資料３

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（2025年版）（案）に対する意見公募の結果

令和７年９月１７日
原子力規制庁

１．趣旨

本議題は、「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（2025年版）（案）」（以下「中間取りまとめ（2025年版）（案）」という。）に対する科学的・技術的意見の公募に寄せられた意見（以下「提出意見」という。）に対する考え方及び「中間取りまとめ（2025年版）」の了承について諮るものである。

２．経緯

令和７年度第２０回原子力規制委員会（令和７年７月１６日）において、中間取りまとめ（2025年版）（案）に対する意見公募の実施が了承され、意見公募を実施した。その結果は「３．意見公募の実施結果等」のとおり。

当該意見公募の結果を踏まえ、令和７年９月４日の第５２回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。）において、「中間取りまとめ（2025年版）」を取りまとめた。

３．意見公募の実施結果等

(1)期　間：令和７年７月１７日から同年８月１５日まで（３０日間）
(2)方　法：電子政府の総合窓口（e-Gov）及び郵送
(3)提出意見数：５件[1]

４．提出意見に関する考え方

提出意見に対する考え方について、別紙１のとおり了承いただきたい。

５．中間取りまとめ（2025年版）（委員会了承事項）

提出意見を踏まえ、第５２回事故分析検討会において取りまとめた「中間取りまとめ（2025年版）」について、別紙２のとおり了承いただきたい。

６．今後の予定

令和４年度第８４回原子力規制委員会において取りまとめられた方針に基づき、引き続き、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析を実施し、原

[1] 提出意見数は、総務省が実施する行政手続法の施行状況調査において指定された提出意見数の算出方法に基づく。なお、今回の意見公募において、提出意見に該当しないと判断されるものは（６件であった。）

則として毎年経過報告として中間取りまとめを行う。

添付資料

別紙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（2025年版）（案）に対する御意見への考え方（案）

別紙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（2025年版）

参考資料１　意見公募の結果等を踏まえた中間取りまとめ（2025年版）（案）の修正案について

参考資料２　東京電力福島第一原子力発電所の調査・分析に係る中間取りまとめ（2025年版）のポイント

別紙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（２０２５年版）（案）に対する御意見への考え方

（案）

年　月　日

原子力規制委員会

整理番号	御意見	考え方
1	➢ P14 IC 温度測定箇所が１ページ前の系統構成図のどの部分の温度を計測しているのか図示されると分かりやすいので追記してはどうか。	➢ 御意見を踏まえ、図１に温度計の位置を追記します。
	➢ P15 「考えることは容易である」「阻害されることは自明である」といった表現はやや主観的な印象を与えるので、報告書としては、もう少し抑えたトーンで客観的な記載としてはどうか。	➢ 御意見を踏まえ、「可能性が考えられる」「可能性は否定できないものの」にそれぞれ、記載を修正します。
	P18 ➢ ・「原子力規制庁が行った事故の分析」とあるが、事故分析検討会もしくは原子力規制委員会ではないか。	➢ 御意見を踏まえ、「原子力規制委員会が行った事故の分析」に記載を修正します。
	➢ ・実条件での性能確認については、「可能な限り・・・行うことが必要」となっているが、日本語的には「可能な限り・・・行うことが望ましく」ではないか。	➢ 御意見を踏まえ、「・・行うことが望ましく」に記載を修正します。
	➢ P25 ・「水蒸気等の不活性ガス」との記載があるが、不活性ガスに該当しないのではないか。	➢ 御指摘を踏まえ、「水蒸気や不活性ガス」に記載を修正します。
2	◎「第１章」ならびに「別添１－１」に関して ➢ １＜該当箇所＞ 「第１章」１３頁の図１、「別添１－１」の図２～５の原図である東電作成の模式図、および「別添１－１」の図８ ＜内容＞ 原子炉設置許可を受けた申請書添付図面では、２系統ある非常用復水器の各ドレン管は、同じく２系統ある再循環系ＰＬＲのポンプ吸い込み側配管に別々に接続されることにな	➢ 模式図については、説明する目的に応じて最も適切と考えられるものを用いています。御指摘の模式図は、系統構成及び系統の高さの理解に資するとの観点から適切なものを用いたものです。そのため、原案のとおりとします。

整理番号	御意見	考え方
	っていましたが、工事段階で無断変更がなされ（原子力安全・保安院は法令には抵触しないと容認＜2012.2.27 指示＞）、「非常用復水器Ａ」のドレン管は「ＰＬＲ－Ａ」には接続されずに「非常用復水器Ｂ」のドレン管に接続され、１本になったドレン管（２系統分）が「ＰＬＲ－Ｂ」に接続されているはずですが＜東電 2012.3.12 保安院宛報告＝2012.6.20 東電最終報告添付資料・添付 8-6(2)＞、上記各図の原図である東電作成の「非常用復水器模式図」では、その無断変更後のＩＣドレン管とＰＬＲとの接続状態が“実態に即して正しく（図では遠回りに）”模式化されています。 　一方、同模式図では、図の右端に原子炉建屋壁面と大気放出用のＩＣベント管出口２系統（通称「ブタの鼻」）が描かれ、同壁面に近い側に位置するＩＣタンクは「非常用復水器Ｂ」と説明されています。ところが、実際には、「ブタの鼻」が設置された原子炉建屋の西側壁面＜４７回資料２－１：９頁外＞に近い側のＩＣタンクは「非常用復水器Ａ」と表示されており＜４９回資料２：１１頁の図、「別添１－２」図１＞、「第１章」１６頁図２および「別添１－１」図６の写真でも「非常用復水器（Ａ）」と表示された左側のタンクの奥（左端）に壁面らしきものが写っていることから、同模式図のＩＣ系統の説明は間違い（Ａ・Ｂが逆）だと思われます。そして、その原因は、本来は図の左端（「非常用復水器Ａ」の左側）に描かれるべき原子炉建屋西側壁面（ブタの鼻）を、図の右側に描いたためと思われます。そのように模式化が根本的に間違っている同模式図を何の注記もなく引用掲載することは不適切なので、本「取りまとめ（案）」において壁面位置の	

整理番号	御意見	考え方
	間違い（左右が逆）をきちんと指摘おくべきです。 　次に、規制庁作成と思われる図８の模式図では、ＩＣタンクから下降する２系統のＩＣドレン管が、格納容器の外において合流し、その後に格納容器内に入るよう図示されています。ところが実際には、格納容器外では２系統は別々で、格納容器内で２系統が合流し、上記の無断変更によりＢ系ドレン管にＡ系ドレン管が接続され、その後「ＰＬＲ－Ｂ」に接続されているはずです。また、おそらく参照したと思われる上記東電模式図が誤っているため、図８でも原子炉建屋の壁面に近い方が「ＩＣ（Ｂ）」と記載されていますが、模式図で可能な限り正確性を保つべきです。 ➢　２＜該当箇所＞ 「第１章」１７頁　１７～１８行目　「事故当時に使用されていた事故時運転操作手順書については、ＩＣが自動起動した場合などの具体的な挙動・操作に係る記載等が不足していた」 ＜内容＞ 　東電は、事故後に全て公開した「事故時運転操作手順書」（以下「事故時手順書」）以外にも、「設備別操作手順書」や「ユニット操作手順書」（以下「通常時手順書類」）を備えていたはずですが＜事故時運転操作手順書（事象ベース）「Ｉ総則　４．関連するマニュアル」＞、それら通常時手順書類は（東電が公表を拒否しているためか）現在まで未公開となっており、また、そのため、検討会参加者がそれら通常時手順書類の存在自体を認識できていないこともあってか、本検討会においてそれら通常時手順書類の検証は一切なされてい	➢ 御指摘の箇所の根拠については、別添１－１に記載しているとおり、事故時操作手順書のフローチャートの表記が理解しにくいものであったこと及び本文 p17 の記載のとおり、２号機の事故対応を踏まえて記載したものです。また、非常用復水器は、プラント通常運転時において待機状態であり、非常時等においては、原子炉圧力高等の信号により自動起動するものです。そのため、プラント通常運転時における操作等を調査対象にしたものではありません。

整理番号	御意見	考え方
	ません。 　しかしながら、ＩＣが「常用設備」と位置付けられるのであれば＜５０回資料６－２：５頁＞、(表題から推測するしかありませんが)「設備別操作手順書」にＩＣに関する「具体的な挙動・操作に係る記載」があることが十分に推察されます（東電がそれを否定するのであれば、それを証明するためにも公開が必要です)。 　したがって、事故時手順書の検証だけで「ＩＣが自動起動した場合などの具体的な挙動・操作に係る記載等が不足していた」と結論付けるのは根拠不十分であり、早急に東電に対し通常時手順書類の公開を求め、それらも検討した上で、手順書類の記載不足の有無を判断すべきです。	
	➢　３＜該当箇所＞ 「第１章」１８頁　５～６行目　「非常時（異常が発生した状態）においても効果的に当該設備を活用できるよう手順書の整備、運転員への伝達及び教育訓練等を行う必要があること」 ＜内容＞ 　「手順書の整備、運転員への伝達及び教育訓練等を行う必要がある」との教訓は、具体性に欠ける一般論でしかなく、それは、検討会での手順書類や保安教育についての実態調査・検証が不十分なことの証左です。 　まず、東電は、事故前年の 2010 年２月に「大規模地震発生」を含む「第２２章　自然災害事故」という「事故時運転操作手順書（事象ベース)」(以下「地震手順書」) を新規作成・整備しています。ところが、検討会の議事録・提出資料を見	➢　新規制基準では、東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、地震や津波への対策の強化に加え、重大事故等が発生した場合の十分な対策を要求しています。さらに、想定を超える大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生し発電用原子炉施設に大規模な損壊が発生した場合でも対処できるよう設備を整備するとともに、関連する手順書、体制の整備を行うよう要求しています。御指摘の自然災害や事故時における運転員等の対応については、既に規制に反映されており、事業者において、緊急時等の訓練を実施し、評価することで改善に取り組んでいくこととなっており、その実施状況については、原子力規制検査において、確認しています。また、検査についても、旧制度での保安検査等は見直され、令和２年４月より始まった原子力規制検査を通じて、保安教育の実施状況を含めた保

整理番号	御意見	考え方
	る限り、東電はその存在に一切言及せず、資料提供もしていません。そのため、検討会参加者の大半は、地震手順書の存在を認識しておらず、同手順書が「震度５弱以上または、地震加速度区分Ⅲ（基準点地震加速度 45gal 以上)」を導入条件とし、地震加速度大による自動スクラム・外部電源喪失・津波等への対応手順などが示され、さらに「４．中越沖地震（柏崎）の教訓」も記載されていることなどを、全く把握していないと思われます。その結果、東電が、上記導入条件を満たす強い地震発生（立地地域で「震度６強」＜2011.12.2 東電中間報告添付資料・添付３－１＞）を受けて１～３号機が自動スクラムした事実・経緯について意図的に言及せず、「そのような状況で適用される運転手順書は、事故時運転操作手順書（事象ベース）のうち、原子炉スクラム事故、主蒸気隔離弁閉の場合、に相当いたします」＜４７回資料２－２：４頁＞などと説明していることに対し、検討会参加者の誰も、地震手順書の導入条件その他について指摘・質問できなかったものと思われます。したがって、検討会においては、まず、地震手順書が整備された目的・経緯や内容を調査することが必要で、他の原発でも教訓化できるよう、具体的にどのような「手順書の整備」が求められるのかを議論すべきです（下線部が重要)。 　また、検討会に求められる役割は、「運転員への伝達及び教育訓練等を」具体的にどのように「行う必要がある」のかを示すことにあるはずです（下線部こそが重要)。そのためには、事故前にはどのように「運転員への伝達及び教育訓練等」（以下「教育訓練等」）が行なわれていたのか、きちんと実態	安活動について、適切に実施されているかを監視しています。 なお、事故分析検討会においては、確認した事実に基づき、調査・分析を行っており、その範囲を結果として中間取りまとめとしております。

整理番号	御意見	考え方
	調査することが必要です。具体的には、上記 2010 年２月新規作成の「地震手順書」や、同じく事故前年の 2010 年７月１日施行の「保安規定変更」（主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）より、非常用復水器が先行して自動起動する運用変更＜「別添１－１」７２頁表２および下線部の記述＞）や、さらに保安規定変更に伴って「なされるべき／なされたはず」の事故時手順書等の改訂について（上記３つをまとめて、以下「前年の変更等」）、いずれも第２６回定期検査（2010.3.25～10.15）という機会を活かして、教育訓練等が具体的にどのように「なされたのか／なされなかったのか」、そして、それらの教育訓練等が 2011 年３月の事故前までに「なされなかった」場合は、その理由や根拠（東電の言い分）を確認・検証する必要があります。ちなみに、１号機地震手順書には、１号機には存在しない「ＲＨＲ」や「ＲＣＩＣ」という誤記載（最初に作成された２号機地震手順書をひな型に１号機用を作成した際のチェックミスと思われます）が残されていますが、同手順書を実際に運転員らで読み合わせたり、「当該手順書に従ってステップ毎にチェックしながら操作」＜事故時運転操作手順書（事象ベース）「Ⅱ　まえがき　３．手順書の具体的使用方法」＞するような実践的な教育訓練等が一度でも行なわれていれば、１号機運転員の「誰かが／誰でも」上記誤記載に気付くはずで（この前提に東電が異を唱えるのなら話は別ですが）、上記誤記載の存在は、新規作成後から事故前までに教育訓練等が全く行われていなかったことの証左です。 　そして、保安規定第１１８条では、運転員への保安教育（実	

整理番号	御意見	考え方
	施時期・実施時間）は「３年間で３０時間以上」とされているだけで、保安規定・手順書などの重要な変更があった場合、どの程度の期間内にどのような内容・方法で教育訓練等を行なうべきなのか、具体的に規定されていません。そのため、東電が、保安規定の同条項を根拠に、前年の変更等の教育訓練等を速やかに実施しなくても保安規定上は特に問題ないと意図的に先送りしたため、事故時に１号機運転員が前年の変更等を全く知らなかったという可能性が、十分に考えられます。 同様に、東電が「15:03 に「操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率 55℃/h が遵守できないと考え」、ＩＣを停止したと報告している」＜４７回資料２－１：１１頁＞との規制庁の指摘に対し、改めて東電は「原子炉減圧操作時に要求される原子炉冷却材温度変化率 55℃/h について、それを遵守することを考えたものと推定されます」＜４７回資料２－２：６頁＞と説明していることから推察すれば、運転員はＩＣ手動停止操作を行なった際、保安規定第７７条第３項「当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第３節運転上の制限は適用されない」こと（注：「原子炉冷却材温度変化率 55℃/h」は「第３節運転上の制限」の一つ）＜４７回資料２－１：１８頁＞を認識していなかったことが窺えますが、保安規定第７６条・第７７条は平成２０（2008）年６月２６日施行のため、事故時までの２年半以上もそれらの保安教育が実施されなかったことが推察されます。 一方、国も、炉規法第３７条第５項の「原子炉設置者は、･･･前項の規定の遵守の状況について、主務大臣が定期的に行う	

整理番号	御意見	考え方
	検査を受けなければならない」との規定や、実用炉規則第１６条の２第１項の「法第３７条第５項の規定による検査は、毎年４回行うものとする」との規定に基づき、四半期に一度の検査（規制検査）を行なっていたはずですが、前年の変更等が半年から１年も教育訓練等されず、保安規定第７７条等が２年半以上も保安教育されていなかった実態を事故前に全く把握できなかった・見逃していた原因を、自ら究明することが必要です。 以上のとおり、前年の変更等や保安規定第７７条等についての東電の保安教育の実態調査を行った上で、調査結果に基づき「運転員への伝達及び教育訓練等を」具体的にどのように「行う必要がある」のかを教訓化して、現行の事業者の保安教育（とりわけ実施時期・頻度・対象者など）のあり方を全面的に見直し、一方、国も、現行の規制検査のあり方を全面的に見直す必要があります。	
	➢ ４＜該当箇所＞ 「第１章」１８頁　１２～１４行目　「津波襲来までの期間、事故時の運転員の操作については、操作手順書に基づき確実に実施され、･･･ＩＣは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える」 ＜内容＞ 津波前の運転員のＩＣ操作について、「操作手順書に基づき確実に実施され」ていたと肯定的に評価しています。 その点に関して、規制庁は保安規定第７７条第３項（以下「保安規定同条項」）＜４７回資料２－１：１８頁＞を認識しており、それを踏まえて規制庁岩野係長は「55℃/h 制限はス	➢ 御指摘の箇所については、記載のとおり、津波襲来までは非常用復水器等により原子炉圧力の制御がなされていたことを記録等により確認しています。 また、津波前後の IC に係る解析については、IC の持つ冷却機能や作動時の原子炉の挙動など、安全機能の本質的な部分について今後も本検討会で調査を継続していきます。 なお、手順に係る部分の議論については、第 48 回事故分析検討会の議事録を御確認ください。

整理番号	御意見	考え方
	クラム時には適用されないというふうに認識をしております」と明言した上で、「東京電力におかれてはここを踏まえて次回以降、説明のほうをお願いします」と要望していました＜４７回議事録：２４頁＞。ところが東電は、その後の会合でも、保安規定同条項を踏まえた最善・適正な操作について一切説明をしていません＜４７～５０回議事録＞。 　そもそも保安規定は、炉規法第３７条第４項により東電に遵守義務が課せられているものであり、また、実用炉規則第７条の４で「･･･原子炉設置者は、保安規定に基づき要領書、作業手順書その他保安に関する文書･･･を定め、これらを遵守しなければならない」とされているため、津波前の運転員のＩＣ手動停止操作が、地震手順書や、手順書の上位文書である保安規定を遵守して「確実に実施」されたのかどうかを検証すべきですが、検討会ではそのような観点からの検証は全くなされていません＜４７～５０回議事録＞。 　さらに、地震手順書では「地震においては、その地震動の大きさにより動作を期待する系統・機器が運転不能となる恐れがあるため、･･･健全な系統・機器により原子炉を冷温停止する･･･」＜１．事故概要＞と指示されていることに鑑みれば、地震後に「操作手順書に基づき確実に実施され」るべき操作とは、自動起動したＩＣをそのまま継続作動させて冷温停止に向けて急速減圧（ＳＨＣ作動圧まで）すること以外にはないはずで、異常時にはそのような急速減圧・冷却が必要だからこそ、それを容認する保安規定同条項が定められているはずです。この点、更田上席技監も「･･･地震直後にこれは大ごとだって本当に大きな事故だという認識が中操です	

整理番号	御意見	考え方
	ぐにできていれば､そこで55℃/hが出てくるのはおかしい」､「そこで 55℃/h は一般にたたき込まれているからと言われても、じゃあ事故に対する、事故というか発生直後の認識がすごく緩やかなものだった。ひどい言い方すると甘かったというふうに推測もされる」などと述べ＜４７回議事録：２７頁＞､｢･･･操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率55℃/hが遵守できないと考え」ＩＣを停止した旨の東電の説明＜４７回資料２－１：６頁＞に、疑問を呈しています。ただし、そのような議論がなされた際も、保安規定同条項や地震手順書を踏まえてなされるべき操作については検討されておらず（東電からの説明もなく)、操作が「確実に実施されていた」と判断できるような根拠はありません。 　また、「ＩＣは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える」とも評価しています。 　ここで、前年の保安規定変更で原子炉圧力高に対し原子炉水の減少を伴うＳＲＶでなく原子炉水の減少のないＩＣが先に起動するようにされたことに鑑みれば、地震後に自動起動したＩＣが発揮すべき「所定の機能」とは、炉水を維持しながら、地震手順書記載の冷温停止という最終目標の早期実現に向けて、保安規定同条項で容認された原子炉の急速減圧・冷却（55℃/h 以上）を行なうことだと思われます。また、地震手順書には、保安規定第７６・７７条などが明記されていることから＜３.（３）関連規定＞、事故前に同手順書の保安教育が適切に実施されていれば、運転員の誰かは「55℃/h制限はスクラム時には適用されない」ことを正しく認識できていたはずです。ところが、実際に運転員が行った操作は、	

整理番号	御意見	考え方
	上記のとおり「事故というか発生直後の認識がすごく緩やかなものだった。ひどい言い方すると甘かった」と指摘されるようなもので、地震後に１号機で唯一「冷やす」機能を担っていたＩＣを２系統とも手動停止し、その後はＩＣ１系統で漫然と原子炉圧力制御（間欠冷却）を繰り返していただけで、巨大地震直後・津波警報発令後のそのような甘い認識による切迫感のない操作が事故の拡大・悪化を招いた可能性が高いのです。 　そして、運転員が、地震手順書や保安規定同条項を直ちに思い浮かべ、地震後に自動起動したＩＣを継続作動させ急速減圧・冷却していたなら、津波直前（全電源喪失によるＩＣの機能喪失前）までに一定程度の原子炉冷却・崩壊熱除去ができていたはずで、その津波直前までの冷却と崩壊熱減衰の効果により、事故当日夕方に１号機で生じたと推測される早期の炉心露出･溶融(JNES 解析では地震発生後２～３時間後、東電解析では同３～４時間後＜JNES「東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る１号機、２号機及び３号機の炉心の状態に関する評価」(2011.9) 表３－４＞を一定時間先延ばしできたはずです。そして、その炉心露出・溶融先延ばしによる時間的猶予を活かして、実際に東電が津波後に講じた各種事故対応（代替冷却準備やバッテリー等電源確保など）が適時適切に行われていれば、炉心露出・溶融自体やそれに続く水素爆発なども回避でき、１号機水素爆発による２・３号機復旧作業への悪影響・事故の拡大連鎖をも断ち切れた可能性さえあると推察されます。 　以上のとおり、津波前の運転員のＩＣ手動停止操作やそれ	

整理番号	御意見	考え方
	を正当化する東電の弁明を、地震手順書や保安規定同条項（東電に遵守義務あり）と一切照らし合わせることなく、肯定的に評価することは、完全な誤りです。また、検討会の「非常用復水器（IC）に関する事実関係を明らかにし当該設備に対する疑問を解消するとともに、IC を通して事故時対応の教訓を見出す」との目的に鑑みれば、検討会参加者の専門性・知識技能を活かし、津波直前までのＩＣ継続作動による急速減圧・冷却がなされた場合の津波後（ＳＲＶで減圧・主蒸気放出）の原子炉圧力・水位の経時変化について定量的解析を行ない、それに基づき具体的な事故の進展（炉心露出・溶融や水素爆発等の回避可能性）を検証することが強く求められます。そのような定量的解析・検証を行なわず、明確な根拠もなしに肯定的評価をするのは時期尚早です。	
3	➢ ＜該当箇所＞18 頁 12 行目以下 ＜内容＞ 【意見】 「津波襲来までの期間、事故時の運転員の操作については、操作手順書に基づき確実に実施され、原子炉圧力に係る記録によると、ＩＣによる原子炉圧力が確認できており、ＩＣは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていると考える」との記載については、更なる検証が不可欠である。 【理由】 （１）東電の保安規定 77 条第 3 項は「第 76 条第 1 項の異常が発生してから当直長が異常の収束を判断するまでの期間は、第３節運転上の制限は適用されない」と定めており、76 条 1 項(1)は「原子炉の自動スクラム信号が発信した場合」	➢ 御指摘の箇所については、記載のとおり、津波襲来までは非常用復水器等により原子炉圧力の制御がなされていたことを記録等により確認しています。 なお、「55□/h」の記載は「55℃/h」として解釈しました。 原子力規制委員会は、引き続き、予断を持たず、客観的な事実に基づいて当該事故の調査・分析を行っていきます。

整理番号	御意見	考え方
	としているから、本件事故当時は操作手順書に優先する認可を受けた保安規定 77 条 3 項に基づき、55℃／ｈの運転制限は適用してはならなかったはずである。なぜ保安規定 77 条 3 項に従わなかったのか更なる検証が必要である。 　日本原子力学会和文論文誌(2013)「福島第一原子力発電所事故に関する5つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析　事故の進展と原因に焦点を 当てて」 https://www.jstage.jst.go.jp/article/taesj/advpub/0/advpub_J12.036/_pdf/-char/ja では、IC で原子炉圧力６～７MPa に維持する規定は「MSIV の再開ができるまでの、いわば「場つなぎ」としての役割であると考えられる」としている。他方で、大地震発生＋原子炉スクラム停止＋外部電源喪失においては「IC による原子炉圧力の維持を試みるのではなく」「できるだけ早く原子炉を冷温停止に移行することを考えるべきであったと判断できる」とされている。さらに「IC は、原子炉を高温停止状態に維持することを意図した系統であり、IC 本来の目的を十分に理解していれば、今回のような地震による原子炉スクラム時に IC を用いて冷温停止に移行すると考えるのはむしろ不自然である」ともされている。 「JAEA-Technology2014-036　福島第一原子力発電所 1 号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因になった可能性があるという指摘について」 https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAEA-Technology-2014-036.pdf	

整理番号	御意見	考え方
	においても「15 時 17 分以後、運転員は、IC１系列（IC-A）のみを手動で 3 回起動・停止しているが、東電事故調では、「この操作は手順書に従って原子炉圧力を６～７MPa の範囲に維持しようとしたものである」としている。この結果、記録が残っているスクラム後約 30 分間において、原子炉圧力は SRV の作動設定圧以下に維持され、SRV が作動することはなかった。ただし、今回のように大地震により原子炉がスクラムしさらに外部電源も喪失した状態において、原子炉圧力を高圧に維持することが適切であるかは疑問である。」などとされている。 「着々と進む中国の原子力開発　奈良林　直（東京科学大学特定教授） https://jinf.jp/feedback/archives/45666 においても、「一方、津波の被害を受けた福島第一 1 号機の非常用炉心冷却装置である隔離時復水器 2 基が地震直後に保安規定に定めた毎時 55℃を遙かに超える 3 倍のスピードで冷えたため、1 基を止め、残りの 1 基をオンオフ運転していたところ、オフの状態で津波が来襲してメルトダウンに至った。事前に津波襲来時の訓練がされていれば、保安規定の矛盾に気づき、事故が防げたであろうことも紹介した。」とされている。 　なお、2 号機ではＲＣＩＣの手動起動で対応がなされているが 55□/h の運転制限が意識された形跡はない。運転員が近接している 2 号機における操作との対比も行われるべきである。 （２）保安規定添付１原子炉がスクラムした場合の運転操作	

整理番号	御意見	考え方
	基準（第 77 条関連）では「非常用炉心冷却系、非常用交流電源及び非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2 つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない」とある。非常用復水器が自動起動した後は自動起動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止してはならなかったのではないか。検証すべきである。 （３）1 号機事故時運転操作手順書には「Ⅳ　自然災害編」「第 22 章　自然災害事故」の定めがあり、本件事故時には「２２－１　大規模地震発生」「Ａ－１　大規模地震発生の場合（自動スクラムした場合）」「（Ｅ）外部電源喪失の場合」が真っ先に参照されるべきである。大規模地震発生時には余震や火災、機器の損傷などがあり、これらの影響を確認するためにも高温待機ではなく緊急減圧・緊急冷温停止が目指されるべきである。周辺の被害によっては電力回復が遅れたり燃料が枯渇することもあり得る。一般的なスクラム停止の手順書ではなく、自然災害・大規模地震に特化した「自然災害編」が遵守されなかった理由について詳しく検証すべきである。 （４）そもそも非常用復水器がＳＲＶよりも優先的に起動する可能性が高まった平成 22 年保安規定変更認可による設定値変更について本文において検証すべきである。この点、70 頁以下には「３　設置許可における設計方針及び作動設定値等」「１」設置許可における基本設計及び解析条件等」「２」非常用復水器、主蒸気逃し安全弁（逃し弁機能）の作動条件等」の記載があるが、本文ではこの設定値変更について何ら	

整理番号	御意見	考え方
	検証されていない。 　この点、松岡猛教授は「福島第一原子力発電所事故の PSA の観点からの検討（再検討）」 http://mats121.world.coocan.jp/SSS2018-4.pdf において「IC の運転継続時間から考えて本事故時に 1 号機で IC を使用したのは間違いといえる。HPCI を選択していれば 1 号機の炉心損傷確率は 2,3 号機と同等となっていた。1 号機が5時間以内に炉心溶融に至ったのはたまたまではなく IC を起動させたためほぼ必然であった」と結論づけている。 　まずは平成 22 年のＩＣの設定変更が無かった場合のシナリオを吟味し（その場合は 2 号機と対比するとＳＲＶによる減圧とＨＰＣＩによる水位回復がなされるはずであり、全電源喪失後も数日は冷却が継続した可能性がある）、なぜ平成 22 年にスクラム停止圧力高だけでなく、ＩＣの設定値も変更したのか、その意図を探求し、それが適切であったのかを検証すべきである。長年ＩＣの実働実績・経験が存しなかったのであるから、そのＩＣの起動可能性を高める変更をあえてしなければならない理由が明らかにされるべきである。ＩＣの設定変更がなければ事故は発生しなかった可能性があるからである。 　そして、ＩＣの設定変更について規制庁における安全審査が厳正に行われていたのかについても検証が不可欠である。その際には、非常用復水器が設置許可本文や添付書類八・十で安全評価されていることに鑑み、設定値の変更の際にも設置変更許可や工事計画認可・届出あるいは使用前許可などの監督手続も踏むべきではなかったかについても検証がなさ	

整理番号	御意見	考え方
	れ、その結果を本文で記載すべきである。 　さらにＩＣの設定変更がＨＰＣＩの自動起動に及ぼす影響も吟味すべきである。 　また、保安規定変更許可の際に、東電運転員のＩＣへの知識経験や手順書への反映についても審査がなされたのかについても検証すべきである。 　今後、革新型軽水炉に非常用復水器を用いるというのであれば、1号機を早々に水素爆発させ、2号機・3号機・4号機の復旧を妨げたＩＣについて深く検証すべきであり、「操作手順書に基づき確実に実施され」「ＩＣは所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える」などと早々に結論づけてはならない。	
4	（別添 3-3）4 号機原子炉建屋の鉄筋コンクリート損傷から水素爆発 1 事象の検証について（-177-～-191-） ➢ １．p.179:(a)損傷モード及び程度 L5～9「特に、これらの･･･（中略）･･･形態となっている。」 p.185：３．３鉄筋コンクリート配筋標準（建築基準法） L4～6「しかし、1F 建設時･･･（中略）･･･肝要である。」について Ｑ：原子力発電所の原子炉建屋は建築基準法が改訂されて、「既存不適格建築物」になっても、そのまま、使用されているような表現になっているが、これは正しいのか。 ➢ ２．p.179（c）損傷モードの判定 L18～20「曲げ、せん断、ねじり/引張、圧縮、回転等に対して生じる損傷のモード･･･（中略）･･･整理することができる。」について	➢ 本節の主旨は、建設当時の建築基準法の配筋詳細が、現行の規定に比べ単純であることから部材ごとの破壊モードが比較的想定しやすいことを利用し、部材の損傷状態から水素爆発の位置や規模を推定する手法を示したものです。したがって、建築基準法における既存不適格建築物について言及したものではありません。 ➢ 部材の損傷モード（曲げ、せん断等）の判定は、作用力と損傷状態との関係性から算出されるもので、ここではこれらの関係性から水素爆発の位置や大きさを推定しようとするものです。したがって、「回転」だけに着目しているものではあ

整理番号	御意見	考え方
	Ｑ：この「回転」に対して損傷するという理解で良いか。	りません。
	➢ ３．p.182 L2～4「特に、損傷を･･･（中略）･･･評価指標として有効である。」について Ｑ：加速度及び速度が弾性領域の指標であるとの記述があるが、力学的な意味が全く理解できない。また、「塑性域を超えたエネルギー則」とはどのような法則か。	➢ ４号機は、水素爆発により複数の壁床・梁柱部材が大きく破壊に至る損傷を受けています。こうした現状において損傷を含めて性能を定量的に評価しようとした場合、部材ごとに損傷程度や破壊モードによりエネルギーの吸収等が異なることから応力ひずみ関係については非線形を示すことになり、エネルギー則等を用いて性能評価をする必要があると考えています。 なお、エネルギー（一定）則は、線形系の最大応答変位から非線形系の最大応答変位を簡便に計算できる手法として、N.M.Newmark らにより 1960 年に提案されたものであり、具体的には、部材の塑性化に伴って、構造物に作用する荷重の最大応答値が減少する（ソフトニング）大きさを評価するための手法で、作用力による構造物の最大運動エネルギーは一定であるという仮定の下で、最大ひずみエネルギーの応答値が同一であるとした方法を意味しています（日本道路協会道路橋示方書耐震設計編（平成 24 年版）用語より引用）。
	➢ ４．p.182 L6～8「なお、4 号機原子炉建屋の損傷調査では、放射線汚染環境下にあり回転角、変位・変形等の客観的な調査・計測ができないことから･･･（中略）･･･ことになる。」について Ｑ：これは事実なのか。「放射線汚染環境」という正式な用語があるのか否か存知ないが、貴庁の文書にこのような記述があることに驚く。貴庁発の「風評被害」になりかねないのではないか。	➢ ４号機は、水素爆発により放射性物質による汚染環境下にあることから、容易に損傷等の調査計測ができないことを示したものです。御指摘を踏まえ、「放射性物質による汚染環境下」に記載を修正します。
	➢ ５．p.182：３．１　鉄筋コンクリートの損傷評価	➢ 鉄筋コンクリート造の設計では、要求機能に応じて柱梁・壁

