電力の解析結果が同程度であることを説明する。 そして、中間取りまとめ本文の補足として、観測記録及び当該解析結果から得られ る知見を整理する。

#### 2. 1 事故当時の福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事象進展

図1において、福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故時の事象進展を示 す。両号機において、冷却機能が停止してから、2~3時間で炉心損傷が始まってい る。そして、炉心損傷から比較的短い時間で、原子炉建屋1階で数百 mSv/h 程度の 高い線量率が確認されており(1号機においては、3月11日21時頃にごく短時間 で 0.8 mSv の積算線量を観測している。「ごく短時間」を10秒と仮定すると、約 300 mSv/h になる。)、この点に類似性があることがわかる。なお、両号機において、 原子炉建屋内の放射性物質を取り除く非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)は 全交流電源喪失のため機能していなかった。

83



図1 福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事象進展<sup>1</sup>

### 2.2 格納容器の設計漏えい率と原子炉建屋内の線量率の推移

この章では、福島第一原子力発電所1号機及び3号機並びに柏崎刈羽原子力発電 所6号機及び7号機を例にして、格納容器の設計漏えい率程度の漏えいにより原子 炉建屋が高線量率になり得ることを説明する。東京電力の解析結果については、令 和5年12月25日に開催された第41回事故分析検討会資料1-1を基づいて解説 する。なお、解析の条件は考察に必要なもののみ抜粋して説明する(詳細な解析条 件は、上記の事故分析検討会資料を参照)。

まず、福島第一原子力発電所1号機及び3号機において設計漏えい率程度の漏え いを仮定した場合の原子炉建屋内線量率の解析結果について説明する。本解析は、 東京電力が、シビアアクシデント時の格納容器からの漏えいに対する原子炉建屋内 放射線エリアモニタの応答に関する情報を整理するため概略的な評価を行ったも のである。解析条件は以下のとおり。

- ・放出される放射性物質は、炉心に内蔵される定格出力時相当の希ガスの全量 (核種、内蔵量は許認可条件と同じ)とする。
- ・上記の放射性物質は、時刻0で格納容器内気相中に放出される。
- ・ 格納容器漏えい率は、福島第一原子力発電所1号機及び3号機の設計漏えい率 相当(0.5%/day)とする。
- ・格納容器から原子炉区域に漏えいした放射性物質は、原子炉建屋の空間に均一 に分布する<sup>2</sup>。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup>本図は、時間スケールを把握するために作成したもの。時刻は、各種報告書によって記載が異なる場合 がある。

<sup>2</sup> 東京電力の説明を基にした記載

- ・機器搬入用ハッチフロア(1階、2階)の線量率を解析する。
- ・線量率評価は、エリアモニタ設置箇所の空間部容積と等価な半球のサブマージョンモデルで行う。
- ・本解析では、格納容器内、原子炉建屋内での崩壊に基づく放射性物質の減衰が 考慮されている<sup>2</sup>。
- ・原子炉建屋通常換気系及び SGTS は作動しない。

福島第一原子力発電所1号機及び3号機の解析結果を図2に示す。どちらの原子 炉においても、格納容器内気相中への漏えいが発生してから1時間を超えると、機 器搬入用ハッチフロア(原子炉建屋1階)で300 mSv/hを超える線量率になること がわかる。BWR型原子炉は、構造上、冷却機能が喪失すると、炉心損傷から短い時 間で圧力容器内の温度及び圧力が上昇し格納容器への漏えいが起きると考えると、 1号機及び3号機について、当該解析結果と2.1で示した観測記録は、炉心損傷 から比較的短い時間で数百 mSv/hになる点は同じである。



図2 福島第一原子力発電所1号機及び3号機の解析結果<sup>3</sup>

次に、柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機の設計漏えい率(0.4 %/day)程 度の漏えいを仮定した場合の原子炉建屋内線量率の解析結果について説明する。本 解析は、東京電力が新規制基準適合性審査において実施したものである。解析条件 は以下のとおり。

・放出される放射性物質は、希ガス、ヨウ素、粒子状物質とする。インベントリ は ORIGEN の評価結果に基づく。格納容器内への放射性物質の放出割合、格納

<sup>3</sup> 第41回事故分析検討会資料1-1

容器から原子炉区域への放射性物質の流入割合は、福島第一原子力発電所1号 機及び3号機の事故と事象進展が似ている、高圧・低圧注水失敗の事故シナリ オに基づく MAAP 解析の結果等を使用している。

- ・時刻0で原子炉が停止し、1.4時間後に急速減圧によりS/Cへ放射性物質が流入する。
- ・格納容器の漏えい率は、MAAP 解析上で開口面積を設定し、格納容器圧力に応じた漏えい率の変化を模擬する。具体的には、開口面積は 0.9Pd で 0.4 %/day
   (1Pd 以下の場合)、2Pd で 1.3 %/day (1~2Pd の場合)となるよう設定する。
- ・格納容器から原子炉区域に漏えいした放射性物質は、原子炉区域の空間に均一 に分布する。
- ・原子炉区域内(福島第一原子力発電所1号機の原子炉建屋内に相当)の線量率
   を解析する<sup>2</sup>。
- ・線量率評価は、原子炉区域の体積相当の半球を仮定したサブマージョンモデル で行う。
- ・本解析では、格納容器内、原子炉区域内での崩壊に基づく放射性物質の減衰が 考慮されている。
- ・原子炉建屋通常換気系及び SGTS は動作しない<sup>2</sup>。

柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機の解析結果を図3に示す。炉心損傷から 1.5時間を超えると、原子炉建屋内で300 mSv/hを超える線量率になることがわか る。福島第一原子力発電所1号機及び3号機について、この解析結果と2.1で示 した観測記録は、炉心損傷から比較的短い時間で数百 mSv/h になる点は同じである。 また、炉心損傷後の原子炉建屋内の線量率には、ヨウ素などの希ガス以外の核分裂 生成物が大きく寄与することもわかる。



図3 柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機の解析結果<sup>3</sup>

#### 2.3 考察

2.1及び2.2で示した事象進展及び解析結果は、福島第一原子力発電所1号 機及び3号機について、炉心損傷から比較的短い時間で原子炉建屋内の線量率が数 百mSv/h程度まで上昇する点が同じである。よって、漏えいのメカニズムはわから ないが、福島第一原子力発電所1号機及び3号機で確認された原子炉建屋内での高 線量率は、格納容器の設計漏えい率程度の漏えいで起こり得ることが分かった。

また、2.2の解析結果から以下のことが分かる。

- ・柏崎刈羽原子力発電所6号機及び7号機の解析結果から、放射性物質放出の際、S/Cでのスクラビング効果が期待できる場合であっても、数百mSv/hの高線量率になることが分かる。これは、福島第一原子力発電所3号機において、S/Cを通して格納容器へ圧力を解放した場合でも高線量率が発生していることと整合する。
- ・本事象は、単に、炉心損傷及び格納容器への核分裂生成物の放出により起こる
   ため、原子炉停止から数日経過した後でも起こり得る。
- ・2.1及び2.2で示した事象進展及び解析では、SGTS が動作していない。事故時初期に SGTS を作動させることができれば、当該事象を回避できる可能性があるため、当該設備を復旧させることの重要性は高いと考えられる。
- ・格納容器の温度及び圧力が高くなるにつれて格納容器からの漏えいは大きくなるため、格納容器の圧力及び温度の急上昇を回避する手段は重要であると考えられる。

### 3. まとめ

調査チームは、福島第一原子力発電所1号機及び3号機の事故時の事象進展と解 析結果から、事故初期に原子炉建屋内が高線量率になる事象が、格納容器の設計漏 えい率程度の漏えいで起こり得ることを確認した。併せて、関連する調査結果から、 シビアアクシデント対応における知見を取得し取りまとめた。

### 参考文献

 1)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41回会合) 資料1-1 既往の評価結果を用いた原子炉建屋内線量の考察、2023年12月25日 東京電力ホールディングス株式会社

https://www.nra.go.jp/data/000464323.pdf

(別添2-1)

プルームによるモニタリングポスト等での線量率について

#### 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、岩永宏平、鈴木征四郎、林克己、吉田善行、佐藤修彰

1. 背景及び目的

原子力発電所の事故時にモニタリングポスト等(以下「MP」という。)で測定される 「線量率」については、以下の理由から十分検討されているとは言えない。

- ・モニタリングポストは、設置許可申請書や県の MP 仕様書で想定した内容で検討されている。
- ・事故時(特に、事故後1ヶ月以内)にどのような放射性核種によるかについての検討が不足している。
- ・事故後の検討は、半減期の長い放射性セシウム(Cs-134, Cs-137)が中心である。
- ・放射性核種を含むプルームによる線量については一定の検討があるが、ほとんどは希 ガスが対象となっている。
- ・プルームの飛来に伴い周囲に沈着した放射性核種による線量率については、これまで ほとんど経験がなかったことから十分な検討がされていない。

・なお、上記について、従来より放射線測定の専門家による詳細検討とその説明が不十 分な点もあり、専門外の関係者には難解な部分があることに留意すべきである。

本資料は、原子力発電所の事故時における MP で測定される「線量率」から避難のために有益な情報を得ることやプラント挙動の分析に活用するために、MP から得られる 情報をより実効的に活用するための検討を進める上で共通認識とすべき事項について 整理したものである。

以下では、MP で測定される放射線関連データは、なんらかの原因で原子炉建屋から 外部に放出された「放射性核種」を含むプルームが、風によって測定地点の方向に移動 することを基本とした上で、「MP がプルーム中の放射性核種からの γ 線を検知する距 離」と「プルーム飛来によって MP 周辺に沈着した放射性核種による線量率に寄与する 領域」について、事故初期の段階で寄与する放射性核種毎に検討する。

#### 2. 放射性核種の情報と放射性核種による線量率の違い

放射性核種の情報は、基本的には「波高分布」から得ることになる。但し、波高分布 データが残っているモニタリングポストは福島県内では限られており、データが残って いる場合も、双葉町郡山 MP 以外は1時間積算(1時間分のデータを蓄積して平均化し た値)のデータしかない。また、3月15日以降は福島第一原子力発電所(以下「1F」と いう。)に近い双葉町と大熊町のモニタリングポストでは駆動用バッテリー電源が切れ るなど、ほとんどデータが残っておらず、仮に残っていても、大量の放射性物質が通過 もしくは沈着することでパイルアップが起こり核種情報を得ることは出来ない。

事故後1ヶ月以内の時期にモニタリングポスト等で測定された可能性のある放射性 核種の情報を表1に示す。NaI(TI)検出器のエネルギー分解能は半値幅8%程度であるた めピーク分離能力が限られており、エネルギーの近いγ線が放出されている混在核種が ある場合、そのカウント数が少ない核種の存在を検出することは難しい。3つ以上のγ 線により構成されている可能性がある場合にはピーク番号で示す<sup>1</sup>。核種として識別可 能なものは、放射性 Xe、放射性ヨウ素と Te-132 である。なお、現在の1F内外におけ る主要な核種となっている Cs-137 は、事故直後に大量に流出した放射性ヨウ素に比べ てプルーム中濃度が低かったことから、波高分布の測定データからは検出することは困 難である。

また、遮蔽となる空気が無い状態でも、核種によって崩壊当たりの空気衝突カーマ率 も大きく異なることから、MPでの線量率は、「空気衝突カーマ率定数の違い」に加え て、エネルギーの違いによる空気の透過力の違いが加わり、その結果、プルームとMP 位置関係の依存性が大きいことが推定できる。なお、エネルギーの高いγ線の放出割合 が高いI-132の寄与は、同じ放射能でも「空気衝突カーマ率定数」の違いと透過力の違 いにより、他の核種よりも上記の影響を受けにくい。

	か复想の	Energy range								
Needa	空気衝突	0.07-0.09	0.2-0.25	0.25-0.3	0.32-0.41	0.50-0.55	0.6-0.65			
Nucide	ガーマギル政	Xe-133+I-131	Xe-135+Te-132	I-131	Xe-135+I0131	Peak (1)	Peak (2)			
	μGy/h			Energy (MeV) a	nd emission rat	e				
Xe-133	0.0131	0.081(38.0%)								
Xe-135m	0.0601					0.526 (79.9%)				
Xe-135	0.0328		0.249(90%)		0.408(0.359%)		0.608(2.90%)			
Te-132	0.0437		0.228(88.0%)							
I-131	0.0522	0.0802(2.6%)		0.284(6.1%)	0.365(80.7%)		0.637(7.2%)			
I-132	0.297	-				0.506(4.9%)				
1-132	0.297					0.523(16.0%)				
I 133	0.0822					0.512(1.8%)				
1-155	0.0822					0.530(87.0%)				
Ce 134						0.565(8.4%)	0.605(97.6%)			
CS-154						0.569(15.4%)				
Cs-137	0.0771									
	Energy range									
Nuclide	0.65-0.7	0.7-0.8	0.8-0.9	0.9-1.0	1.1-1.2	1.2-1.3	1.3-1.4			
	I-132+Cs-137	Peak (3)	Peak (4)	I-132	I-132	I-133	I-132+Cs-134			
Nuclide			Energy	(MeV) and emis	sion rate					
Xe-133										
Xe-135m										
Xe-135										
Te-132										
I-131		0.723(1.8%)								
1 122	0.668(98.7%)	0.727(5.4%)	0.812(5.5%)	0.955(17.6%)	1.136(3.0%)		1.399(7.0%)			
1-132	0.670(4.6%)	0.773(75.6%)								
1 122		0.707(1.56%)	0.856(1.2%)			1.236(1.5%)				
1-133			0.875(4.5%)			1.296(2.3%)				
Cs-134		0.796(85.5%)	0.802(8.75%)				1.365(3.0%)			
Cs-137	0.662(85.1%)									

表1 事故後1ヶ月以内で測定された可能性がある放射性核種情報<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 波高分布で(1)と示したピークは、表1の「Peak (1)」を意味する。

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> データの出典:福島第一原子力発電所事故廃棄物に関する分析データ集(FRAnDLi)(日本原子力研究 開発機構)

### 3. 放射性核種を含むプルームの飛来により MP で測定される線量率の変化

様々な放射性核種を含むプルームにより MP で観測される線量率は、図1に模式的に 示すように、放射性核種から放出されたγ線が途中の空気で反応せずに MP に達する直 接線と途中の空気や地面で散乱された後 MP に到達する散乱線の合計である。直接線の 割合や散乱線の状況は、放出された γ線のエネルギーと MP までの距離により変化す る。

放射性核種による違いを見るために、図2に示す 1 Bq/cm<sup>3</sup> の濃度の放射性核種を含 む 100×100 ×100 m<sup>3</sup> (Total 1 TBq)の仮想的なプルームを想定する。放射性核種はプル ーム中に一様に分布しているとする。地表面から 100 m 高さまでのこのプルームが広が らずに、MP に向かって移動した場合、放射性核種により線量率がどのように変化する かを電磁カスケードモンテカルロ計算コード egs5<sup>1)</sup>を用いて計算した。放射性核種とし ては、I-132、I-131、Te-132、Xe-133 と Xe-135 を対象とした。実際の MP でのプルーム の広がりは、一辺 100 m の立方体より大きいと思われる。また、プルームの中心が常に MP を通過するわけではない。どちらの場合も、MP での線量率を下げる方向に寄与す るので、得られた結果は、「プルームによる線量率の上限値」と考えられ、この仮定を 使って求めたプルーム中の放射能濃度は下限値の濃度となる。

図3に、MPでの空気吸収線量率とプルーム中心の距離による変化を示す。プルーム のサイズは変わらないとしているので、プルームが近づく場合と遠ざかる場合で同じ空 気吸収線量率となっている。MPでの自然放射能による空気吸収線量率は、周辺の環境 により異なるが、プルームによる空気吸収線量率の増加を検出できる下限は 0.01µGy/h 程度である。プルームが MP に到達するまでに必要な時間は、MP からの距離と移動速 度(風速)に依存する。

風速 1 m/s の場合には、250 m は 4.17 分

風速 2 m/s の場合には、250 m は 2.08 分

100×100×100 m<sup>3</sup> のプルームでもモニタリングポストに高い線量率を与える時間は短いことから、数分以上にわたり高い線量率が存在する場合には、原子炉建屋や排気筒からの放出が継続していることを意味する。この際、プルームからの沈着による線源の減少等は、主な成分が希ガスであるため考慮しない。

エネルギーの高いγ線を多く放出する I-132 の寄与が同じ放射能当たりでは最も高い 空気吸収線量率となることが分かる。I-131, Te-132 は I-132 の 1/4、Xe-132 は I-132 の 1/12 である。核種組成が分かれば、モニタリングポストでの空気吸収線量率からプルー ム中の放射能を求めることができるが、空気吸収線量率だけからでは核種組成を知るこ とは出来ない。

図4に示す波高分布で分かるように、3月12日10時以前のプルームには、放射性希 ガスしか含まれていないので、計算結果を使ってプルーム中の放射能を推定することが できる。 図5に示した大熊町夫沢 MP、双葉町郡山 MP と双葉町新山 MP での Xe-133 放射能を推定する。原子炉停止後1日での希ガスでは、Xe-133 が 74.3%で Xe-135 が 21.0%なので、1 Bq の希ガス中には、0.78 Bq の Xe-133 と 0.22 Bq の Xe-135 が存在していることになる。1 TBq の希ガスを含む 100×100 m<sup>3</sup> のプルームがモニタリングポストに来た時の空気吸収線量率は

3.26×0.78 (Xe-133) + 8.58×0.22 (Xe-135) =4.43 µGy/h となる。この値を使う事により、表2に示すように5時~6時の間の大熊町夫沢 MP、 双葉町郡山 MP、双葉町新山 MP でのピーク時の Xe-133 放射能を推定することが出来 る。



図1 プルームに含まれた放射性核種のよる MP での線量変化の模式図



図2 1 m<sup>3</sup>の仮想的なプルーム















双葉町郡山 MP と双葉町新山 MP の空気吸収線量率

表 2 2011 年 3 月 12 日 6 時前のプルーム中 Xe-133 放射能

			希ガス	Xe-133
	時刻	µGy/h	TBq	TBq
大熊町夫沢MP	5:59	0.522	0.12	0.0919
双葉町郡山MP	5.33	8.05	1.82	1.42
双葉町新山MP	5:35	1.45	0.33	0.255

### 4. プルームの飛来により周辺に沈着した放射性核種による線量

プルーム中に希ガス以外の核種が含まれるようになると、プルームの飛来に伴い測定 個所の周辺の広い領域に放射性核種が沈着する現象が生じるようになる。沈着の程度は、 気象条件、周辺の環境や放射性核種の化学形態等により異なる。沈着によりプルーム通 過後の線量率が飛来前より高くなる。

沈着する放射性核種の汚染密度は、「気象条件」、「周辺環境(平坦な土壌、舗装された道路、草地、周辺の樹木等)」、核種の化学形態等に依存するが、基本的にプルーム中の放射性核種濃度に比例すると考えられる。従って、事故からの経過時間が短い3月中では放射性ヨウ素(I-131, I-132)と放射性テルル(Te-132)が主要な核種となる。時間の経過に伴い相対的に半減期が短いこれらの核種の寄与が減少し、Cs-134 と Cs-137 が主要な核種となる。

福島県の多くの MP の検出器は地上 3 m の位置に設置されているので、地表に 1 Bq/cm<sup>2</sup>の一様な密度で I-131、I-132、Te-132、Cs-134 又は Cs-137 が存在する時の地表 3 m 位置での空気吸収線量率を egs5<sup>1)</sup>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<sup>2)</sup>」を適用して計算した。通常の計算のように、広い面線源から線源位置をサンプリングすると、非常に効率の悪い計算となるが、この手法により効率的な計算が可能となる。

線源半径を変えた計算結果を表3に示す。線源半径の増加により空気吸収線量率は増加するが、500mまで拡張するとその効果はほぼ飽和していることが分かる。しかし、500mより先の領域も僅かであるが寄与があるので、その寄与を確認するために500mまでの線源領域を除去するとその寄与が確認できるようになる。1F事故後様々な場所で見られた広い面線源による線量率は放射線管理の専門家でも経験が無い線源で、通常の感覚よりもはるかに広い領域を検討の対象にする必要がある。

事故1日後の1号機原子炉の炉心内の放射能は、参考文献3によると、

I-132 : 1.62E+9 GBq; I-131 : 1.26E+9 GBq; Xe-133: 2.62E+9 GBq

Te-132 : 1.57E+9 GBq; Cs-134 : 1.90E+8 GBq; Cs-137 : 2.02E+8 GBq

である。沈着しない希ガス以外では、放射性 Cs の放出量の割合は少ないと思われるので、これを除くと寄与は I-131、I-132 と Te-132 が中心となる。表 3 で I-131 と Te-132

の汚染密度当たりの空気吸収線量率が I-132 の 20 %以下であることから、プルーム飛 来により周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率は、事故初期の段階では実効 的に I-132 によると考えることが出来る。

この状況は、プルーム飛来に伴い「新たに沈着した放射性核種によるプルーム通過からあまり時間が経過していない時期」に限ることに注意が必要である。I-132の汚染密度がTe-132の汚染密度より高い場合に空気吸収線量率はI-132の半減期で減衰するが、

「参考資料」に示すように、時間の経過と共に I-132 は Te-132 と永続平衡になり、空 気吸収線量率は Te-132 の半減期で減衰するようになる。更に時間が経過すると、Te-132 より半減期が長い I-131 の半減期で減衰するようになる。また、以前に飛来したプ ルームによる沈着量が新たに沈着した放射性核種より遙かに多い場合には、新たな沈着 が生じてもプルーム通過後の空気吸収線量率はプルーム飛来前とほとんど変わらない 場合がある。従って、飛来したプルームによる新たな沈着による影響を見る場合は、プ ルーム飛来前の線量率との差を用いる必要がある。

### 表3 地表面に一様に分布した線源による地表 3 m での空気吸収線量率

始调业仅 (…)			空気吸収線量率			
脉原十连 (m)			µGy/h per Bq/cm <sup>2</sup>			
Radionuclide	I-132	I-131	Te-132	Cs-134	Cs-137	
10	$2.54\text{E-}02 \pm 1.10\text{E-}05$	$4.76E-03 \pm 2.13E-06$	$3.81E-03 \pm 2.29E-06$	$1.84E-02 \pm 7.83E-06$	$7.19E-03 \pm 3.10E-06$	
50	$5.37E-02 \pm 2.87E-05$	$9.78E-03 \pm 5.44E-06$	$7.37E-03 \pm 4.79E-06$	$3.87E-02 \pm 2.03E-05$	$1.51E-02 \pm 8.66E-06$	
100	$6.25E-02 \pm 4.02E-05$	$1.12E-02 \pm 7.34E-06$	$8.10E-03 \pm 5.94E-06$	$4.48E-02 \pm 2.79E-05$	$1.75E-02 \pm 1.15E-05$	
500	$6.93E-02 \pm 5.68E-05$	$1.20E-02 \pm 9.30E-06$	$8.41E-03 \pm 6.70E-06$	$4.95E-02 \pm 3.91E-05$	$1.91E-02 \pm 1.55E-05$	
1000	$6.94\text{E-}02 \pm 5.86\text{E-}05$	$1.20E-02 \pm 9.33E-06$	$8.41E-03 \pm 6.70E-06$	$4.95E-02 \pm 3.94E-05$	$1.91E-02 \pm 1.56E-05$	
Ratio to I-132	1.00	0.172	0.121	0.712	0.276	
for 1 km radius	1.00	0.175	0.121	0.715	0.276	

### 5. まとめ

以上の結果から、放射性核種を含むプルームによる線量率の状況は、次のように整理する ことが出来る。

・核種による線量率の違い

エネルギーの高い y 線の放出割合が高い I-132 の寄与は、同じ放射能当たりの線量率が 高いことと透過力の違いにより大きくなる。

- ・MPで、プルーム中の放射性核種からの y 線を検知出来る距離 100×100×100 (m<sup>3</sup>)の一様な濃度で放射性核種を含むプルームが MP に向かって移動・ 通過することを仮定した場合に、最も影響する距離が長い I-132 の場合でも 500 m 程度
- ・MP に高い線量率を与える時間は数分程度
- ・放射性核種の情報を得るためには、波高分布を取得することが重要
- ・プルームの飛来による MP 周辺に沈着した放射性核種による線量率

ー様に広い土壌表面に沈着したことを仮定した空気吸収線量率の計算結果から、MP での 空気吸収線量率へ寄与する領域は半径 500 m 程度で、I-132 の寄与が支配的 沈着後は I-132 の半減期で減衰し、その後 Te-132 の半減期で減衰する

### 引用文献等

- 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).
- 2) 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).
- 3) 西原 健司、岩本 大樹、須山 賢也、"福島第一原子力発電所の燃料組成評価"、 JAEA-Data/Code 2012-081 (2012).

