

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43回会合

議事次第

1. 日 時 令和6年3月12日（火）14：00～18：00

2. 場 所 原子力規制委員会 13階BCD会議室

3. 議 題

(1) 3号機水素爆発事象に関する検討状況について

- 全体概要（本日の説明内容）
- 3号機における水素挙動に関する検討結果 [日本原子力研究開発機構]
- 水素爆発における可燃性有機ガスの影響 [長岡技術科学大学/規制庁]
- 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 [規制庁]

(2) その他

- モニタリングポストデータを踏まえた検討状況の整理 [規制庁]
- 1号機RCW系統の汚染経路の推定 [規制庁]
- 2号機X-6ペネ堆積物に対する確認事項 [規制庁]
- 福島第一原子力発電所内で取得したスミア試料の分析状況について [日本原子力研究開発機構]

4. 配布資料

資料1-1：3号機水素爆発事象に関する検討（全体概要）[原子力規制庁]

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 [日本原子力研究開発機構]

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 [長岡技術科学大学]

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 [原子力規制庁]

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 [原子力規制庁]

資料2-1：モニタリングポストデータを踏まえた検討状況の整理 [原子力規制庁]

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 [原子力規制庁]

資料 2-3 : 2号機 X-6 ペネの堆積物の生成過程等に関する検討について [原子力規制庁]

資料 2-4 : JAEA におけるスミヤ試料分析の状況 [日本原子力研究開発機構]

資料 2-5 : 現地調査の実施状況 [原子力規制庁]

3号機水素爆発事象に関する検討(全体概要)

2024年3月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

2021年中間取りまとめ以降の検討状況

- ✓ 3号機の水素爆発事象について、「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る中間取りまとめ(2021年3月)」(以下「2021年中間取りまとめ」という。)では「多段階事象説」を提示した。
 - ✓ 2021年中間取りまとめでは、3号機の水素爆発時のいくつかの事象については「今後の検討課題」としており、その後、以下の視点から検討を進めてきた。
- ① 水素爆発時の最初の爆発は、トップヘッドフランジからの水素の直接漏えいがある原子炉建屋5階(オペレーションフロア)ではなく4階(あるいはより下層階)で生じたように見えたが、科学的に無理なく理解／説明可能か。
 - ② 原子炉建屋4階で生じたと考えられる水素爆発は、当該フロア内の設備等の破損状況等を踏まえると爆燃現象であると推察され、3階天井部の梁の損傷も爆燃現象でも生じる得ることを簡易計算により示したが、水素濃度等も含めて、実験的に確認可能か。
 - ③ 水素爆発時に原子炉建屋南東側天井部付近に確認された黄橙色の火炎の発色要因が炭素を含む可燃性有機物によるものとした場合、その供給源は何か。
 - ④ 水素爆発時に生じた上昇する黒煙はなぜ生じたのか。

本日の説明内容

✓ 前ページに示した4つの視点について、本日の説明内容は以下のとおり。

<①について>

- 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「事故分析検討会」という。）第34回会合にて、株式会社テプコシステムズ及び東京電力ホールディングス株式会社によるシミュレーションが示された。
- 今年度は、同シミュレーションで予測される現象を、実験的に確認することを目的に、JAEAにてCIGMAを用いた実験を実施した。実験の詳細等については、資料1-2にて説明。

<②について>

- 長岡技術科学大学の門脇教授のグループに、爆燃現象時に発生する圧力及びその継続時間等に関する実験を実施してもらい、2021年中間取りまとめで示した簡易計算による発生圧力等との関係を確認した。実験の詳細等については、資料1-3及び資料1-4にて説明。

本日の説明内容

<③及び④について>

- 原子炉建屋内の可燃性有機物の供給源として、格納容器内のケーブル、保温材、塗料などを挙げ、これらが事故時の高温条件の中で熱分解することなどによって可燃性有機物が供給されるのではないかと推定に基づき、東京電力及びJAEAにて加熱実験等が行われた。
- その結果、熱分解は生じるが、ほとんどの生成物が分子量の小さいものであり、量的にも限られていることが判明している(第37回事故分析検討会にて提示)。
- このため、可燃性有機物の他の供給源の可能性を検討してきたところ、供給源となり得るものが原子炉建屋天井部にあることを確認した。
- この供給源は、物量的には十分であるが、これらが、本当に火炎色や黒煙に寄与したかどうかまでの十分な知見はない。詳細は、資料1-5に示す。

CIGMA装置体系での 凝縮による水素局所化に関する実験

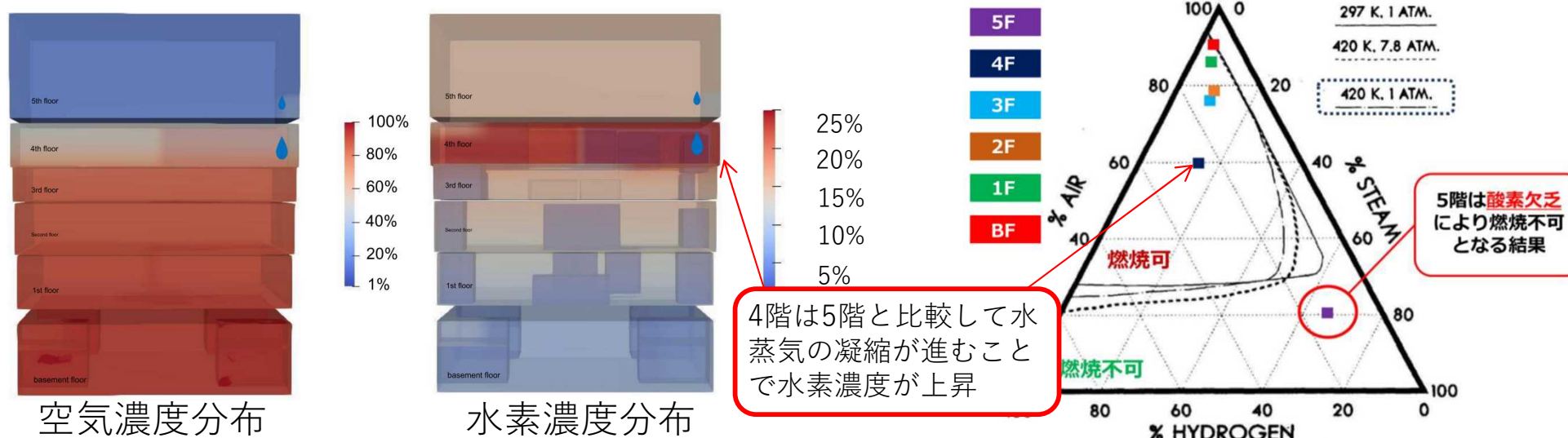
2024年(令和6年)3月12日

日本原子力研究開発機構

安全研究センター熱水力安全研究グループ

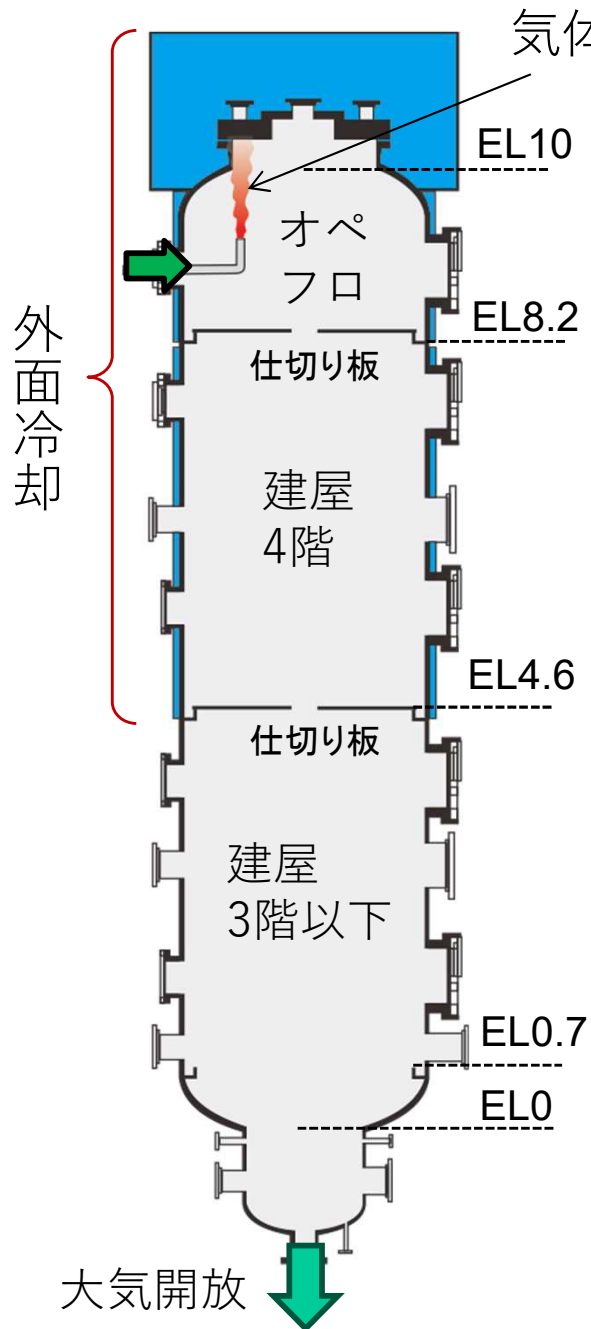
Ari Hamdani, 相馬秀, 柴本泰照

- 検討会では、3号機建屋において「2段階爆発」の可能性が指摘されている。
- 4階で第一段回目の爆発が発生した理由として、GOTHICを用いた解析により、シールドプラグ経由での水素漏洩に対し以下の可能性が指摘されている[1]。
 - ✓ 5階では酸素欠乏となり燃焼が不可となった。
 - ✓ 4階では水蒸気凝縮効果により水素濃度が高く、燃焼可能となった。



GOTHICによる解析結果（左：気体濃度分布，右：各階の気体成分比）

- 凝縮と移流のバランスの結果として、閉じられた容器の中間層で水素の濃縮が生じる現象を、JAEA/CIGMA装置を用いて再現する実験を提案[2]。
- 実験の境界条件の考え方についてご説明[3]。



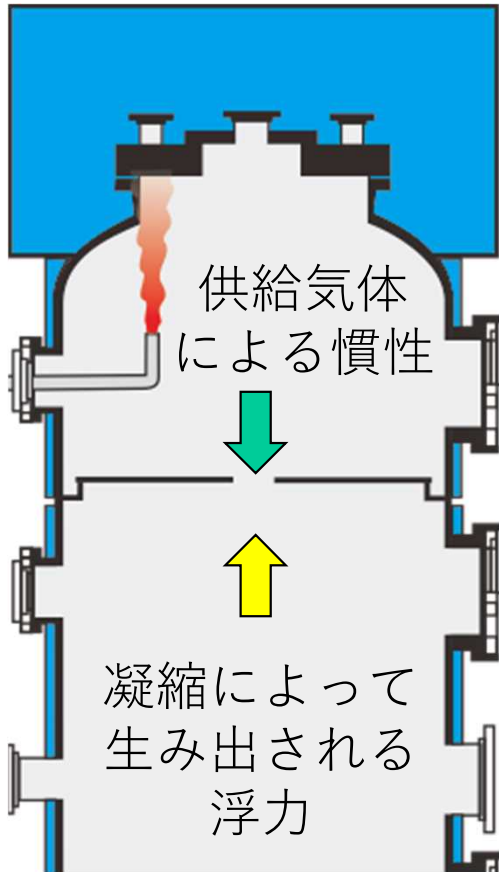
- CIGMA装置上部に気体（水蒸気＋ヘリウム，ヘリウムは水素模擬体）を注入し、上半身を外面冷却して、容器壁表面で水蒸気を凝縮させる。
 - 水素移行を検証する上では、**ヘリウムは良好な水素模擬体**であることがTHAI実験で確認されている。
- 試験部容器の幾何形状は実機建屋と大きく異なり、スケーリング則も部分的にしか成立しないので、厳密な事故の再現は不可能。
- ここでは、**移流・凝縮駆動による水素移行と蓄積**という現象に着目し、現象を支配する要素（移流や拡散、凝縮量）と鉛直方向気体濃度分布との関係性を把握することを目的とする。
- 実験のベースケースの設定はTEPSYSのGOTHIC解析の条件を参考とするが、**現象理解という目的に即して**、拡散から移流に至るまで幅広い条件設定を検討する。

Inlet mass flow rate				Vol. Scaling
Parameter	dim.	1F3 TEPSYS	CIGMA	
Volume	m ³	26000 (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 ³	0.086	2.8	1:30
Hydrogen mass flow rate per unit volume	g/s/m ³	0.0008	0.024	1:30
Inlet enthalpy				
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 ³	0.3	1.9	

- 1F3の事故進展は約19時間であり、容器体積当たりの気体供給流量（PCVからの漏れ）が非常に小さい。
- CIGMA装置の計測系の制約*により、蒸気とHeの流量比を実機解析に合わせると、実機解析の30倍の流量設定が限界。
- 供給エンタルピの体積スケーリングは6倍程度。
- 本実験は、時間に対する加速実験と見なすことができる。

– 10 –

*設定可能な最小流量は、He:0.2g/s, 蒸気:4g/s

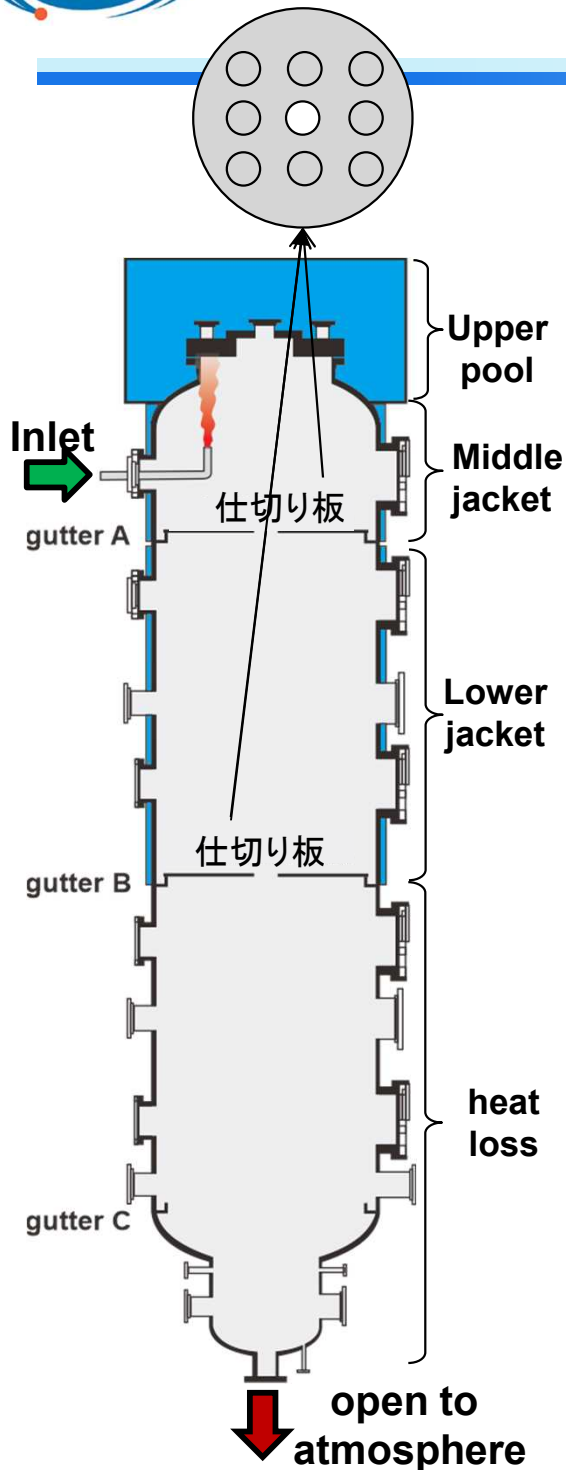


- 供給流量差は慣性と浮力の比に影響する可能性がある。開口部のフルード数で粗い評価ができる。

$$Fr = \frac{u}{\sqrt{\Delta\rho/\rho g D}}$$

現在のCIGMA実験条件では $Fr \sim 2$ 、実機想定流量では $Fr < 0.1$ となる。

- 今後の検討課題
 - ✓ Fr 数が小さいと慣性による下部への流体移行が浮力で阻害される恐れがあり、低 Fr の実験が必要。
 - ✓ 開口部の孔の数。

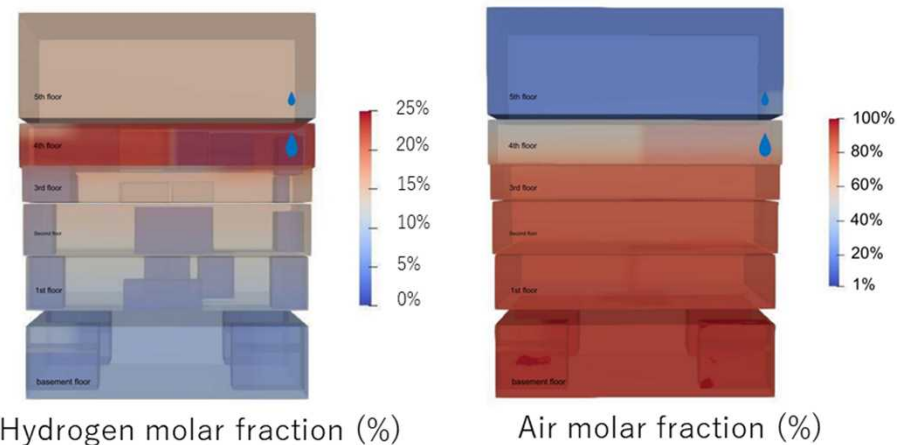
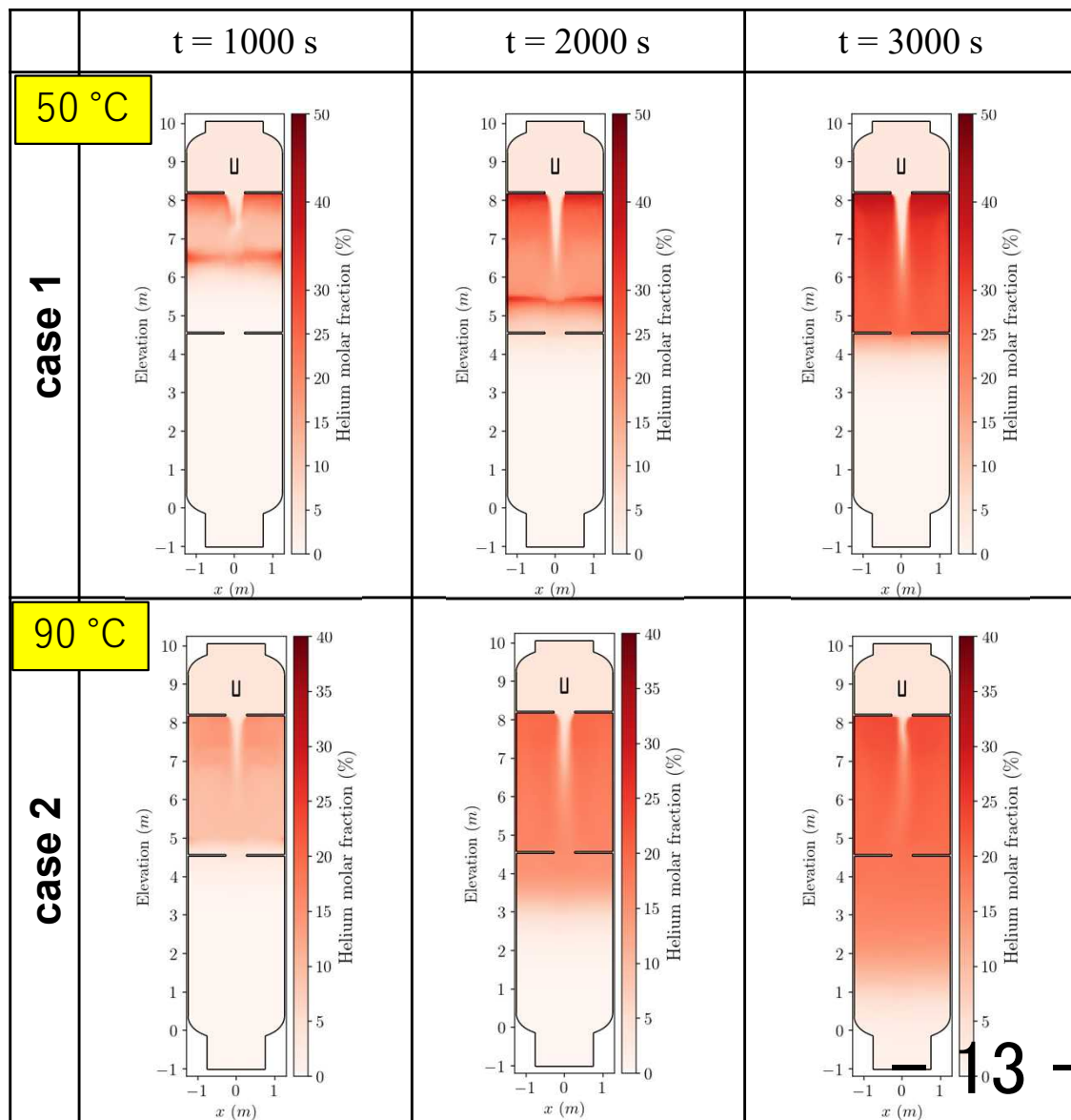


	CC-SJ-01 (Case 1)	CC-SJ-02 (Case 2)	1F3
Initial pressure (MPa)	0.1		0.1
Bulkhead aperture ratio	1:100		1:30
Injection temperature (°C)	120		~475
Inlet flowrate ratio (Steam:H ₂)	99:1		99:1
Steam mass flow rate (g/s)	35		~2230
Helium mass flow rate (g/s)	0.3		~19
Injection time (s)	10,000		66,000
Upper pool temperature (°C)	50	90	unknown
Middle jacket temperature (°C)	50	90	unknown
Lower jacket temperature (°C)	50	90	unknown

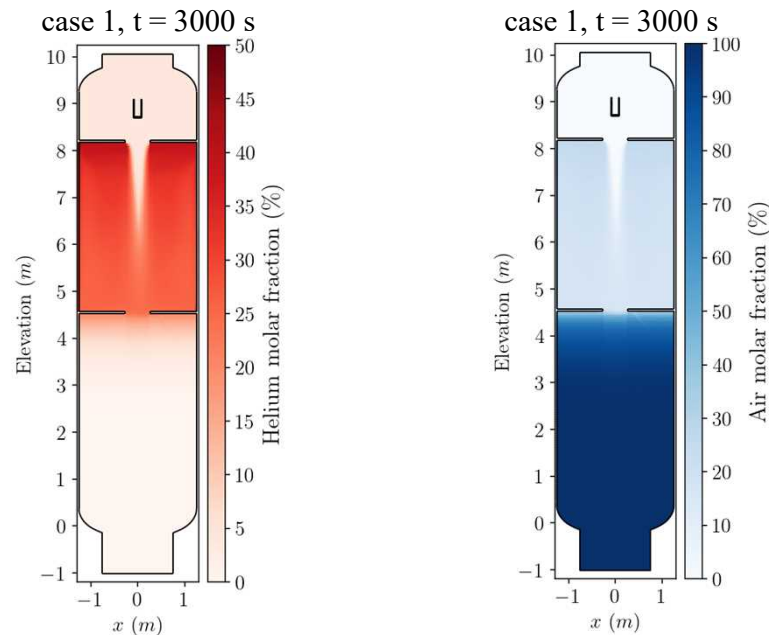
- 実機の冷却は構造材ヒートシンクと外気放熱量が想定されるが、定量的な熱伝達量は不明。
- 実験では50°Cと90°Cの壁温度を設定。

OpenFOAMによる事前解析を実施し、TEPSYS解析を定性的に模擬することを確認。

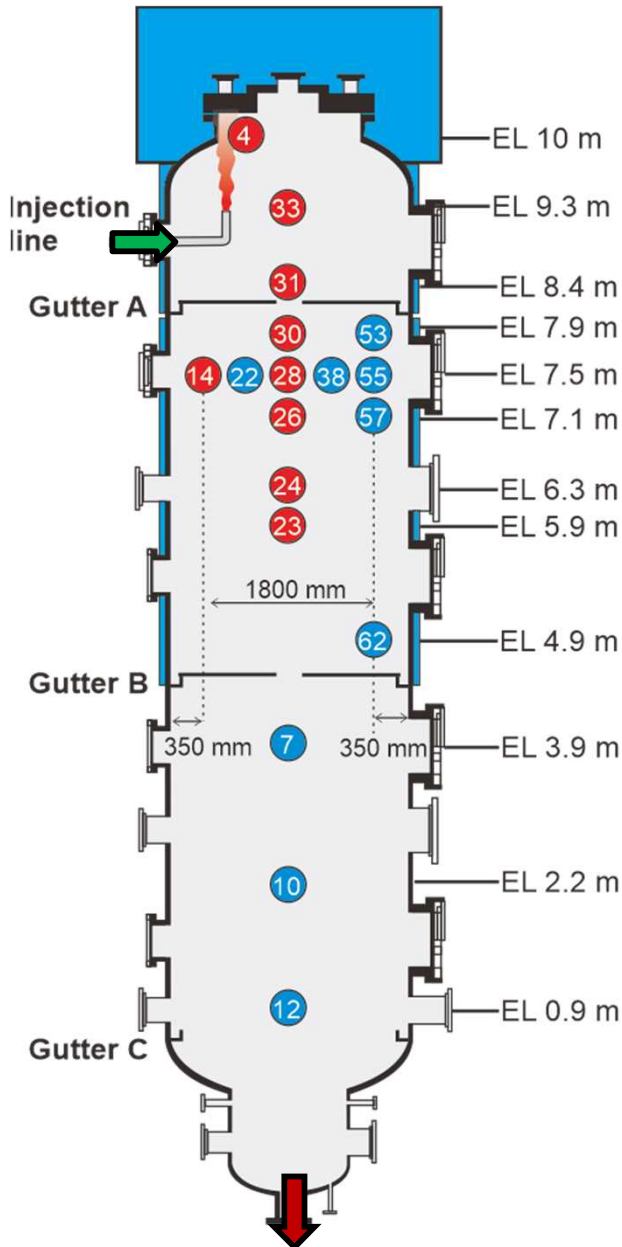
TEPSYS analysis using GOTHIC code



CFD simulation in CIGMA facility

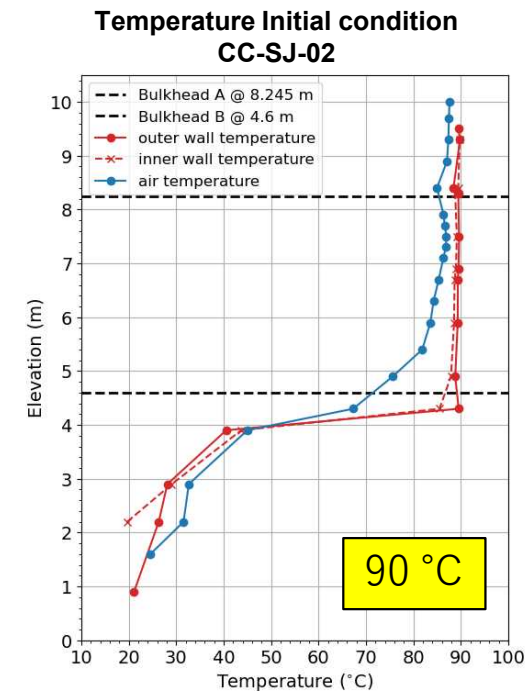
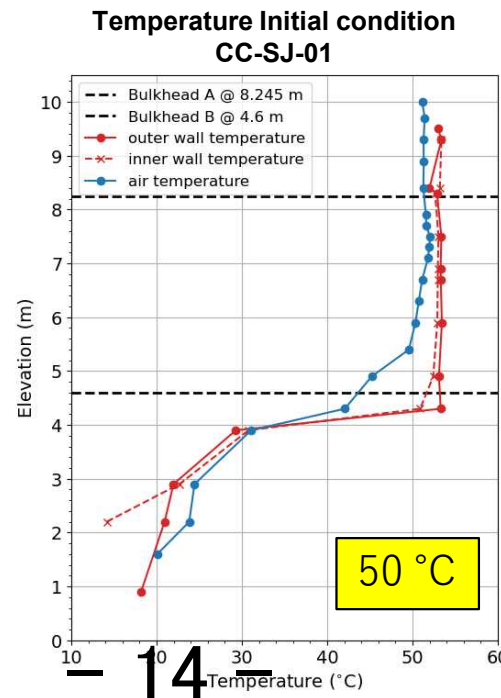


13



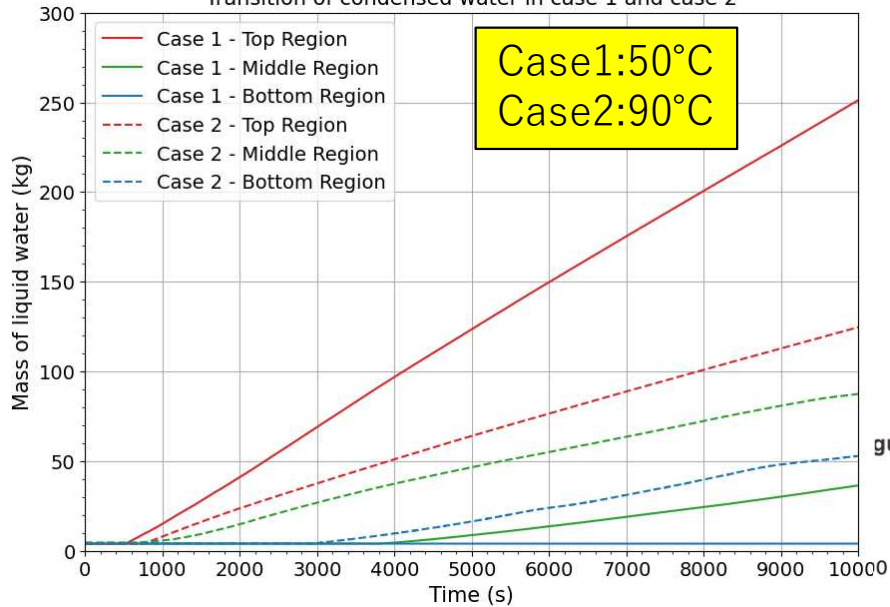
- QMS sensor location (HIDEN 4F)
- QMS sensor location (HIDEN 3F)

1. 上部及び中間部を冷却水（設定温度）により予熱。
2. 壁温が設定温度に達した後、上部空間に供給ノズルを通して蒸気とヘリウムを一定温度で上向きに注入。
3. 容器内の温度及びガス濃度を熱電対及びQMS*を用いて計測。
4. 実験時間は約10000秒。

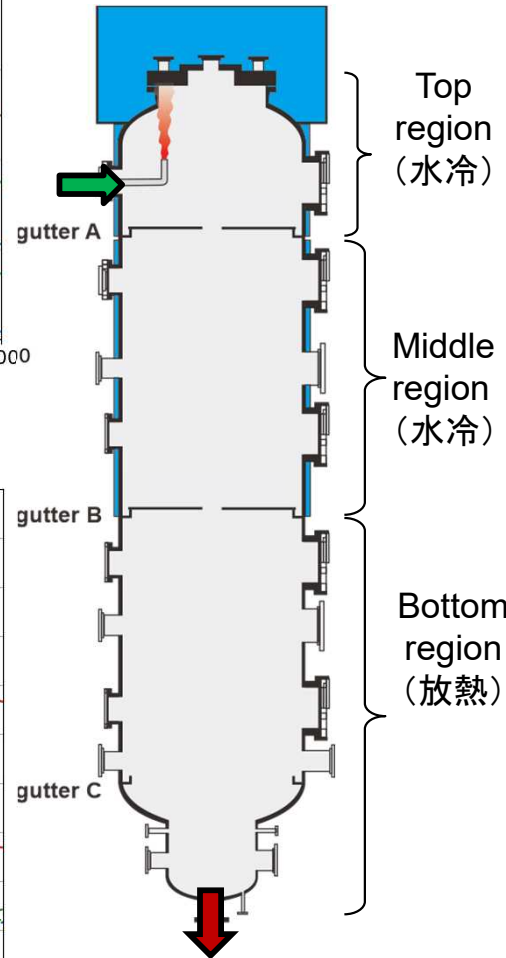
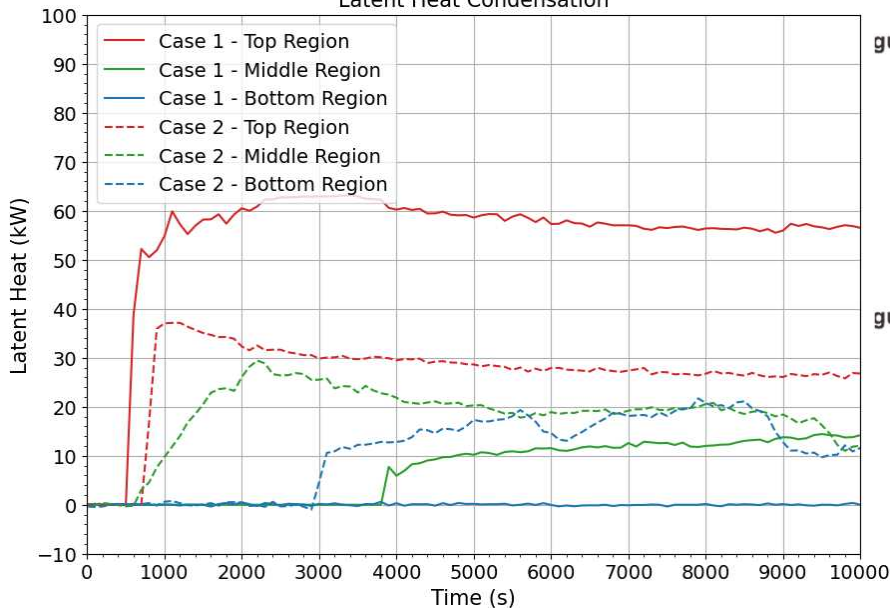