整理番号	御意見	考え方
	②構造形式 L18 ～19 について Ｃ：鉄筋コンクリート構造では、柱梁構造でラーメン構造を利用しないことは極めて難しく、また、梁を内蔵させないで壁床構造を構築することもなかなか難しい。この件の意味がよくわからない。	床等が適切に配置され、これらの配置及び鉄筋配筋により外力に対して抵抗するものであり基本的考え方を示したものです。
	➢ ６．p.182：３．１ 鉄筋コンクリートの損傷評価 ②構造形式 L19～L20 について Ｃ：「構造形式により応答応力の算定が異なる。」という記述の意味がよくわからない。構造物に外乱が加わり、それに対応する応力を算定する場合、力の釣り合い・変形の適合・エネルギーの保存（停留）の物理学の基本原理を利用するだけで、構造形式や計算方法によって外乱に対する応力が異なるような表現は不適切である。	➢ 「力の釣り合い・変形の適合・エネルギーの保存（停留）の物理学の基本原理を利用するだけ」との指摘については、主に許容応力度設計法における設計の基本的考え方であり、破壊に至る損傷を受けた構造物等の性能の診断には必ずしも適用される考え方ではないと考えています。ここで重要なのは、新設設計ではなく、損傷を受けた鉄筋コンクリート造の健全性診断を如何に客観的に評価するかであり、４号機は大きな損傷を受けている部材も存在することから、従来の評価法だけでなく最新の学術成果等を鑑みて評価することが必要と考えています。
	➢ ７．p.183 L1～2「ピーク以降のソフトニングをどのように評価するかが重要である。」について Ｃ：その通りであると思う。残念ながら、ソフトニングを評価しうる解析法、実験法で一般的に利用しうるものは、現在のところ、無い。解の唯一性が保証できない領域である。構造物が崩壊するまでの挙動を追跡できればありがたいのであるが、夢物語である。	➢ 御指摘（解の唯一性の保証）については、梁柱構造のようにひずみが局在化する部材では難しい部分も存在しますが、壁床構造のように応力ひずみの均一性・分散性が保たれる場合などはピーク以降のソフトニングについても一定の解が推定されることを利用して検討を行うものです。 この考え方は、例えば、ひびわれた鉄筋コンクリートの引張剛性モデルを示した論文、「出雲、島、岡村、面内力を受ける鉄筋コンクリート板要素の解析モデル、コンクリート工学論文、Vol.25, No.9, Sept.1987,PP107-120」に記載されています。

整理番号	御意見	考え方
	➢ ８．p.183 L4「ピーク以降のハードニング等」について Ｃ：鋼材である鉄筋のピーク以降も評価しようというのは、無理難題の領域である。	➢ 鋼材は、ピーク以降は材料特性としてハードニングが生じることは明らかだと考えています。ここでは単独の材料の特性評価ではなく鉄筋コンクリート複合部材としての終局時の挙動に着目して、ピーク以降のハードニング域（またはソフトニング領域）での応答特性を考慮して損傷部材の評価を行うものです。 この考え方は、例えば、鉄筋の降伏以後をモデル化した論文、「玉井、島、出雲、岡村、一軸引張部材における鉄筋の降伏以後の平均応力―平均ひずみ関係、土木学会論文集　第 378 号／V-6　1987 年 2 月 PP239-247」に記載されています。
	➢ ９．p.183 L15「壁部材は応力の分散均一化することから」について Ｑ：一般論でそうなるのか。たとえば、小さな飛翔体の衝突、壁下端のせん断滑り破壊、壁のコーナーの圧壊、等々、破壊現象のほとんどは変形の集中である。	➢ 壁部材は、主筋、配力筋を等間隔に２方向に配筋することから発生する応力及びひずみは均一化・分散化されます。したがって、力学的評価として「平均応力～平均ひずみ関係」を構成モデルとして表現することが可能です。飛翔体の衝突等の事象は、応力集中や応答の局在化する特殊事象であり、区別して評価することで損傷評価が出来ると考えています。
	➢ 10.p.183 図７部材毎の損傷の例［梁］塑性ヒンジ及び［曲げ破壊］の写真について Ｃ：梁端部の被りコンクリートが剥離脱落し、フープ筋らしき鉄筋が大きく変形している。これを「曲げ破壊」と断定するのは疑問である。「曲げせん断破壊」の可能性も大きい。ここ、すなわち、この梁端部が「塑性ヒンジ」として働いたと断定するのは、なお、難しい。コンクリートが圧壊・剥落した梁端部を塑性ヒンジとするのは無理であろう。柱で引張筋	➢ 梁部材では、かぶりの損傷状況、ひび割れの発生状況及びひび割れ幅並びに曲げ・せん断等の破壊モード等の損傷状況を総合的に判断しています。今回の対象部材は、梁の引張部には曲げによるひび割れが若干発生しているものの、梁柱への固定端部は曲げが卓越した破壊ということで「曲げ破壊」としています。また、梁の圧縮部引張部の主筋はほぼ同量であり、柱も同様であることも塑性ヒンジの発生と判断した理由です。 なお、御指摘のとおり、梁損傷部の配筋は、せん断筋が量・

整理番号	御意見	考え方
	と圧縮筋が同量であれば、抵抗曲げモーメントを少し小さく見積もって塑性ヒンジを仮定することは可能かも知れない。	間隔共に現在に比べ少ないため破断していることも確認しています。
	➢ 11. p.184 図８「鉄筋コンクリート梁・柱部材の荷重～変形関係」は理解できない。コンクリートに「ひび割れ」が発生しても荷重～変形関係は線形のままのように見える。「ひび割れ」による「非線形化」はコンクリートの本質の一つである。ここで、重ね合わせの法則が使えなくなる。この「非線形化」が明示されていない図は信用できない。	➢ 図８は、梁・柱部材の荷重～変形関係を、鉄筋比や帯筋拘束の大小等を加味して模式的に表した一般的な関係図です。ここでひび割れ発生後の曲線が非線形化となっていないとの御指摘ですが、今回の損傷評価では、ピーク以降の大きな変形域が問題となっていることから、こちらを強調したことで立ち上がり部は線形的になっています。なお、図８の荷重～変形関係図は、主に上に凸の非線形で示されており、御指摘は当たりません。
	➢ 12. p.184 L1～3「設計では弾性設計を行うが･･･（中略）･･･認識すべきである。」について Ｑ：ここでは、いわゆる「裏面剥離」のような現象は考えなくても良いのか。考える必要がないとする理由がわからない。	➢ ４号機鉄筋コンクリートの損傷は、参考資料[4]日本建築学会の建築物の耐衝撃設計の考え方(2015)に基づいて、ひび割れの発生やかぶり崩落等の損傷を考慮するとともに、ピーク以降の終局破壊まで評価するものです。また、飛翔体等の衝突により表面破壊、貫入、裏面剥離及び貫通の局部破壊が発生することがありますが、今回の水素爆発による損傷の分析では、こうした局部破壊も念頭に損傷の評価を行いますので、裏面剥離を除外しているものではありません。
	➢ 13. p.186 図 11「壁部材の破壊モードの考え方」について Ｑ：図中の説明に、「現行の建築基準法では、･･･（中略）･･･フック等の設置が義務づけられている」とあるが、これは本当か。図 10「建築基準法による配筋ディテールの例」のどこがそれに相当するのかわからない。また、図 11 の「平面」の意味がわからない。	➢ 配筋詳細としてあばら筋、帯筋のフック、鉄筋の重ね継手や定着部にフックを設置したりする規定があり、過去の建築基準法の改訂では阪神淡路大震災等の大地震を受けるごとに配筋詳細は強化されてきています。また、図 11 の平面とは伏図のことです。
	➢ 14. p.187	➢ 図 13 のひび割れ図は、４号機の損傷部材の調査結果から代表

整理番号	御意見	考え方
	図 13「梁部材の損傷レベルとひび割れ破壊」について Ｃ：ひび割れ図は理解できない。梁の上面は床スラブによる補強効果でひび割れが発生しにくいのかもしれないが、補強効果の判断は極めて難しい。梁の上面からひび割れが発生すると考えるのが普通である。このひび割れ図は、p.184 の図９「作用の大きさによる部材抵抗性」と矛盾している。	的かつ典型的なひび割れ及び損傷状況を模式的に表現したものです。既往の研究等で示された地震動等によるひび割れとは異なっていると認識していますが、そもそも今回の作用は水素爆発による衝撃波（面外力）という特殊性があることからこのような損傷が生じた原因ではないかと推定しています。
	➢ 15.p.190 L13～15「今回の損傷状態は、･･･（中略）･･･考えることが妥当と思われる。」について Ｃ：ひび割れ幅が大きくなることもなく、ひび割れが進展することもなく、「端部の塑性ヒンジが生じた」というのは、何の根拠もない新説という以外にない。これまで人類が蓄積してきた力学体系の否定である。	➢ 4号機の鉄筋コンクリート部材等の損傷については、過去に同じように発生した事例は存在しない特殊な損傷形態と考えており、水素爆発により衝撃的に作用した損傷と考えられ、一般の鉄筋コンクリート造ではガス爆発による損傷と類似しています。 また、一般には従来の壁等の損傷の解析は、外力として地震力の面内力が主流で、今回は水素爆発により面外力が卓越したものとなっていることから、従来の破壊とは異なる損傷形態であったと考えています。 これまでの調査において、今回の損傷状態は、ひび割れが進展した形跡が現時点では明確には見られていないことから、一気に外力が（衝撃的に）作用したことで、梁では端部の塑性ヒンジが生じた可能性があることを考慮し、記載を修正します。 また、今後の調査方針についても、記載を追加します。
	➢ 16.p.190 L16～19「なお、これらの損傷調査から、･･･（中略）･･･判断することが妥当と思われる。」について Ｃ：「衝撃」及び「塑性ヒンジ」という言葉が、通常使われている意味だとすると、この件も理解できない。 以上	➢ 「衝撃」及び「塑性ヒンジ」という言葉は、建築・土木分野で通常用いられているものと同義で用いています。具体的には衝撃荷重は、車の衝突や台風による飛翔体の衝突などであり、また、塑性ヒンジとは、曲げモーメントが全塑性モーメントを超え、部材断面全てが降伏し、ヒンジのように回転剛性を失った部分のことです。簡単に言うと、回転する力に抵抗できなくなった部分のことで、梁部材の崩壊モードの１つで「曲げ破

整理番号	御意見	考え方
		壊」となります。 なお、建築基準法施行令第八十三条に「衝撃による外力」という規定があります。また、日本建築学会「鉄筋コンクリート構造保有水平耐力計算規準・同解説」には、塑性ヒンジの規定が示されています。
５	中間取りまとめ（２０２５年版）（案）について、意見を提出いたします。 ●被曝しながら原子炉建屋等に接近・立ち入って調査に当たられている方々に、感謝致します。 ●参考８のお蔭で、調査全体が俯瞰できます。今後も、とりまとめの度に付けて下さい。	
	➢ ●本文１６頁の東電が紹介した設計を記載するのは書き過ぎです。事故の分析調査の範囲を超えています。 原発の新規導入を推奨しているかのようにも読めます。そもそも、事故を起こした東電が新規導入に向けた設計を紹介すること自体が有り得ない事ですし、あってはならない事です。とは言え、事業者が考えたり検討すること自体は止められないでしょう。「また」から「行う必要がある」までの段落は、せめて、本文からは削除して参考や添付にすべきです。	➢ 中間取りまとめの構成については、主な検討結果等を本文に記載し、調査・分析内容や検討結果について詳細な説明が必要と考えられるものは、別添を付して詳述しています。当該記載については、事故分析検討会において必要と判断し、記載しています。
	➢ ●本文１８頁等に記載のように、実条件での動作確認・訓練等の重要性は、どんなに強調しても、強調しすぎることはないと考えます。「おわりに」などにも記載するなど、もっと強く打ち出すべきではないでしょうか。	➢ 同上
	➢ ●シールドプラグに関する記載が「第四章」と「第五章　第四節」で離れているのが分かり難いです。 同じシールドプラグのことですから、「第五章　第四節」で	➢ 同上

整理番号	御意見	考え方
	書かれている「シールドプラグの高汚染」の項目を「第五章第一節」に移動させ、それ以降の項目を一節ずつ繰り下げた方が良いのではないですか。もっと分かり易くなります。	
	➢ ●第二章の１号ペデスタルのコンクリート損傷に関する調査は、今後も継続して下さい。	➢ 御意見をいただいた事項については、今後も事故調査を継続していきます。
	➢ ●第三章の水素挙動に関する調査や知見の収集は、号機を問わず今後も継続して下さい。 ２０２１年版とりまとめで３号建屋の多段階爆発説を提示しているにも関わらず、第二段階である可燃性ガスに関する記載が見当たらないので、不自然な感じを受けます。可燃性ガスの種類や発生源、５階への流入経路等はどうなっているのですか。 「調査中」だとしても、どのような理由で分析が長引いているのか、今後の分析予定がどうなっているのかなど、記載した方が良いと考えます。	➢ 同上。 なお、水素爆発の解明については、「水素挙動」及び「水素爆発時に生じる圧力」の各項目において調査を進めており、継続的に実施しています。
	➢ ●第五章　第三節の１号機ベントに係るモニタリングポスト等の分析は、今後も継続を望みます。 写真・動画・モニタリングポストの値等、複数の要素を突き合わせての分析は、世界で初めての取り組みでしょう。 １号建屋北側のモニタリングポストの計測値との比較等の結果は、次のとりまとめに盛り込んで下さい。	➢ 御意見をいただいた事項については、今後も事故調査を継続していきます。
	➢ ●事故調査分析の進め方と目的について 多くの個人や組織の協力を得て調査・分析を進めているのは分かりますが、対象が殆どオンサイトに絞られていることに、国民の一人として抗議します。 オフサイト（敷地外）では、恐らく何十万人単位の人達が避	➢ 原子力規制委員会における東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の目的、調査内容及びその進め方に対する御意見については、今後の活動の参考とします。具体的には、廃炉作業の進捗、現場の環境、人的資源、新たな情報・知見の収集可能性など、様々な状況や制約を踏まえて、その対象

整理番号	御意見	考え方
	難を余儀なくされ、多くの土地・建物が放射性物質をかぶりました。避難指示の発出がどのような根拠でどのようなタイミングでなされたのか、それによって住民の生活や人生がどのような影響（被害）を受けたのか、それらも調査対象に含めるべきです。 　事故を起こした事業者が提案した原発の新規導入に向けた設計を本文に盛り込む一方で、事故の被害者の声は聞きに行かないのですか。原子力規制委員会の事故調査分析は、規制委員会設置法に定められている、法的根拠のあるものです。公務員は全体の奉仕者です。被害者にこそ、先ず向き合うべきでしょう。「事故の調査分析を行います。どのような被害なのか、お話を聞かせて下さい」と聞きに行くのが筋ではありませんか。 １号ベントのプルームの放出量・放出方向を調べようとしているのは評価できますが、セシウムボールの生成量・生成過程など、オフサイトで調べるべきことも山積していると考えます。 この国の主権者の一人として、原子力規制委員会には、オフサイトの調査、被害の様相を調べる調査を強く望みます。 　提出した意見は私個人のものであり、他の如何なる個人・組織とも関係のないことをお断りしておきます。	や内容を選定しています。また、事故調査の進め方等は必要に応じて見直しを行います。

別紙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
（２０２５年版）

２０２５年９月４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　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　９
２．２　検討の体制及び実施方法　・・・・・・・・・・・・・・・・　９
２．３　本中間取りまとめの構成　・・・・・・・・・・・・・・・・　１０

第一章　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察
1-1　目的　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１２
1-2　事故時における非常用復水器の操作等及び系統構成・・・・・　１２
1-3　調査・分析の内容・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１４
1-4　非常用復水器（Ａ）タンク保有水が減少した
メカニズム等の推定　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１４
1-5　非常用復水器に係る調査・分析から得られた教訓・・・・・・　１７
1-6　検討・分析の結果　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１８

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　経緯　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１９
2-2　ペデスタル壁内側下部のコンクリート損傷に係る調査等の概要
・・・・・・・・・・・・・　２０
2-2-1　ペデスタルコンクリート熱作用に係る基本特性分析　・・・　２１
2-2-2　高温環境におけるコンクリートの爆裂に係る調査　・・・・　２１
2-3　棚状堆積物の形成に係る検討　・・・・・・・・・・・・・・・・　２２
2-4　検討・分析の結果　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２３

第三章　水素爆発事象の解明
3-1　経緯　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２４
3-2　調査・分析の内容　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２４
3-2-1　３号機原子炉建屋内の水素挙動　・・・・・・・・・・・・・　２４
3-2-2　３号機原子炉建屋内における水素爆発時に生じる圧力　・・　２４
3-2-3　４号機原子炉建屋内における水素爆発時の
位置及び規模の推定　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２５
3-3　検討・分析の結果　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２６

第四章　１号機原子炉建屋のシールドプラグの変位及び変形に係る検討
4-1　経緯　・・・

終章　おわりに　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４３

略語集　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　４５

参考１　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　・・・・・・・・・・・・・・・・・　４７
参考２　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　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５１
参考３　事故分析検討会の構成メンバー及び開催実績　・・・・・・・・　５４
参考４　調査チームの構成員　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　５９
参考５　現地調査の実施実績　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６０
参考６　東京電力等から提供を受けた情報　・・・・・・・・・・・・・・　６２
参考７　連絡・調整会議の開催実績　・・・・・・・・・・・・・・・・・　６６
参考８　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　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　６７

別添１－１　１号機非常用復水器に係る設計及び運用について　・・・・　６９
別添１－２　１号機非常用復水器（Ａ系）タンク水の減少について　・・　８３
別添２－１　１号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析について
・・・・・・・・・・・・　９５
別添２－２　高温環境におけるコンクリートの損傷挙動に係る調査
・・・・・・・・・・・・　１３１
別添２－３－１　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　・・・　１３８
別添２－３－２　多孔質な棚状堆積物の形成に係る考察　・・・・・・　１４５
別添３－１　３号機原子炉建屋内水素分布に係る CIGMA 実験　・・・・　１４９
別添３－２　水素等燃焼試験　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１５６
別添３－３　４号機原子炉建屋の鉄筋コンクリート損傷から
水素爆発事象の検証ついて　・・・・・・・・・・・・・・　１７５
別添４－１　１号機シールドプラグの変位・変形の仮説成立性を
確認するための検討　・・・・・・・・・・・・・・・・・・　１９０
別添４－２　解析による水素爆発時の１号機シールドプラグ挙動推定
・・・・・・・・・・・・　１９７
別添５－１　２号機 X-6 ペネで確認された堆積物に関する考察
及び調査方針　・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　２１５
別添５－２－１　1/2 号機 SGTS 配管に係る調査について　・・・・・・　２２３
別添５－２－２　１号機 SGTS 切断配管の内面汚染密度測定（その２）
・・・・・・・・・・・・　２２８
別添５－３－１　福島第一原子力発電所１号機ベント映像解析による
初期挙動推定経過報告　・・・・・・・・・・・・・・・・　２４４
別添５－３－２　局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS
による１号機ベントに係る試計算について　・・・・　２５３
別添５－４－１　１～３号機シールドプラグの汚染メカニズム
に係る調査計画について　・・・・・・・・・・・・・・　２５８
別添５－４－２　狭隘流路における水蒸気の流れ及び
凝縮挙動に関する研究　・・・・・・・・・・・・・・・・　２６２
別添５－５－１　原子炉建屋スミヤ試料の分析　・・・・・・・・・・　２８４

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、○○×$10^{△△}$を意味する。（「○○」、［△△］は数値）
また、単位の記載中、k（キロ）は 10^{3}、M（メガ）は 10^{6}、G（ギガ）は 10^{9}、T（テラ）は 10^{12}、P（ペタ）は 10^{15} をそれぞれ意味する。

序章

１．検討の経緯

原子力規制委員会では、東京電力福島第一原子力発電所事故に関し、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、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（以下、単に「福島第一原子力発電所」という。）の現場の環境改善や廃炉作業の進捗により、原子炉建屋内部等へのアクセス性が向上し、施設の状態確認や試料の採取が可能な範囲が増えていることを踏まえ、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）。これ以降、原子力規制委員会では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[1]（以下「事故分析検討会」という。）において検討を進め、以下のとおり、これまで検討結果を取りまとめてきた。

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。）
③ 「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）」（以下「中間取りまとめ（2024 年版）」という。）

本中間とりまとめは、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了承された「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」（参考２）に沿って引き続き、事故の調査・分析を継続的に実施し、2025 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である。

1 2013 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ものを検討対象に加えるとともに、これまでの中間取りまとめに記述した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、直接観察や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に入って測

定・観察などの調査を実施した。具体的には、構造物等の状況観察と撮像・形状測定、原子力施設内の各所での空間線量率の測定などを実施したほか、敷地内のスミヤ等の試料をサンプリングし、放射性核種分析などを JAEA の協力を得て実施した。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入手した情報を参考６に示す。

（４）メーカー等の関係者からの情報提供

１号機シールドプラグの変位及び変形など、専門的な知見が必要な事項については、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入手した情報を参考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を目的として実施した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

福島第一原子力発電所事故の調査・分析を進めるに当たっては、同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、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。）において、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、主な検討結果を本文の第一章から第五章に記述している。また、これらのうち、調査・分析内容や検討結果について詳細な説明が必要と考えられるものについては、別添を付して詳述している。事故分析検討会の開催実績等

の事務的情報は参考として整理し、また、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内容

本中間取りまとめは、主に 2024 年 4 月から 2025 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 2025 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・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、当該別添の文責はその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　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察（別添１－１及び１－２）

1-1　目的

１号機に設置されている非常用復水器（以下「IC」という。）については、事故時の挙動で原子炉の冷却に対して「どのように」「どの程度」寄与したのかなど、解明されていない点が多くある。このため、当該設備に関する事故時の挙動を詳細に追跡し解明するとともに、IC に係る事故対応等の調査・分析を通して、教訓を得ることを目的とする。

1-2　事故時における非常用復水器の操作等及び系統構成

まず、事故時の事実関係について、福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）等から読み取ることが可能な、1 号機 IC に係る運転員による操作等を表１に、IC の系統構成を図１にそれぞれ示す。なお、IC は原子炉の冷却に当たってポンプ等の動的機器を必要としない静的機器であり、この１号機及び廃炉になった敦賀発電所１号機を除く、他のすべての BWR には設置されていない。

表１　プラント操作等の経緯等（非常用復水器に係る操作に係るもの）

日時	事象	操作等	備考
H23.3.11 14:46	東北地方太平洋沖地震発生	原子炉自動スクラム	
14:47		主タービン自動停止 外部電源喪失 非常用 D/G 起動 MSIV 閉止	
14:52		非常用復水器(A)(B)の２系統が自動起動 ※原子炉圧力約 4.5 MPa に低下 ※原子炉の冷却減圧開始	①蒸気発生音を確認（運転員）
15:03		非常用復水器(A)(B)停止 ※原子炉圧力低下が速かったため実施	
15:17		非常用復水器(A)系統による冷却減圧再開（間欠運転） ３回開閉を実施 ※原子炉圧力を６～７ MPa に制御	原子炉圧力制御を開始
15:34		非常用復水器(A)停止	

15:37	津波到達（15:35） 全交流電源喪失		
18:18		格納容器外側の隔離弁２Ａ弁、３Ａ弁「開」	②蒸気発生音と蒸気を確認 ⇒蒸気発生量の減少を確認 （運転員）
18:25		隔離弁３Ａ弁「閉」 ※非常用復水器タンクの保有水が無くなっている可能性を懸念	
21:30		隔離弁３Ａ弁「開」 ※タンク水の補給が必要ないことを確認（技術資料から運転可能時間が、10 時間であることを確認したため）	③蒸気発生音と蒸気発生を確認

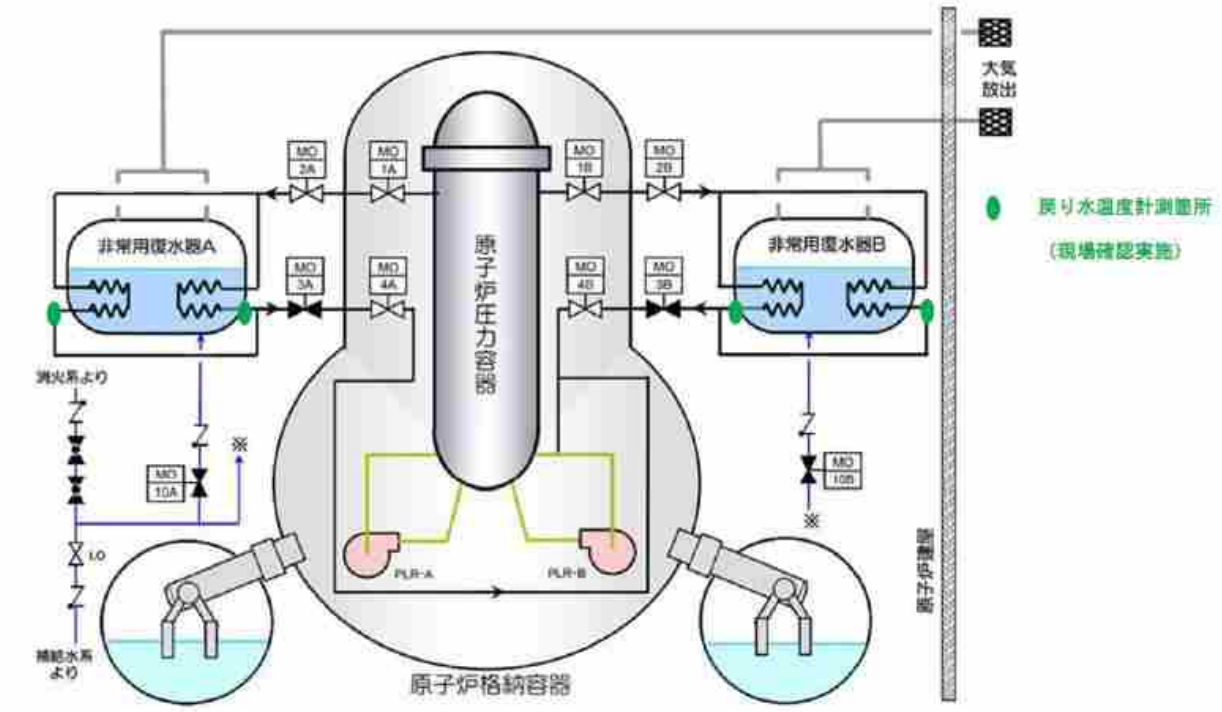


図１　非常用復水器の系統構成[2]

2 福島原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）添付８－６から引用（原子力規制庁が戻り水温度計測箇所を追記）

1-3　調査・分析の内容

これまで、IC の挙動については、事故当時、原子炉の冷却のために IC(A)を単独で使用している中、津波が襲来し、電源系統が失われたことで冷却機能が失われたと推定されていたが、調査チームでは、このことについて、現地調査及び当時の記録の再確認などを通して改めて事実関係の確認を行った。その結果、津波襲来後も IC(A)のタンク保有水が約 20 トン減少していること等に着目すると、必ずしも従来の推定がすべてではなく、冷却能力[3]が津波襲来後も残っていた可能性が高いと考え、追加の現地調査等を実施した。調査のポイントは、当時のタンクの保有水量、1 次冷却水の温度、原子炉圧力容器の圧力変化であり、検討結果を 1-4 に記す。また、1-5 には津波襲来までの事故対応を分析し、教訓として取りまとめた。

1-4　非常用復水器（Ａ）タンク保有水が減少したメカニズム等の推定

調査チームは、IC(A)のタンクの保有水が減少していた原因を推定するため、事故後の 4 月 2 日に行われた IC に係る現地調査の結果についての報告書[4]の内容を確認し、その中で、IC の系統各所の温度記録（表２）に着目し検討を行った。

表２　非常用復水器周りの温度[4]

No	測定箇所	3 月 11 日 12 時	3 月 24 日 12 時
12	ISOLATION CONDENSER"A"SHELL IC 冷却水温度（A 系）	23.0℃	566.4℃ ※3
13	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A 系）	25.6℃	135.1℃
14	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A 系）	25.7℃	141.7℃
15	ISOLATION CONDENSER"B"SHELL IC 冷却水温度（B 系）	23.6℃	36.2℃
16	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B 系）	26.0℃	38.7℃
17	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B 系）	26.9℃	38.3℃

※3　10 月 27 日の段階でも 574.5 度を計測しており、大気開放の IC 冷却水の水温が 100℃を大幅に超えることは考えられないため、計測機器の故障と考えられる。

IC(A)では、事故後、3 月 24 日 12 時に確認された IC(A)から原子炉への戻り水の温度計（No.13、14）が 140 ℃程度を記録しており、これは、従来の想定「このタイミングでは IC(A)の弁が閉止されており、本来は流体が流れることもなく、水温が上昇することはない状況であった」ことと矛盾する。また、同報告書においても、津波襲来後において、IC(A)が実際にどの程度の性能を維持し、いつまで動作していたかは不明とされている。

3 冷却能力とは、非常用復水器の定格容量での冷却機能の一部を示す意図で使用
4 福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）添付８－９

調査チームは、当該温度計の取り付け位置の現地調査、図面等による位置関係の確認及び過去の中間報告等を踏まえ、以下の考察等を行った上で、IC の冷却能力が機能する状態となった結果、IC のタンク保有水が減少したと推定した。

- 3 月 24 日 12 時に戻り水の温度が 140 ℃程度になっていた理由は、①戻り温度計（No.13、14）が IC タンクの近傍の出口に取り付けられていること（現地調査を実施。図２及び３に現地調査の際に撮影した写真を示す。）、及び、②IC と原子炉圧力容器を接続する配管は IC の上流側及び下流側ともに接続配管の長さが 10m 以上あることから、原子炉からの配管を経由した熱伝導ではなく、配管内部に流入した蒸気により熱が輸送されたことによるものと考えられる。
- 上記考察から、格納容器内側の隔離弁（１Ａ及び４Ａ）は、津波が到達した以降、開度不明であるものの、冷却能力の一部が機能する程度に開状態が維持され、結果的に IC(A)系統の冷却能力が機能したと推定される。[5]
- 下流（戻り）側については、IC（原子炉建屋４階）からの戻り管が、再循環配管に接続（原子炉建屋２階）しており、高さについても 10m以上の差があるため、蒸気は下流側からの流入は考えにくい。
- SBO 以降、3 月 23 日未明に原子炉容器への注水ラインの切り替えが行われるまでの間は注水の多くは炉内に到達しなかったと考えられており、この期間は炉心では水蒸気が不足していた状態が継続したことで IC(A)による冷却が機能せず、結果、タンク保有水の減少もなかったと考えられる。
- 同日から始まった注水により原子炉内で蒸気が発生（図４より同日から 25 日にかけて格納容器内の圧力が上昇していることが分かる。赤点線内。）し、IC(A)系統への蒸気の流入が再開し、IC の冷却能力が一時的に機能したことで当該タンク保有水が減少した。これまで各所で議論されてきた炉心損傷後に発生する非凝縮性ガスが系統内に滞留して冷却機能を喪失するという点は非常にシンプルで理解できるが、注水再開により一定の蒸気圧が発生したことにより、非凝縮性ガスが掃気された可能性も否定はできない。
- タンク保有水の減少が停止した状況について、その時期を特定することは困難であるものの、格納容器内の水蒸気の圧力が下がり、IC への蒸気の流入による入熱量と、タンク自体からの放熱量がバランスした段階でタンク保有水の減少が停止した可能性が考えられる。
- 以上のことから、炉心損傷後に発生する非凝縮性ガスについても、系統内に滞留することで熱交換が阻害される可能性は否定できないものの、急激な蒸気発生により、非凝縮性ガスが掃気されるなどの外乱要素を踏まえれば、一時的に IC の冷却能力が機能した可能性は高い。

---

5 福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）添付８－９において、A 系の格納容器内側隔離弁の開度は、不明であるもののある程度の開度があるものと推察としている。

また、本件に係る議論の中で、東京電力から、教訓を踏まえた今後の方向性として、IC 等の静的炉心冷却システムの蒸気配管に小口径の非凝縮性ガスの排出ラインを設け、作動中に非凝縮性ガスをサプレッションチェンバへ逃す設計が紹介された[6]。今後、原子力施設を新規導入する際に IC が採用され、設計基準事故及び重大事故等時にその機能を期待する場合には、非凝縮性ガスの系統内での滞留を考慮した設計を行う必要がある。



図２　１号機非常用復水器の状況
（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）



図３　１号機非常用復水器系の戻り配管に設置の温度計（Ａ系）

6 第 48 回事故分析検討会　資料３－２

（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）

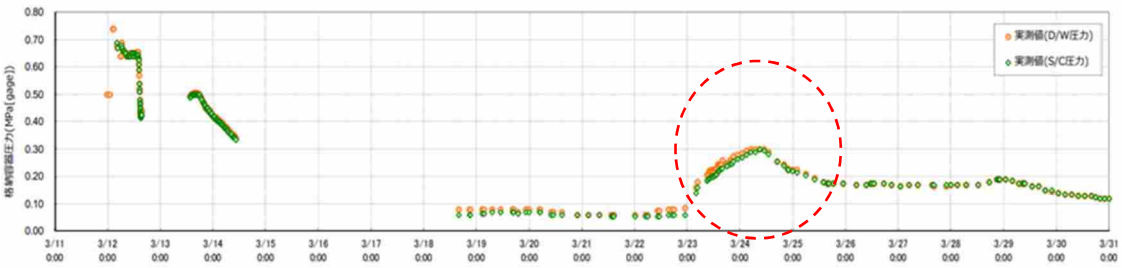


図４　１号機格納容器圧力の推移[7]

1-5　非常用復水器に係る調査・分析から得られた教訓

福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）によると、当時の運転員の証言として、IC が起動した際（表１の①、②及び③の時）に蒸気発生音を聞いたとされているものの、実際の IC のタンク保有水温度は 100 ℃に到達していなかったことが同報告書により示されている。このため、調査チームとしては、当時の中央制御室において、IC の起動により発生する蒸気の発生音が聞こえた可能性は低いと推定している。また、事故以前に行われていた IC に係る定例試験等においては、弁の開閉試験による機能確認はなされていたものの、蒸気を使用した実条件による試験等は行われていなかったため、東京電力の運転員は実際の IC が作動した場合の蒸気発生音等を聞いた経験を有していなかった。この点を踏まえると、事故時に中央制御室で何らかの音が聞こえたとしても、それが IC の蒸気発生音であるとの識別を明確に行うことは、困難であったと推定している。