【参考資料】

### I-132の減衰とTe-132の崩壊による生成

2023年5月22日

平山 英夫

### 1. はじめに

測定箇所周辺に沈着した I-132 は半減期(2.295 h)で減衰するが、Te-132 の子孫核種であるの で Te-132 の崩壊に伴い生成される。Te-132 の半減期は、3.204 dとI-132 より遙かに長いことから、 時間の経過と共に I-132 の放射能は Te-132 の放射能と等しくなる(永続平衡)。この状況を理解す るために、プルーム飛来による沈着が生じた時の I-131 と I-132 の汚染密度が 2 Bq/cm<sup>2</sup> で Te-132 の汚染密度が 1 Bq/cm<sup>2</sup>として時間の経過によるそれぞれの核種の汚染密度の変化と空気吸収線 量率への寄与の変化を示す。

### 2. Te-132の崩壊に伴う I-132の生成

Te-132とI-132の崩壊定数は、

$$\lambda_{Te-132} = \frac{0.693}{3.204 \times 24} = 0.009012 \ (h^{-1})$$
$$\lambda_{I-132} = \frac{0.693}{2.295} = 0.30196 \ (h^{-1})$$

である。Te-132の崩壊に伴う I-132の汚染密度は t=0 では 0 Bq/cm<sup>2</sup> であるので、t 時間後の Te-132の崩壊に伴う I-132の汚染密度は、

$$B_{I-132}(t)\left(\frac{Bq}{cm^2}\right) = B_{Te-132}(0)[\exp(-\lambda_{Te-132}t) - \exp(-\lambda_{I-132}t)]$$

となる。

プルーム通過直後の I-132 の汚染密度が 2 Bq/cm<sup>2</sup> で Te-132 の汚染密度が 1 Bq/cm<sup>2</sup>の場合の 時間の経過によるプルームの飛来により沈着した I-132と Te-132 の汚染密度の変化を図1に示す。 1000 分(16.7 時間)を過ぎると I-132 は Te-132 と永続平衡となり、両者の汚染密度がほぼ同じにな っていることが分る。

3. 空気吸収線量率への寄与の変化

プルーム通過直後の汚染密度が、I-131とI-132は2Bq/cm<sup>2</sup>でTe-132は1Bq/cm<sup>2</sup>の場合の空気吸収線量率への各核種の寄与を図2に示す。空気吸収線量率の大部分がI-132によることが分かる。



(別添2-2)

### 波高分布の測定による放射性核種の推定

### 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 平山英夫、林克己

#### 1. 背景及び目的

原子力発電所の事故に伴い放出されたプルーム中に含まれている放射性核種やプル ームの飛来に伴い周辺に沈着した放射性核種の種類を波高分布が測定できる放射線検 出器を用いて行なうことは現実的で合理的な手法であるが、事故時の適用においては、 以下の事を理解する必要がある。

- ・検出器に入射したγ線と波高分布の関係
- ・散乱線の影響
- ・エネルギー分解能
- ・パルス計測とパイルアップ

本資料は、波高分布を活用するために必要な上記の事についてまとめたものである。

### 後出器に入射したγ線と波高分布の関係

波高分布を測定できる検出器に、Cs-137からのγ線のように単一エネルギーのγ線が入射 した場合でも、波高分布は入射したγ線エネルギーに対応した「全エネルギー吸収ピーク」と 入射エネルギーより低い領域に分布する「コンプトンテール」からなる広がった分布となる。こ のような分布が生じるのは、検出器の出力が、検出器に入射したγ線と検出器の構成元素と の相互作用により生じた「電子」によるためである。光電吸収の場合は、入射γ線のエネルギ ーの大部分が光電子の運動エネルギーとなるが、コンプトン散乱の結果生じる二次電子の運 動エネルギーは、ゼロからコンプトン吸収端と呼ばれるエネルギーまで分布する。当然のことな がら、γ線の反応は複数回生じる場合もあるので、検出器の大きさも影響する。γ線のエネル ギーにより、「光電効果」、「コンプトン散乱」と「電子対生成」がどのように変化するかを NaI(TI) 検出器の場合についてNISTから公開されている XCOM<sup>1)</sup>を使って求めた結果を図1に示す。 図1 (a) はそれぞれの反応の質量減衰係数で、(b)は、それぞれの反応の占める割合として 示したものである。0.2 ~ 3 MeV の領域ではコンプトン散乱が主流であることが分かる。

入射γ線の波高分布を理解するには、電子・光子の飛跡情報が有益である。参考文献 2 では、電磁カスケードモンテカルロ計算コード egs5 を用いた放射線教育の例として、

「放射線検出器によるガンマ線のエネルギー測定のシミュレーション」が示されている。 3 インチ直径の NaI(Tl) 検出器(長さは、入力で指定)に1 個ずつ指定したエネルギー のγ線を入射し、電子・光子の飛跡と検出器に吸収されたエネルギーを調べ、図3に示 すような波高分布との関係を理解する例が示されている。



図 1 NaI(TI)の(a) 質量減衰係数、(b) 各エネルギーでの光電効果、 コンプトン散乱及び電子対生成の割合



**図23インチ直径で3インチ長さのNal(Tl)検出器中のCs-137**γ線による飛跡<sup>1)</sup> 図中数値は検出器に吸収されたエネルギーを、Cはコンプトン散乱、 Pは光電効果、Eは検出器外に出たことを意味している

図2は、図3に示した NaI(TI)の波高分布に対応するもので、全エネルギー吸収ピークに対

応するのは、検出器中に吸収されたエネルギーの合計が 0.662 MeV の場合だけである。



図3 NaI(TI)検出器近くに置かれた Cs-137 線源による波高分布例

複数の線源がある場合には、それぞれの線源から放出されるγ線による波高分布が重なるため、測定される波高分布はより複雑になる。図4に、Cs-137とCo-60の場合の例 を示す。



### 3. 散乱線の影響

線源から出たγ線は検出器周辺の物質と相互作用し、放出時のエネルギーと異なる散 乱線として検出器に入射する。散乱線は、コンプトン散乱の散乱光子なので、入射γ線 のエネルギーよりエネルギーが低く、ピークの無い広がったエネルギー分布をしている。 このような場に置かれた検出器の波高分布は、図5に示す例のように、全エネルギー吸 収ピークより低いエネルギーの領域が高い波高分布となり、散乱線の寄与がさらに大き くなると、全エネルギー吸収ピークの識別が難しくなる。



図 5 散乱線を含む Cs-137 からの γ 線による波高分布例

### 4. エネルギー分解能

多くのγ線が存在する場合に、全エネルギー吸収ピークをどの程度分離して測定でき るかは、検出器のエネルギー分解能が影響する。図6に模式的に示したようにエネルギ ー分解能 R が小さいほど近接したエネルギーのγ線を識別することが可能になる。放 射能測定に使用される Ge 検出器は、エネルギー分解能が良い検出器の例である。福島 県の MP 等で事故時の波高分布が残されている NaI(Tl)の分解能は良くないために、識 別できる放射性核種が限られている。波高分布による放射性核種推定の重要性を考える と、低線量率用に設置された NaI(Tl)検出器と別のより分解能の良い検出器を MP 等に 設置することも検討する必要があると思われる。

### 5. パルス計測とパイルアップ

波高分布を測定する検出器では、入射したγ線により生じたパルス毎のパルスの高さ を測定するパルス計測を行なっている、パルス計測では、γ線の検出器内での反応によ り生じたパルスが減衰後に次のγ線が入射し、検出器内に付与したエネルギーに比例し た高さのパルス高が得られることを前提にしている。しかし、図7に例示<sup>3)</sup>するよう に、計数率が高くなると、最初のパルスが減衰する前に、次のγ線によるエネルギー付 与が生じ、実際のパルスより高いエネルギーのパルスとなる。計数率が非常に高くなる と、多数のγ線によるパルスが一つのパルスとなり、「ピーク」が見えなくなり、高濃 度の放射性核種を含むプルームの場合の NaI(TI)検出器の測定結果で見られたように、 入射したγ線のエネルギー情報を得ることができなくなる。



(b) パイルアップしたとき



### 6. まとめ

福島第一原子力発電所の事故時に MP 等で放射性核種の種類推定に使用可能な情報 である NaI(TI)の波高分布データを活用する際に必要な

- ・検出器の入射した γ線と波高分布の関係
- ・散乱線の影響
- ・エネルギー分解能
- ・パルス計測とパイルアップ

についての簡単な解説をまとめた。

### 引用文献等

- 1) <u>https://physics.nist.gov/PhysRefData/Xcom/html/xcom1.html</u>
- 2) H. Hirayama and Y. Namito, "Lecture Note Education for Radiations using CGview ", KEK Internal 2018-3, August 2018.
- 3) 青木清、"高計数率条件下における放射線エネルギースペクトルの測定"、 http://repo.komazawa-u.ac.jp/opac/repository/all/24117/KJ00005115295.pdf

(別添2-3)

2011 年 3 月 12 日の正門付近及び MP-8 付近での周辺線量当量率について

### 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、岩永宏平、鈴木征四郎、林克己、吉田善行、佐藤修彰

#### 1. 背景及び目的

2011年3月12日4時頃から、良く知られているように福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)の正門付近、MP-7とMP-8付近で周辺線量当量率の上昇が観測されるようになった。両箇所の線量率の時間変化は、一部分を除き「放射性核種を含むプルーム飛来」では説明出来ない。同じ頃空気吸収線量率の上昇が観測されるようになった1F周辺の福島県のモニタリングポスト(以下「MP」という。)での情報及び3号機と6号機のSGTSモニターの周辺線量当量率の時間変化と比較することにより、正門付近とMP-8付近の線量率変化をもたらした「線源」について検討した。

### 2. 検討に使用した MP 等

図1に1号機と正門付近、MP-7、MP-8 付近、6 号機及び福島県の MP の位置関係を 示す。1 号機からの距離は、「3 号機 SGTS モニター: 0.3 km 弱、6 号機 SGTS モニタ ー: 0.7 km、正門付近: 0.96 km、MP-7 と MP-8 付近: 1.0 km、大熊町夫沢 MP: 1.8 km、双葉町郡山 MP: 3.0 km、双葉町上羽鳥 MP: 6.0 km」である。



(福島県のモニタリングポスト)

(1F内の測定箇所)

図1 検討に使用した MP 等

### 3.2011 年3月12 日午前中の状況比較

図2に3月12日3時から8時の大熊町夫沢MP、双葉町郡山MP、双葉町上羽鳥MP と1F敷地内の正門付近とMP-8付近の測定結果を示す。MP-8付近での5時から6時以 外の時刻において、敷地内の正門付近と MP-8 付近では周辺線量当量率は時間の経過と 共に増加し、6時半過ぎからはほぼ一定の高いレベルが継続している。この傾向は、放 射性核種を含むプルームの飛来により空気吸収線量率が上昇し、通過後は急激に減少し ている福島県の MP での結果と明らかに異なっている。7 時から 8 時には、周辺の MP では事故前のバックグラウンドに近い 0.1 μGy/h になっているのに対して、正門付近 と MP-8 付近では、数 µ Sv/h のレベルが継続している。

状況を理解するために、5時から7時の福島県 MP での1時間平均の波高分布を図3 に示す。どの場所でも放射性 Xe 以外の核種(天然の K-40 を除く) は検出されていな い。希ガスである放射性 Xe は、周辺には沈着しないことから、プルームが遠ざかると 共に線量率は急激に減少するため、福島県 MP のような比較的遠方の MP では、図2に 示したような時間変化になったと思われる。





図2 2011 年 3 月 12 日 3 時から 8 時の線量率

2011 年 3 月 12 日 5 時から 7 時の波高分布 図 3

図4に、3月12日午前中の正門付近、MP-8付近と大熊町夫沢 MPの線量率の比較を 示す。大熊町夫沢 MP は福島県の MP の中では1号機に最も近い場所にある MP で、正 門付近と MP-8 付近の間の方向に位置している。10 時から 11 時の線量率は、3 箇所と もプルームの飛来による典型的な変化を示している。大熊町夫沢 MP でのピーク時の空 気吸収線量率は 5.15 µ Gy/h で、MP-8 付近は 24.1 µ Sv/h である。MP-8 付近は前後に 一定の線量率が存在する上にプルーム飛来による寄与が加わったと思われるので、プル ーム飛来に伴うピーク線量率は、19.3 µ Sv/h である。プルームの放出場所からの拡散 の状況は様々な要素が考えられるので正確な推定は難しいが、大凡両者の比

(0.27=5.15/19.3) に近いと考えられる。仮に、7 時から 10 時の MP-8 付近の平坦な周辺 線量当量率がプルームの飛来だとすると、同じ時間帯に正門付近でも MP-8 より高い同 じような周辺線量当量率が観測されていることから、両者の中間方向の大熊町夫沢 MP でも 0.8 µ Gy/h 程度の高い平坦な空気吸収線量率が記録されているはずである。しか しながら、測定結果には対応する高い平坦な空気吸収線量率はない。

図5に、大熊町夫沢 MP での1時間平均の波高分布を示す。10時から11時の波高分 布からI-132の存在が見られるが、その割合は小さく Xe-133、Xe-135等の希ガスが中心 である。プルームに含まれる放射性核種の中心が希ガスの場合、プルームの飛来に伴う 放射性核種の沈着による線量率は非常に少ないと思われる。正門付近と MP-8 付近の線 量率がプルームの飛来に伴うとすると観測されたような平坦な傾向となるためには長 時間連続してプルームの放出が続いていたことになるが、その場合、大熊町夫沢 MP で 全く測定されないことは考えにくい。







図5 2011 年 3 月 12 日 11 時までの大熊町夫沢 MP での波高分布

図6に、正門付近、MP-8 付近と3 号機及び6 号機の SGTS モニターの周辺線量当 量率の比較を示す。SGTS モニターは場の周辺線量当量率測定のモニターではないこと、 及び1号機オペレーションフロアとの間に遮蔽となる物質があるため、周辺線量当量率 を過小評価している可能性が高いが、周辺線量当量率の時間変化を見る上では有効なデ ータである。4 時頃からの線量率の変化は、プルームの影響がある時間帯を除くと、4 箇 所は同じような時間変化をしており、1 号機オペフロからの距離が長くなるに伴い減少 している。6 号機の SGTS モニターは他の測定点と異なり1 号機の北方向にある。6 号 機の SGTS モニターで同じような傾向が測定されていたことは、正門付近や MP-8 付近 での線量率はプルームの飛来の場合に大きく影響する「風向」と関係ないことを意味し ている。

図7に、正門付近と MP-8 付近のプルームの飛来と思われる時間帯以外の線量率の 時間変化を、縦軸をリニアスケールにして示す。上昇の傾きは異なるが、4 時から5 時 及び6時過ぎから7時前の上昇はほぼ時間に比例している。この傾向は、以下の理由か らプルームの放出に伴う事象ではないと思われる。

- ・プルームの飛来によるものであれば、1時間の間、時間の経過と共に放出量が増加したことになるが、原子炉建屋からの放出は圧力の上昇により、隙間などから出ることを考えると、長期間にわたり放出量が増加し続けるとは思われない。
- ・両箇所の中間の方向にある大熊町夫沢 MP でこの傾向が全く観測されていない。
- ・プルームの飛来に伴い周辺の沈着した放射性核種によるものであるとすると、時間の経過と共に増加することとは対応しているが、大熊町夫沢の波高分布から希ガス以外の放射性ヨウ素の割合が小さい事、及びプルーム飛来に伴う兆候無しに周辺に沈着が起きることは考えられない。


図6 正門付近、MP-8 付近と3 号機及び6 号機 SGTS モニターの比較



プルーム飛来によると思われる時間帯以外の時間変化

4. まとめ

2011 年 3 月 12 日の正門付近と MP-8 付近の周辺線量当量率の時間変化を、1 号機に 最も近い大熊町夫沢 MP 並びに 3 号機及び 6 号機の SGTS モニターの時間変化と比較検 討し、以下の結果が得られた。

・両箇所の周辺線量当量率が、4時頃及び6時過ぎから時間の経過と共に上昇しその後 一定のレベルが継続する傾向は、1号機の南方向の3号機 SGTS モニターと北方向の 6 号機 SGTS モニターでも確認されているが、正門付近と MP-8 の間の方向に位置する 1F に最も近い大熊町夫沢 MP では測定されていない。

・「風向と無関係」でプルームの飛来によるものではなく、「1 号機からの距離により線 量率が減少」し、「1F の敷地外までは影響が及ばない」

この結果から、両箇所の線量率の上昇は「非常に強い放射性同位元素」による可能性が 高いことを示している。3月12日の段階では、水素を含むガスが充満する傾向が続い ていた1号機のオペレーションフロアが「線源」の有力な候補である。 (別添2-4)

# 1号機オペレーションフロアに充満した 放射性同位元素による周辺への線量率寄与の検討

#### 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、岩永宏平、鈴木征四郎、林克己、吉田善行、佐藤修彰

1. 背景及び目的

別添2-3の検討結果から、これらの特徴的な線量率の時間変化は「放射性核種を含 むプルームの飛来」では説明出来ず、大強度の線源からの直接線・スカイシャイン線に よる可能性が高いことが分かった。以下では、1号機のオペレーションフロア(以下「オ ペフロ」という。)に充満した放射性核種が「大強度の線源」となった可能性について 検討を行なった。

#### 2.1号機オペフロに充満した放射性同位元素による直接線・スカイシャイン線

1号機のオペフロに充満した放射性同位元素による直接線・スカイシャイン線による 線量率の検討は、山内等<sup>1)</sup>や平山<sup>2)</sup>によって、モンテカルロ計算コードを用いて行なわ れている。

山内等は、MP-8 や3 号機 SGTS モニターのように、2~4 号機の原子炉建屋の影響を 受ける場所を含めた計算を MCNP を用いて実施している。放射性希ガス、放射性ヨウ 素、放射性セシウム及び放射性テルルを線源とする周辺線量当量率を計算し、核種毎の 移行割合は、原子力規制委員会の審査ガイドを基に、希ガス:100%、ヨウ素とセシウ ム:18%、テルルとアンチモン:9%に設定している。計算結果と測定値との比較から、 3 月 12 日午前 8 時の時点では、「線量率に支配的に寄与するヨウ素・セシウムの移行 量は炉心インベントリーの 0.43%程度」であるという結果を出している。この内容を基 にまとめられた「空間線量率モニタリングデータに基づく1号機事故進展の推定、事故 進展と結びつけ」<sup>3</sup>で検討結果が公表されている。

平山は、「放射性核種毎の寄与を調べる」ことと「敷地外の福島県 MP への影響を調 べる」ことを目的に、東電の計算で用いられた MCNP とは異なるモンテカルロ計算コ ード egs5 を使用して計算を行なった。遠方での計算では、崩壊当たりの放出率が小さ くてもエネルギーの高いγ線の寄与が重要なので、放出γ線の情報として ICRP-107 の データを使用した。正門付近や MP-7 と1号機のオペフロの海抜はほぼ同じであること から、オペフロ床面が正門付近や MP-7 と同じ高さの地面上にあるとしたモデルで計算 を行った。オペフロ面積と同面積の円を底面とし高さはオペフロ天井と床の距離とした 円柱状の線源が地面上にある単純な形状とした。なお、充分な統計精度を得るため、円 環帯状の検出領域での平均値を使うことにより計算を効率化した。

(1) 計算形状: 図1に使用した形状を示す。空気の高さはスカイシャイン計算に十分と なるよう、地表面から1km とした。オペフロの壁と天井の厚さは、コンクリートの密 度を2.3 g/cm<sup>3</sup>として、東電の計算で使用した図1の値と同じ厚さ(cm)とした。

(2) 直接線・スカイシャイン線の核種毎の寄与の違いを明確にするために、核種毎に 計算を行なった。各核種から放出されるγ線のエネルギーについては、放出率の小さ いγ線まで網羅している ICRP-107 のデータを使用した。



東電の計算で使用された天井・壁の厚さ

		-	密度
兮慨	对承	厚さ[cm]	[g/cc]
1.848	天井	14	2.71
1 兮极	壁	5.14	2.53
2 号機	天井。	16	2.59
	壁	20	2.40
3号機	天井	16	2.56
	壁	30	2.40
4号機	天井	16	2.48
	壁	25	2.40

図1 計算形状

表1に、正門付近での東電の計算結果、egs5の計算結果と測定値との比較を示す。崩壊当 たりのγ線情報の違いを見るために、東電の計算と同じ様に放射性希ガス、放射性ヨウ素、 放射性セシウム及び放射性テルルを線源とし、egs5の計算は、ICRP-107のデータと東 電と同じデータを用いた場合の2つの結果を示す。炉心内の放射能は東電のデータを使 用し、炉心内の放射能の、希ガスでは2.37%、ヨウ素とセシウムでは0.43%、アンチモ ンとテルルでは0.22%がオペフロに充満している場合の結果である。放射性ヨウ素の寄 与が中心で、放射性ヨウ素と放射性テルルで使用するγ線データによる違いが大きいこ とが分かる。egs5形状での結果は、東京電力 HD が用いた形状での結果の79%で概ね 一致している。

実施者	平山		山内等	
コードの種類	egs5		MCNP	測定値
γ線データ	<b>ICRP-107</b>	東電使用データ	東電使用データ	
		周辺線量当量率	(µSv/h)	
放射性希ガス	$0.290 \pm 0.01$	$0.296 \pm 0.022$	$0.33 \pm 0.004$	
放射性ヨウ素	$5.08 \pm 0.17$	$3.47 \pm 0.07$	$4.5 \pm 0.072$	
放射性セシウム	$0.543 \pm 0.022$	$0.538 \pm 0.010$	$0.68 \pm 0.005$	
放射性テルル	$0.117 \pm 0.008$	$0.0621 \pm 0.0033$	$0.078 \pm 0.0009$	
放射性アンチモン	$0.0427 \pm 0.0015$	$0.0306 \pm 0.0005$	$0.39 \pm 0.003$	
合計	6.07	4.40	5.6	5.5

表1 3月12日午前7時の時点での正門付近の周辺線量当量率の比較

以下に、egs5の計算結果を用いた検討結果を示す。

γ線のエネルギーによる散乱線・スカイシャイン線による周辺線量当量率の違いを見 るために、崩壊に伴い当該エネルギーのγ線が1個放出されるとした場合の周辺線量当 量率の距離による減衰傾向を図2に示す。オペフロの壁、天井及び途中の空気による減 衰のため、γ線エネルギーが低くなると減衰することが分かる。

正門付近と MP-7 での測定値と計算値の比較を表2に示す。正門付近で測られた周辺 線量当量率 (μSv/h) は良い一致が得られたが、MP-7 の空気吸収線量率 (μGy/h)は計算 結果が過大になった。これは、1 号機から MP-7 の途中に地面が高くなっている箇所が あり、MP-7 を直視出来ないことを考慮していない計算形状であるためと思われる。核 種毎の計算結果から1km 程度の距離に影響を与える核種を知ることができる。正門付 近では放射性ヨウ素の寄与が 86 %以上あり、その中でも I-132 の寄与が 62 %近くと大 きいことが分かる。これは、I-132 がエネルギーの高いγ線を放出するためである。

オペフロに充満した放射性同位元素による直接線・スカイシャイン線が1号機から1 km の MP-7 や MP-8 付近までは線量率の増加をもたらす。1号機から見て同じような 方向に位置する大熊町夫沢 MP での線量率を検討した。コア中の希ガス2.7%、ヨウ素 とセシウム0.43%、テルル0.22% が1号機オペフロに充満している場合の放射性核種 からの直接線・スカイシャイン線による周辺線量当量率と空気吸収線量率の距離による 変化を図2に示す。空気吸収線量率の距離依存は、

 $D\left(\frac{\mu Gy}{h}\right) = 45297 \times \exp\left(-0.00938 \times d\right)$ ; d: 1 号機からの距離(m)

で指数関数で近似することができる。大熊町夫沢 MP は d=1800 m なので D=0.002 µGy/h となる。大熊町夫沢 MP での自然放射能による BG レベルは、0.04 µGy/h なので、この レベルは BG の 1/10 以下であり、検出できるレベルではないことがわかる。

Around main gate		Avtivity in	μSv/h	
at 959 m	% of Bq/core	opration floor	egs5 results	Measured
		(Bq)	(Bq) egs5 results	
Kr-88	2.37	7.30E+13	$0.213 \pm 0.002$	_
Xe-135	2.37	1.75E+16	$0.0431 \pm \ 0.0031$	_
Xe-135m	2.37	8.72E+14	$0.0208 \pm \ 0.0006$	_
I-130	0.43	2.16E+13	$0.0058 \pm \ 0.0001$	_
I-131	0.43	5.42E+15	$0.0647 \pm \ 0.0058$	_
I-132	0.43	6.97E+15	$3.59\pm\ 0.09$	_
I-133	0.43	5.63E+15	$0.414 \pm \ 0.018$	_
I-135	0.43	9.20E+14	$0.954 \pm \ 0.013$	
Cs-134	0.43	8.17E+14	$0.196 \pm \ 0.006$	_
Cs-136	0.43	2.21E+14	$0.121 \pm 0.003$	
Cs-137	0.43	8.69E+14	$0.0538 \pm \ 0.0020$	
Sb-127	0.22	2.04E+14	$0.0150 \pm \ 0.0004$	
Sb-129	0.22	2.14E+13	$0.0123 \pm \ 0.0002$	
Te-131m	0.22	3.96E+14	$0.171 \pm 0.004$	
				_
	Total		5.87	5.5
MP-7	% of activity	Avtivity in	µGy/h	
at 1000 m	in core	opration floor	egs5 results	Measured
Kr-88	2 37	(Bq) 7 30F+13	$0.137 \pm 0.0014$	
Xe-135	2.37	1.75E+16	0.137 ± 0.0011	_
V. 125		$1/2E \pm 10$	0.0198 + 0.0019	
X e_1 3 3m	2.37	1./3E+16 8.72E+14	$0.0198 \pm 0.0019$ $0.0091 \pm 0.0003$	_
	2.37	1.75E+16 8.72E+14 2.16E+13	$0.0198 \pm 0.0019$ $0.0091 \pm 0.0003$ $0.0028 \pm 0.0001$	_
<u>I-130</u> <u>I-131</u>	2.37 2.37 0.43	1.75E+16 8.72E+14 2.16E+13 5.42E+15	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \end{array}$	-
I-130 I-131 I 132	2.37 2.37 0.43 0.43	1.75E+16       8.72E+14       2.16E+13       5.42E+15       6.97E+15	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.007 \end{array}$	  
I-130 I-131 I-132 I 132	2.37 2.37 0.43 0.43 0.43 0.43	1.75E+16       8.72E+14       2.16E+13       5.42E+15       6.97E+15       5.63E+15	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \end{array}$	  
I-130       I-131       I-132       I-133	2.37 2.37 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         0.20E+14	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.000 \end{array}$	  
I-130       I-131       I-132       I-133       I-135	2.37 2.37 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0052 \pm 0.0040 \end{array}$	
I-130       I-131       I-132       I-133       I-135       Cs-134	$ \begin{array}{r} 2.37 \\ 2.37 \\ 0.43 \\ 0$	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14	$\begin{array}{c} 0.0198 \pm 0.0019\\ \hline 0.0091 \pm 0.0003\\ \hline 0.0028 \pm 0.0001\\ \hline 0.0320 \pm 0.0032\\ \hline 2.10 \pm 0.07\\ \hline 0.226 \pm 0.012\\ \hline 0.560 \pm 0.009\\ \hline 0.0953 \pm 0.0040\\ \hline 0.0670 \pm 0.0018\\ \hline \end{array}$	
I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-136	$ \begin{array}{r} 2.37 \\ 2.37 \\ 0.43 \\ 0$	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0953 \pm 0.0040 \\ \hline 0.0670 \pm 0.0018 \\ \hline 0.0266 \pm 0.0015 \end{array}$	
I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-137	$ \begin{array}{r} 2.37 \\ 2.37 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.22 \\ \end{array} $	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14         8.69E+14	$\begin{array}{r} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0953 \pm 0.0040 \\ \hline 0.0670 \pm 0.0018 \\ \hline 0.0266 \pm 0.0015 \\ \hline 0.00670 \pm 0.0002 \end{array}$	
I-130         I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-136         Cs-137         Sb-127	$ \begin{array}{r} 2.37 \\ 2.37 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.43 \\ 0.22 \\ 0$	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14         8.69E+14         2.04E+14	$\begin{array}{c} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0953 \pm 0.0040 \\ \hline 0.0670 \pm 0.0018 \\ \hline 0.0266 \pm 0.0015 \\ \hline 0.0068 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0071 \pm 0.0001 \end{array}$	
I-130         I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-136         Cs-137         Sb-127         Sb-129	$\begin{array}{r} 2.37 \\ \hline 2.37 \\ \hline 0.43 \\ \hline 0.22 $	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14         8.69E+14         2.04E+14         2.14E+13         2.04E+14	$\begin{array}{c} 0.0198 \pm 0.0019\\ \hline 0.0091 \pm 0.0003\\ \hline 0.0028 \pm 0.0001\\ \hline 0.0320 \pm 0.0032\\ \hline 2.10 \pm 0.07\\ \hline 0.226 \pm 0.012\\ \hline 0.560 \pm 0.009\\ \hline 0.0953 \pm 0.0040\\ \hline 0.0670 \pm 0.0018\\ \hline 0.0266 \pm 0.0015\\ \hline 0.0068 \pm 0.0003\\ \hline 0.0071 \pm 0.0001\\ \hline 0.0062 \pm 0.0021\\ \hline \end{array}$	
I-130         I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-136         Cs-137         Sb-127         Sb-129         Te-131m	$\begin{array}{r} 2.37 \\ \hline 2.37 \\ \hline 0.43 \\ \hline 0.22 \\ \hline \end{array}$	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14         8.69E+14         2.04E+14         2.14E+13         3.96E+14	$\begin{array}{c} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0953 \pm 0.0040 \\ \hline 0.0670 \pm 0.0018 \\ \hline 0.0266 \pm 0.0015 \\ \hline 0.0068 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0071 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0969 \pm 0.0031 \\ \hline \end{array}$	
I-130         I-130         I-131         I-132         I-133         I-135         Cs-134         Cs-136         Cs-137         Sb-127         Sb-129         Te-131m	2.37 2.37 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.43 0.22 0.22 0.22	1.75E+16         8.72E+14         2.16E+13         5.42E+15         6.97E+15         5.63E+15         9.20E+14         8.17E+14         2.21E+14         8.69E+14         2.04E+14         2.14E+13         3.96E+14	$\begin{array}{c} 0.0198 \pm 0.0019 \\ \hline 0.0091 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0028 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0320 \pm 0.0032 \\ \hline 2.10 \pm 0.07 \\ \hline 0.226 \pm 0.012 \\ \hline 0.560 \pm 0.009 \\ \hline 0.0953 \pm 0.0040 \\ \hline 0.0670 \pm 0.0018 \\ \hline 0.0266 \pm 0.0015 \\ \hline 0.0068 \pm 0.0003 \\ \hline 0.0071 \pm 0.0001 \\ \hline 0.0969 \pm 0.0031 \\ \hline \end{array}$	