* QMS: 四重極形質量分析計

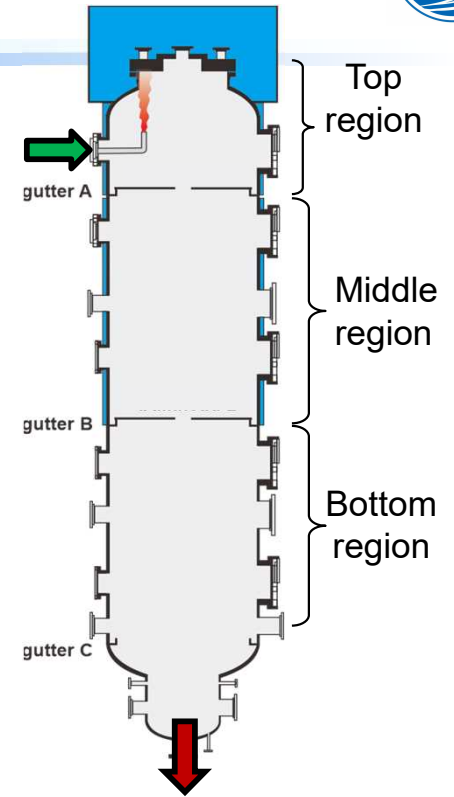
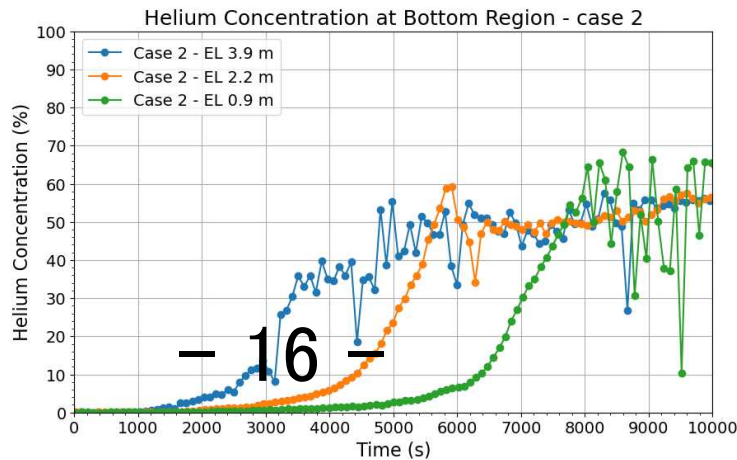
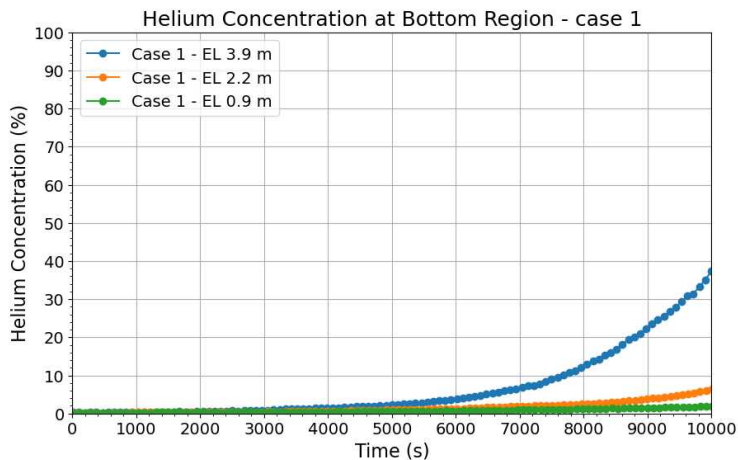
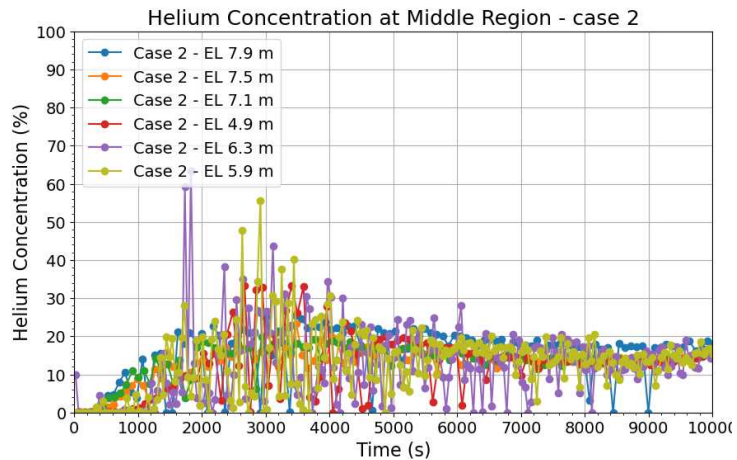
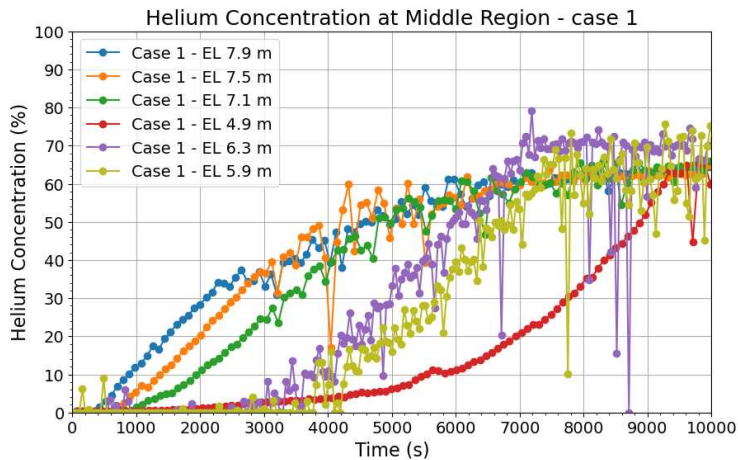
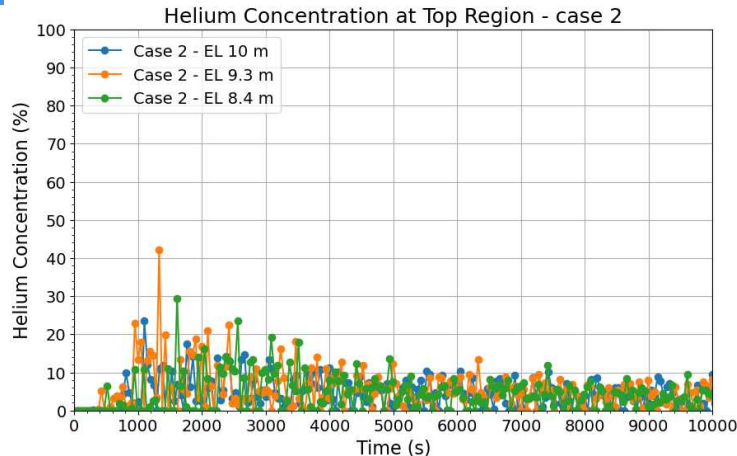
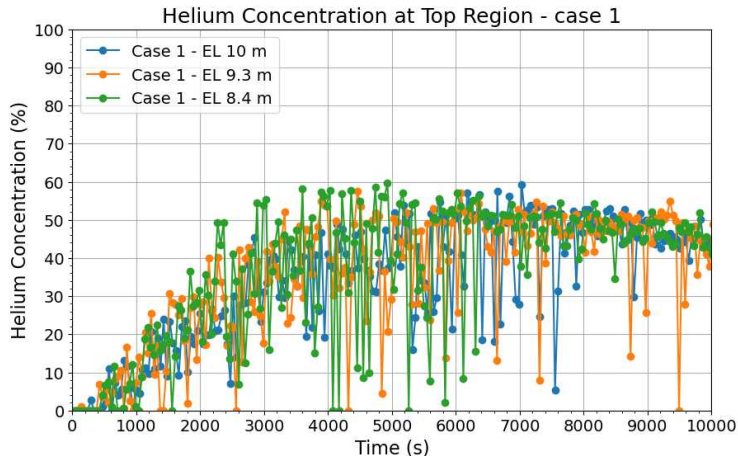
Transition of condensed water in case 1 and case 2



Latent Heat Condensation

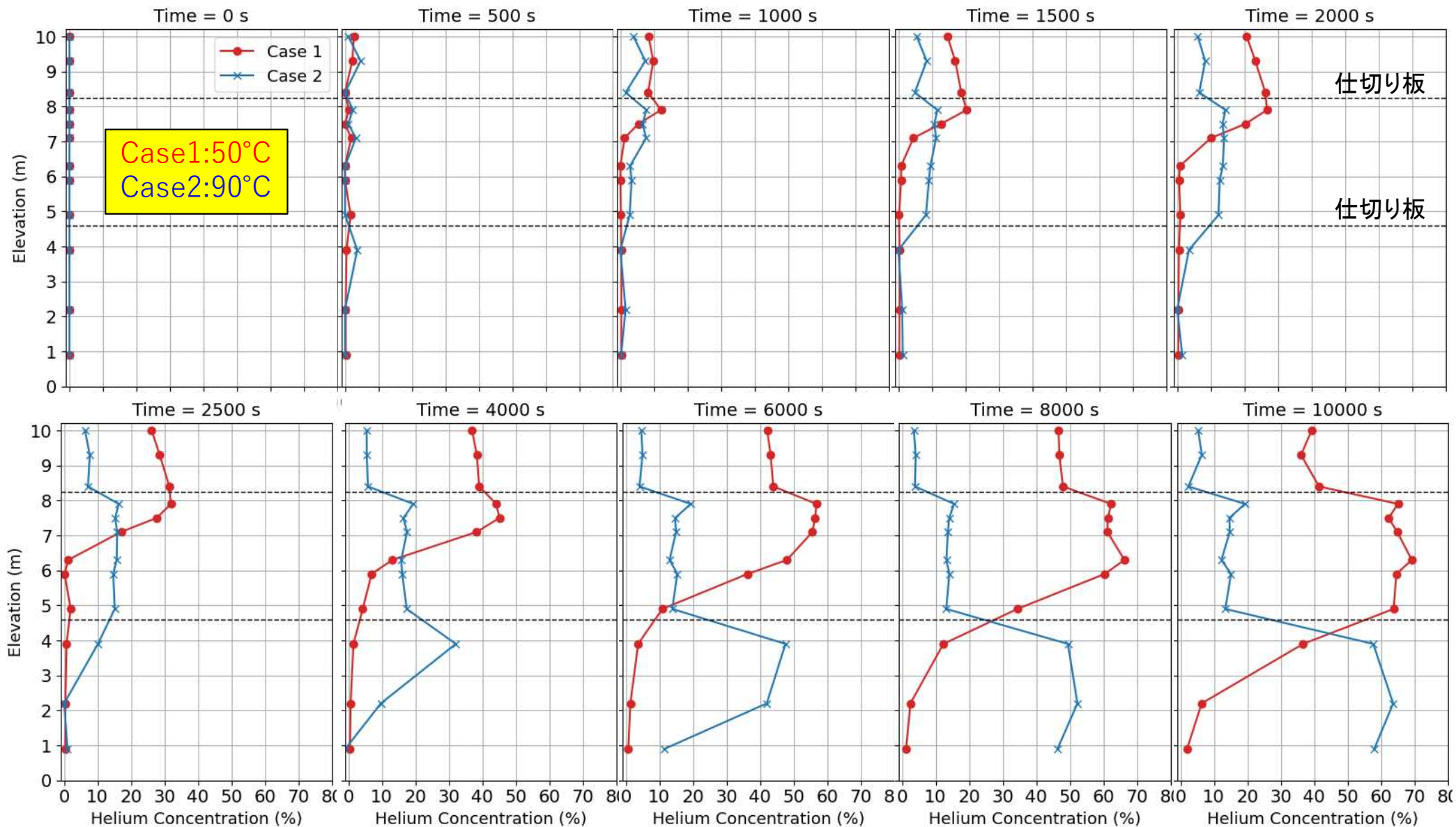


- 壁面での凝縮水はガターで回収し、凝縮水量から除熱量を評価できる。
- Case1 (冷却水温50°C)では、容器の上半身でほとんどすべての蒸気が凝縮。
- Case2 (冷却水温90°C)では、容器の上半身の凝縮が少なく、最下部まで蒸気が侵入する。最下部は初期室温の構造材熱容量と自然放熱による凝縮が進行する。
- 凝縮水量による除熱量（潜熱）の評価では、実験中ほぼ一定値の除熱量となった。

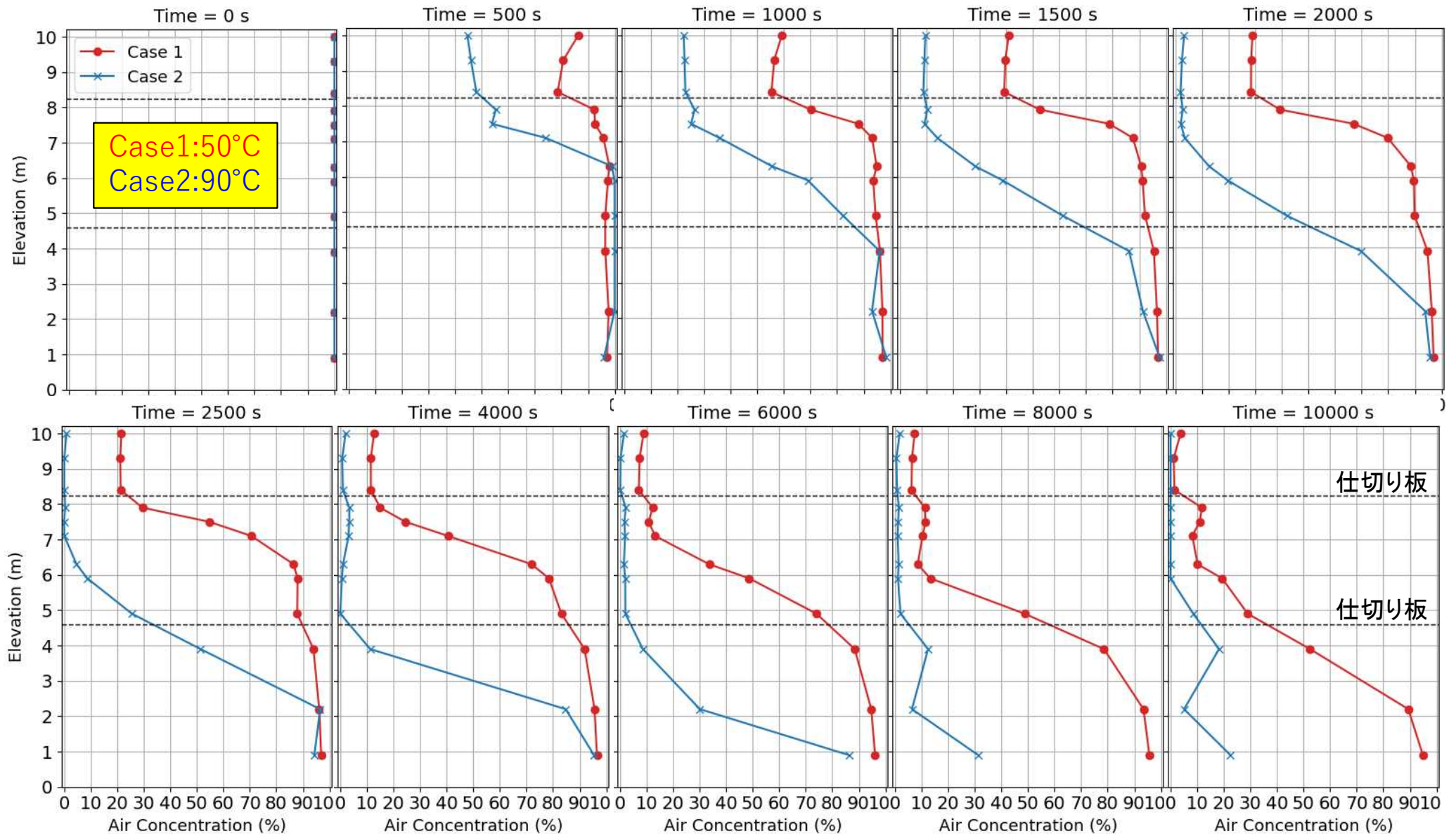


- 気体が過飽和条件ではバルク中に液滴が存在し、それを吸い込むことでQMS内で液滴が蒸発して一時的に蒸気濃度が上昇するため、振動的なデータとなる。
- 見通しをよくするため、LPF*により円滑化したデータで解析を行った。

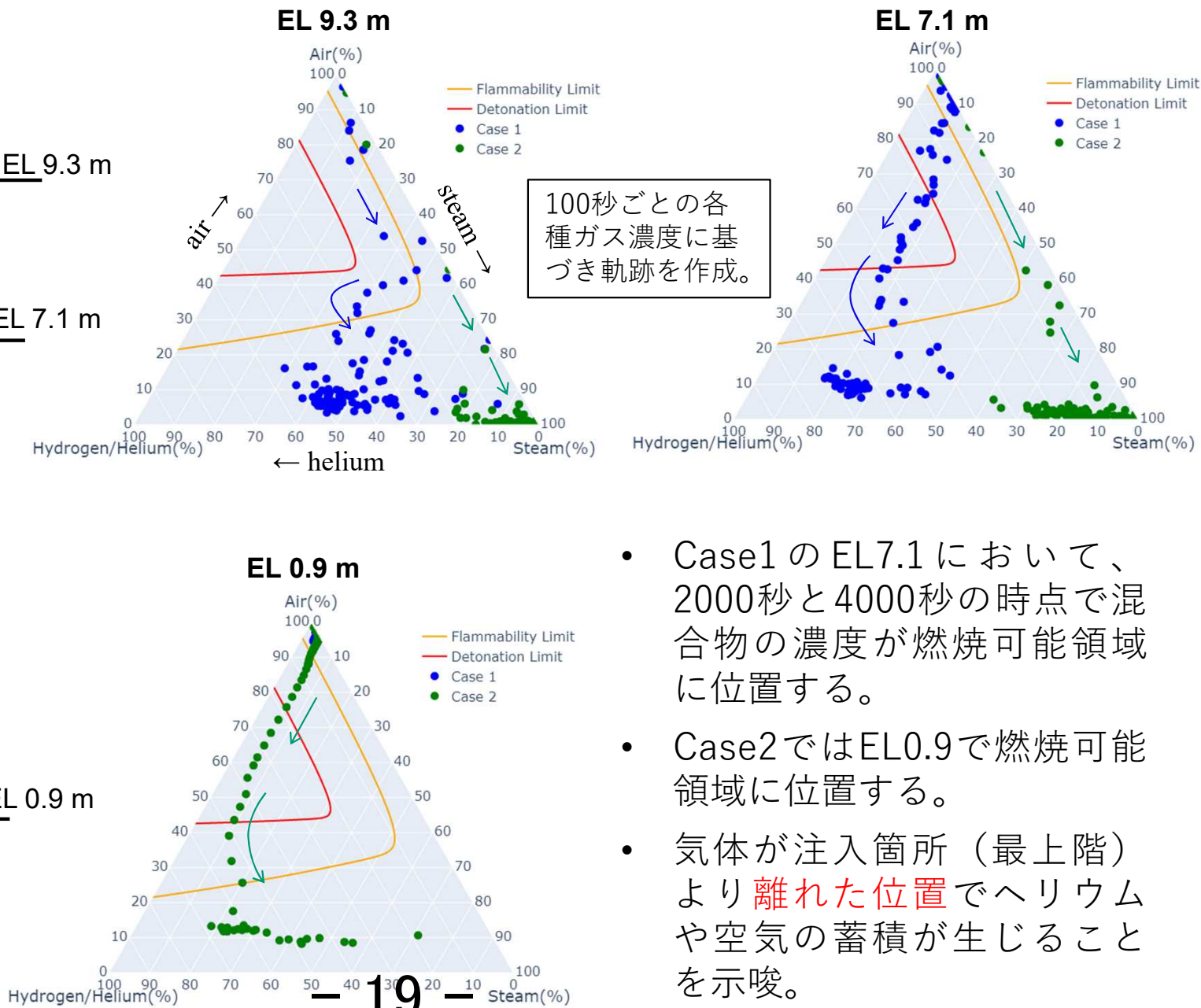
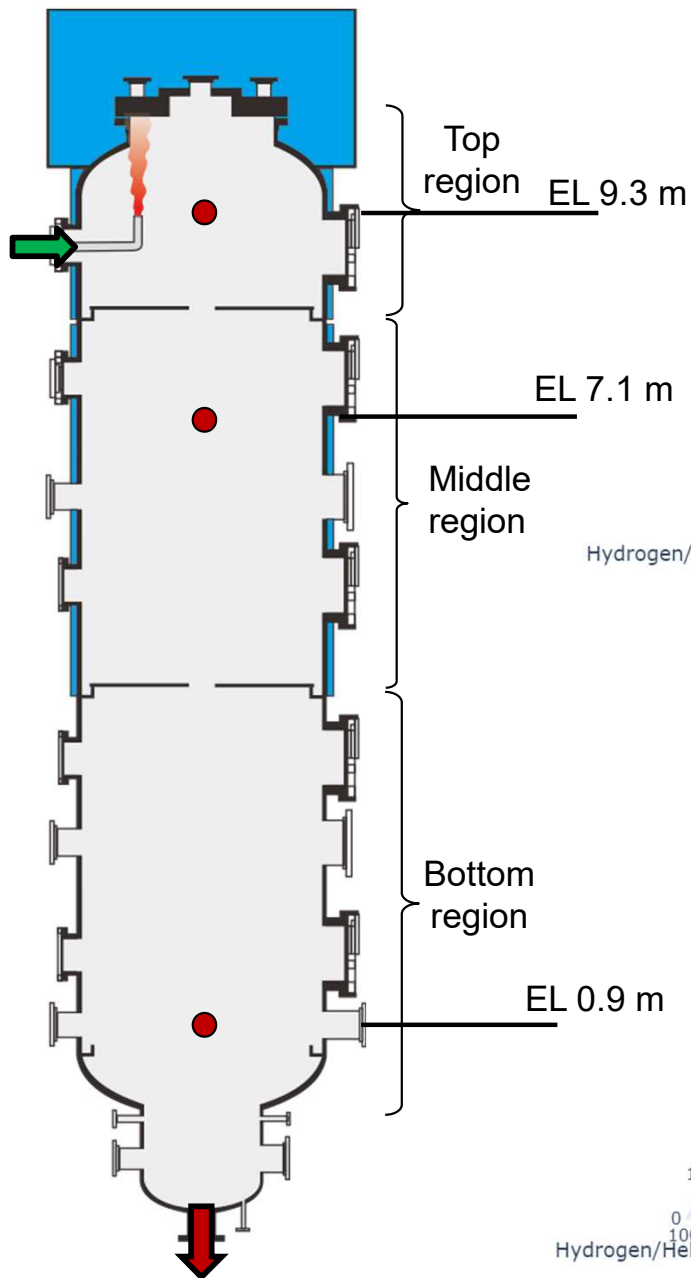
*LPF: low-pass filter



- いずれも供給したヘリウムが大気開放された下部に移行する。
- Case1では、中間階までに大量の凝縮が生じるため、上半身でヘリウム濃度の上昇が見られる。
- Case2では、下層階までヘリウムが到達する。凝縮しづらい条件では蒸気と共にヘリウムが下層階まで運ばれ、下層部でヘリウム濃度の上昇が見られる。



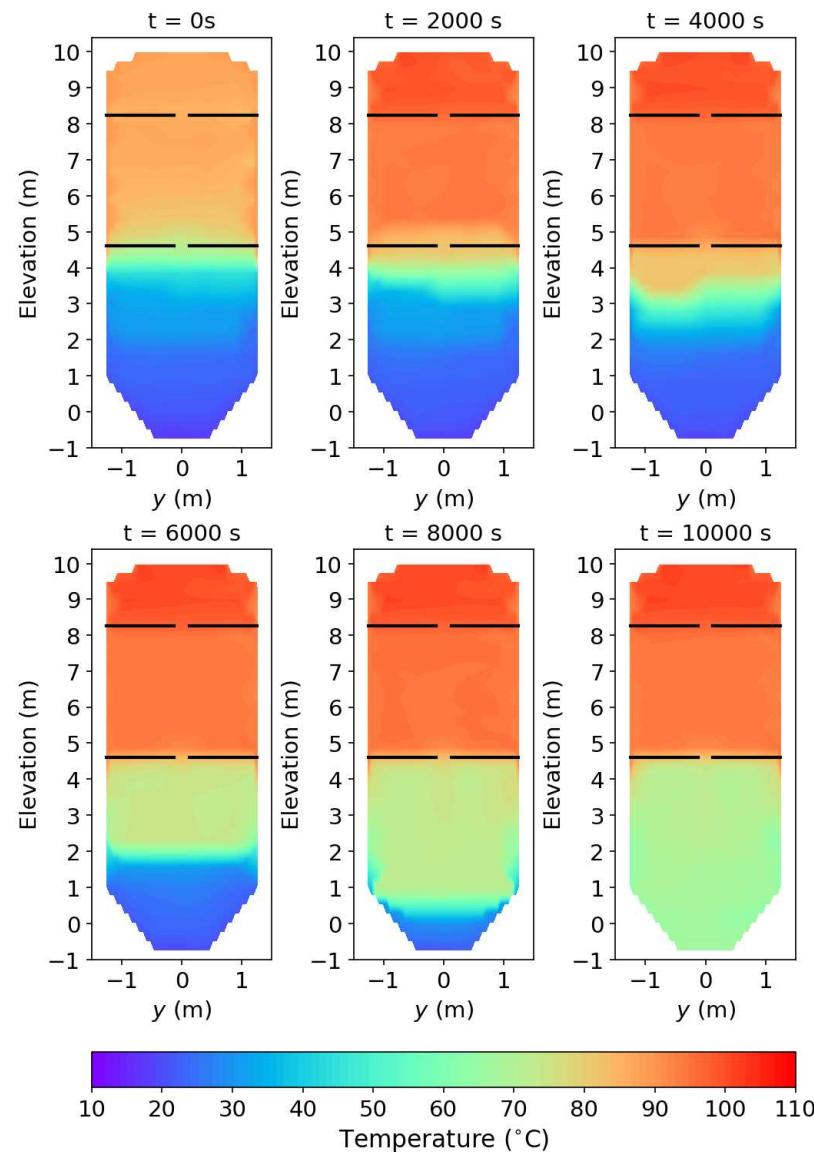
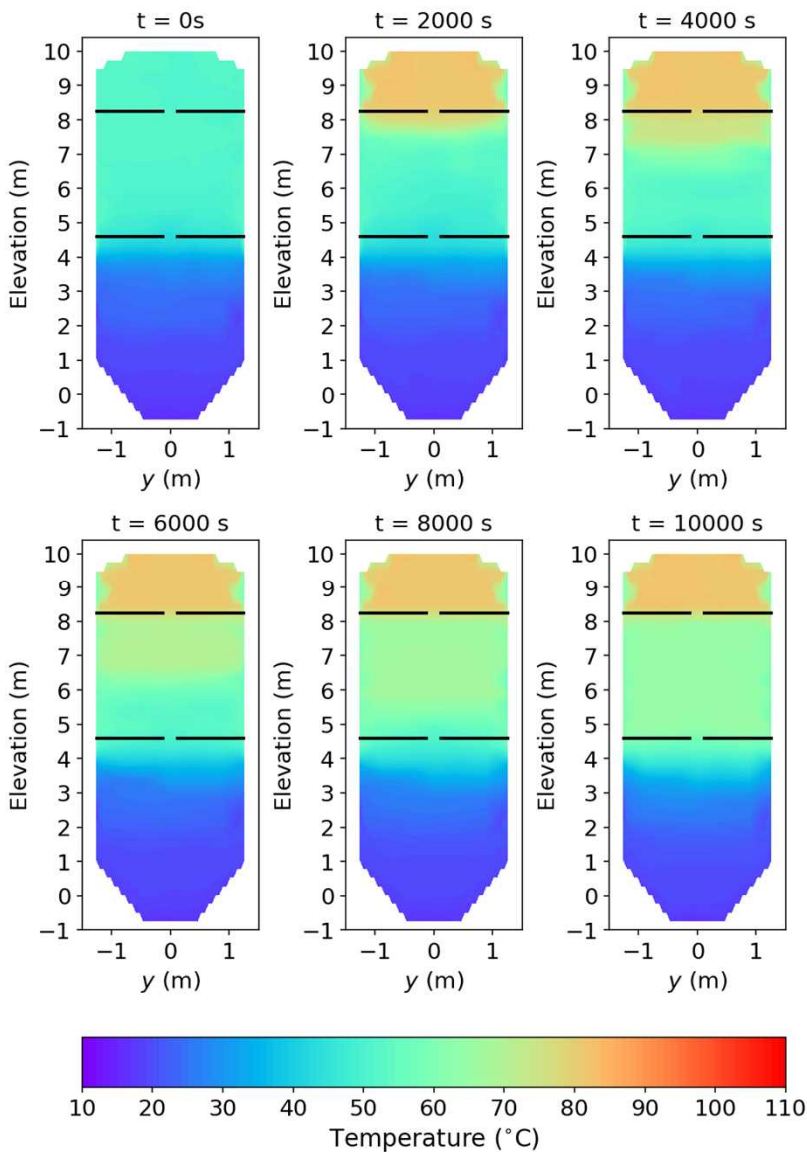
- 注入される蒸気とヘリウムは空気よりも密度が軽いので、蒸気+ヘリウムの注入によって上部空間の空気がパーズされ、空気濃度は時間が経つにつれ減少する。
- 空気がパーズされる領域は、大気開放される排気位置（今回は容器底部）にも依存する。



- Case1のEL7.1において、2000秒と4000秒の時点で混合物の濃度が燃焼可能領域に位置する。
- Case2ではEL0.9で燃焼可能領域に位置する。
- 気体が注入箇所（最上階）より離れた位置でヘリウムや空気の蓄積が生じることを示唆。

case 1 (50°C冷却)

case 2 (90°C冷却)



Case1 と Case2では下部への気体の移行の様子の違いが顕著にみられ、これは蒸気凝縮の結果と整合し、Case2では容器全体に渡って凝縮が生じる。

- 今回の実験では、建屋への蒸気+Heのリーク流量が容器体積比で、1F3事故進展評価の約30倍（エンタルピー換算で6倍）の移流の慣性が高い条件で実施した。
- 壁の冷却条件によってヘリウムの蓄積状況に違いが見られ、冷却が強い場合には上・中段でのヘリウム濃度の上昇が顕著であり、冷却が弱い条件ではヘリウムはより下層階まで運ばれた。
- ヘリウムの蓄積は移流（供給）、拡散、冷却のバランスで決まるが、定性的には、蒸気・ヘリウムが供給される空間よりも離れたところでヘリウムや空気の蓄積が生じることが示された。
- スケーリングの歪みとしては気体の移行の主要因が移流か拡散かの違いがある。実験的には低流量（低Fr）の実験の実施が望まれる。



第43回 1F事故分析検討会

資料 1 - 3

令和6年3月12日

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**

国立大学法人 長岡技術科学大学
技学研究院 システム安全系

門脇² 敏

事業目的

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。

本事業では、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、水素濃度等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、火炎色等確認試験(拡散燃焼試験)及び予混合燃焼試験を計画し実施する。

実施内容(予混合燃焼)

①水素燃焼試験

デフラグレーション(deflagration、爆燃)を考慮した燃焼時の挙動を把握する試験を実施する。試験パラメータは水素濃度及び初期温度とし、6ケース実施する。試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件

試験装置: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 °C、75 °C

・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

実施内容(予混合燃焼)

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する。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ケース実施する。ここで、混合気体の当量比は1以下とする。