この点に関しては、東京電力は IC の機能が組み込まれたシミュレータを有しておらず、IC が動作した場合のプラント挙動を訓練等で経験していなかったことを踏まえると、運転員が実際の IC が作動した場合のプラント挙動等を速やかに把握することも同様に困難であったと推定している。

さらに、事故当時に使用されていた事故時運転操作手順書については、IC が自動起動した場合などの具体的な挙動・操作に係る記載等が不足していたことや、直流電源をも喪失した時点での２号機の事故対応等を踏まえると運転員が速やかな確認動作等を行うことは難しかったと推定している。

また、調査チームは、事故以前、IC を備えた原子炉を保有する日本原子力発電株式会社や米国の原子力事業者からプラント挙動等に関する情報共有がなされていなかったことを踏まえると、事業者間等での情報を得る必要があったと考える。

以上を踏まえて、調査チームは、IC 以外も含めた設備の運用等に関して、以下の教訓を得た。

7　図は第 42 回事故分析検討会　資料２－１から引用して一部加工

- 蒸気等を用いた実条件による性能確認等を行うこと、又は、安全上の理由等で実条件での性能確認ができない場合であっても、シミュレータを用いたり、他の原子力事業者から情報を得るなどして、プラント挙動を理解できるようにすること
- 非常時（異常が発生した状態）においても効果的に当該設備を活用できるよう手順書の整備、運転員への伝達及び教育訓練等を行う必要があること

また、IC に係る解析についても、解析の目的に応じた入力条件等に違いがあるものの東京電力がこれまで行った解析結果の傾向が、事故時の原子炉圧力の実挙動と合致しないこと[8]が分かっており、事故時の IC の機能に係る解析手法について、IC の冷却モデルの不確かさの考え方等新たな知見等を踏まえた改善やモデル全体の再構築が必要であると考えられる。

なお、津波襲来までの期間、事故時の運転員の操作については、操作手順書に基づき確実に実施され、原子炉圧力に係る記録によると、IC による原子炉圧力が確認できており、IC は所定の機能を発揮し原子炉圧力は制御できていたと考える。

1-6　検討・分析の結果

調査チームは、IC に係る事故対応等の調査・分析を行った。得られた主な結果は以下のとおり。

- これまでの原子力規制委員会が行った事故の分析[9]において、津波到達以降、開度不明とされていた格納容器内側の隔離弁（１Ａ及び４Ａ）は、冷却能力の一部が機能する程度に開状態が維持されていたと考えられる。
- IC については、静的機器であり、動的機器のような動力を必要としないため、系統構成がなされている場合には、プラント状態の変化（蒸気の発生等）により冷却能力が機能した可能性がある。
- IC については、今回の事故までの期間において、実機を用いた蒸気による性能確認や定例試験が行われていなかった。そのため、実際に IC が起動、停止した場合の原子炉の挙動に関する経験がなく、また、事業者が行っているシミュレータ訓練においても、IC を模擬したシミュレータ設備がなかったために、運転員は IC の挙動に対する理解が乏しかった。
- 上記を踏まえると、原子力施設の運転管理においては、各施設・設備の性能やプラント挙動について理解するため、可能なかぎり、定例試験等で実条件（蒸気等を用いた）での性能確認等を行うことが望ましく、安全上の理由等で実条件での性能確認ができない場合であっても、シミュレータ等を用いた訓練等を行うことが重要である。

8 第 47 回事故分析検討会　資料２－１
9 東京電力福島第一原子力発電所事故の分析　中間報告書(平成 26 年 10 月 8 日原子力規制委員会)

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　経緯

中間取りまとめ（2023 年版）及び中間取りまとめ（2024 年版）では、2022 年から 2023 年にかけて東京電力により実施された１号機原子炉格納容器内部調査の結果について議論した結果を取りまとめた。そのうち、ペデスタルコンクリートについては、以下の特徴的な調査結果が示されている[10]。なお、これ以降の記載では、図５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（インナースカートとほぼ同じ高さまでの部分）が全周にわたって破損している。一方、コンクリート内部にあった鉄筋部やインナースカートはほぼ原形をとどめて残存している。
- ペデスタル外周部の開口部付近では、棚状堆積物が観測されており、その断面は多孔質の構造が見られる。

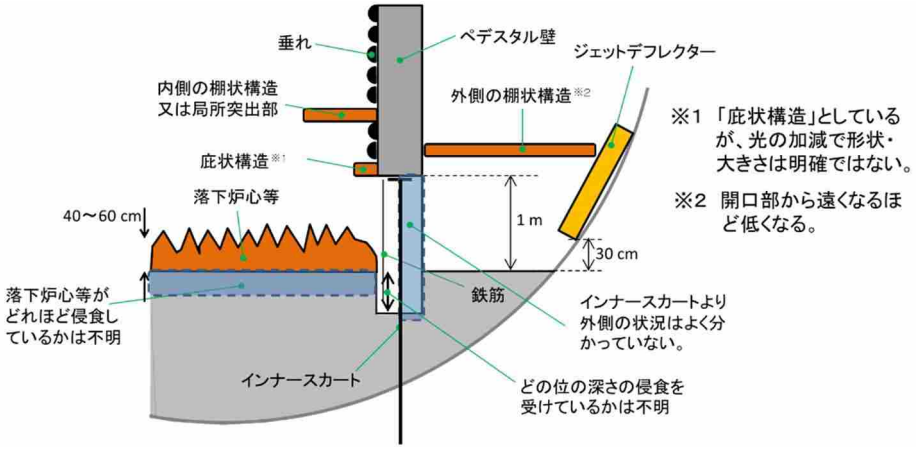


図５　ペデスタルの各部位の名称

調査チームでは、このようにペデスタルコンクリートが損傷した原因について、４つのフェーズに分けて調査及び分析を行っていくこととし、「2－2　ペデスタル壁内側下部のコンクリート損傷に係る調査等の概要」において、全体像を示す。

10　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。

2-2　ペデスタル壁内側下部のコンクリート損傷に係る調査等の概要

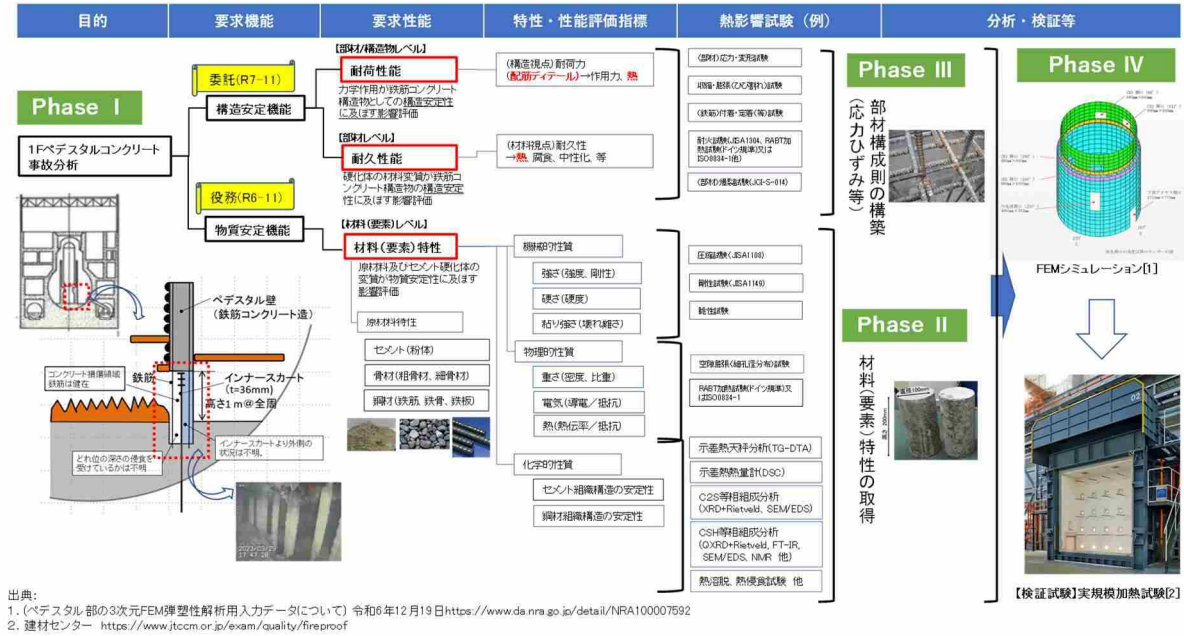


図６　１号機ペデスタルコンクリートの熱等による損傷に関する
メカニズム解明に係る構造図

ペデスタル壁内側下部のコンクリート損傷については、高温などの原子炉格納容器内における事故時の環境因子が、ペデスタルコンクリートの鉄筋コンクリート造としての構造安定性やセメント硬化体としての物質安定性に与える影響に着目し、調査研究を以下の４つのフェーズに分けて段階的に実施していくこととした。

- フェーズⅠでは、コンクリート損傷メカニズム解明における研究スキームを構築するとともに、セメントの化学組成等コンクリートの基礎情報を取得する。（中間とりまとめ（2024 年版））
- フェーズⅡでは、フェーズⅠで取得したコンクリートの基礎情報を基にセメント硬化体を作成し、主に熱作用や事故時における原子炉格納容器内の環境条件の変化によって材料の化学的性質がどのように変化するか分析を行い、可能な範囲で当時使用されたセメントの材料特性を取得する。(2－2－1　ペデスタルコンクリート熱作用に係る基本特性分析参照)
- フェーズⅢでは、フェーズⅡで取得した材料特性を基に鉄筋コンクリート供試体を作成し、それに対して熱的影響による実験等を行い、鉄筋コンクリート部材としての熱作用下における応力ひずみ等の構成則を取得する。
- フェーズⅣでは、フェーズⅡとフェーズⅢで取得した材料特性や構成則を組み

込んだ構造解析を実施するとともに、実規模スケールの実証試験を行い、損傷メカニズムの解明を行う。

2-2-1　ペデスタルコンクリート熱作用に係る基本特性分析（別添２－１）

2024 年度は、フェーズⅡの一部として、前年度に１号機ペデスタルのコンクリートの情報をもとに作成した模擬コンクリート供試体から採取したセメント試料を加熱した際の基本的な化学特性を把握する分析を実施した。

具体的には示差熱熱量計（DSC）による分析を実施し、セメント試料に対して一定の速度で加熱昇温し、その温度変化を調べた。その結果、常温から 300℃までの熱領域におけるセメントの脱水反応や、500℃前後において水酸化カルシウムの分解反応が確認されたものの、大きな熱量変化は確認されなかった。この結果から、破損等に繋がるようなセメント組織構造等の大きな変化を促進するためには、今回加えた熱的変化に加えて、水、核分裂生成物のガス、圧力変化等の環境因子が、トリガーとして加わっている可能性が高いと考えられる。よって、今後はそのメカニズムの特定のために、それらを考慮した試験を引き続き実施していく予定である。

上記の分析に加え、加熱昇温された状態のセメント試料と昇温後に常温まで除熱降温した状態のセメント試料に対して、それぞれ X 線粉末回折による測定を行い、得られた回折データに対してリートベルト解析[11]を併用した分析を実施した。その結果、高温状態から除熱降温されることで、セメント試料中にケイ酸二カルシウムが生成されるとともに、その結晶構造がβ型からγ型に構造相転移することが確認された。ケイ酸二カルシウムは、結晶構造がβ型からγ型に構造相転移（structural phase transition）が生じることにより約 10%の体積膨張が起きることが知られている。この結果は、実際のペデスタルコンクリート内のセメントにおいても、原子炉格納容器内雰囲気温度の低下に伴い、構造相転移により同様の体積膨張が生じ、粉末化（Dusting 現象）が生じた可能性が高いことを示していると考えられる。調査チームでは、今回の分析で構造相転移が確認されたケイ酸二カルシウムは準安定結晶構造を有するが、セメントの主成分であるケイ酸カルシウム水和物(C(A)SH,CSH)等は非晶質であることから、今後は、ケイ酸二カルシウムにおいて確認された現象が非晶質も含めたケイ酸カルシウム水和物等においても起こるのか範囲を広げて調査・分析する予定である。

2-2-2　高温環境におけるコンクリートの爆裂に係る調査（別添２－２）

原子力規制庁長官官房技術基盤グループでは、フェーズⅠの一部として、ペデスタル壁内側下部のコンクリートで高温の熱を受けて損傷する爆裂の発生の可能性

11 リートベルト法は、X 線粉末回折の測定データから、定性分析のみならず鉱物含量を算定する定量分析手法として用いられる。

について、基礎的な実験を含めた調査を 2024 年度から行っている。調査チームにおいても、今後も実験の進捗を注視していく予定である。

2-3　棚状堆積物の形成に係る検討（別添２－３－１及び別添２－３－２）

東京電力による 1 号機原子炉格納容器内部調査において棚状堆積物が確認されたものの、その生成メカニズムについては、現時点において不明である。内部調査により撮影された棚状堆積物の表面の一部は多孔質の特徴を有しており、その特徴は火山の噴火により生成される軽石と類似している。軽石は、マグマ溜まりにおける高圧下でマグマ中に溶け込んでいた水が大気圧下へ暴露することで減圧し、その溶解度が減少することでマグマが発泡し、多孔質構造を形成することが知られている。そのため、1 号機ペデスタルの多孔質の棚状堆積物についても、マグマに掛かる圧力の大きさは異なるものの、軽石の形成プロセスに類似の事象が起こりうるかを確認するため、大阪大学大石教授の研究チームにより、福島県で採取した安山岩を対象とした加熱試験が行われた。その結果、飽和水蒸気雰囲気において溶融した安山岩が、飽和水蒸気圧 5 気圧に相当する水温 150℃の雰囲気下から大気圧への急速な減圧による水の溶解度の減少により発泡する現象を確認した。

調査チームでは、大阪大学による加熱試験結果を踏まえ、1 号機ペデスタルの棚状堆積物が安山岩と同様に二酸化ケイ素（SiO_2）を主成分とするコンクリートの溶融物であると仮定し、その場合には、1 号機原子炉格納容器内のような低圧条件における減圧によりコンクリート溶融物が発泡する可能性が高いとの考えのもと、中間取りまとめ（2023 年版）及び中間取りまとめ（2024 年版）で示されたコンクリートの高温での溶融モデル（以下「高温モデル」という。）及びガスによる溶融炉心の膨張モデル（以下「ガス膨張モデル」という。）に沿って、溶融したコンクリートにおける水の溶解度が減圧により減少したことが、棚状堆積物が多孔質な構造を有する原因である可能性について検討を行い、以下の結論を得た。

- 棚状堆積物の生成プロセスが高温モデルに沿っていると仮定した場合、溶融していたコンクリート中の水の減圧による溶解度減少により発生する水蒸気がなかったとしても、溶融炉心－コンクリート相互作用（MCCI）により発生するガスにより、多孔質な棚状堆積物を形成することが可能と考えられる。
- 棚状堆積物の生成プロセスがガス膨張モデルに沿っていると仮定した場合、コンクリート溶融物の上面表層部に形成された膜が壊れずに膨張するためには、膨張後に膜の中に泡が発生する必要があり、その際に、膜の中に発生するガスとして、溶融していたコンクリート中の水の減圧による溶解度減少により発生する水蒸気である可能性が考えられる。また、こうしたメカニズ

ムで水蒸気が発生するタイミングとしては、3 月 12 日 14 時頃から 15 時頃の 1 号機ベントに伴う原子炉格納容器内雰囲気の減圧である可能性が考えられる。

2-4　検討・分析の結果

ペデスタル壁内側下部で見られたコンクリート損傷のメカニズム解明するために、1 号機ペデスタルコンクリートの模擬供試体から採取したセメント試料について分析を行った。その結果、試料を一定速度で加熱昇温した条件では、セメント組織構造の大きな変化は見られなかったものの、高温状態から除熱降温し常温になる条件においては、試料中にケイ酸二カルシウムが生成されるとともにその結晶構造が β 型から γ 型に構造相転移することが確認された。そのため、実際のペデスタルコンクリート中のセメントにおいても粉末化（Dusting 現象）が生じた可能性の高いこと等が示唆された。セメント組織構造に大きな変化が生じるためには、加熱昇温等の熱的影響に加え、水や核分裂生成物のガス、雰囲気圧力の変化等の環境因子がトリガーに加わっている可能性が高いと考え、今後は、それらを考慮した試験を行う予定である。

また、大阪大学で実施された実験結果を踏まえ、ペデスタル外周部で確認された棚状堆積物が多孔質構造を有する原因について検討を行い、棚状堆積物が形成される過程がガス膨張モデルに沿っていると仮定した場合には、膜の中に発生するガスとしては、溶融していたコンクリート中の水が原子炉格納容器内の減圧による溶解度減少により水蒸気となったことが原因の可能性として考えられるとの仮説を提示した。調査チームとしては、今後東京電力が 1 号機原子炉格納容器内部調査を継続して、ペデスタル内側の庇状堆積物やペデスタル外周部の棚状堆積物の性状及び組成の情報が得られることを期待している。

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）において、３号機原子炉建屋内水素爆発事象を超解像処理された映像を用いた検討を行い、その結果として多段階爆発説を提案し、調査チームでは、そのメカニズムを継続的に調査・検討を実施している。また、2024 年度は、これまでの調査とは異なるアプローチで４号機原子炉建屋内における水素爆発の発生位置等の推定を行った。以下にそれぞれ示す。

3-2　調査・分析の内容

3-2-1　３号機原子炉建屋内の水素挙動（別添３－１）

中間取りまとめ（2024 年版）では、東京電力及び株式会社テプコシステムズにより実施された「３号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション」において、水素や水蒸気等の混合ガスが放出された原子炉建屋５階オペフロよりも、下階である４階以下の階層の方が爆発条件を満たす状況に十分なり得ることを確認した。また、JAEA が実施した CIGMA 装置を用いた実験によって、水素と同時に水蒸気が原子炉格納容器から原子炉建屋に放出される際には、放出された場よりも、水蒸気凝縮が生じやすい比較的離れた低温の場で水素爆発が発生する可能性が高くなることを確認した。

残された課題としては、水蒸気及び水素の混合気が原子炉建屋５階オペフロへ放出を開始した際に、常温付近であったと考えられるオペフロ壁面などの壁面温度が混合気により加熱され、それが水素濃度の上昇にどの程度寄与するのか確認する必要があった。

上記を踏まえ、前年度に引き続き、CIGMA 装置を用いた実験により、壁面温度を一定に制御せずに、混合ガスからの加熱により壁面温度が常温から上昇する条件で実験を行い、原子炉建屋の各階層を模擬した実験装置の空間におけるヘリウムガス（水素を模擬）、水蒸気、及び空気の移行挙動が評価された。その結果、壁面温度を一定に制御しない条件においても、混合ガスが放出された場よりも、そこから離れた場のほうで、これらの混合組成が爆発可能な条件をより一層満たすことに加えて、爆発条件がより長い時間継続する傾向にあることが確認できた。なお、JAEA では、今後も、水素挙動を確認するための関連実験について 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　３号機原子炉建屋内における水素爆発時に生じる圧力（別添３－２）

中間取りまとめ（2021 年版）において、防衛大学校市野准教授の試算により、３号機原子炉建屋３階天井部の梁折損に必要な４階での水素爆発の圧力とその継続

時間（以下「圧力条件」という。）が示された。その後、調査チームでは、その圧力条件を満たす爆発が生じる条件を把握するために、継続的に検証を行い、中間取りまとめ(2024 年版)においては、水素濃度が 10%以上の条件であれば、市野准教授の試算により示された圧力条件を満たす水素爆発が生じうることが長岡技術科学大学のグループにより実験的に示された。ただし、実際の事故時において、原子炉格納容器から漏えいしたガスには水素以外にも水蒸気や不活性ガスが含まれていたと考えられることから、実際の事故状況に近いガス組成条件での圧力挙動を把握することが重要であった。

そのため、2024 年度においては、長岡技術科学大学とフランス ICARE/CNRS のグループにより、水蒸気や窒素を考慮した燃焼試験が実施され、水素爆発が起こりにくいと考えられている不活性ガス等が含まれる条件下においても、市野准教授の試算により示された圧力条件を十分に満たす水素爆発が生じうる結果が得られた。

なお、引き続き 2025 年度においても、圧力条件を満たす爆発が生じうる条件の把握のため不活性ガス等の濃度を変化させる等の実験をすることが検討されている。

3-2-3　４号機原子炉建屋内における水素爆発時の位置及び規模の推定（別添３－３）

「東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書 平成 26 年 10 月 8 日原子力規制委員会」（以下「中間報告書」という。）において、４号機原子炉建屋で発生した水素爆発については、建屋内の機器や鉄筋コンクリート部材の損傷の有無に着目して調査した結果、４階南西部で強い爆発があったと考えられるとともに、３階北西部や５階でも爆発があった可能性が考えられるとしていた。

2024 年度において、調査チームは、複数回にわたり４号機原子炉建屋内への現地調査を行い、原子炉建屋内の柱、梁、壁、床等の鉄筋コンクリート部材のひび割れや損傷状況を観察することにより、各部材に加わった外力を、面内力（壁面に沿って加わる力）と面外力（面に垂直に加わる力）に分け、面外力が主に水素爆発により発生したとの仮定をもとに、各部材ごとに外力の加わった方向や損傷レベルの分類を行うことにより、水素爆発の発生位置の推定を行った。

その結果、中間報告書で水素爆発の発生が推定された４階南西部に加え、３階北東部や北西部でも水素爆発が発生した可能性が大きいことを推定した。

調査チームでは、引き続き同アプローチにより更に詳細な検討を行い、部材の破壊状態から作用力を逆算して、爆発の規模の推定する予定である。

3－3　検討・分析の結果

過去の中間とりまとめにおいて、3 号機原子炉建屋における水素爆発のメカニズムについては、多段階爆発説を提示しており、4 階で第一段階の爆発が発生し、5 階で第二段階の爆発が発生したと推定している。これまで実施してきた CIGMA 装置を用いた水素爆発に関する原子炉建屋内の挙動に係る実験や、水蒸気や窒素等も考慮した水素燃焼試験により、この推定をサポートする結果が得られた。

また 2024 年度は、4 号機原子炉建屋で発生した水素爆発について、調査チームにより複数回にわたり 4 号機原子炉建屋内への現地調査を行い、中間報告書で水素爆発の発生が推定された 4 階南西部に加え、3 階北東部や北西部でも水素爆発が発生した可能性が大きいことを推定している。

上記については、引き続き CIGMA 装置等を用いた実験や現地調査を行い知見の収集を行う。

第四章　１号機原子炉建屋のシールドプラグの変位及び変形に係る検討

4-1　経緯

2016 年から 2017 年にかけて実施された東京電力の調査結果により、１号機原子炉建屋５階に設置されているシールドプラグの状況について、以下の事項が確認された。[12]

- 頂部カバー、中間カバーともに２段分（約 1260 mm）の乗り上げが発生（図７参照）
- 底部カバーは原子炉格納容器上部に落下（図７参照）
- 頂部カバー、中間カバーともに下に凸形状で、最大約 170 mm の変形

また、中間とりまとめ（2023 年版）において、上記状況が他号機（２号機、５号機、６号機）のシールドプラグと比較しても、異なる特徴があることを確認した。そのため、１号機のシールドプラグの変位及び変形の原因について検討を行った。

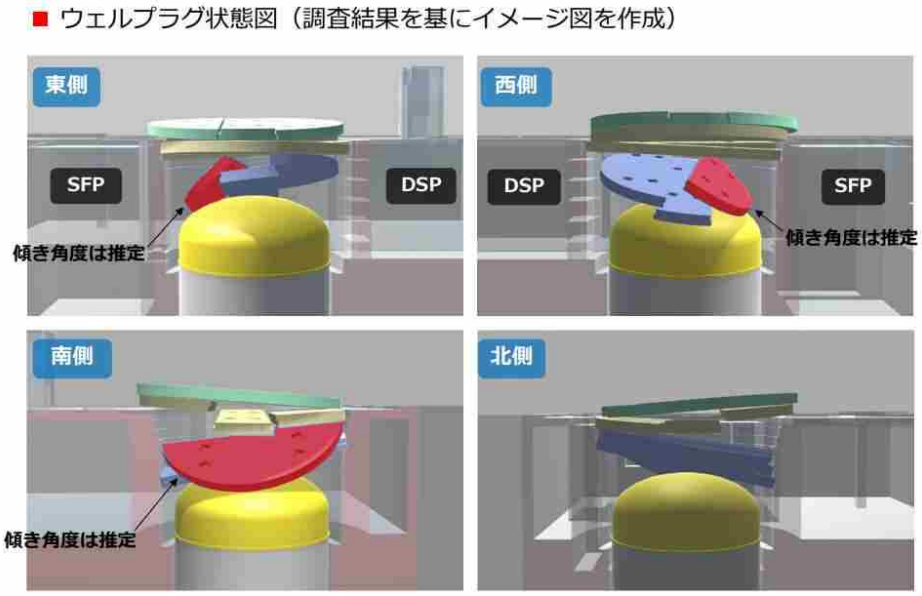


図７　１号機シールドプラグの変位

4-2　調査・分析の内容

調査チームは、１号機シールドプラグの変位及び変形が、水素爆発が起きていない他号機と比較して異なることから、経年劣化又は事故時の地震（上下方向最大加速度 258 ガル[13]）に起因してこうした変位や変形が生じた可能性は低く、シールドプラグに下向きまたは上向きの外力が水素爆発等に伴い特異的に加わったと推定

12 廃炉汚染水対策チーム会合事務局会議資料「福島第一原子力発電所１号機オペレーションフロア調査結果（中間）について」（2017 年 3 月 30 日 東京電力ホールディングス株式会社）
13 １号機原子炉建屋地下階基礎版の地震計設置位置での値（出典：原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本政府の報告書、平成 23 年 6 月、原子力災害対策本部）

し、シールドプラグに働く外力の向きと作用時間について表３に示す４つの仮説を挙げ、それぞれの実現可能性について検討を行った。

表３　可能性が考えられる４つの仮説

		外力の向き	外力の作用時間
仮説１	5階オペフロにおける水素爆発による圧力	下向き	短い
仮説２	漏洩したガスにより高まった原子炉ウェルの内圧	上向き	長い
仮説３	5階オペフロにおける水素爆発により発生した負圧	上向き	短い
仮説４	原子炉ウェルで発生した水素爆発による圧力		

4-2-1　仮説１：５階オペフロにおける水素爆発による圧力（別添４－１及び別添４－２）

本仮説は、１号機原子炉建屋５階オペフロの水素爆発で発生する圧力がシールドプラグ上部から下向きに働くことにより、シールドプラグが下向きに変形するとするものである。しかし、下向きに働く圧力だけではシールドプラグ頂部カバーが２段分乗り上げることは不可能であるが、頂部カバーが下向きに変形した反動によるバネの力が上向きに作用し、２段分乗り上げた可能性も考えられた。

そこで、東芝エネルギーシステムズ株式会社（以下「東芝エネルギーシステムズ」という。）の協力を得て５階オペフロでの水素爆発を想定した構造解析を実施したところ、頂部カバーを下に押しつける方向に圧力が作用した後に、頂部カバーがバウンドし上方向に浮き上がる結果が得られた。しかし、頂部カバー及び中間カバーの最大下方たわみ量が約 170 mm を超えた場合においても、頂部カバーの最大浮き上がり量は 0.24 m に留まり、頂部カバーと中間カバーの両方が乗り上げるほどの反発力（バネ力）は発生せず、また、底部カバーは原子炉格納容器上部へ落下しないという結果が得られた。

調査チームは、この解析結果を踏まえ、仮説１が成立する可能性は低いと考えている。

4-2-2　仮説２：漏えいしたガスにより高まった原子炉ウェルの内圧

本仮説は、原子炉格納容器から漏えいしたガスによりシールドプラグ下部の原子炉ウェルの内圧が高まることにより、シールドプラグ全体が浮き上がった後に落下したとするものである。

原子炉格納容器から漏えいしたガスにより原子炉ウェルの内圧が高まるには、一定の時間を要すると考えられるが、シールドプラグはその構造から気密性を有するとは考え難く、漏えいしたガスがシールドプラグ板間を通ってオペフロに抜けることが考えられることから、仮に漏えいしたガスが原子炉ウェルに蓄圧したとしても、原子炉ウェルの内圧がシールドプラグを２段分乗り上げるだけの十分な圧力となり得ることは難しいと考えられる。

調査チームは、上記考察を踏まえ、仮説２が成立する可能性は低いと考えている。

4-2-3　仮説３：５階オペフロにおける水素爆発により発生した負圧（別添４－２）

本仮説は、１号機原子炉建屋の５階オペフロにおいて水素爆発が発生した直後に、オペフロが瞬時負圧状態になり、シールドプラグ上部（オペフロ）と下部（原子炉ウェル）の間で生じた差圧により、シールドプラグ全体が浮き上がった後、落下したとするものである。

東京電力による調査結果[14]によると、１号機オペフロにあったスキマサージタンクの蓋がなくなっており、その原因として、オペフロにおける水素爆発により発生した負圧によって持ち上げられた可能性も考えられる。

調査チームが、シールドプラグ全体を 1.2 m 以上上昇させるために必要な負圧の規模とその維持時間を計算した結果、水素爆発後にオペフロの気圧が真空にまで下がるという極端な条件が 0.31 秒間維持されるか、0.5 気圧まで下がった状態が 1.6 秒間維持される必要があることがわかった（原子炉ウェル内圧力が、大気圧で維持されると仮定）。さらに頂部カバーと中間カバーが下に凸形状である特徴を有するためには、シールドプラグが、1.2 m よりもさらに高い位置に上昇し、その高さから落下する必要があり、上記よりも長い負圧の維持時間が必要になると考えられる。一方、１号機原子炉建屋の水素爆発の様子を調査チームで当時の映像等を用いて確認した限りでは、爆発に伴う噴煙の負圧による吸い込みは生じていないように見えた。また、仮にオペフロの負圧状態が長い時間維持できてシールドプラグが上昇した場合であっても、原子炉ウェル内雰囲気がオペフロに抜けることにより、原子炉ウェル内圧力が大気圧で維持されず低下することが考えられ、それによってシールドプラグが 1.2 m 以上持ち上がるのは難しい可能性が考えられる。

また、調査チームが行った上記計算では、ひとつの個体とみなしたシールドプラグを仮定しているが、実際のシールドプラグは、３つのパーツからなるカバーが３段積みになっている。シールドプラグが２段分乗り上げた事象を多体問題として扱った場合、頂部カバーと中間カバーの間の空間、中間カバーと底部カバーの間の空

14 福島第一原子力発電所 1 号機オペフロ南東側他の調査結果について、平成 28 年 5 月 26 日、東京電力ホールディングス株式会社

間、オペフロの３つの空間の間で、どの程度の圧力差が生じるかによっては、３段のカバーが負圧により同時に浮き上がるという仮定が成立しない可能性もある。

調査チームは、上記のとおり、仮説３の成立は難しいと考えるものの、仮説が成立する可能性を否定する十分な根拠が現時点ではない状態である。事故分析検討会において有識者からも、上記簡易計算で示されたオペフロの気圧が 0.5 気圧の負圧状態で一定時間維持される可能性はないとは言い切れず、解析的なアプローチ等により更に評価する必要があるとの意見があった[15]。

4-2-4　仮説４：原子炉ウェルで発生した水素爆発による圧力（別添４－１，別添４－２）

本仮説は、シールドプラグ下部の原子炉ウェルで水素爆発が発生し、爆発により発生する圧力により、シールドプラグが浮き上がった後、落下したとするものである。

本仮説の成立性を確認するために調査チームにて試算したところ、原子炉ウェルで発生した水素爆発によりシールドプラグ底部カバーに 500 kPa の圧力が 0.048 秒作用するとシールドプラグが約 1.2 m 持ち上がるとの結果が得られた。これは既往研究の知見[16]と比べても原子炉ウェルで十分発生し得る爆発規模であった。また、東芝エネルギーシステムズが、原子炉ウェルでの水素爆発を想定した構造解析を実施したところ、シールドプラグ下部に不均一な圧力分布が加わることを想定した条件において、①頂部カバーと中間カバーともにオペフロ床面に乗り上げる、②底部カバーが原子炉格納容器上部に落下する、③シールドプラグに下に凸となる残留変形が生じる、といった定性的な特徴を同時に満たす結果が得られた。

また、本仮説の成立性を確認するためには、原子炉ウェル内での水素爆発がいつ起きたか確認する必要があった。原子炉ウェル内の空間体積は原子炉建屋５階オペフロの空間体積より数十分の１と小さいことを踏まえると、原子炉格納容器内の窒素を含むガスが原子炉ウェルに漏えいした場合、ある程度時間が経つと、原子炉ウェル内の酸素が、漏えいした窒素等のガスによりパージされる可能性が考えられる。3 月 12 日午前 4 時には原子炉格納容器内ガスの原子炉ウェルへの漏えいが発生していると考えられることから[17]、原子炉ウェルにおける水素爆発が発生可能な時間帯は、3 月 12 日午前 4 時頃から５階オペフロにおいて水素爆発が発生した同日 15:36 の期間に限定される可能性が考えられた。

そこで、原子炉ウェル内の酸素が短い時間内でパージされる条件においても、シールドプラグの変位が起きるだけのエネルギーを有する水素爆発が原子炉ウェル内で発生し得るかについて、簡易計算により検討を行った。その結果、原子炉格納

15 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 47 回会合議事録（令和 6 年 7 月 22 日）
16 例えば別添資料 3-2 を参照
17 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 3（令和 5 年 9 月 12 日）

容器から原子炉ウェル内に流入するガスに爆発するために十分な濃度の水素が含まれている場合には、原子炉ウェル内の酸素が短時間でパージされる条件においても、原子炉ウェル内の爆発により生じるエネルギーはシールドプラグを 1.2 m 持ち上げるために必要な位置エネルギーを大きく上回り、また、爆発エネルギーの一部しかシールドプラグの浮上に寄与しないと仮定しても、シールドプラグを 1.2 m 以上持ち上げるために必要な爆発エネルギーが得られる可能性があることが分かった。