表2 egs5の計算結果と測定値の比較



3. まとめ

計算形状と計算コードの異なる2つの計算結果が測定結果とほぼ対応した結果になったことは、1号機のオペフロに充満した放射性同位元素が線源となり、正門付近やMP-8等での線量率の原因となった可能性が高いことが確認された。オペフロに充満した放射性同位元素による散乱線・スカイシャイン線による線量率は、1Fに最も近い大熊町 夫沢 MPでも自然放射能によるBGレベルの1/10以下であり、MPでは検出できなかったという事実とも対応している。

但し、以下の課題について検討が必要である。

- ・核種毎の移動割合とオペフロに充満した各核種の放射能の妥当性 東電は、原子力規制委員会の設置許可申請の審査ガイドを基に核種毎のオペフロへの移行割合を求めているが、このことの妥当性及び推定した核種毎の放射能の妥当 性を検討する必要がある
- ・1 号機の水素爆発に伴う変化
  - 1号機の水素爆発により1号機のオペフロに充満していた放射性核種がすべて外部

に放出したとすると、散乱線・スカイシャイン線の線源が無くなることになるので、 正門付近等の線量率が大幅の減少するはずである。しかし水素爆発前後で正門付近と MP-8 付近の周辺線量当量率はそれほど変化しておらず、6 号機の SGTS モニターで は水素爆発のプルーム飛来による沈着によると思われる影響でむしろ若干上昇して いるが、大幅な減少は見られない。

- オペフロに充満した I-132の減衰
   I-132が主要な寄与をしている核種とすると、オペフロへの漏えいが少ない時間帯では I-132の減衰に伴う線量率の減少が見られると考えられるが、正門付近と MP-8 付近では 2 時間近く線量率の変化があまりない時間帯があることと併せて検討が必要である。
- オペフロに充満した放射性核種は、ガス状とエアロゾルの成分があると考えられる。
   希ガス以外の核種の場合、オペフロに数時間のオーダーで存在している間に、オペフロの内壁に付着し、崩落したコンクリート等と共に飛散しないで残っていた可能性が考えられるが、放射性ヨウ素の大部分がエアロゾルとして付着していたとすることは妥当かどうか。

#### 引用文献等

1) 山内 大典、白井 浩嗣、向原 民、坂本 正樹、木村 有輝、本多 剛、野崎 謙一 朗、溝上 暢人、溝上 伸也、"東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評 価 (98) 線量率データに基づく1号機事故初期の事故進展挙動についての考察"、1E16、 日本原子力学会2017 年秋の大会、北海道大学、9月13日—15日 (2017).

2) H. Hirayama, "Skyshine Calculation with egs5 code due to  $\gamma$ -rays from Radionuclides Distributed Uniformly Inside Operation Floor of Unit-1 of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station", KEK Report 2018-3, March 2019.

3) 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・ 検討結果「第5回進捗報告」について 添付資料 1-11"、東京電力ホールディングス株 式会社 福島第一廃炉推進カンパニー、2017 年 12 月 25 日.

(http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0120.pdf 2023.6.21final confirmation)

#### (別添2-5)

# モニタリングポスト等での線量率と原子炉の事象との関係 (2011 年 3 月 12 日)

#### 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、岩永宏平、鈴木征四郎、林克己、吉田善行、佐藤修彰

1. 背景及び目的

2011年3月12日のモニタリングポスト等での線量率と原子炉の事象の関係について 検討を行なった。3月12日は、放射性核種を含むプルームを放出する可能性があるの は1号機だけと考えられるので、「モニタリングポスト等での測定結果」と「1号機の 原子炉における事象進展」とは一定の関係性があると考えられる。12日午後には、「ベ ント操作に伴う1/2号機共用排気筒からの放出」と「1号機の水素爆発」という大きな 出来事があったので、主としてこの2つの事象とモニタリングポストでの線量率の関連 について検討を行なった。

#### 2. 検討対象の測定場所と使用する測定データ

検討の対象とした福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)内の測定箇所と福島県 のモニタリングポスト(以下「MP」という。)を図1に1号機からの距離と共に示す。 なお、検討には、以下のデータを使用した。

(1) 東京電力ホールディングス株式会社(以下「東電」という。)からアーカイブデー タ<sup>1)</sup> として公開されているモニタリングカーで測定された 1F 敷地内の周辺線量当量 率。

(2) 福島県の MP については、福島県のウェブサイトで公開されている整理されたデー タは、1時間平均の空気吸収線量率であるが、1時間平均のデータでは、分単位で変化 する原子炉における事象進展との対応が難しいので、以下の通りに基本的に 20 秒間隔 の空気吸収線量率を用いた。

- ・ ホームページに 20 秒毎のデータが掲載されている MP については、ウェブサイト のデータを基に、高エネルギー加速器研究機構(KEK)で整理した空気吸収線量率<sup>2)</sup>
- ウェブサイトに、「チャート紙」に記録されたデータしか掲載されていない MP については、KEK でグラフ数値読取システム (GSYS2.4)<sup>3)</sup>を用いて読み取り数値データ 化した空気吸収線量率<sup>4)</sup>

周辺線量当量率と空気吸収線量率の関係は、測定場所の光子スペクトル情報が無いと 厳密には求める事が出来ないため、図2に、γ線のエネルギー毎の「空気吸収線量/周辺 線量当量」を用いて周辺線量当量率として評価することとした。 なお、福島県の MP には、低線量率用に設置されていた NaI(Tl) 検出器の波高分布デ ータが残されていた MP もあったので合わせて使用した。



検討場所	1号機からの距離	検討場所	1号機からの距離
6 号機SGTSモニター	0.7 km	大熊町大野MP	5.2 km
正門付近	0.96 km	双葉町山田MP	3.0 km
MP-7	1.0 km	双葉町新山MP	4.1 km
MP-8付近	1.0 km	双葉町上羽鳥 MP	6.0 km
MP-4近く	1.1 km	浪江町浪江 MP	8.7 km
大熊町夫沢 MP	1.8 km	浪江町幾世橋MP	8.5 km

図 1	検討対象の測定場所
-----	-----------



#### 空気吸収線量と周辺線量当量の関係

#### 3.3月12日午前における MP で計測された線量率の挙動

2011 年 3 月 12 日午前の 1F の「北西から北側」の線量率を図 3 に、「南から西側」の線量率を図 4 に示す。比較のために、正門付近は両方の図に含めている。

「北西から北側」では、双葉町郡山 MP で、4 時 33 分から空気吸収線量率の上昇が始まっている。1F から 3 km 離れていることから、1 号機からの放出は正門付近での上昇が始まった4 時にほぼ近いと思われる。双葉町郡山 MP から少し遅れて双葉町新山 MP で、双葉町新山 MP の上昇から1 時間後に、浪江町浪江 MP と浪江町幾世橋 MP で上昇が起きている。8 時過ぎには、早朝の4 時過ぎより1 桁ほど高い上昇が起きている。このことは、8 時過ぎから原子炉からのプルームの放出量が増加した可能性がある。

「南から西側」では、正門付近及び MP-8 で早朝の4 時頃から、オペレーションフロ アに充満した放射性核種による散乱線・スカイシャイン線によると思われる線量率上昇 が生じている。この時点ではプルームの放出らしき MP 上での変動は確認されていな い。その後、大熊町夫沢 MP で、5 時過ぎからプルームの飛来に伴う上昇があり、10 時 過ぎには、更に濃度の高いプルームの飛来が観測されている。双葉町山田 MP では、9 時頃からプルームの飛来による上昇が始まり、9 時半頃に、福島県の MP の内、12 日午 前中では最も高い 100 µGy/h が観測されている。正門付近(WSW)と双葉町山田 MP (W) はほぼ1 号機から同方向である。その双葉町山田 MP での9 時半の上昇、正門付 近での 10 時半の上昇は他方の MP では見られておらず、この9 時半の時間帯ではプル ームの移動方向が限定的であったと考えられる。

プルームに含まれている放射性核種の情報を見るために、図5に8 時以前の双葉町 郡山 MP(a) と大熊町夫沢 MP(b) での波高分布を示す。放射性 Xe 以外の放射性核種は 含まれていないことが分かる。5 時-6 時の波高分布ではエネルギーの高い領域でも増加 しているように見えるが、これは Xe-133 等からの低エネルギーγ線が非常に多いこと によるパイルアップによるものである。図6に、双葉町山田 MP での9 時から 15 時の 波高分布の変化を示す。9 時以降のプルームには、I-132 等の希ガス以外の放射性核種が 含まれるようになる。9 時-10 時の波高分布は、「南から西側」の線量率に見られた9 時 及び9 時半のプルーム飛来による上昇に対応しているが、パイルアップにより全エネル ギー吸収ピークが識別できない状況になっており、希ガスのみの場合と異なり、周辺へ の放射性核種の沈着が生じるようになるため、プルーム通過後は、I-132 の減衰に伴い 波高分布と線量率が減少する傾向を示すようになる。他の MP でも同様の状況になった と思われるが、繰り返しプルームが飛来したことで、沈着した放射性核種を弁別するこ とは困難な状態であった。

波高分布は使用する検出器のエネルギー分解能と生成したパルスの減衰時間等により全エネルギー吸収ピークの識別能力が異なる。図7に、3月15日に KEK と理研のグループが高速道路上でエネルギー分解能が良い LaBr3 検出器で測定した波高分布 <sup>5)</sup>を示す。Xe-133のピークが明瞭に見えるプルーム飛来中でも I-132 等の全エネルギー吸収

ピークが明瞭に分離されていることが分かる。このことから、事故時、ある程度の高線 量下雰囲気の環境であっても、測定に用いる検出器の特性を活かすことでプルーム中の 核種の特定が不可能ではないことを示しており、今後の事故時モニタリングのあり方に ついても検討の余地があると言える。



図3 2011年3月12日午前中の「北西から北側」の測定位置での線量率











Energy (MeV)

(b)大熊町夫沢 MP での 8 時以前の波高分布

図5 双葉町郡山 MP(a)と大熊町夫沢 MP(b)での8時以前の波高分布







図7 KEK と理研のグループが高速道路で測定した波高分布<sup>5)</sup>

上記に示した図4から図7より、3月12日午前の状況について、以下の点について、 原子炉・原子炉建屋における事象進展との関係を解明する必要がある。

(1) 午前中には、原子炉建屋(OP 10 m ~OP 54.75 m) から放射性核種を含むプルーム が漏えいしたと思われる。プルームの観測は、測定情報が無い「東側(海側)」を除く と、9時-12時の間、北から南まで幅広く変化しており、この間での原子炉・原子炉建屋 内での事象進展に着目する必要がある。

(2) 4 時半過ぎから希ガスを含むプルームの飛来による上昇が観測されるようになった 時の原子炉・原子炉建屋内での事象進展に着目する必要がある。

(3) 9 時過ぎから、希ガス以外の核種を含めたプルームが飛来するようになった時の原 子炉・原子炉建屋内での事象進展に着目する必要がある。

#### 3-1.3月12日午後における MP で計測された線量率の挙動

2011 年 3 月 12 日午後の 1F の「北西から北側」の線量率を図 8 に、「南から西側」の線量率を図 9 に示す。比較のために、午前と同じ様に正門付近も両方の図に含めている。

「北西から北側」では、比較的、午前中の時点で線量率が高いプルームの飛来による 上昇が多く観測されている。特に、双葉町新山 MP(4.1 km)、双葉町上羽鳥 MP(6.0 km)、 浪江町浪江 MP(8.7 km)では、敷地内(「正門付近」、「MP-4 付近」や「MP-8 付近」)よ り高い線量率が観測されている。これらの MP では、プルーム通過後にプルーム飛来に 伴い周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率の増加及び減衰が見られるが、双 葉町上羽鳥 MP の減衰は他より少し早く、減衰している沈着している核種に相違がある 可能性があり、同じく MP-4 においても、MP-4 付近では水素爆発に伴うプルーム飛来 による上昇前に周辺への沈着によると思われる状況があり、プルーム通過後の減衰傾向 は双葉町上羽鳥 MP に近い。また、浪江町幾世橋 MP では、16 時頃から幅の広いピーク があるが、プルーム通過後はほぼ飛来前のレベルに戻っており、放射性核種の沈着が比 較的少なかった可能性がある。

一方、「南から西側」では双葉町山田 MP で、13 時からプルームの飛来による上昇が 見られるが、「北西から北側」に比べると線量率は約 10<sup>1~3</sup> 低いことから、1 号機のベン ト作業及び水素爆発によるプルームは「南から西側」ではほとんど観測されていない。

以下では、「水素爆発に伴うプルーム」と「ベントに伴うプルーム」について検討する。

#### 3-2 水素爆発に伴うプルーム

水素爆発に伴うプルームは、以下の様な特徴を持っている。

(1) 原子炉建屋からの放出時間が明確である(15時36分)。

(2) オペレーションフロアに充満していたエアロゾルを含むガスや堆積していた粉体の放出なので放出場所が明確(オペレーションフロア)である。

(3) 水素爆発の力がオペレーションフロアに充満していたガスおよび粉体にどのよう 伝わり、ガスおよび粉体がどのような挙動をしたかの情報は不明である。

(4) 水素爆発によりオペレーションフロア内に存在していたガスおよび粉体がどのように拡散したか大気拡散計算を用いて放出率の検討を行なってきた JAEA のグループは、3 号機の水素爆発時のビデオ等から爆発時の煙の広がりから推定し、100 m×100 m×100 m × 100 m の体積線源として放出されたと仮定している。

(4) オペレーションフロアから拡散するプルームの広がりは、排気筒などからの高所からの放出(1/2 号機共用排気筒の場合は 120 m)とは異なり、比較的、広がりの範囲は限定されると推定される。

(5) 広がりを持ったプルームは、その後、風によって速やかに移動する。

この様な水素爆発に伴うプルームの特徴を示している測定箇所として、「6 号機 SGTS モニター」、「MP-4 付近」、双葉町郡山 MP、浪江町幾世橋 MP がある。図10に、4 箇 所の15 時~18 時の測定結果を示す。

6 号機 SGTS モニターは、SGTS 配管中の放射性ガスの測定監視が目的であり、線量 率校正が行われ、測定値が記録されている。図11の設置場所の写真に示すように、検 出器は建物外壁に沿った配管直付けであり、MPのような広い空間の線量率測定系とは 異なるため、その値は MP と直接比較できないが、同検出器位置における線量率の時間 変動など、相対な比較には使えると考えられる。1号機水素爆発直後(15時37分12秒) に線量率が急上昇した後、短時間で急激に減少しており、水素爆発に伴うプルームの特 徴を示している。

双葉町郡山 MP の 15 時 42 分頃のピークも水素爆発に伴うプルームの特徴を示している。

MP-4 付近のピークは、水素爆発の時刻より前になっているが、東電の報告書<sup>1</sup>では測 定者の腕時計が遅れていたためであると説明されており、本稿では、MP-4 における当 該ピークは水素爆発に起因するものと見なすこととする。

浪江町幾世橋 MP の 16 時半過ぎのピークも水素爆発と考えられ、そのピークの幅が 広いのは、1 号機からの距離が 8.5 km と長いためにプルーム自体が浪江町幾世橋 MP に 向かって流れ方向に広がったと考えると合理性が高い。

図12に、水素爆発に伴うプルーム飛来前の線量率を差引いたプルーム中の放射性核 種のみによる線量率を示す。1号機からの距離の増加に伴いピークの幅が広がっている ように見える。プルーム通過後の線量率は、プルーム飛来中のピーク線量率の1/400以 下になっている。図12を積分することにより、水素爆発に伴うプルームによる積算線 量を求め、1号機からの距離による変化を図13に示す。6号機 SGTS モニターは、建 物の間に設置されているため線量率を過小評価している可能性が高いこと、周辺線量当 量率は空気吸収線量率より高い線量率となることを考慮すると、水素爆発に伴うプルー ムは、主に北方向に進んだと考えられる。

1号機のオペレーションフロアに充満していた放射性核種が水素爆発に伴い大部分が 放出したとすると、オペレーションフロアに充満していた放射性核種による正門付近等 の散乱線・スカイシャイン線による線量率が大幅に減少するはずであるが、ほとんど変 化していない。オペレーションフロアに充満した放射性核種は、かなりの期間高温・多 湿の状態でオペレーションフロアに滞留していたため、オペレーションフロアの内壁に 付着した可能性がある。この点については、1号機の崩落屋根下部の床面の汚染状況の 調査を進めたい。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> 福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について(平成 24 年 5 月、 東京電力株式会社)p12







図9 2011年3月12日午後中の「南から西側」の測定位置での線量率



図10 水素爆発に伴うプルームを測定した可能性がある測定値



図11 6号機 SGTS モニターの写真



図13 水素爆発に伴うプルームによる線量の1号機からの距離依存

### 3-3. 1号機のベントに伴うプルーム

1号機のベント操作は、東電の事故報告書ので、以下の様に報告されている。

- ・格納容器ベントを実施するためには、電動弁と空気作動弁を明ける必要がある。
- ・電動弁は弁本体に付属しているハンドルで、9時15分に手順通り25%開状態にされた。
- ・空気作動弁は、現場の線量率が高いため現場操作が出来なかったので、空気作動弁の 小弁の空気の残圧に期待して、10時17分、23分及び24分の3回、中央制御室で開 操作(電磁弁の励磁)を実施したが、弁の状態は確認されていない。
- ・その後、エアコンプレッサ(エンジン付)とアダプタ、バッテリー等を収集・準備して、空気操作大弁の操作を行い、14 時過ぎから S/C の圧力が低下し始めたことで弁開を確認した。

S/C 気相部圧力は、ベント開始時期と終了時のしばらくの期間を除くとほぼ直線的に 減少しており、この間は一定量の水蒸気・ガスが 1/2 号機排気筒から放出されたことを 示している。(図14<sup>7)</sup>)

ベントに伴うプルームは、以下の様な特徴を持っている。

- (1) 放出位置(1/2 号機共用排気筒の頂部)が明確である。
- (2) 排気筒頂部からの放出期間は、S/C 気相部の圧力の変化(3月12日14時頃から15時12分頃)及び15時25分の弁閉と対応していると思われる。S/C 気相部から排気筒頂部までの移動に要する時間が加わるので、実際の放出時刻は水素爆発ほど明確ではない。
- (3) ベント操作に伴い排気筒から放出されたプルーム中の核種組成、化学形態を推定することは難しい。
- 希ガスは燃料棒破損時に RPV 内に充満し、更に PCV へ充満し、様々な経路でオペレーションフロアを含む原子炉建屋内に広がり、一部は建屋外に出て行ったと思われるので、ベント操作時に PCV にどれだけの希ガスが存在していたかは不明である。 (プルーム中の希ガスの割合が不明)
- ・ RPV 内で無機ヨウ素(I2)は一部金属配管と反応するものの、有機ヨウ素(CH3I)やヨウ 化セシウム(CsI)等とともに PCV 内に出て行く。
- PCVからガスをS/C経由で放出するベント操作は、水中にガスを通気し、主にセシウム等の放射性物質を除去して建屋外への放射性物質の放出を低減することが目的である。その際、水溶性(I-イオンやIO3-イオン)のヨウ素はバブリングによりエアロゾルとして浮遊、拡散する可能性があるものの、詳細な挙動は不明である。
- (4) 排気筒頂部(原子炉建屋のグラウンドレベルから 120 m)からの放出であるので、 地上放散の場合と距離による拡散状態が異なる。

ベントに伴うプルームを検出した可能性のある双葉町上羽鳥 MP、双葉町新山 MP 及び浪江町浪江 MP の 12 日午後の空気吸収線量率の比較を図15に示す。以下、各測定 箇所について、個々に検討する。

【双葉町上羽鳥 MP】

双葉町上羽鳥 MP での線量率の上昇は 14 時ごろに始まり、14 時 40 分頃に最大となっている。1 号機水素爆発(15 時 36 分)以前の線量率上昇であるため、水素爆発によるプルームではないことは明確である。よって、1F に近い領域の詳細な拡散計算での検証が必要であるが、ピーク線量率の時刻から、14 時頃に始まったベント操作による放出の初期に排気筒から放出されたプルームによる可能性が高い。

図16に、プルーム通過後の空気吸収線量率の減衰傾向を示す。プルーム通過後約30時間(約1,850分)を過ぎると、図16の(a)の様に、空気吸収線量率はTe-132の半減期(3.204日)で減衰するようになる。Te-132の半減期で減衰する成分を、プルーム飛来時まで外挿し、測定値から引いたのが(b)の赤印で、I-132の半減期(2.295時間)で減衰していることが分かる。

I-132 の半減期での減衰が始まる時刻では、プルーム飛来に伴う空気吸収線量率の最 大値と比較すると、1/10 程度である。プルームの飛来により周辺へ沈着する割合は、気 象条件や周辺環境が影響するが、他の測定結果に比べて大きい。プルーム通過後の空気 吸収線量率の減衰傾向の違い(周辺に沈着した放射性核種による空気吸収線量率の減衰) は、プルーム中の(I-132の放射能と Te-132の放射能の差)/(I-132の放射能)に依存す ると考えられる。

【双葉町新山 MP と浪江町浪江 MP】

図15の15時30分以降の双葉町新山 MP (1号機から4.1 km)と16時以降の浪江町 浪江 MP (1号機から8.7 km)はよく似た時間変化を示している。プルーム飛来時のピー ク線量率と飛来後の線量率は共に1桁程度の違いである。この状況は、双葉町上羽鳥 MPとほぼ同じである。プルーム飛来時の空気吸収線量率とプルームの飛来により周辺 に沈着した放射性核種による空気吸収線量率が、水素爆発に伴うプルームの場合と明ら かに異なるので、両箇所のプルームは水素爆発に伴うプルームの可能性は低いと考えら れる。よって、ベントに伴うプルームの可能性が高い双葉町上羽鳥 MPと全体的な傾向 が似ていることからも、両 MPで急上昇した空気吸収線量率は、1号機のベント操作に 伴い1/2号機排気筒の先端から放出された可能性が高いと思われる。1号機のベントに よる放出時刻は14時頃から15時25分頃にS/C気相部から排気筒頂部までの移動時間 が加わった時刻であるので、1Fに近い領域での詳細な拡散計算での検証が必要である が、一つの可能性として、ベントにより放出された成分について、初期段階と後期段階 (格納容器内圧力が下がった状態)でのベント成分には相違がある可能性もある。いず れにしても、放出されたプルームを測定した関係から整理した見解であり、本件につい ては第41回事故分析検討会においても議論を行い、異なる解釈も示されている。本稿 では、このピーク形状の相違については、まずは、ベントより放出されたプルームの放 出点近傍(約1-2km範囲)での挙動を分析することから検討を開始することとしてい る。