試験条件及び測定項目を以下に示す。

・試験条件(試験装置、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%

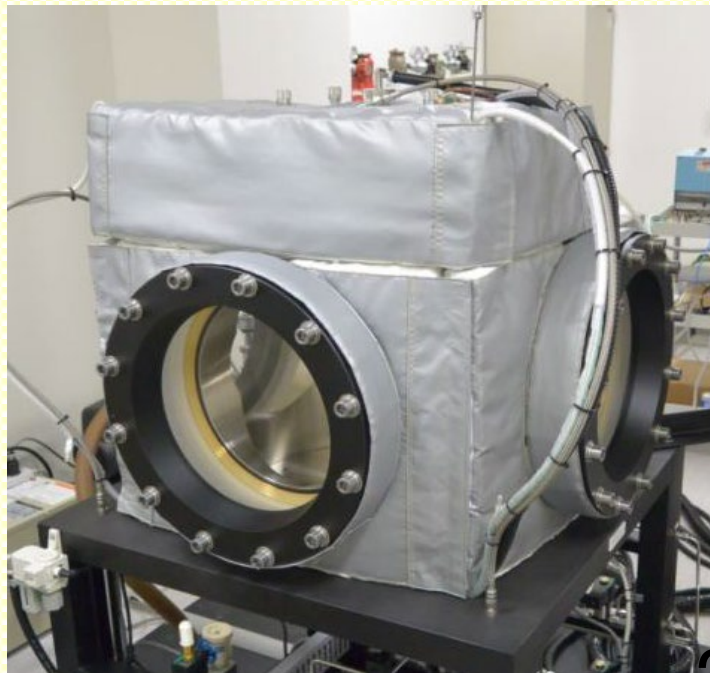
初期温度: 25 °C、75 °C

・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

試験装置(予混合燃焼)

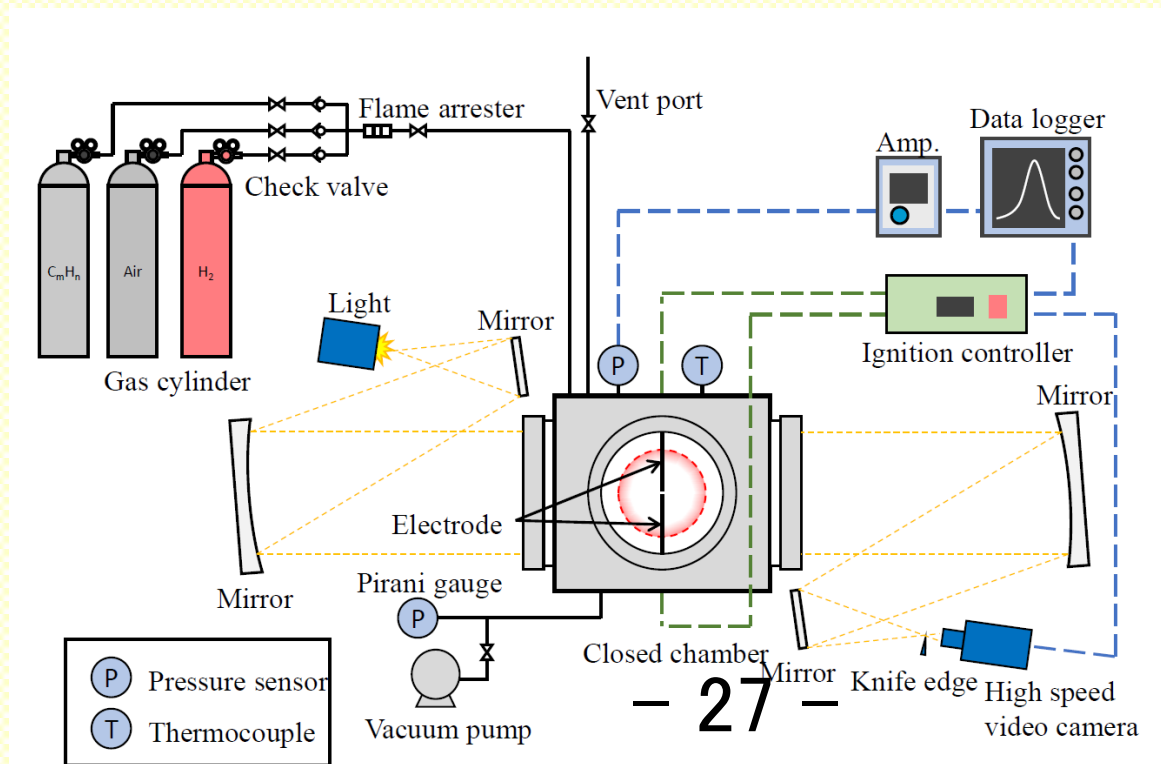
密閉型燃焼容器



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

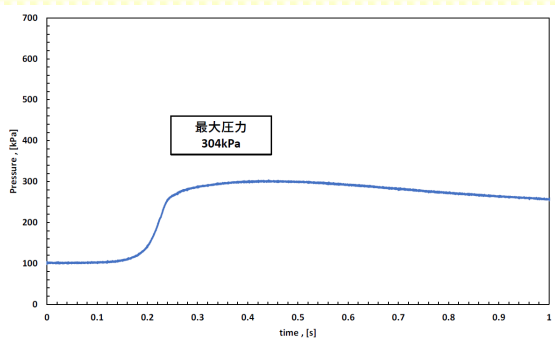
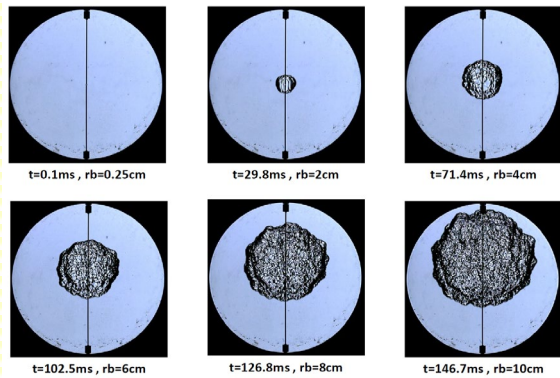
試験装置(予混合燃焼)

燃焼試験システム

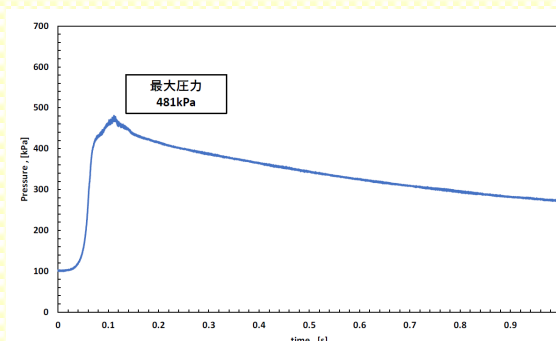
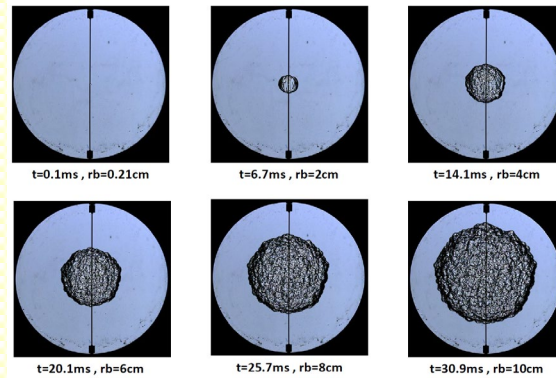


試験成果(予混合燃焼)

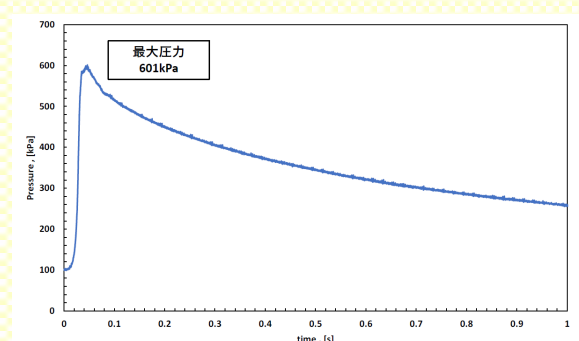
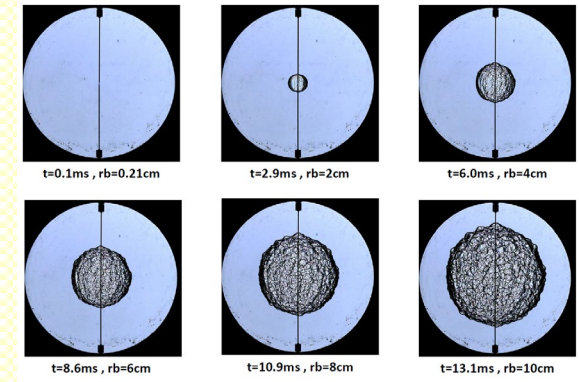
初期温度: 25 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%)



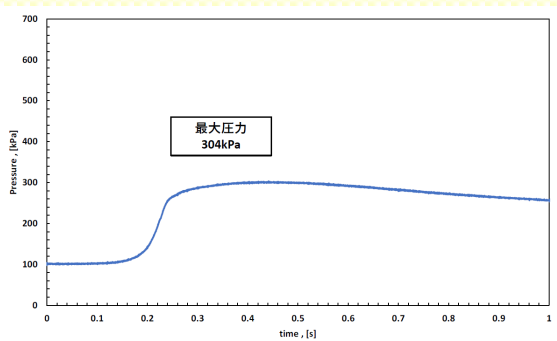
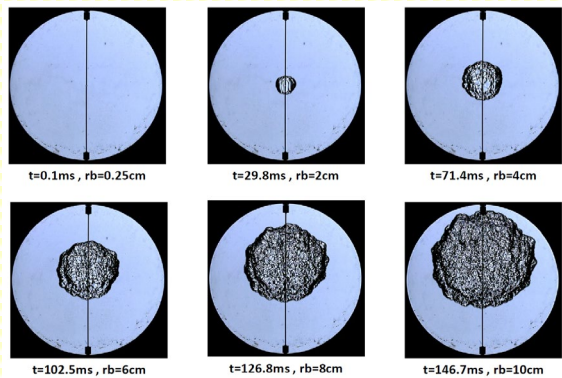
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%)



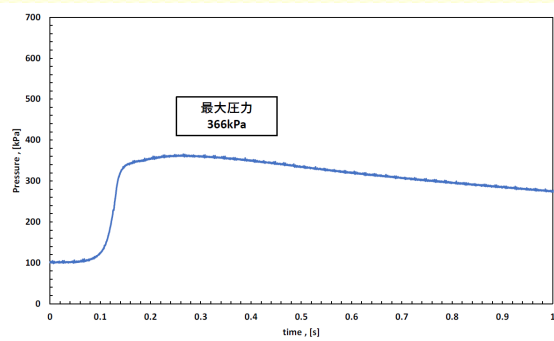
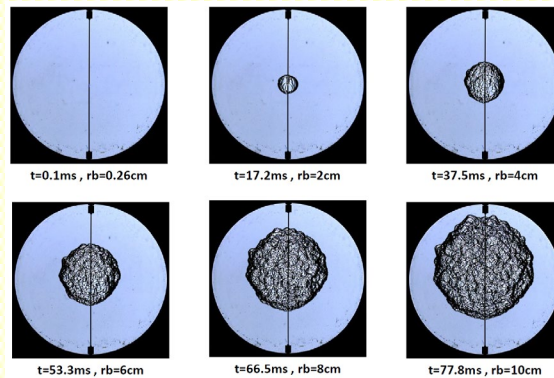
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

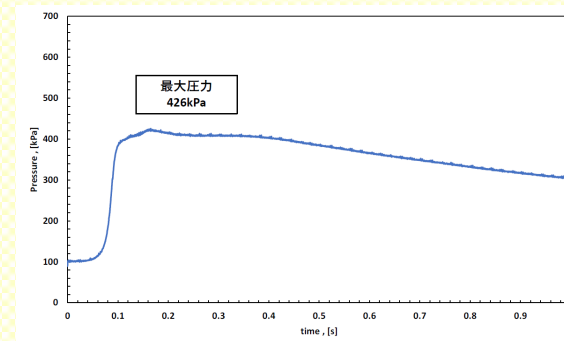
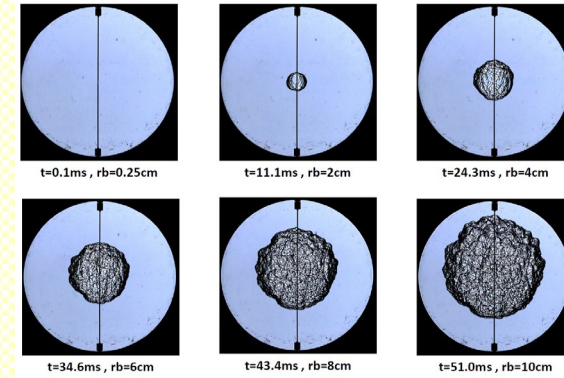
初期温度: 25 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%)



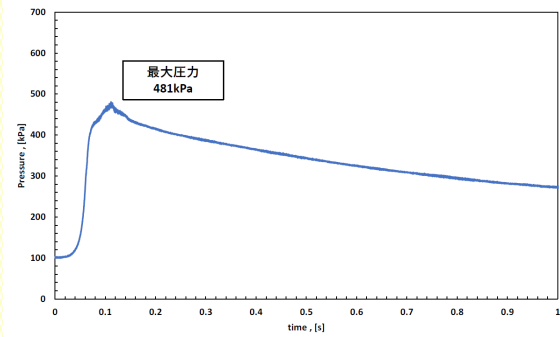
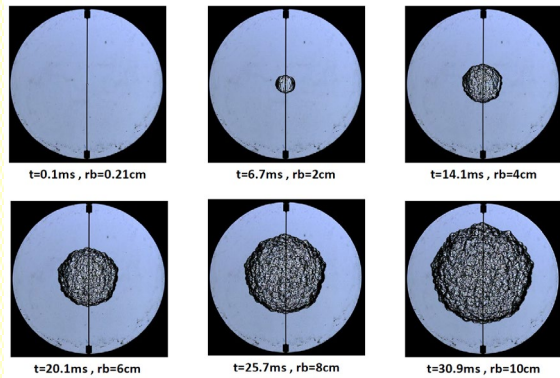
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 1 vol%)



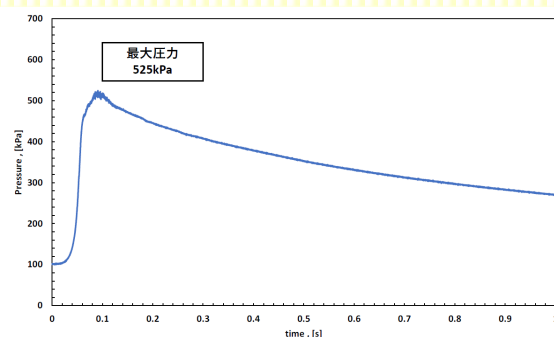
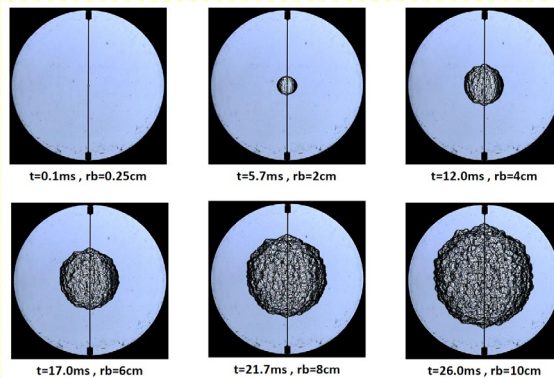
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

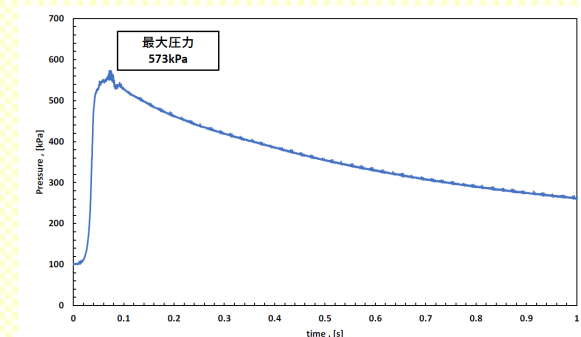
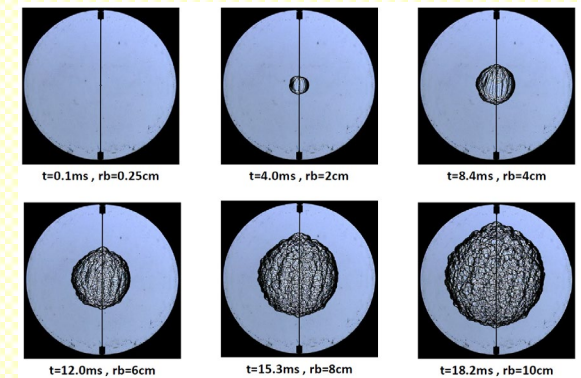
初期温度: 25 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%)



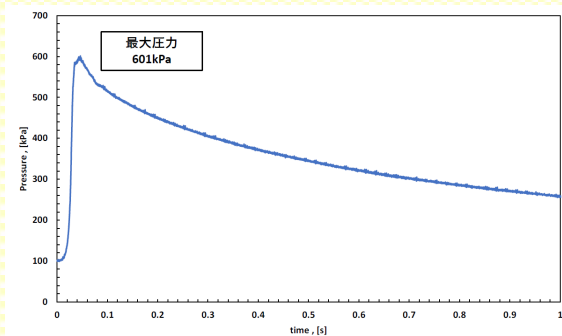
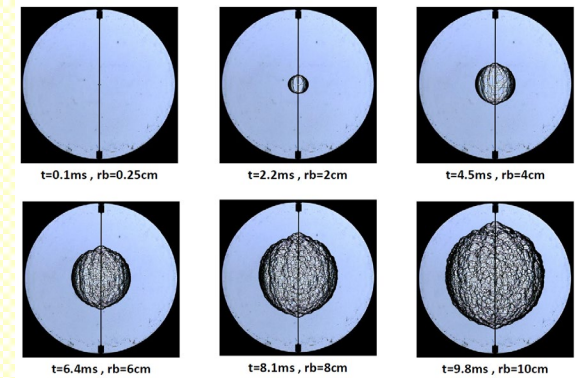
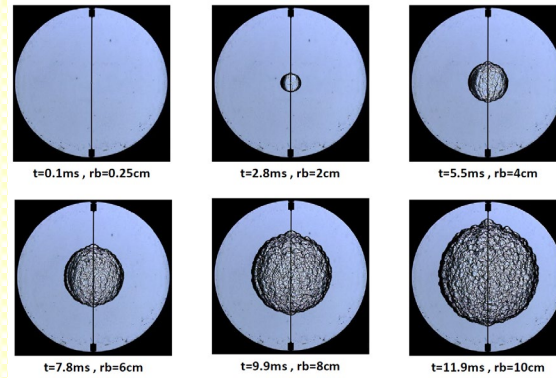
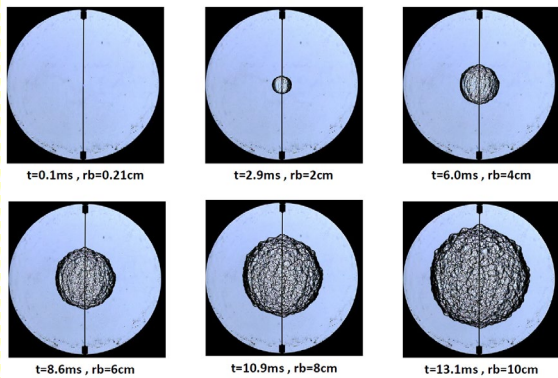
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 1 vol%)



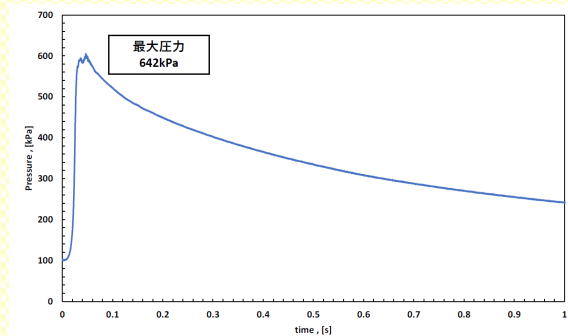
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

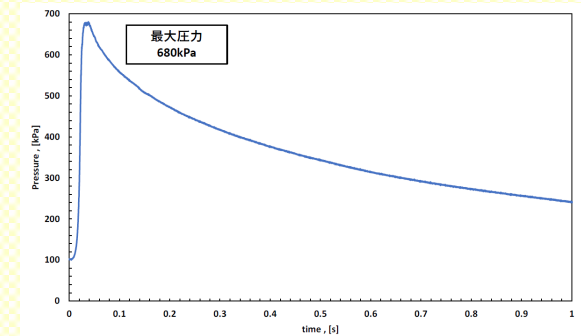
初期温度: 25 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%)



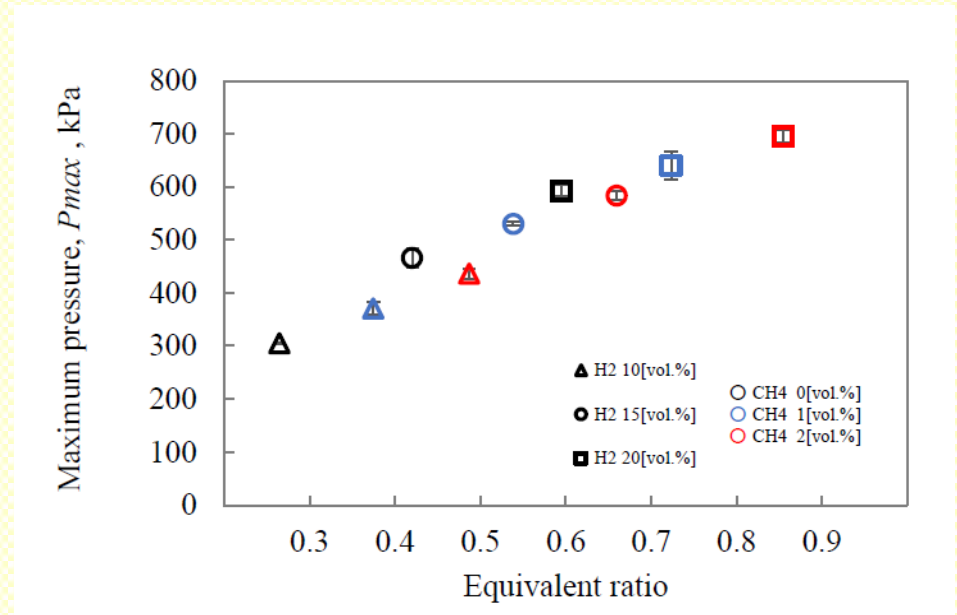
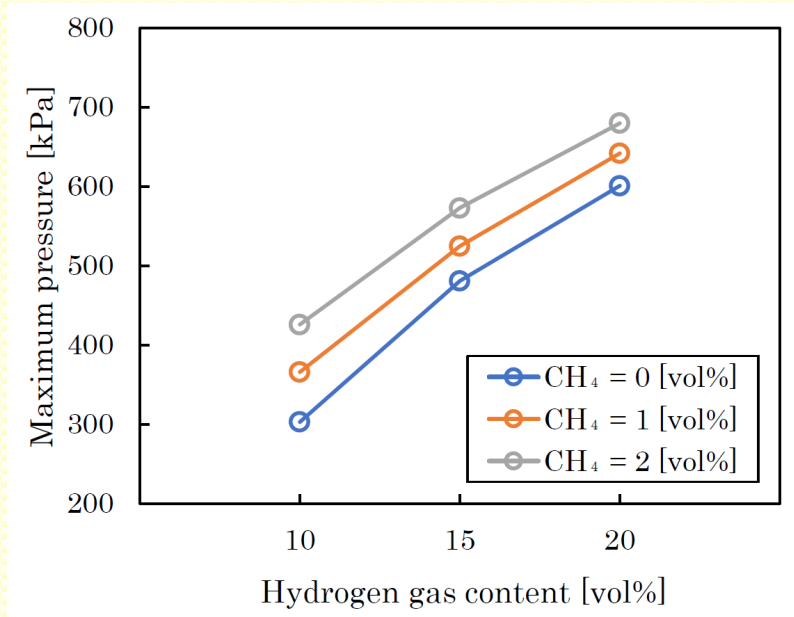
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 1 vol%)



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

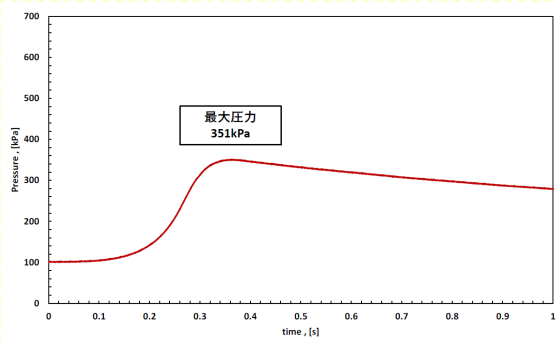
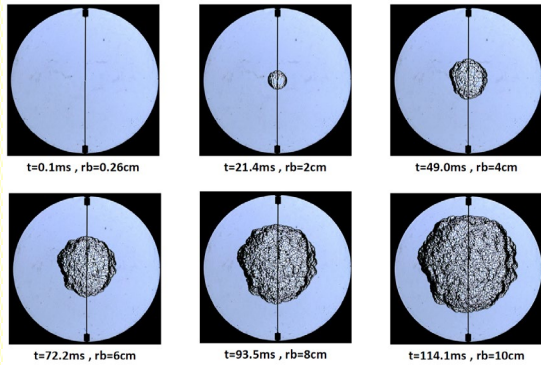
初期温度: 25 °C



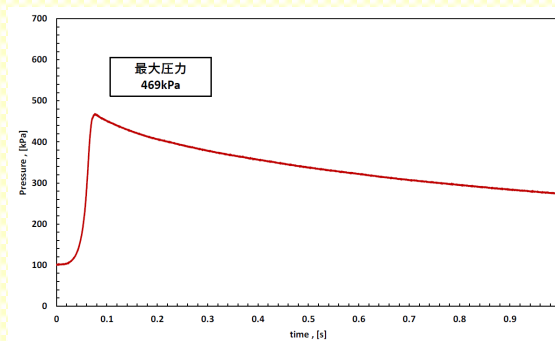
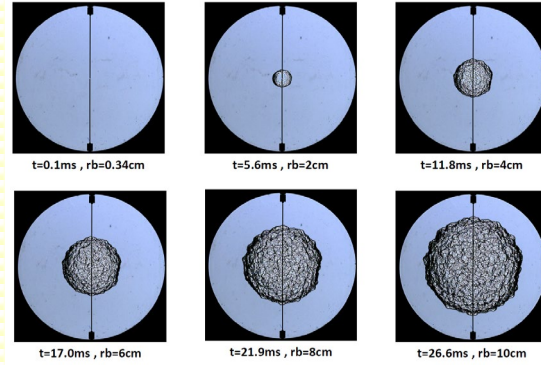
容器内の最大圧力

試験成果(予混合燃焼)

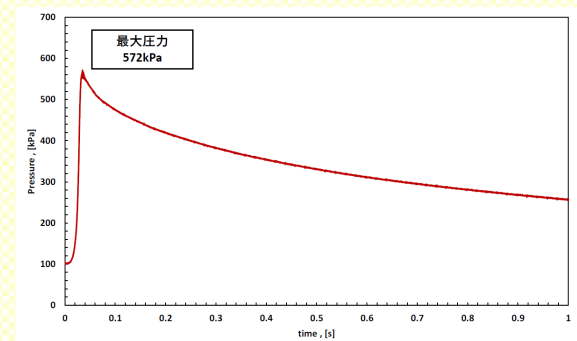
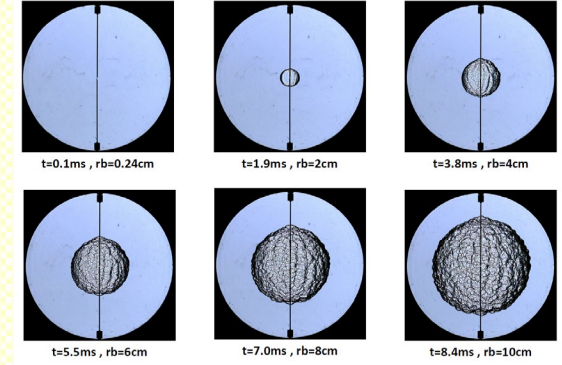
初期温度: 75 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%)



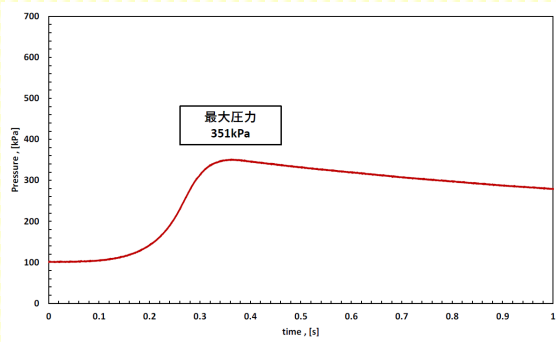
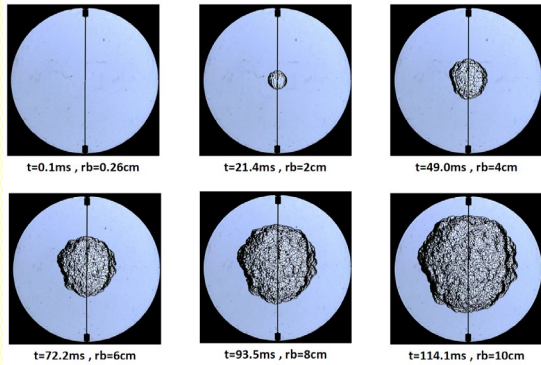
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%)



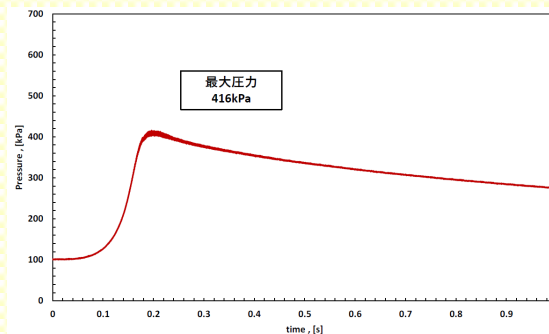
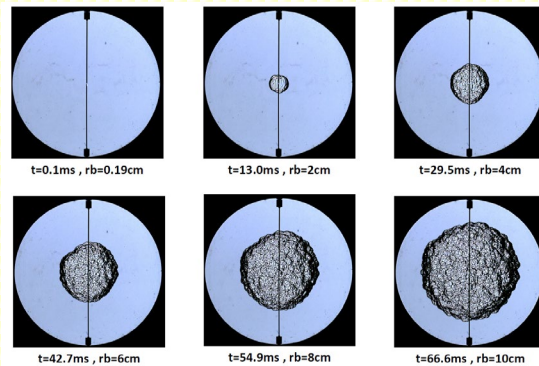
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

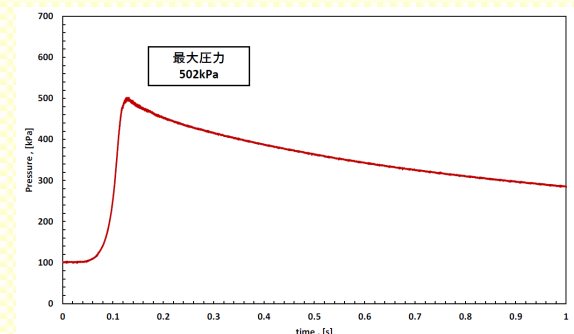
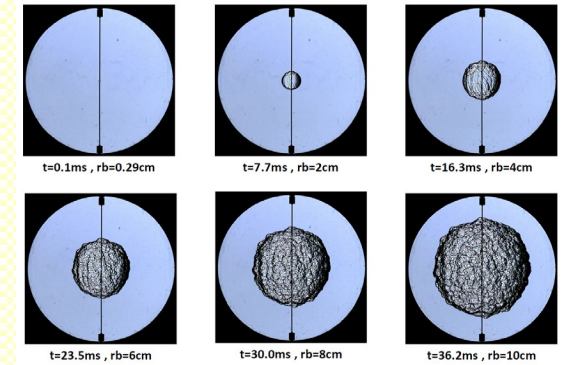
初期温度: 75 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%)



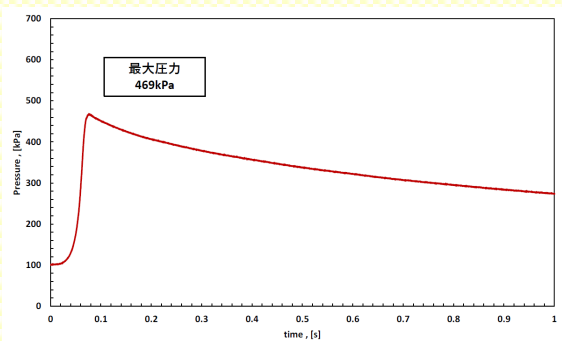
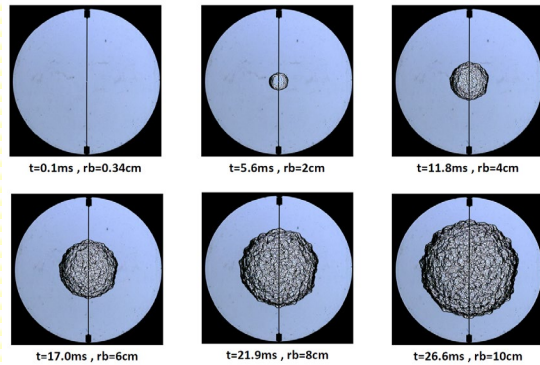
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 1 vol%)