調査チームは、原子炉ウェル内の水素及び酸素の濃度が水素爆発に必要な条件が成立可能であり、そうした条件下で原子炉ウェル内で水素爆発が発生すれば、図７等に見られる特徴を有するシールドプラグの変位・変形が起こり得ると考えている。

4-3　検討・分析の結果

１号機シールドプラグの変位・変形の原因となる外力について、東芝エネルギーシステムズの協力及び調査チームによる検討の結果、調査チームは、５階オペフロにおける水素爆発により発生した負圧（仮説３）及び原子炉ウェルで発生した水素爆発による圧力（仮説４）に絞られたと考えている。仮説３は、否定する十分な根拠が現時点ではないものの、仮説４と比べ仮説３の成立は難しいと考えられ、調査チームは、４つの仮説のなかでは、仮説４が最も成立する可能性が高いと考えている。

第五章　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

5-1-1　経緯

2020 年 10 月に東京電力が実施した、２号機 X-6 ペネ内部の調査によって、同ペネの内部が堆積物によりハッチ部分から奥行き方向に閉塞していることが確認された。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[18]。その後、東京電力により、2023 年 10 月に同ペネのハッチ解放作業が行われ、その際、堆積物片及びハッチ裏側を擦ったスクレーパのスミヤ試料が採取され、分析が行われた[19]。

5-1-2　大阪大学及び調査チームからの情報提供依頼の状況

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 福島廃炉安全工学研究所（旧福島研究部門）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を「粒子の形状」等の観点で情報を再整理するよう求めた[20]。再整理された情報については、2024 年 6 月に報告を受け、現在内容を分析中である。

5-1-3　検討・分析の結果

東京電力、JAEA 福島廃炉安全工学研究所等が行ったサンプル分析の結果 [18, 19] では燃料成分が含まれていることが分かっており、サンプルの多くの部分は酸化鉄であった。鉄の酸化度（酸化鉄の化学形態）などは明らかではないが、粉末 X 線回折の結果によると Fe_3O_4 の立方晶が存在していることが分かっている [19]。ただし、事故後約 13 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不明である。また、堆積物の硬さなどの情報についても十分な情報は得られていない。

調査チームは、JAEA 福島廃炉安全工学研究所が再整理した情報及び東京電力等からの報告を踏まえて、X-6 ペネ堆積物の分析の目的を以下のとおり再設定しそれらに関して仮説を立案し、仮説それぞれの検証を大阪大学、JAEA 福島廃炉安全工学研究所、東京電力等の関係者の協力も得つつ進めている[21]。仮説については、別添５－１に記す。この検証により、当該堆積物の生成・移送プロセスを含めた事故当時に格納容器内で起きた事象を明らかにし、得られた知見から事故時の事象進展に対する理解を深めると共に、事故の拡大防止や収束対策への影響の有無等を確認する。

- 当該堆積物の原子炉圧力容器外へ放出された時点の生成プロセスを解明する。

---

18 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））
19 第 50 回事故分析検討会　資料６－３
20 第 43 回事故分析検討会　資料２－３
21 第 51 回事故分析検討会　資料１

- 当該堆積物の移送プロセスを解明する。
- 当該堆積物生成時のペデスタル内の環境を解明する。
- 当該堆積物生成時の事象（溶融燃料（燃料ペレット、被覆管、その他原子炉圧力容器内の構造物が溶融して混ざったもの）の成分と構造物との反応等）を解明する。

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５－２－１及び別添５－２－２）

5-2-1　経緯

１／２号機 SGTS 配管については、事故時に配管内を流れた流体による汚染状態の把握、局所的な高汚染箇所の把握並びに事故時に配管内を流れた流体の流動様式及び流体状態の推定を目的として、これまで当該配管の軸方向及び径方向の汚染分布の測定等の確認を行ってきた。

具体的には、１／２号機 SGTS 配管のうち屋外に設置されていた配管が東京電力により切断されたことを受け、2022 年 5 月から 2023 年 11 月にかけて調査チーム及び東京電力が切断された 1 号機側の SGTS 配管の一部について、ガンマカメラ等を用いた汚染密度等の測定を実施した。その後、東京電力は、2024 年 12 月に、更に 1 号機側の切断された SGTS 配管の残りについて、線量計を搭載した遠隔ロボット及びテレクターによる放射線測定を実施した[22]。

5-2-2　検討・分析の結果

上述の切断された SGTS 配管の測定結果を過去に実施した解析[23]に用いた汚染量と比較したところ、大きな違いはなかった。調査チームは、解析に用いた汚染量は切断前に現場にて測定したものであり、現場の高いバックグラウンド等の影響を懸念していたが、この比較結果から、当該解析の前提条件に用いた値は結果的に有効であったと考える。また、配管全体の汚染密度分布を過去のガンマカメラの測定結果と比較したところ、測定点が少ない等の理由により、ばらつきが多く全体を把握することは困難であるものの、当該配管の軸方向に 5m 程度の間隔で確認された汚染密度の高い場所と配管の溶接箇所が一致することを確認した。溶接位置で線量率が高くなる原因については、鉄錆と Cs が化学反応により結びつきやすいことによる影響等が挙げられている[24]。

調査チームは、事故時に SGTS 配管内に流れた流体の流動状態等の把握、及び、２

22 第 50 回事故分析検討会　資料 4-1
23 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)別添２　1/2 号機 SGTS 配管内流動解析
24 第 50 事故分析検討会　議事録

号機側の切断されたSGTS配管を含めた配管全体の汚染密度分布等の把握を目的に、SGTS 配管の放射線測定を引き続き行う計画である。なお、切断された SGTS 配管は、屋外に仮置きされた状態のままとなっており、風雨等の影響により配管内面の状態が変化してしまうおそれがあるため、配管内面の状態が変化してしまう前に当該配管の調査を行う必要がある。このため、調査チームは、2025 年 3 月の事故分析検討会第 50 回会合において東京電力に対し、1 号機 SGTS 配管内面のスミヤ試料の採取及び配管内面の観察並びに 2 号機 SGTS 配管の測定作業を加速するように求めた。調査チームは、引き続き東京電力と調整を行い、SGTS 配管の汚染状況に関する調査・分析を進める計画である。

第三節　１号機ベントに係るモニタリングポスト等分析の検討状況

5-3-1　経緯

事故初期における原子炉建屋外での高線量率の原因については、中間取りまとめ(2024 年版)において、それまでの検討結果及び、今後の検討事項を示した。そのうち、事故時、特にベント操作実施前後における放射性物質の大気中拡散挙動については、モニタリングポスト（ＭＰ）データとの関係性を詳細に把握するため、ベントガスが放出された１／２号機排気筒から近距離の範囲内で詳細に大気拡散解析を実施する方針を示した[25]。

5-3-2　検討・分析の結果（別添５－３－１、別添５－３－２）

事故初期の 3 月 12 日 14:30 頃に実施された 1 号機ベントでは、１／２号機排気筒から放出されたプルームが概ね北向きの風に乗って拡散した（図８）。１号機の北側に位置する６号機 SGTS モニタと郡山ＭＰにおいては、１号機ベントの実施時刻に合わせて図９に示すように、線量率データがピークを示しており、原子力発電所における事故において、ベントにより放出された放射性プルームの放射線を世界的にも初めて捉えたものといえる。

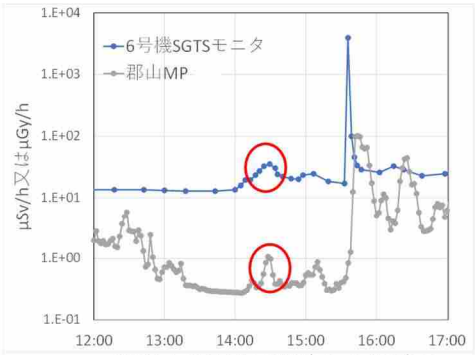
25 東京電力福島第一原子力発電所　事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2024 年版）



図８　１号機ベント時の放射性プルームが拡散する様子



1F近傍のMP



2011年3月12日12時から17時の
６号機SGTSモニタと郡山MPの線量率

図９　１号機ベント時における６号機 SGTS モニタ[26]と郡山 MP[27]の測定結果

調査チームは、１号機ベント時に大気放出された放射性プルームを対象として、飛来放射性プルームにより近傍ＭＰがどのように反応するかを把握することを目的に、大気拡散する様子を解析的に再現することを試みた。この取組には、3 月 12 日の１号機ベント時に排気筒の様子を撮影した動画映像を保有し、画像解析技術も有する日本放送協会（以下「NHK」という。）と、局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS を開発した JAEA から技術協力を得た。

26 東京電力ホールディングス株式会社、東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集（https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/index-j.html）のチャート画像からの原子力規制庁による読み取り値

27 大学共同利用機関法人高エネルギー加速器研究機構 放射線科学センター・アーカイブス、2011 年 3 月の福島県モニタリングポストでの放射線情報, KEK Internal 2020-08（https://rcwww.kek.jp/research/archives.html）

NHK は、１号機ベント時に放射性プルームが放出される様子を撮影した動画映像に対して図１０に示す画像解析を行い、暫定値として代表的な風速と風向を推定した。

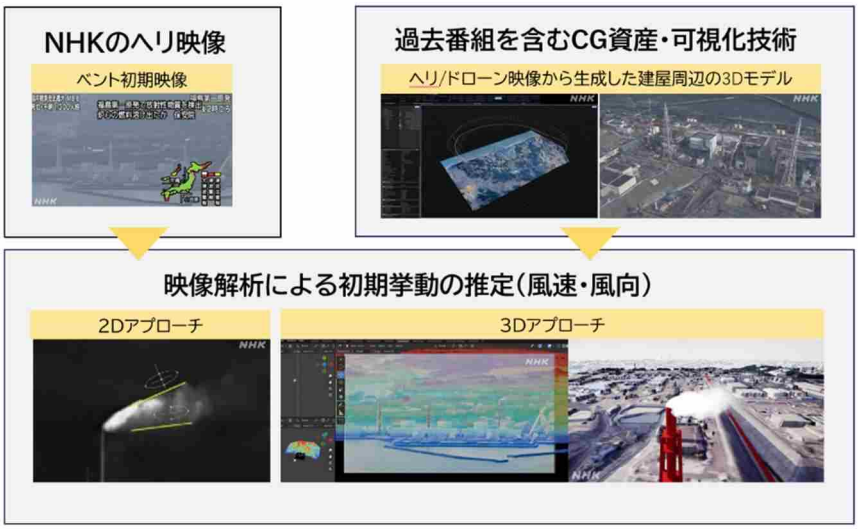


図１０　撮影した動画映像より風速・風量を推定するアプローチの概要

JAEA では、NHK が推定した代表的な風速・風向を入力データとして、１号機ベント時に放出された放射性プルームが福島第一原子力発電所付近の上空を移動する様子を LHADDAS により再現する試計算を実施した。その結果、当時の映像や画像により確認されている放射性プルームの上下に大きく揺らぐ様子等を再現した解析結果が得られた（図１１）。調査チームは、このことから本アプローチにより、１号機ベント時に放出された放射性プルームを解析的に分析できる見通しが得られたと考えている。

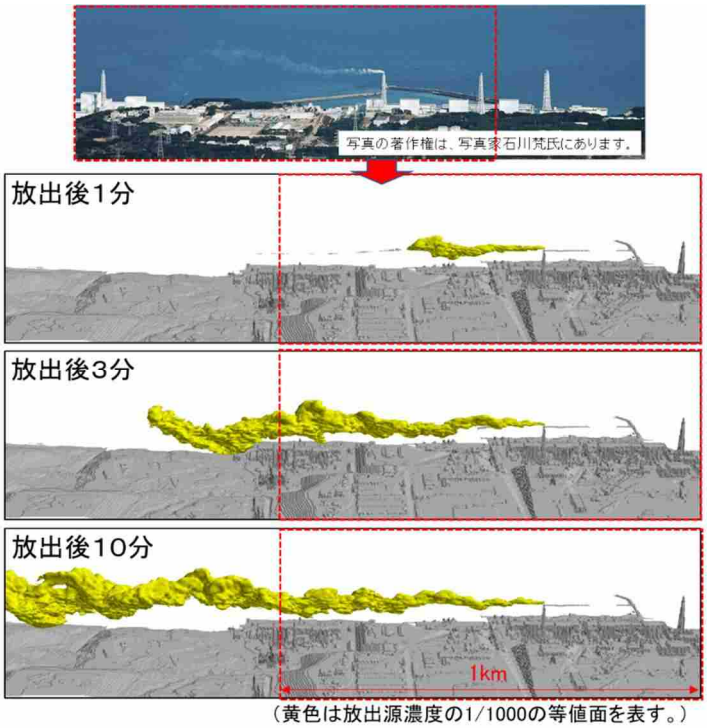


図１１　LHADDAS による解析で得られた放射性プルームの拡散挙動

5-3-3　今後の検討の方向性

NHK において引き続き、排気筒から噴出した直後のプルームを３次元コンピューターグラフィック上で再現し、動画映像と一致する条件を探すことにより、より詳細な風速と風向きを推定する解析を実施している。2025 年度は、NHK によるこの解析により得られた風速と風向きをもとに、LHADDAS によるプルームの再現計算を実施し、１号機北側のＭＰの測定データとの比較等を実施する予定である。

調査チームとしては、原子力施設の状態や施設周辺の風向や風速などを用いて放射性プルームの詳細挙動を解析的に把握できるようになると、原子力施設における緊急時対応戦略の立案に役立つと考えている。つまり、放射線プルームの挙動から原子力施設の各箇所での放射線量や緊急時対応要員の被ばく線量の予測が可能になり、原子力施設内のモニタリングを適切に行うことで被ばくを極力抑制した緊急時対応が可能になることが期待される。

第四節　１～３号機シールドプラグで確認された高汚染に係る調査

5-4-1　経緯

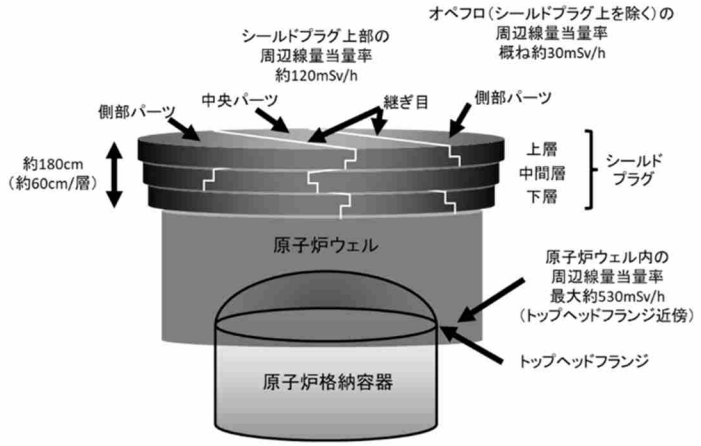
これまでの現地調査の結果から、格納容器の上部に位置しているシールドプラグ

の上部カバーと中間カバーの間には、１号機において 0.1～0.2 PBq の、２号機及び３号機において数十 PBq の Cs-137 がそれぞれ蓄積している可能性が示されている（図１２）[28,29]。

5-4-2　推定原因

調査チームは、このような高濃度の Cs がシールドプラグ頂部カバーと中間カバーの間に蓄積したメカニズムとして、以下の仮説を立てている。

Cs を含む水蒸気はシールドプラグの隙間を通過する過程で温度が下がり、凝縮する。この際、水蒸気に溶け込んでいた Cs が凝縮水とともにシールドプラグの隙間に蓄積する、又は Cs を含む粒子状の化合物が凝縮水にトラップされ凝縮水とともにシールドプラグの隙間に蓄積する。



これまでの調査結果から推定されるCs-137の蓄積量
（頂部カバーと中間カバーの間）

1号機	2号機	3号機
0.1～ 0.2 PBq	60～ 80 PBq	30 PBq 程度

図１２　格納容器上部の構造とシールドプラグに蓄積している Cs-137 の推定蓄積量

5-4-3　検討方針及び確認事項

水蒸気の通り道となるシールドプラグの隙間の間隔について、継ぎ目の垂直方向は 10 mm 程度、継ぎ目の水平方向及び３段のシールドプラグそれぞれの間の水平方向の隙間は 10 mm 未満であると推定される（図１３）[30]。10 mm 程度の幅の流路での水蒸気の流れ及び凝縮挙動について知見が乏しいことから、調査チームは、上記の仮説を検証するために３段階での調査・分析を計画している。（計画の詳細については、別添５－４－１を参照。）

28　中間とりまとめ（2021 年版）
29　中間とりまとめ（2023 年版）
30　３段のシールドプラグそれぞれの間の水平方向の隙間は、設計図面から 10 mm 未満と推定される。

5-4-4　検討・分析の結果

2024 年度は、当該計画のうちの第１段階として、10 mm 幅の垂直流路での水蒸気の流れ及び凝縮挙動を実験的及び解析的に調査・分析する取組みが、公立小松大学により実施され（詳細は別添５－４－２参照。）、その結果から、以下のことが示唆された。

- 格納容器からシールドプラグの隙間に流入する蒸気流量（東京電力による解析結果[31]から得られたもの）に基づいて鉛直流路の実験を行ったところ、フラディング（重力と反対向きに流れる気体の速度がある値に達すると凝縮した液体の一部が逆流して気体と同じ反重力方向に流れる現象）は生じなかった。このことは、鉛直流路であるシールドプラグの底部カバーの継ぎ目で凝縮した液体が水平流路となる底部カバーと中間カバーの間まで押し上げられ蓄積した可能性は低いことを示唆している。
- 今回の実験では、流路の壁面温度が 10 分程度の時間で 80～90℃まで上昇したことを踏まえると、事故時のシールドプラグでの凝縮現象を検討する条件としては、シールドプラグ壁面の材質等を踏まえた温度上昇特性を考慮することが必要であり、また、蒸気温度が壁面温度と比較的近い状態での凝縮現象を考える必要がある。

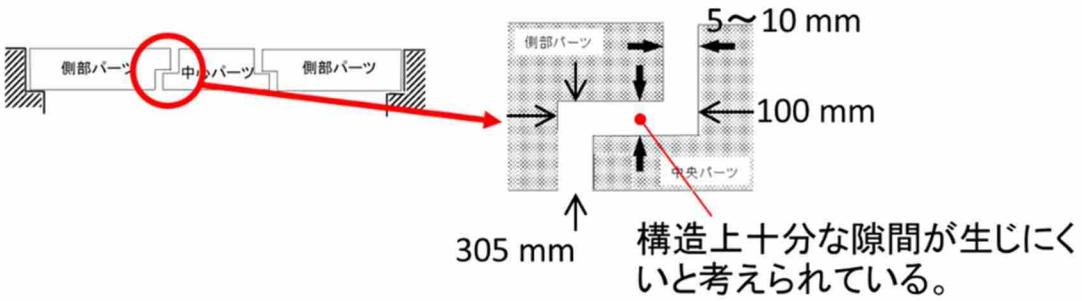


図１３　シールドプラグの継ぎ目の構造と大きさ

調査チームは、今回得られた知見を踏まえつつ、引き続き、立案した計画に沿って汚染メカニズムの検証を進める。

第五節　スミヤ試料の分析（別添５－５－１）

5-5-1　経緯

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経路を同定すること及

31　第 34 回事故分析検討会　資料２

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、30 個の試料を取得し、これまでに採取した試料の中から 28 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５－５－１を参照。）

5-5-2　検討・分析の結果

今回実施した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 1 号機原子炉建屋のスミヤ試料を溶解処理し、分析を行った。2023 年度までの分析結果（Mo、Tc、Sr の燃料からの放出されやすさが周囲の雰囲気条件によって異なること）を踏まえて、以下の確認及び考察を行った。

- Mo は原子炉建屋の階層等のスミヤ採取場所の違いに関わらず、いずれの試料においても検出下限値未満であった。このことから、1 号機の原子炉は事故時に還元雰囲気であった可能性が高いことが改めて確認されるとともに、２号機に比べて水蒸気が少ない状態で炉心損傷が進展したと推定された。これは、1 号機は炉心損傷時までに水蒸気の発生が大きく減少していた[32]と考えられ、長期間水蒸気の発生が少なかった[33]とする過去の分析結果に基づく推定とも整合している。
- Cs-137 の検出量が比較的少ない試料においては、Cs と帯同する性質を有する Sr が検出下限値未満になる傾向が見られるとともに、Sr-90 が検出された試料の Sr/Cs 比は２号機に比べて１桁程度小さい値となった。上記 Mo の分析結果から還元雰囲気であったと推定したが、１号機においては還元性の程度が２号機よりもさらに小さかったことが改めて確認された[34]。しかしながら、その要因については現段階ではわかっていない。

② 燃料体毎に U の同位体比が異なるため、通常運転時の炉心内では U の同位体比は非均質に分布している。一方、今回の分析試料では、原子炉建屋内のどの場所のスミヤ試料もそれぞれの号機の炉心全体を平均した同位体比（もしくは燃焼度）の値となっており、U の同位体比の試料毎のばらつき、燃焼度の相違など炉心構成や号機の違いを反映するような情報は得られていない。同位体比の相違は、少なくとも号機の違いを意味する。Cs-134/137、Pu-238/(Pu-239+Pu-240)等の同位体比を調べることにより、号機間の違いに係る情報を得られる可能性が高いため、調査チームは引き続き、調査、検討を進める。

---

32 1 号機の原子炉水位は、原子炉容器の急速な減圧等により比較的速く炉心水位が燃料有効長底部程度まで低下し、また、原子炉容器内の水蒸気量は少なかったと考えられる。

33 1 号機では 2011 年 3 月 11 日～3 月 22 日の期間に炉心へ注水した水の多くは炉心内に到達していなかったと考えられている。

34 2022 年度の試料分析において、２号機はベント操作が失敗したと考えられていることを踏まえて、「1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプ水」のスミヤ試料を１号機試料として分析した。「1/2 号機共用スタック基部ドレンサンプ水」の分析結果から、１号機の炉心損傷・溶融の進展は還元性の程度が２号機よりも小さかったと考えられていた。

③ 2023 年度の分析では、酸に不溶性の Cs-137 を含む残渣が確認されており、ベータ線核種及びアルファ線核種を分析する上で障害となっていた[35]。2024 年度の分析の結果、フッ化水素酸を用いた酸溶解法及びアルカリ融解法により、当該残渣を溶解できることが明らかになった。これらの方法で溶解したという結果から、当該残渣はガラス質の性質を持つ化合物であると推定された。

調査チームは、当該残渣がガラス質の化合物であるならば、含有される Cs 等は、事故当時からの長期にわたる風雨や建屋内で散布された飛散防止剤等の影響を受けにくいため、当該残渣に含まれる核種の情報は事故当時の原子炉の状態の推定に資する可能性があると考えており、今後、当該残渣に含まれる核種の分析を行う予定である。

④ 2023 年度の分析では Mo/Cs 比の値は上層階で高く下層階で低い傾向があることが示唆されたが、今年度分析した試料の結果を加えると、5 階は比較的高い値であるものの、4 階以下では階層間での違いは明確ではない。調査チームとしては、Mo/Cs 比の階層間での傾向については、事故時の原子炉の状態の検討に有益であるかどうかも含めて、引き続き調査・検討を進める予定である。また、原子炉の雰囲気状態の指標となる核種の比率についても調査・検討を継続し、特にガラス質の残渣の分析に注力して今後の調査・検討を進める。

第六節　その他の活動状況

5-6　３号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに係る今後の調査

東京電力においては、3 号機原子炉建屋 1 階の北・南側の雰囲気線量が確認され、更にそこにある制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット（以下「HCU」という。）の線量が高いことも確認されたことから、このエリアの線量低減のため、HCU の線量低減方法を検討するために HCU 系統水の分析を行い、その結果を事故分析検討会[36]で報告した。

分析結果として、事故時に原子炉格納容器内で発生した高線量の水が、HCU の系統内に滞留している可能性が高いという報告がなされた。

調査チームとしては、炉心損傷後には HCU の系統水が汚染され、HCU が設置されているエリアが高線量になる可能性があると考える。また、HCU は原子炉下部の制御棒駆動機構に接続しており、溶融炉心により損傷した制御棒駆動機構に対応した HCU の系統水が汚染されたものと考えられる。よって、今後は各 HCU 系統の汚染状況等を詳しく調査して、事故時の炉心損傷範囲の絞り込み等に活用できないか、さらに調査を進める予定である。

35 中間取りまとめ（2024 年版）別添 9
36 第 49 回事故分析検討会　資料 5

5-7　３Ｄレーザースキャナによる測定

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、人の入域が可能であり、空間線量率が比較的低く一定時間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継続的に行ってきた。その結果、昨年までの過去のデータと比較しても事故後の地震などによる追加変形は確認されなかった。調査チームは引き続きこうした検討を進める予定である。

終章　おわりに

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
- コンクリートの損傷に係る加熱試験を実施いただき、且つ２号機 X-6 ペネ堆積物の考察において、助言をいただいた大阪大学の大石教授
- コンクリートの損傷に係る加熱試験を実施いただいた大阪大学のソミュロー クリス健様及び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
- 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他の皆様
- 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 安全研究センター熱水力安全研究グループの皆様
- 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号機水素爆発事象に係る水素等燃焼試験、１号機ベントに係るモニタリングポスト等の分析、１～３号機シールドプラグの汚染メカニズムの解明に係る実験的及び解析的検証において、調整や助言をいただいた JAEA 原子力安全・防災研究所 安全研究センター熱水力安全研究グループの安部マネージャー
- １号機原子炉建屋のシールドプラグの変位及び変形に係る解析的検討を実施いただいた東芝エネルギーシステムズ株式会社の室伏技監、前川ビジネスユニットマネジャー他の皆様
- ２号機 X-6 ペネ堆積物の考察において、助言をいただいた大阪大学の牟田教授
- ２号機 X-6 ペネ堆積物の考察において、情報の提供、助言をいただいた JAEA 廃炉環境国際共同研究センターの池内研究主幹、北垣グループリーダー
- １号機ベントに係るモニタリングポスト等の分析等において、１号機ベントの映像解析等を実施して頂いた慶應義塾大学の青木教授、NHK の伊藤チーフエンジニア、鈴木副部長他の皆様及び、LHADDAS による試計算を実施して頂いた JAEA 原子力基礎工学研究センターの中山研究主幹、寺田マネージャー、佐藤マネージャー他の皆様
- １～３号機シールドプラグの汚染メカニズムの解明に資するための狭隘な流路における水蒸気の流れ及び凝縮挙動に係る実験的及び解析的検証を実施していただ

いた公立小松大学の歌野原教授、村瀬特任教授、稗田様、中里様、浅川様、山口様、山本様他の皆様
・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、島田研究主幹、勝野技術副主幹他の皆様
・調査チームが取得した２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 福島廃炉安全工学研究所大熊分析・研究センターの皆様
・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
・現地調査における放射線管理、２号機 X-6 ペネ堆積物の考察、１号機 SGTS 配管の測定等にご協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。

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。

略語集

略語	名称
オペフロ	オペレーションフロア
ガンマカメラ	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。
事故分析検討会	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（2021 年版）	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
中間取りまとめ（2023 年版）	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　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（2024 年版）	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
東京電力	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	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
連絡・調整会議	福島第一原子力発電所廃炉・事故調査に係る連絡・調整会議
BAF	燃料有効長底部
BWR	沸騰水型原子炉
Cs	セシウム
FPC	燃料プール冷却浄化系
HCU	制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット（Hydraulic Control Unit）
I	ヨウ素
IC	非常用復水器　（Isolation Condenser）

ICARE	Institut de Combustion, Aérothermique, Réactivité et 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
Mo	モリブデン
MP	モニタリングポスト
NHK	日本放送協会
Pu	プルトニウム
SBO	全交流電源喪失
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
Tc	テクネチウム
U	ウラン

原子力規制委員会了承文書
（2019FY-10）
令和元年９月 11 日
（議題３資料 3）

（参考１）

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（ＮＤＦ）、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

① 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。
② ①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
　川﨑　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。

原子力規制委員会了承文書
（2022FY-92）
令和５年３月29日
（議題３資料３）

（参考２）

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[1]”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

[1] 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

（参考３）

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（～第 47 回）
杉山　智之	原子力規制委員会委員
長﨑　晋也	原子力規制委員会委員（第 48 回～）

（原子力規制庁）

古金谷　敏之	長官官房 緊急事態対策監（～第 51 回）
	長官官房 核物質・放射線総括審議官（第 52 回～）
岩永　宏平	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
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（～第 49 回）
宮本　健治	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 48 回～）
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
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
石川　大裕	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室　特殊施設調整係長（第 52 回～）
神谷　考司	技術基盤課　課長
平野　雅司	技術基盤課　技術参与
星　陽崇	シビアアクシデント研究部門　上席技術研究調査官
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
入江　正明	放射線・廃棄物研究部門　技術研究調査官（～第 50 回）
	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室　技術参与（第 51 回～）
建部　恭成	実用炉審査部門　主任安全審査官（～第 47 回）
秋本　泰秀	実用炉審査部門　上席安全審査官（第 48 回～）

（日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所）

丸山　結	フェロー
天谷　政樹	安全研究センター　センター長

（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（～第 48 回）

同　教授（第 49 回～）
門脇　敏　　長岡技術科学大学　特任教授
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
二ノ方　壽　　東京工業大学　名誉教授
更田　豊志　　原子力損害賠償・廃炉等支援機構　上席技監（～第 49 回）
同　廃炉総括監（第 50 回～）
前川　治　　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
宮田　浩一　　元原子力エネルギー協議会部長（～第 47 回）
日本エヌ･ユー･エス株式会社 技術顧問（第 48 回～）
牟田　仁　　東京都市大学　工学部原子力安全工学科　教授
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

【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 50 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 47 回、第 50 回）

（日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所　安全研究センター）
柴本　泰照　　副センター長（第 50 回）
飯田　芳久　　規制・国際情報分析室　室長代理（～第 47 回）
規制・国際情報分析室　室長（第 48 回～）
安部　諭　　熱水力安全研究グループ　マネージャー（第 47 回～第 51 回）
島田　亜佐子　規制・国際情報分析室　研究主幹（第 50 回、第 51 回）
勝野　和美　　規制・国際情報分析室　技術副主幹（第 50 回）
玉置　等史　　シビアアクシデント研究グループ　マネージャー（第 50 回）

（日本原子力研究開発機構　原子力科学研究所　原子力基礎工学研究センター）【第 50 回】
寺田　宏明　　環境動態研究グループ　マネージャー
佐藤　大樹　　放射線挙動解析研究グループ　マネージャー
中山　浩成　　環境動態研究グループ　研究主幹

（日本原子力研究開発機構　福島研究開発部門）【第 49 回】
荻野　英樹　　廃炉環境国際共同センター 技術主席

（日本原子力研究開発機構　福島廃炉安全工学研究所）【第 50 回】
古瀬　貴広　　大熊分析・研究センター　分析課　マネージャー
田中　康之　　大熊分析・研究センター　分析課

（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 47 回～）
大野　公輔　　廃炉戦略企画室　執行役員
（第 48 回、第 50 回、第 51 回）
三宅　修平　　技術グループ　技監
（第 47 回～）
湊　　和生　　技術グループ　理事特別補佐
（第 47 回、第 49 回～第 51 回）
倉田　正輝　　技術グループ　審議役
（第 47 回～第 50 回）
笹沼　美和　　技術グループ　審議役
（第 47 回、第 48 回、第 50 回、第 51 回）
中野　純一　　技術グループ　審議役
（第 47 回～）

（東京電力ホールディングス株式会社）
阿部　守康　　福島第一廃炉推進カンパニー バイスプレジデント
飯塚　直人　　福島第一廃炉推進カンパニー　廃炉技術担当（～第 50 回）
伊藤　正裕　　福島第一廃炉推進カンパニー　廃炉技術担当（第 51 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
山下　理道　　原子力設備管理部　部長　　他

（東芝エネルギーシステムズ株式会社）【第 48 回】
室伏　正　　パワーシステム事業部　技監
山崎　之崇　　原子力システム設計部　システム計画グループ　フェロー
青木　保高　　原子力システム設計部　システム計画グループ　マネジャー

（日立ＧＥニュークリア・エナジー株式会社）
松浦　正義　　主管技師長　（第 48 回、第 49 回）
近藤　貴夫　　原子力計画部　チーフプロジェクトマネージャ（第 48 回）
千歳　宏昌　　原子力計画部　原子炉計画グループ　ユニットリーダ主任技師
（第 48 回、第 49 回）

（公立小松大学）【第 50 回】
歌野原　陽一　生産システム科学部　教授

（日本放送協会）【第 50 回】
伊藤　崇仁　メディア総局 メディアイノベーションセンター　チーフエンジニア

※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６年７月以降、計６回開催）

第47回（令和6年7月22日）

- 令和６年度の調査項目
- 非常用復水器（IC）に関する検討（１回目）
- （東京電力）1号機ICに関するご質問
- 1号機シールドプラグ変形等の原因の検討
- （東京電力）3号機原子炉建屋内調査の結果
- （東京電力）福島第一原子力発電所原子炉格納容器内調査関連サンプルの分析・評価スケジュール

第48回（令和6年11月14日）

- （東京電力）２号機PCV内部調査・試験的取り出し作業の状況
- （東京電力）２号機試験的取り出しにて採取した燃料デブリの分析
- ２号機燃料デブリの試験的取り出し
- （東芝エネルギーシステムズ）解析による水素爆発時の1号機シールドプラグ挙動推定
- １号機シールドプラグの変位に係る簡易計算
- 津波来襲までのICの運転操作に関する考察
- （東京電力）1F1のICの設計・運転から得られた教訓の革新軽水炉への反映
- １号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析
- 高温環境におけるコンクリートの爆裂に係る調査
- （東京電力）1/2号機SGTS配管の事故分析の調整状況
- 令和６年度の調査の実施状況

第49回（令和7年1月31日）

- （JAEA 廃炉環境国際共同研究センター／東京電力）燃料デブリサンプルの非破壊分析結果と分取結果
- 非常用復水器（IC）タンク内保有水の減少に関する考察
- （大阪大学）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
- 多孔質な棚状堆積物の形成に係る考察
- ４号機鉄筋コンクリートの損傷から水素爆発の位置及び規模の推定
- （東京電力）３号機HCU内包水サンプリング調査の結果