【MP-4 付近】

MP-4 付近で水素爆発による上昇以前から測定されていた「周辺に沈着した核種による」と思われる線量率をもたらしたプルームがいつ飛来したかを知ることはできないが、 図17に示す様に、MP-4 付近と双葉町上羽鳥 MP が1号機からほぼ同じ方向にあるこ と、両者の減衰傾向がよく似ていることから、双葉町上羽鳥 MP に飛来したベントに伴 うプルームと同じプルームによる可能性が高い。プルームの飛来により周辺に沈着した 放射性核種による線量率が、1号機から1.1 km の MP-4 の方が6km の双葉町上羽鳥 MP のより低いこともプルームが高い場所から放出され、離れた場所へ到達したことを示し ている。



図14 1号機原子炉格納容器圧力の推移



図15 3月12日午後の双葉町上羽鳥 MP、双葉町新山 MP と 浪江町浪江 MP の比較







(b) 上昇開始から 500 分後までの減衰 図 1 6 双葉町上羽鳥 MP でのプルーム飛来後の空気吸収線量率の減衰



図17 3月12日午後の双葉町上羽鳥 MPと MP-4 付近の線量率の比較

今後、1F に近い場所を対象とする拡散計算による検証が必要であるが、上記で推定 した測定点のプルームがベントによるとすると、双葉町山田 MP と浪江町幾世橋 MP で 1 号機のベント等に対応した空気吸収線量率の上昇が観測されていないことから、ベン ト等に伴うプルームの影響があった領域は、図18に示したように、1号機から見て双 葉町山田 MP と浪江町幾世橋 MP の間の領域に限定されると思われる。



図18 1号機のベントに伴うプルームの影響の推定範囲

## 3-4. 12 日午後の事象

MPの測定結果から判断すると1号機のベントに伴う放射性核種の放出量が水素爆発時と比べ多かった可能性が高い。1号機のベント操作により、S/Cへの注入が14時頃から15時12分頃までほぼ同じ量継続していること、双葉町上羽鳥 MP は放出の初期、双葉町新山 MP と浪江町浪江 MP は放出の終わりに近い時期に放出されたプルームだとすると、ベントに伴うプルームの影響範囲に1時間強の間、非常に高濃度の放射性核種を含むプルームが放出された可能性がある。プルーム中の放射性核種の寄与は、最も影響する距離が長いI-132 でも 500 m 以下の領域なので、プルームの移動方向(風向)が少し変われば検出できなくなる。

水素爆発に伴うプルームの飛来によると思われる線量率(MP-4付近、双葉町郡山MP、

浪江町幾世橋 MP) は、ベント等に伴うプルームによる上昇に比べて遙かに低いと思われる。

12 日午後の「放出量推定総量」は変わらないとしても、「水素爆発に伴う放出量」と「ベント等に伴う放出量」との割合は再検討が必要である。15 時 36 分の水素爆発以降 も 1F の北側の双葉町郡山 MP や浪江町幾世橋 MP ではプルームの飛来が繰り返し測定 されている。これらのプルームが、1 号機の事象とどのような関連があるかについての 検討が必要である。

#### 4. まとめ

3月12日のMP等の測定結果と1号機の事象の関係を検討した。

午前中は、空気線量率は異なるが、測定箇所が無い東側を除く 1F の北から南の場所 で、異なった時刻にプルームの飛来が観測されている。1F に近い場所に焦点をあてた 拡散計算を行ない、原子炉建屋からの放出場所の推定等の検討が必要である。8時以前 のプルームには、希ガス以外の放射性核種はほとんど含まれていなかったが、8時以降 には I-132 等の放射性ヨウ素が含まれるようになったことが原子炉のどのような事象と 対応するかの検討も必要である。

午後には、ベント操作に伴う排気筒頂部からの放出と水素爆発に伴う放出という大き な出来事があったが、それに伴うプルームは北西から北の方向でしか測定されていない ことが分かった。ベントに伴うプルームと水素爆発に伴うプルームでは、ベントに伴い 放出された放射能の方が多い可能性が出てきた。ベントに伴う放出については、1F に 近い箇所に焦点をあてた拡散計算で、測定値が再現出来るかの検討を行ない、排気筒頂 部から放出されたプルームの拡散状況を調べる必要がある。

水素爆発前後で、オペレーションフロアに充満した放射性核種による散乱線・スカイ シャイン線による線量率に大きな変化が無かった原因の検討が必要である。このために、 オペレーションフロアの床面の Cs-137 の汚染状況の調査などを今後進めたい。

#### 引用文献等

1) 福島第一原子力発電所構内での計測データ 2011 年 | アーカイブ、 https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11 j/images/110528d.pdf

2) H. Hirayama, Y. Namito, H. Matsumura and T. San-ami, Radiation information at the Fukushima Prefec-ture Monitoring Post during March 2011; KEK Inter-nal 2020-8, February 2021

3) 日本荷電粒子核反応データグループ(JCPRG) グラフ数値読取システム(GSYS2.4) https://www.jcprg.org/gsys/2.4/index-j.html

4) H. Hirayama, Y. Namito, H. Matsumura and T. Sanami, Radiation information at the Fukushima Prefecture Monitoring Post during March 2011 Data recorded on chart paper; KEK Internal 2023-8, February 2024

5) 松村宏他、"高速道路上のガンマ線測定により得られた福島第一原子力発電所から飛 散した放射性物質の拡散状況"、日本原子力学会和文論文誌, Vol.10(2011)152-162

6) 東京電力株式会社、"福島原子力事故調査報告書"、平成 24 年 6 月 20 日

7) 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会第8回会合資料5、 "参考資料等(写真・設計図書等)"、2019年11月28日 (別添3)

コンクリート損傷事象解明に係るコンクリート加熱試験

独立行政法人国立高等専門学校機構 福島工業高等専門学校 国立大学法人大阪大学大学院工学研究科	緑川	猛彦
環境エネルギー工学専攻	牟田	浩明
	大石	佑治
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ		
放射線・廃棄物研究部門	入江	正明
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	佐藤	雄一

1. 背景及び目的

東京電力福島第一原子力発電所1号機(以下「1F」という。)ペデスタルのコンクリ ートは、東京電力による1号機原子炉格納容器内部調査の結果、ペデスタル内側(イン ナースカートの内側)が大きく損傷していることが確認されている[1]。このようなコン クリート損傷は、国内にコンクリート構造物が建設されて百数十年の歴史があるがここ まで大規模に消失した事例がなく初めてのケースと考えられる。

1F ペデスタルのコンクリート損傷の要因として、事故後に高熱が作用したことによる損傷等が考えられている。コンクリートの高温作用による研究は国内外で数多く存在しているが、従来の研究成果だけでは1Fペデスタルのコンクリート損傷事象の要因を 解明するのは困難である。

また、上記の調査により確認されている 1F ペデスタルの状態は事故後約 10 年を経 過した段階での状態であり、事故後のペデスタル内外の環境雰囲気等の様々な変化を経 て現在の状態に至っていると考えられるが、1F ペデスタルのコンクリートがいつどの ように損傷したのか、また、損傷したコンクリートの塊・粉砕物等はどこへ行ってしま ったのかなど、1F ペデスタルのコンクリート損傷事象については解明できていない事 項が多い。

そこで、本中間取りまとめでは、図1にあるように原子力規制庁(調査チーム)を中 心に各方面の協力を仰ぎながらコンクリートの熱に係る基本特性の把握を目的とし、 1F ペデスタルのコンクリートの基本情報を収集した上で、模擬コンクリート供試体を 作製するとともに、当該供試体に対する加熱試験を行った(図2参照)。



図1 コンクリート試験体の加熱試験の流れ[2]

東京電力福島第一原子力発電所1号機のコンクリート調合情報(レシピ)を基に、 コンクリート供試体を製作





## 2. 調査の概要

#### 2. 1 現状のペデスタルのコンクリートの損傷状況について

1Fペデスタルのコンクリートの状況は、図3(a)(b)に示されるように、インナースカ ートの内側のコンクリート(厚さ 600mm)が全周にわたり消失している。コンクリー トは、高温を受けることにより、セメント硬化体の結晶相構造が変化することはセメン ト化学の分野において認識されており[4]、高温環境下では性能低下が生じることから 弱点の一つであると考えられている。また、土木建築構造分野では火災時等の温度条件 によるコンクリートの剥落・爆裂等の現象が確認されており、これらはコンクリート構 造物に発生する様々な損傷現象の総称として扱われているが、1Fペデスタルのコンク リート損傷事象の解明に係る検討を行う中で損傷の形態(融解、溶融等)や状態変化等 を鑑みて呼び名を統一することも必要と思われる。一方、鉄筋は、異型鉄筋のフシが残 っており健全に見えるが、鉄筋も高温を受けると圧縮及び引張強度等が低下する[5]こ とから、鉄筋への影響についても検討が必要である。例えばコンクリートが塊で爆裂し た場合や高温によりコンクリートが溶融した場合は、鉄筋も損傷すると考えられる。な お、1Fペデスタルの鉄筋が整然と並んでいないのは、事故時の変形によるものなのか、 建設(配筋)時のものか等は不明である。

また、コンクリート損傷において着目すべき点として、損傷後のコンクリートの残骸 がどこにも見当たらない点がある。厚さ 600mm のコンクリート躯体の全周分が床に積 み上がっているのか、粉末状等になって流出したのかさえ分かっていない。



図3(a) 1F ペデスタルのコンクリートの損傷状況[1]



図3(b) 1Fペデスタルコンクリートの損傷状況[1]

東京電力の調査により確認された 1F ペデスタルの状況のイメージを図4に示す。 現在のところ、各構造物等の物質の特定や強度等の物性情報は得られていないが、駆 体や堆積物の状況を踏まえて、確認されている状態に至った履歴を想定する必要があ る。



また、1Fペデスタルのコンクリート(壁部材)の配筋を図5に示す。床から上部 1mまでインナースカート(厚さ34mm)が存在し、その部分の鉄筋及びコンクリー トは、表層のみに主鉄筋及び配力筋があり、一般的な壁配筋のあばら筋<sup>1</sup>は存在しな い。また、インナースカートの上部には、天端にトッププレート、その下 300mm 毎 に2カ所のシェアリング板(長さ50mm、厚さ20mm)のプレートが全周に渡り溶接 されている。また、インナースカート下端にも同様のシェアリングが設置されてい る。このシェアリングは、このコンクリート造壁部材のコンクリートとインナースカ ートが一体構造となりせん断力に抵抗するために施工されているものと思われる。も し、インナースカートが高温を受けた場合、下部において格納容器と一体化されてい るため、上部方向に伸びるまたは外周方向に圧力が作用する。もし上部に伸びた場合 は、熱膨張により数 mm 程度伸びる可能性があり、シェアリングが上部に変位した場 合、コンクリートにひび割れが発生する可能性がある。変位が大きい場合、ひび割れ は壁表面まで達する可能性もある。

なお、コンクリートの損傷状況がインナースカート天端部の上下で状態が異なって おり、構造形式が変化していることも想定されるため、インナースカートより上部の 壁は壁配筋とするためのあばら筋が設置されている可能性がある。



図5 1F ペデスタルのコンクリートの配筋[3]

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> あばら筋とは、鉄筋コンクリート壁部材において、外側と内側の主(配)筋をつなぐ鉄筋であり、壁耐力向上の要と なる鉄筋である。

#### 2.2 コンクリート造の熱特性に関する整理

#### (1) コンクリート構造物の熱特性に関する構造化

コンクリート造の損傷事象解明の基本的考え方は、鉄筋コンクリート構造物としての (構造的)損傷及びセメント硬化体としての(化学的)損傷の2つの損傷形態に分類す ることが必要である[5]。その理由は、コンクリート造は構造部材として設計されてお り、またコンクリートの応力状態により引張部には鉄筋等を設置することが基本であり、 さらにセメント・コンクリート硬化体は、材料の化学反応(セメント分野では「水和反 応」という。)によりセメントが硬化して躯体が形成されているからである。なお、セ メントの水和反応は、所定の材料により適切な配合・調合を行うことで所定の性能を発 揮するもので、想定していない物質が混入すると強度発現が十分でなかったり、比較的 早期に劣化したりすることから、材料の特定や計量は品質管理として重要な視点である。

このようにセメント・コンクリートは、管理された硬化体であることから、基本原則 を前提に検討することが肝要である。コンクリート造の構造評価は、いわゆる「構造安 定性」と言われるもので、静的な自重や什器荷重、動的な輪荷重、地震力等の突発的荷 重の作用に対する抵抗性を(構造)設計するものである。一方、セメント・コンクリー トの化学評価は、いわゆる「物質安定性」と言われるもので、供用期間中に材質の変化 (=劣化)が生じない前提で(材料)設計がなされるもので、使用した材料の特性及び セメント硬化体としての性質を把握することになる。表1は、これらのコンクリート造 の評価において考慮すべき事項を体系的に示したものである。

そこで、これらの原則を踏まえて1Fペデスタルのコンクリート損傷要因の分析では、 「構造安定性」及び「物質安定性」の2つに分類して、これらの分析の実施に適切な供 試体を製作することとした。

なお、今回作製した模擬コンクリート供試体は、「物質安定性」による分析を主たる 目的として、供試体の力学性質である一軸圧縮強度、熱剛性低下に加えて、化学的性質 として熱組成変化を中心に分析を行うものである。

142



# 表1 鉄筋コンクリート造の設計における熱的影響[6]

# (2) 各国の熱特性に係る規格について

コンクリートの熱特性に係る各国の試験基準を図6に示す。代表的な基準としては、 RABT 基準(ドイツ)<sup>2</sup>がある。また、国際規格として ISO834 基準も統一基準として 制定されており、目的に応じて適用することが必要である。



<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> トンネル内での車または電車の火災事故時の評価を行うための温度履歴を規定したものであり、最高温度、最高温度 への到達時間、消火までの時間を加味した温度履歴が中心となっている。

# (3) セメント、コンクリート及び鉄筋の熱特性

既往文献に基づく高温加熱によるセメント、鉄筋等の特性を表2に示す。なお、それ ぞれの特性の詳細については、【参考資料】に示す。ただし、これらの特性は、あくま で単独の乾燥雰囲気中の特性であり、湿潤状態やさまざまな環境雰囲気の場合又はそれ らの複合条件下では特性が変化することに注意が必要である。

また、これらの特性はコンクリートその組成や調合等によっても変化する可能性があることから、1F ペデスタルのコンクリート損傷要因の分析では、これらの熱特性に対する確認も含めて検討する必要がある。

加熱温度	セメント及び骨材の状態変化	鉄筋の状態変化
70~100°C	付着水の脱離、エトリンガイトAFt相の脱水(分解)	
200℃程度	カルシウムアルミネート系水和物(CSH)が脱水(分解) し、450℃で構造変化	
350°C程度	_	鉄筋の強度低下
400℃~450℃程 度	Ca(OH)2が脱水分解 Ca(OH)2→CaO+H2O↑	
550°C程度	-	鉄筋の強度が1/2に低下
573°C	石英質骨材中の石英の $\alpha \rightarrow \beta$ 相転移による骨材膨張	
700℃程度	CaCO3(calcite)が脱炭酸(減少) CaCO3→CaO+CO2↑	
850°C程度	CaCO3(calcite)が消失	
800°C~1000°C	β-C2S(ビーライト),C4AF(フェライト)などが生成	

表2 セメント、鉄筋等の熱特性([4,7]に加筆)

## 2.3 模擬コンクリート供試体の材料選定

# (1) 模擬コンクリート供試体の構成材料

(a) セメント

1Fペデスタルのコンクリートの建設当時(昭和40年代初頭)に用いられていたセメ ント及び材料について、JASS 5 鉄筋コンクリートの当時の規定等を調査した[5,11]。 その結果、当時のセメントは、①原材料に廃棄物<sup>3</sup>を使用しておらず、後添加がなく石灰 石を原材料にした純粋セメントであったと想定した<sup>4</sup>。また、②設計基準強度は 225kg/cm<sup>2</sup> と現在に比べれば非常に低い設定であり強度発現についても緩やかであっ た。そこで、1F ペデスタルのコンクリートの模擬コンクリート供試体を製作するにあ たり、①及び②に沿った JIS R 5210 低熱ポルトランドセメントを準備した。図7は、 使用したセメントの組成をリートベルト解析により求めたものである。

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> 一般廃棄物または産業廃棄物等の燃焼灰、近年は災害廃棄物も利用されており、セメント水和反応に影響を及ぼす不 純物が混入する場合がある。

<sup>&</sup>lt;sup>4</sup> 現在の JIS セメントの原材料は、約半分を廃棄物起源であり、物性に係る研究を行うには不純物による影響を加味す ることが必要である。


#### (b) 骨材

細骨材は、新田川水系から採取した川砂を用いた。特徴として、河川砂であることか ら超微粒分が流出している。

粗骨材は、実際に用いられた新田川水系から採取した川砂利を用いた。特徴として、 丸みを帯びているが、粒径が大きく扁平な形状が比較的多い。

#### (c) 鉄筋及び鋼材

鉄筋は、旧住友金属工業社製の異型鉄筋 D10、帯筋は円形とした。

供試体型枠は、住友大阪セメント社製のサミット缶( $\phi$ 100mm x200mm)を使用した。供試体の一部には図8のとおり鉄筋を配置した。

上記の模擬コンクリート供試体の使用材料等の写真を図9に示す。







図9 模擬コンクリート供試体の使用材料等

# (2) 配合設計

図10は、JIS セメントの規格を記したものである。昭和40年代は、設計基準強度 225kg/cm<sup>2</sup>、実際の強度(実勢値)として400kg/cm<sup>2</sup>弱であったことが分かる。



## 図10 JIS セメントの規格(普通ポルトランドセメント)[8]

また、1Fペデスタルのコンクリートの材料の推定は、公表文献[9,10]を基に当時の状況を調査して表3のように推定した。

項目	新:模擬コンクリート供試体	旧:1Fペデスタル想定コンクリート		
	(2023 年)			
	低熱ポルトランドセメント(JIR5210-	普通ポルトランドセメント(JISR5210-1964		
	2019 ポルトランドセメント)	ポルトランドセメント)		
セメント	(住友大阪セメント社製 明石工場)	(常磐セメント社製 四倉工場)		
	密度:3.24g/cm <sup>3</sup>	密度:3.15g/cm <sup>3</sup>		
	比表面積:3,720cm <sup>2</sup> /g			
	新田川(二級水系)産 川砂	阿武隈川(一級河川)産 川砂		
		新田川(二級水系)産 川砂		
细母壮	密度:2.59g/cm <sup>3</sup>	密度:2.60g/cm <sup>3</sup>		
和田 月 1/2	吸水率:3.0%	吸水率:-%		
	粗粒率 F.M.=3.12	粗粒率 F.M.=2.81		
	岩質:	岩質:石英		
	新田川(二級水系)産 川砂利	新田川(二級水系)産 川砂利		
	密度:2.69g/cm <sup>3</sup>	密度:2.72g/cm <sup>3</sup>		
如母社	吸水率:1.5%	吸水率:-%		
们们	粗粒率 F.M.=7.27	粗粒率 F.M. =7.33		
	Gmax=25mm	Gmax=25mm		
	岩質:	岩質:花崗岩		
化学泪和刘	ポゾリス No. 8(リグニンスルホン酸)	ポゾリス No.8(リグニンスルホン酸)		
16子4比和111	AE 減水剤 遅延型(I種)	AE 減水剤 遅延型(I種)		

表3 コンクリート材料の比較

図11は、骨材の粒度分布について土木学会コンクリート標準示方書による最適粒 度との関係を示したものである。細骨材は川砂であるために微粒分が流出している。 一方、粗骨材は川砂利であるために丸みを帯びた形状ではあるが、粒度分布が下限側 に寄っており、さらに扁平なものが多く混入しているなど管理することが難しいこと を物語っている。しかしながら、今回採取した細骨材及び粗骨材ともに当時のデータ とほぼ類似した物性を有するものであると思われる。





#### (3) 1F1 号機原子炉建屋外壁から採取したコア

昭和40年代に打設されたコンクリートは、現代のコンクリートとは原材料、強度発現、混和材の有無、化学混和剤など多くの部分で異なっている。そこで、1Fペデスタルと同時期に打設された1F1号機原子炉建屋外壁から採取されたコアサンプル(φ30mmx60mm、図12)の提供を東京電力から受け、2024年度以降にコアの物理・

化学分析を行う予定である。分析法については土木学会コンクリート委員会で整理した 手法をベースに検討する[6,11]。

なお、1F1 号機原子炉建屋外壁から採取されたコアサンプルは、中性化、酸性雨等の 外部環境の影響を受けている可能性があることも加味して分析することが必要である。



図12 1F1 号機原子炉建屋外壁から採取されたコアサンプル

#### 2. 4 模擬コンクリート供試体の作成

2.3で示した材料等を用いて、福島高専において、配合設計及び練混ぜ等の全面的 な協力を得て、模擬コンクリート供試体の作製を行った。

#### (1) 模擬コンクリート供試体の基本配合について

1F ペデスタルのコンクリートの損傷要因を分析するにあたり、模擬コンクリート供 試体の配合について、当時のコンクリートの実配合及びその試験結果等の記録が存在し ないことから、公表文献[9,10]を調査した結果、どの文献も配合設計の主旨(設計基準 強度等の構造性能、スランプ等の施工性能)、使用する材料及び構成材料が同じである ことから、これらの文献に示されている配合をベース配合として模擬コンクリート供試 体の製作を行った。

ただし、実際に採用する材料は、現在と当時(昭和40年代初頭)のJISセメント規格及びJIS等材料規格の変遷を加味して、できる限り当時の材料特性及び性能が同等 となるように、化学的(鉱物、化学組成等)及び物理的(比表面積等の水和発現等)視 点を加味して材料選定した。

#### (2)計画配合の補正について

計画配合(表4)は、あくまで計画段階の基本となる配合であり、打設時の環境雰囲 気や骨材等の表面水等の状態により配合の補正が行われる。しかし、打設時の環境雰囲 気等の記録がないことから、今回は特に温度補正は行わないものとし、試験室の室温の 20℃(コンクリート練り温度 20℃)での対応とした。また、使用材料は、セメント、 骨材等、いずれも当時の材料を入手することは困難であるため、計画配合に基づき、さ らに、今回の試験の目的を鑑みて、表3に示す材料を使用した。

	W/C	a / a	Cmar	スラ	売与具	単位量(kg/m <sup>3</sup> )				
	(%)	s/a (%)	(mm)	ンプ (cm)	空×(重 (%)	С	W	S	G	AE (cc)
新(模擬 コンクリ ート)	50	38	25	12±2	4.5±1.0	302	151	700	1, 186	3020
旧(1F 想定)	50	38	25	12±2	4.5±1.0	302	151	715	1,210	3270

表4 模擬コンクリートの調合計画

AE 剤はポゾリス No.8 (セメント質量の 1.0%)

#### (3) 試験練りの状況について

実際の試験練りでは、まず計画配合に基づいて行った結果、スランプ及び空気量にお いて所定の目標性能は満足し材料分離は生じていないものの、材料分離抵抗性が若干低 く、一方、流動性が高くスランプ保持能力も低いフレッシュコンクリートとなった。 新設コンクリートのための配合であれば、スランプ保持能力を高めるための補正(例え ば、粉体量を増加、増粘材の添加等)が行われるが、ここでは、できる限り当時のコン クリートを再現することが目的であることから、材料の追加等の補正は行わずにスラン プ等の施工性能に関する補正として、減水剤量の添加量を下げてスランプ改善に努める ことにした。しかし、配合設計において慣例的な水分補正を行ったものの、そもそもセ メント粉体量が少ないことに加え、細骨材は川から採取したため微粒分が流出しており、 スランプの大きな改善には至らなかったことから、s/a (細骨材比)の補正による改善等 が見込めないと判断しその他の補正は行わなかった。

なお、コンクリートの配合設計・施工性能に関しては、「施工性能にもとづくコンク リートの配合設計・施工指針(案)」(土木学会コンクリートライブラリー126)の考え 方に基づいて、材料分離抵抗性及び流動性の関係性を参考にして判断した。

練り混ぜ及びスランプ試験等の状況を図13に示す。



図13 練混ぜ及び試験状況

## 2.5 養生及び基本特性試験

作製した供試体は水中養生を行い、打設後 28 日後及び 91 日後に圧縮強度試験を実施した。その結果、28 日強度は 16.1N/mm<sup>2</sup>、91 日強度(管理材齢)は 38.2N/mm<sup>2</sup>となった。

セメントは、2.3(1)(a)に示したように低熱ポルトランドセメントを用いたため、強度発現は遅かったが、管理材齢(91日)では所定の強度となった。

#### 2. 6 加熱試験

(1) 模擬コンクリート供試体による加熱試験[12]

(1-1) 試験目的·条件等

高温下にコンクリートを投入した際のコンクリート内部の温度変化及び外観の変化 の有無を調べ、今後実施する加熱試験等の試験条件等を検討するための基礎データを得 ることを目的として、模擬コンクリート供試体による加熱試験を以下の条件及び手順に より、大阪大学の全面的な協力により実施した。

使用した模擬コンクリート供試体(加熱前)を図14に、実験に用いた電気炉等を図 15に示す。

<実験条件>

•	電気	気炉の初期温度:1000℃(=電気炉の最高温度)
•	模撛	凝コンクリート供試体の初期温度:20℃
•	雰囲	围気:大気
•	使月	用する模擬コンクリート供試体
	$\triangleright$	寸法 : 直径 10cm、高さ 20cm
	$\triangleright$	鉄筋+リング入り(鉄筋コンクリート)、鉄筋無し(無筋コンクリート)を
		1 体ずつ使用
	≻	熱電対:深さ 5cm 位置に 2 か所(中心、外周から 2cm)設置(図16)
	$\succ$	供試体の状態:湿潤状態

<実験手順>

- 電気炉を 1000℃まで加熱しておく。
- コンクリート供試体を加熱した電気炉内に挿入する。
- コンクリート供試体挿入~約4時間後までは加熱し、その後、3時間かけて電気
  炉の温度を室温(15℃程度)まで下げる。
- コンクリート供試体にはドリルで深さ 5cm の穴を開けて熱電対を入れ、コンク リート供試体の昇温速度を測定する。
- コンクリート供試体の外観の変化の有無は、上部に設置したカメラの映像にて確認する。



図14 加熱試験に用いた模擬コンクリート供試体 (※湿潤状態であるため黒っぽく見える)