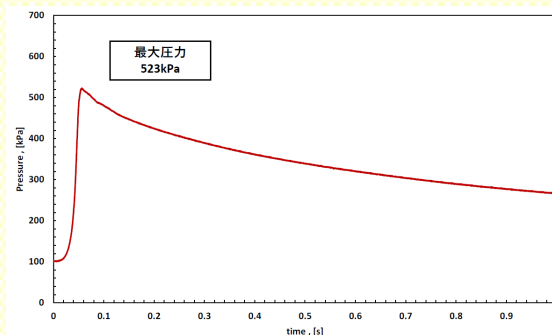
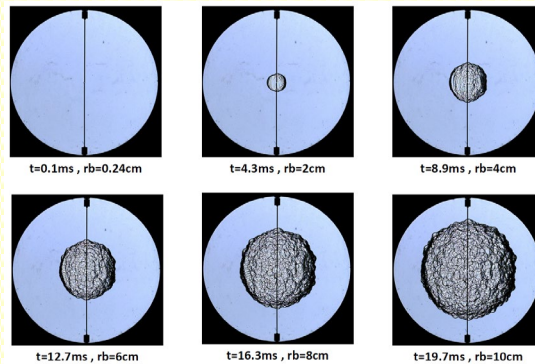
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

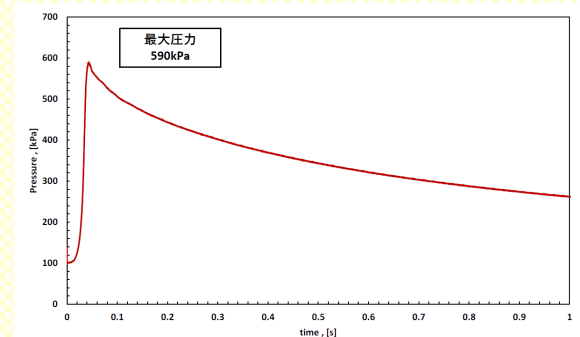
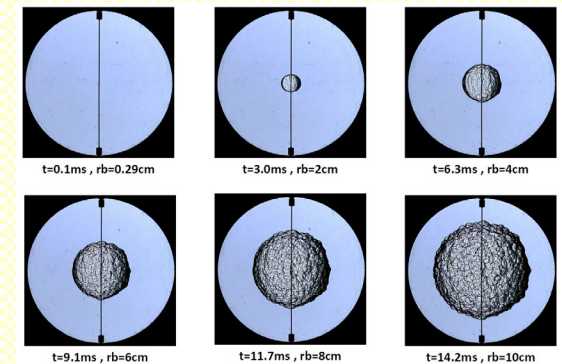
初期温度: 75 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 0 vol%)



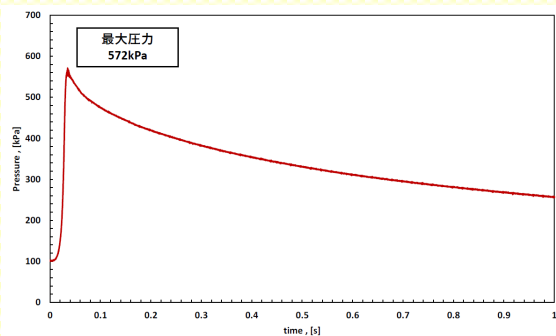
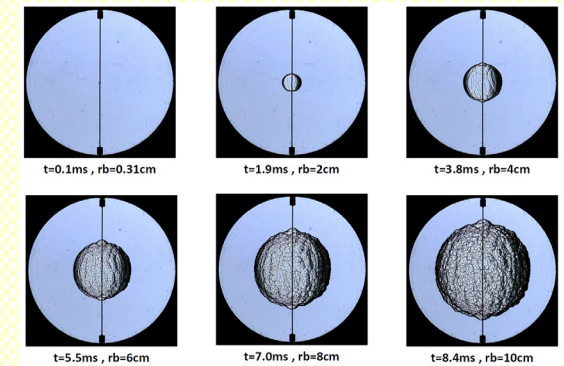
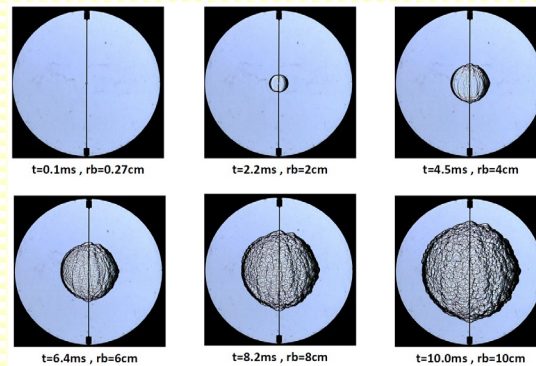
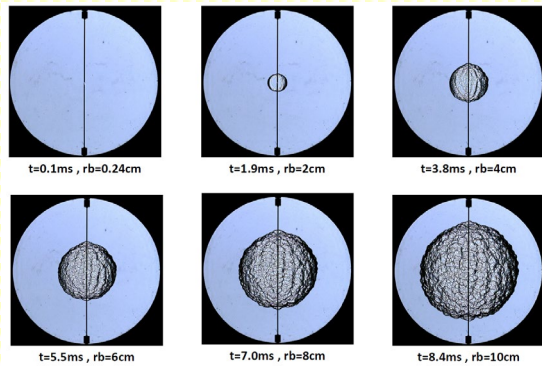
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 1 vol%)



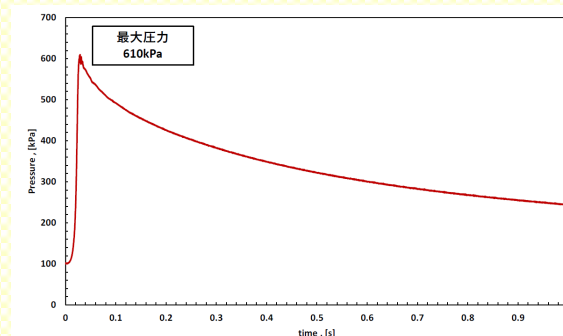
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

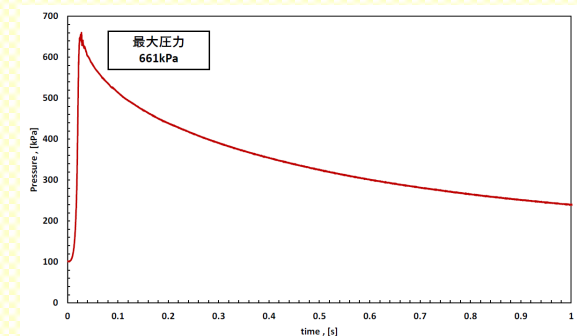
初期温度: 75 °C



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 0 vol%)



シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 1 vol%)



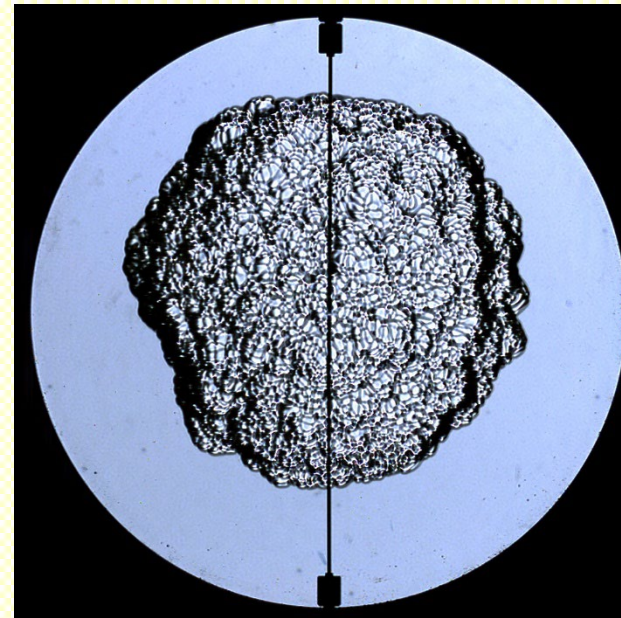
シュリーレン画像と容器内圧力変化
(水素濃度 20 vol%、メタン濃度 2 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

初期温度: 25°C



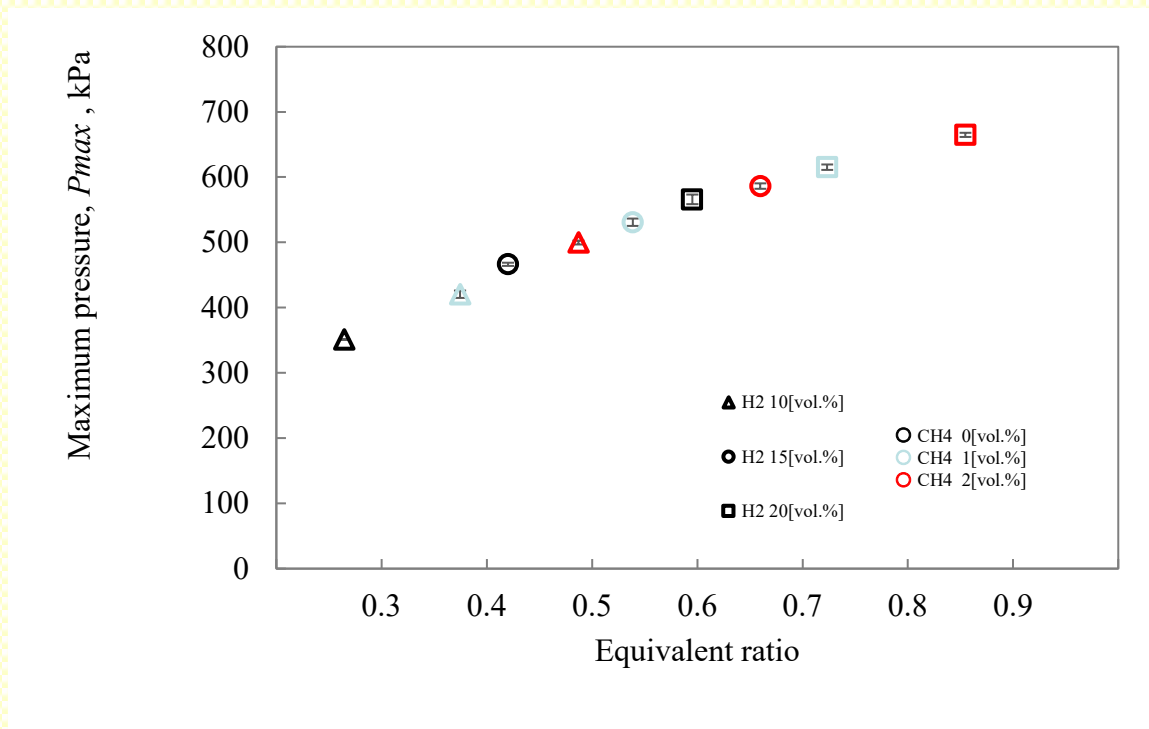
初期温度: 75 °C



シュリーレン画像
(水素濃度 10 vol%、メタン濃度 0 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

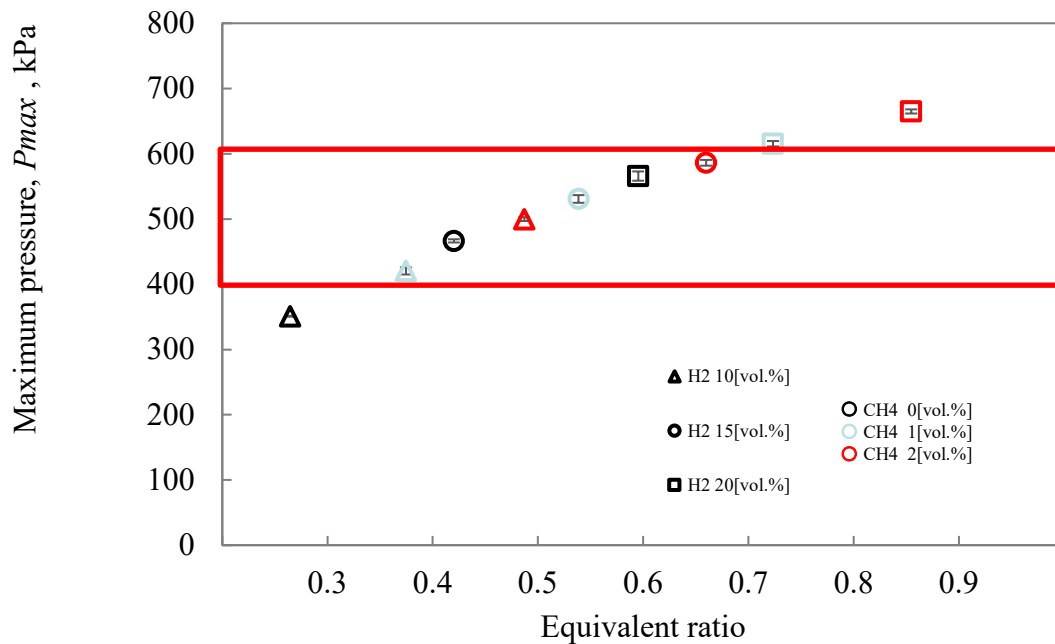
初期温度: 75 °C



容器内の最大圧力 **38**

試験成果(予混合燃焼)

初期温度: 75 °C



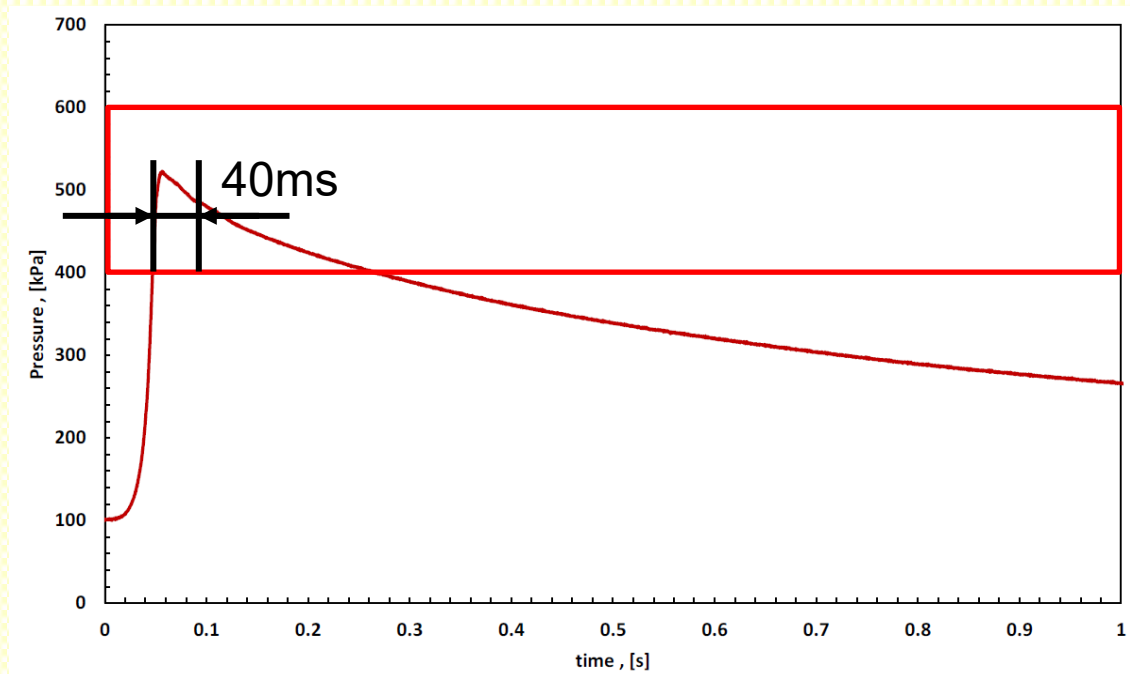
防衛大学校市野先生の解析
〈2021年中間取りまとめ〉

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る。

容器内の最大圧力 - 39 -

試験成果(予混合燃焼)

圧力変化(初期温度: 75 °C)



防衛大学校市野先生の解析
〈2021年中間取りまとめ〉

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
形が生じる。

容器内圧力変化 — 40 —
(水素濃度 15 vol%、メタン濃度 1 vol%)

試験成果(予混合燃焼)

初期温度 [°C]	水素濃度 [%]	メタン濃度 [%]	最高圧力 [kPa]	初期温度 [°C]	水素濃度 [%]	メタン濃度 [%]	最高圧力 [kPa]
25	10	0	305.1	75	10	0	351.1
	10	1	370.7		10	1	420.5
	10	2	436.4		10	2	499.7
	15	0	466.3		15	0	466.4
	15	1	530.4		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

41 -

フランスICARE/CNRSとの共同研究

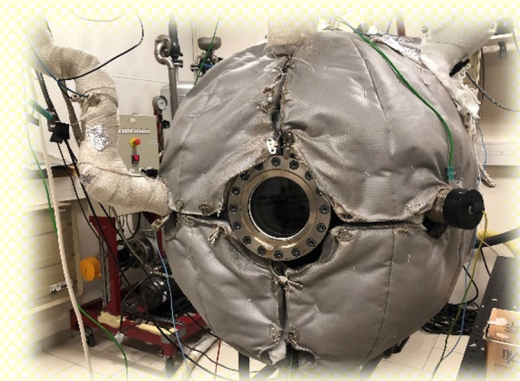
海外の関連する組織との交流が必要である。フランスの関連組織 ICARE/CNRSは、本事業にも関係するガス爆発の分野において、水蒸気を含めたガスを扱える密閉型容器を用いて実験を遂行しており、世界でもガス爆発特性に関する知見を有する数少ない研究機関の一つである。この研究機関と水素爆発に係わる情報を交換すると共に、共同での水素爆発試験の実施等を検討することが有用である。

In the near future, if accepted, we would like to perform the experiments to elucidate the effects of inert gas, i.e. **water vapor** and **nitrogen**, on the dynamic behavior of hydrogen/methane/air lean premixed flames.

Effects of water vapor --> ICARE/CNRS, France

Effects of nitrogen --> Our university, NUT, Japan

We hope Japanese-French collaborative research !!



Chamber at ICARE/CNRS

実施内容(拡散燃焼)

火炎色等確認試験(拡散燃焼)の計画及び実施

水素及び可燃性有機ガスの火炎色等確認試験(拡散燃焼)の計画及び試験を行う。試験条件範囲及び測定項目を以下に示す。

・試験条件範囲

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(火炎色及び煙・煤等)、赤外線放射温度計等による火炎の温度分布

試験装置(拡散燃焼)

ブンゼンバーナー



バーナー内径: 11 mm

実験条件

総流量 Q : 1.0L/min (流速: 0.18m/s), 2.0L/min (流速: 0.35m/s)

$H_2-CH_4-N_2$: 100-0-0, 90-10-0, 70-30-0, 50-50-0,
30-70-0, 10-90-0, 0-100-0 [%]

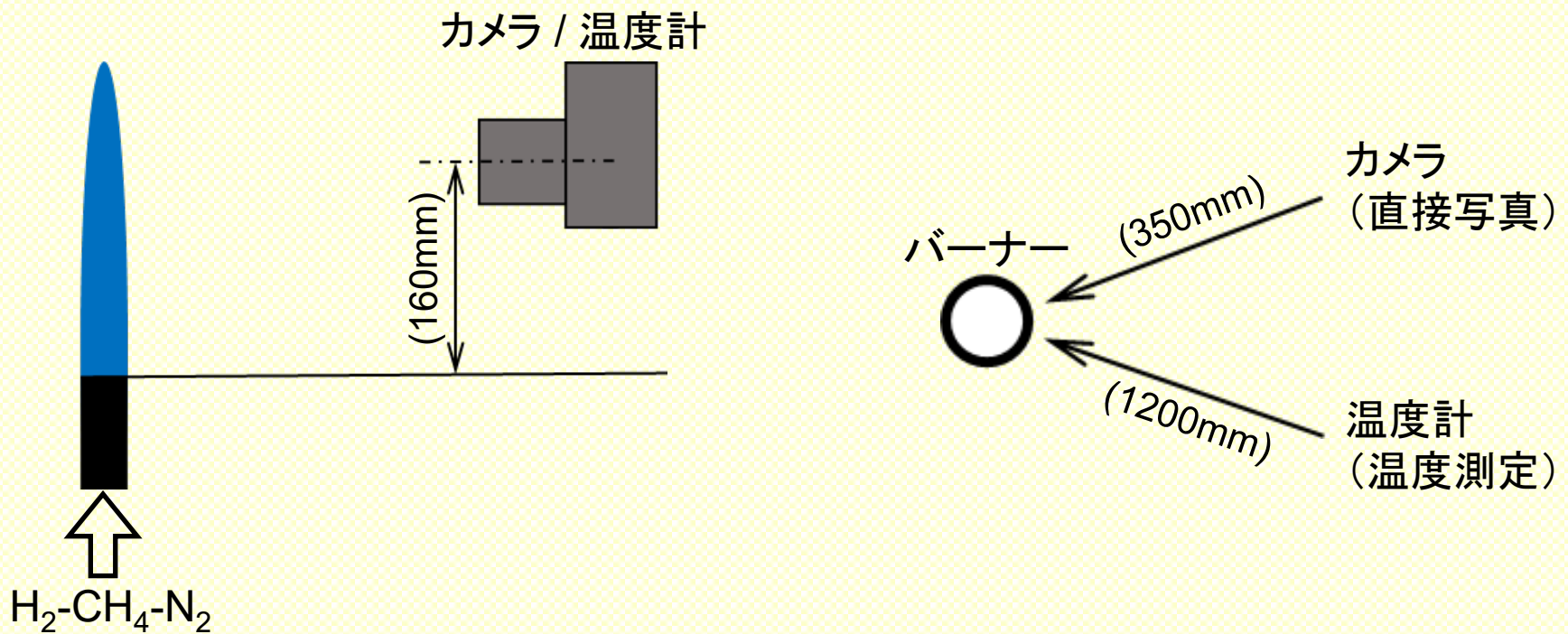
75-0-25, 67.5-7.5-25, 52.5-22.5-25, 37.5-37.5-25,
22.5-52.5-25, 7.5-67.5-25, 0-75-25 [%]

50-0-50, 45-5-50, 35-15-50, 25-25-50,
15-35-50, 5-45-50, 0-50-50 [%]

撮影条件

シャッタースピード [s]	1/15
F値	7.1
ISO感度	4000

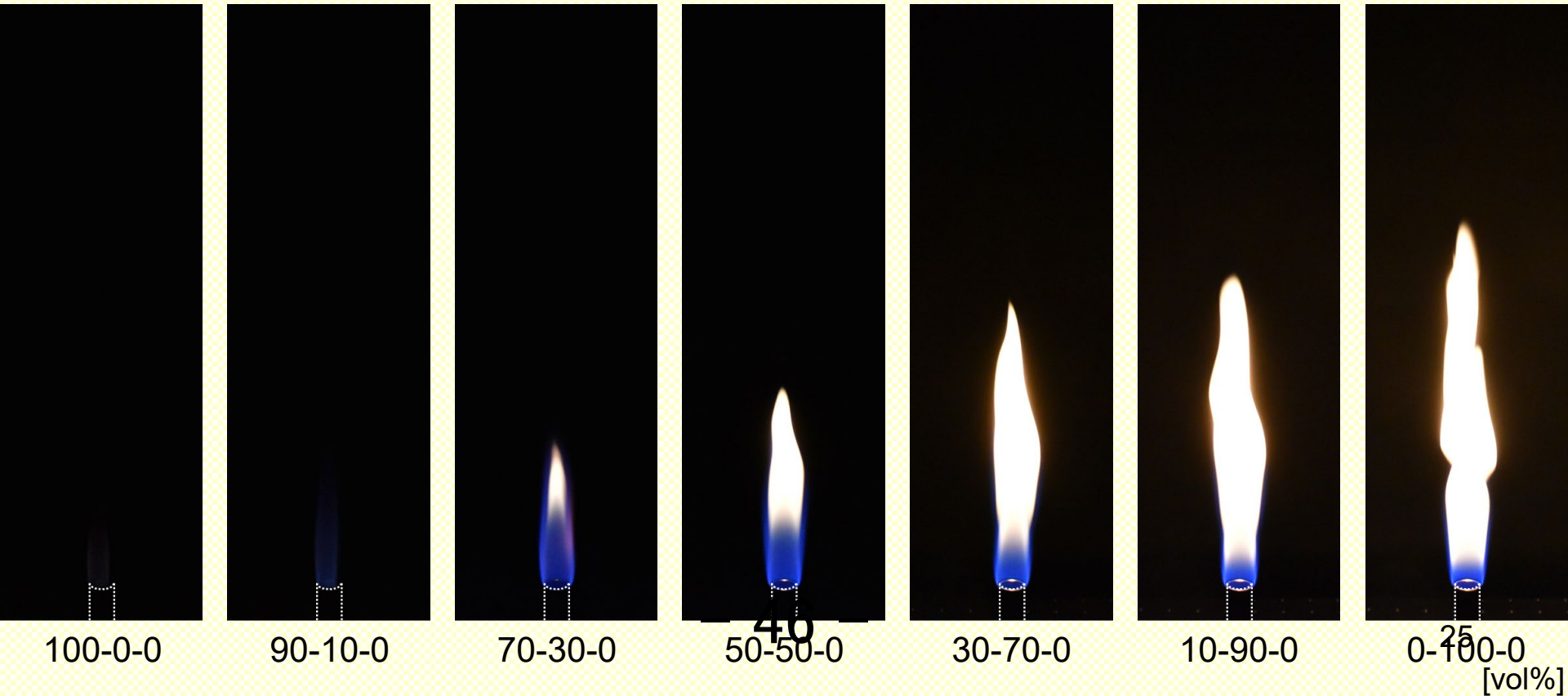
試験装置(拡散燃焼)



試験成果(拡散燃焼)

直接写真 水素-メタン火炎 総流量1.0L/min

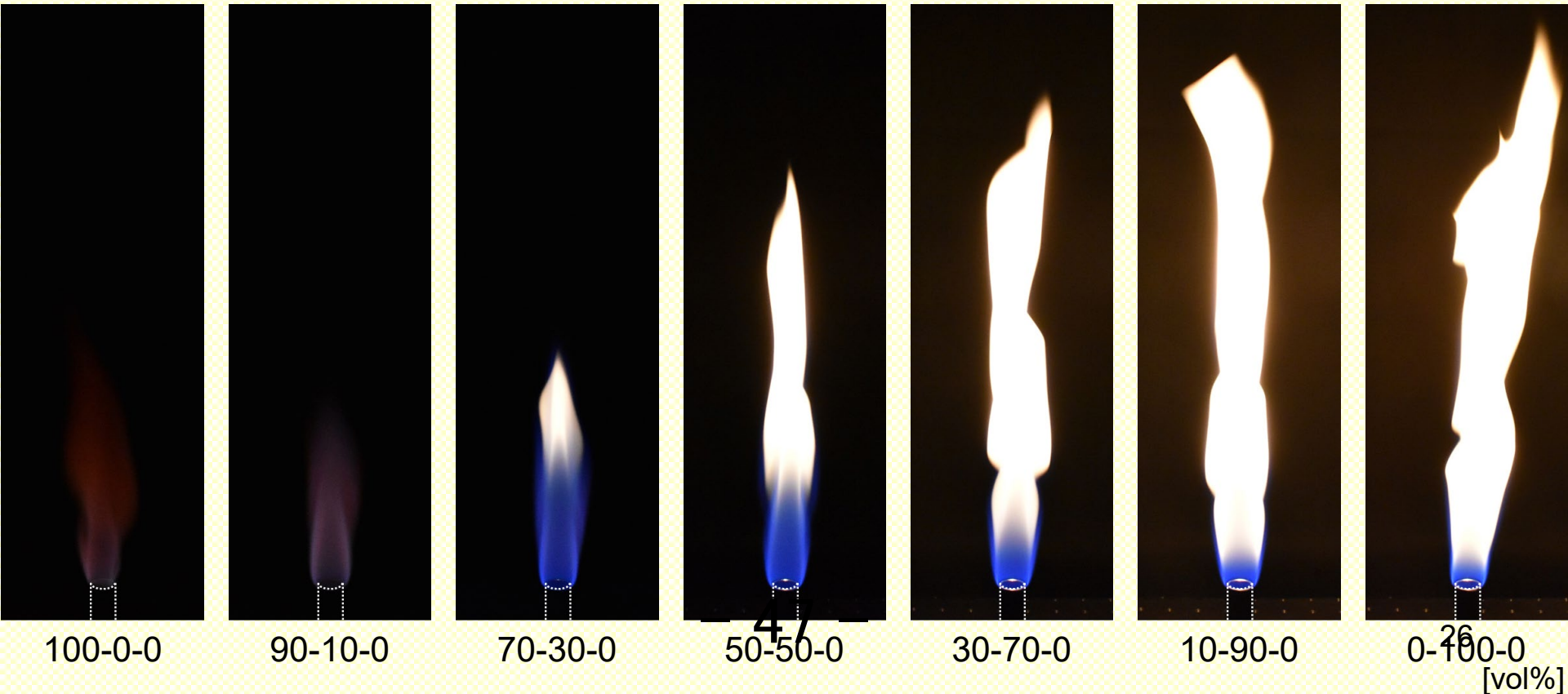
シャッタースピード : 1/15 [s]



試験成果(拡散燃焼)

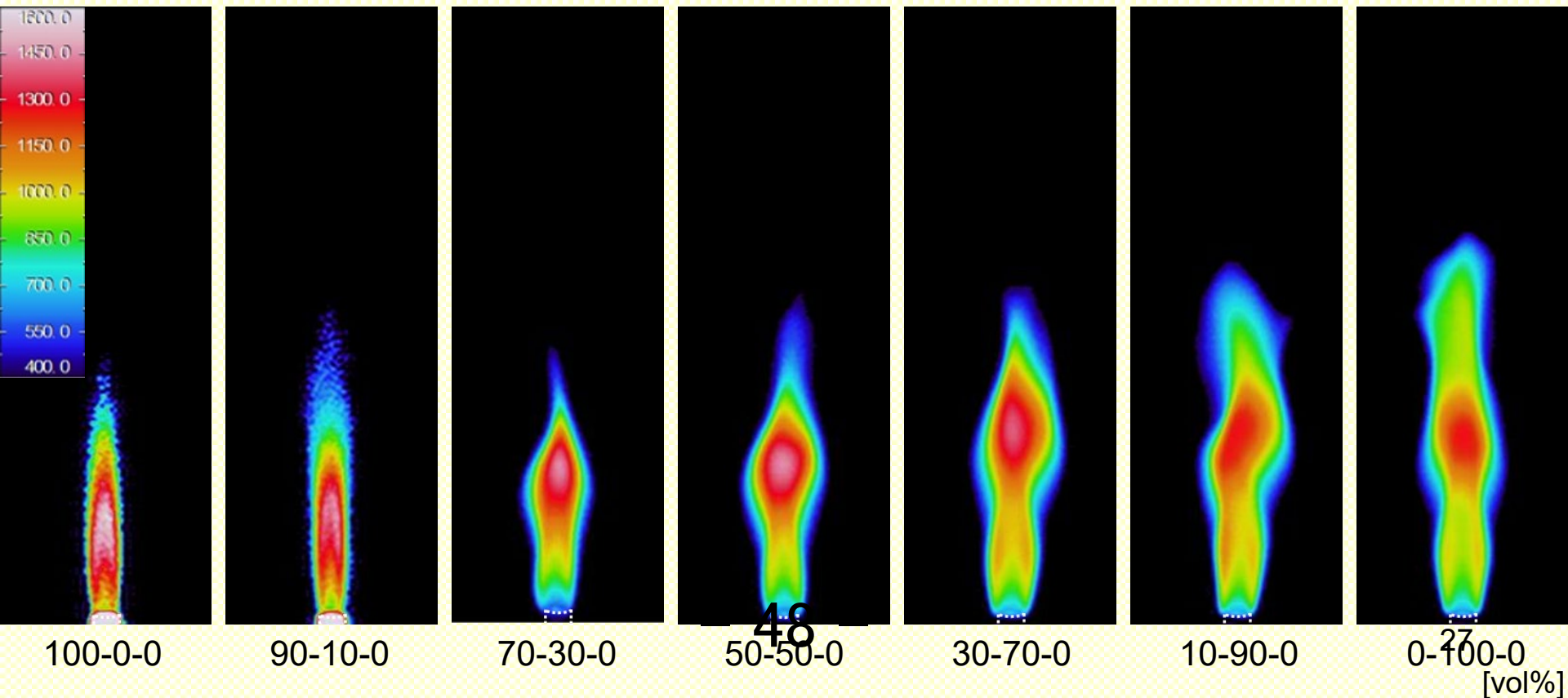
直接写真 水素-メタン火炎 総流量2.0L/min

シャッタースピード : 1/15 [s]