第50回（令和7年3月28日）

- ３号機における水素爆発事象に関する検討（全体概要）
- （JAEA 安全研究センター）１Ｆ３号機の下層階での可燃性雰囲気形成に関するCIGMA実験報告
- （長岡技術科学大学）令和６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

- １号機ベントに係るモニタリングポスト等分析の検討状況（全体説明）
- （日本放送協会）福島第一原子力発電所１号機ベント映像解析による初期挙動推定経過報告
- （JAEA原子力基礎工学研究センター）局所域高分解能大気拡散・線量評価システムLHADDAS
- １～３号機シールドプラグの汚染メカニズムに係る調査の全体像
- （公立小松大学）令和６年度狭隘流路における水蒸気の流れ及び凝縮挙動に関する研究
- （東京電力）１号機SGTS配管の線量測定（事故原因に資する調査）
- １号機SGTS配管の測定結果に対する考察
- （JAEA大熊分析・研究センター）原子力規制庁依頼スミヤろ紙の分析
- （JAEA安全研究センター）JAEAにおけるスミヤ試料分析の状況
- 1号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析について～模擬コンクリート供試体のセメント組成分析結果～
- １号機非常用復水器に係る考察及び課題
- （東京電力）２号機X-6ペネトレーション関連試料の分析
- （東京電力）１号機格納容器底部堆積物分析結果

第51回（令和7年6月27日）

- ２号機X-6ペネで確認された堆積物に関する考察及び調査方針
- （JAEA安全研究センター）JAEA安全研究センターにおけるスミヤ試料の分析結果の修正の報告
- 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（２０２５年版）（案）

第52回（令和7年9月4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（２０２５年版）
- （JAEA廃炉環境国際共同研究センター／東京電力）燃料デブリサンプル（１回目）の分析結果

以上

（参考４）

調査チームの構成員

（原子力規制庁）

古金谷　敏之	長官官房 緊急事態対策監
岩永　宏平	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長
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（2025 年 3 月まで）
宮本　健治	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室 企画調査官（2024 年 9 月から）
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
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
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（2025 年 3 月まで） 技術参与（2025 年 4 月から）
上ノ内　久光	技術参与
杉山　久弥	技術参与（2025 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

以上

（参考５）

現地調査の実施実績
（２０２４年４月から２０２５年３月末まで）

２０２５年			
回数	月	日	実施内容
20	3月	27-28 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
19		5-7 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		3 日	1 号機 原子炉建屋
17	2月	19-21 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
16	1月	22-24 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 5 号機 原子炉建屋
15		9,10 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
２０２４年			
回数	月	日	実施内容
14	12月	25.26 日	4 号機 原子炉建屋、5 号機 原子炉建屋、2 号機 原子炉建屋
13		12,13 日	4 号機 原子炉建屋、5 号機 原子炉建屋、1 号機 原子炉建屋
12		5,6 日	1 号機 タービン建屋、2 号機 原子炉建屋
11	11月	27-29 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 構内 放射線測定
10	10月	16-18 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 1 号機 コントロール建屋
9	9月	25 日	4 号機 原子炉建屋
8	8月	29 日	化学分析棟
7	7月	17-19 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
6		11,12 日	構内 放射線測定
5	6月	27,28 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 2 号機 タービン建屋、3 号機 タービン建屋
4	5	24 日	5 号機 原子炉建屋、4 号機 原子炉建屋

3	月	16,17 日	1 号機 原子炉建屋（架台上部） 3D レーザースキャナによる構造測定 5 号機 原子炉建屋
2 4 月 1		25,26 日 2 日	1 号機 原子炉建屋（架台上部） 3D レーザースキャナによる構造測定 3 号機 コントロール建屋 川内原子力発電所 1 号機

（参考６）

東京電力等から提供を受けた情報

No	関連する検討会	東京電力等からの提供情報
第一章　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察		
1	第 47 回 資料 2-1　非常用復水器（IC）に関する検討（１回目） 資料 2-2　１号機 IC に関するご質問について 第 48 回 資料 3-1　津波来襲までの IC の運転操作に関する考察 資料 3-2　1F1 の IC の設計・運転から得られた教訓の革新軽水炉への反映について 第 49 回 資料 2　非常用復水器（IC）タンク内保有水の減少に関する考察 第 50 回 資料 6-2　１号機非常用復水器に係る考察及び課題	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 7 月 2 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100003976 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 7 月 9 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100003902 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 7 月 10 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100003852 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 7 月 17 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100004960 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 11 月 11 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006743 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 12 月 4 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100007321 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（2025 年 1 月 21 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100008118 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（2025 年 3 月 17 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100009195
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		
	第 48 回 資料 4-1　１号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析について 第 49 回 資料 3-1　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	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 10 月 23 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006221 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 10 月 31 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006652 資料入手（ペデスタル部の 3 次元 FEM 弾塑性解析用入力データについて）

No	関連する検討会	東京電力等からの提供情報
	資料 3-2　多孔質な棚状堆積物の形成に係る考察 第 50 回 資料 6-1　1 号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析について～模擬コンクリート供試体のセメント組成分析結果～ 資料 6-4　1 号機格納容器底部堆積物分析結果	（2024 年 12 月 20 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100007592
第三章　水素爆発事象の解明		
特になし		
第四章　1 号機原子炉建屋のシールドプラグの変位及び変形に係る検討		
	第 48 回 資料 2-1　解析による水素爆発時の 1 号機シールドプラグ挙動推定	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 10 月 28 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006390
第五章　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**		
	第 51 回 資料 1　2 号機 X-6 ペネで確認された堆積物に関する考察及び調査方針	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（2025 年 6 月 2 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011114 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（2025 年 6 月 10 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011687 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（2025 年 6 月 17 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011747
第五章　その他の調査項目 **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**		
	第 48 回 資料 5-1　1/2 号機 SGTS 配管の事故分析の調整状況について 第 50 回 資料 4-1　1 号機 SGTS 配管の線量測定（事故原因に資する調査）について	SGTS 配管の測定について（2024 年 8 月 5 日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 13 回）資料 1-2） https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100004068?contents=NRA100004068-002-003#pdf=NRA100004068-002-003 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

No	関連する検討会	東京電力等からの提供情報
	資料 4-2　1 号機 SGTS 配管の測定結果に対する考察	（2024 年 8 月 28 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100005584 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 10 月 3 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100005585 資料入手（SGTS 配管仮置きについて） （2024 年 10 月 3 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100005586 資料入手（1 号機 SGTS 配管の線量測定（事故調査）について） （2024 年 12 月 11 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100007210 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 （2025 年 1 月 23 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100008293 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 （2025 年 4 月 24 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011111
第五章　その他の調査項目 第三節　１号機ベントに係るモニタリングポスト等分析の検討状況		
特になし		
第五章　その他の調査項目 第四節　１～３号機シールドプラグで確認された高汚染に係る調査		
特になし		
第五章　その他の調査項目 第五節　スミヤ試料の分析		
	第 50 回 資料 5-1　原子力規制庁依頼スミヤろ紙の分析 資料 5-2　JAEA におけるスミヤ試料分析の状況	1F 固体廃棄物における C-14 分析の必要性について（2024 年 8 月 5 日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 13 回）資料 2-1） https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100004068?contents=NRA100004068-002-004 2 号機原子炉建屋内スミヤろ紙の分析状況（2024 年 8 月 5 日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 13 回）資料 4-2） https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100004068?contents=NRA100004068-002-008#pdf=NRA100004068-002-008 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の廃炉及び事故調査に係る打合せ（2024 年 10 月 29

No	関連する検討会	東京電力等からの提供情報
		日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100006248 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（2025 年 2 月 27 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100009436 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の廃炉及び事故調査に係る打合せ（2025 年 4 月 8 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100009641 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析について（2025 年 4 月 16 日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 14 回）資料 2-2） https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100009470?contents=NRA100009470-006-004#pdf=NRA100009470-006-004 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の廃炉及び事故調査に係る打合せ（2025 年 4 月 25 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011292 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の廃炉及び事故調査に係る打合せ（2025 年 6 月 26 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100011749
第五章　その他の調査項目 **第六節　その他の活動状況** **5-6　３号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに係る今後の調査**		
	第 49 回 資料 5　　３号機 HCU 内包水サンプリング調査の結果について	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（2024 年 12 月 18 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100007543 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（2025 年 2 月 12 日） https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100008736

※2025 年 9 月 4 日時点

（参考７）

連絡・調整会議の開催実績（令和６年６月以降、計２回開催）

第 13 回（令和 6 年 8 月 5 日）

- SGTS 配管の測定
- （東京電力）SGTS 配管の測定
- （東京電力）1F 固体廃棄物における C-14 分析の必要性
- （JAEA）スミヤろ紙に含まれる 14C 分析法の検討
- ３Ｄレーザースキャナによる原子炉建屋の測定
- 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析
- （JAEA）2 号機原子炉建屋内スミヤろ紙の分析状況

第 14 回（令和 7 年 4 月 16 日）

- （東京電力）２号機燃料デブリの試験的取り出し
- 東京電力福島第一原子力発電所のサンプル分析
- （JAEA）（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調査の状況
- （資源エネルギー庁）東京電力福島第一原子力発電所の分析体制強化に係る取組の状況
- （東京電力）東京電力福島第一原子力発電所の分析体制強化に係る取組の状況（東京電力 HD の取組）
- （JAEA）東京電力福島第一原子力発電所の分析体制強化に係る取組の状況（JAEA の取組）
- （NDF）東京電力福島第一原子力発電所の分析体制強化に係る取組の状況（NDF の取組）

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

	調査・分析事項	報告書等	2021・2022年度	中間取りまとめ	2023年度	中間取りまとめ	2024年度	中間取りまとめ	2025年度～	備考
（1）放射性物質の放出経路	① ベントラインの汚染メカニズムの解明									
	● 1／2号機SGTS配管の汚染メカニズムの検討 【分析等】		実施検討							
	● がれき、サンプル水等の試料分析 【分析等】		試料採取・分析	◎	試料採取・分析	◎	試料採取・分析	◎	試料採取・分析	委託等
	● 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	◎					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							
	★ 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		汚染状況調査	◎						
	★ ベントライン、SGTS、排気筒等の線量率測定 ガンマカメラ		汚染状況調査	◎	汚染状況調査	◎	汚染状況調査	◎	汚染状況調査	
	★ 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		実施検討							
	② 1～3号機シールドプラグの汚染量の確定									
	★ 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	◎	汚染調査等					
	● 2号機差圧調整ラインの汚染状況等 【分析等】				汚染メカニズム検討	◎				
	◆ FP付着シミュレーション 【解析】		実施検討		線源解析等		線源解析等	◎	線源解析等	委託等
	★ シールドプラグの形状測定 レーザースキャナー		形状測	◎						
	◆ シールドプラグ自重変形解析 【解析】		解析	◎						
	③ 核種放出のタイミングとメカニズムの分析									
	● モニタリングポスト等のデータに基づく核種放出挙動の分析 【分析等】		MP等分析	◎	MP等分析	◎	MP等分析	◎	MP等分析	
	● Cs等の核種の化学形態、移行挙動の検討 【分析等】		実施検討							
	● 1号機原子炉補機冷却系統の汚染 【分析等】		調査		汚染メカニズム検討	◎				
	● 事故初期における原子炉建屋内での高線量率 【分析等】				汚染メカニズム検討	◎				
	1) 1,2号機ベント配管の汚染	◎								
	★ 1,2号機ベント配管の汚染調査 ガンマカメラ									
	● スタック下部のドレン水サンプル分析 【分析等】									
	● スタック内高度別汚染分布 【分析等】									
	◆ シミュレーションによる汚染分布再現 【解析】									
	□ S/CにおけるDF 【実験or文献調査】									
	2) SGTS逆流汚染 （他号機及び自号機）	◎								
	★ 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									
	◆ ベント時の自号機、他号機への排気比率のシミュレーション 【解析】									
	□ GDの逆流防止機能の確認・実験 【実験・文献調査】									
	3) 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									
	◆ 1号機シールドプラグずれの分析 【解析】									
	4) 建屋DF	◎								
	★ 2号機オペフロの汚染分布確認 ガンマカメラ									
	● 2号機原子炉建屋内スミヤ試料分析 【分析等】									
	5) 3号機原子炉建屋4階調査	◎								
	★ 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									
	● 原子炉建屋の汚染分布・核種確認 【試料採取、分析】									
	1. 1号機原子炉建屋4階の出水の検討	◎								
	★ 1号機原子炉建屋4階調査									
	● 作業員の証言確認等 【分析等】									
	◆ スロッシング解析 【解析】									
	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	◎								
	★ 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】									
（2）水素爆発等	④ 水素燃焼の物理・化学的検証									
	● 水素爆発時の炎色、噴煙、凝縮波の検討 【分析等】		実施検討		試験	◎				
	● 水素爆発時のガス組成の検討 【分析等】		組成検討 加熱試験	◎						
	□ 水素−水蒸気−可燃性ガス混合気体の燃焼実験 【実験等】		実施検討 実験	◎	試験	◎	試験	◎	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 情報整理	◎						
	★ 4号機原子炉建屋火災の位置特定		調査	◎						
	◆ 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				解析	◎	解析等	
	◆ 3号機原子炉建屋内の水素分布解析 【解析】		解析		解析／実験	◎	解析／実験	◎	試験	委託等
	● 4号機原子炉建屋の水素爆発の位置の推定【分析等】						現地調査等	◎	現地調査等	
	6) 1号機及び3号機原子炉建屋における水素爆発	◎								
	★ 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									
	● 水素爆発に係る映像解析等 【分析等】									
	◆ 水素爆発に係る地震計観測波の解析 【解析】									
	3. 4号機原子炉建屋における水素爆発	◎								
	★ 4号機原子炉建屋の損傷状況及びSGTS線量率調査									
	● 水素量の推定 【分析等】									
（3）AM策等の機器の設計方針等	⑤ 耐圧強化ベントによるPCV破損防止の設計確認									
	● 耐圧強化ベントの系統構成に係る設計確認 【分析等】		設計確認		実施検討					
	⑥ 1号機非常用復水器（IC）の運用変更の確認									
	● 1号機ICの設計・運用等の確認 【分析等】		設計確認		実施検討		調査・分析	◎		
	⑦ 3号機RHR配管滞留ガス調査									
	★ 3号機RHR配管系統調査等		現地調査等							
	● 滞留ガス分析等 【分析等】		試料分析							
	⑧ 1号機RCW配管滞留水素ガス調査									
	★ 1号機RCW配管系統調査等		現地調査等		現地調査等	◎				
	● 滞留ガス分析等 【分析等】		試料分析		試料分析	◎				
	－ 3号機HCUユニットに係る調査									
	★ 3号機HCUユニットに係る調査等						現地調査等	◎	現地調査等	
	－ 消防車による原子炉注水		実施検討							
	★ 1～3号機注水ラインの系統状態調査									
	● 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】									
	◆ 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】									

	調査・分析事項	報告書等	2021・2022年度		中間取りまとめ	2023年度	中間取りまとめ	2024年度	中間取りまとめ	2025年度～	備考
（3）AM策等の機器の設計方針等	7）**1～3号機耐圧強化ベント**	◎									
	★ 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）										
	★ 格納容器過温破損の可能性確認										
	★ 有効ベント回数の推定										
	◆ ベント時の排気時挙動シミュレーション 【解析】										
	8）**RDの動作**	◎									
	◆ RD破壊圧力と格納容器破損モードのシミュレーション 【解析】										
	□ RD破壊試験 【実験・文献調査】										
	9）**3号機自動減圧系**	◎									
	★ 原子炉建屋内損傷状況及び汚染状況調査										
	◆ 3号機RPV圧力挙動 【解析】										
	4. **1号機非常用復水器（IC）の作動状況**	◎									
	● IC隔離弁等の作動状況の確認等 【分析等】										
	5. **1号機小規模漏えいと逃がし安全弁不作動の可能性**	◎									
	◆ 小規模漏えい解析等 【解析】										
	6. **1号機A系非常用交流電源系統の機能喪失**	◎									
	★ 電源盤調査等										
	● 津波襲来時の波高計、写真等の整理 【分析等】										
（4）PCV内部調査	⑨ **1号機PCV内部調査（水中ROV調査）**										
	★ ペデスタル損傷状況			ROV調査	◎	シナリオ検討	◎			シナリオ検討	東京電力&IRID調査
	★ 堆積物調査			ROV調査						調査・サンプル採取	東京電力&IRID調査
	★ 中性子測定			ROV調査						測定方法検討	委託等
	□ 高温環境下でのコンクリート劣化試験 【実験等】					加熱試験	◎	加熱試験・分析等	◎	分析・調査等	委託等
	⑩ 2号機X-6ペネ堆積物調査										
	● 堆積物分析結果等の整理					堆積物調査	◎	分析結果の整理	◎	分析結果の整理	
（5）その他	⑪ **現場情報のアーカイブ化**										
	★ 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		損傷状況調査		◎	損傷状況調査	◎	損傷状況調査	◎	損傷状況調査	継続的に実施
	★ 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		◎	汚染状況調査	◎	汚染状況調査	◎	汚染状況調査	継続的に実施
	⑫ 設計、運転記録等の基礎情報										
	★ 設計図面、運転記録等の確認（旧事務本館、情報棟）										

凡例

★：現地調査 ◆：解析、●：分析等、□：実験等
◎：中間報告（2014年10月8日 原子力規制委員会）
◎：中間とりまとめ（2021年3月5日 1F事故分析検討会）
◎：中間とりまとめ（2023年3月7日 1F事故分析検討会）
◎：中間とりまとめ（2024年6月11日 1F事故分析検討会）
◎：中間とりまとめ（2025年〇月〇日 1F事故分析検討会）
※グレーハッチング箇所は終了している項目
2025年度以降も継続見込

（別添１－１）

１号炉非常用復水器に係る設計及び運用について

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　宮本健治

１．背景及び目的

１号機に設置されている非常用復水器については、他の２～６号機に設置されていない静的機器であり、事故時の挙動で解明されていない部分等もあることから、設計、運用手順及び現場確認を実施し、事故時の挙動やデータから、その教訓等を得る。特に、静的機器である非常用復水器の特徴や挙動を知る事により、運用上の課題等についても確認する。

２．基本設計（ECCS 構成他）

表１　BWR３及び BWR４の ECCS 構成例

型	代表炉	ECCS 構成	電源区分等
BWR３	福島第一１号機	HPCI CS　CS (非常用 DG)　(非常用 DG) ADS	・HPCI はタービン駆動 ・電源系は二区分
BWR４	福島第一２～５号機	HPCI CS　CS LPCI　LPCI LPCI　LPCI (非常用 DG)　(非常用 DG) ADS	・HPCI はタービン駆動 ・電源系は二区分

HPCI・・高圧注水系、CS・・炉心スプレイ系、ADS・・自動減圧系、LPCI・・低圧注水系

※その他の非常用冷却設備については、以下の通り。

・BWR３・・・非常用復水器（IC）・・静的機器

・BWR４・・・原子炉隔離時冷却系（RCIC）・・タービン駆動（動的機器）

３．設置許可における設計方針及び作動設定値等

１）設置許可における基本設計及び解析条件等

●設置許可本文

五、原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備

ホ.原子炉冷却系統施設の構造及び設備

（ハ）非常用冷却設備

(2)主要な機器及び管の個数及び構造

a 非常用復水器

主蒸気管隔離弁閉鎖などにより、主復水器が利用出来ない場合に崩壊熱を除去するため、非常用復水器が原子炉建屋内に設けられる。

系　統　数	２
形　　式	タンク形
タンク　数	１／系統
タンク有効保有水量	約 100 ㎥／タンク
蒸気流量	約 100T／hr／タンク

●添付書類八　原子炉施設の安全設計に関する説明書

6.4 非常用復水器

非常用復水器は、タービントリップ時にタービンバイパス弁の開放失敗、または主復水器真空低下、あるいは主蒸気管破断事故による主蒸気隔離弁閉鎖時のように、主復水器が利用できない場合に、原子炉の崩壊熱を除去するためのものである。

～～（中略）～～

非常用復水器の作動条件は、原子炉圧力高であって、ある時間原子炉圧力高が続くとドレン管の閉鎖している弁が自動的に開く。この作動上の遅延は、瞬間的に原子炉圧力高となる過渡現象によって、非常用復水器が作動するのを防ぐためのものである。

ドレン管の弁が開かれると、蒸気管内の蒸気とドレン管内の復水の重さの差による自然循環によって、炉心が冷却される。すなわち、原子炉内の蒸気は蒸気管を通って、復水器タンク内のコイルにいたり、冷却され凝縮して復水となり、ドレン管を通って原子炉へもどる。タンク内の冷却水は沸騰し、発生蒸気はベント管を通って、大気中へ放出される。

復水器タンクの冷却水はもちろん、補給しなくても２基のタンクで８時間原子炉を冷却することができる。また、原子炉を冷却減圧した後、原子炉停止時冷却系にきりかえて原子炉を冷温停止状態にすることが出来る。

⇒

非常用復水器のタンクの冷却水については、基本設計としては補給しなくても8時間原子炉を冷却することが出来るとしているものの、保守的な評価によるものであることから、実際の運転可能時間としては、10時間程度。（東京電力回答）[1]

●添付書類十　変更後における原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると想定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

４．安全評価（抜粋）

4.3.1 重大事故

(2)主蒸気管破断事故

k.主蒸気隔離弁閉鎖後は、原子炉は非常用復水器により冷却され、最終的には停止時冷却系により大気圧まで約17時間で減圧されるが、本解析では、１日後に大気圧まで減圧されるものとする。

4.3.2 仮想事故

(2)主蒸気管破断事故

b.主蒸気隔離弁閉鎖後は炉圧の非常用復水器等により減圧されるが、仮想事故では50%／日の一定漏洩率で無限時間漏洩が続くものと仮想する。

第1.2-2表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能

（事　　故）

分　類	機　能	構築物、系統及び機器
MS-1	原子炉停止後の除熱機能	原子炉停止時冷却系 非常用復水器 逃がし安全弁（手動逃がし機能） 自動減圧系（手動逃がし機能）

⇒

添付十の安全評価では、重大事故である主蒸気管破断事故の想定において、非常用復水器の機能を考慮しているものの、実際の機能よりも保守的に想定、また、仮想事故においては、その機能を期待しないと整理。

1 第47回事故分析検討会　資料2-2

２）非常用復水器、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動条件等

表２　非常用復水器及び主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）の変遷[2]

	平成 22 年 4 月以前		平成 22 年 6 月保安規定認可		平成 22 年 7 月事故時運転操作手順書
主蒸気逃がし安全弁(逃がし弁機能)動作設定値	7.27Mpa（1 個） 7.34MPa（2 個） 7.41MPa（1 個）		―		―
原子炉圧力高スクラム設定値	7.27MPa	⇒	7.07MPa	⇒	7.07MPa
	手動制御範囲 6.37～7.26MPa				手動制御範囲 6.27～7.06MPa
非常用復水器設定値	7.27MPa	⇒	7.13MPa	⇒	7.13MPa

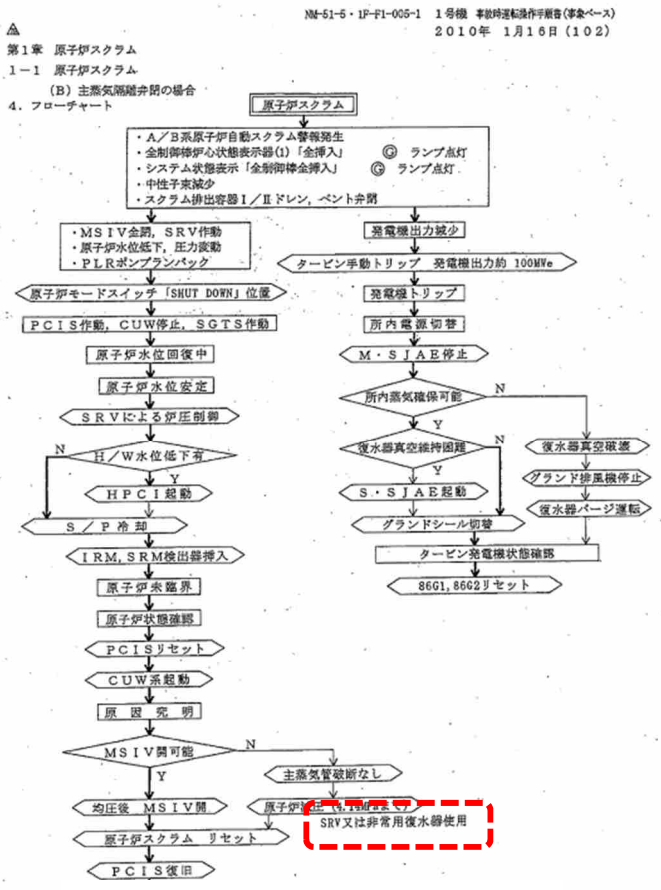


図１　事故時運転操作手順書のフローチャート

⇒

平成 22 年 5 月 26 日に申請（平成 22 年 6 月 14 日認可、平成 22 年 7 月 1 日施行）された保安規定変更申請書において、原子力圧力高の設定値を 7.27MPa から 7.07 MPa に変更[3]。それに伴い、非常用復水器の設定値（自動起動）についても、7.27MPa から 7.13MPa へ変更実施。

上記の変更の結果、従来（平成 22 年 4 月以前）原子炉圧力高、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）及び非常用復水器の設定値が同じ値であったものが、平成 22 年 7 月以降、主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能）より、非常用復水器が先行して自動起動する運用変更が行われた。

なお、事故時運転操作手順書に記載のフローチャート（図１）については、変更が行われず、「ＳＲＶ又は非常用復水器使用」と表現されていたため、運転員が理解しにくいものとなっていた。[2]

2 第 47 回事故分析検討会　資料 2-1
3 プラント信頼性向上の観点から原子炉圧力の異常上昇時に原子炉圧力制御（主蒸気逃がし安全弁動作）より反応度制御（原子炉スクラム）を優先させるため、原子炉圧力高の設定値を変更

４．事故時の非常用復水器等の挙動について

１）プラント操作等の経緯等（非常用復水器に係る操作抜粋）

日時	事象	操作	備考[4]
H23.3.11 14:46	東北地方太平洋沖地震発生	・原子炉自動スクラム	図２参照
14:47		・主タービン自動停止 ・外部電源喪失 ・非常用 D/G 起動 ・MSIV 閉止	
14:52		非常用復水器の（A）（B）の２系統が起動 ※原子炉圧力約 4.5MPa に低下 ※原子炉の冷却減圧開始	図３参照
15:03		非常用復水器の（A）（B）停止	
15:17		非常用復水器（A）系統による冷却減圧再開（間欠運転） ３回開閉を実施 ※原子炉圧力を６～７MPa に制御	図４参照
15:34		非常用復水器（A）停止	
15:37	津波到達（15:35） 全交流電源喪失		
18:18		格納容器外側の隔離弁２Ａ弁、３Ａ弁「開」	
18:25		隔離弁３Ａ弁「閉」	水の補給を検討
21:30		隔離弁３Ａ弁「開」	図５参照

●解析上、19:05 に水-ジルコニウム反応による非凝縮性ガスにより非常用復水器（A）機能喪失[5]

●4/3　非常用復水器（A）系タンクの水位が 80%から 63%へ低下[6]

4　福島原子力事故調査報告書（東京電力株式会社平成 24 年 6 月 20 日）からの引用
5　「1 号機非常用復水器における除熱状況について」第 6 回進捗報告（東京電力株式会社　2022 年 11 月 10 日）より引用
6　「福島第一原子力発電所 1 号機非常用復水器の動作状況の評価について」（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）より引用

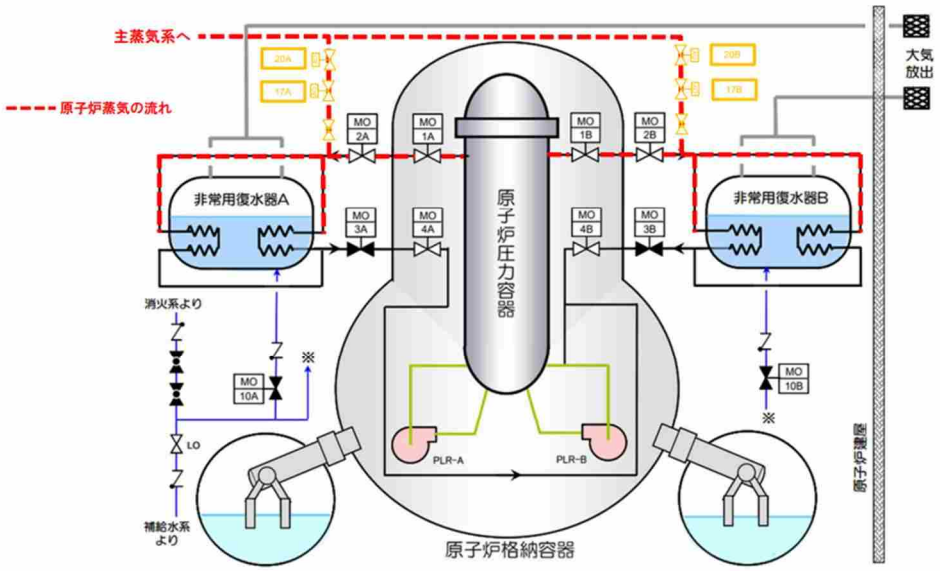
２）通常運転中（地震発生前）の状態

①原子炉圧力容器で発生した蒸気が、ウォーミングラインを通じて系統をウォーミングし、主蒸気系統へ合流する。

②非常用復水器を起動するための格納容器外側の隔離弁（３Ａ、３Ｂ）は、「閉」、ウォーミングラインに設置されている空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）は、「開」

③非常用復水器は待機状態

④空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）については、Air Fail Close 設計。（直流電源喪失等が発生した場合、「閉」）



非常用復水器の系統構成

注)図は福島原子力事故調査報告書　添付資料(東京電力株式会社　平成24年6月20日)から引用(規制庁が主蒸気へのライン及び原子炉蒸気の流れ等を追記)

図２　非常復水器の系統構成（待機中）[7]

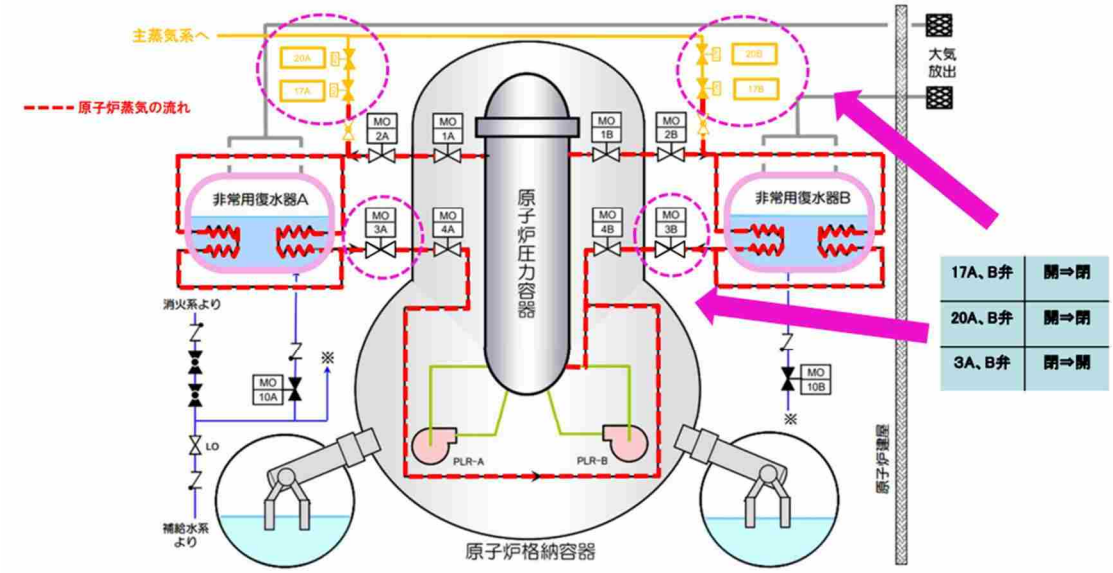
３）地震発生後、プラントスクラム、非常用復水器（Ａ）（Ｂ）起動の状態（図３）

①原子炉自動スクラム、原子炉圧力高により非常用復水器（A)、（Ｂ）の２台が自動起動。

②格納容器外側の隔離弁（３Ａ、３Ｂ）は、「開」、ウォーミングラインに設置されている空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）は、「閉」

③非常用復水器による冷却減圧開始。原子炉圧力が、約 4.5MPa に低下を確認

7 第 50 回事故分析検討会　資料 6-2



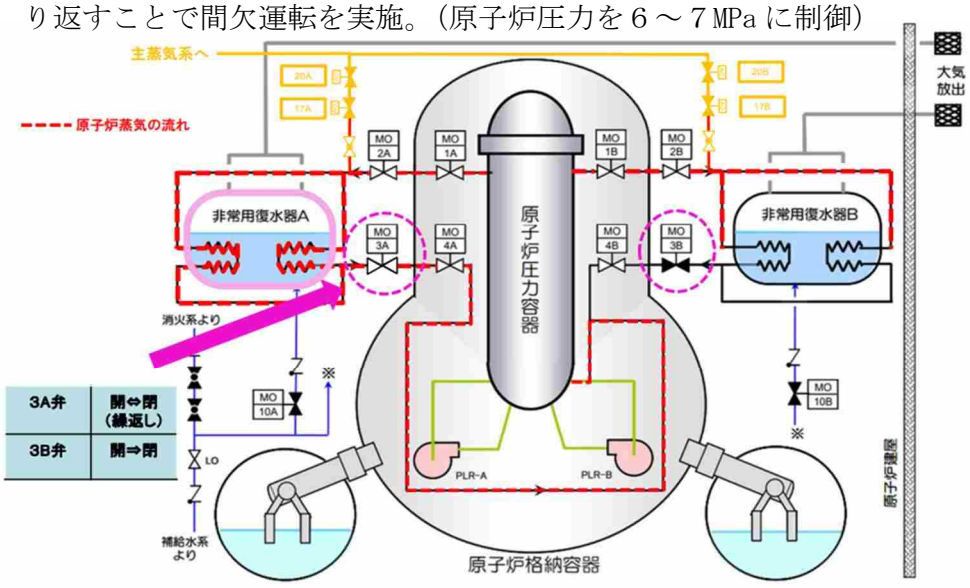
非常用復水器の系統構成

注)図は福島原子力事故調査報告書　添付資料(東京電力株式会社　平成24年6月20日)から引用(規制庁が主蒸気へのライン、原子炉蒸気の流れ及び弁の開閉等を追記)