図15 実験に用いた電気炉等



図16 熱電対の設置位置及び設置状況

(1-2) 試験結果

加熱後の模擬コンクリート供試体の外観及び模擬コンクリート供試体内部の温度変 化を図17及び図18に示す。

模擬コンクリート供試体の内部温度は800℃程度まで上昇した。また、中心と外周から2cm 位置での温度差は、鉄筋入りの模擬コンクリート供試体で最大158℃であった。 電気炉に模擬コンクリート供試体を投入後、約2時間後までは模擬コンクリート供試体 の内部温度は急激に上昇し、約800℃付近まで上昇した後は温度上昇が緩やかになった。

また、加熱後の模擬コンクリート供試体の外観には明らかな損傷や溶融といった変化 は見られなかったが、加熱後の模擬コンクリート供試体の見た目は、加熱前と比べて色 の変化が見られた。



図17 加熱後の状態(無筋コンクリート)



図18 加熱後の状態(鉄筋コンクリート)

(2) 大阪大学によるコンクリート供試体による予備試験[13]

大阪大学は、コンクリートの溶融挙動評価等を目的とした予備試験として、コンクリートに対する加熱試験を 2022 年に実施している。

その結果、コンクリートを 1280℃で8時間加熱したことにより、コンクリートは黒 色ガラス状物質となった。

(3) 上記(1) と(2) の関係

上記(1)と(2)では、加熱後のコンクリートの状態に大きな違いが生じた。両者 は、以下のとおり試験条件が異なる上に試験対象であるコンクリート供試体の組成が大 きく異なる可能性もあるため、両者の結果が比較可能かどうかも含めて、今後検討する 必要がある。

<試験条件の相違点>

- 加熱方法((1)では高温下に常温のコンクリートを投入、(2)では常温下に常 温のコンクリートを投入)
- 加熱温度及び加熱時間((1)では1000℃(コンクリート供試体温度は約800℃)
  で約4時間加熱、(2)では1280℃で8時間加熱)
- 使用機材((1)ではるつぼ型の電気炉、(2)ではマッフル炉を使用)

3. まとめ

1F ペデスタルで確認されているコンクリート損傷事象の解明に資するために、コン クリートの熱に係る基本特性の把握を目的として、1F ペデスタルのコンクリートの基 本情報を収集した上で、模擬コンクリートの製作及び当該供試体に対する加熱試験を実 施した。

その結果、模擬コンクリート供試体に対する加熱試験では、高温(1000℃)下にコン クリートを投入した際のコンクリート内部の温度変化に関するデータを得ることがで きた。また、コンクリート温度が800℃程度まで上昇した場合は、模擬コンクリート供 試体の外観上の変化は見られないことが確認されたが、加熱後の模擬コンクリート供試 体の見た目は、加熱前と比べて色の変化が見られた。

また、2022 年に大阪大学が実施したコンクリート供試体に対する加熱試験(予備試験)では、1280℃で8時間に渡り温度を保持した加熱をした場合は、コンクリートが黒 色ガラス状になった。

一方、鉄筋は 400℃を越えると強度低下が生じることが既往文献に示されているが、 1F ペデスタルではコンクリートは消失しているものの鉄筋は少なくとも外見上はほぼ 健全な状態に見える。

これらの結果等を踏まえて、2024 年度以降は、以下の観点等に関する検討を行い、 コンクリート損傷事象の解明に資する知見を拡充する予定である。

● 急激な温度変化によるコンクリートの変化を確認するための試験

- 加熱前後のコンクリートに対する化学分析
- 加熱前後の強度、化学的特性の変化の有無を確認するための試験・分析
- 温度上昇速度・上昇温度の違いによるコンクリートの性状変化

これらを実施する際、以下の点も考慮した検討が必要であると考えている。

- 1F ペデスタルの構造形式(特にインナースカート)による影響
- コンクリートの熱損傷における結晶相変化の分析
- 鉄筋及び骨材の温度履歴による 1F ペデスタル内の環境変遷

引用文献

- [1]たとえば、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4 4回会合 資料1(東京電力ホールディング株式会社)、令和6年3月29日
- [2]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38回会合 資料1-3(原子力規制庁)、令和5年6月22日
- [3]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44回会合 資料1-2(原子力規制庁)、令和6年3月29日
- [4]セメント・セッコウ・石灰ハンドブック、無機マテリアル学会、技報堂出版、1995 年
- [5] 土木学会コンクリート技術シリーズ 118、混和材料を使用したコンクリートの物性 評価技術と性能規定型材料設計に関する研究(353)小委員会報告書、土木学会コンク リート委員会
- [6]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39回会合 資料4-5(原子力規制庁)、令和5年9月12日
- [7]新大軌、吉田夏樹、木野瀬透、安達丈、加熱雰囲気がセメントペーストの結晶相変化

と炭酸化に及ぼす影響とコンクリートの火害による中性化メカニズムに関する考察、 Cement Science and Concrete Technology, Vol.75, pp58-65

[8]日本建築学会、建築工事標準仕様書・同解説 JASS5 鉄筋コンクリート工事 2022

- [9]野村顕雄、田中宏志、白坂靖人、福島原子力発電所第3号機工事報告、コンクリート・ ジャーナル、Vol.12、No.6、1974.6、pp72-81
- [10]正岡勇夫、斉藤昌弘、福島第二原子力発電所におけるコンクリート工事、コンクリ ート工学、Vol.20、No.7、1982.7、pp33-41
- [11]土木学会コンクリート技術シリーズ 74,89、混和材料を使用したコンクリートの物 性変化と性能評価研究(303)小委員会報告書(I)(Ⅱ)、土木学会コンクリート委員 会
- [12]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44回会合 資料1-3(原子力規制庁)、令和6年3月29日
- [13]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32回会合 資料1-2(大阪大学)、令和4年10月31日

# 【参考資料】

#### セメント、鉄筋等の熱特性

高温加熱によりセメント、鉄筋等の熱特性について、それぞれの特性の概略を以下に 示す。

(1) コンクリートへの加熱と相変化

セメントは、原材料をキルン<sup>5</sup>に投入して高温により焼成して化学反応を利用して製作される。その時の最高焼成温度は約1450℃であり、温度を調整することでセメントの相構造の変化によりセメントが生成される。したがって、セメントペーストは加熱によりセメント結晶の相変化が生じることが知られており、多くの研究がなされている。中でも、新ら[2]は雰囲気制御型高温 X 線回折装置を用いて、加熱時のセメントペースト中の結晶相の連続的な変化及びその変化に対する加熱ガス雰囲気の影響について、その場(in-situ)観察を行い、図1(a)に示す高温時における相変化を計測している。また、その温度履歴による結晶の消失や生成について図1(b)に示すように結晶構造の変化をあわせて計測している。このように、セメント硬化体は、温度履歴により消失と生成が存在し、加熱または放熱との影響について整理することが必要である。また、本論文では、窒素環境または炭酸環境雰囲気の違いにより相変化が異なることも示されている。





<sup>&</sup>lt;sup>5</sup> キルンとは、セメントの元となるクリンカを製造する回転窯のことであり、直径 4~6m 程度、長さ 60~100m程度 の円筒を横に置いたような形状である。鋼鉄でできており内部には隙間なく耐火レンガがはりつけ高温に耐える構造に なっている。この回転窯にセメント原料を入れ回転により窯内をゆっくり移動しながら窯内温度は最高 1450℃に達 し、化学反応によりクリンカという石状の鉱物を製造する装置のことである。

#### (2) コンクリートの熱と物理特性の変化について

高温履歴を受けたコンクリートの圧縮強度の変化に係る研究は数多く存在するが、中でも緑川ら[3]は、高温履歴後に水中養生を受けた場合の挙動について実験的研究を行っている。図2は、加熱後圧縮試験を行い圧縮強度と温度作用との関係性をまとめたものである。150℃付近で一時的に強度が増加(乾燥による強度増加)するものの、加熱温度の上昇に伴い比例的に圧縮強度は低下し、850℃以上でほぼ零となっている。なお、500℃から750℃の間で強度低下が認められる。これはセメントペースト内部におけるメソ孔内の水蒸気圧の上昇により細孔壁が破壊されたことが原因としている。一方、加熱後に再養生(curing)を行ったケースでは、650℃付近の強度が著しく回復した。これは、Ca(OH)2や CaCO3の熱分解で生じた CaO の再水和に起因するものと考えられる。しかしながら、850℃以降ではゲーレナイトの生成により再水和反応が阻害されることから、強度の回復はしなかったとしている[4]。このようにセメント硬化体は、温度履歴に加え水分の状態により強度発現が変化することが分かる。



図2 加熱温度とコンクリートの圧縮強度[3]

加藤らは、加熱温度が高くなるにつれてスポーリング<sup>6</sup>やひび割れが発生し、圧縮強 度やヤング係数などの力学的性質は低下することを示した[5]。図3は、φ50 x 100mm のセメントペースト硬化体に電気炉も用いて温度履歴を作用させ蛍光樹脂を含浸させ てブラックライト照射してひび割れ発生状況を確認したものである。加熱温度を高くす るにつれて 300℃までは微細なひび割れ本数が増加し、600℃及び 900℃では肉眼でも 容易に認識できる太さのひび割れの発生や微細ひび割れのひび割れ幅が拡大していく

<sup>&</sup>lt;sup>6</sup> コンクリートの剥落・爆裂とは、火災時等にコンクリート構造物に発生する様々な損傷現象の総称である。これらの 現象は、それぞれ異なるメカニズムで引き起こされ、以下の5つの現象が考えられる。また、これらのメカニズムの組 み合わせにより、剥落・爆裂現象が発生する可能性がある。

<sup>・</sup>温度が上がると水分が蒸発するため、間隙水圧が上昇する。

<sup>・</sup>断面内の熱勾配により加熱面が圧縮されること

<sup>・</sup>骨材とセメントペーストの熱膨張差による内部ひび割れ。

 <sup>・</sup>コンクリートと鉄筋の熱膨張・変形の差によるひび割れ。

<sup>・</sup>熱時の化学遷移による強度低下

様子を確認している。なお、本試験では最高温度保持期間は3時間であり、供試体はひ び割れが発生するものの溶融までは生じていない。



図3 高温履歴を受けたセメント硬化体表面のひび割れ画像[5]

# (3)鉄筋の熱特性について

金津[1]は、鉄筋コンクリートに用いられる鉄筋の熱特性に関する研究を行い引張特性について図4に示されるような成果を得ている。引張強度は、時効性鋼と非時効性鋼 7で温度依存性に差がある。青熱脆性は生じる付近の温度200~300℃付近で常温下の引 張強度を超える強度ピークをもち、それ以上の温度で急速に低下していく。ピーク強度 は、非時効性鋼で常温引張強度の100~110%、時効性鋼で120%程度である。そして 何れの鋼材も550℃程度でピーク強度の半分まで強度低下が生じるとしている。



図4 鉄筋の引張強度の温度依存性[1]

同様に平島は高温時の機械的特性に関する試験を行い、図5に示されるように550℃

<sup>&</sup>lt;sup>7</sup> 熱時効性とは、高温状態(250℃以上)で長期間使用すると、材料特性(靱性)が低下する可能性があり、この現象を 熱時効脆化と呼ばれる。

程度でピーク強度の半分まで低下していることを示している。



一方、鉄筋の熱膨張に関する研究について、金津は、高温下の鉄筋の熱膨張に関する 温度依存性について研究を行っている。図6から分かるように温度依存性により膨張す ることが確認できる。



#### (4) 骨材の熱特性について

高温加熱を受けたコンクリートの中で粗骨材による破壊特性への影響に係る研究は、 松沢、橘高による研究がある[7,8]。特に、粗骨材の鉱物の違いにより破壊特性が変わる ことを破壊エネルギーにより図7のように示している。この図から、破壊エネルギーが 加熱温度 300℃までは増加するが、その後は低下することを示している。これはセメン トペーストは加熱により収縮するが、骨材は膨張するため、骨材の界面からペースト中 にひび割れが発生しているとしている。



図7 破壊エネルギーと加熱温度の関係[7]

# 引用文献

- [1]金津努、高温下におけるコンクリート及び鉄筋の物性、土木学会論文集 No.697、V-54、2002.2、pp13-24
- [2]新大軌、吉田夏樹、木野瀬透、安達丈、加熱雰囲気がセメントペーストの結晶相変化 と炭酸化に及ぼす影響とコンクリートの火害による中性化メカニズムに関する考察、 Cement Science and Concrete Technology, Vol.75, pp58-65

[3]緑川猛彦、車田研一、江本久雄、高温加熱を受けたコンクリートの圧縮強度と弾性係 数との関係、コンクリート工学年次論文集、Vol.40、No.1、2018、pp1005-1010

[4]緑川猛彦、車田研一、林久資、高温加熱を受けたモルタルの熱劣化と再養生のメカニ ズムについて、第44回セメント・コンクリート研究討論会論文報告集、pp59-62

[5]加藤優志、五十嵐豪、西脇智哉、1150℃までの高温履歴を受けたセメント硬化体の 力学的性質、コンクリート工学年次論文集、Vol.38、No.1、2016、pp697-692

[6]平島岳夫、鋼材の高温時における機械的特性、コンクリート工学、Vol.45、No.9、

2007.9、pp92-96

[7] 松沢晃一、橘高義典、高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす粗骨

材種類の影響、日本建築学会構造系論文集、第81巻、第727号、2016.9、pp1383-1390

[8]松沢晃一、橘高義典、高温加熱の影響を受けたコンクリートの破壊特性に及ぼす加熱時間の影響、コンクリート工学年次論文集、Vol.36、No.1、2014、pp1318-1323

#### (別添4)

#### 3号機原子炉建屋内の水素分布(CIGMA 実験)

# 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 熱水力安全研究グループ

# アリハムダニ、相馬 秀、柴本 泰照

#### 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 安部 諭

#### 1. 背景及び目的

1F 事故分析では、福島第一原発 3 号機における二段階の水素爆発の可能性が示唆さ れた[1]。第 34回事故分析検討会では、株式会社テプコシステムズ(以下「TEPSYS」 という。)による汎用熱水力解析コード GOTHIC を用いた解析では、格納容器上部の シールドプラグを介して水素を含む混合ガスが 5 階のオペフロに漏えいし、その後 4 階に水素が移行・蓄積した可能性が指摘されている[2]。また、4 階で水蒸気凝縮が起 因となり水素濃度が上昇し(図 1 a)、燃焼可能な雰囲気に長時間形成されていたこと が、Shapiro 線図の時間変化で示されている[3]。一方、漏えい位置に近い 5 階では空 気が不足しており、燃焼が生じにくい状態だったことが示唆された。

本検討では日本原子力研究開発機構(以下「JAEA」という。)が所有する CIGMA 装置を用いて、TEPSYS による GOTHIC 解析で予測された現象(水蒸気凝縮による 下層階での水素濃度の上昇)を実験的に確認及び理解することを試みた。図2に試験 の概要を示す。原子炉建屋の階層構造を模擬するために、試験容器を隔壁で上下 3 層 に仕切り、最上部(最上階)に気体(水蒸気+ヘリウム)を注入しながら、容器外側 に冷却水を流すことにより容器壁表面で水蒸気を凝縮させた。なお、CIGMA 実験装 置においてヘリウムは水素ガスの模擬体として用いている。また、試験部容器の幾何 学的形状は実際の原子炉建屋と大きく異なり、スケーリング則も部分的にしか適用さ れないため、本実験において厳密な事故の再現は不可能だが、ここでは、水素移行と 水蒸気凝縮による水素ガス分率の上昇に焦点を当て、支配的な要因(凝縮量や移流拡 散)と垂直方向の気体濃度分布との関係を理解することを目的とした。また、CIGMA 実験においては、水素の代替気体としてヘリウムを用いた。実験条件は TEPSYS の GOTHIC 解析の条件を参考にしたが、上述のように現象理解に主眼をおき、設定した。 特に、図1bの Shapiro 線図に示されるように、4 階の水素ガス分率は5 階よりも高 く、凝縮による局所的な水素ガス分率の上昇が示されており、このように、水素 (CIGMA 実験場ではヘリウム)が供給された位置より離れたところで蓄積が生じる 現象やその条件について検討した。

また、本実験に先立って、CFD(Computational Fluid Dynamics)を活用した予備

的な解析も実施した。一般的に、この種の数値解析は、実験では得られない高次デー タの取得及び実験の境界条件の設計等の検討や現象理解に役立てられる。本検討では、 CIGMA 装置体系を対象に、凝縮によってヘリウムがどれほど蓄積するかを予備的に 評価した。



# (a) 爆発発生時のガス組成分布の解析結果



(b) Shapiro 線図における各階の混合ガス濃度変化
 図 1 TEPSYS による GOTHIC 解析の結果



図2 CIGMA による水蒸気凝縮駆動ヘリウム移行実験の概要

#### 2. 実験の設計

#### 2.1. スケーリング

文献[2]によると、福島第一原発 3 号機(以下「1F3」という。)における水素爆発発 生までの建屋への気相漏えいは約 19 時間に及び、格納容器(PCV)から建屋へ供給さ れる気体の体積流量は、原子炉建屋空間の体積に比べて非常に小さい。実験では、ス ケーリングとして、建屋空間体積に対する供給気体の質量流量を TEPSYS による実機 解析の値に合わせることを試みたが、CIGMA 装置の流量制御系の制約(計測可能最 低流量は水蒸気=4 g/s、ヘリウム=0.2 g/s)上、実機相当の数倍から数十倍の設定が 限界であった。文献[2]で示された解析の境界条件を時間平均した値と、本 CIGMA 実 験の条件との比較を表 1 に示す。ここでは、シールドプラグからリークする水蒸気と 水素の流量比を文献[2]の解析と同じ約 99:1 に設定し、この条件下で CIGMA 装置の流 量計の最小計測レンジで可能となる流量を設定した。その結果、実機解析の体積スケ ーリングの約 30 倍の流量となった。ここで体積には気体が供給される空間(実機は 5 階オペフロ空間、CIGMA 装置は最上階空間)を使用した。このような体積スケーリ ングは、実際の事故進展を加速した実験と考えられる。一方、気体の供給エンタルピ ー換算では、温度を実機解析より低く設定することで約 1:6 程度に設定した。

質量流量のスケーリング							
Parameter	dim.	1F3 TEPSYS	CIGMA				
Volume	m <sup>3</sup>	25982.2 (5th floor)	12.3 (upper region)				
Steam mass flowrate	g/s	2230	35				
Hydrogen mass flowrate	g/s	19.4	0.3				
Steam mass flowrate per unit volume	g/s/m <sup>3</sup>	0.086	2.8	1:30			
Hydrogen mass flow rate per unit volume	g/s/m <sup>3</sup>	0.0008	0.024	1:30			
エンタルピーのスケーリング							
Parameter	dim.	1F3 TEPSYS	CIGMA				
Inlet temperature	°C	475	120				
Steam specific enthalpy	kJ/kg	3436	2717				
Steam inlet enthalpy per unit volume	kW/m <sup>3</sup>	0.3	1.9	1:6.3			

表1 体積スケーリングの検討

#### 2.2. 実験条件

図3と表2に実験条件を示す。試験容器を3層に分割する2つの隔壁にはそれぞれ に9つの孔があり、本検討では中央の孔を開口部として利用する。直径は250 mm で ある。試験容器の内径は2.5 m であり、断面積開口部比は1:100 である。文献[2]の 1F3 を対象とした実機解析ではこの開口比が不明だが、荷揚げハッチが開いていた場 合は約1:30、閉まっていた場合で開口部を3つの階段だけとした場合は約1:165と計 算される。壁面条件に関して、図3に示すように、隔壁Bより上方はプール及び冷却 ジャケットを用いて壁面の温度境界条件を制御した。一方、隔壁Bの下方に位置する 壁面には冷却ジャケットは存在せず、厚さ約100 mmの断熱材で覆われている。

実験は2つのケース、CC-SJ-01 (ケース1) と CC-SJ-02 (ケース2) で構成されて いる。容器内の初期条件は大気圧の空気とし、注入気体は表 1 で検討した条件とした。 注入される水蒸気とヘリウムの質量分率は約 99:1 である。ケース1とケース2の違い は、壁面温度を制御するための冷却水温度である。実機及び実機解析での建屋各階で の冷却は、建屋の壁や内部構造物の持つ熱容量と外気への放熱が考えられるが、定量 的な値を見積もることは難しい。そこで、本実験では壁面の熱伝達量を実験パラメー タと見なし、本実験の大気圧条件では比較的水蒸気凝縮が生じにくい高温の 90℃ (サ ブクール 10℃) と低温の 50℃に冷却水温度を設定した。実際の事故状況では構造材の 温度は蒸気による加熱と共に温度上昇することが考えられるため、今後はそれを考慮 した実験も検討する必要がある。図4に試験容器内の初期ガス温度、及び境界壁温度 を示す。冷却ジャケットでの加熱により、試験容器上部の大気圧空気は約90℃と50℃ の均一温度に温められ、試験部下部は室温に漸近し、容器中央部の隔壁位置には温度 境界が形成される。

以上で設定した実験の境界条件と初期条件の効果を検証するために、事前に CFD 解析を行った。この CFD 解析は、GOTHIC 解析において見られた水蒸気凝縮による 水素ガス分率の上昇を CIGMA 装置で定性的に再現できるかを検証するために実施し た。CFD 解析にはオープンソース系の OpenFOAM に実装されているソルバーの containmentFoam を用い、乱流モデルは Reynolds-averaged Navier-Stokes 系の k-ω SST モデルを採用した。凝縮モデルには、Diffusion-layer アプローチを採用した。総 メッシュ数は 100 万セルで、最大セルサイズは 50 mm である。Case1 と Case2 の 1000 秒、2000 秒、および 3000 秒におけるヘリウム濃度の解析結果を図5に、[2]の実 機解析との比較を図6に示す。Case1 及び Case2 共に最上階より下層でヘリウムの蓄 積が観察された。図6では、Case1 の結果が TEPSYS 解析を定性的に再現しているこ とを確認できる。

	CC-SJ-01 (Case 1)	CC-SJ-02 (Case 2)	1F3 TEPSYS	
初期圧力 (MPa)	0.	0.1		
バルクヘッドの開口率	1:1	00	1:30	
射出温度 (℃)	12	~475		
入口流量比(蒸気:H2)	99:1		99:1	
蒸気質量流量 (g/s)	35	~2230		
ヘリウム質量流量 (g/s)	0.	~19		
注入時間 (s)	10,0	66,000		
プール上限温度 (℃)	50	90	unknown	
ジャケット中間温度 (℃)	50	90	unknown	
ジャケット温度を下げる (℃)	50 90		unknown	

表2 実験条件



図3 CIGMA 装置体系での凝縮による水素局所化に関する実験の概念図





#### 3. 実験結果

壁面での凝縮量に関して、CIGMA装置は図3で示される位置にガターと呼ばれる樋 が壁面の周方向に沿って設置されており(設置位置は隔壁の位置と整合する)、壁面で 凝縮した水はガターA、B、及びCで収集され、別途設けた容器に移送され、その水位 変化で凝縮量を計測できる。図7は Case1 及び Case2 における凝縮水量の変化を示し、 図8は凝縮水量から求めた潜熱を示している。Case 1 (水温 50℃)ではほぼ全ての蒸 気が容器の上半部で凝縮し、Case2 (水温 90℃)では上半部での凝縮は少なく、蒸気 とヘリウムの混合気体は容器の底部にまで移行する結果となった。最下部では、初期 室温の構造材の熱容量と自然放熱により凝縮が進行した。図8に示すように、凝縮に よる除熱量(潜熱)の時間変化は小さくほぼ一定であった。



図9と図10に実験期間中のヘリウムと空気のガス分率の鉛直方向分布の2000秒ご との時間変化をそれぞれ示す。図9では、ヘリウムが時間の経過とともにどのように 分布を変えていくかを視覚的に追跡できる。初期ヘリウム濃度は0%から始まり、実験

が進行するにつれて、冷却され水蒸気凝縮が発生している部分でヘリウム濃度が増加 する様子が見られる。Case1 においては、中間階までに顕著な凝縮が生じ、ヘリウム ガス分率の上昇が確認された。これに対し Case2 では、ヘリウムがより下層にまで達 しており、水蒸気と共にヘリウムが下層へと運ばれた。図10の空気の挙動は、初期 の 100%から始まり、容器上部では 10%以下に低下した。これは、TEPSYS の GOTHIC 解析で言及された「酸素欠乏状態」に類似していると考えられる。





図11に、高さ9.3m、7.1m、及び0.9mにおけるShapiro線図上での各種ガス分率の時間変化を100秒毎に示す。仮にヘリウムを水素だと見なした場合、漏えい位置に近い上部(9.3 m)に関しては、上述の「酸素欠乏状態」により燃焼可能なガス組成になる時間が短いことが示されている。具体的には、Case1では500秒程度、Case2では燃焼領域に入る時間は確認されない。Case2では、上部および中間領域で可燃領域の外に位置しており、底部領域においてガス混合物は可燃領域に入った。これに関しても、定性的にTEPSYSのGOTHIC解析でみられた原子炉建屋各階での時間変化と類似しており、水蒸気凝縮により漏えい位置から離れた位置で燃焼可能なガス組成が形成されることを示唆している。



#### 4. まとめ

CIGMA 装置を用いて、蒸気の供給と凝縮による水素(実験ではヘリウムで模擬) の輸送とガス分率上昇についての実験を実施した。実験の境界条件は、文献[2]の TEPSYS による実機解析の条件を参考に、装置の制約のもと体積スケーリングにより 決定した。実験条件の有用性を確認するために実験に先立って CFD 解析も実施した。 その結果、注入気体は容器体積比で、実機解析の約 30 倍、エンタルピー換算で6 倍の 条件設定とした。一方、壁面冷却の境界条件は温度 50℃と 90℃を採用し、それぞれ CC-SJ-01 (Case1) と CC-SJ-02 (Case2) として実施した。実験結果に関して、壁の 冷却条件によってヘリウムガス分率の上昇に差異が生じ、強い冷却条件下では上層お よび中層でのヘリウムガス分率の上昇が顕著になり、弱い冷却条件下では、ヘリウム は容器の最下層まで達することが観察された。これは、供給される蒸気・ヘリウムの 量、拡散の効果、そして冷却のバランスによって決定される。

実験結果から、原子炉格納容器から蒸気及び水素混合ガスが漏えいする箇所から離 れた領域で、水蒸気凝縮により空気及び水素のガス分率が上昇し、可燃性雰囲気が形 成されることが示された。得られた知見は、原子炉建屋での水素ガス挙動に関する理 解を深め、将来的な安全対策に向けた評価に寄与する重要なものである。一方、実際 の事故状況では原子炉建屋壁等の構造体温度は、常温から徐々に温度上昇することが 考えられる。そのため、ごく初期は水蒸気凝縮が漏えい点付近でも盛んに生じる。今 後は、構造体温度が上昇前での漏えい点付近での混合ガス挙動の把握をし、燃焼領域 内に到達するか否かを確認することが肝要である。

#### 参考文献

- [1] 原子力規制委員会,東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間 取りまとめ-2019年9月から2021年3月までの検討-,2021年3月.
- [2] 東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第34回会合,資料
  2. <u>https://www.nra.go.jp/data/000414333.pdf</u>

[3] 東京電力福島第一原子力発電所における事故分析に係る検討会第 38 回会合,資料 2-2. https://www.nra.go.jp/data/000437587.pdf

#### (別添5)

#### 水素等燃焼試験

# 長岡技術科学大学 教授 門脇 敏 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 安部 諭

#### 1. 背景及び目的

東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故等を踏まえた重大事 故時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知見を取得 することは、喫緊の課題である。2021年3月の東京電力福島第一原子力発電所事 故の調査・分析に係る中間取りまとめ<sup>1</sup>では、現地調査で得られた原子炉建屋の梁 の損傷状況から、爆発により300~500kPa程度の圧力が生じたと推定されている。 また、当該の爆発において、水素のみならず可燃性の有機化合物が相当量存在して いたことが示唆されているため、その影響を調査する必要がある。2023年3月の 中間取りまとめ<sup>2</sup>では、原子炉格納容器内で使用されている多量のケーブル、保温 材、塗料等が、高温状態によって熱分解し、可燃性有機ガスが発生しうることが実 験により示されている。

ここでは、1F1 号機及び 3 号機の原子炉建屋において発生した爆発現象に関し て、水素及び可燃性有機ガスの影響を把握することを目的に、水素及び可燃性有機 ガス濃度、初期ガス温度をパラメータとして、予混合燃焼試験を実施した。具体的 には、デフラグレーション(deflagration、爆燃)時の火炎挙動や容器内圧力変化 を把握し、水素爆発に及ぼす可燃性有機ガスの影響を調査した。また、爆発挙動を 高速度カメラで可視化することで、その現象に関する知見を取得した。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> 原子力規制委員会,東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ,2021 年 3月5日, https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf.