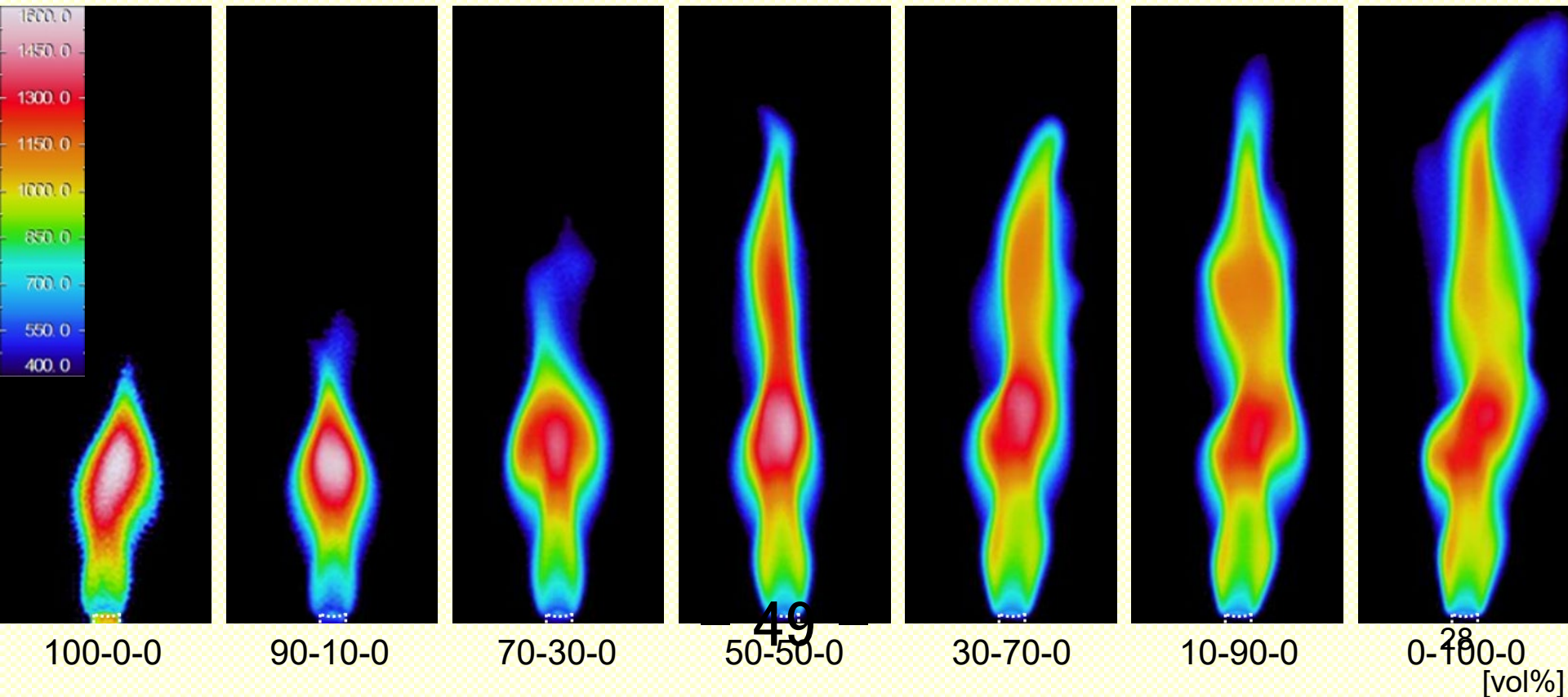
試験成果(拡散燃烧)

温度分布 水素-メタン火炎 総流量1.0L/min



試験成果(拡散燃烧)

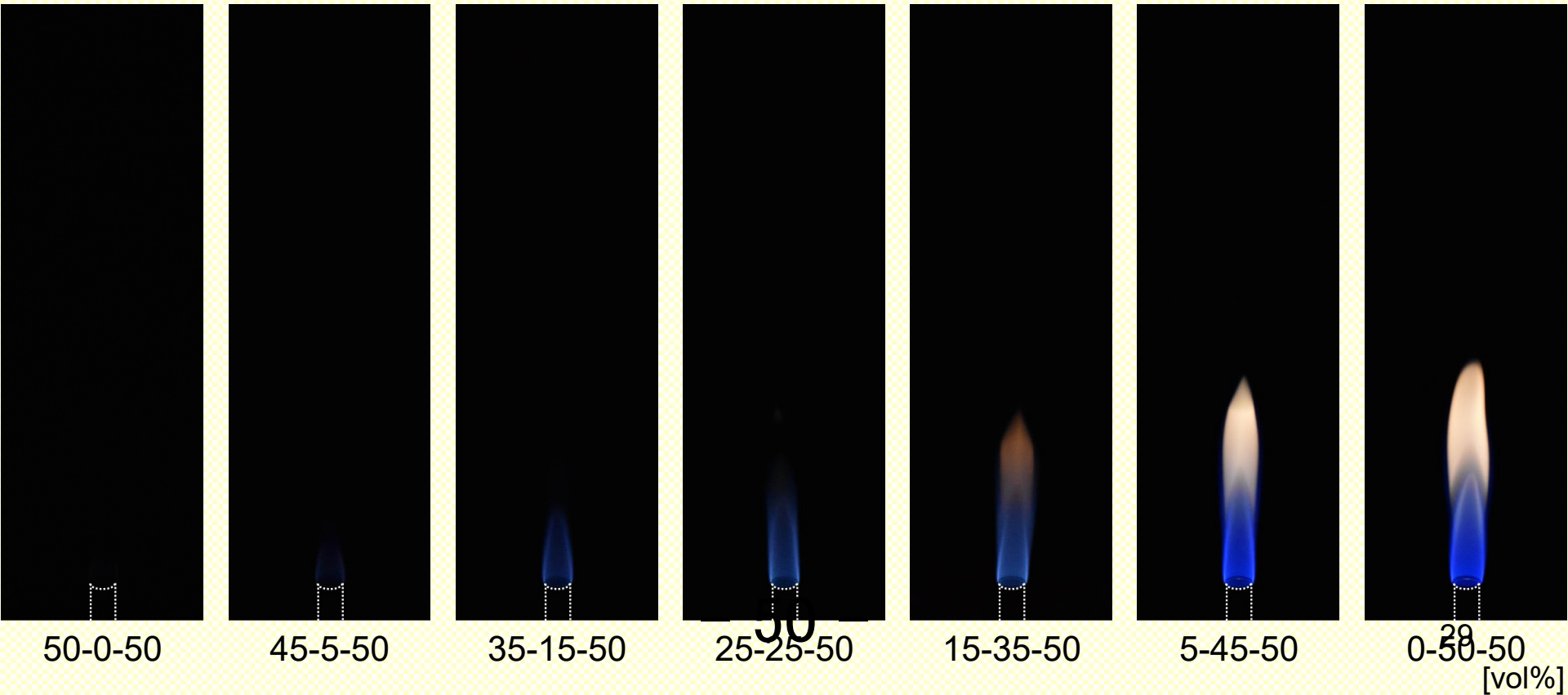
温度分布 水素-メタン火炎 総流量2.0L/min



試験成果(拡散燃焼)

直接写真 水素-メタン-窒素火炎 総流量1.0L/min

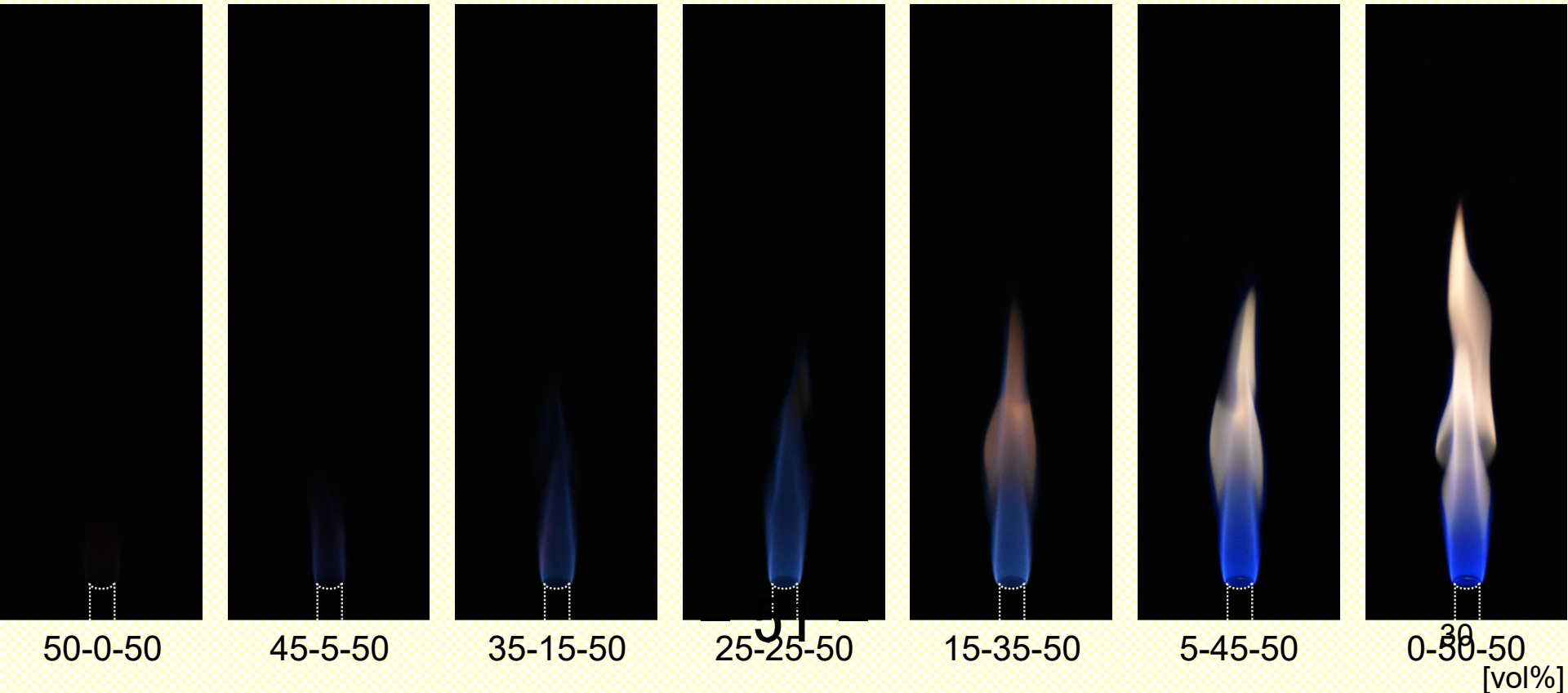
シャッタースピード : 1/15 [s]



試験成果(拡散燃焼)

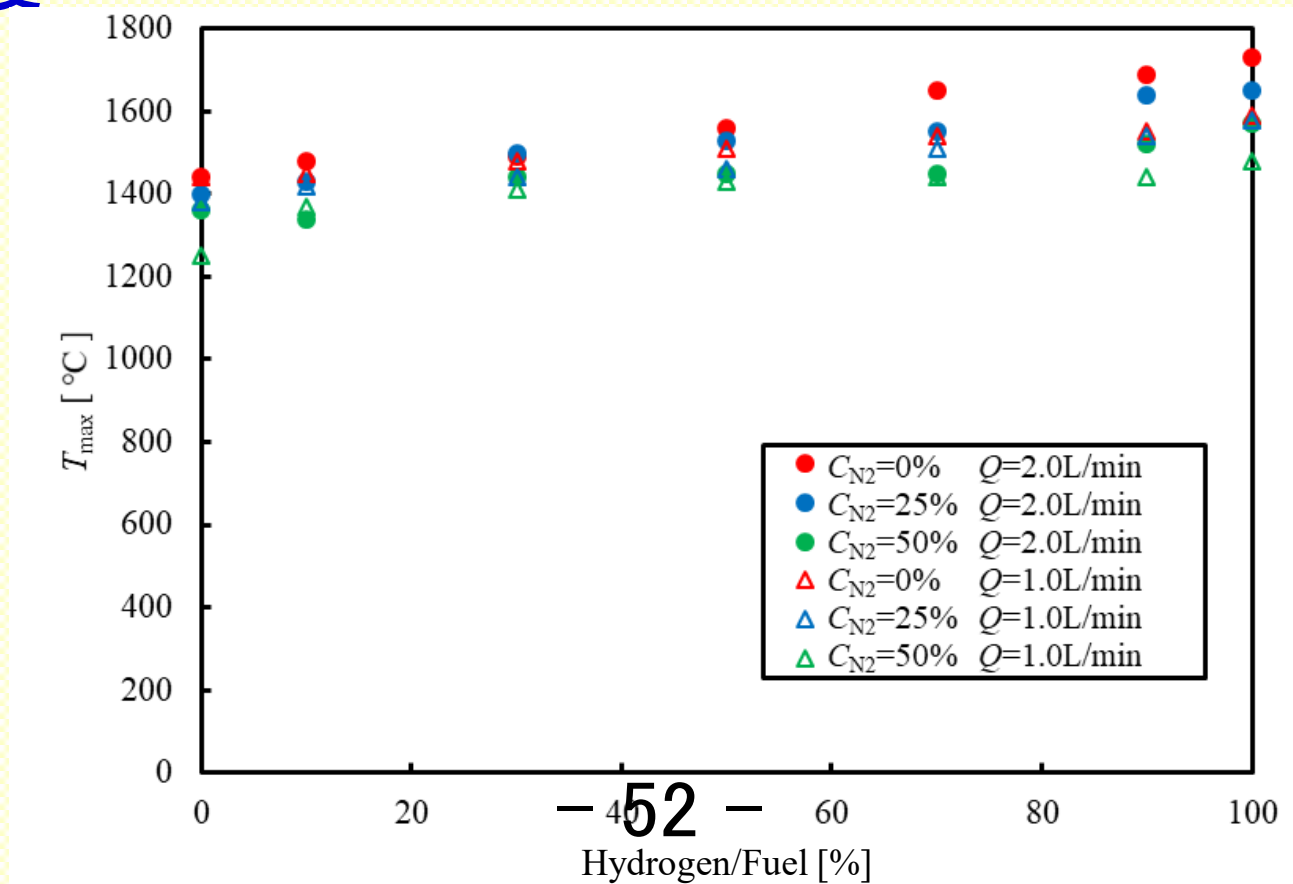
直接写真 水素-メタン-窒素火炎 総流量2.0L/min

シャッタースピード : 1/15 [s]



試験成果(拡散燃烧)

最高温度



まとめ

本事業では、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、水素濃度等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、火炎色等確認試験（拡散燃焼試験）及び予混合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。

（予混合燃焼）

- ・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。
- ・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。

まとめ

- ・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。
- ・容器内圧力変化(時間履歴)の結果を、防衛大学校市野先生の解析結果と比較し、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。

(拡散燃焼)

- ・燃料にメタンが含まれている場合、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。
- ・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。

まとめ

(今後の展望)

- ・海外の関連する組織との交流が必要である。フランスの関連組織ICARE/CNRSは、本事業にも関係するガス爆発の分野において、水蒸気を含めたガスを扱える密閉型容器を用いて実験を遂行しており、世界でもガス爆発特性に関する知見を有する数少ない研究機関の一つである。この研究機関と水素爆発に係わる情報を交換すると共に、共同での水素爆発試験の実施等を検討することが有用である。
- ・水素-メタン-空気予混合気の燃焼を取り扱っているが、不活性ガスとしての水蒸気や窒素の添加の影響を調べる必要がある。不活性ガス添加に係る知見は、1Fの水素爆発のメカニズムを把握し防爆対策を施す上で、非常に重要な情報となる。
- ・本事業では、実験室レベルでの水素爆発の基本的な現象を観察している。実機等における爆発現象を把握することは、次のステップとなる。その際、スケールの効果を考慮することが肝要である。

関連する文献など

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, 2021年3月5日, <https://www.nra.go.jp/data/000345595.pdf>
2. 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>
3. Williams, F. A., Combustion Theory, Second Edition (1985), p. 349, Addison-Wesley, Reading, CA.
4. Lewis, B. and Elbe, G., Combustion, Flames and Explosions of Gases, Third Edition (1987), p. 396, Academic Press, Orlando, FL.
5. Law, C. K., Combustion Physics (2006), p. 41, Cambridge University Press, New York.
6. 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 (2003), Vol. 27, pp. 385-393.
7. 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 (2014), Vol. 39, Issue 5, pp. 2409-2417.

関連する文献など

8. Ma, Q., Zhang, Q., Chen, J., Huang, Y., Shi, Y., Effects of hydrogen on combustion characteristics of methane in air, *International Journal of Hydrogen Energy* (2014), Vol. 39, pp. 11291–11298.
9. 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* (2017), Vol. 42, pp. 7360–7365.
10. 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* (2022), Vol. 59, No. 5, pp. 573–579.
11. 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* (2023), Vol. 338, 127351.
12. Kadowaki, S., Katsumi, T., Sato, D., Noguchi, H., Zemba, A., Iwanaga, K., Abe, S., Characteristics of spherically expanding hydrogen–methane–air lean premixed flames in a closed chamber: aiming to elucidate the hydrogen explosion at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station, *Mechanical Engineering Letters* (2024), Vol. 10, 23–00586. ³⁶



令和6年3月12日

**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**

《 ご清聴ありがとうございます 》

- 58 -



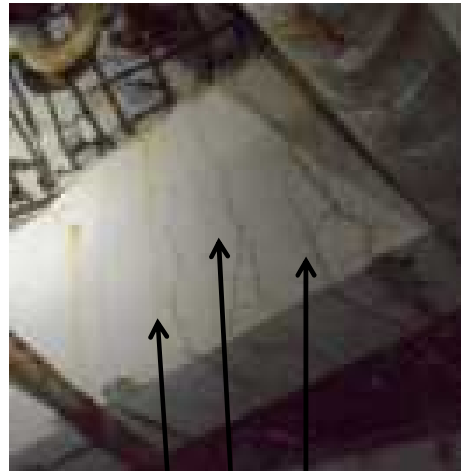
37

3号機水素爆発による原子炉建屋破損に関する整理

2024年3月12日

原子力規制庁東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

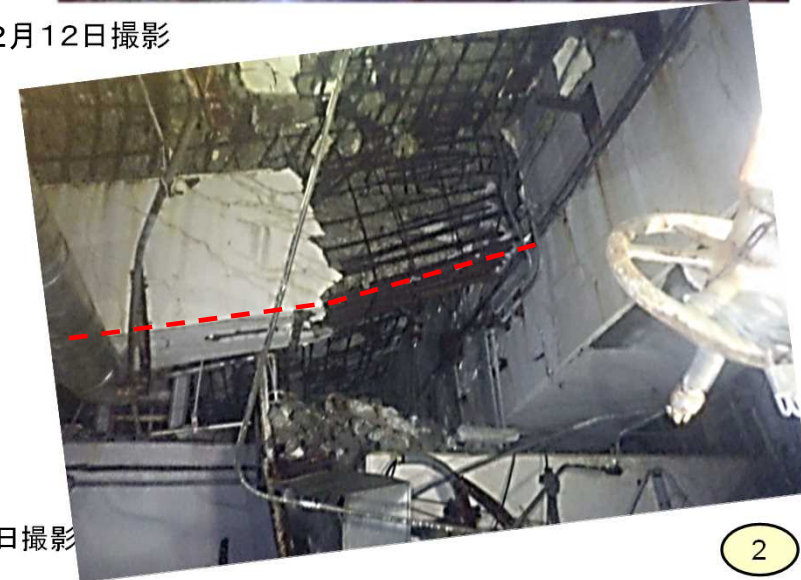
事故後の経年変化有無の確認



令和元年12月12日撮影



令和6年3月1日撮影



- 令和元年と6年で得られた画像間比較
- 特徴的なひび割れ箇所に変化なし
 - 梁の曲がりに変化なし



4.25年で梁の損傷に大きな変化がなかったことを確認した。外挿的に、3号機原子炉建屋3Fで現在みられる梁の損傷は、2011年の水素爆発で生じ、その後の経年変化は小さいと考えられる。

事故後の経年変化有無の確認



← 令和6年3月1日撮影

← 令和元年12月12日撮影

スケール効果について

長岡技術科学大学による水素燃焼試験のまとめ

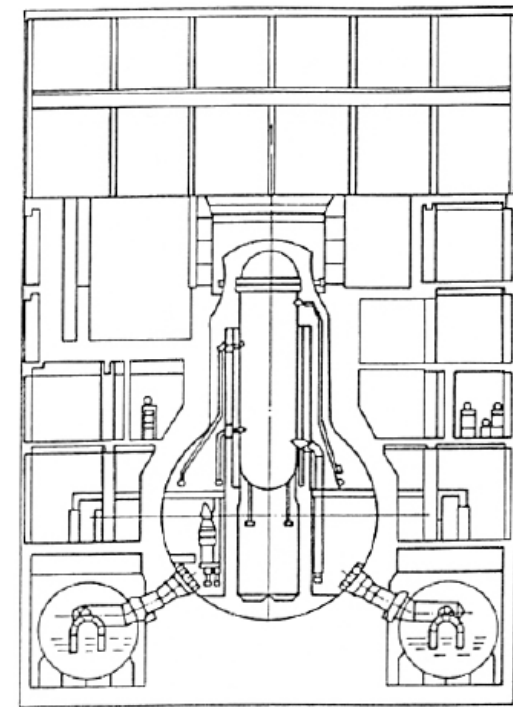
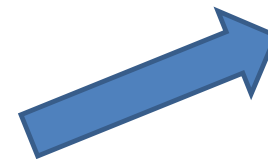
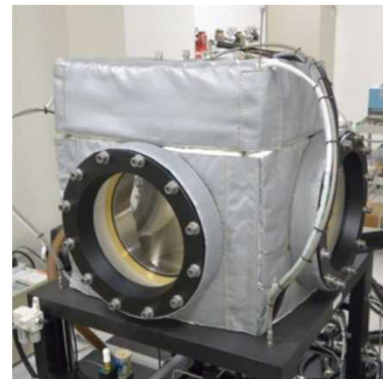
- 実験室レベルでの水素爆発の基本的な現象を観察している。実機等における爆発現象を把握することは、次のステップとなる。その際、**スケールの効果を考慮することが肝要である。**

防衛大学市野先生のご見解から

- 主要パラメータは**圧力と継続時間**
 - 300-500 kPa(ゲージ圧)
 - 20-40 ms程度の継続時間

スケールの違いがこれら2つのパラメータにどう及ぼすのかを検討する必要がある

容器	容積	73 L
	材質	SUS



THAI実験との比較

• OECD/NEA THAI-3 project

Table 3.1. Test conditions as specified and measured for the HD test series

Test ID	Test Parameter				Initial gas flow	Igniter	Objectives
	O ₂ [vol.-%]	Cr	Temp. [°C]	Cr			
HD-40 (spec)	12 top 6 bottom	47 top 3 bottom	90 top 30 bottom	none	TTV bottom	Stratified conditions in 2-vessel system Potential jet ignition effect in positive H ₂ -concentration gradient Effect of stratification in 2-room compartment on flame propagation Comparison to HD-27 (TTV only) and HD-38	
HD-40 (meas)	11.9 top 6.0 bottom	45 top 2 bottom	89 top 34 bottom	none	TTV bottom		
HD-41 (spec)	6 top 12 bottom	47 top 3 bottom	90 top 30 bottom	none	TTV bottom	Effect of negative H ₂ -concentration gradient in 2-room compartment on flame propagation Comparison to HD-28 (TTV only) and HD-40 Variation of jet ignition effect, interaction of flame fronts	
HD-41 (meas)	6.2 top 11.4 bottom	44 top 4 bottom	87 top 34 bottom	none	TTV bottom		
HD-42 (spec)	10 top 10 bottom	47 top 3 bottom	90 top 30 bottom	none	TTV bottom	Potential jet ignition effect in homogenous H ₂ -concentration Effect of stratification in 2-room compartment on flame propagation Comparison to HD-26 (TTV only), HD-40, and HD-41	
HD-42 (meas)	10.0 top 9.5 bottom	45 top 3 bottom	89 top 32 bottom	none	TTV bottom		
HD-43 (spec)	10	25	90	low	TTV bottom	Influence of initial convection in 2-room facility; comparison to HD-22 (TTV only), HD-36	
HD-43 (meas)	10	26.0	88.8	0.61 m ³ /s	TTV bottom		
HD-44 (spec)	10	25	90	high	TTV bottom	Influence of high initial convection in 2-room facility; comparison to HD-36 and HD-43	
HD-44 (meas)	10.2	25	89	1.2 m ³ /s	TTV bottom		
HD-45 (spec)	10	25	90	high	TTV top	Influence of high initial convection in 2-room facility; comparison to HD-36 and HD-43 Influence of igniter position HD-44	
HD-45 (meas)	10	25.3	89.9	1.2 m ³ /s	TTV top		
Pre-test (meas.)	9.95	25.3	88.5	none	TTV bottom	Evaluation of influence of blower Comparison to HD-36 (TTV bottom ignition)	

コンパートメント構造を持つ大空間での水素燃焼実験を実施

- 水素ガス分率は10%前後
- 蒸気ガス分率は25-50%

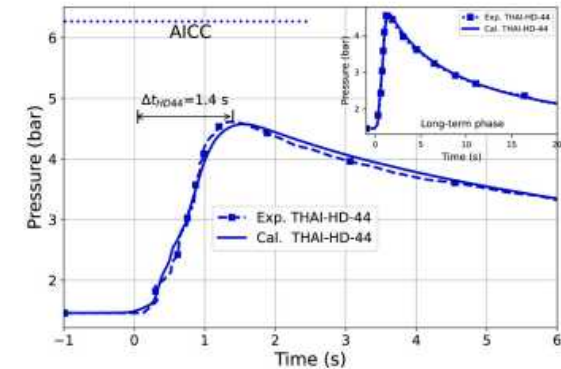
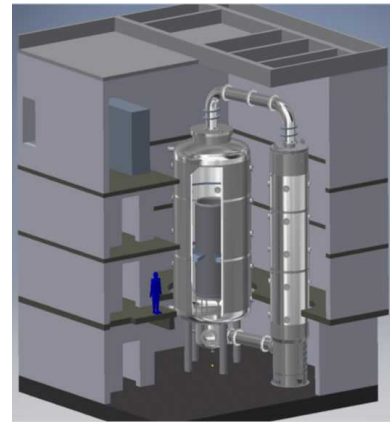


Fig. 9. Pressure transient during the H₂ deflagration and vessel cool-down.

長岡技術科学大学実験とTHAI実験間で、初期ガス組成や初期流動条件に違いはあるものの、水素燃焼による圧力上昇などを比較しつつ、スケール効果に関する検討を進める。

- OECD/NEA/CSNI/R(2021)8, OECD/NEA THAI-3 Project Final Report on Fission Product Behavior, Hydrogen Mitigation, and Hydrogen Combustion in Water Cooled Reactors under Severe Accident Conditions, August 2023, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_84346/oecd/nea-thai-3-project-final-report-on-fission-product-behaviour-hydrogen-mitigation-and-hydrogen-combustion-in-water-cooled-reactors-under-severe-accident-conditions
- F. Wang, et al, Numerical and experimental investigations of hydrogen-air-steam deflagration in two connected compartments with initial turbulent flow, Process Safety and Environmental Protection, Volume 184, 2024, Pages 248-259, <https://doi.org/10.1016/j.psep.2024.01.101>.

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

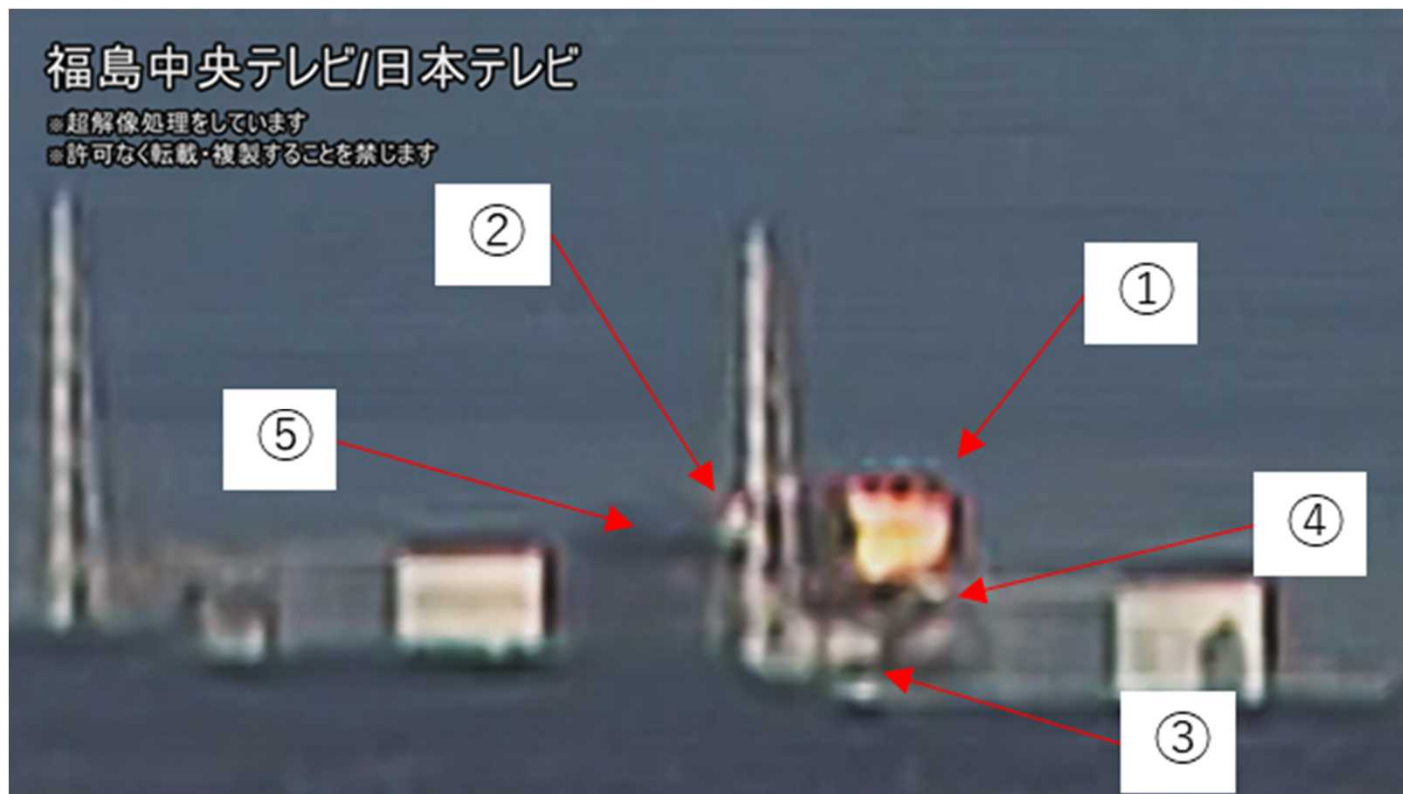
2024年3月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

はじめに

- 2021年中間取りまとめで示した、3号機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黄橙色の火炎について、その発色等の要因として、炭素を含む可燃性有機物が考えられるが、その供給源は何かは特定できていない。
- また、3号機水素爆発時に生じた上昇する黒煙が生じた要因も特定できていない。
- 今般、可燃性有機物の供給源となり得るものとして、原子炉建屋天井部に施工されている「アスファルト防水層」に着目した。
- アスファルト防水層は、可燃性有機物の供給源として物量的には十分であるが、アスファルト防水層が水素爆発時の火炎色や黒煙に寄与したかどうかまでの十分な知見はない。

3号機水素爆発時の火炎



- ① 建屋屋根東南部の火炎（黄橙色）拡大
- ② 建屋屋根、見かけ上スタック左にも小火炎
- ③ 建屋南壁の崩落拡大は5階部分下部に進んで一旦停止
- ④ 東南角への噴出は進行し、4号機建屋の陰にまで至った。
- ⑤ 中央部上方へ膨張

図3-6 2/60秒時点での3号機原子炉建屋

出典：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）別添10


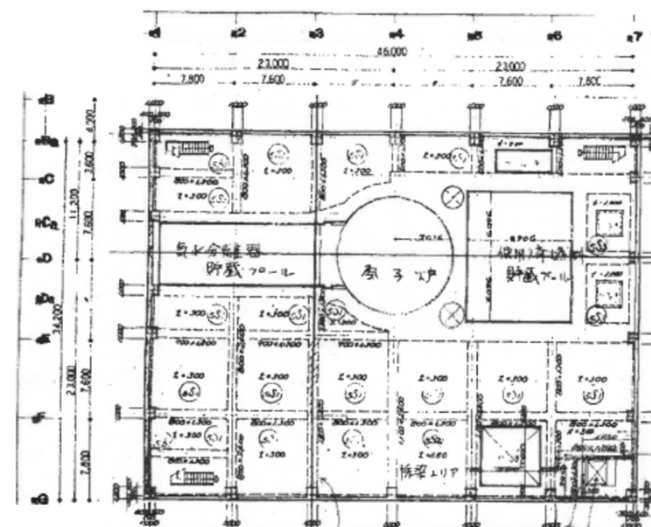
アスファルト防水層の物量

- 東京電力ホールディングス株式会社の工事計画認可申請書添付書類によると、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、少なくとも20数トン(※)である。

※アスファルト防水層の単位重量×天井面積(最上階の面積)=15(kg/m²)×46(m)×34(m)=23,460(kg)=約23(t)