図３　非常用復水器の系統構成（非常用復水器２台自動起動時）[8]

４）非常用復水器（Ａ）による間欠運転の状態（図４）

①格納容器外側の隔離弁（３Ｂ）は、「閉」。隔離弁（３Ａ）のみを「開⇔閉」を繰り返すことで間欠運転を実施。（原子炉圧力を６～７MPa に制御）



非常用復水器の系統構成

注)図は福島原子力事故調査報告書　添付資料(東京電力株式会社　平成24年6月20日)から引用(規制庁が主蒸気へのライン、原子炉蒸気の流れ及び弁の開閉等を追記)

図４　非常用復水器の系統構成（非常用復水器（Ａ）間欠運転時）

8 第 50 回事故分析検討会　資料 6-2

５）津波到達後、全交流電源喪失、炉心損傷後の推定状態等（図５）

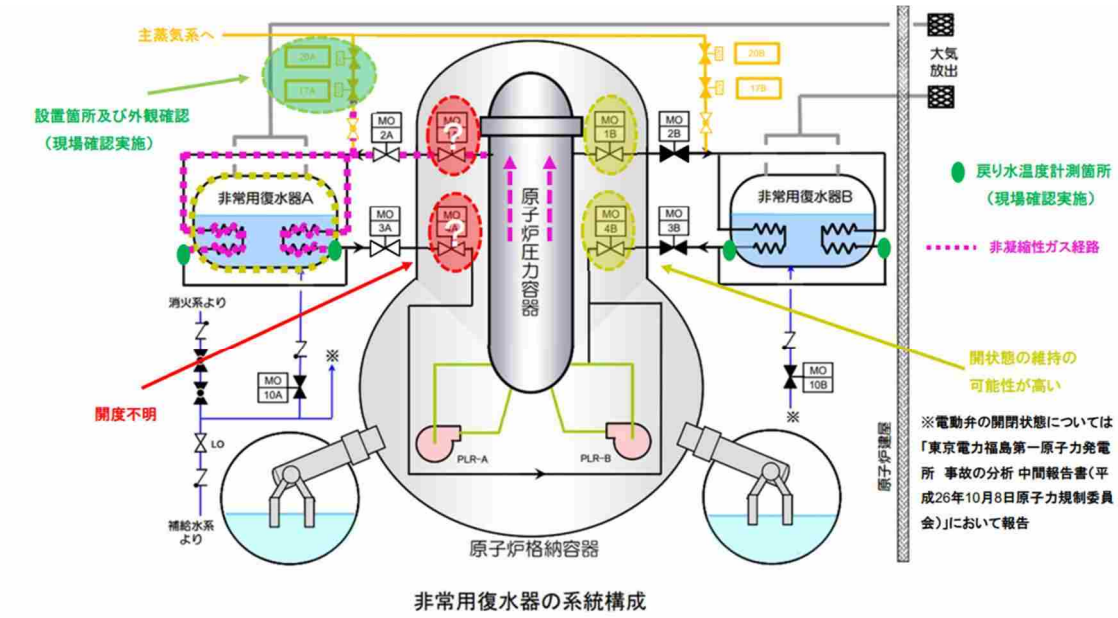
①全交流電源喪失以降は、格納容器外側の隔離弁（２Ａ、３Ａ）の開操作を行ったものの、格納容器内側の隔離弁（１Ａ、４Ａ）については、開度が不明。

②格納容器外側の隔離弁（３Ａ）を「開」操作。

③東京電力が行った解析結果から１９時５分頃に炉心において、水-ジルコニウム反応が発生し、その際、発生した非凝縮性ガスにより、非常用復水器（A）の機能が喪失したと推定。[9]

④なお、格納容器内側の隔離弁（１Ｂ、４Ｂ）については、これまでの事故分析調査において、「開」状態が維持されて可能性が高いと推定。[10]

⑤非常用復水器（A）系のタンクの水位が、８０％から６５％に低下を確認。（2011 年 4 月 3 日）[11]



非常用復水器の系統構成

注）図は福島原子力事故調査報告書 添付資料（東京電力株式会社 平成24年6月20日）から引用（規制庁が主蒸気へのライン、非凝縮ガス経路及び弁の開閉等を追記）

図５　非常用復水器の系統構成（炉心損傷以降～）【推定】

9 第 6 回進捗報告「1 号機非常用復水器における除熱状況について」（東京電力株式会社　2022 年 11 月 10 日）から引用

10 東京電力福島第一原子力発電所　事故の分析　中間報告書　（平成 26 年 10 月 8 日原子力規制委員会）

11 福島第一原子力発電所 1 号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）

５．これまでに確認されている事項

- 非常用復水器は、全交流電源喪失（津波到達（15:35））までの間は、運転パラメーター等により機能が維持され、原子炉圧力容器内の冷却・減圧に行っていた。
- 全交流電源喪失以降は、Ａ系の格納容器外側の隔離弁（２Ａ、３Ａ）の開操作を行ったものの、格納容器内側の隔離弁（１Ａ、４Ａ）については、開度が不明。[10]
- 非常用復水器系のタンク水位が、Ａ系について、63％（通常 80％）に減少していた（2011 年 4 月 3 日測定）。Ｂ系については、通常水位を維持。その後、大きな水位変化なし（2011 年 10 月 18 日）。[12]
- 非常用復水器系の戻り水温度について、135 及び 141.7℃を記録（2011 年 3 月 24 日）。[13]
- 非常用復水器系の戻り水温度計の取付け位置は、タンク近傍であることを確認（調査チームによる現場確認実施）。
- 非常用復水器を起動する場合、戻り側の格納容器外側の隔離弁（３Ａ、３Ｂ）を開にすることにより、非常用復水器は起動する。（通常運転時、格納容器内側の隔離弁（１Ａ、２Ｂ、４Ａ、４Ｂ）及び格納容器外側の隔離弁【入口側】（２Ａ、２Ｂ）は開運用）。
- また、通常運転中は、原子炉から非常用復水器のコイルまで、蒸気で満たされ、空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）を通して、主蒸気系統へ流れるように系統構成がなされている。
- 空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）については、Air Fail Close 設計（東京電力確認）。（直流電源喪失等が発生した場合、「閉」）
- 設備の構成の高さは、非常用復水器入口管について、格納容器に接続された配管（３階）は、４階天井部を通って、４階床に設置されている非常用復水器に入り、戻り配管は、格納容器内に設置されている再循環系の入口側配管と接続している（１階上部辺り）。（４階に設置されている入口配管、非常用復水器、戻り配管等については、調査チームより現地調査実施）。
- 定例試験等においては、主要弁の開閉試験による機能検査を実施。そのため、蒸気を用いた実条件による作動確認までは行われておらず、作動経験についても無かった。
- ３．２）に記載した作動条件の変更が行われているものの、事故時運転操作手順書のフローチャートの変更までは行っておらず、手順書において、動作対応

12 福島第一原子力発電所１号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）より引用

13 福島原子力事故調査報告書 添付８－９ 非常用復水器（IC）胴側水位減少量に関する調査結果について（東京電力株式会社 平成 24 年 6 月 20 日）から引用

に困難があった。[14]

- 非常用復水器を模擬できるようなシミュレータ設備については、整備されていなかったため、実際の非常用復水器が作動、停止した場合のプラント挙動を把握する事が難しかった。[14]

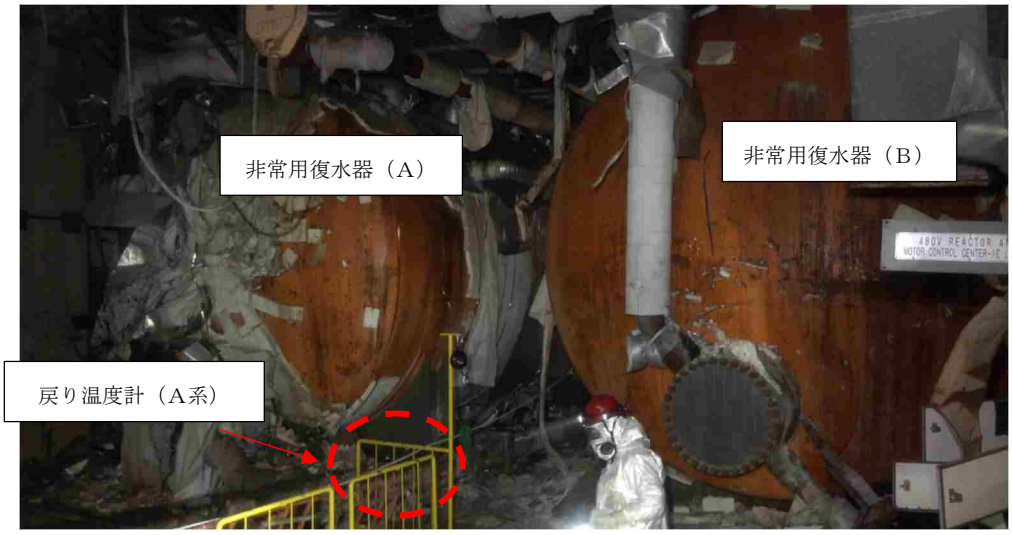


図６　１号機非常用復水器の状況（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）



図７　非常用復水器系の戻り配管に設置の温度計（Ａ系）
（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）

６．調査チームによる推定等

- 非常用復水器Ａ系のタンク水位の減少及び戻り水温度の記録から、圧力容器内の状況変化により、蒸気の一部がタンク内に流入し、一時的に冷却能力[15]が機能した可能性がある。（別添１－２参照）[16]
- また、開度不明となっている格納容器内側の隔離弁（１Ａ、４Ａ）については、

14 第 48 回事故分析検討会　議事録
15 冷却能力とは、非常用復水器の定格容量での冷却機能の一部を示す意図で使用
16 第 49 回事故分析検討会　資料２

引き続き開度不明であるものの全閉状態よりは、多少の蒸気が流れる程度の開度が確保されていた可能性がある。（東京電力報告書の戻り水温度及び現場調査の状況等から）

- 非常用復水器の系統構成は、弁の開閉のみの簡単な構成であることから、何らかの状態変化で、冷却能力が一時的に機能した可能性がある。（ポンプ等の動的機器が必要ないため）
- 非常用復水器の戻り側からの蒸気の流入は、再循環系統（PLR 系）を介する必要があるため可能性は低い。

７．設計上の留意点

- 非常用復水器は、主復水器が使用出来ない場合に、原子炉の崩壊熱を除去する目的で設置。
- 当該設備は、非常用冷却設備として設置されており、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において、非常用復水器の機能を考慮しているものの、実際の機能よりも保守的に想定、また、仮想事故においては、その機能を期待しないと整理。（設置許可申請書添付十）。
- 設計として、炉心損傷等により発生する非凝縮性ガスに対する設計上の考慮がなされていないため、炉心損傷後は、その機能の維持は難しい。
- 非常用復水器は、静的機器のため動的機器のような駆動源が必要なく、簡単な操作（弁の開閉）で、作動することが出来る。
- ただし、別添１－２に示す調査により、事故時の設備の挙動から、炉心損傷後においても、弁が開状態であった場合、何らかのプラントの変化（水蒸気等発生等）により、一時的に冷却能力が機能した可能性があることが推察される。

８．運用上の留意点

- 非常用復水器に係る系統については、静的機器という特徴から、日常点検（サーベランス）等においては、関連する弁の開閉検査により、その機能の確認が行われてきた。そのため、実条件でのプラント挙動を把握するという観点から、蒸気を通した実条件における、非常用復水器が起動、停止した場合の挙動の把握が不足していた。（非常用復水器が起動した場合の蒸気発生状況、蒸気発生音等の実条件の確認）
- 原子炉圧力高及び非常用復水器の設定値の変更を行っていたものの、その事項を反映した手順書の記載の不足等が確認されたことから、非常時において効果的に当該設備を活用出来るよう手順書の整備等、訓練を行う必要がある。
- 非常用復水器を模擬したシミュレータが整備されていなかったことを踏まえ、非常時において機能を期待する設備の挙動、タンクの温度条件及び給水条件等、

当該設備が持つ機能等の知見を日頃から得る必要がある。

９．その他

１）非凝縮性ガスのベントラインの可能性の検討（図８参照）

- 非凝縮性ガスが系統に流入した場合、現状の系統構成から、ガス送気（ベント）が可能なのは、空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）を通して、主蒸気系統へ流れる系統のみである。
- 当該系統については、空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）を経由して、主蒸気系統に接続し、合流する。接続箇所については、主蒸気系統に設置されている外側主蒸気隔離弁のタービン側に接続する。
- 非常用復水器入口ラインの配管は、１２Ｂ（３００Ａ）に対して、当該系統は、３／４Ｂ（２０Ａ）。空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）を経由したラインは、約 20m程度水平に敷設されているものの、その後下り勾配（４ＦＬ⇒１ＦＬ）となり、主蒸気系統と合流。

⇒

- 配管径の相違及び配管勾配を踏まえ、空気作動弁を開操作した場合であっても、発生した非凝縮性ガスの送気は、難しい。
- 主蒸気系統につながるラインは、外側主蒸気隔離弁のタービン側に合流するため、原子炉圧力バウンダリへの影響の有無の確認が必要。

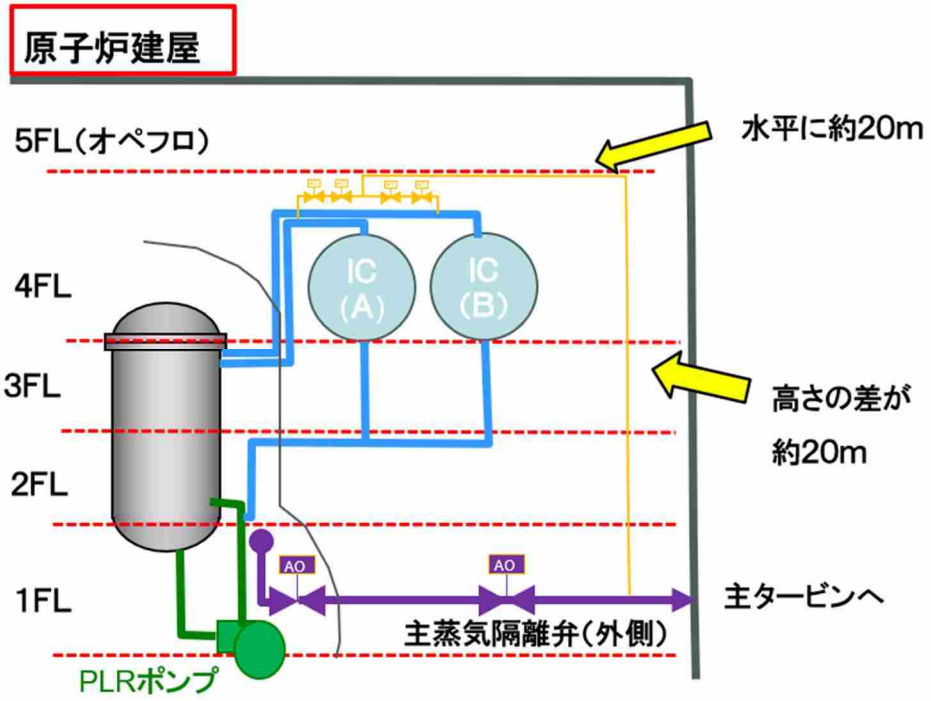


図８　原子炉建屋内の非常用復水器周辺配管の高さイメージ



図９　ウォーミングラインに設置の空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ）
（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）



図１０　空気作動弁（１７Ａ）



図１１　空気作動弁（２０Ａ）
（令和７年３月３日原子力規制庁撮影）

２）その他の確認事項

- ウォーミングラインに設置されている空気作動弁（１７Ａ、２０Ａ、１７Ｂ、２０Ｂ）については、現地調査を行い当該弁が外観上、閉となっていることを確認。
- ウォーミングラインの下流側である主蒸気ラインについて、タービン建屋内で線量測定を行った結果、有意な相違（炉心損傷後の非凝縮性ガス等の流入の形跡）は、確認出来なかった。



図１３　主蒸気配管



図１４　主蒸気管線量測定

（令和７年６月５日原子力規制庁撮影）

１０．まとめ

- 設計上の留意点とした事項を踏まえ、今後の設計基準事故及び重大事故等時に機能を期待する場合は、想定事象（非凝縮性ガス発生、非常用電源、事故時の弁開閉の運用等）を考慮し、設計を行う必要がある。
- 運用上の留意点として、非常用復水器については、事故以前、実条件（蒸気による）による性能確認や定期試験の経験が無かったため、実際に非常用復水器が起動、停止した場合の原子炉の挙動に関する経験が無かったこと、また、事業者が行っているシミュレータ施設等においても非常用復水器を模擬した設備が無かったために、訓練においても、その挙動の確認が行われていなかった。今後の課題としては、日常点検及び訓練（設計基準事故及び重大事故等時）のあり方について、事業者において継続的な改善が必要である。
- 更なる検討として、重大事故時に期待される設備については、想定される運転環境（予期せぬインターロックの作動防止等）を踏まえ、実条件での機能確認やシミュレータ等を用いた確認が重要である。

（別添１－２）

１号機非常用復水器（Ａ）タンク保有水の減少について

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

１号機非常用復水器（以下「IC」という。」）について、これまでの事故の分析では、炉心損傷以降は、ジルコニウム-水反応により発生した非凝縮性ガスである水素が IC の系統を閉塞させたため、機能していなかったと考えられてきた[1]。一方で、2011 年 3 月 11 日 14 時 52 分から同年 4 月 3 日までの期間に、IC（A）タンクの保有水量が 80 %から 63 %まで（水量で 20 トン程度）減少していることが分かっており[2]、保有水が減少した原因は明らかになっていない。当該タンクの保有水の減少量から IC が除去したと考えられる熱量は、地震直後から 15 時 34 分までの IC（A）が除去した、原子炉停止直後の熱量と同程度であり、非常に大きな熱量である。当該タンク保有水が減少した原因を解明することは、事故時の IC の挙動を明らかにする上で非常に重要である。

調査チームは、2011 年 3 月 24 日 12 時に確認された IC（A）から原子炉への戻り水の温度の記録等から、IC が機能していた可能性があると考え、IC が再起動したメカニズム、機能していた期間、停止したメカニズム等について分析を行った。本資料では、詳細な分析内容について説明する。

２．IC が炉心損傷後に機能したことについての検証

２．１　現地調査による IC（Ａ）戻り配管温度計の設置位置の確認

調査チームは、東京電力の報告書[3]で報告されている 3 月 24 日 12 時に測定された IC 系統の配管温度の記録から、IC（A）から原子炉へ戻る配管の温度が 140 ℃程度になっていること（表１を参照）に着目し、現地調査でＡ系戻り配管温度計の設置位置を確認した。現地調査で確認した当該温度計の位置を図１に示す。当該温度計は IC の近傍にあり、かつ IC と原子炉圧力容器を接続する配管は IC の上流側及び下流側ともに 10 m 以上あることから、原子炉からの熱伝導による影響ではなく、配管内部に蒸気が流入した可能性が高いことが分かった。

また、図２に示す原子炉圧力に対応する飽和温度とＡ系戻り配管温度の時間変化のグラフから、限られた測定点ではあるが、No. 14 の温度記録は同時刻の格納容器

1 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６回進捗報告（東京電力株式会社　2022 年 11 月 10 日）添付資料 1-7
2 福島第一原子力発電所１号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）
3 福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）添付８－９

圧力に対応する飽和蒸気温度付近で推移し、データが公開されている範囲では傾向も一致している。これらの結果から、No. 14 で測られている温度は、乾燥した気体温度ではなく、飽和蒸気の温度であったと考えられる。タンク保有水温度が 100 ℃程度であったとすると、この時に流れていた流体は飽和蒸気と凝縮水の混合状態であったと考えられ、格納容器圧力に対応する飽和温度より少し低いこととも整合する。

以上より、A系戻り配管温度計の測定結果は、原子炉側からの蒸気が IC で凝縮された結果と考えられ、3 月 24 日の時点では、IC が機能し、A系タンク保有水の減少が起きていたと考えられる。また、格納容器内側の隔離弁（１A、４A）について、開度は不明だが、3 月 11 日 21 時 30 分以降開状態が維持されていたと推定される。

表１　非常用復水器周りの温度[4]

No	測定箇所	3 月 11 日 12 時	3 月 24 日 12 時
12	ISOLATION CONDENSER"A"SHELL IC 冷却水温度（A 系）	23.0℃	566.4℃ ※3
13	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A 系）	25.6℃	135.1℃
14	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（A 系）	25.7℃	141.7℃
15	ISOLATION CONDENSER"B"SHELL IC 冷却水温度（B 系）	23.6℃	36.2℃
16	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B 系）	26.0℃	38.7℃
17	ISOLATION CONDENSER"A"OUTLET IC から原子炉への戻り水温度（B 系）	26.9℃	38.3℃

※3　10 月 27 日の段階でも 574.5 度を計測しており、大気開放の IC 冷却水の水温が 100℃を大幅に超えることは考えられないため、計測機器の故障と考えられる。

4 福島原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）添付８－９

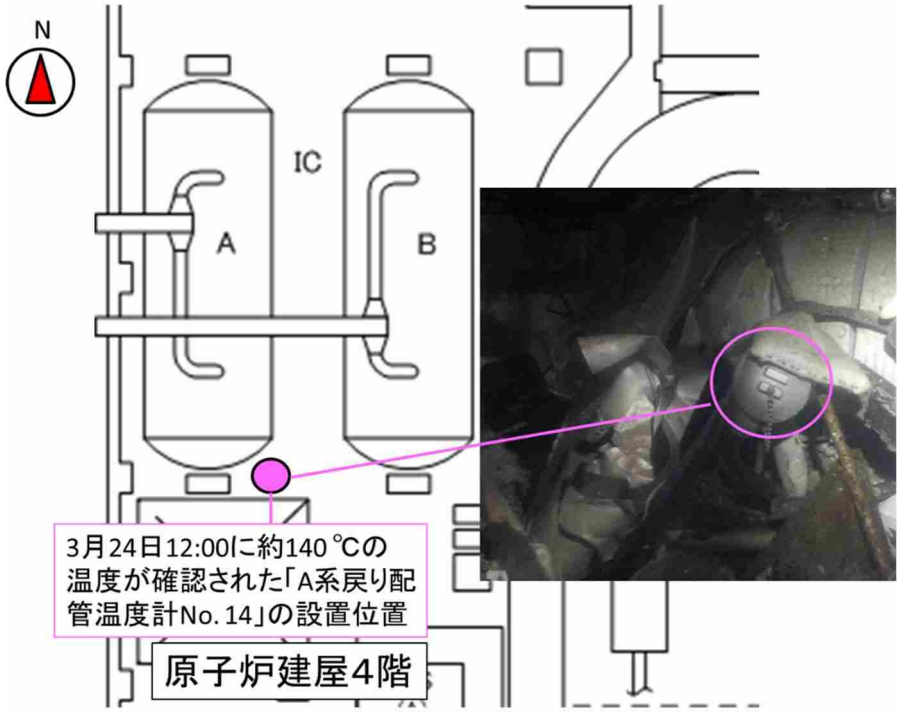


図１　Ａ系戻り配管温度計の設置位置[5]

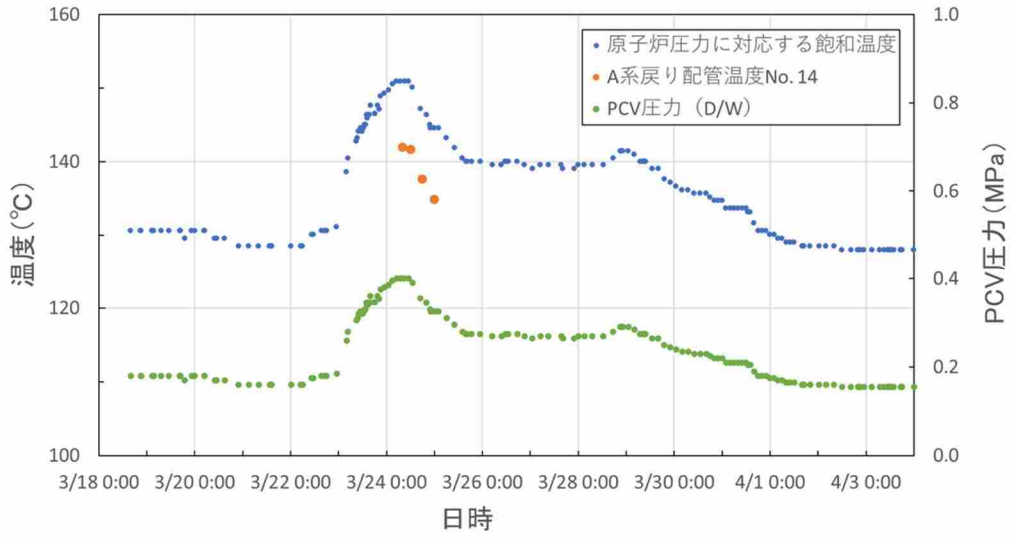


図２　原子炉圧力に対応する飽和温度とＡ系戻り配管温度の時間変化[6]

5 図面は、政府事故調査報告書　中間報告書資料編から引用し加工して作図したもの。写真は、2024 年 12 月 13 日の現地調査において原子力規制庁が撮影したもの。

6 圧力容器底部の破損後の状況であるため、PCV 圧力≒圧力容器圧力と考えて作図している。PCV 圧力は「第 42 回事故分析検討会　資料２－１」のデータを使用し、A 系戻り配管温度 No. 14 は東京電力のホームページ（https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/f1_2_Chart1.pdf）のデータを使用した。

２．２　非常用復水器タンク保有水の減少が起きた時期

Ａ系タンク保有水が減少したメカニズムを検討する上で、その時の格納容器内の状態は重要な手掛かりとなる。調査チームは、保有水が減少した時の格納容器内の状態を把握するため、東京電力の報告書[7]等の情報から、IC が自動起動した 3 月 11 日 14 時 52 分から保有水の減少が確認された 4 月 3 日までの期間のうち、保有水の減少が起きた可能性のある時期を調べた。結果は以下のとおり。

- 3 月 11 日 14 時 52 分から 15 時 37 分までの期間については、タンク水温の記録から、津波が到達し全交流電源が喪失した 15 時 37 分頃にＡ系タンクの水温が 100 ℃に到達したことが分かっている。このため、この期間に大量の保有水の減少が起きた可能性はない。
- 3 月 11 日 15 時 37 分から 18 時 18 分まで及び 18 時 25 分から 21 時 30 分までの期間については、３Ａ弁が閉じていたため、保有水の減少が起きた可能性はない。
- 3 月 11 日 18 時 18 分から 18 時 25 分までの期間については、３Ａ弁を開操作した後蒸気が発生したことは確認されているが、蒸気発生量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなったと報告されている。このため、この期間に大量の保有水の減少が起きたとは考えにくい。

以上より、保有水の減少が起きた可能性のある時期は、3 月 11 日 21 時 30 分から 4 月 3 日の間であると考えられる。ただし、3 月 11 日 21 時 30 分の起動について、東京電力の報告書[7]によると、蒸気の発生は蒸気発生音と原子炉建屋越しに見えた蒸気により確認されたとしているが、その後の事故進展等から、この時に有意な蒸気発生があったとは考えにくいことに留意する必要がある。

また、Ａ系タンクの水位は、10 月 18 日にも計測されており、この時、数%のずれはあるものの、65 %の状態となっていた[8]ことから、保有水の減少は 4 月 3 日の時点で止まっていたと考えられる。

２．３　まとめ

現地調査等の結果から、3 月 24 日の時点では、IC が動作し、タンク保有水の減少が起きていたと考えられる。また、格納容器内側の隔離弁（１Ａ、４Ａ）について、開度は不明だが、3 月 11 日 21 時 30 分以降開状態が維持されていたと推定される。また、IC は保有水の減少が起きた可能性のある時期は 3 月 11 日 21 時 30 分から 4 月 3 日の期間であり、保有水の減少は 4 月 3 日の時点で止まっていることを確認した。次章では、保有水の減少が起きた可能性のある期間の格納容器圧力の推移の情報を用いて、IC の再起動のメカニズム等を考察する。

---

7 福島第一原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）別紙２
8 福島第一原子力発電所１号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）

３．ICが動作したメカニズム

３．１　ICが再起動した時期

図３に事故後から3月31日までの格納容器圧力の推移を示す。3月11日21時30分から23日未明までの期間について、原子炉水位は3月11日21時頃にはBAF以下になっていたと推定され[9]、21時30分にはより水位低下が進み、蒸気の発生が大きく減少していたと考えられる。また、3月23日未明に給水系による注水経路を切り替えるまでの間は、注入した水の多くは炉内に到達しなかったと考えられている。よって、IC配管がどの程度水素などの非凝縮性ガスが滞留していたかについてはよくわかっていないが、原子炉圧力容器及び格納容器内で蒸気量が不足した状態が継続していたと考えられる。蒸気が供給されないとICは起動しないことからすると、この期間にICが再起動した可能性は低い。

図３から、3月23日未明に行われた注水経路の変更により、炉内に水が供給されるようになり、蒸気が発生し格納容器圧力が上昇していることが分かる。

これらの理由から、ICが再起動した時期は格納容器内に蒸気が発生し始めた3月23日未明以降であると考えられる。

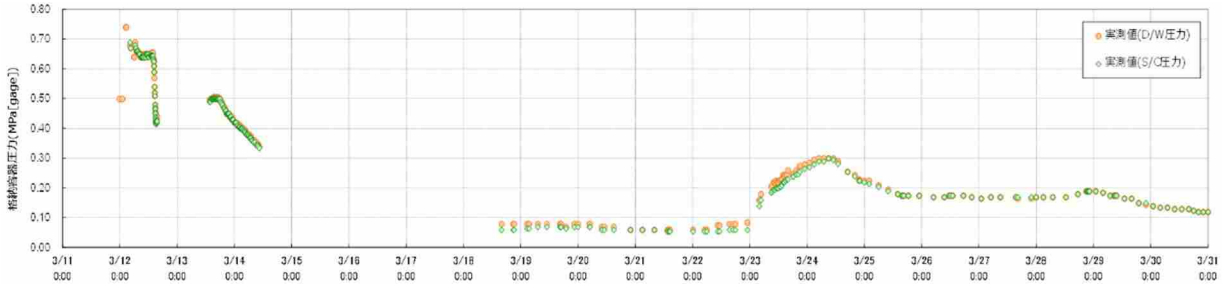


図３　１号機格納容器圧力の推移[10]

３．２　IC再起動のメカニズム

ICの再起動のメカニズムについて、３．１で説明したとおり、3月23日未明までは蒸気が不足した状態であったためICは機能していなかったが、注水経路の変更により蒸気が発生し、ICが機能し始めた可能性がある。この蒸気の発生に加えて、以下の2つのメカニズムでICが再起動した可能性がある。

① 格納容器内の蒸気圧が上昇したことにより、IC配管内に滞留した非凝縮性ガスが圧縮され蒸気がIC熱交換器に流入し、凝縮が再開した。

② 過熱状態にあった原子炉圧力容器内部で急激な蒸気発生が起こり、非凝縮性ガスの有無に関わらず、IC配管内に圧力差が生じ、IC熱交換器に蒸気が流入し、凝縮が再開した。

9 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6回進捗報告（東京電力株式会社　2022年11月10日）

10 図は第42回事故分析検討会　資料２－１から引用して一部加工

なお、タンク保有水の減少を調べることを目的とした解析ではないが、過去の東京電力の MAAP 解析[11]で、炉心がプレナム水に落下した際の急激な蒸気発生により、IC 熱交換器に蒸気が流入しタンク保有水が減少するという結果が示されている[12]。これは、蒸気が発生すると、IC が再起動する可能性があることを裏付けるものである。

３．３　IC が停止したメカニズムと時期

タンク保有水の減少が停止したメカニズムとしては、以下が考えられる。

① 非凝縮性ガスが徐々に蓄積したことにより IC が機能を失った。

② 炉内の温度が下がったことにより、格納容器内の蒸気圧が低下し、タンクに輸送される熱エネルギー量が低下した。

③ 蒸気の発生場所が原子炉圧力容器から格納容器に移り、流れ込む蒸気量が減少した。

上記のメカニズムのいずれか又は組合せにより、タンクからの放熱量を超える熱エネルギーが原子炉から供給されなくなり、保有水の減少が止まったと考えられる。

IC の機能がいつまで継続したかを特定することは非常に困難だが、原子炉圧力容器が主な熱源となって蒸気が発生したと仮定して、②のメカニズムで停止した場合については、ある程度の期間を推定することができる。図４に原子炉圧力容器各部温度と PCV 圧力の推移を示す。この図から、原子炉圧力容器各部のうち一部傾向の異なるものはあるが、原子炉圧力容器の主要な箇所（(A) 圧力容器下部（下部ヘッド)）の温度は、3 月 26 日頃には当初の 400 ℃程度から格納容器圧力に対応する飽和温度程度まで下がり、その後は緩やかに推移していることが分かる。このことから、原子炉圧力容器は 3 月 26 日頃に蒸気を供給できる状態が解消され IC が停止したと推定することができる。なお、この場合は 4 月 3 日までに IC が停止したという条件を満たす。

11 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６回進捗報告（東京電力株式会社　2022 年 11 月 10 日）添付資料 1-7