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> 原子力規制委員会,東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版),2023年3月7日,https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf, https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf.

#### 2. 実施内容

水素ガス、可燃性有機ガス及び空気の混合気体による燃焼試験を実施した。水素 等燃焼試験としては、次の2種類の燃焼試験(①水素燃焼試験、②混合気体(水素、 可燃性有機ガス及び空気)燃焼試験)とした。燃焼時の挙動を把握するため、口径 30cm 以上の観察窓を有し、燃焼時の系内全体の挙動を観察・記録できる試験装置 を用いて試験を実施した。

① 水素燃焼試験

デフラグレーションを考慮した燃焼時の挙動を把握する試験を実施した。試験パ ラメータは水素濃度及び初期温度とし、6ケースとした。再現性を確認するために、

1ケースあたり3回の試験を実施した。

試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件

試験装置:密閉型で、燃焼時圧力上昇に耐え、口径 30cm の観察窓を有する 燃焼状態:予混合燃焼

着火位置:中央部

水素濃度:10 vol%、15 vol%、20 vol%

初期温度:25 ℃、75 ℃

・測定項目

水素ガスの濃度及び温度、燃焼時の系内の圧力変化、

高速度カメラによる燃焼挙動等

② 混合気体(水素、可燃性有機ガス及び空気)燃焼試験

①の水素燃焼試験の結果を踏まえ、水素燃焼時の可燃性有機ガス(メタン)の影響を把握するため、水素濃度、可燃性有機ガス濃度及び空気の混合気体による燃焼時の圧力変化並びに高速度カメラによる燃焼挙動等を測定した。試験パラメータは、ガス濃度(水素及び可燃性有機ガス)及び初期温度とし、12ケース実施した。ここで、混合気体の当量比は1以下とした。

試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件(試験装置、燃焼状態、着火位置は①と同様)

水素濃度:10 vol%、15 vol%、20 vol%

可燃性有機ガス(メタン)濃度:1 vol%、2 vol%

初期温度:25 ℃、75 ℃

・測定項目

水素ガス及び可燃性有機ガスの濃度及び温度、燃焼時の系内の圧力変化、 高速度カメラによる燃焼挙動等

#### 3. 試験成果

#### (1) 試験装置

本試験では、①水素/空気混合気(水素燃焼試験)、②水素/メタン/空気混合気(混 合気体燃焼試験)を取り扱い、水素濃度とメタン濃度を変化させて、口径 30 cm の 観察窓を有する密閉型容器内で燃焼試験を実施する。容器内に予混合気を充填し、 中心点火することにより、球状のデフラグレーションを観察し、水素濃度による燃 焼時の挙動及びメタン濃度による水素燃焼への影響を把握する。ここでは、気体の 温度差で生じる屈折率の違いにより可視化するシュリーレン法により、火炎伝播の 様子や火炎面形状を高速度撮影した。また、容器内の圧力変化を測定した。

図1は密閉型燃焼容器を示したものであり、表1はその基本仕様を示したもので ある。

図2は燃焼試験システムを示したものである。燃焼容器には、ガス供給ライン、 排気ライン、真空引きラインを設け、ガス供給ラインと排気ラインのすべての弁は、 遠隔から電気的に操作できるように設定した。真空引きやガス供給時の容器内部圧 力の測定用としてピエゾ抵抗センサ(Keller PAA-23Y)、容器内部の混合気温度の 測定用にシース熱電対(T-type)を設置した。燃焼時の容器内の急激な圧力変化を 取得するため、圧電センサ(Kistler 6045A)を燃焼器上部に設けたポートに直接取 り付け、圧電センサ用チャージアンプ(Kistler 5918A)より出力された電圧をデー タロガー(キーエンス NR-600)によってサンプリング周波数 10 kHz で記録し た。また、火炎形状および動的な伝播挙動を広範囲に取得するため、直径 350 mm の凹面鏡を有するシュリーレン法測定装置(溝尻光学工業所 SL-350)により観察 した。シュリーレン画像は、高速度ビデオカメラ(Photron FASTCAM SA-X)を用 いて、撮影速度 10000 fps、シャッター速度 20 µs、および解像度 1024×1024 pixels で撮影した。

#### (2) 試験条件とプロセス

燃焼容器に充填する混合気は、初期温度 25℃ (298 K)、75℃ (348 K)、初期圧 力 1 気圧 (101.3 kPa)、所定の水素濃度 (10 vol%、15 vol%、20 vol%)、所定のメ タン濃度 (0 vol%、1 vol%、2 vol%) とした。所定の水素濃度とメタン濃度になる ように、分圧に関するドルトンの法則に基づいて気体を混合した。

燃焼試験では、容器内に①水素/空気混合気、②水素/メタン/空気混合気を充填し た後、電極により容器の中心で点火し、高速度ビデオカメラによるシュリーレン撮 影、及び圧電センサによる圧力測定を行った。燃焼試験は、①で6ケース、②で12 ケース、全体で18ケース実施し、燃焼時の系内の燃焼挙動と圧力変化を把握した。 なお、試験条件は表2の通りである。



図1 密閉型燃焼容器

表1 密閉型燃焼容器の基本仕様

灾哭	容積	73 L		
谷谷	材質	SUS		
	直径	300 mm		
観察窓	厚み	140 mm		
	数	4		



図2 燃焼試験システム

初期温度 [℃]	水素濃度 [%]	メタン 濃度 [%]		初期温度 [℃]	水素濃度 [%]	メタン 濃度 [%]
	10	0			10	0
	10	1			10	1
	10	2		75	10	2
	15	0			15	0
25	15	1			15	1
	15	2			15	2
	20	0			20	0
	20	1			20	1
	20	2			20	2

表2 試験条件

#### (3) 試験結果と考察

①水素燃焼試験

球状のデフラグレーションの伝播の様子を示したのが図3(上部)である。ここで、初期温度は25℃、初期圧力は1気圧、水素濃度は10 vol%であり、メタン濃度は0 vol%である。点火後 0.1 ms のシュリーレン画像、及び火炎半径 rb = 2 cm、4 cm、6 cm、8 cm、10 cm のときの画像が示されている。火炎半径の増加と共に火炎面にセルが形成され、それが発達して複雑な形状になる様子が観察されている。このセルの形成は予混合火炎の固有不安定性に起因するもので<sup>3</sup>、従来の燃焼試験<sup>4-6</sup>や日本原子力研究開発機構(以下、JAEA)が実施した数値計算<sup>7</sup>でも確認されている。また、球状の火炎が全体として上方へ移動することが確認される。これは浮力によるものであり、燃焼速度が小さい予混合火炎で顕著に現れる挙動である。本試験では、口径 30 cm の観察窓を有する燃焼容器を用いていることから、この条件下での浮力の影響を示すことが出来ている。燃焼現象を把握するには、十分広い観察窓を有する燃焼容器を用いる必要がある。

容器内の圧力変化を示したのが図3(下部)である。燃焼反応が進行すると共に、 容器内圧力は急激に上昇する。燃焼反応が完了した後、圧力は降下する。これは、 燃焼容器から周囲への熱損失により既燃ガス温度が低くなるからである。なお、図 中の火炎半径が最も大きいとき、容器内圧力は初期圧力より1割程度高くなってい る<sup>4</sup>。つまり、火炎を可視化した図(上部の図)は、圧力が上昇しきる前の時間帯 のものである。



t=0.1ms, rb=0.25cm



t=29.8ms , rb=2cm



t=71.4ms , rb=4cm



t=102.5ms, rb=6cm



t=126.8ms, rb=8cm



t=146.7ms , rb=10cm



図3 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 25℃、初期圧力1気圧、水素濃度 10 vol%、メタン濃度0 vol%)

初期温度:25 ℃



図4 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 25℃、水素濃度 10 vol%、15 vol%、20 vol%、メタン濃度 0 vol%)

初期温度:75 ℃



図5 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 75℃、水素濃度 10 vol%、15 vol%、20 vol%、メタン濃度 0 vol%)
初期温度が 25℃、水素濃度が 10 vol%、15 vol%、20 vol%のときのシュリーレン 画像を示したのが、図4の上部である。水素濃度が高くなると共に、火炎の伝播速 度は増大している。これは予混合火炎の燃焼速度が大きくなるからである<sup>8</sup>。また、 容器内の最大圧力は上昇する(図4の下部参照)。これは断熱火炎温度が高くなる からである<sup>9</sup>。なお、水素濃度 20 vol% における燃焼後の圧力変化が大きいのは、 火炎温度が高いため周囲への熱損失が大きくなるからである。

初期温度が 75℃、水素濃度が 10 vol%、15 vol%、20 vol% のときのシュリーレ ン画像を示したのが、図5の上部である。初期温度が高くなると、火炎の伝播速度 は増大する。これは反応速度が増大し、燃焼速度が大きくなるからである。また、 火炎面の凹凸は、初期温度が、25℃の結果と比べて滑らかになっている。これは固 有不安定性のレベルが低下するからである。さらに、容器内の最大圧力は、水素濃 度が低いとき上昇し、水素濃度が高いとき下降する(図5の下部参照)。これは、燃 焼時における周囲への熱損失によるものである<sup>10</sup>。

②混合気体燃焼試験

初期温度が25℃、水素濃度10 vol%、メタン濃度0 vol%、1 vol%、2 vol% にお けるデフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化を示したのが図6 である。ここで、混合気体の当量比は、メタン濃度0 vol%、1 vol%、2 vol% にお いて、それぞれ、0.265、0.375、0.487 である。メタン濃度が高くなると共に、火 炎の伝播速度は増大し、容器内の最大圧力は上昇する。前者は予混合火炎の燃焼速 度が大きくなることによるもので、後者は断熱火炎温度が高くなることによるもの である。

水素濃度が 15 vol% のときの試験結果を示したのが図7である。ここで、混合気体の当量比は、メタン濃度0 vol%、1 vol%、2 vol% において、それぞれ、0.420、0.539、0.660 である。また、水素濃度が 20 vol% の試験結果を示したのが図8 である。ここで、混合気体の当量比は、それぞれ、0.595、0.723、0.855 である。メタン濃度が高くなると共に、火炎の伝播速度は増大する。これは混合気の当量比が高くなり、予混合火炎の燃焼速度が大きくなるからである。

初期温度が 75℃、水素濃度が 10 vol%、15 vol%、20 vol% のときのシュリーレン画像を示したのが、図 9 から図 1 1 の上部である。初期温度が高くなると、火炎の伝播速度は増大する。また、容器内の最大圧力は、水素濃度が低いとき上昇し、水素濃度が高いとき下降する(図 9 から図 1 1 の下部参照)。これらの傾向は、初期温度が 25℃の場合と同様である。

#### 初期温度:25 ℃



図 6 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 25℃、水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%)



図7 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 25℃、水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%)

初期温度:25 ℃



図8 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 25℃、水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%)

初期温度:75 ℃



図9 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 75℃、水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%)

初期温度:75 ℃



図10 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 75℃、水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%)



図11 デフラグレーションのシュリーレン画像と容器内圧力変化 (初期温度 75℃、水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%、1 vol%、2 vol%) 図12は、初期温度が25℃のときの容器内の最大圧力を示したものである。水 素濃度及びメタン濃度が高くなると共に、単調に上昇する。最大圧力の上昇は、水 素爆発による破壊力を強めることに直結するものである。初期温度が75℃のとき の容器内の最大圧力を示したのが図13である。また、表3は、初期温度が25℃、 75℃のときの容器内の最大圧力を示している。本試験では、1ケースあたり3回の 試験を行っており、表3に示した最大圧力は平均値である。それゆえ、図3から図 11に示した最大圧力と若干の違いが生じている。初期温度が高くなると、容器内 の最大圧力は、水素濃度が低いとき上昇し、水素濃度が高いとき下降する。これは、 燃焼時間が長いと熱損失が増大することによるものである<sup>10</sup>。



図12 容器内の最大圧力(初期温度 25℃、初期圧力1気圧、 水素濃度 10~20 vol%、メタン濃度 0~2 vol%)



図13 容器内の最大圧力(初期温度75℃、初期圧力1気圧、 水素濃度10~20 vol%、メタン濃度0~2 vol%)

初期温度 [℃]	水素濃度 [%]	メタン濃度 [%]	最大圧力 [k <b>P</b> a]	初期温度 [℃]	水素濃度 [%]	メタン濃度 [%]	最大圧力 [kPa]
	10	0	305.1		10	0	351.1
25	10	1	370.7		10	10 1	
	10	2	436.4		10	2	499.7
	15	0	466.3		15	0	466.4
	15	1	530.4	75	15	1	530.8
	15	2	583.7		15	2	586.3
	20	0	592.5		20	0	565.8
	20	1	640.0		20	1	615.2
	20	2	695.3		20	2	664.8

表3 容器内の最大圧力(初期温度 25℃、75℃)

1Fの水素爆発における3号機3階天井部の梁の損傷に関して、大梁とその周囲の床 板に300~500kPa(ゲージ圧)程度の圧力が20~40ms程度の間作用すると、大梁に 観察された変形と同程度の変形が生じうるとの報告<sup>1</sup>がある。本試験で得られた結果(図 14、図15)と中間取りまとめに記載されている解析結果には、整合性が有るものと 考えられる。また、本実験結果を用いて、原子炉建屋での水素爆発現象を議論する場合、 スケール効果の考慮が必要となる。最大圧力に関して、本実験のスケールより大きいド イツの Becker Technology が所有するTHAI装置の実験結果<sup>11</sup>と比較すると、同程度 の圧力上昇が見られる。また、圧力上昇の継続時間に関しては、スケールが大きくなる につれて比表面積(表面積/体積)は小さくなるため、熱損失は小さくなる。以上より、 現地調査で得られた梁の損傷に関する情報からの最大圧力及びそれの継続時間に関し ては、十分に成立すると考えられる。



図14 容器内の最大圧力(初期温度75℃)



図15 容器内の圧力変化

(初期温度 75℃、初期圧力1気圧、水素濃度 15 vol%、メタン濃度1 vol%)

# 4. まとめ

ここでは、1F1 号機及び 3 号機の原子炉建屋において発生した爆発現象に関し て、水素及び可燃性有機ガスの影響を把握することを目的に、水素及び可燃性有機 ガス濃度、初期ガス温度をパラメータとして、水素等燃焼試験を計画し実施した。 そして、以下の結果と知見を得た。

- 火炎半径の増加と共に火炎面にセルが形成され、それが発達して複雑な形状になる。セルの形成は、火炎の固有不安定性によるものである。このセルの形成は従来の燃焼実験<sup>4-6</sup>でも観察され、JAEAの研究グループの数値計算<sup>7</sup>においても確認されている。
- 水素濃度が高くなると共に、火炎の伝播速度は増大する。これは予混合火炎の 燃焼速度が大きくなるからである。また、容器内の最大圧力は上昇する。これ は混合気の発熱量が大きくなり、火炎温度が高くなるからである。
- メタン濃度が高くなると共に、火炎の伝播速度は増大し、容器内の最大圧力は 上昇する。前者は予混合火炎の燃焼速度が大きくなることによるもので、後者 は火炎温度が高くなることによるものである。
- 初期温度が高くなると、火炎の伝播速度は増大する。これは予混合火炎の燃焼 速度が大きくなるからである。
- 容器内の最大圧力は、水素濃度及びメタン濃度が高くなる(つまり当量比が大きくなる)と共に、ほぼ単調に上昇する。これは混合気の発熱量が大きくなり、 火炎温度が高くなるからである。最大圧力の上昇は、水素爆発による破壊力の 強化に結び付くことから、1Fの水素爆発における可燃性有機ガスの影響を精 査することは非常に重要である。
- 容器内圧力変化(時間履歴)の結果を、中間取りまとめ<sup>1</sup>に示されている解析 結果と比較し、3号機3階天井部の梁の損傷に関して、両者に整合性が有るこ とを確認した。
- スケール効果に関して、本実験よりもスケールの大きい THAI 実験との比較、 及び比表面積(表面積/体積)を用いた考察から、本実験よりも大きい原子炉建 屋のスケールでも、十分に現地調査で得られたような梁の損傷を生じさせるだ けの最大圧力及びそれの継続時間に関しては、十分に成立すると考えられる。

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> Williams, F. A., Combustion Theory, Second Edition (1985), p. 349, Addison-Wesley, CA.

<sup>&</sup>lt;sup>4</sup> Katsumi, T., Kobayashi, H., Aida, T., Aiba, K., Kadowaki, S., Outward propagation velocity and acceleration characteristics in hydrogen-air deflagration, International Journal of Hydrogen Energy, Vol. 42 (2017), pp. 7360-7365.

<sup>&</sup>lt;sup>5</sup> Lamoureux, N., Chaumeix, N., Paillard, C. E., Laminar flame velocity determination for H2-air-He-CO2 mixtures using the spherical bomb method, Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 27 (2003), pp. 385–393.

- <sup>6</sup> Okafor, E. C., Hayakawa, A., Nagano, Y., Kitagawa, T., Effects of hydrogen concentration on premixed laminar flames of hydrogen-methane-air, International Journal of Hydrogen Energy, Vol. 39, Issue 5 (2014), pp. 2409–2417.
- <sup>7</sup> Thwe Thwe Aung, Terada, A., Hino R., Nagaishi, R., and Kadowaki, S., Simulation of the self-propagating hydrogen-air premixed flame in a closed-vessel by an open-source CFD code, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 59, No. 5 (2022), pp. 573-579.
- <sup>8</sup> Lewis, B. and Elbe, G., Combustion, Flames and Explosions of Gases, Third Edition (1987), p. 396, Academic Press, Orlando, FL.

<sup>9</sup> Law, C. K., Combustion Physics (2006), p. 41, Cambridge University Press, NY.

- <sup>10</sup> Lei, B., Wei, Q., Pang, R., Xiao, J., Kuznetsov, M., Jordan, T., The effect of hydrogen addition on methane/air explosion characteristics in a 20-L spherical device, Fuel, Vol. 338, 127351 (2023).
- <sup>11</sup> OECD/NEA THAI-3 Project Final Report on Fission Product Behaviour, Hydrogen Mitigation, and Hydrogen Combustion in Water Cooled Reactors under Severe Accident Conditions, NEA/CSNI/R(2021)8, August 2023

### (別添6)

#### 火炎色等確認試験

# 長岡技術科学大学 教授 門脇 敏 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 安部 諭

#### 1. 背景及び目的

2011年3月の東京電力福島第一原子力発電所(以下「1F」という。)事故を踏ま え、重大事故時の対策や安全評価手法並びに安全対策の高度化に関連する技術的知 見を取得することは、非常に重要である。2021年3月の東京電力福島第一原子力 発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ<sup>1</sup>では、福島中央テレビ及び日本テ レビから提供された画像から、1F3号機の原子炉建屋の爆発時に観測された火炎の 色が黄橙色であることが報告されている。このことは、水素のみならず可燃性の有 機化合物が相当量存在していたことを示唆している。そして、2023年3月の中間 取りまとめ<sup>2</sup>では、原子炉格納容器内で使用されている多量のケーブル、保温材、 塗料等が、高温状態によって熱分解し、可燃性有機ガスが発生しうることが実験に より示されている。

ここでは、1F3 号機の原子炉建屋において発生した水素爆発現象に関して、可燃 性有機ガスの影響を把握することを目的に、水素、可燃性有機ガス及び不活性ガス の流量をパラメータとして、火炎色等確認試験を計画し実施し、拡散燃焼時の火炎 色や温度分布を把握し、可燃性有機ガスの影響を調査した。

<sup>&</sup>lt;sup>1</sup> 原子力規制委員会,東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ,2021 年 3月5日, https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf.

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> 原子力規制委員会,東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023 年版),2023年3月7日,https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf, https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf.

### 2. 実施内容

水素ガス及び可燃性有機ガスの火炎色等確認試験の計画及び試験を行う。燃焼試 験では、水素ガス及び可燃性有機ガス流量を調整し、拡散燃焼を一定時間維持する。 試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件

試験装置:ガス流量を調整し、拡散燃焼を一定時間維持 燃焼状態:拡散燃焼 水素濃度:0 vol% ~ 100 vol% 可燃性有機ガス(メタン)濃度:0 vol% ~ 100 vol% 不活性ガス(窒素)濃度:0 vol% ~ 50 vol%

・測定項目

水素ガス及び可燃性有機ガスの流量及び温度、記録用カメラによる燃焼 挙動(火炎色等)、赤外線放射温度計等による火炎の温度分布

#### 3. 試験成果

(1) 試験装置

本試験では、水素/メタン混合気、水素/メタン/窒素混合気を取り扱い、内径 11 mm のブンゼンバーナーを用いて、拡散噴流火炎を形成させる。水素濃度、メタン濃度、 窒素濃度、ガス総流量を変化させて試験を実施し、燃焼挙動を観察すると共に火炎 の温度分布等を測定する。

図1はブンゼンバーナーを示したものであり、管の内径は11mm、外径は13mm、 長さは97mmである。



図1 ブンゼンバーナー

図2は燃焼試験システムを示したものである。火炎の画像は、デジタルカメラ (Nikon D5600)を用いて、シャッター速度1/15 s、F 値 7.1、ISO 感度 4000 及 び有効画素数 2416 万画素で撮影した。火炎の温度分布は、赤外線サーモグラフィ カメラ (アビオニクス InfReC R300BP-OF)を用いて測定した。このとき、放射 率は R タイプ熱電対(線径 100 µm)による火炎温度から設定した。ガスが水素の みの場合は、微量(1-2%)のメタンを添加した。



図2 燃焼試験システム

(2) 試験条件とプロセス

ブンゼンバーナーに流入させる混合気は、初期温度 25℃ (298 K)、初期圧力 1 気圧 (101.3 kPa)、所定の水素濃度 (0~100 vol%)、所定のメタン濃度 (0~100 vol%)、所定の窒素濃度 (0~50 vol%) とした。ガス総流量は、1.0 L/min、2.0 L/min とした。このとき、平均流速は、それぞれ、0.18 m/s、0.35 m/s である。ブンゼン バーナーに流入させる水素、メタン、窒素の流量は、デジタルマスフローコントロ ーラー (アズビル F4Q) で制御した。

表1 水素濃度、メタン濃度、窒素濃度

	100-0-0, 90-10-0, 70-30-0, 50-50-0,
$H_2$ - $CH_4$ - $N_2$	30-70-0, 10-90-0, 0-100-0
	75-0-25, 67.5-7.5-25, 52.5-22.5-25, 37.5-37.5-25,
٢٥/٦	22.5-52.5-25, 7.5-67.5-25, 0-75-25
[%]	50-0-50, 45-5-50, 35-15-50, 25-25-50,
	15-35-50, 5-45-50, 0-50-50

#### (3) 試験結果と考察

水素/メタン混合気を取り扱い、ガス総流量が 1.0 L/min のときの拡散火炎の直 接写真を示したのが図3である。水素濃度が高いときは、火炎を確認することが困 難である。メタン濃度が30%よりも高い場合、薄オレンジ色の輝炎が観察される。 これは遊離した炭素から発せられるものである。また、バーナー出口近傍では、青 色の炎が観察される。これはCH発光によるものである<sup>3</sup>。また、火炎が可視でき るまでに必要なメタン濃度が30%以上であることを鑑みると、1F 事故時に観察さ れた黄橙色の炎が可燃性有機物質によるものだった場合、相当量必要であることを 示している。

図4は、ガス総流量が2.0 L/min のときの直接写真である。全体として、火炎は 長くなる。水素濃度が高いとき、薄い赤い炎が観察される。これは水蒸気の発光に よるものである。なお、この薄い赤い炎は、暗室における試験において確認される ものであり、屋外では水素火炎を目視で確認することは困難である。

図5と図6は、ガス総流量が1.0 L/min と2.0 L/min のときの温度分布を示した ものである。水素濃度が高いときの方が、温度は高くなる。また、ガス総流量が大 きくなると、若干ではあるが温度は高くなる。

水素/メタン/窒素混合気を取り扱い、窒素濃度が25%、ガス総流量が1.0 L/min と2.0 L/min のときの拡散火炎の直接写真を示したのが図7と図8である。混合気 に窒素が加わる、つまり燃料である水素とメタンの濃度が低下することにより、火 炎は短くなり、火炎の色は薄くなる。図9と図10は、ガス総流量が1.0 L/min と 2.0 L/min のときの温度分布を示したものである。混合気に窒素が加わることによ り、温度は低下する。

窒素濃度をさらに高くし、50%とする。図11と図12は、ガス総流量が1.0 L/min と 2.0 L/min のときの直接写真を示したものであり、図13と図14は温 度分布を示したものである。窒素濃度がさらに高くなると、火炎はさらに短くなり、 火炎の色はさらに薄くなる。

火炎の最高温度を示したのが図15である。ガス総流量が大きくなると、最高温 度は若干上昇する。また、窒素濃度が高くなると、最高温度は低下する。これは、 供給される燃料(水素とメタン)の量が少なくなるからである。さらに、水素濃度 が高い方が、最高温度は高くなる。これは、水素火炎温度の方がメタン火炎温度よ り高いからである。

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> 新岡嵩, 河野通方, 佐藤順一, 燃焼現象の基礎 (2001), p. 180, オーム社.