屋根 O.P. 56.0

材料	単位重量 (kg/m ²)	備考
コンクリートブロック	60	母屋設計用
アスファルト防水 (t=120)	15	
コンクリートスラブ	290	420 kg/m ²
デッキプレート	15	
母屋	40	
鉄骨トラス	110	
合計	530 kg/m²	

3号機原子炉建屋5階

コアの確認状況

2号機原子炉建屋
天井から抜いたコア



コンクリートコア
の防水層

2号機原子炉
建屋屋上

屋上表面
の防水層

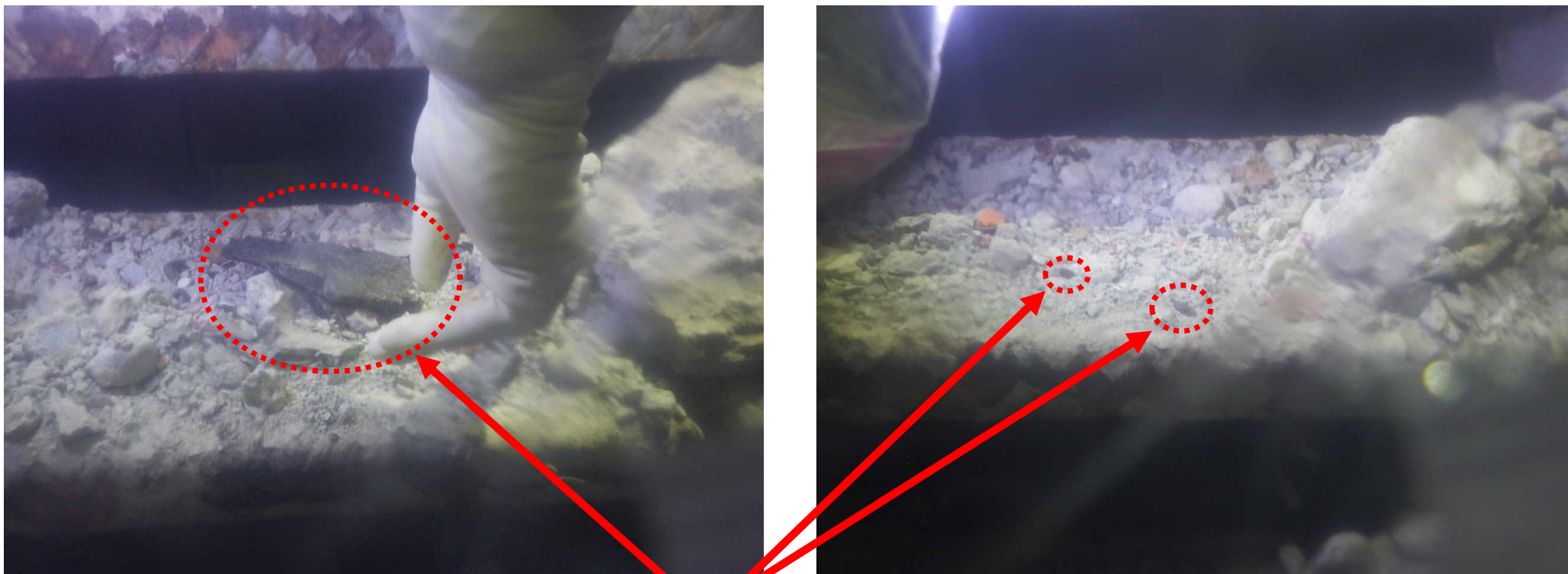


3号機原子炉建屋

防水層の残骸

写真は、いずれも2023年7月27日原子力規制庁撮影

3号機原子炉建屋南東側階段(2階と3階の間)の状況



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

3号機原子炉建屋南東側階段(1階付近)の状況

アスファルト防水層の
破片と思われる物質



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

モニタリングポストデータを踏まえた 検討状況の整理

2024年3月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

2023年度の検討について

- 原子力規制庁は、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。)の記録を可能な限り広範囲に収集した。この中には、波高分布を含む新たな情報が存在し、また、事故直後から各MPの稼働用電源等が失われるまでの間の情報を切れ目無く集めることができた。
- 2023年度の検討では、上記の記録・情報から得られる知見の整理を行い、2011年3月12日に観測された放射線量率の分析・考察を進めた。

福島第一原子力発電所敷地内及び敷地周辺のMP位置



1号機からの距離

- | | |
|-------------------|----------------------|
| MP-4: 1.1 km | 双葉町山田MP : 4.5 km |
| 大熊町夫沢MP : 1.8 km | 正門付近 : 0.96 km |
| 大熊町大野MP : 5.2 km | MP-8近辺 : 1.0 km |
| 双葉町郡山MP : 3.0 km | 6号機SGTSモニター : 0.7 km |
| 双葉町新山MP : 4.1 km | MP-4付近 : 1.1 km |
| 双葉町上羽鳥MP : 6.0 km | |
| 浪江町浪江MP : 8.7 km | |
| 浪江町幾世橋MP : 8.5 km | |

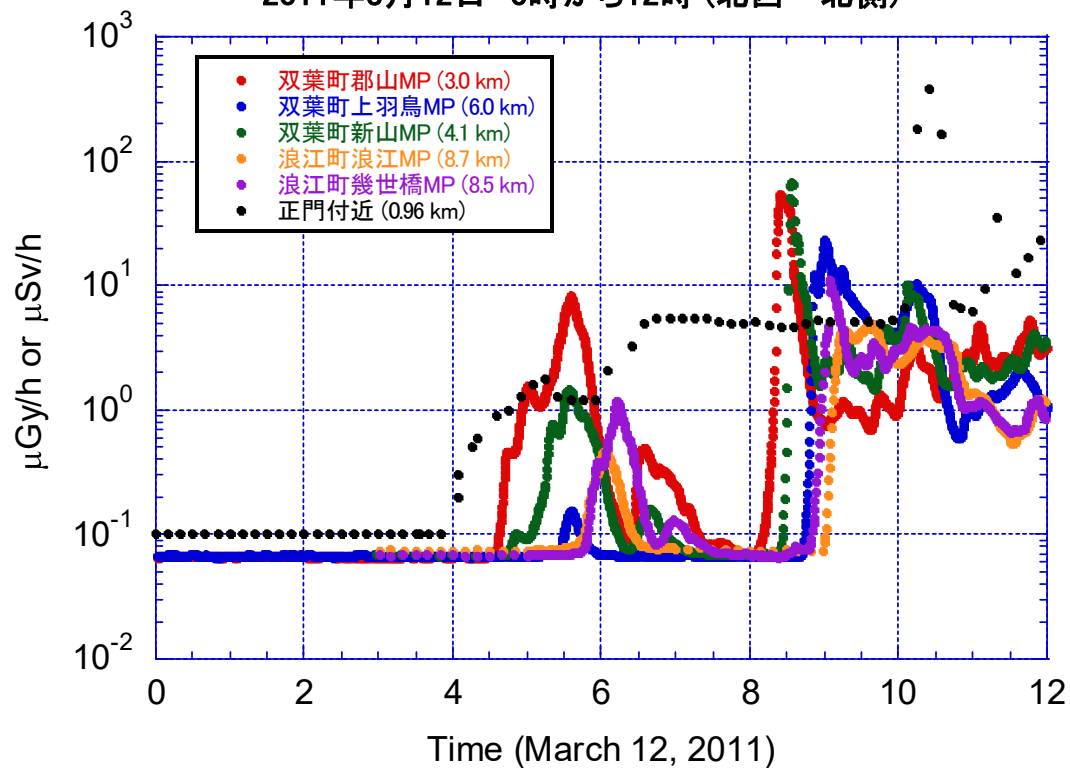


2023年度の検討により確認したこと(1/3)

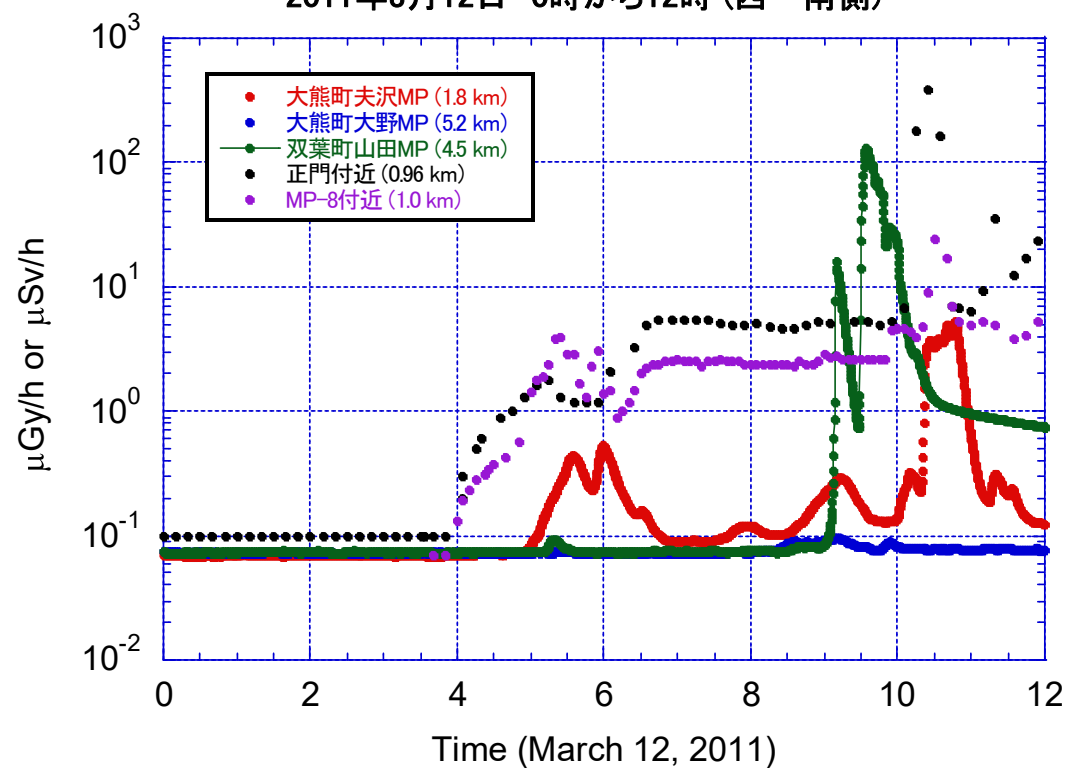
- 3月12日午前4時頃から観測され始める、福島第一原子力発電所内のモニタリングカーにより測定された線量率上昇は、オペフロ(1号機原子炉建屋5階)に放出された放射性物質によってもたらされた直接線／スカイシャインによるものである。
- また、この線量率上昇は、その多く(85-90%程度)がI-132を中心とするヨウ素の同位体によりもたらされている。
- 3月12日9時頃から、直接線／スカイシャインによる線量率は一段と上昇し、事故の進展が原子炉建屋内における放射性物質の振る舞いにより知りうる事ができる。
- 1号機ベントに伴うモニタリングポストの観測値のピークでは、ブルーム通過後に地表面等に沈着した放射性物質による放射能が観測されており、1号機ベントによる汚染は福島第一原子力発電所1号機の北～北西の方向に広がっている。

2011年3月12日午前中のMPデータ

2011年3月12日 0時から12時 (北西～北側)



2011年3月12日 0時から12時 (西～南側)

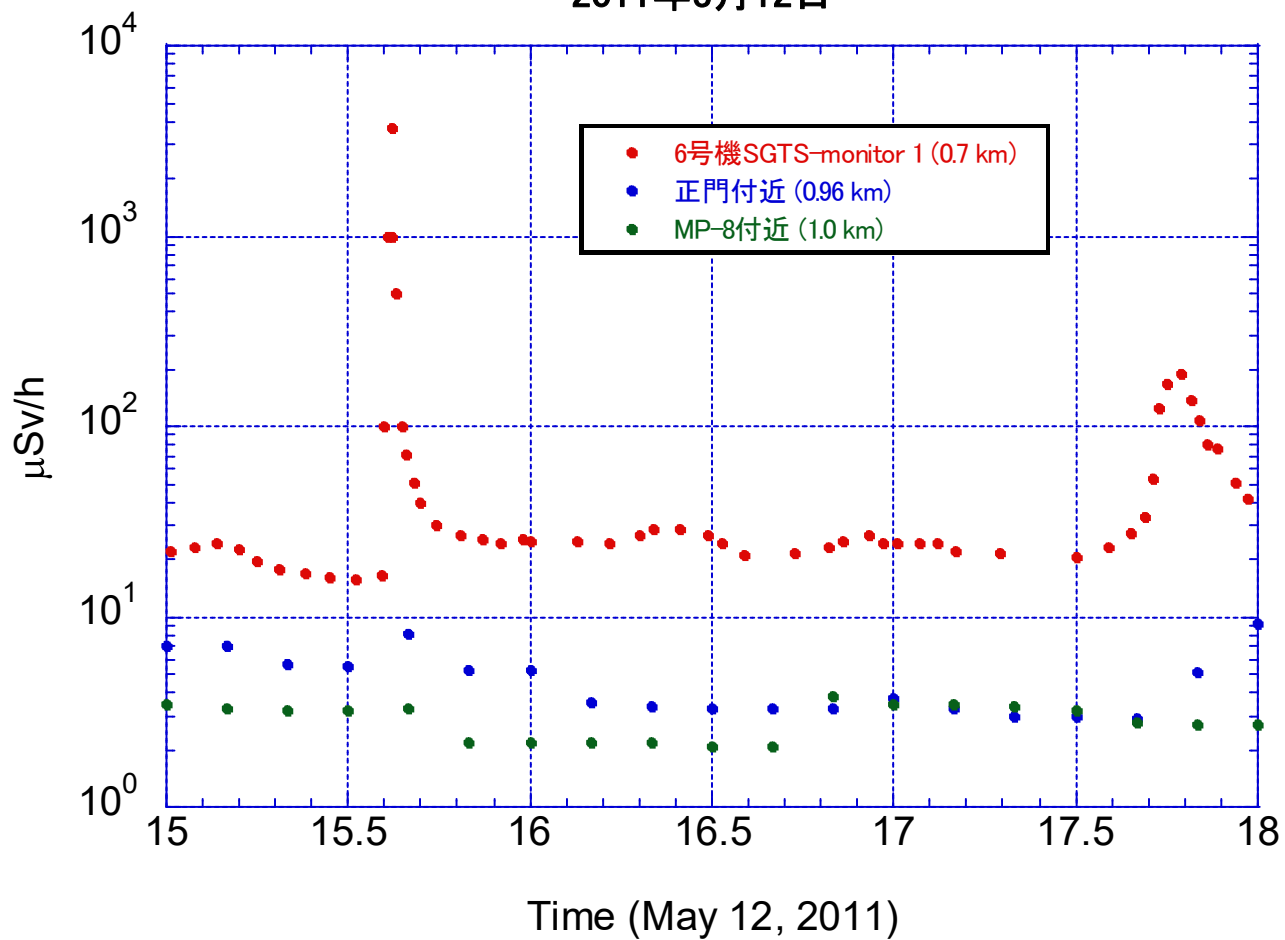


2023年度の検討により確認したこと(2/3)

- 2011年3月12日15:36に発生した1号機水素爆発の前後において、福島第一原子力発電所内のモニタリングカーによる測定値は大きく低下しておらず、オペフロ内に放出されたヨウ素などの放射性物質の多くは、引き続き1号機原子炉建屋内側(天井、床、壁)に沈着していた可能性が高い。
- 2011年3月12日9:00頃から14:30頃まで実施したベントにより1・2号機SGTS系統は高濃度に汚染しており、その知見も含め、1号機ベントによって放出されたヨウ素やセシウム量は3号機ベントによって放出された量と比較して桁違いに多かったと考えられるが、「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」(H24年5月 東京電力株式会社)中に示されている「放射性物質の大気放出評価」は、この事実関係に合わない。
- 3月12日に観測されたピークには減衰率が異なるものがあり、これにより、ピークの原因となる原子力発電所の事象等の分別が可能になる可能性を見出した。

1号機水素爆発前後の敷地内のMPデータ

2011年3月12日



2023年度の検討により確認したこと(3/3)

- プルームの通過に要する時間は比較的短いため、記録間隔が短い(20秒間隔の)MPの情報が有用である。
- これまで外部へ放出されたプルームを追跡していたMP(正門やモニタリングカー)に加えて、サイト近傍の自治体のMPデータの中に、事故後の早い段階における時系列データなど有効な情報が確認された。
- プルーム通過後、周辺に影響を与える放射性核種は、初期はI-132が中心で、その後I-131が中心となり、ある程度の時間経過後から長期的に影響を与えるのはCs-137/134であると考えられ、波高分布を記録できるMPが非常に有用である。

未解明の事項

- 1号機水素爆発によって、福島第一原子力発電所の敷地外に放射線物質が有意に低下したか否か？
 - ✓ 新山／浪江MPのピークは、水素爆発によるものか、ベントによるものか？
 - ✓ 新山／浪江MPの3月12日午後のピークと上羽鳥MPの同時期のピークの減衰率の差は何故生じているのか？

- 3月12日の1号機の水素爆発とベントでは、ベントの方が水素爆発よりも福島第一原子力発電所周辺の汚染に寄与する放射性物質の放出量が多かったと確定できるか？（現時点までのデータでも十分か？）

予定している当面の調査分析活動

引き続きMPデータに基づく議論を深めると共に

- 1号機原子炉建屋5階でサンプリングを行い、事故後の風雨の影響の少ない箇所に、CsI等の痕跡がどの程度あるかを調べる。
- 浪江/新山MPについて、分析を進める。特に、1号機ベント由来と考えられる上羽鳥MPでのピークと減衰率が異なることをどのように考えるかは重要な課題。
- 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大小を推定できる情報源を探索する。

**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
～次回会合で東京電力が提示予定の資料に含めることを求めたい事項～**

2024年3月12日
原子力規制庁東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

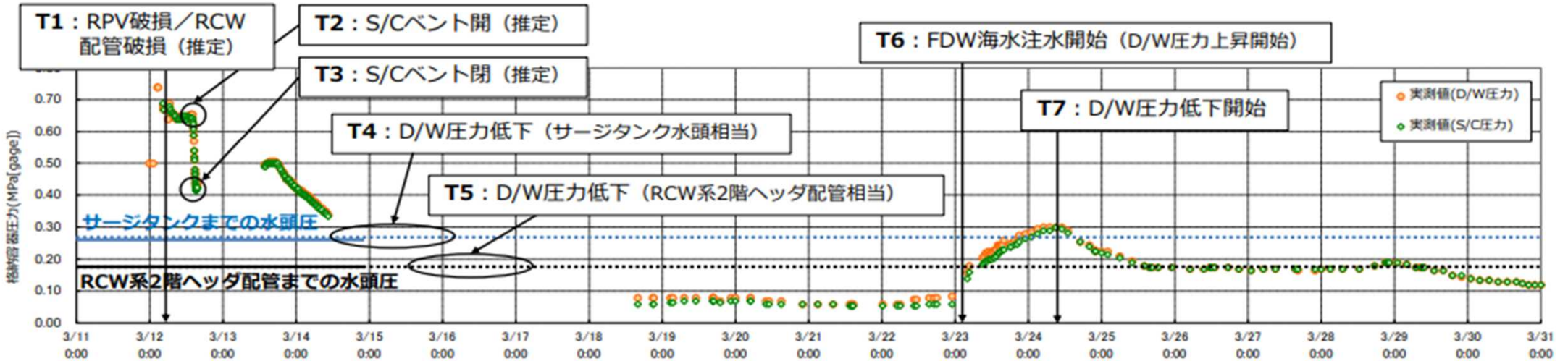
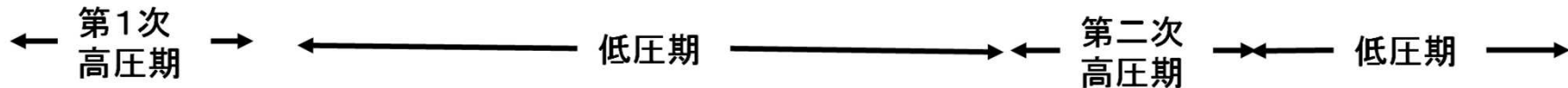
1号機RCW系統の汚染に関する議論のまとめ

留意事項

- 今回の検討の中心となる3月23-24日の格納容器圧力変動によって生じるRCW配管内の水位変動は、40-50cm/hと考えられ、かなり緩やかな流動状態を念頭に議論を進める必要がある。

1号機RCW系統汚染の関連情報

格納容器内圧力変動

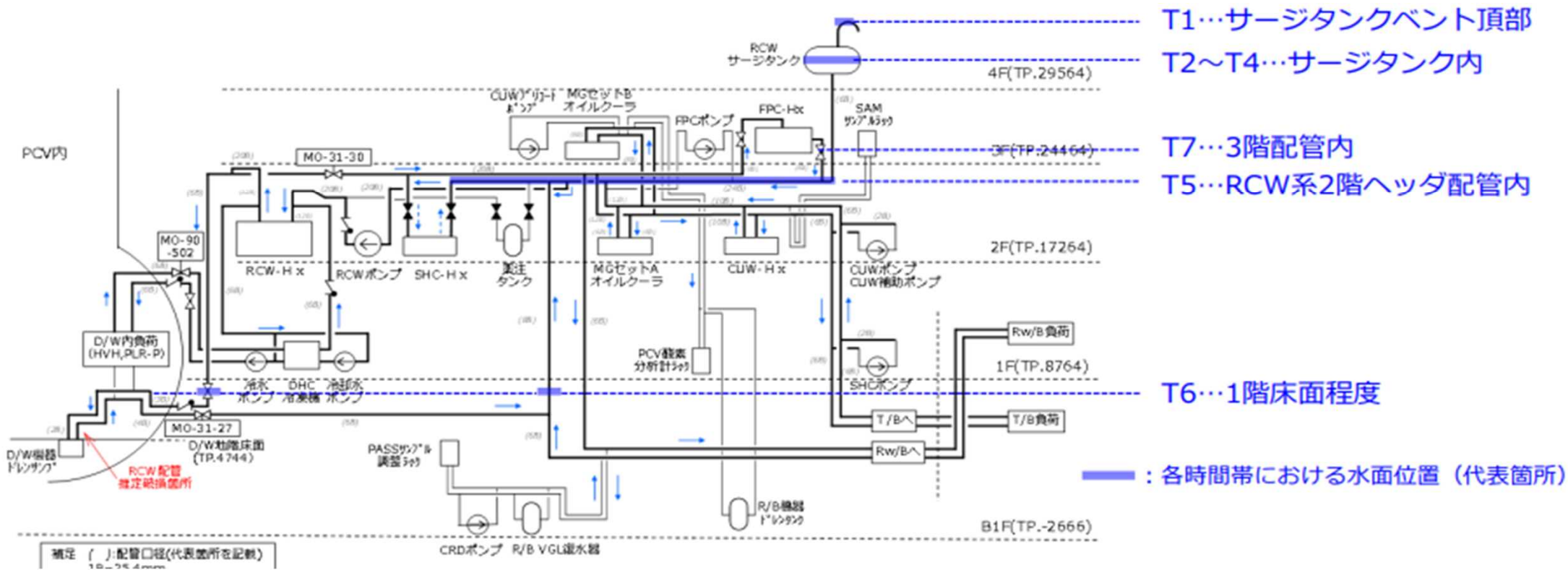


東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第42回)資料2-1より抜粋

本資料では、各時期(第1次高圧期—低圧期)は本図に従う。

1号機RCW系統汚染の関連情報

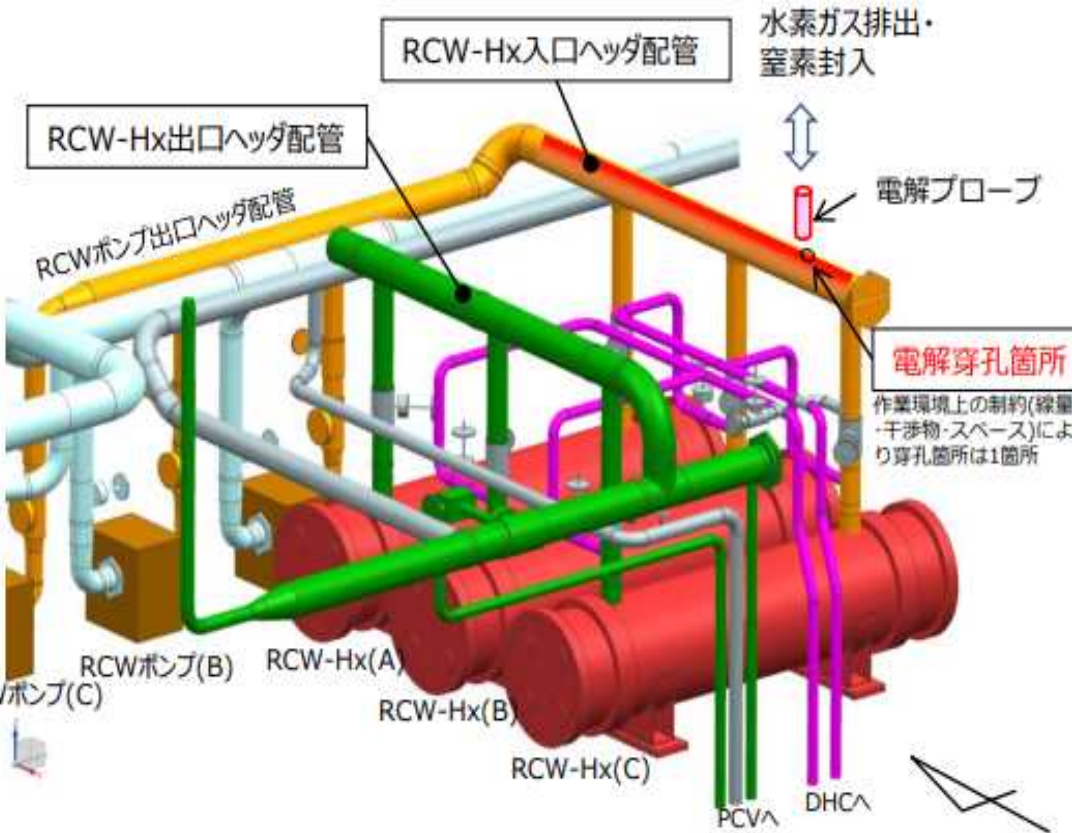
- RCW系統の配置情報及び各部の名称



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42回)資料2-1より抜粋

1号機RCW系統汚染の関連情報

RCW熱交換器周辺配管の名称と関連体積



東京電力から得た情報によると、

- RCWポンプ出口ヘッダ配管の体積は 1.6 m^3 。
- RCW-Hx(熱交換器)入口ヘッダ配管の体積は 1.7 m^3 。
- RCW-Hx(熱交換器)出口ヘッダ配管及び格納容器までの降下配管の全体積は 1.7 m^3 。

1号機RCW系統汚染の関連情報

RCW熱交換器内包水の組成情報

目的	測定項目	単位	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)	備考
事故調査のため	Ag-110m	Bq/L	<5.22E+07	<5.37E+07	<6.05E+07	追加実施
	Ce-144	Bq/L	<3.42E+08	<3.40E+08	<3.53E+08	
	Eu-152	Bq/L	<3.96E+08	<4.02E+08	<3.68E+08	
	Eu-155	Bq/L	<8.21E+07	<7.75E+07	<8.37E+07	
	K-40	Bq/L	<2.51E+08	<2.85E+08	<2.82E+08	
	SiO ₂	mg/L	<1000	<1000	<1000	候補 1
	K	mg/L	110	130	<100	
	Fe	mg/L	<500	<500	<500	
	Al	mg/L	<200	<200	<200	候補 2
	Cu	mg/L	<200	<200	<200	
	Zn	mg/L	<200	<200	<200	候補 3
	Ni	mg/L	<200	<200	<200	
	Cr	mg/L	<200	<200	<200	
	Co	mg/L	<200	<200	<200	
	Li	mg/L	<200	<200	<200	
	Ti	mg/L	<200	<200	<200	
	Ba	mg/L	<200	<200	<200	
	V	mg/L	<200	<200	<200	
	Mn	mg/L	<200	<200	<200	
	B	mg/L	43	46	43	
	Nb	mg/L	<200	<200	<200	
	Mo	mg/L	<200	<200	<200	
	Ag	mg/L	<200	<200	<200	
I	mg/L	4.95	4.36	3.77		

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)資料4-1より抜粋

1号機RCW系統汚染の関連情報

- RCW熱交換器入り口ヘッダー内気体組成

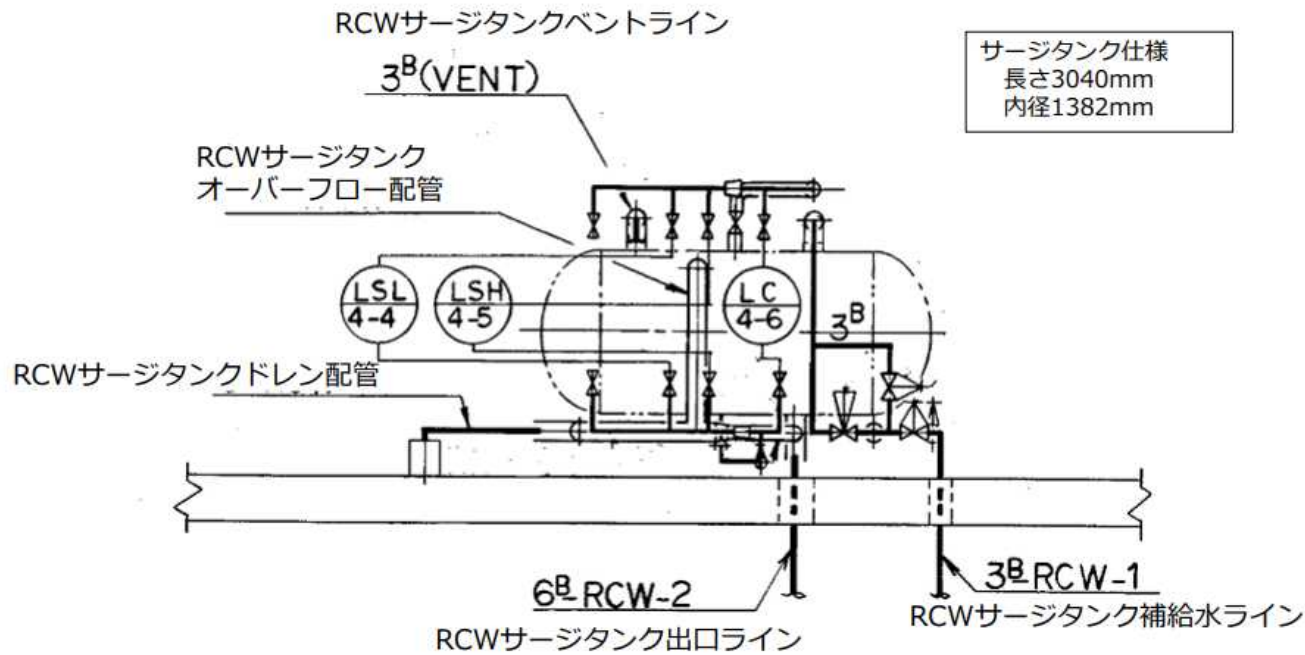
試料	分析項目	分析結果	補足
RCW熱交換器 入口ヘッダ配管 内の滞留ガス	水素	約72.0%	左記以外のガス 約10%分相当に ついては分析を 実施していない
	硫化水素	約27.9ppm	
	酸素	約17.6%	
	Kr-85	約4Bq/cm ³	

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36回)資料2-1より抜粋

1号機RCWサージタンク外形図

【参考9】1号機RCWサージタンク外形図

TEPCO



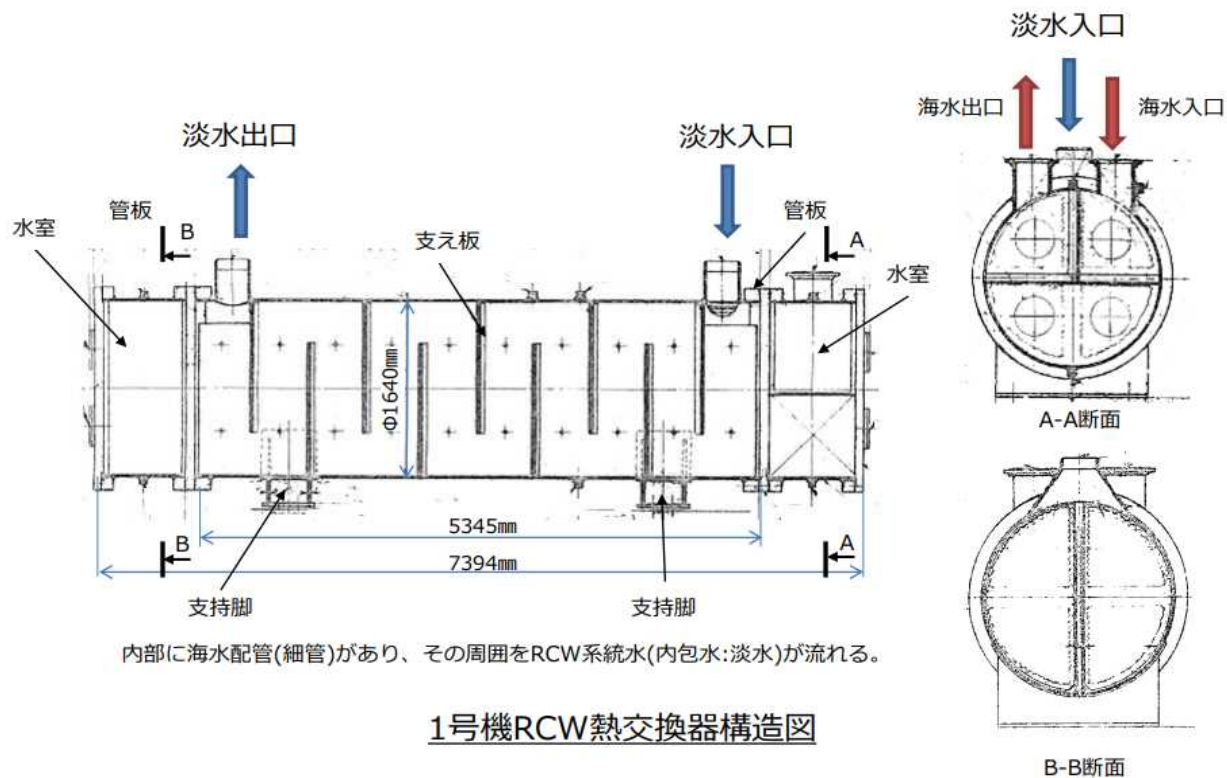
1号機RCWサージタンク外形図(イメージ)