12 IC から原子炉側へ戻る流路の流動を厳密に解くモデルにはなっていないことに留意する必要がある。

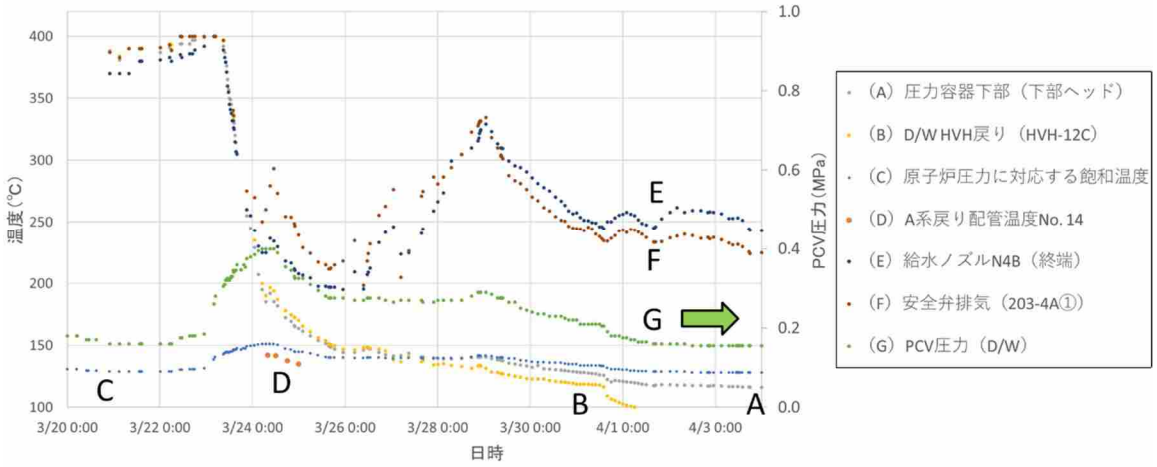


図４　圧力容器各部温度と PCV 圧力の推移[13]

３．４　IC 動作時の除熱の規模に関する検証

この節では、前の節までで考察した IC の再起動時のメカニズムについて、タンクの放熱率を踏まえた保有水の減少に必要な蒸気流量と IC 動作時の除熱率の観点で、妥当性を確認する。

３．４．１　タンクの放熱率を踏まえた保有水の減少に必要な蒸気流量

この項では、東京電力のタンク（B）保有水温度の測定記録からタンク（B）の放熱率を計算し、その放熱率を使ってタンク（A）の放熱率を推定する。そして、タンク（A）からの放熱量を上回って、保有水の蒸発を引き起こすために必要な蒸気の供給量を考える。

東京電力の資料[14]によると、3 月 11 日の津波襲来時点で約 70 ℃であったＢ系タンク保有水温度は、3 月 24 日正午頃（約 13 日後）には約 36 ℃まで低下していたと報告されている。津波襲来時点から、IC（B）は格納容器外側の隔離弁（２Ｂ、３Ｂ）の閉止状態が継続しており、この間、原子炉からの熱エネルギーの供給はなかったものと考えられる。この場合、タンク（B）からの放熱率は、タンク水温度と周辺の温度との差に比例し、タンク水温度の時間変化は単純な微分方程式で規定され、$\exp(-\lambda t)$型に帰着すると考えられる。具体的には、以下の式となる。

$$\mathrm{C}\cdot\mathrm{m}\cdot dT_{B(t)} = -\mathrm{h}\cdot\mathrm{A}\cdot\left(T_{B(t)} - \mathrm{T}_{外}\right)\cdot dt \quad \cdots ①$$

ここで、Cは比熱（J/kg･K）、mは保有水の質量（kg）、$T_{B(t)}$は時刻t（h）を変数とする温度（K）、hはタンクの周りの熱伝達率（W/m²･K）、Aはタンクの表面積（m²）、$\mathrm{T}_{外}$はタンクの外の温度（K）を表す。外気温は、時刻によって変化するものであるが、

13 温度の情報は、1F-1　温度に関するパラメータ（代表点）（https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/pla/2011/images/11061312_temp_data_1u-j_all.pdf）のデータを使用した。
14 福島第一原子力発電所１号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社　平成 23 年 11 月 22 日）

便宜上 25 ℃で一定と仮定する。$(T_{B(t)}-25)$を$\Delta T_{B(t)}$と定義すると、①式は、

$$\frac{dT_{B(t)}}{dt}=-\frac{h\cdot A}{C\cdot m}\cdot\Delta T_{B(t)}\cdots②$$

と変形できる。

$$\frac{dT_{B(t)}}{dt}=\frac{d\Delta T_{B(t)}}{dt}\cdots③$$

であることを使って、②式の微分方程式を解くと、

$$\Delta T_{B(t)}=\Delta T_{B(0)}\cdot exp\left(-\frac{h\cdot A}{C\cdot m}\cdot t\right)\cdots④$$

となる。$T_{B(t)}$で表すと、以下となる。

$$T_{B(t)}=\Delta T_{B(0)}\cdot exp\left(-\frac{h\cdot A}{C\cdot m}\cdot t\right)+25\cdots⑤$$

$\Delta T_{B(0)}$は 45 ℃、13 日後の$T_{B(13)}$は 36 ℃であったことを使って⑤式から定数$\frac{h\cdot A}{C\cdot m}$を求めると、$4.5\times10^{-3}$（/h）となる。以下の条件が成り立つと仮定し、

- タンク（A）保有水は、IC が起動するまではほとんど減っていなかった。
- タンク（A）とタンク（B）それぞれの放熱率に係るパラメータ（熱伝達率、表面積及び表面状態）は同じである。
- 保有水の温度とタンクの温度は同じである。

また、熱伝達率は温度が 25 ℃から 100 ℃の範囲では大きく変わらないことを踏まえると、B 系の$\frac{h\cdot A}{C\cdot m}$はそのまま A 系の計算にも適用できる。タンク（A）で蒸発が起きている時（タンク保有水温が 100 ℃の時）のタンクの温度低下速度（℃/h）を計算すると、$\Delta T_{A(0)}$は 75 ℃であるため、⑤式を応用し、

$$T_{A(t)}=75\cdot exp(-4.5\times10^{-3}\cdot t)+25\cdots⑥$$

となり、当該温度低下率$\frac{T_{A(0)}}{dt}$は、

$$\frac{dT_{A(t)}}{dt}=75\cdot(-4.5\times10^{-3})\cdot exp(-4.5\times10^{-3}\cdot t)\cdots⑦$$

に$t=0$を代入して、0.34 ℃/h となる。保有水の質量1.6×10^{5} kg、水の比熱4.2×10^{3} J/kg･℃を使うと、タンク（A）が 100 ℃の時の放熱率は、2.3×10^{8} J/h となる。この値は、IC（A）が津波襲来までに動作した 17 分間での、除熱率1.8×10^{11} J/h（$=\frac{\text{保有水質量}\times\text{比熱}\times\text{上昇温度}}{\text{動作時間}}$）と比べると、その 0.1 %程度であり、通常の IC の運転条件と比べて非常に小さいことが分かる。よって、IC の運転条件と比べて非常に小さい蒸気量で、タンク（A）からの放熱量を上回って保有水の蒸発が引き起こ

され得ることが分かる。さらに、東京電力の資料[15]において、戻り配管を流れる凝縮水の温度が原子炉の飽和温度とほとんど同じであったことからすると、原子炉からの熱エネルギーの移動は凝縮熱の移動のみで、温度変化はなかったと考えられる。水の潜熱2.3×10^6 J/kg を使うと、タンクの放熱率とバランスするときの蒸気の流入熱量、すなわち、保有水の減少が発生するときに最低限必要となる蒸気流入量は、100 kg/h となる。IC の入口配管（大きさ 300A（内径 0.3 m））での流速に換算すると、3 月 23 日から 26 日の期間の飽和蒸気（圧力 0.3 MPa）の比体積 0.61 m^3/kg を用いて、

$$\frac{100 \times 0.61}{0.071} = 8.6 \times 10^2 \text{ m/h}$$

$$= 0.24 \text{ m/s}$$

となる。この値からもタンク（A）の放熱率とバランスするときの蒸気量は十分小さいことが分かり、IC の運転条件と比べて非常に小さい蒸気量で、タンク（A）からの放熱量を上回って保有水の蒸発が引き起こされ得ることが分かる。

３．４．２　IC 動作時の除熱率の妥当性確認

この項では、3 月 24 日から 26 日の期間に IC が動作したと仮定した場合の除熱率を計算し、その値と、津波襲来までの期間の IC の除熱率から蒸気の比体積等を用いて計算した IC 再起動時の除熱率の推定値とを比較し、概ね桁が一致することを確認する。

まず、3 月 24 日から 26 日の期間に IC が動作したと仮定した場合の除熱率を計算する。⑥式を使って、3 月 23 日 0 時（タンク水温が 100 ℃になってから 12 日と 8 時間経過後）時点のタンク温度を計算すると、約 45 ℃となる。この状態から、タンク保有水を 100 ℃まで上昇させるために必要な熱エネルギーは、3.7×10^{10} J となる。また、100 ℃、20 t のタンク保有水が蒸発するために必要なエネルギーは、4.6×10^{10} J である。タンク保有水の減少期間は 3 月 23 日 0 時から始まったとして、終了した日時を、幅を持たせて、3 月 23 日 12 時から 3 月 26 日 0 時までとする。また、３．４．１で計算した放熱率2.3×10^8 J/h を使って、20 t の保有水の蒸発に必要な単位時間当たりの必要エネルギー量を計算すると、それぞれ

- 3 月 23 日正午ごろまでの場合（12 時間）

$$\frac{\left[3.7\times10^{10}+4.6\times10^{10}+\left(2.3\times10^{8}\right)\cdot12\right]}{12} = 7.1 \times 10^9 \text{ J/h}$$

- 3 月 24 日正午ごろまでの場合（36 時間）

15 福島第一原子力発電所１号機非常用復水器の動作状況の評価について（東京電力株式会社 平成 23 年 11 月 22 日）

$$\frac{[3.7\times10^{10}+4.6\times10^{10}+(2.3\times10^{8})\cdot36]}{36}=2.5\times10^{9}\ \text{J/h 程度}$$

- 3 月 26 日 0 時ごろまでの場合（72 時間）

$$\frac{[3.7\times10^{10}+4.6\times10^{10}+(2.3\times10^{8})\cdot72]}{72}=1.4\times10^{9}\ \text{J/h 程度}$$

となる。

次に、津波襲来までの期間の IC の除熱率から、蒸気の比体積等を用いて IC 再起動時の除熱率を推定する。「単位時間あたりに IC へ流入する蒸気の流量（m^3/h）は、IC 系統の圧力に依存しない」という仮定をおくと、IC の除熱能力は、飽和蒸気と飽和温度水とのエンタルピー差と考えられる。つまり、IC の除熱率は、飽和蒸気と飽和温度水の比エンタルピー差に比例し、蒸気の比体積に反比例すると考えられる。

「IC の最初の動作時（3 月 11 日 14 時 52 分～15 時 34 分（動作時間は 17 分間）、圧力は 7 MPa）」の除熱率は、1.8×10^{11} J/h である。「IC の最初の動作時」と「IC 再起動時（3 月 23 日 0 時～26 日 0 時、IC 系統の圧力は平均で約 0.3 MPa）」の「比エンタルピー差（kJ/kg）」÷「比体積（m^3/kg）」を比較した結果を表２に示す。

表２　「IC の最初の動作時」と「IC 再起動時」の飽和蒸気のパラメータ

蒸気圧（MPa）	①飽和蒸気と飽和温度水の比エンタルピー差（kJ/kg）	②比体積（m^3/kg）	①÷②（kJ/m^3）
7	1506	0.027	5.6×10^4
0.3	2163	0.6	3.6×10^3

表２を用いると、IC 再起動時（0.3 MPa）での除熱能力は、IC の最初の動作時（7 MPa）の除熱能力の 1/15.6（$=3.6\times10^3/5.6\times10^4$）となる。よって、再起動時の除熱能力は、$(1.8\times10^{11})\times\frac{1}{15.6}=1.2\times10^{10}$ J/h となる。

IC の動作期間を仮定し計算した除熱率$1.4\sim7.1\times10^9$ J/h と、津波襲来までの期間の IC の除熱率から推定した IC 再起動時の除熱率1.2×10^{10} J/h を比較すると、両者はファクター倍の範囲に収まっていることが確認でき、3 月 24 日から 26 日の期間に IC が動作したと仮定しても、除熱率の桁としてはそれほどおかしな値ではないことが分かる。後段の計算は「IC へ流入する蒸気の流量（m^3/h）は IC 系統の圧力に依存しない」という大胆な仮定をおいているため、正確な数値の比較には耐えられないが、0.3 MPa 程度の蒸気圧があれば、保有水の蒸発に必要エネルギーを IC へ移送できた可能性はある。

４．今後の検討項目

3 月 11 日 18 時 18 分から 18 時 25 分の IC の状態について、東京電力の報告書[16]によると、３Ａ弁を開操作した後、「蒸気発生量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなった。」と報告されている。東京電力の MAAP 解析によると、18 時 18 分時点では、原子炉水位は TAF を若干下回った程度であり[17]、大量の水素が発生し IC の系統を閉塞させたとは考えにくい。また、この時点では、３．１で説明したような、圧力容器内の蒸気が不足する状態でもない。よって、現時点では、当時なぜ蒸気の発生がなくなったのか明らかになっていない。考えられる原因として、１Ａ弁及び４Ａ弁の開度がそれほど大きくなかったことによる影響が挙げられるが、この点を解明するためには、廃炉作業が進捗し１Ａ弁及び４Ａ弁の開度を調査できる環境が整うことを待つ必要がある。

５．まとめ

調査チームは、1 号機 IC について、現地調査による設備の設置位置の確認、原子炉圧力の推移、IC に係るこれまでの報告書の情報等を整理し、Ａ系タンク保有水が津波襲来後に20トン程度減少した原因について分析を行い、以下の点を考察した。

- 東京電力の報告書及びＡ系戻り配管温度計の取り付け位置の現場調査等から、3 月 24 日 12 時に確認された IC（Ａ）戻り水の温度が 140 ℃程度になっていた理由は、原子炉からの配管を経由した熱伝導ではなく、配管内部に流入した蒸気により熱が輸送されたと考えられる。
- 上記の考察から、格納容器内側の隔離弁（１Ａ及び４Ａ）について、3 月 11 日 21 時 30 分以降、開度不明であるものの、起動状態の系統構成が維持されていたと推定される。
- 3 月 23 日未明に原子炉容器への注水ラインの切り替えが行われるまでの間は注入水の多くは炉内に到達しなかったと考えられており、この期間は炉心では水蒸気が不足していた状態が継続し IC（Ａ）タンク保有水の減少はなかったと考えられる。
- 同日から始まった注水により原子炉内で蒸気が発生、IC（Ａ）系統へ流入し、一時的に IC の冷却能力[18]が機能したことで当該タンク保有水が減少した可能性がある。この時、仮に炉心損傷後に発生する非凝縮性ガスが系統内に滞留していたとしても、急激な蒸気圧の発生により、非凝縮性ガスが送気された可能性がある。

16 福島原子力事故調査報告書（東京電力株式会社　平成 24 年 6 月 20 日）別紙２
17 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６回進捗報告（2022 年 11 月 10 日　東京電力ホールディングス株式会社）添付資料 1-7
当該報告書によると、水の放射線分解による非凝縮性ガスの発生量は、水-ジルコニウム反応による水素発生量の 1 割に満たない程度であること、及び MAAP 解析では水-ジルコニウム反応による水素発生が開始する 19 時 0 分頃であることが説明されている。
18 冷却能力とは、非常用復水器の定格容量での冷却機能の一部を示す意図で使用

・タンク保有水の減少が停止した時期を特定することは困難であるものの、非凝縮性ガスが徐々に蓄積したこと、格納容器内の蒸気圧が下がり IC への蒸気の流入による入熱量が減少したこと等により、IC へ流入するエネルギー量とタンクからの放熱量がバランスした段階で当該タンク保有水の減少が停止したと考えられる。

参考資料

１．第 47 回事故分析検討会　資料２－１
２．第 47 回事故分析検討会　資料２－２
３．第 49 回事故分析検討会　資料２

（別添２－１）

１号機ペデスタルコンクリートに係る事故分析について

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　入江　正明
三澤　丈治

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。）１号機ペデスタルコンクリートは、東京電力による１号機原子炉格納容器内部調査の結果、ペデスタルコンクリート躯体の内、インナースカートの内側（高さ 1m、厚さ 0.6m の全周領域）躯体が大きく喪失していることが確認されている[1]。

これまでの東京電力等の調査結果を整理すると、コンクリート損傷の要因として、主たる因子としては事故後に落下炉心等による高熱がコンクリート材料の融点まで作用したものと考えられているが、ペデスタルコンクリートの構成部材（底盤、側壁等）の損傷は必ずしも同一機構によるものとは言えない状況にある。また、過年度に行われた模擬コンクリート供試体による一定昇温試験では、大きな損傷は見られないとの実験結果もある[2]。

そこで、原子力規制庁は、１号機ペデスタルコンクリートの損傷機構解明について国際規格である性能規定方式に基づいて「鉄筋コンクリート造としての構造安定性」と「構成材料の物質安定性」の２つの観点に分けて、それぞれ部材性能及び材料特性としての構成則を構築する段階（フェーズⅠ、Ⅱ）、これらのデータを入力値とした数値解析及び実規模試験による検証を行う段階（フェースⅢ、Ⅳ）に分けてペデスタルコンクリート事故分析の全体像を構造化と共に図１に示した。

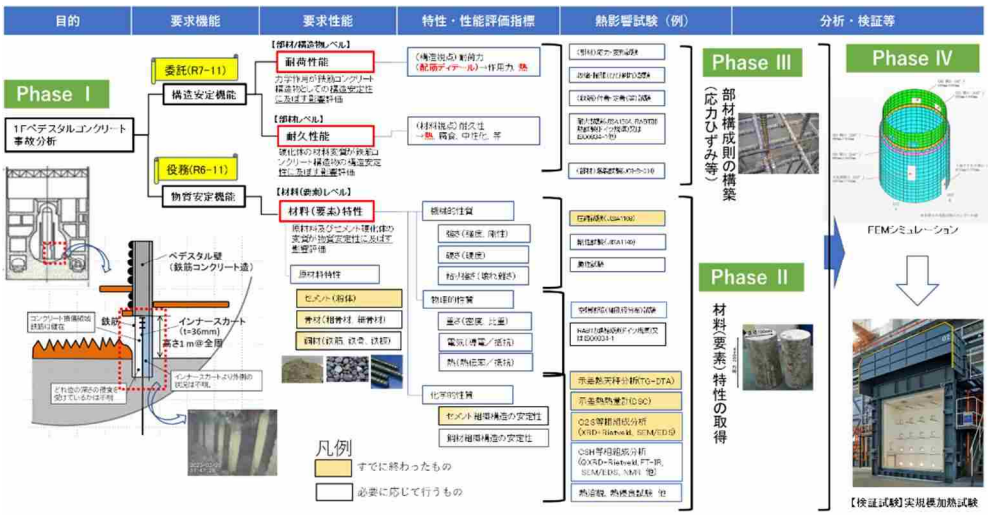


図１　ペデスタルコンクリートの事故分析の全体像

２．調査の概要

２．１　現状のペデスタルコンクリートの損傷状況について

過年度までのペデスタルコンクリートの事故分析に係る取りまとめ[1][2]では、観察された現象から損傷シナリオの構築等が行われているが、ここでは、その現象を論証するために性能規定方式に基づく鉄筋コンクリート学的分析を行うため、図２に示すように３つの部材・部位に分けて分析を行うこととした。それは、部材・部位ごとに鉄筋の配置や量（図３及び図４参照)、さらにインナースカートの存在など構造形態の違いが損傷に与える影響も考慮することが必要であると考えたことによるものである。

（A）側壁部のインナースカート内側の領域（図２中の A 部）

落下炉心等が直接接触していないが「主に輻射熱により損傷したと思われる領域」。この側壁の内、損傷した箇所の配筋は、表層にメッシュ状に配筋（図３参照）されており、中央にインナースカート（厚さ 34mm）が存在する高さ 1m の壁構造部である。一般的な壁構造では、表層鉄筋間の内側のコンクリートを拘束するために、いわゆるせん断補強筋等を入れるがこの部材ではせん断補強鉄筋が確認出来ておらず、拘束効果を期待しない無筋コンクリート構造に近いものである。なお、インナースカートより上部の損傷していないと思われる壁部材では、コンクリートを拘束するせん断補強筋が存在していることにより損傷形態が異なったと考えられる。

（B）床部位（図２中の B 部）

「落下炉心等が直接接触して損傷した領域」であり、温度も 1000℃を超えている環境。床部材の表層には鉄筋がメッシュ状に床配筋されているが、熱により溶融して無くなったと考えられる。また、コンクリートは熱により相当深部まで溶融等が進んでおり、壁部材の下側も損傷したと想定されるが、損傷程度及び領域は未確認である。

（C）側壁下部及び開口部（図２中の C 部）

この領域は、（A）（B）の両方の熱等の影響を受けた領域と考えられる。また、開口部は、開口補強のために鉄筋は柱構造に近い配筋であり、せん断補強筋（帯鉄筋）がインナースカートに溶接して設置されており、鉄筋の配置も異なっている。

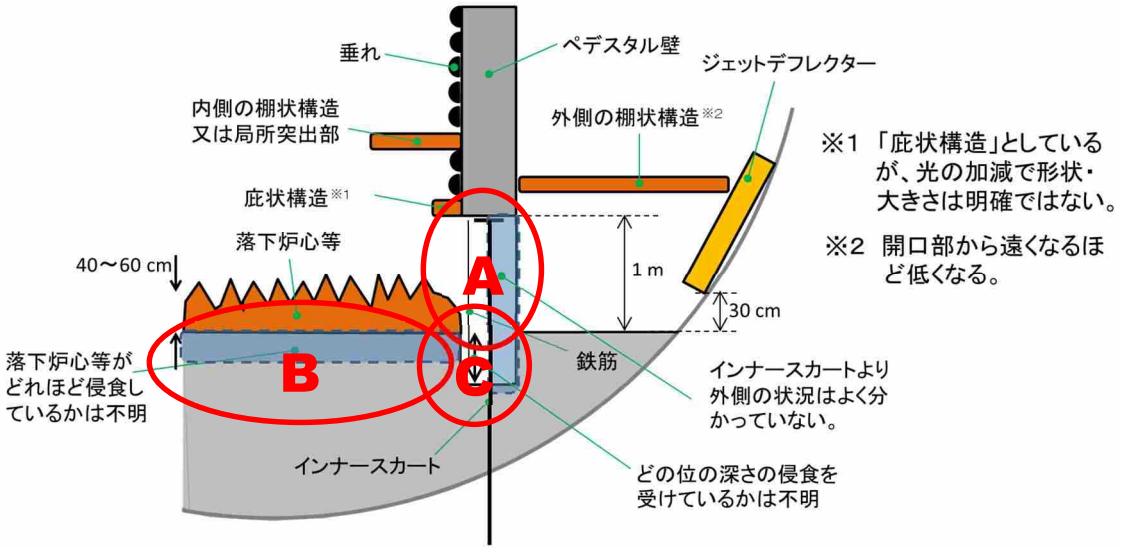


図２　１Ｆペデスタルの状態のイメージ[3]

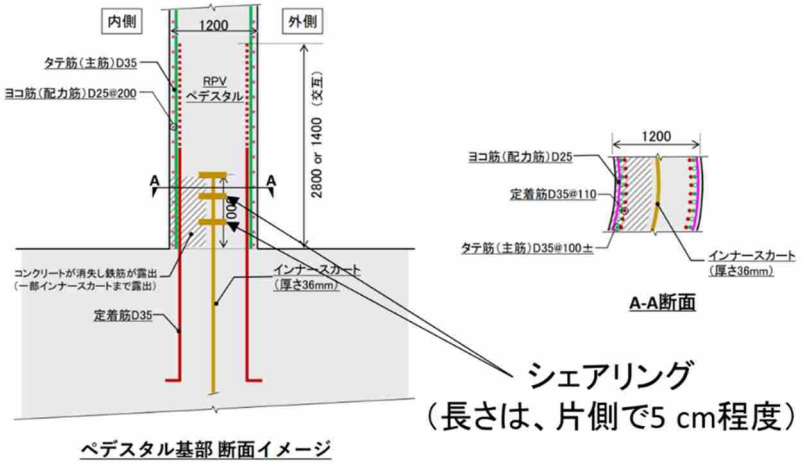


図３　１Ｆペデスタルのコンクリートの配筋[3]

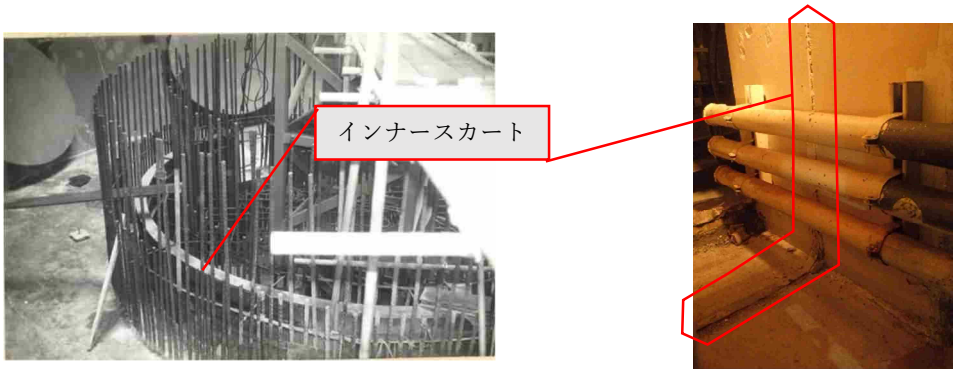


図4(a) ペデスタルコンクリート下部の配筋[3]　(b)開口部におけるインナースカート（5号機）

２．２　コンクリートの熱特性に関する基本特性の取得

令和６年度は、過年度に（独国）福島工業高等専門学校と共同で製作した１Ｆ１号機のペデスタルコンクリート（昭和４０年初頭に建設[1]）を模擬したコンクリート供試体（直径 100mm、高さ 200mm の円形供試体）（以下「模擬供試体」という。）を用いて加熱に係る基本特性分析を行った。分析は、図１の構造化に基づき①セメントマトリックス領域[2]の熱化学特性、②骨材の熱化学特性、③コンクリートの熱強度、④鉄筋の熱強度、の４つの特性に関する試験を行った。作用させた熱は、常温（２３±２℃）から８００℃（一部１０００℃）までを行い、それぞれの特性の変化について分析した。以下、それらの結果を示す。

（１）セメント試料の作成（化学分析用の粉末化）

模擬供試体は、１Ｆ１号機建設時に使用されたセメント及び骨材並びに調合から模擬供試体が製作されている。近年のセメントは、CO2 削減のために原材料に廃棄物起源の材料であることから、特に微量の有機成分が含有している可能性が高く、化学分析による相構造転移等を分析するには解釈が問題となる場合があるため、模擬供試体は出来る限り１号機のペデスタルコンクリートと同等の組成及び特性となるセメントの選択となっている。表１及び表２に材料及び調合を示す。

分析は模擬供試体から、セメントマトリックス部と骨材に分けて行った。セメントマトリックス部は粉末分析するためにセメント粉末試料（以下「セメント試料」という。）を作成した。粉末化は、JIS 等の規格に準じて図５に示すように粗骨材の除去及び細骨材の除去を行い目開き 90μm ふるい通過分とした。しかし、この手法では必ずしも十分に細骨材の微粒分を物理的に除去出来ないことから、組成等の分析ではリートベルト解析[3]等を用いて化学的に分離して影響を排除して評価した。なお、念のため酸―アルカリ不溶残分について骨材の含有率を計測し重量比 32.3%[4]が在留していることを確認した。

---

1 1970 年代以前のセメント製造では、石灰石起源の原材料等を用いた、いわゆるボーグ式が成立する純粋原材料により製造されていたが、高度成長期以降は、純粋材料の枯渇や社会環境の変化に伴い、特に一般ゴミ燃焼灰等の廃棄物が原材料等に用いられている。これは現代の化石燃料の CO2 排出削減の政策に繋がるものであるが、セメントの組成に有機微量成分等が含まれることから、セメント化学分析するにはその影響を極力排除する必要があることから今回の事故分析では建設当時のセメントの組成を模擬したセメントを用いることとした。

2 硬化したコンクリートは、セメント、細骨材、粗骨材で主に構成されているが、細骨材及び粗骨材を除いた部分をセメントマトリックス部又は領域と呼ぶ。

3 粉末 X 線回折結果と鉱物等の結晶特性をフィッティングして判断するものであり、定性及び定量することが可能な手法である。

4 酸－アルカリ不溶残分から算定した量であり、セメント試料に含まれている微粉砕骨材の量である

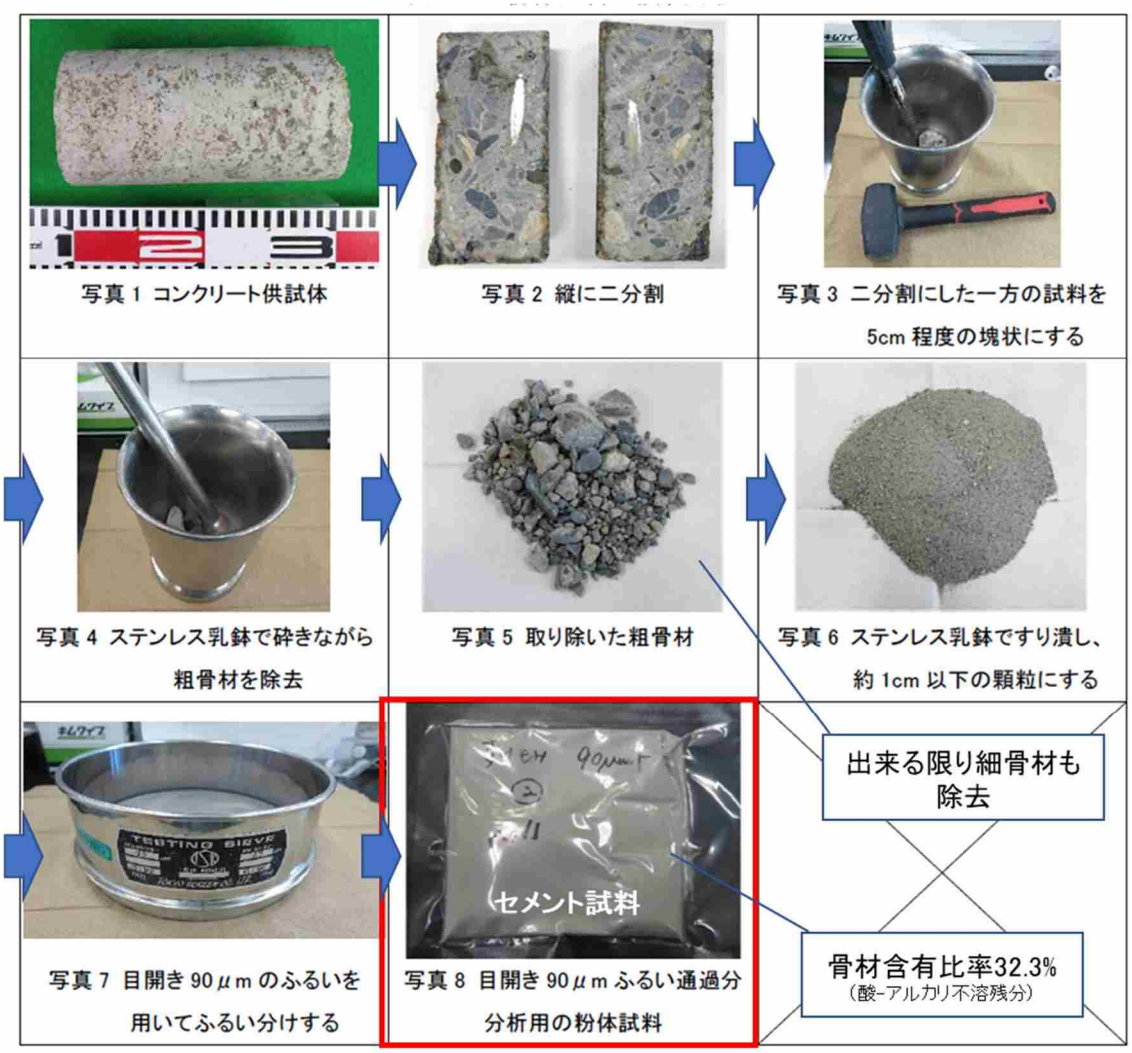


図５　セメント粉末試料の作成の流れ

表１　模擬コンクリート供試体の使用材料

項　目	模擬コンクリート供試体（2023 年製作）
セメント	低熱ポルトランドセメント(JIR5210-2019 ポルトランドセメント) 密度：3.24g/cm^3、比表面積：3,720cm^2/g
細骨材	新田川（二級水系）産　川砂 密度：2.59g/cm^3、吸水率：3.0%、粗粒率 F.M.=3.12
粗骨材	新田川（二級水系）産　川砂利 密度：2.69g/cm^3、吸水率：1.5%、粗粒率 F.M.=7.27、Gmax=25mm
化学混和剤	ポゾリス No.8（リグニンスルホン酸） AE 減水剤　遅延型（Ⅰ種）

表２　模擬コンクリートの調合計画

	W/C (%)	s/a (%)	Gmax (mm)	スランプ (cm)	空気量 (%)	単位量(kg/m³)				
						C	W	S	G	AE (cc)
模擬コンクリート	50	38	25	12±2	4.5±1.0	302	151	700	1,186	3020

AE 剤はポゾリス No.8（セメント質量の 1.0%）

（２）セメント試料の熱化学特性分析

セメント試料の熱化学分析は、JIS 等の規格がないことに加え、測定条件及び計測機器等の能力及び解釈により分析結果が大きく影響を受けることから、ここでは分析条件等を明確に示すと共に、土木学会コンクリート（３５３）委員会[4][5]で示された分析法の考え方に準拠して行った。