図3 火炎の直接写真 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~100 vol%、メタン濃度 0~100 vol%、 窒素濃度 0 vol%)







図5 火炎の温度分布 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~100 vol%、メタン濃度 0~100 vol%、 窒素濃度 0 vol%)



図6 火炎の温度分布 (ガス総流量 2.0 L/min、水素濃度 0~100 vol%、メタン濃度 0~100 vol%、 窒素濃度 0 vol%)



図7 火炎の直接写真 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~75 vol%、メタン濃度 0~75 vol%、 窒素濃度 25 vol%)



# 図8 火炎の直接写真 (ガス総流量 2.0 L/min、水素濃度 0~75 vol%、メタン濃度 0~75 vol%、 窒素濃度 25 vol%)



図9 火炎の温度分布 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~75 vol%、メタン濃度 0~75 vol%、 窒素濃度 25 vol%)



図10 火炎の温度分布 (ガス総流量 2.0 L/min、水素濃度 0~75 vol%、メタン濃度 0~75 vol%、 窒素濃度 25 vol%)



図11 火炎の直接写真 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~50 vol%、メタン濃度 0~50 vol%、 窒素濃度 50 vol%)







図13 火炎の温度分布 (ガス総流量 1.0 L/min、水素濃度 0~50 vol%、メタン濃度 0~50 vol%、 窒素濃度 50 vol%)



# 図14 火炎の温度分布 (ガス総流量 2.0 L/min、水素濃度 0~50 vol%、メタン濃度 0~50 vol%、 窒素濃度 50 vol%)





4. まとめ

ここでは、1F3 号機の原子炉建屋において発生した水素爆発現象に関して、可燃 性有機ガスの影響を把握することを目的に、水素、可燃性有機ガス及び不活性ガス の流量をパラメータとして、火炎色等確認試験を計画し実施した。そして、以下の 結果と知見を得た。

- 燃料にメタンが含まれている場合、薄オレンジ色の輝炎が観察されると共に、 バーナー出口近傍では青色の炎が観察される。前者は遊離した炭素から発せら れるものであり、後者はCH発光によるものである。
- 燃料が水素のみの場合、薄い赤い炎が観察される。これは暗室における試験において確認されるものであり、屋外では水素火炎を目視で確認することは困難である。
- 可燃性有機ガス(メタン)添加により炎が可視できるには、30%程度のメタン 濃度が必要である。このことから、3 号機の水素爆発で確認された火炎色が可 燃性有機ガスによるものだとすると、多量の有機物の存在が必要となる。
- ガス総流量が大きくなると、最高温度は若干上昇する。また、水素濃度が高い 方が、最高温度は高くなる。これは、水素火炎温度の方がメタン火炎温度より

高いからである。

● 燃料に窒素を添加すると、火炎の色は薄くなり、火炎温度は低下する。

#### (別添7)

## 原子炉建屋天井部のアスファルト防水層

## 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 佐藤 雄一

#### 1. 背景及び目的

「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ」(2021 年3月5日、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)で は、3号機の水素爆発時に原子炉建屋南東側天井部付近で確認された火炎の色の発 色要因として、可燃性有機物による可能性を示しているが、その供給源は特定され ていない。また、3号機の水素爆発時に上昇していく噴煙(黒煙)が生じた要因も 特定できていない。

今般、調査チームは、可燃性有機物の供給源となる可能性のある物質として、原 子炉建屋天井部に敷設されている「アスファルト防水層」に着目し、3号機の水素 爆発時に生じた火炎色の発色要因及び噴煙(黒煙)が生じた要因を検討した。

#### 3.調査の概要

調査チームは、福島第一原子力発電所3号機の工事計画認可申請書添付書類に記載されているアスファルト防水層の厚さ等から、原子炉建屋天井部のアスファルト防水層の物量を概算するとともに、現地調査にてアスファルト防水層の状況確認を行った。

#### 3. 調査結果

#### (1) アスファルト防水層の物量

福島第一原子力発電所3号機の工事計画認可申請書添付資料(原子炉建家の強度 計算書)(図1、図2)によると、アスファルト防水層の単位重量は15(kg/m<sup>2</sup>)とさ れている。原子炉建屋天井部の面積は、原子炉建屋最上階の面積(46(m)×34(m)) と同等であると仮定すると、3号機原子炉建屋天井部に存在するアスファルト防水 層の重量は、「15(kg/m<sup>2</sup>)×46(m)×34(m)=23,460(kg)=約23(t)」となる。

これは原子炉建屋建設段階での重量であるが、アスファルト防水層は十数年に一 度程度のタイミングで上塗りされるため、実際にはこれ以上の重量のアスファルト 防水層が存在している可能性が高いと考えられる。



図1 福島第一原子力発電所3号機の工事計画認可申請書添付資料 (原子炉建家の強度計算書)(抜粋、一部加筆) (アスファルト防水層等の単位重量)



図2 福島第一原子力発電所3号機の工事計画認可申請書添付資料 (原子炉建家の強度計算書)(抜粋) (3号機原子炉建屋5階のフロアマップ)

- (2) 現地調査におけるアスファルト防水層の状況確認
- (2-1)2号機原子炉建屋天井部から採取したコアの状況

調査チームは、東京電力が2号機原子炉建屋天井部から採取したコアの状況を確認した(図3)。その結果、アスファルト防水層は2~3cm程度の厚みがあり、表面はザラザラしている様子が確認できた。





写真は、2023年7月27日原子力規制庁撮影

# 図3 2号機原子炉建屋天井部のアスファルト防水層

# (2-2)3号機タービン建屋内のアスファルト防水層の状況

調査チームは、3号機の水素爆発時に生じた可能性のあるアスファルト防水層の 破片の有無等を確認するために、3号機タービン建屋内の調査を実施した。その結 果、図4に示すように、2号機原子炉建屋天井部のアスファルト防水層よりも薄い 防水層の小破片のみが確認できた。



防水層の残骸

写真は、2023年7月27日原子力規制庁撮影

図4 3号機タービン建屋内で確認したアスファルト防水層の 破片と思われる物質

### (2-3)3号機原子炉建屋内のアスファルト防水層の状況

調査チームは、3号機原子炉建屋内での調査の過程で、アスファルト防水層の破 片と思われる物質を多数確認した(図5、図6)。破片の大きさは数 mm 程度~数 cm であった。3号機原子炉建屋内は高放射線環境下であり調査箇所は限定される が、少なくとも調査を実施した1階~3階の南東側階段では、多数のアスファルト 防水層の破片と思われる物質を確認した。

3号機原子炉建屋内は高放射線環境下であり、作業等で人が頻繁に出入りする場所ではないことから、これらの破片と思われる物質は3号機の水素爆発時に生じた アスファルト防水層の破片であると考えられる。また、3号機原子炉建屋における 水素爆発時の火炎は原子炉建屋南東部で確認されていることから、今般確認された アスファルト防水層の破片が火炎の色の発色要因に寄与した可能性が考えられる。



アスファルト防水層の 破片と思われる物質

写真は、いずれも2024年3月1日原子力規制庁撮影

図5 3号機原子炉建屋南東側階段(2階と3階の間)で確認した アスファルト防水層と思われる物質



図6 3号機原子炉建屋南東側階段(1階付近)で確認した アスファルト防水層と思われる物質

# 4. アスファルト防水層の燃焼等の可能性

3. で示した調査結果を踏まえて、アスファルト防水層が火炎色の発色要因とな り得るか等について、アスファルト防水層は炭素を十分に含んでいるため燃焼した 場合は火炎色の発色要因となる可能性は十分にあり、微粉末状のものであれば燃焼 に寄与する可能性はあるとの意見があった<sup>1</sup>。

### 5. まとめ

3号機原子炉建屋天井部に存在するアスファルト防水層は、3号機の水素爆発時 の可燃性有機物の供給源として物量的には十分であることがわかった。

また、水素爆発時の火炎色及び噴煙(黒煙)への寄与については、今回の調査結 果では断定までには至らなかった。

<sup>1</sup> 第43回事故分析検討会での議論において出された意見

(別添8)

# 1号機 SGTS 切断配管に対する汚染密度測定

#### 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 林 克己、佐藤雄一、 平山英夫、鈴木征四郎、吉田善行、佐藤修彰、岩永宏平

1. 背景及び目的

東京電力は、1 号機原子炉建屋大型カバー設置工事、1/2 号機廃棄物処理設備建 屋雨水対策工事及び 1/2 号機排気筒下部の環境改善を進めるため、屋外に設置され ている 1/2 号機非常用ガス処理系(以下「SGTS」という。)配管の切断及び撤去作 業を実施している。

1/2 号機 SGTS 配管は、事故時の1号機ベント操作により強く汚染されており、 撤去された配管は細断後保管される予定である。そのため細断前に、切断された配 管の汚染分布測定を東京電力の協力のもとに実施した。

配管内面の汚染密度分布の測定は、東京電力が行う細断工程以降の被ばくや廃棄 物管理のための測定のサポートデータとして、また、事故時に配管内を流れた流体 の汚染度合い、流動様式、流体状態の推定、配管形状の違いによる流動形式、流体 状態の相違の把握などの検討に資する可能性も考慮して実施した。

#### 2.1号機 SGTS 屋外配管の汚染密度の測定

# 2. 1 測定対象部位

東京電力による 1/2 号機 SGTS 配管の切断位置、切断作業日及び部位番号を図1 に示す。

測定対象配管は、測定の容易性、直管部と曲がり部の相違の把握等の観点から、 図1中の1号機 SGTS 配管のうちの部位④及び部位⑤とした。



図1 測定対象配管の切断位置と部位番号<sup>1</sup>

図1の部位④は、1号機原子炉建屋端の壁から垂直(長さ約2.8m)に立上り、その後水平(長さ約12.6m)に続く部分であり、部位⑤は④の下流側に続く水平(長さ約11.6m)の部分である。図2に撤去前の測定対象配管位置(撤去後写真に追記したもの)を示す。



図2 測定対象部位④及び⑤の原位置<sup>2</sup>

<sup>1</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

切断されたこれらの配管は1号機タービン建屋屋上に仮置きされ、部位⑤については2023年10月20日に、また部位④については2023年11月16日に測定を実施した。

## 2.2 ガンマカメラによる測定

(1) 測定配置

1号機タービン建屋屋上の端に仮置きされていた配管を、1本ずつ同建屋屋上の 北端に近い場所に移動し、その南側から測定を行なった。

図3に部位④の、図4に部位⑤の測定配置図を示す。

部位④は立上り配管部があることから、全体を水平に置くために原位置での配管 上面が、測定位置ではガンマカメラ側になっている。部位⑤は、原位置と測定位置 の配管上面は同じである。

なお、部位⑤では測定対象配管から8m離れた位置からの測定を実施したが、右端の測定点はすでに設置されていた照明用櫓と干渉していたこと、また測定対象配 管から4m離れた位置の測定結果と同様の傾向となることが確認されたため、これ 以降は測定対象配管から4m離れた位置での測定についてのみ記載する。



図3 部位④のガンマカメラ測定位置<sup>3</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>3</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2



図4 部位⑤のガンマカメラ測定位置<sup>4</sup>

# (2) ガンマカメラの撮影範囲

測定には日立製のピンホール型ガンマカメラ(HGD-E1500)を使用し、計測時間はすべて1分間とした。

図5に部位④の、図6に部位⑤の各位置でのガンマカメラでの測定範囲を繋いだ 写真を示す。

<sup>&</sup>lt;sup>4</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2



測定配管から4m位置

# 図5 部位④のガンマカメラ測定範囲<sup>5</sup>



測定配管から8m位置



測定配管から1m位置



測定配管から4m位置

# 図6 部位⑤のガンマカメラ測定範囲<sup>6</sup>

<sup>5</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

<sup>&</sup>lt;sup>6</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

(3) ガンマカメラによる汚染密度測定結果

# (3-1) 配管軸方向の汚染密度分布(4m離れた位置からの測定結果)

測定対象配管から4m離れた位置からの測定結果は測定対象配管全体の汚染分布 を把握しやすいため、これを用いて配管の軸方向の汚染密度分布を求めた。測定対 象配管から4m離れた位置から測定すると配管位置では1ピクセルに対応する幅 は約20cmとなるため、配管軸方向の20cmごとの内面の平均汚染密度を得ること ができる。

ガンマカメラの出力データである各ピクセルの全エネルギー吸収ピークの計数 率から汚染密度を求める方法については参考資料1及び2に記載された方法を用 いた。



図7に、得られた配管内面の軸方向汚染密度分布を示す。

図7 部位④~部位⑤の軸方向汚染密度分布<sup>7</sup>

汚染密度の高い部分が約5m毎に表れている。このような汚染分布になる要因としては、配管内面の施工時溶接熱影響部の錆発生や特異な構造等、事故時に配管内に流れた流体の流動形式などが考えられる。

また、上流から下流に向かって、緩やかに汚染密度が上昇している。このような

<sup>7</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

汚染分布になる要因としては、事故時に配管内に流れた流体の温度変化が考えられる。

これらの汚染分布の要因の解明には、配管内面の調査等が必要であると考えている。

# (3-2) 配管軸方向・周方向の2次元汚染密度分布(1m離れた位置からの測 定結果)

測定対象配管から 4m 離れた位置からの測定では 1 ピクセルに対応する高さは 約 20cm であり、配管径 30cm の配管周方向の分布は得られない。そのため、テレ テクター(放射線遠隔探知器)での配管表面の線量率測定結果から汚染密度が高め であると考えられる位置で、測定対象配管から 1m 離れた位置からの測定を部位④ 及び部位⑤それぞれ 2 ヶ所、合計 4 ヶ所で実施した。

なお、周方向については、図8に示すモデルで各ピクセルに対応する配管内面積 と各ピクセル内で平均した配管の鉄透過距離を求め、汚染密度を算出した。なお、 ガンマカメラからみて配管内面の前面及び後面から同じピクセルに入射するので 区別はできない。ただし、配管の鉄透過距離は前面の汚染も後面の汚染も同じであ るので、ここでは前面と後面の汚染密度は同じと仮定して汚染密度を算出した。

図9に、得られた配管内面の軸・周方向2次元汚染密度分布を示す。



図8 各ピクセルに対応する配管内面積と鉄透過厚のモデル

左端より6.7m位置での測定(MBq/cm2)																
内側上端 (原位置の 左側面)	1.3	1.5	1.9	1.6	1.6	1.5	1.6	1.5	1.6	1.6	1.6	2.0	2.1	2.4	2.9	3.0
	1.8	1.7	1.5	1.6	1.4	1.6	1.4	1.2	1.1	1.2	1.2	1.6	1.5	1.9	2.0	2.3
内側前側	2.2	2.1	2.2	1.9	1.9	1.8	1.6	1.3	1.2	1.2	0.9	1.4	1.6	2.0	1.6	1.6
(原位直の 上面)	2.0	1.9	1.9	1.7	1.5	1.5	1.4	1.2	1.0	0.8	1.1	1.2	1.4	1.7	1.8	1.5
	1.4	1.7	1.6	1.6	1.5	1.3	1.1	1.1	0.9	0.8	0.9	1.1	1.1	1.1	1.1	1.2
内側下端																
(原位置の	2.2	2.3	1.9	2.1	1.5	1.7	1.3	1.2	1.0	0.9	0.9	1.0	1.0	1.4	1.5	1.2
右側面)																
	6.27	6.32	6.38	6.44	6.50	6.56	6.61	6.67	6.73	6.79	6.85	6.90	6.96	7.02	7.08	7.14
	配管左端からピクセル中心の距離(m)															

(a) 上流側より 6.7m(部位④) 位置における汚染密度分布



(b) 上流側より 7.7m(部位④) 位置における汚染密度分布

左端より2.4m位置での測定(MBq/cm2)																
内側上端	3.7	3.0	3.0	2.9	2.5	2.5	2.3	2.7	2.6	3.1	3.3	3.4	3.5	3.3	3.9	3.7
内側前側	2.3	2.1	1.8	1.6	1.8	1.7	1.7	1.6	1.8	1.9	2.1	2.0	2.3	2.3	2.1	2.0
	2.8	2.0	1.9	1.5	1.5	1.7	1.5	1.5	1.7	1.9	2.0	2.2	2.2	2.1	1.9	1.8
	3.1	2.1	1.6	2.0	1.7	1.4	1.4	1.8	2.3	2.5	3.0	2.8	2.4	2.6	2.4	2.1
	3.2	2.1	1.8	1.4	1.2	1.4	1.3	1.5	2.1	2.9	3.1	3.0	2.9	2.5	2.3	2.4
内側下端	3.5	2.2	1.5	1.7	1.2	1.3	1.5	1.9	3.2	3.4	3.9	3.6	4.2	2.8	3.2	3.0
	1.97	2.02	2.08	2.14	2.20	2.26	2.31	2.37	2.43	2.49	2.55	2.60	2.66	2.72	2.78	2.84
					四日	官左端	から	ニクセ	ル中ル	いの許!	雛(m	ר)				

(c) 上流側より 17.8m(部位⑤)位置における汚染密度分布



(d) 上流側より 23.8m(部位⑤)位置における汚染密度分布

図9 配管内面の軸・周方向2次元汚染密度分布<sup>8</sup> [配管前面(ガンマカメラ設置側の面)の内側を平面に拡げて表示]

### 2.3 テレテクターによる配管表面線量率測定

ガンマカメラでの測定の前に、測定対象配管の汚染分布の傾向を把握するため、 また測定対象配管から 1m 離れた位置での測定のガンマカメラ位置を決める際の参 考とするため、テレテクターにより表面線量率を測定した。

<sup>&</sup>lt;sup>8</sup> 第 41 回事故分析検討会 資料 4-2

# (1) 測定方法

測定には Automess 社製 6112D/H を使用した。

図10に示すように、テレテクター検出部側面を配管表面の下面及び上面に当 て、前面と後面はテレテクター検出部を正面から当てて測定した。



## 図10 テレテクター検出部と配管表面の位置関係

# (2) テレテクターの配管への当て方による測定値の補正

使用したテレテクターには高線量率用 GM 管と低線量率用 GM 管が使われて いる。その配置等の情報がないため、使用されている GM 管仕様から類推する と、高線量率用 GM 管中心は、配管前面及び後面を測定する場合は配管表面から 8cm 程度、また、配管下面を測定する場合は配管表面から 1cm 程度となる。

300Asch40 の配管内面に一様に Cs-137 が付着している形状で、表面から 1cm と 8cm の線量率の比を QAD-CGGP2<sup>3)</sup> コードを使って求めた結果、1cm は 8cm より 1.7 倍高い結果になった。

これとは別に、東京電力が部位⑤の表面線量率を、Thermo Fischer Scientific 社製の GF10 線量計を使って測定した結果%に基づいて補正係数を得ることを試 みた。

GF10の検出部もGM管であるが、テレテクターと異なり小型であることから、遠隔ロボット(Spot)により上面・下面・側面を同じ当て方で測定することができる。このため検出器の実効中心と配管表面の距離が、配管の前面・上面・下面で同じとなる。

この測定結果のうち周方向測定は軸方向における最大線量率の1ヶ所(上流側 から2m付近)で、上流側から見て上端0°と右回りに90°180°270°の4点 が測定されている。同じ位置でのテレテクター測定での上面が0°、前面が 90°、下面が180°に相当する。表面線量率測定結果の最大位置(部位⑤の上流 から2.4m位置)でのテレテクターの測定結果と、GF10線量計の測定結果の比

<sup>9</sup> 第 40 回事故分析検討会 資料 2-6
	測定值(mSv/h)						
	GF10(東電)	テレテクタ(NRA)					
上面(0°)	12.5	11.3					
下面(180°)	22	22.1					
前面(90°)	14.3	8.3					

表1 テレテクターと GF10 線量計の測定値比較

両測定の上面と下面は良い一致を示しているが、前面はテレテクターによる測 定値が明らかに低い。原因は前面測定でのテレテクターの実効中心と配管との位 置関係と考えられるため、テレテクター前面補正係数を以下のように作成した。

- GF10 での下面と前面測定値の比は、14.3/22=0.65
- その比とテレテクターの下面測定値を使って前面線量率を計算すると、 22.1x0.65=14.4
- しかし実際のテレテクター前面測定値は 8.3。従って補正係数は、 14.4/8.3=1.73

求めた補正係数(1.73)は、QAD-CGGP2コードで作成した補正係数(1.7) とほぼ一致していることから、補正係数 1.73 をテレテクターでの前面・後面測 定結果に適用した。

#### (3) テレテクターによる表面線量率分布測定結果

部位④の測定結果を表2及び図11に、また部位⑤の測定結果を表3及び図1 2に示す。なお部位⑤の後面測定は実施していない。

		各部左端からの 距離(m)		表面線量率(mSv/h)									
位置 番号	位置		配管上流 からの距離	充 前面   前面 (補正後)		後面	後面 (補正後)	下面	上面				
			(m)	原位置「	での上側	原位置す	での下側	原位置での側面					
1		0.0	0.0	2.4	4.2	2.7	4.7	4.3	5				
2	短部	1.0	1.0	2.8	4.8	4.3	7.4	4.3	4.5				
3		2.0 2.0 2.7			4.7	4.1	7.1	4.2	3.5				
4	曲部	中央	2.8	3.3	5.7	6.5	11.2	5.5	3.85				
5		0.6	3.4	3.35	5.8	5.8	10.0	4.5	4.4				
6		1.6	4.4	3.6	6.2	7.1	12.3	6	4.9				
7		2.6	5.4	8.5	14.7	9.1	15.7	10	13				
8		3.6	6.4	8.3	14.4	9.0	15.6	7.6	12.3				
9		4.6	7.4	5.1	8.8	5.0	8.7	10.4	6				
10		5.6	8.4	5.9	10.2	10.9	18.9	8.6	12.6				
11	長部	6.6	9.4	8	13.8	11.1	19.2	11.5	22				
12		7.6	10.4	10	17.3	10.3	17.8	16.5	29.5				
13		8.6	11.4	18	31.1	12.0	20.8	17	28				
14		9.6	12.4	4.1	7.1	6.4	11.1	4.7	5.6				
15		10.6	13.4	4.3	7.4	6.5	11.2	6.6	5.1				
16		11.6	14.4	4.6	8.0	7.1	12.3	7	6.5				
17		12.6	15.4	3.75	6.5	9.4	16.3	5.1	5.6				

## 表 2 部位④表面線量率測定結果





図11 部位④の前面・後面・上面・下面の表面線量率の分布 (前面及び後面は補正後の線量率)

【配管原据付位置で表示】

位置	配管左端からの	表面線量率(mSv/h)						
番号	距離(m)	前面	前面 (補正後)	下面	上面			
1	0	4.05	7.0	6.7	3.95			
2	1	6.8	11.8	20	10.8			
3	2	8.8	15.2	15	10.4			
4	2.4	8.3	14.4	22.1	11.3			
5	3.4	8.6	14.9	22	19.7			
6	4.4	5.5	9.5	8.8	11.4			
7	5.4	5.1	8.8	15.5	16.5			
8	6.4	2.4	4.2	15.3	21.6			
9	7.4	11.5	19.9	21	21			
10	8.4	3.6	6.2	7.1	4.1			
11	9.4	3	5.2	6	3.85			
12	10.4	3.6	6.2	7.1	4.85			
13	11.4	2.75	4.8	7.7	4.25			

表3 部位⑤表面線量率測定結果



図12 部位5の前面・上面・下面の表面線量率の分布 (前面は補正後線量率)

## (4) テレテクター表面線量率測定結果からの汚染密度の推定

テレテクターにより得られた配管表面線量率は、配管内面のある範囲の汚染密 度を反映していると考えられる。そこで、300Asch40の配管内面に一様に 1Bq/cm<sup>2</sup>の Cs-137 とその 4%の Cs-134 が付着しているモデルで、表面から 1cm での線量率応答を egs5<sup>4)</sup> コードで求め、この結果を使ってテレテクターで測定 された線量率から汚染密度を求めた。

図13にガンマカメラとテレテクターで得られた汚染密度分布の比較を示す。 テレテクターで測定された表面線量率は近傍の汚染密度分布に大きく依存するた め(付録参照)テレテクターによる汚染密度はばらつきが大きい。そのため前 面・後面・上面・下面(部位⑤は後面が測定されていないので上面・下面)のテ レテクターによる測定から得られた汚染密度を平均し、ガンマカメラで得られた 汚染密度の軸方向分布と比較した。その結果、テレテクターによる測定から得ら れた汚染密度とガンマカメラで得られた汚染密度とは、おおまかな傾向は合って いることがわかる。

また、この方法で求めた部位④~部位⑤までの配管内面汚染分布を図14に示 す。





## (5) 2 号機 SGTS 配管の測定に向けて

ここまでの検討の結果、テレテクターなどに使われている小型の GM 管は配管 に近づけて測定することができるため、測定箇所近傍の配管内面汚染密度が推定 できることがわかった。