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36回)資料2-1より抜粋

1号機RCW熱交換器構造図

【参考7】1号機RCW熱交換器構造図

TEPCO



19

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36回)資料2-1より抜粋

共通理解事項

- RCW配管に炉心落下時に損傷が生じた。
- 当該損傷点(またはその後の損傷点)から、第1次高圧期にサージタンクに向けての気体流れが生じ、サージタンクに汚染をもたらした。
 - ただし、RCW配管の損傷部は落下炉心などによって**一部閉塞**の状態にあり、この結果、RCWサージタンクを經由して原子炉建屋に放出される気体の量が限定された。(この効果なしには、第1次高圧期の**PCV圧力の低下速度が緩やかである**ことは説明できない。)
- RCW熱交換器上部ヘッダーの気相は、低圧期に生じる**水落ち現象**によってサージタンク経由で大気が流入した後、水の放射線分解によって生じる水素と酸素によって希釈されたと考えられる。
 - ただし、東電の36m³という放射線分解気体量は多すぎるかも知れない

共通理解事項

- RCW熱交換器内包水の塩素、ナトリウム、マグネシウムなどの存在は、格納容器に海水注水後、液体の形でこれらの物質が熱交換器に運び込まれ、その量は熱交換器内包水の20%程度に相当する。
- RCW熱交換器の設計やサイフォンブレイク現象から考えて、RCW熱交換器の上部に、20%の体積の気相が生じるとは考えられない。
- MO弁経由ルートによって、上記20%程度のPCVからの液体流入がどうしても説明できなければ、逆弁経由ルートも考慮に入れざるを得なくなる。
- 流路の一部閉塞は、第2次高圧期にも存在し、これによるRCW配管の水位上昇の遅れがないと、第2次高圧期の最高圧力と、サージタンクの汚染状態が整合しない。

次回会合で東京電力が提示予定の資料に含めることを求めたい事項

RCW配管系に液体が流入した時期を23-24日と考えることは合理的なのか？

(補助論点)

- PCV内部の現在の映像では、RCW配管の**損傷箇所は数カ所**あり、PCV床面から5-60 cmの高さのものもある。一方、PCVベント管の最下部は底面から約30 cmしかない。
- 3月23日午前0時頃でのS/C気相部体積はどの程度だと想定しているのか？
- 仮に、1000 m³程度の気相体積のままであれば、3月23-24日の海水注水量600 m³の大部分がS/Cに流れ込み、RCW配管に液体を送り込めるだけの水位を得られないのでは無いか？
- 消防車での注水でも少しずつ格納容器に注水が進んでいて、S/C気相部体積は十分に小さかったという認識なのか？

次回会合で東京電力が提示予定の資料に含めることを求めたい事項

- RCWサージタンク下部の高い汚染は、東電のシナリオでは初期の格納容器気体の流入時にもたらされたことになるが、このように強い汚染は実現可能なのか？(PCV底部のRCW配管破損部からサージタンクに至るまでにかなりの凝縮・除染効果があるので、サージタンクでのスクラビングによる汚染は小さい可能性がある。)
- 3月25-29日のPCV圧力安定期には、RCWヘッダ付近の水頭圧に相当する圧力でPCV圧力が安定していた。この時期をどのように理解すれば良いのか？
- 東電のシナリオでは、第2次高圧期でのRCW配管内の最高水位をFPC熱交換器以下としているが、より高い位置に相当するサージタンク低位部でも良いのではないのか？
- PCV内部のRCW配管映像では、逆止弁に向かう配管のみが管内に高温物が流入したように見える保温材の損傷が見られるが、これは逆止弁に向かう流れが存在したことを示唆すると考えられるが、RCW汚染ルートを検討ではどう扱うか？

2号機X-6ペネの堆積物の生成過程等 に関する検討について

2024年3月12日

国立大学法人大阪大学 大学院工学研究科
東京電力福島第一原子力発電所事故調査チーム
「1F-2050」

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

はじめに

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「事故分析検討会」という。）第42回会合において、国立大学法人大阪大学（以下「大阪大学」という。）及び原子力規制庁は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構福島研究部門（以下「JAEA」という。）に対して、2号機X-6ペネの堆積物の生成過程等を解明するために、これまでに得られたスミア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に提案した。

今回は、再整理する情報とその情報から推定され得る事項について説明する。

再整理する情報とその情報から推定できるX-6ペネ堆積物の生成過程等について

○今回情報の再整理を行うサンプルの範囲

2号機原子炉格納容器内でこれまでに分析したサンプル

○再整理を提案した情報の項目

採取した粒子について、**代表性**がある形で下記の4項目について情報を整理する。

①粒子の形状(例えば、球形なのか、不定形なのか)

→堆積物の粒子の生成過程としては、「蒸発した原子がペネトレーションに移動するにつれて温度が下がり、凝集して球形の粒子になる場合」と「熔融炉心が落下したとき等に発生する飛沫が固化して不定形の粒子になる場合」の2つが考えられる。

②粒子の直径

→粒子の直径が大きくなり重くなるにつれて、重力による落下速度が大きくなる。粒子がペDESTALで発生したとすると、重い粒子でも落下せずにX-6ペネに到達できるような気流があったことが示されるとともに、発生した気流の強さが推定できる。

③含まれる主要な元素の構成比率(Zr/Uや、Fe等の主要な構成元素に対するCs、Zr等の比率)

→蒸気圧の低い元素が十分な割合で含まれていれば、蒸発した原子が凝集し粒子になった可能性は低くなる。

④結晶構造(例えば、結晶が単一の相なのか、相分離を起こしているのか)

→粒子の結晶構造によって、その粒子が遅い冷却過程を経て生成したのか、速い冷却過程(冷却水との接触等)されて生成したのかが分かり、生成過程の補完情報になる。

スケジュール

- 手始めに、X-6ペネに限定して整理した資料をJAEAが作成しているところ。
- 5月末までに2号機原子炉格納容器内全体について整理した資料がJAEAから提出される予定。
- 6月以降の事故分析検討会において、整理された情報を踏まえた説明・議論を行う。

JAEAにおけるスミヤ試料分析の状況

2024年3月12日

日本原子力研究開発機構
安全研究センター

島田亜佐子、邊見光、本多真紀、飯田芳久

- 99 -

スミヤ試料分析のねらい

原子炉建屋等の床面や壁面に付着した核種の組成に関するデータを取得する。



- 同一号機における異なる位置での比較により、格納容器から建屋への漏洩経路や建屋内の移行経路を推定するための情報を得る。
- 号機間の比較により、炉心損傷進展時における雰囲気条件等の違いを推定する。

分析対象の核種

○着目核種

Cs-134/137、Tc-99、Mo同位体、Sr-90、 α 核種(U等)、I-129、他

- Csの化学形は原子炉容器内の雰囲気依存し得る(原子炉容器内に水蒸気が十分にある酸化雰囲気条件下で事故が進展した場合、Moが燃料から放出されやすくなり、 Cs_2MoO_4 がCsの主要な化学形になる可能性がある)。
- Tc-99及びMo同位体は、酸化物の形態になると燃料から放出され易くなる性質を有しているため、炉心損傷・溶融進展時の雰囲気条件を推定する上で指標的な核種になり得る。
- MCCI等により中・難揮発性の放射性物質(Srや α 核種)がエアロゾルとして放出される可能性がある。
- I-129(長半減期)を分析することにより、健康影響評価上重要なI-131(短半減期)の放出挙動を概略評価できる可能性がある。

スミヤ試料の概要 (2023/10/25原子力機構に受入)

優先	No*	試料ID	採取場所	採取日	材質
	43	U1RB-1FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (1階階段裏1)	2021/11/26	紙ウエス 
○	44	U1RB-1FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (1階壁面2)	2021/11/26	
	45	U1RB-2FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (2階階段裏3)	2021/11/26	
○	46	U1RB-2FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (2階壁面4)	2021/11/26	
	47	U1RB-3FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階階段裏5)	2021/11/26	
○	48	U1RB-3FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階壁面6)	2021/11/26	
	49	U1RB-3FC(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階格納容器壁面7)	2021/11/26	
	50	U1RB-4FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (4階階段裏8)	2021/11/26	
○	51	U1RB-4FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (4階壁面9)	2021/11/26	
	52	U3RB-2FS	3号機原子炉建屋 (2階階段裏1)	2021/12/17	
	53	U3RB-2FW-2(1)	3号機原子炉建屋 (2階壁面2)	2021/12/17	
	54	U3RB-2FW-3	3号機原子炉建屋 (2階壁面3)	2021/12/17	
	55	U3RB-2FC-4	3号機原子炉建屋 (2階格納容器壁面4)	2021/12/17	
	56	U3RB-2FC-5	3号機原子炉建屋 (2階格納容器壁面焦げ跡5)	2021/12/17	
◎	57	U3RB-2FW-1	3号機原子炉建屋 (2階壁面1)	2022/6/17	
	58	U3RB-2FW-2(2)	3号機原子炉建屋 (2階壁面2)	2022/6/17	
◎	59	U3RB-3FW-3	3号機原子炉建屋 (3階壁面3)	2022/6/17	
	60	U3RB-3FW-4	3号機原子炉建屋 (3階壁面4)	2022/6/17	
◎	61	U2RB-FHM-RT	2号機FHM操作室 (屋上部8)	2022/8/24	
◎	62	U2RB-FHM-2FF	2号機FHM操作室 (2階操作室床面11)	2022/8/24	
	63	U2RB-FHM-Con	2号機FHM操作室スミヤ (操作卓表面15)	2022/8/24	

◎: 溶解・分析を実施

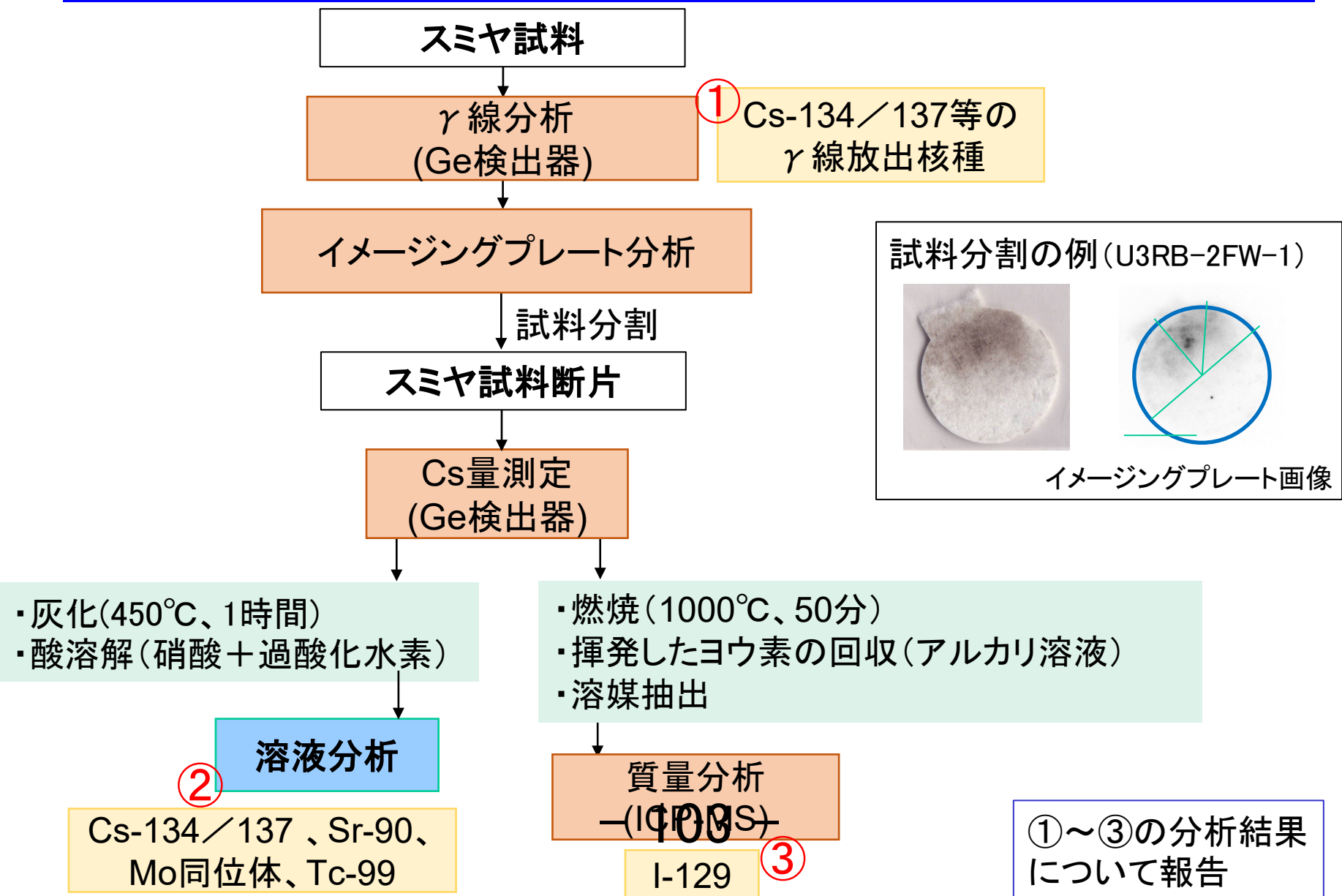
○: 予備検討後に溶解・分析予定

*: 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

102

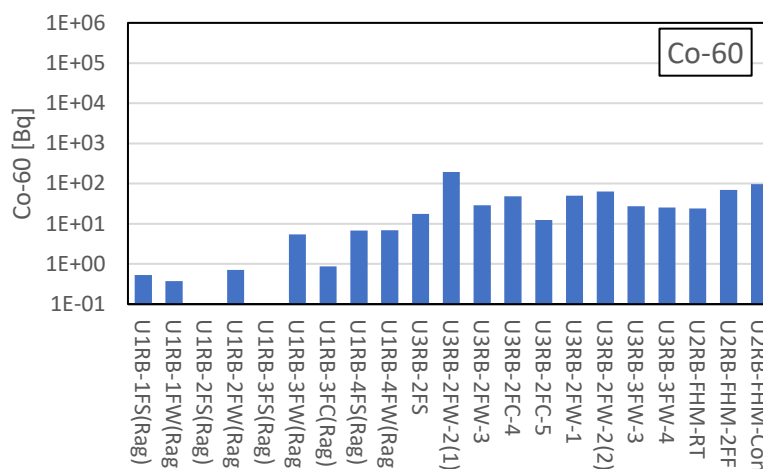
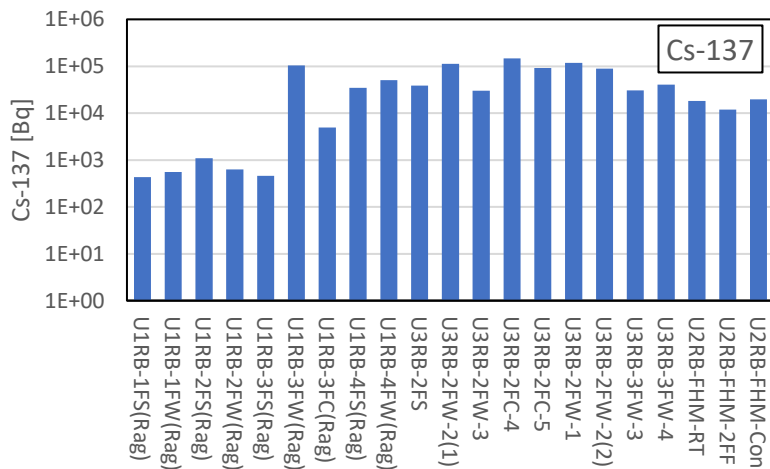
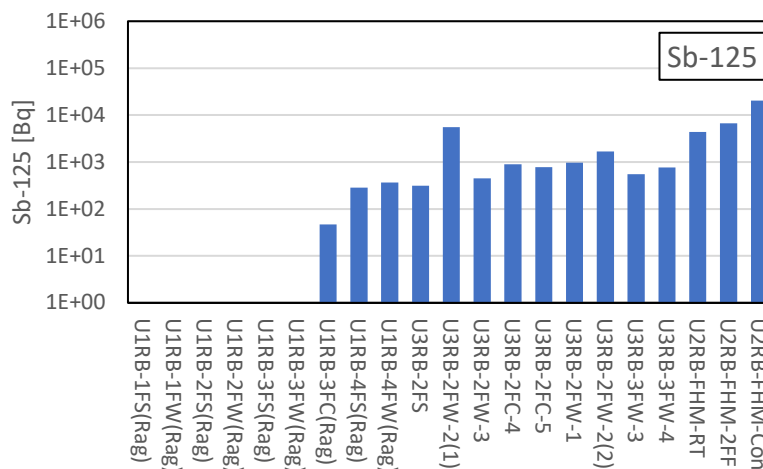
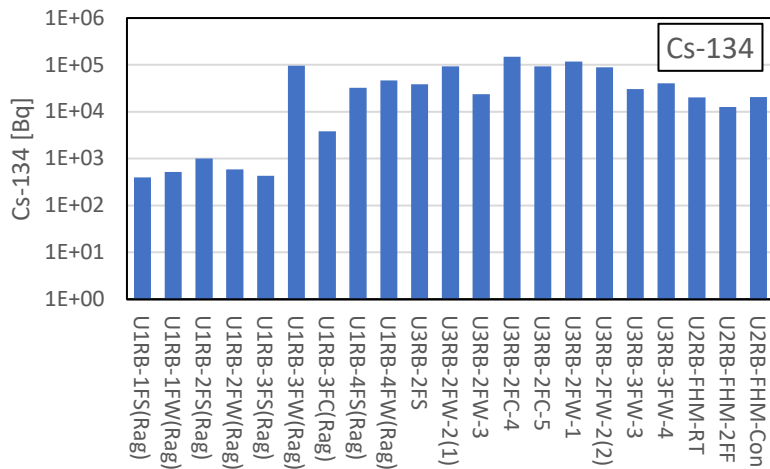
赤字で示した4試料を優先的に分析

分析フロー



スミヤ試料の γ 線分析結果 (1/2)

(2011年3月11日に減衰補正した値)



- 104 -

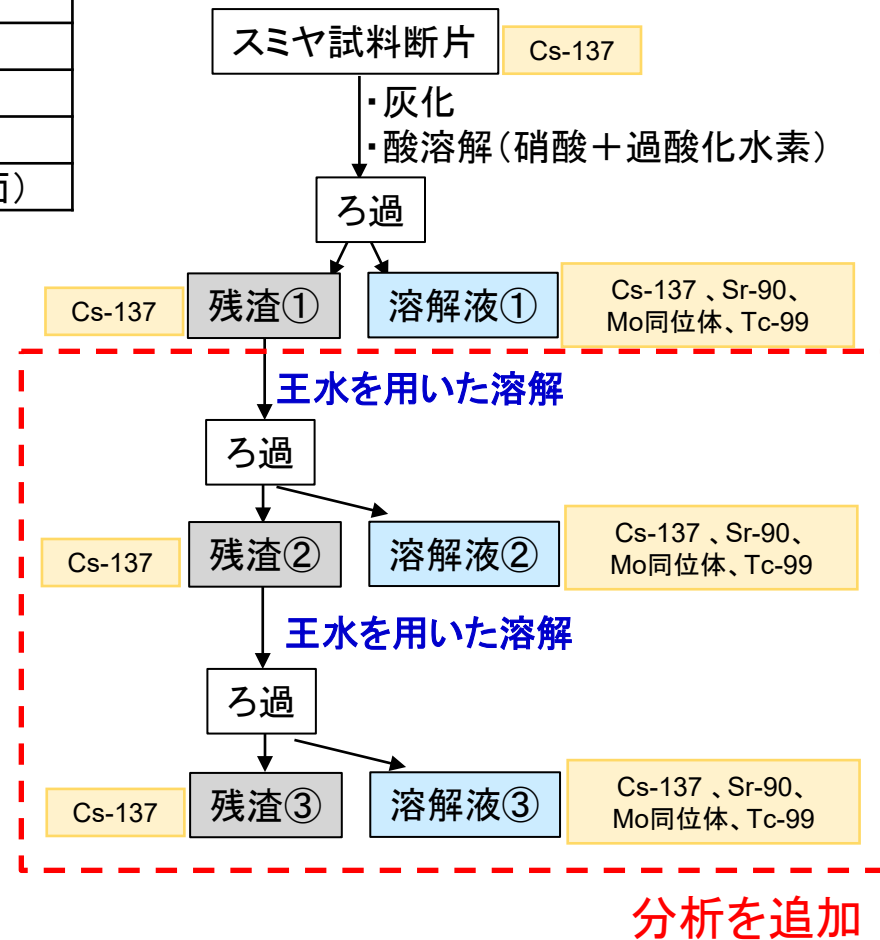
・Cs-134、Cs-137、Sb-125及びCo-60を検出

スミヤ試料の溶解

➤ 4試料を溶解して分析

No	試料ID	採取場所
57	U3RB-2FW-1	3号機原子炉建屋 (2階壁面)
59	U3RB-3FW-3	3号機原子炉建屋 (3階壁面)
61	U2RB-FHM-RT	2号機FHM操作室 (屋上部)
62	U2RB-FHM-2FF	2号機FHM操作室 (2階操作室床面)

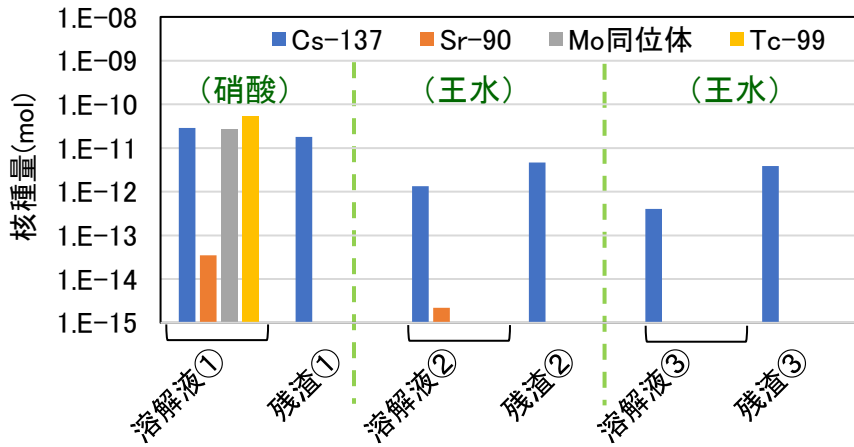
➤ 酸溶解で生成した残渣の γ 線分析において顕著な量のCs-137が検出されたため、王水*を用いて残渣を溶解し、追加分析を実施。



* 王水: 濃塩酸と濃硝酸を3:1 (体積比) で混合した液体

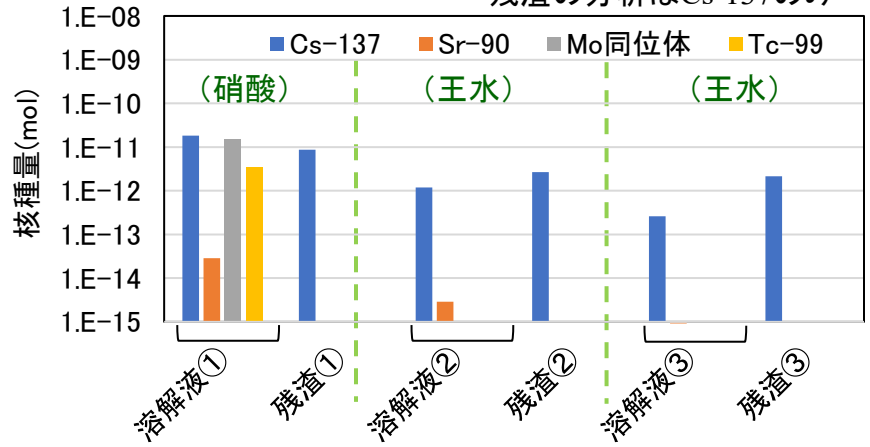
スミヤ試料溶解液の分析結果(1/4)

U3RB-2FW-1

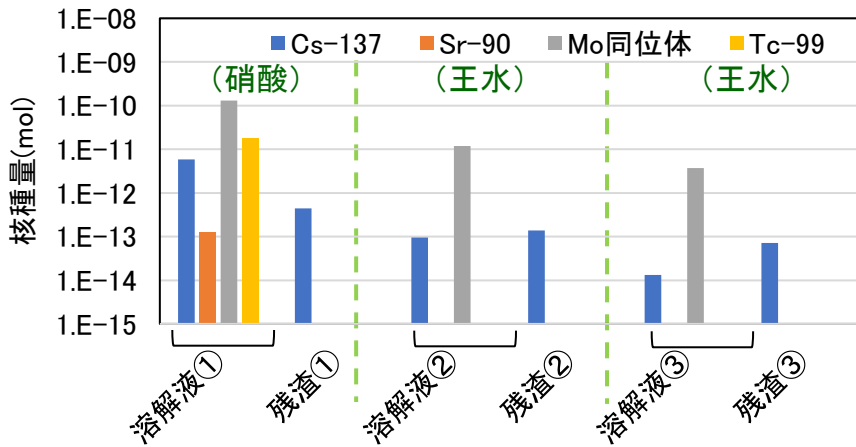


U3RB-3FW-3

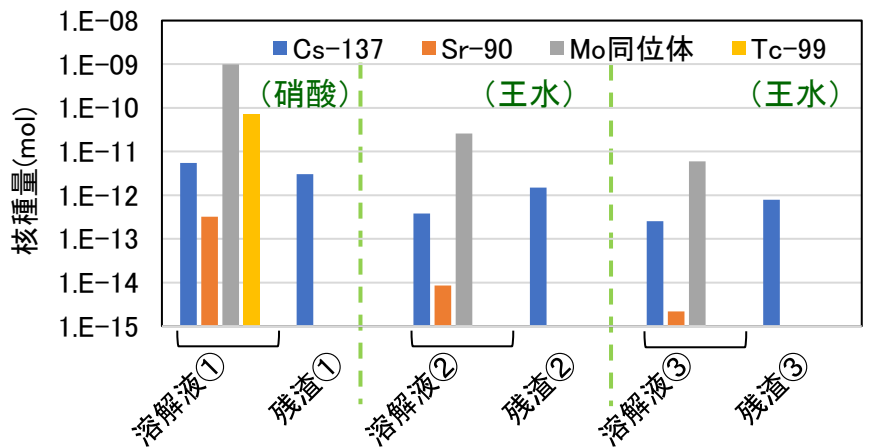
・2011年3月11日に減衰補正した値
 ・残渣の分析はCs-137のみ



U2RB-FHM-RT



U2RB-FHM-2FF



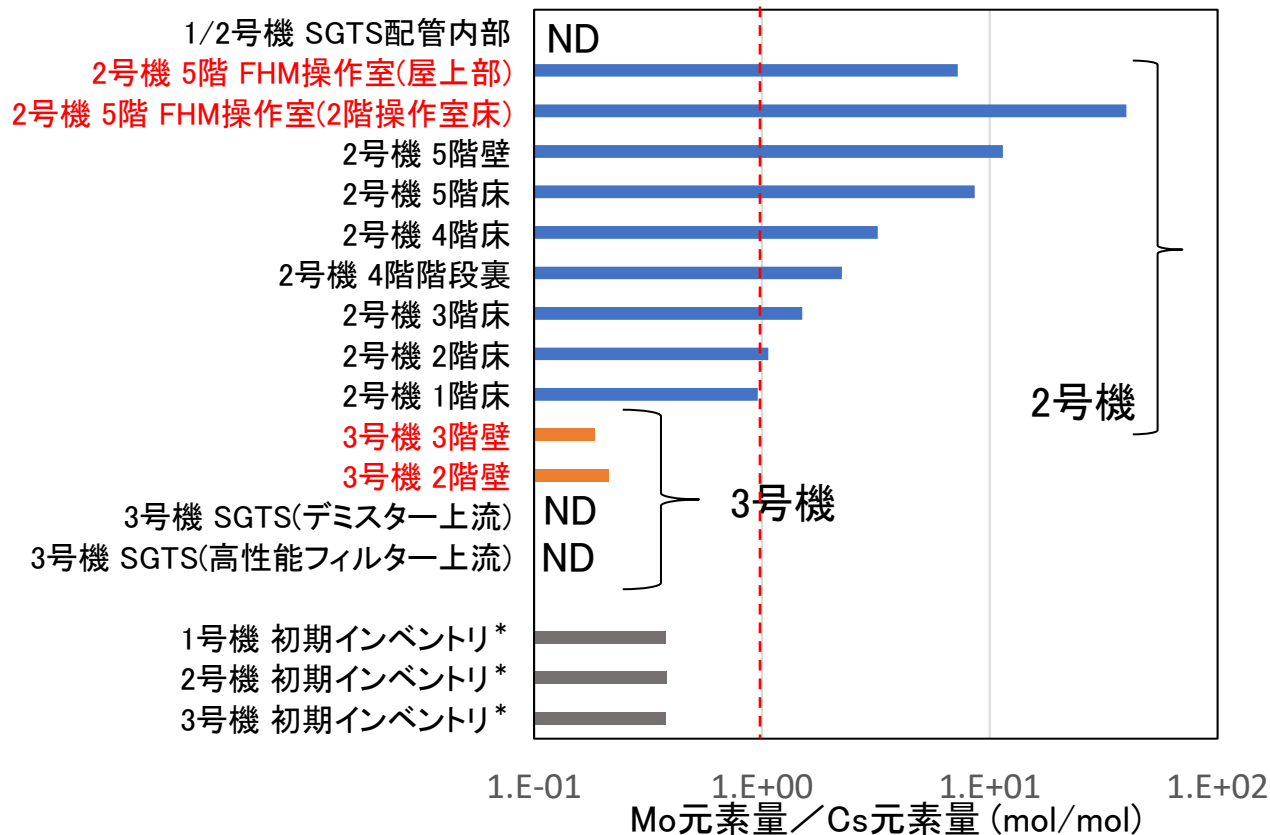
・溶解力の高い王水を用いても残渣中の核種はほとんど溶出しなかった。

→残渣中にSr-90、Mo同位体、Tc-99は存在しないと仮定し、それぞれの核種についてCsに対する存在比を考察。

Cs量: スミヤ試料断片中の量
 他核種量: 溶解液①中の量

スミヤ試料溶解液の分析結果(2/4): Mo

核種量から元素量を算出してCs量と比較



赤字: 今回の分析結果

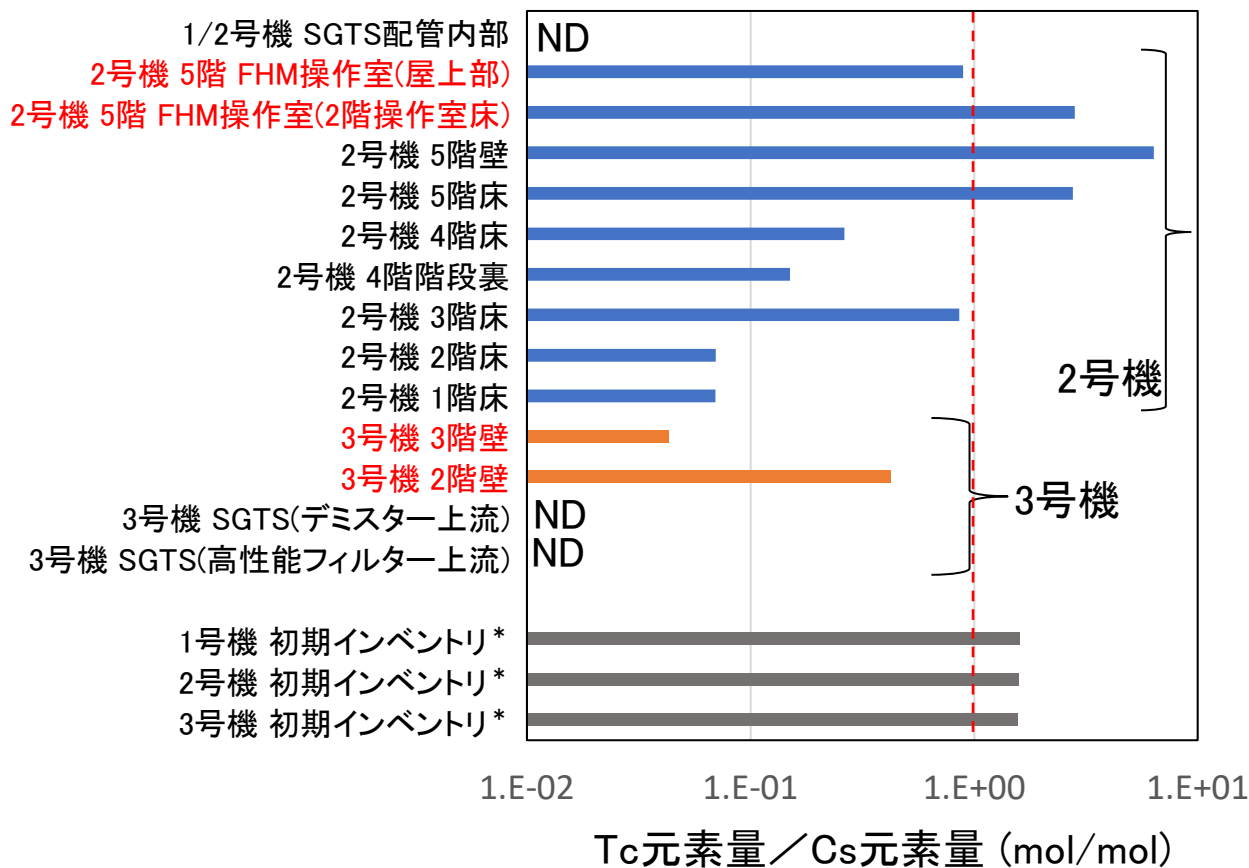
(2011年3月11日に減衰補正した値)

Cs量: スミヤ試料断片中の量
Mo量: 溶解液①中の量

* : ORIGEN2コードによる計算値
(JAEA-Data-Code-2012-018)

- これまでの分析結果と整合する結果が得られた。
 - ・2号機においてMo/Cs比は高層階において高い傾向
 - ・2号機においてMo元素量はCs元素量と同等以上
- ⇒2号機ではCsの主要な化学形が Cs_2MoO_4 であった可能性が高い。
また、過剰のMoは酸化物の形態が主であると推定。

スミヤ試料溶解液の分析結果 (3/4): Tc



赤字: 今回の分析結果

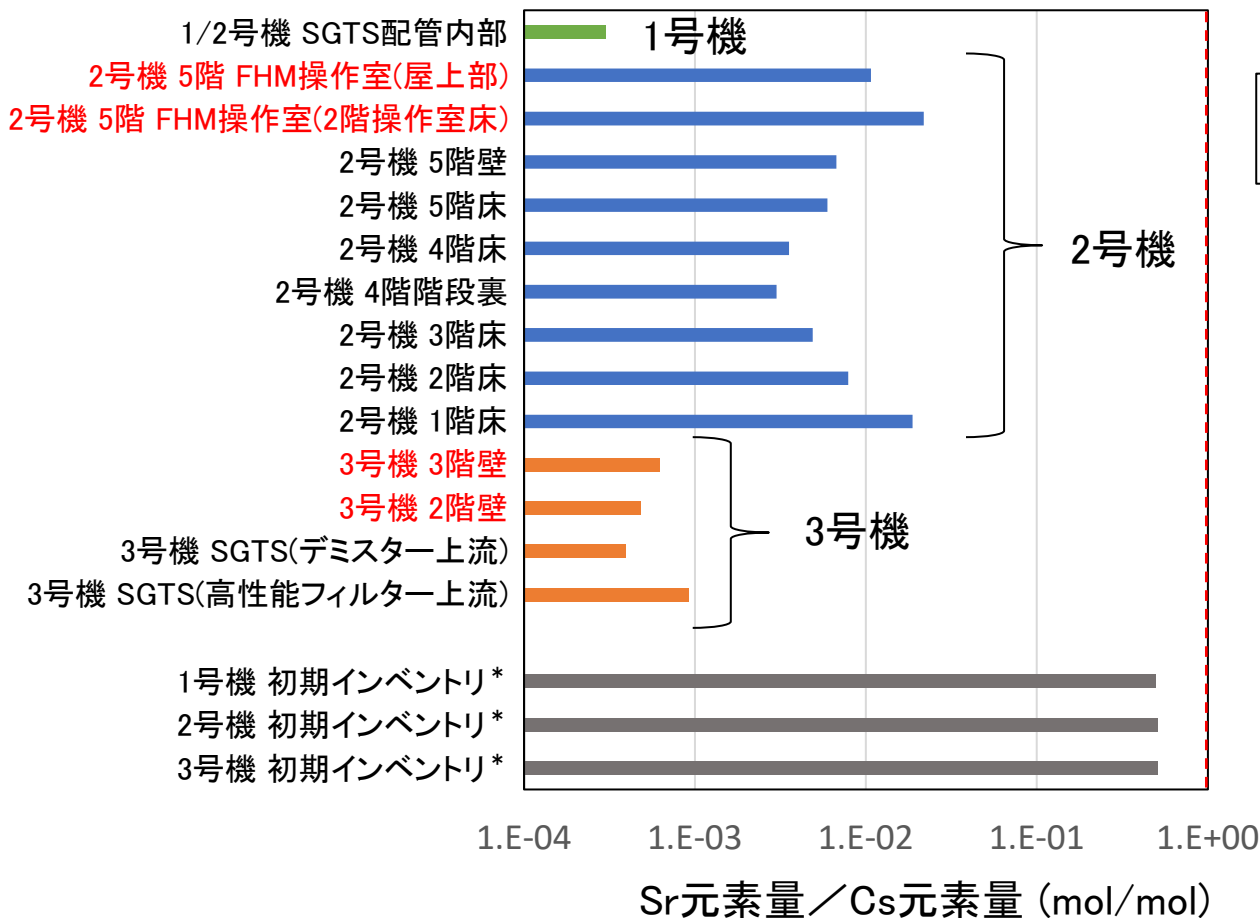
(2011年3月11日に減衰補正した値)

Cs量: スミヤ試料断片中の量
Tc量: 溶解液①中の量

* : ORIGEN2コードによる計算値
(JAEA-Data-Code-2012-018)

➤ Moと同様に酸化物の形態になると燃料から放出され易いTcについても、Moと同様の傾向が得られている。108 -

スミヤ試料溶解液の分析結果(4/4): Sr



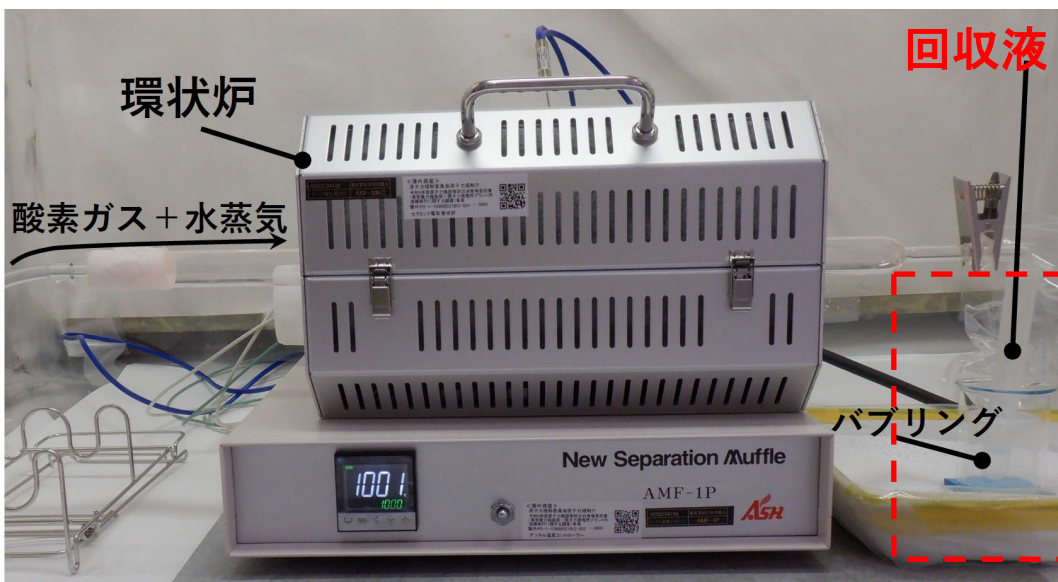
赤字: 今回の分析結果
(2011年3月11日に減衰補正した値)

Cs量: スミヤ試料断片中の量
Sr量: 溶解液①中の量

*: ORIGEN2コードによる計算値
(JAEA-Data-Code-2012-018)

- これまでの分析結果と整合する結果が得られた。
- ・全ての試料でSr/Cs比は初期インベントリから算出される値と比べて低い。

燃焼法によるスミヤろ紙断片の分析 (I-129)



茶色の変色は助燃剤として添加した V_2O_5 によるもの

スミヤろ紙断片の燃焼 (1000°C、50分) ⇒ 放射性物質の回収

(水酸化テトラメチルアンモニウム / 亜硫酸ナトリウム溶液)

スミヤろ紙断片の分析結果 (I-129)

	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
3号機 3階壁	2.17×10^{-12} mol (9.54×10^2 Bq)	ND	定量限界以下 ($< 4 \times 10^{-14}$ mol)
2号機 3階床	6.61×10^{-11} mol (2.90×10^4 Bq)	ND	9.00×10^{-13} mol
1/2号機 SGTS配管内部	4.23×10^{-11} mol (1.86×10^4 Bq)	ND	3.67×10^{-12} mol

(2011年3月11日に減衰補正した値)

- 回収液中のCs-137量は検出限界以下。
(ほとんどのCs-137がセラミックボートに残っていることをγ線分析により確認)
⇒Cs-137は1000°Cでも揮発しにくい形態で存在していることを示唆。
- 回収液中のI-129量は、スミヤろ紙断片中のCs-137量に比べ1~2桁程度少ない。
- 現段階では、揮発しにくい形態で存在しているI-129の存在を否定できないことから、今後、アルカリ融解法によるスミヤろ紙断片の溶解を検討する。

まとめ

- 1～3号機原子炉建屋内から採取したスミヤ試料について核種分析を実施し、以下の知見を得た。
 - 分析結果は、これまでの知見と整合するものであった。
 - ・2号機においてMo/Cs比は高層階において高い傾向
 - ・2号機においてMo元素量はCs元素量と同等以上
 - Csの主要な化学形が Cs_2MoO_4 である可能性が高く、過剰のMoは酸化物の形態が主であると推定
 - ・全ての試料で、Sr/Cs比は初期インベントリから算出される値と比べて低い
 - 酸や熱に耐性のある形態のCsの存在が示唆された。

- 今後の計画
 - 各号機の原子炉建屋内スミヤ試料分析を継続
 - ⇒2号機原子炉建屋壁試料を優先
 - 他手法(アルカリ、フッ酸等)によるスミヤ試料溶解手法の検討

参考資料

元素量の算出

スミヤ試料中の核種存在割合*1は炉心インベントリと同じと仮定して各元素量を算出

＜元素量算出の例＞：

$$\text{Cs元素量} = [\text{Cs-137分析値(mol)}^{*2}] / [\text{Cs-137存在割合}]$$

元素量	炉心の初期インベントリ*3 (mol)		
	1号機	2号機	3号機
Cs	1.14E+03	1.40E+03	1.32E+03
Sr	5.63E+02	7.12E+02	6.76E+02
Tc	4.31E+02	5.30E+02	5.00E+02
Mo	1.82E+03	2.20E+03	2.07E+03
I	9.30E+01	1.14E+02	1.08E+02

	初期インベントリにおける 核種の存在割合*3		
	1号機	2号機	3号機
Cs-137	0.40	0.42	0.41
Sr-90	0.58	0.58	0.58
Tc-99	1.00	1.00	1.00
Mo-95	0.22	0.21	0.21
Mo-96	0.01	0.01	0.01
Mo-97	0.24	0.25	0.25
Mo-98	0.25	0.25	0.25
Mo-100	0.28	0.28	0.28
I-129	0.79	0.78	0.78

* 1: 核種の存在割合 = [核種量(mol)] / [元素量(mol)]

* 2: 事故時に衰補正した値

* 3: ORIGEN2コードによる計算値 (JAEA-Data-Code-2012-018)

溶解液および残渣中の核種量

赤字: 今回の分析結果

試料	分析値 (mol)						溶解率* (%)
	スミヤ試料断片	溶解液①				残渣①	
	Cs-137	Cs-137	Sr-90	Mo同位体	Tc-99	Cs-137	
1/2号機SGTS配管内部	5.7E-11	5.2E-11	2.5E-14	ND	ND	5.4E-13	91
2号機FHM操作室(屋上部)	8.1E-12	5.9E-12	1.2E-13	1.5E-10	1.8E-11	4.4E-13	73
2号機FHM操作室(2階操作室床)	1.0E-11	5.5E-12	3.2E-13	1.0E-09	7.2E-11	3.0E-12	54
2号機5階壁	1.0E-11	8.1E-12	9.6E-14	2.8E-10	1.6E-10	1.1E-11	81
2号機5階床	2.7E-12	2.0E-12	2.3E-14	5.7E-11	1.8E-11	4.9E-13	73
2号機4階床	1.0E-10	1.1E-10	5.1E-13	8.1E-10	6.6E-11	2.3E-12	104
2号機4階階段裏	3.0E-12	2.2E-12	1.3E-14	1.7E-11	1.1E-12	4.6E-15	75
2号機3階床	5.9E-11	5.1E-11	4.1E-13	2.2E-10	1.3E-10	4.8E-12	86
2号機2階床	2.8E-10	2.3E-10	3.1E-12	7.3E-10	4.8E-11	2.9E-11	82
2号機1階床	3.6E-10	2.8E-10	9.6E-12	8.5E-10	6.2E-11	1.6E-11	77
3号機3階壁	3.2E-11	1.8E-11	2.9E-14	1.5E-11	3.4E-12	8.7E-12	57
3号機2階壁	5.1E-11	2.9E-11	3.5E-14	2.7E-11	5.4E-11	1.8E-11	56
3号機SGTS(デミスター上流)	2.1E-11	1.6E-11	1.2E-14	ND	ND	1.2E-12	75
3号機SGTS(高性能フィルター上流)	3.3E-12	2.6E-12	4.3E-15	ND	ND	2.5E-13	80

- 115 -

*溶解率: [溶解液①中Cs-137量(mol)] / [スミヤ試料断片中Cs-137量(mol)] × 100

γ線分析結果のまとめ

No	試料ID	採取場所	事故時(2011/3/11)に減衰補正した値(Bq)			
			Cs-134	Cs-137	Sb-125	Co-60
43	U1RB-1FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (1階階段裏1)	4.00E+02	4.31E+02	ND	5.28E-01
44	U1RB-1FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (1階壁面2)	5.20E+02	5.61E+02	ND	3.78E-01
45	U1RB-2FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (2階階段裏3)	1.01E+03	1.09E+03	ND	ND
46	U1RB-2FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (2階壁面4)	5.89E+02	6.31E+02	ND	7.11E-01
47	U1RB-3FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階階段裏5)	4.29E+02	4.61E+02	ND	ND
48	U1RB-3FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階壁面6)	9.51E+04	1.05E+05	ND	5.43E+00
49	U1RB-3FC(Rag)	1号機原子炉建屋 (3階格納容器壁面7)	3.85E+03	4.98E+03	4.67E+01	8.71E-01
50	U1RB-4FS(Rag)	1号機原子炉建屋 (4階階段裏8)	3.22E+04	3.47E+04	2.85E+02	6.80E+00
51	U1RB-4FW(Rag)	1号機原子炉建屋 (4階壁面9)	4.63E+04	5.07E+04	3.64E+02	6.93E+00
52	U3RB-2FS	3号機原子炉建屋 (2階階段裏1)	3.84E+04	3.91E+04	3.14E+02	1.75E+01
53	U3RB-2FW-2(1)	3号機原子炉建屋 (2階壁面2)	9.24E+04	1.14E+05	5.51E+03	1.94E+02
54	U3RB-2FW-3	3号機原子炉建屋 (2階壁面3)	2.37E+04	3.03E+04	4.46E+02	2.90E+01
55	U3RB-2FC-4	3号機原子炉建屋 (2階格納容器壁面4)	1.49E+05	1.47E+05	8.91E+02	4.85E+01
56	U3RB-2FC-5	3号機原子炉建屋 (2階格納容器壁面焦げ跡5)	9.31E+04	9.19E+04	7.77E+02	1.24E+01
57	U3RB-2FW-1	3号機原子炉建屋 (2階壁面1)	1.18E+05	1.18E+05	9.73E+02	4.98E+01
58	U3RB-2FW-2(2)	3号機原子炉建屋 (2階壁面2)	8.90E+04	8.92E+04	1.67E+03	6.32E+01
59	U3RB-3FW-3	3号機原子炉建屋 (3階壁面3)	3.05E+04	3.06E+04	5.47E+02	2.71E+01
60	U3RB-3FW-4	3号機原子炉建屋 (3階壁面4)	4.06E+04	4.07E+04	7.60E+02	2.54E+01
61	U2RB-FHM-RT	2号機FHM操作室 (屋上部8)	2.03E+04	1.84E+04	4.40E+03	2.42E+01
62	U2RB-FHM-2FF	2号機FHM操作室 (2階操作室床面11)	1.26E+04	1.19E+04	6.66E+03	6.96E+01
63	U2RB-FHM-Con	2号機FHM操作室 (操作卓表面15)	2.07E+04	1.97E+04	2.05E+04	9.69E+01

イメージングプレート分析結果(1)

➤ 1号機原子炉建屋内スミヤ(1)

U1RB-1FS(Rag)
1階階段裏1

試料写真 イメージングプレート画像

50 mm 50 mm

U1RB-1FW(Rag)
1階壁面2

U1RB-2FS(Rag)
2階階段裏3

U1RB-2FW(Rag)
2階壁面4

U1RB-3FS(Rag)
3階階段裏5

- 117 -

U1RB-3FW(Rag)
3階壁面6

イメージングプレート分析結果(2)

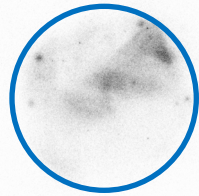
➤ 1号機原子炉建屋内スミヤ(2)

U1RB-3FC(Rag)
3階格納容器壁面7

試料写真 イメージング
プレート画像

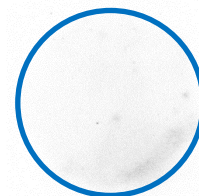


50 mm

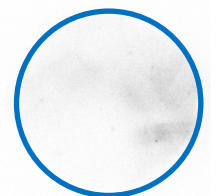


50 mm

U1RB-4FS(Rag)
4階階段裏8



U1RB-4FW(Rag)
4階壁面9



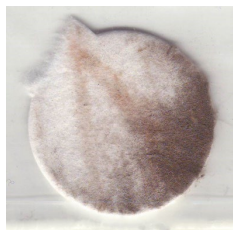
イメージングプレート分析結果(3)

➤ 3号機原子炉建屋内スミヤ(1)

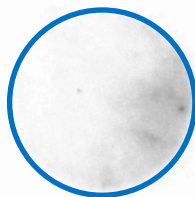
U3RB-2FS
2階階段裏1

試料写真

イメージング
プレート画像

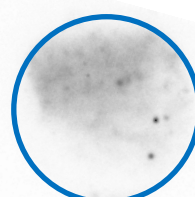


25 mm

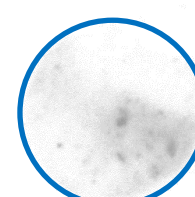


25 mm

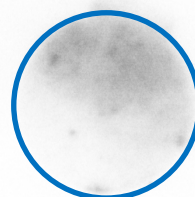
U3RB-2FW-2(1)
2階壁面2



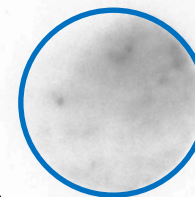
U3RB-2FW-3
2階壁面3



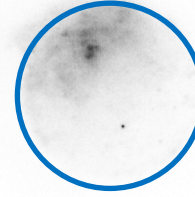
U3RB-2FC-4
2階格納容器壁面4



U3RB-2FC-5
2階格納容器壁面焦げ跡5



U3RB-2FW-1
2階壁面1



イメージングプレート分析結果(4)

➤ 3号機原子炉建屋内スミヤ(2)

U3RB-2FW-2(2)
2階壁面2

試料写真 イメージング
プレート画像

25 mm 25 mm

Detailed description: This panel shows two circular images side-by-side. The left image is a photograph of a white, circular sample with a dark, irregular stain in the center. Below it is a double-headed arrow labeled '25 mm'. The right image is a corresponding imaging plate image, showing a circular area with a blue border and a dark, irregular stain in the center. Below it is a double-headed arrow labeled '25 mm'.

U3RB-3FW-3
3階壁面3

Detailed description: This panel shows two circular images side-by-side. The left image is a photograph of a white, circular sample with a dark, irregular stain in the center. The right image is a corresponding imaging plate image, showing a circular area with a blue border and a dark, irregular stain in the center.

U3RB-3FW-4
3階壁面4

Detailed description: This panel shows two circular images side-by-side. The left image is a photograph of a white, circular sample with a dark, irregular stain in the center. The right image is a corresponding imaging plate image, showing a circular area with a blue border and a dark, irregular stain in the center.

イメージングプレート分析結果(5)

➤ 2号機FHM操作室スミヤ

<p><u>U2RB-FHM-RT</u> <u>屋上部8</u></p> <p>試料写真 イメージングプレート画像</p>   <p>50 mm 50 mm</p>	<p><u>U2RB-FHM-2FF</u> <u>2階操作室床面11</u></p>  	<p><u>U2RB-FHM-Con</u> <u>操作卓表面15</u></p>  
---	--	---

現地調査の実施状況

- ・ 3号機原子炉建屋

2024年3月12日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

3号機原子炉建屋内調査

(1) 目的

3号機原子炉建屋における水素爆発の影響を確認するとともに、梁の損傷箇所について前回調査時（2020年9月）からの変化の有無等を確認（※詳細は資料1-4にて提示）するとともに、スミア試料を採取する。

(2) 場所

3号機原子炉建屋

(3) 調査日

2024年3月1日

(4) 調査実施者

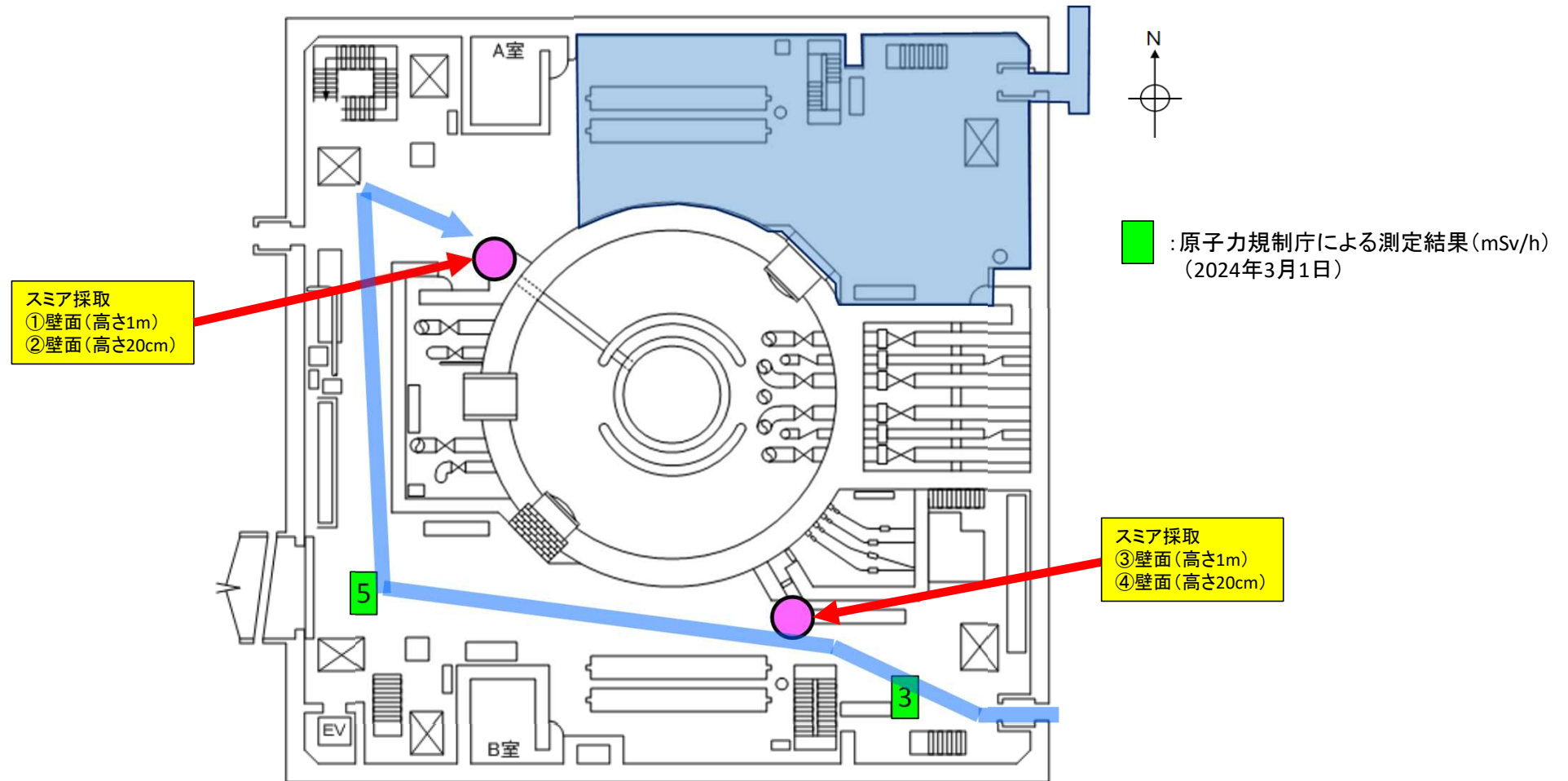
原子力規制庁職員 6名

(5) 被ばく線量

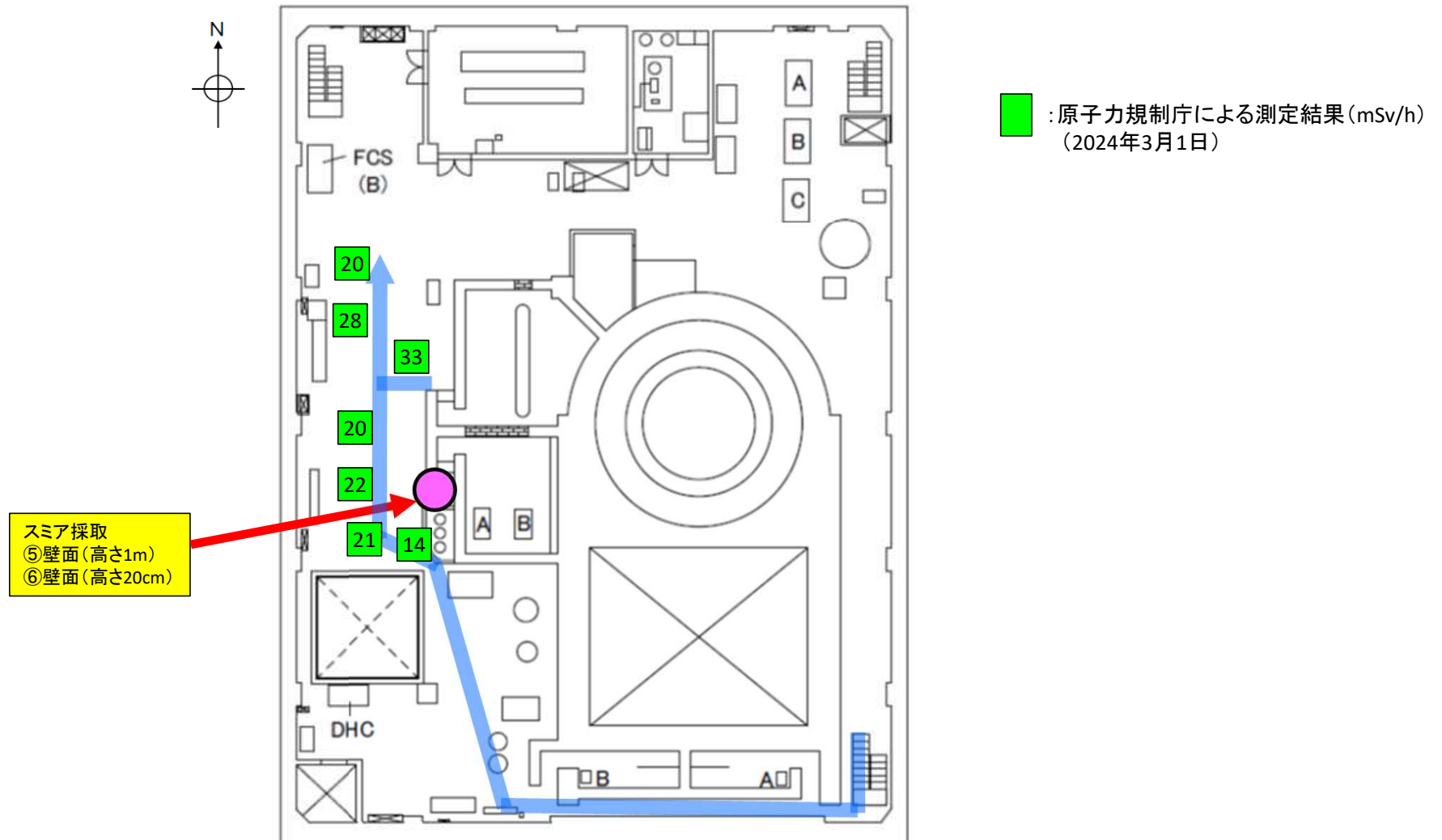
最大: 3.52 mSv、最小: 2.27 mSv

※被ばく線量[mSv]の最大、最小は、調査実施者のうち、最も被ばく線量の高い人の値と低い人の値を1日の合計値として示した。

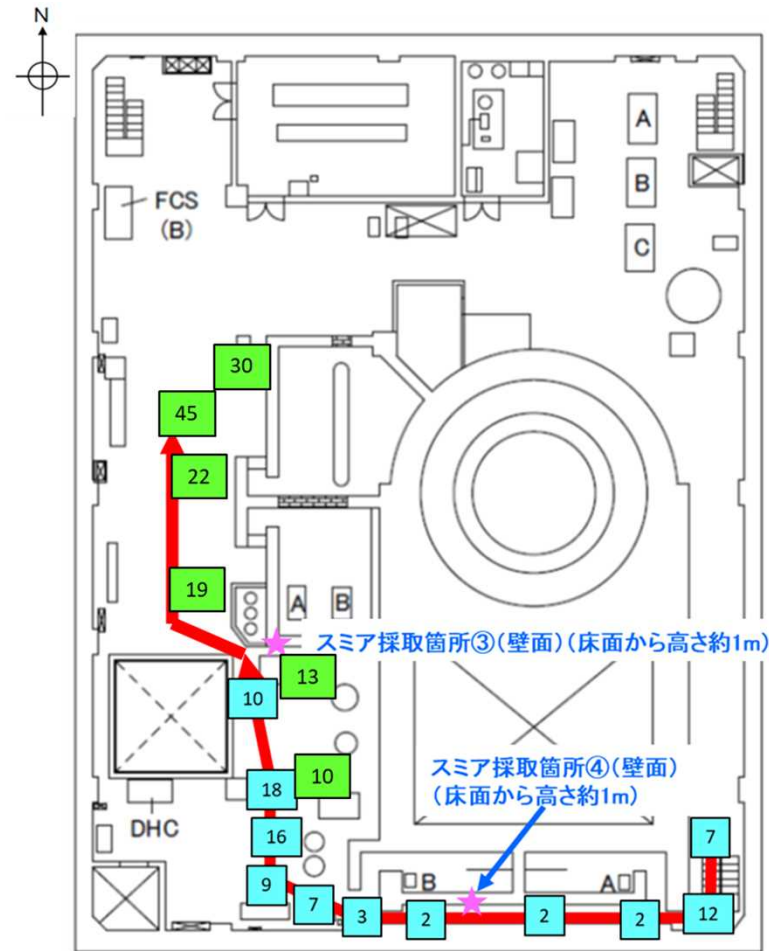
スミア採取箇所及び雰囲気線量率（3号機原子炉建屋1階）



スミア採取箇所及び雰囲気線量率（3号機原子炉建屋3階）



(参考) 過去の線量率測定結果等 (3号機原子炉建屋3階)



■ : (2020年9月)原子力規制庁による測定結果 (mSv/h)

■ : (2022年6月)原子力規制庁による測定結果 (mSv/h)