1 号機 SGTS 配管の汚染密度測定ではテレテクターとガンマカメラを用いるこ とができたが、2 号機 SGTS 配管は1 号機に比べ 10~20 倍の表面線量率である ことが想定されるため、測定作業時の被ばくの観点から、人の作業によるガンマ カメラ及びテレテクターによる測定は困難である。

そこで、2 号機 SGTS 配管の測定は、東京電力による測定(小型の GM 管を使った線量計(GF10 など)を遠隔ロボット(Spot など)に取りつけて測定し、近傍の配管内面汚染密度を推定する)を活用する等、1 号機 SGTS 配管の測定とは異なる方法で測定する必要が生じると考えられる。

## 3. まとめ

今回、1 号機 SGTS 配管の建屋出口部から下流に 27m 行ったところまでの配管 内面汚染密度をガンマカメラによる測定で得ることができた。その結果、配管軸方 向分布では約 5m 毎に汚染密度が高くなること、また下流に行くほど全体の汚染密 度が高くなっていく傾向が見られた。また、周方向のデータも得られたが、測定箇 所が限定的であることなどから、取得データから汚染分布を把握するためには、更 なる検討が必要であると考えている。

また、テレテクターによる表面線量率から配管内面の汚染密度を得る試みも行い、 ガンマカメラによる結果と比較した。その結果、テレテクターによる測定から得ら れた汚染密度とガンマカメラによる測定で得られた汚染密度とは、おおまかな傾向 は合うことがわかった。

2 号機 SGTS 配管の線量率は1 号機の10~20 倍であるため、人の作業によるガ ンマカメラやテレテクターでの測定は被ばくの観点から測定が困難である。2 号機 SGTS 配管の測定では、東京電力による測定(小型 GM 管をロボットに取付けた線 量率測定による配管内面汚染密度の測定)を活用する等、1 号機 SGTS 配管の測定 とは異なる方法で測定する必要が生じると考えられる。

## 参考資料

- ピンホール型ガンマカメラによる 137Cs 放射能の測定、平山英夫、林 克己、岩 永宏平、近藤 健次郎、鈴木 征四郎 日本原子力学会和文論文誌 Vol.19 No.3 pp152-162(2020)
- 2. Estimation of 137Cs Contamination Density of Wall, Ceiling, and Floor at Unit 2 Operation Floor in Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using Pinhole Gamma Camera, Katsumi Hayashi, Hideo Hirayama, Kohei Iwanaga, Kenjiro Kondo & Seishiro Suzuki, Nuclear Science and Engineering (2023) DOI: 10.1080/00295639.2023.2204974
- 3. QAD-CGGP2 AND G33-GP2 : REVISED VERSIONS OF QAD-CGGP AND G33-GP, JAERI-M 90-110, Japan Atomic Energy Research Institute (1990).
- 4. The EGS5 Code System, H. Hirayama, Y. Namito A. F. Bielajew, S. J. Wikderman and W. R. Nelson, SLAC-R-730 and KEK Report 2005-8, (2005)

## 【付録】テレテクターの測定値から汚染密度を見積もるときに考慮すべき点

テレテクターで測られる線量率への配管内面の線源の寄与範囲を図1のモデルで検討した。テレテクターの GM 管中心点から配管中心軸に垂線を引き、これを軸とした 半径 r の円筒で区切られる配管内面の Cs-137 汚染(1Bq/cm<sup>2</sup>)及びその 4%の Cs-134 からの周辺線量当量率( $\mu$  Sv/h per Bq/cm<sup>2</sup>)を egs5 で求めた。テレテクターは 1m 間隔で測定していることも考え合わせ、1m の長さの配管内面全体からの周辺線量当 量率( $\mu$  Sv/h per Bq/cm<sup>2</sup>)を別途求めこれで除すことにより、半径 r の円筒で区切ら れる配管内面の Cs-137 汚染の寄与割合(%)を求めた。



図1 配管内面線源の寄与範囲の検討用モデル(線源を円筒内側で制限)

図2に半径 r(cm)内の寄与率を示す。上面側と下面側は同じ面積であるが、下面側は 測定点から 30 cm程度離れているので下面側からの寄与はほとんど無視できることがわ かる。線源半径が 5cm では 1m 長さの全体汚染を考えたときの 32%、7.5cm では 43%の寄与がある。全体の汚染面積と区切られた小さな領域の汚染面積との比を考え 合わせると、検出器近傍の寄与率がかなり大きいことがわかる。





また、配管内面の線源の寄与範囲を、図3のモデルのように配管の軸方向と周方向で 区切った範囲毎に検討した。軸方向区切りは0 cm、1 cm、2 cm、3 cm、5 cm、7.5 cm、10 cm、15 cm、20 cm、30 cm、40 cm、50 cm、周方向区切りは0°、30°、 60°、90°、120°、150°、180°であり、線源強度、核種組成の設定と計算コード も同じものを使用した。 Detector



図3 配管内面線源の寄与範囲の検討用モデル(線源を軸方向・周方向で分割)

図4に各線源領域内の寄与率を示す。上面側の0°~30°の範囲で、線源範囲が片幅 5cm では1m 長さの0°~180°の範囲の汚染を考えたときの45%、片幅7.5cm では48%の寄与がある。図1のモデルと異なり図3のモデルでは、周方向が長いのでその分高い寄与率となる。

	-		r	r	-		-	-	_	-	_		-	-	-	-	r	_	-		
距離(cm) 角度(degree)	50	40	30	25	20	15	10	7.5	5	3	2 1	12	3 5	7.5	10	15	20	25	30	40	50
0 - 30 deg	0.4	0.7	-0.4	-0.9	0.3	0.1	1.7	3.2	8.2	11	10 III	н	# 8.2	3.2	1.7	0.1	0.3	-0.9	-0.4	0.7	0.4
30 - 60 deg	0.3	0.4	-0.3	-0.2	0.8	1.9	0.6	1.2	1.2	4	1		# 1.2	1.2	0.6	1.9	0.8	-0.2	-0.3	0.4	0.3
60 - 90 deg	0.0	0.6	1.3	0.4	1.5	1.7	1.1	1.5	1.1	4	1	1 1	r 1.1	1.5	1.1	1.7	1.5	0.4	1.3	0.6	0.0
90 - 120 deg	1.0	1.6	0.2	1.5	1.5	1.8	0.8	1.0	1.0	4	1		# 1.0	1.0	0.8	1.8	1.5	1.5	0.2	1.6	1.0
120 - 150 deg	0.6	1.1	0.1	1.3	1.3	1.2	0.8	0.9	0.7	4		2 2	# 0.7	0.9	0.8	1.2	1.3	1.3	0.1	1.1	0.6
150 - 180 deg	1.6	1.7	1.2	-0.1	1.7	1.7	0.3	1.0	0.5	4		2 2	# 0.5	1.0	0.3	1.7	1.7	-0.1	1.2	1.7	1.6

図4 配管表面 1cm に置いた検出器への線量率寄与率(%) 【配管前側内面を平面に拡げて表示】

これらのことから、テレテクター測定は近傍の汚染密度を見積もるためまたは汚染 密度の傾向を把握するには適しているが、測定点から離れた位置の汚染からの寄与は 少ないため、全体の汚染量を掴むには測定点の間隔を狭めるなどの配慮が必要となる ことがわかる。 (別添9)

## 原子炉建屋スミヤ試料の分析

# 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チーム

## 飯田 芳久、島田 亜佐子、本多 真紀、邉見 光

#### 1. スミヤ試料の分析

原子力規制庁による東京電力福島第一原子力発電所原子炉建屋内調査において、 これまでに多数の試料が採取されている<sup>1</sup>。これらの試料のうち、1 号機原子炉建屋 各階の壁、階段裏のスミヤ試料(9 試料)、3 号機原子炉建屋各階の壁、階段裏、格 納容器壁面のスミヤ試料(9 試料)及び2 号機 FHM 操作室のスミヤ試料(3 試料) を JAEA に受け入れて分析を実施した。これら試料の分析を通じて、原子炉建屋内 における放射性物質の組成や化学形、移行経路の推定に有用な情報が得られると考 えられる。

#### 2. 試料分析の結果

原子炉建屋の壁や床に沈着した放射性物質の組成は、各号機における炉心損傷の 進展やそれに伴う燃料からの放射性物質放出特性を把握する際の参考情報になり 得る。表1に示すスミヤ試料について、図1及び2に示すフローで分析を実施した。 結果を図3~4及び表2に示す。全てのスミヤ試料を対象としたガンマ線核種分析 において、これまでの分析と同様に、Cs-134、Cs-137、Sb-125 及び Co-60 が検出さ れた。ガンマ線核種分析結果を図3に示す。優先度の高い3号機原子炉建屋スミヤ 2 試料及び2 号機 FHM 操作室スミヤ2 試料、合計4 試料について酸溶解を行い、ガ ンマ線分析、ベータ線分析及び質量分析を実施して Cs-134、Cs-137、Sr-90、Mo 同 位体及び Tc-99 を定量した。スミヤ試料の酸溶解において無視できない量の Cs-137 を含む残渣が生じたため、溶解力の高い王水を用いて溶解することを試みた(図2)。 しかしながら、王水を用いても残渣中の Cs-137 溶出量が少なかったことから(図 4)、一部のCsは酸に耐性のある物理化学形態で存在していると推定された。残渣 中に存在する Cs 以外の核種の量は不明ではあるが、Sr-90、Mo 同位体、Tc-99 は残 渣中に存在しないと仮定し、それぞれの核種の放出挙動について Cs に対する量比 により考察することとした。核種分析値及び ORIGEN2 コード<sup>2</sup>により算出された初 期インベントリの値から各元素量(Sr、Mo、Tc)を算出し、Cs 元素量に対する比を

<sup>1</sup> 福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議 第12回 資料1-1

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> JAEA-Data-Code-2012-018

求めた(図5)。図5には、以前実施した1/2号機SGTS配管内壁、2号機原子炉建 屋及び3号機SGTSフィルタトレインから採取したスミヤ試料の分析結果<sup>3</sup>を加えて いる。

2 号機原子炉建屋スミヤ試料では、Mo 元素量は Cs 元素量と同等もしくはそれ以 上であり、Tc/Cs 比も高い値を示している。Mo 及び Tc は金属の形態では沸点が非 常に高いため(>4000℃)燃料から揮発し難く、酸化物の形態になると揮発し易い 性質を有していることから、炉心損傷進展時において酸化物が容易に生成され得る 雰囲気条件(P<sub>H20</sub>>>P<sub>H2</sub>)が炉心領域で形成され、その期間に両元素の燃料からの放 出が顕著になったと推定される。化学形を直接分析していないため確定することは できないものの、燃料から放出された Mo は Cs と反応し、モリブデン酸セシウム系

(Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>等)の化学形を形成した可能性が高く、Cs と反応していない余剰の Mo 同 位体の化学形はモリブデン酸や酸化モリブデンであったと推定される。しかしなが ら、Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>等は酸に対して可溶性であるため、この化学形だけでは上述した残渣の 形成と整合しない。Cs<sub>2</sub>MoO<sub>4</sub>等以外の化学形が少なからず生じたと考えられるが、現 時点ではそれを推定するのに足る情報は得られていない。また、3 号機の原子炉建 屋壁において Tc/Cs 比が 2 号機と同程度なのに対して、Mo/Cs 比はそれよりも1 桁 程度低い傾向が見られる点についても、今後の分析を通じて検討を進める。

2 号機では、3 号機に比べ Sr/Cs 比も高い値であった。Sr は酸化物の形態では揮 発し難く (Sr0 の沸点:約 3000℃)、金属の形態で揮発し易くなる性質(沸点:約 1400℃)を有していることから、2 号機の炉心損傷進展時において、酸化物として 燃料中に存在する Sr が金属に変換され易い雰囲気条件 (P<sub>H2</sub>>>P<sub>H20</sub>)が相対的に長期 に亘り炉心領域で形成され、Sr の燃料からの放出が 3 号機に比べて大きくなった と推定される。しかしながら、2 号機にしても 3 号機にしても Sr/Cs 比は Mo/Cs 比 や Tc/Cs 比と比較して著しく小さいため、P<sub>H2</sub> と P<sub>H20</sub> の関係のみから分析結果を解 釈することには慎重になる必要があると考える。その他の要因として、支配的にな るとは考え難いものの、平衡蒸気圧の温度依存性を考慮すると、炉心損傷進展時の 燃料温度が Sr0 の沸点を下回る場合であっても Sr0 の形態で燃料から放出された 可能性があると考えられる。

2号機原子炉建屋試料の分析結果におけるもう一つの特徴は、Mo/Cs 比及びTc/Cs 比が高層階において高い傾向を示していることである(図5)。このような階層間 の差異が生じた理由として、PCVトップヘッドフランジからシールドプラグを通過 して原子炉建屋5階にリークしたCs、Mo、Tcの組成や原子炉建屋空間内の浮遊量 が時間とともに変化(大雑把に言うとCsの割合が増加)しつつ、各階の開口部(階 段)を通じて下層階に移行したことが考えられる。このような時間変化が生じる要 因として、構造材等に一旦沈着した核種の再蒸発の程度や移行経路中における化学

<sup>3</sup> 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29回 資料1-3

形の変化等が考えられるが、現時点では詳細は不明である。なお、シールドプラグの隙間に非常に多くのCs (Cs-137)が沈着していることを示唆する測定結果があるが、Cs 以外の核種も沈着すると考えるのが合理的と思われるため、元素比で議論する限りにおいては、シールドプラグにおける沈着の影響は軽微であると推定される。また、Sr/Cs 比では Mo/Cs 比と Tc/Cs 比で見られたような高層階において高くなる傾向が見られていない。この点についても今後の検討が必要である。

I-129 については、1~3 号機由来の試料をそれぞれ 1 試料ずつ選定し、燃焼法 (図6)により分析を行った。本手法により揮発・回収した I-129 は、燃焼前のス ミヤろ紙断片に含まれる Cs-137 と比べて 1 桁以上少ない量であった(表 2)。スミ ヤろ紙断片中の I-129 が全量回収されていたとすると、I-129/Cs-137 比は初期イ ンベントリから算出される値(約0.2)よりも低い値となる。一方、試料中に共存 する Cs-137 については回収液に含まれておらず、ほとんどが試料ボートに残って いたことから、Cs-137 は主に 1000℃でも遊離し難い耐熱性の物理化学形態で存在 していたことが推定される。そのため、Cs-137 と同様、一部の I-129 が耐熱性の物 質として存在していたとすると、本手法による I-129 定量結果は過小評価となる。 今後、アルカリ溶融等の他手法によるスミヤ試料溶解について検討を進める。

#### 3. 試料分析の目的及び手法

号機間における核種組成に影響を及ぼす温度や雰囲気といった条件の違い(すな わち事故進展過程の違い)等を推定することを目的とし、スミヤ試料の分析を実施 した。特に、事故進展過程における原子炉容器内の雰囲気に依存し得る Cs の化学 形、MCCI等による中・難揮発性の放射性物質の放出に着目し、Cs-134、Cs-137、Sr-90、Mo同位体、Tc-99及び I-129を主な分析対象核種とした。分析フローを図1及 び2に示す。

#### (1) スミヤ試料の分析手法

各スミヤ試料についてイメージングプレートによる汚染分布の確認及び Ge 半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した。

#### (2)酸分解後スミヤ試料の分析手法

Sr-90、Mo同位体(Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100)及びTc-99については、 スミヤ試料の一部を酸分解して溶解した後、溶液分析を実施して定量した。核種移 行経路の推定を検討する上で優先度の高い試料として、以下の4試料を選定した (表1)。

- ① U3RB-2FW-1:2号機原子炉建屋内採取試料との比較
- ② U3RB-3FW-3:2号機原子炉建屋内採取試料との比較

③ U2RB-FHM-RT:トップヘッドフランジからの核種放出を考慮

④ U2RB-FHM-2FF:トップヘッドフランジからの核種放出を考慮

これらのスミヤ試料を450℃で1時間加熱して灰化した後、硝酸及び過酸化水素水 により溶解し、溶液中の核種濃度を求めた。Sr-90については、Csを除去した試料 溶液からSrレジンを用いて分離・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濃度を得た。Tc-99については、Csを除去し た試料溶液からTEVAレジンを用いて分離・精製後、液体シンチレーションカウン タにより濃度を得た。Mo同位体については、試料溶液からTEVAレジンを用いて分 離・精製後、誘導結合プラズマ質量分析法(ICP-MS)により濃度を得た。なお、ス ミヤ試料には原子炉由来のMoに加え、天然由来のMoが含まれていることが想定さ れたため、U-235の核分裂ではほとんど生成しないMo-92を天然起源であると考え、 その測定濃度及び天然同位体比から算出した各Mo同位体濃度を測定値から差し引 くことにより、原子炉由来のMo同位体濃度を求めた。加えて、酸分解及び溶解プ ロセスにおける収率を確認するため、Cs-137 濃度をGe半導体検出器により求めた。

## (3) 燃焼法によるスミヤ試料の分析

I-129 については、燃焼法(図6)によりスミヤ試料中のヨウ素を揮発・回収した後、溶媒抽出により精製し、ICP-MS により濃度を得た。加えて、本手法による収率を確認するため、Cs-137 濃度を Ge 半導体検出器により求めた。1~3 号機由来の 試料として、以下を選定した。

- ① U12SGS (1/2 号機 SGTS 配管内壁):1 号機由来
- ② U2RB-3FF (2号機原子炉建屋内3階床):2号機由来
- ③ U3RB-3FW-3 (3 号機原子炉建屋内 3 階壁面 3):3 号機由来

No*	試料 ID		採取場所
43	U1RB-1FS(Rag)	1号機原子炉建屋	1 階階段裏 1
44	U1RB-1FW(Rag)	1号機原子炉建屋	1 階壁面 2
45	U1RB-2FS(Rag)	1号機原子炉建屋	2 階階段裏 3
46	U1RB-2FW(Rag)	1号機原子炉建屋	2 階壁面 4
47	U1RB-3FS (Rag)	1号機原子炉建屋	3 階階段裏 5
48	U1RB-3FW(Rag)	1号機原子炉建屋	3 階壁面 6
49	U1RB-3FC(Rag)	1号機原子炉建屋	3 階格納容器壁面 7
50	U1RB-4FS(Rag)	1号機原子炉建屋	4 階階段裏 8
51	U1RB-4FW(Rag)	1号機原子炉建屋	4 階壁面 9
52	U3RB-2FS	3 号機原子炉建屋	2 階階段裏 1
53	U3RB-2FW-2(1)	3 号機原子炉建屋	2 階壁面 2
54	U3RB-2FW-3	3 号機原子炉建屋	2 階壁面 3
55	U3RB-2FC-4	3 号機原子炉建屋	2 階格納容器壁面 4
56	U3RB-2FC-5	3 号機原子炉建屋	2 階格納容器壁面焦げ跡 5
57	U3RB-2FW-1	3 号機原子炉建屋	2 階壁面 1
58	U3RB-2FW-2(2)	3 号機原子炉建屋	2 階壁面 2
59	U3RB-3FW-3	3 号機原子炉建屋	3 階壁面 3
60	U3RB-3FW-4	3 号機原子炉建屋	3 階壁面 4
61	U2RB-FHM-RT	2 号機 FHM 操作室	屋上部 8
62	U2RB-FHM-2FF	2 号機 FHM 操作室	2 階操作室床面 11
63	U2RB-FHM-Con	2 号機 FHM 操作室	操作卓表面 15

表1 原子炉建屋内から採取したスミヤ試料\*

\*:福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議(第12回)資料1-1 (赤字で示した試料を優先的に酸溶解して分析を実施)



図1 スミヤ試料分析フロー



図2 スミヤ試料断片の酸溶解フロー







図4 酸溶解後スミヤ試料の核種分析結果 (半減期を考慮して推定した事故当時の値)



Tc元素量/Cs元素量(mol/mol)

#### 赤字:今回の分析結果

\*: ORIGEN2 コードによる計算値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

図5 Cs 元素量に対する各元素量の比(1/2) (半減期を考慮して推定した事故当時の値)



## 赤字:今回の分析結果

\*: ORIGEN2 コードによる計算値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

図 5 Cs 元素量に対する各元素量の比(2/2) (半減期を考慮して推定した事故当時の値)



図6 燃焼法分析装置の概要

表2 スミヤろ紙断片中核種の分析結果 (半減期を考慮して推定した事故当時の値)

	スミヤろ紙断片中の量 (燃焼前)	回収液中の量 (燃焼後)				
	Cs-137	Cs-137	I-129			
1/2 号機	4.23 × 10 <sup>-11</sup> mol		$2.67 \times 10^{-12}$ mol			
SGTS 配管内壁	(1.86 × 10⁴ Bq)	ND	3.07 A 10 moi			
り 旦 幽 り 陛 庄	6.61 × 10 <sup>-11</sup> mol		9.00 × 10 <sup>−13</sup> mol			
とち泣う陷床	$(2.90 \times 10^4 \text{ Bq})$	ND				
っ旦継っ陛辟	2.17 × 10 <sup>-12</sup> mol		定量限界以下			
3 万成 3 陌堂	$(9.54 \times 10^2 \text{ Bq})$	ND	(< 4 × 10 <sup>−14</sup> mol)			

(別添10)

#### 3D レーザースキャナによる測定

#### 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 佐藤 雄一

#### 1. 背景及び目的

調査チームは、東京電力福島第一原子力発電所内の原子炉建屋等の構造物の損傷 状況等を目視により確認するとともに、より詳細に構造物の形状、損傷状況等を把 握するため、3D レーザースキャナ測定を実施し、データ化して損傷箇所の形状や 構造物の傾斜等を確認している。

これまでは、人の入域が可能であり、空間線量率が比較的低く、ある程度の時間 にわたり滞在可能な箇所として、主に4号機原子炉建屋2階~4階を測定対象とし て、当該箇所に3Dレーザースキャナ測定に用いるターゲット球の設置を行い、事 故後の地震による影響等の確認を行ってきた。その結果、事故後の地震などによる 追加変形は確認されなかった。

本中間取りまとめでは、上記の取組に加えて、空間線量率が比較的高い箇所として、「3号機原子炉建屋3階天井部」及び「1号機原子炉建屋オペフロ」に対する測定を実施した。

#### 2.3号機原子炉建屋3階天井部

3号機原子炉建屋3階天井部は、2019年~2020年の調査で損傷が確認されてい る梁について、現在の損傷状態との比較及び損傷形状データの取得を目的として測 定を実施した。

3 号機原子炉建屋 3 階は、空間線量率が数十 mSv/h 程度であり数分程度しか滞 在できないことから、これまでの測定で使用してきた 3D レーザースキャナよりも 測定範囲が狭まるが、短時間かつ簡易的な測定が可能な 3D ハンドスキャナを用い て測定した。測定箇所を図1、使用した 3D ハンドスキャナを図2、3D ハンドス キャナによる測定(データ取得)結果を図3に示す。

当該箇所は3Dハンドスキャナによる過去の測定実績がなくデータの重ね合わせ による確認はできないため、2019年~2020年の調査時に取得した画像による比較 を行うことで変化の有無を確認した(図4、図5)。その結果、当該梁は、事故後の 地震などによる追加変形は確認されなかった。

今回の測定により、このような高線量箇所では設置に多少(1分程度)の時間を 要する 3D レーザースキャナ(図6)だけではなく、3D ハンドスキャナを併用す ることにより、より有用なデータを取得できる可能性が確認できたと考えている。



図1 測定箇所<sup>1</sup>



図2 3D ハンドスキャナ

<sup>1</sup> 中間取りまとめ(2021年版)別添13(一部加筆)



2024年3月1日原子力規制庁にて取得したデータ

図3 3D ハンドスキャナによる測定(データ取得)結果 (左図:正面が小梁、右図:小梁等を斜めから見たデータ)



図4 画像による比較結果(1/2)<sup>2</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>2</sup> 第 43 回事故分析検討会 資料 1-4



画像による比較結果(2/2)<sup>3</sup> 図 5



スキャナ



図6 3D レーザースキャナ

## 3.1号機原子炉建屋オペフロ

1号機原子炉建屋オペフロは、今後、上部にカバーが設置される予定であること から、現在の状態の形状データの取得を目的として測定を実施した。今回は、1号 機原子炉建屋西側に設置されている架台上から 3D レーザースキャナ(図6)を用 いて測定を実施した。測定箇所を図7、測定結果(例)を図8~図10に示す。

今後、1号機原子炉建屋の周囲に設置される架台上にて様々な方向からオペフロ の測定を実施することによりオペフロ全体の形状の把握が可能となり、当該測定結 果を事故時の事象推定等に活用する予定である。

<sup>3</sup> 第43回事故分析検討会 資料1-4

主にこのエリアにて調査を実施



画像は、2024年3月23日原子力規制庁撮影

図7 測定箇所<sup>4</sup>



図8 測定結果(1/3)<sup>5</sup>

<sup>&</sup>lt;sup>4</sup> 第 45 回事故分析検討会 資料 3-3

<sup>&</sup>lt;sup>5</sup> 第 45 回事故分析検討会 資料 3-3



2024 年 3 月 22 日原子力規制庁にて取得したデータ

## 図9 測定結果(2/3)



2024 年 3 月 22 日原子力規制庁にて取得したデータ

## 図10 測定結果(3/3)

#### 4. まとめ

3D レーザースキャナ測定により取得する形状等のデータについては、継続的に 取得することにより、取得した時点での形状等のデータを蓄積することができると ともに、過去に取得したデータとの比較を行うことによって、事故後の形状等の変 化の有無や事故直後の状況の推定に役立てることが可能と考えられる。

また、特に高線量環境下にある構造物等へは頻繁にアクセスすることが困難であ

ることから、高線量環境下の構造物等の形状等のデータは被ばく低減に非常に有用 である。

さらに、形状等のデータは PC での操作が可能であることから、現場に行かなく ても常に構造物の形状等の確認が可能となり、また、天井等、人が容易に近寄るこ とが困難な構造物の形状等を確認することも可能となる。

今回は、これまでに実施してきた測定に加えて、より環境の厳しい箇所に対する 測定を実施し、その有用性を確認することができた。

2024 年度以降は、3D レーザースキャナ測定に係るこれまでの取組を引き続き実施するとともに、これまでに測定していない箇所等の測定を行うことにより、形状等のデータを蓄積していく予定である。