(a)示差熱天秤質量分析

示差熱天秤質量分析（以下「TG-DTA-MS」という。）は、試料を一定速度で昇温しながらセメント試料の質量変化、熱的変化を連続的に分析するとともに、温度上昇に伴い発生するガスの質量を連続的に分析する手法である。分析対象とするガスは、コンクリートが高温条件下で主に発生する H_2O、CO、CO_2、SO_2、SO_3 とした。TG-DTA-MS の測定条件を表３に示す。測定温度範囲は、装置仕様により室温から 950℃、昇温速度はセメントの化学平衡を考慮し 20℃/min とした。

測定結果において、水酸化カルシウムの脱水が進行する 450℃付近及び炭酸カルシウムの脱炭酸が進行する約 600～750℃付近に質量減少が認められる場合には、それぞれの温度範囲における質量減少率（M_{CH}、M_{CC}）を求め、これら質量減少率から試料中の水酸化カルシウム含有量及び炭酸カルシウム含有量を式(1)および式(2)により算出した。

表３　示差熱天秤質量分析（TG-DTA-MS）の測定条件

項　目	条　件
装置	株式会社リガク製 Thermo Mass Photo
測定温度範囲	室温～950℃
昇温速度	20℃/min（熱力学平衡状態）
測定雰囲気	ヘリウムガス
測定質量数	m/z=18(H_2O), m/z=28(CO), m/z=44(CO_2), m/z=64(SO_2), m/z=80(SO_3)
試料容器	白金製容器
試料量	5.62mg

水酸化カルシウム含有量 (%) = $M_{CH} \times \frac{18.02}{74.10}$ (1)

炭酸カルシウム含有量 (%) = $M_{CC} \times \frac{44.01}{100.09}$ (2)

ここに、M_{CH}：450℃付近の質量減量率 (%)

M_{CC}：600～750℃付近の質量減少率(%)

18.02　：H_2O の分子量，74.10　：$Ca(OH)_2$ の式量

44.01　：CO_2 の分子量，100.09　：$CaCO_3$ の式量

TG 及び MS 分析の結果を図 6 に、TG-DTA 分析の結果を図 7 に示す。なお、右縦軸の MS ピークは、最も大きい m/z=18（H_2O）のピークを基準とし、その他のピークについては比較しやすいように基準化(normalize)した。

m/z=18（H_2O）のピークでは、開始温度から約 200℃および 400℃付近に大きなピークが確認された。開始温度から約 200℃までのピークは、コンクリートに含有する自由水と、エトリンガイト及び AFm 相のようなカルシウムアルミネート水和物からの脱水に由来するピークである。自由水は結合していない水であることから、100℃の範囲までに脱水していると考えられる。エトリンガイトおよび AFm 相の結晶水の脱水は、100℃以下の低い温度においても脱水が生じ、すべての結晶水が脱水する温度は約 300℃である。400℃付近に見られるピークは、水酸化カルシウム（$Ca(OH)_2$）からの脱水である。明確なピークは二つであるが、530℃程度までベースラインが上がっており、連続的にわずかな脱水が見られた。ケイ酸カルシウム水和物（C-S-H 及び C-A-S-H）は主に 200℃程度でおおよその水分を失うが、水酸基（-OH）のような強い結合で存在する水分については、500℃付近まで脱水が続いていると推察される。

m/z=44（CO_2）のピークにおいては、$Ca(OH)_2$ の脱水が見られる 450℃付近からガスが発生し、大きなピークとしては 650℃付近で見られた。これは、炭酸カルシウム（$CaCO_3$）が分解し、発生している CO_2 である。炭酸カルシウムの分解は主に 650～700℃付近で生じるが、コンクリート中の $Ca(OH)_2$ が炭酸化し、生成した非晶質の $CaCO_3$ は低い温度で分解することが報告されている[6]。450℃から 530℃の範囲における質量減少では、水分の逸脱による減少がほとんどであるが、わずかに CO_2 の発生による影響もあることが確認された。CO_2 については、800℃以上の高温においても発生が認められた。AFm 相であるモノカーボネート（$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot CaCO_3 \cdot 11H_2O$）及びヘミカーボネート（$3CaO \cdot Al_2O_3 \cdot (0.5Ca(OH)_2 \cdot 0.5CaCO_3 \cdot 12H_2O$)からの CO_2 発生は 700℃以上の高温領域であることが報告されており[7]、950℃付近の高い温度領域まで CO_2 の発生は連続的に生じていた。

また、750℃以上では、m/z=64（SO_2）の発生が見られた。$CaSO_4$ の分解温度は 1400℃から 1500℃程度とさらに高温領域であるが、コンクリート中に存在する硫酸分は 1000℃以下から発生していることが確認され、SO_2 の発生に伴う質量減少がわずかに見られた。

室温から 950℃までの質量減少率、室温から 530℃までの質量減少率、530℃から 950℃

までの質量減少率を表４に示す。また、表４には、450℃付近の質量減少率をすべて $Ca(OH)_2$ からの脱水と仮定した場合の $Ca(OH)_2$ 含有量及び650℃付近の減少率を $CaCO_3$ から発生する CO_2 と仮定した場合の $CaCO_3$ 含有量を算出した値も併せて示す。粉体試料は、950℃までに14.3%の質量減少があり、530℃までに結合水を含めた水が脱水した。その割合は、950℃までの質量減少率の約2/3にあたり、その他は、CO_2 の発生に由来する質量減少であった。

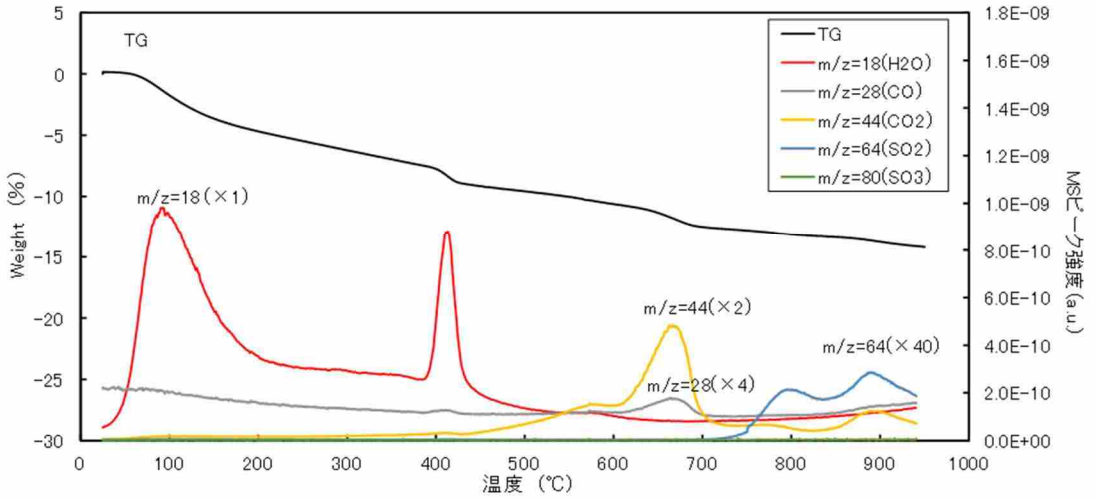


図６　TG及びMS分析結果

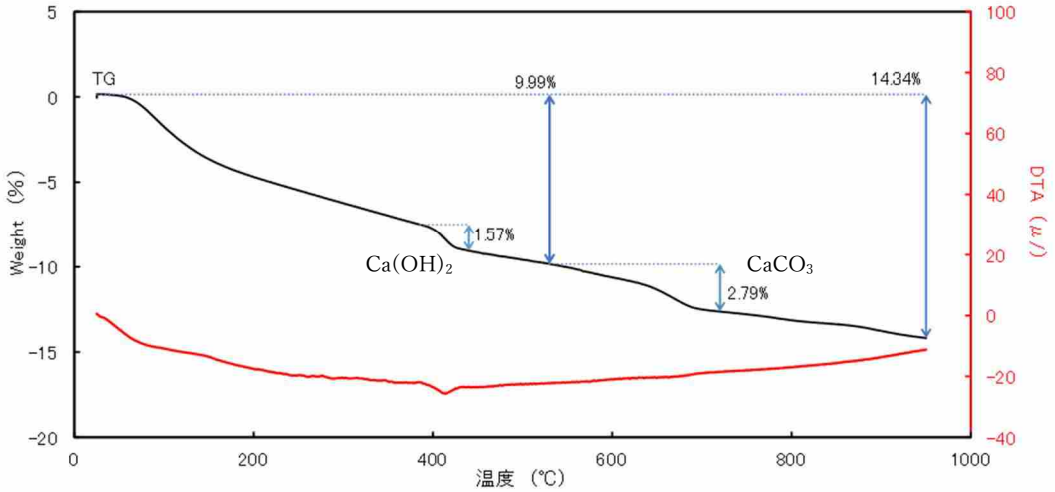


図７　TG-DTA分析結果

表４　TG より求めた質量減少率および水酸化カルシウムおよび炭酸カルシウム含有量

	温度範囲			鉱物含有量	
	25～950℃	25～530℃	530～950℃	$Ca(OH)_2$	$CaCO_3$
質量減少率（%）	14.34	9.99	4.35	1.57	2.79
含有量　（%）	－	－	－	6.46	6.35

(b)高温粉末Ｘ線回折分析

高温環境下でのセメント試料の結晶構造の変化について、高温粉末Ｘ線回折（以下「高温 XRD」という。）を用いて分析を行った。一般に粉末 X 線回折（以下「XRD」という。）は、温度作用後常温まで下げて回折分析を行うため、この除冷等により水和反応が進展したり相転移が生じたりすることから、水和停止する前処理を行うことが求められる。もし、前処理を行わなければ XRD の回折結果は高温履歴の影響が含まれることになってしまうことになる。ここでは、高温履歴の影響を排除するために高温環境下で計測出来る（in situ）高温 XRD を用いて分析を行った。表５に高温 XRD の測定条件を示す。また、図８に X 線回折(InSitu)結果とリートベルト解析による鉱物相を同定した。

表５　高温 XRD の測定条件

項　目	条　件
装置	株式会社リガク製 Smart Lab
ターゲット	Cu-Kα（波長=1.5406Å）
電圧・電流	45kV・200mA
測定条件	スキャンスピード：5°/min，ステップサイズ：0.01°/step 走査範囲：5～65°
測定温度	室温（約 25℃），100℃，400℃，500℃，600℃，700℃，800℃
昇温速度	20℃/min
測定雰囲気	大気

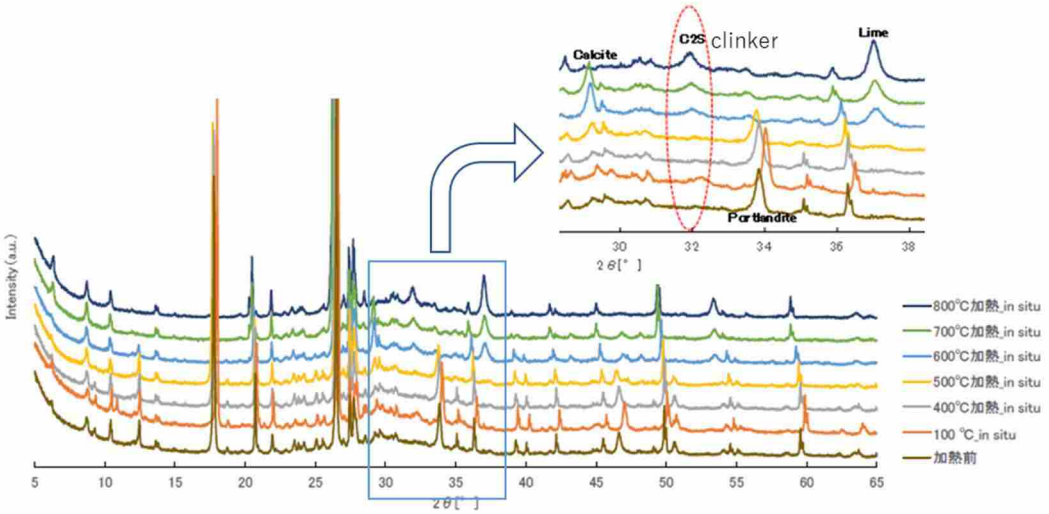


図８　高温粉末Ｘ線（XRD）（InSitu）回折

図８は、常温から８００℃までの昇温過程で高温加熱状態を保持したままＸ線（in-situ）回折を取得したものである。特に、回折角度２θが、３０度から４０度の間は、セメント分析に取って重要なケイ酸カルシウム水和物等の相構造が現れる領域であるが、拡大図をみても分かるように 800℃以下では特段変化はない。800℃以上では、Lime 及びクリンカケイ酸二カルシウム(C2S)の生成が若干検知された。

(c)常温粉末Ｘ線回折分析

高温環境下でのセメント試料の結晶相構造の変化について、所定の高温まで加熱した後、常温まで徐冷を行い粉末Ｘ線回折（以下「徐冷後 XRD」という。）を行った。この XRD 回折は、除冷時に水和反応等の進行が生じることから、高温のみによる影響ではなく、高温履歴（昇温及び徐冷等）の影響を含んだものとなってしまうことから、高温環境下における in situ で測定した回折データとの差分を取得することで（徐冷）履歴の評価を行った。表６に常温 XRD の測定条件を示す。また、図９にＸ線回折結果とリートベルト解析による鉱物相を同定した。

表６　常温 XRD の測定条件

項　目	条　件
装置	Malvern Panalytical 社製Ｘ線回折装置　Empyean
ターゲット	Cu-Kα
電流・電圧	45kV・40mA
測定条件	可変発散スリット使用，スキャンスピード：5°/min， ステップサイズ：0.03°/step，走査範囲：5～65°

測定温度	常温（高温作用後、常温まで徐冷して測定）
測定雰囲気	大気
解析ソフト	Malvern Panalytical 社製　Highscore Plus

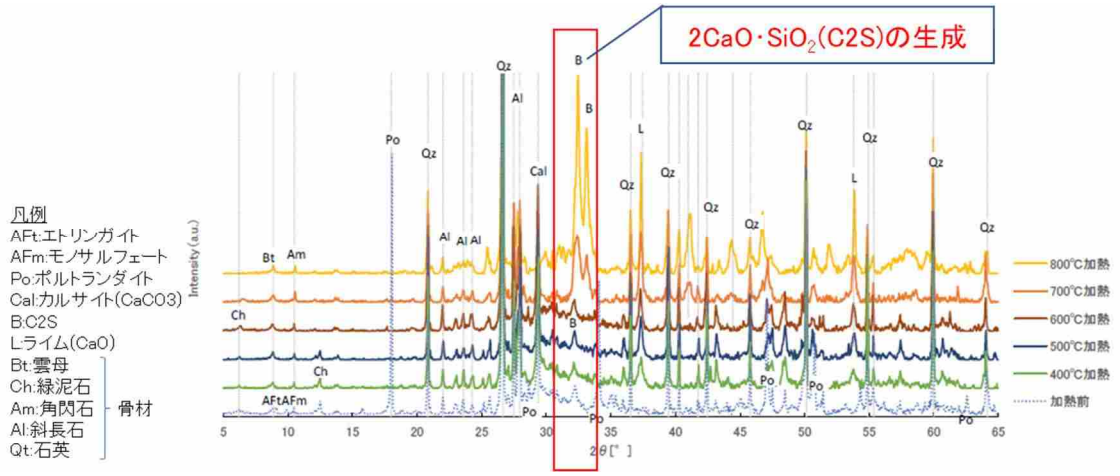


図９　常温粉末 X 線（徐冷後 XRD）回折

図９は、徐冷後 XRD の回折及びリートベルト解析結果を示したものである。温度加熱状況により回折が変化していることが分かる。特に回折角度２θが３０～３５度（図９中の赤枠）付近に大きな変化が生じており、７００℃を超える加温徐冷後は、$2CaO \cdot SiO_2$（以下「C2S」という。)の生成が確認できる。ただし、高温 XRD(InSitu)では C_2S の生成が見られないことから、徐冷による変化と捉えることができる。また、これらを確認するために表７に加熱前後の鉱物のリートベルト解析による定量結果を示す。今回の分析では、常温、400℃加熱及び 700℃加熱におけるセメント相の鉱物の定量評価を行っており加熱前（常温）試料と比較すると、400℃加熱の場合、ポルトランダイトは 400℃で消失し、ライムの生成が見られた。700 加熱の場合、カルサイトが見られなくなった。C2S について比較すると、400℃加熱の場合は、β-C2S については加熱前とほぼ同じ定量値であったが、700℃加熱では、β-C2S と Calcio-olivine（γ-C2S）ともに加熱前と比較して定量値が増加しており、加熱により C2S が生成していることが分かるが、γ-C2S が多くを示しており相転移が生じていることと考えられる。

XRD による解析は、セメントの結晶質のみの評価しか出来ないが、安定結晶であっても加熱により転移が生じることが確認された。なお、セメント硬化体は、その６割程度が非晶質でありその代表格はケイ酸カルシウム水和物（C(A)SH,CSH）であるが、こうした非晶質は加熱により相転移が生じやすいため、１Ｆペデスタルコンクリートの損傷にこの相転移がどれほど寄与したかの追加解析が必要である。特に、１Ｆペデスタル

のコンクリートの環境雰囲気は、高温履歴、水蒸気、圧力、ガス発生等（以下「トリガー」という。）の環境下に置かれていると想定されている。セメント生成物は、その多くが非晶質であることから高温履歴等の環境雰囲気下では比較的容易に相転移が生じることが想像できる。

図１０は、セメント結晶の内、C2S の熱履歴により相転移を示したものである[8]。結晶構造は温度環境下等では安定した結晶構造に転移するが、温度の上昇や下降を受けることで図１０にあるように相転移が生じる。具体的には、β-C2S からγ-C2S に相転移することで体積が１０％膨張しその結果粉末状になる「粉末化」が生じることが知られている。この現象は「ダスティング現象(Dusting phenomenon)」として知られている「8」。なお、β-C2S からγ-C2S に相転移すると言うことは図１１に示すように結晶形態が変わることを意味する[9]。

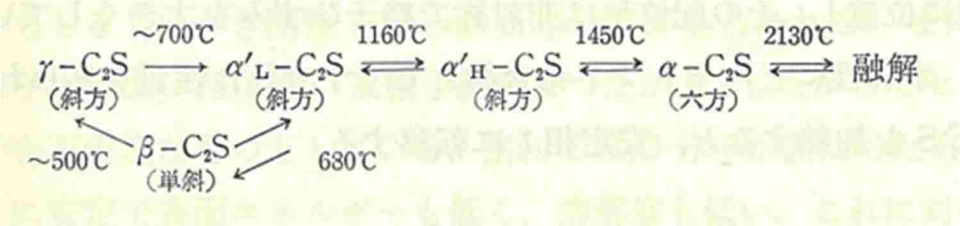


図１０　C2S の相転移[8]

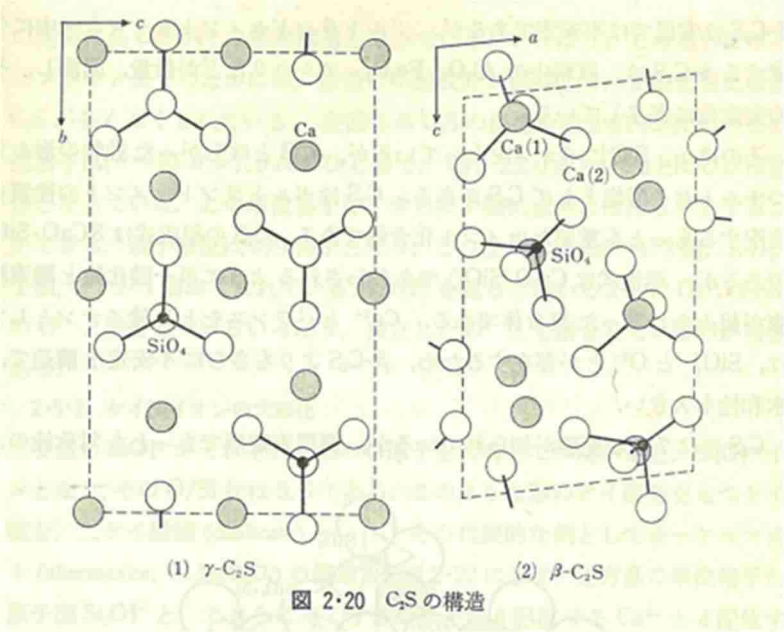


図１１　C2S の構造[8]

表７　セメント試料の加熱前後のリートベルトによる鉱物定量結果

鉱物名		ICDD ナンバー	結晶系	鉱物組成　(%)		
				加熱前（常温）	400℃加熱	700℃加熱
セメントマトリックス結晶質部	ビーライト（β-C_2S）	00-033-0302	Monoclinic（単斜晶系）	1.0	0.9	2.4
	フェライト(C_4AF)	01-076-8617	Orthorhombic（単斜晶系）	0.9	0.6	2.4
	ポルトランダイト（$Ca(OH)_2$）	01-076-0571	Hexagonal（六方晶系）	3.3	—	—
	エトリンガイト	01-075-7554	Hexagonal	0.9	—	—
	カルサイト（$CaCO_3$）	01-078-4614	Rhombohedral（菱面体）	3.3	6.5	—
	ライム（CaO）	00-037-1497	Cubic（立方晶系）	—	1.3	1.7
	Calcio-olivine（γ-C_2S）	01-086-0399	Orthorhombic（斜方晶系）	—	—	11.5
骨材				29.8	30.8	38.4
その他（非晶質含む）		－	－	60.8	59.9	43.4

(d)示差熱熱量計（DSC）分析

セメント試料の熱量分析を示差熱熱量計 DSC（以下「DSC」という。）にて行った。表８に DSC 測定条件を示す。

表８　DSC の測定条件

項　目	条　件
装置	株式会社リガク製 Themo plus EVO2　DSC8231
測定温度	室温（約 25℃）～750℃
温度プログラム	p1：室温（約 25℃）～750℃：20℃/min → 保持時間なし，自然放冷 p2：室温（約 25℃）～400℃：20℃/min → 400℃, 1 時間保持→自然放冷 p3：室温（約 25℃）～500℃：20℃/min → 500℃, 1 時間保持→自然放冷 p4：室温（約 25℃）～600℃：20℃/min → 600℃, 1 時間保持→自然放冷 p5：室温（約 25℃）～700℃：20℃/min → 700℃, 1 時間保持→自然放冷 p6：室温（約 25℃）～400℃：　5℃/min → 600℃, 24 時間保持→自然放冷 p7：室温（約 25℃）～700℃：　5℃/min → 700℃, 24 時間保持→自然放冷
試料容器	白金製容器
参照試料	α －Al_2O_3
測定雰囲気	①窒素ガス 300ml/min（p1 のみ），②大気

一定昇温速度 p1 の窒素ガスフローした DSC 測定結果を図１２に、大気雰囲気での DSC 測定結果を図１３に示す。ピーク温度が分かりやすいように横軸を温度軸とした場

合の DSC 曲線をそれぞれ図１２(b)、図１３(b)に示す。測定開始から 300℃付近まで吸熱ピークが見られ、これはセメント水和物から脱水による吸熱反応である。窒素ガスフローで 450℃付近に、大気雰囲気で 510℃付近に見られる吸熱ピークは、$Ca(OH)_2$ からの脱水による吸熱反応である。大気雰囲気の DSC 結果においは、窒素ガスフローの DSC 結果および前述の TG-DTA-MS で見られた $Ca(OH)_2$ の分解温度よりも、高い温度で吸熱反応が見られた。これは、測定条件の違いによるものである。窒素ガスフローの DSC 測定では窒素ガスを、TG-DTA-MS では He ガスを炉内に流通しているが、大気雰囲気の DSC 測定では炉内への流通ガスはない。流通ガスがない場合は、試料容器で発生したガスが滞留しやすくなり、試料周辺の水蒸気分圧が上がることとなる。そのため、分解温度が高い温度へと移行しているものと考えられる。窒素ガスフローおよび大気雰囲気ともに 700℃付近に見られるピークは、$CaCO_3$ の分解による吸熱のピークである。このピークは $Ca(OH)_2$ の脱水のピークほど鋭くないため、開始温度の違いは分かりにくくなっている。また、576℃において、β-石英への転移が見られた。β-石英への転移は、結晶の相転移のため、ガスの発生がないことから測定雰囲気の影響を受けていなかった。

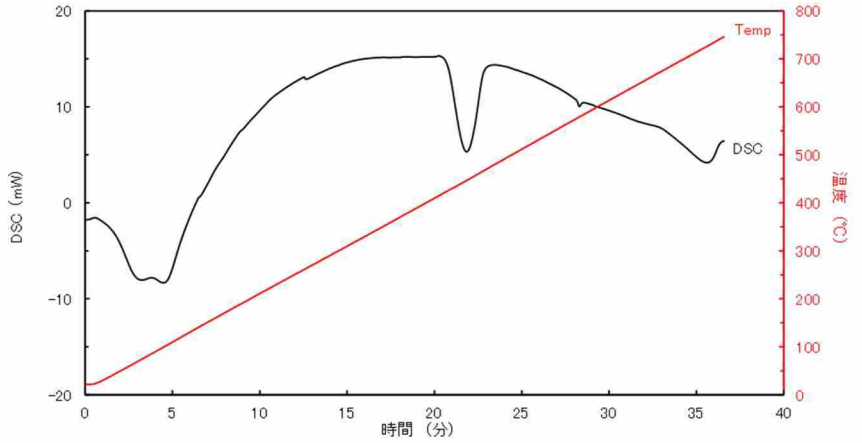


図１２(a)　DSC～時間／測定結果（N2 フロー、一定昇温速度）

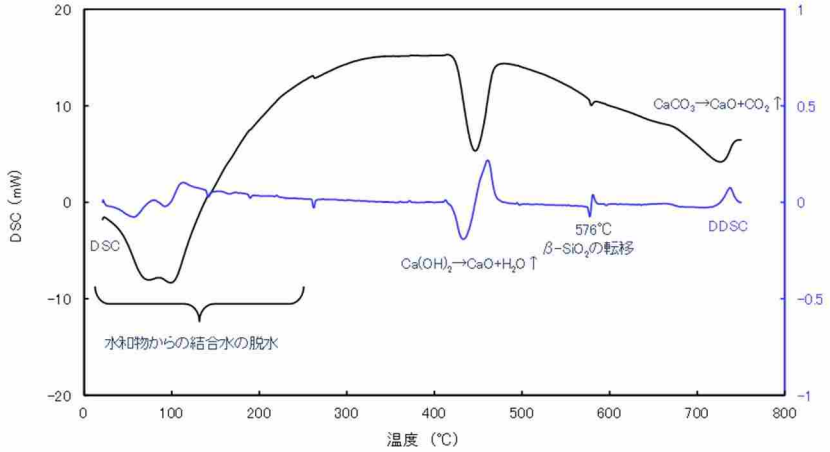


図１２(b)　DSC～温度／測定結果（N2 フロー、一定昇温速度）

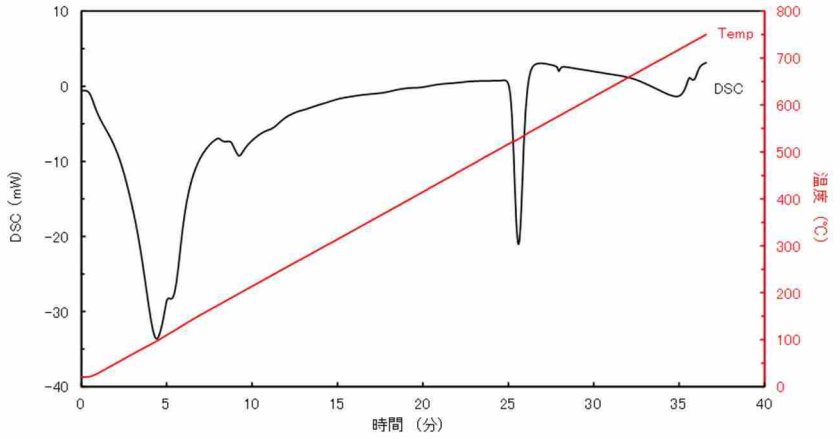


図１３(a)　DSC～時間／測定結果（大気フロー、一定昇温速度）

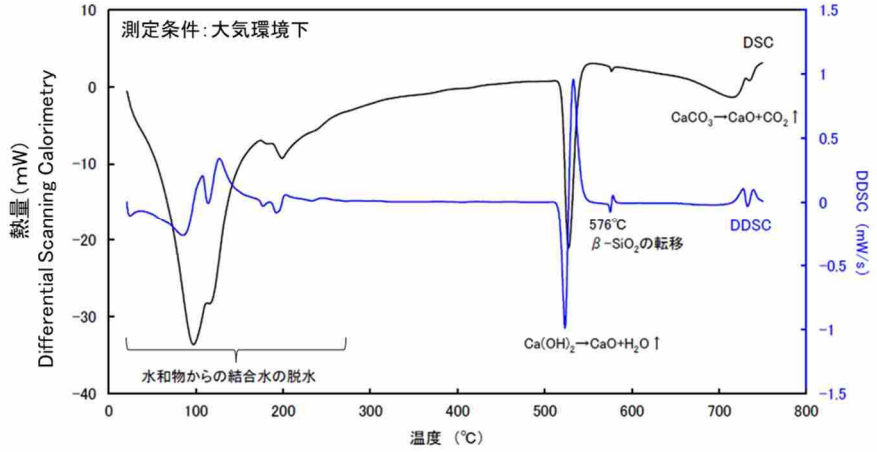


図１３(b)　DSC～温度／測定結果（大気フロー、一定昇温速度）

また、図１４は、高温温度を１時間保持した場合の DSC 分析を行った結果である。これらの図からも一定加温での熱量変化は少ないことが分かる。

一方、実際の１Ｆペデスタルコンクリートは、熱による損傷を受けていると思われることから、一定昇温加温ではなく他にトリガーとなった作用があると考えられる。

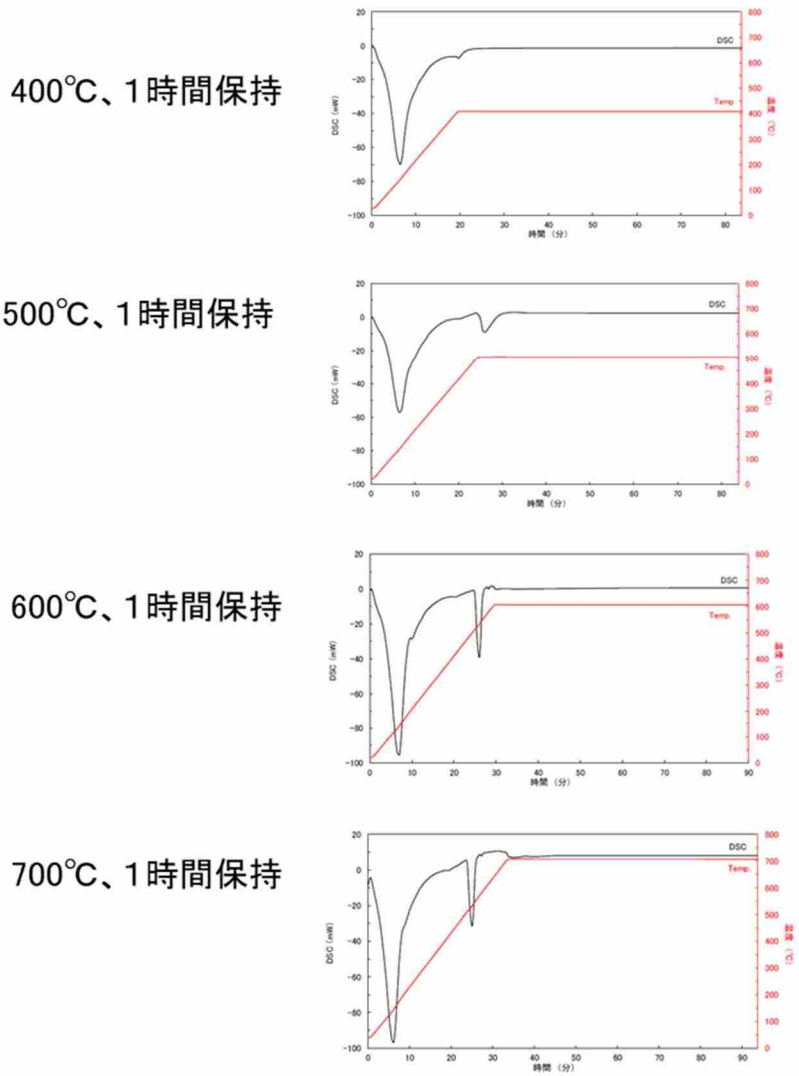


図１４　DSC～温度／測定結果（大気フロー、一定昇温速度）

(e)示差熱天秤分析

セメント試料の常温、400℃加熱および700℃加熱のTG-DTA測定結果を表９に、TG-DTA曲線を図１５及び図１６に示す。TG曲線より求めた室温から400℃までの質量減少率、水酸化カルシウム含有量および炭酸カルシウム含有量の結果をまとめた。400℃加熱および700℃加熱ともに、400℃までの質量減少が認められることから、加熱後に再度、400℃までに脱水する水が吸湿したと考えられる。700℃加熱では、わずかではあるが水酸化カルシウムが検出され、これは、加熱により生成したライムと大気中の水分の反応により生成したと考えられる。

表９ セメント試料の TG-DTA 測定結果

試料名	25～400℃ 質量減量率 (%)	水酸化カルシウム		炭酸カルシウム	
		質量減量率 (%)	$Ca(OH)_2$ 含有量(%)	質量減量率 (%)	$CaCO_3$ 含有量 (%)
常温	12.5	1.57	6.46	2.67	6.07
400℃加熱	1.57	—	—	5.27	11.99
700℃加熱	0.4	0.09	0.40	—	—

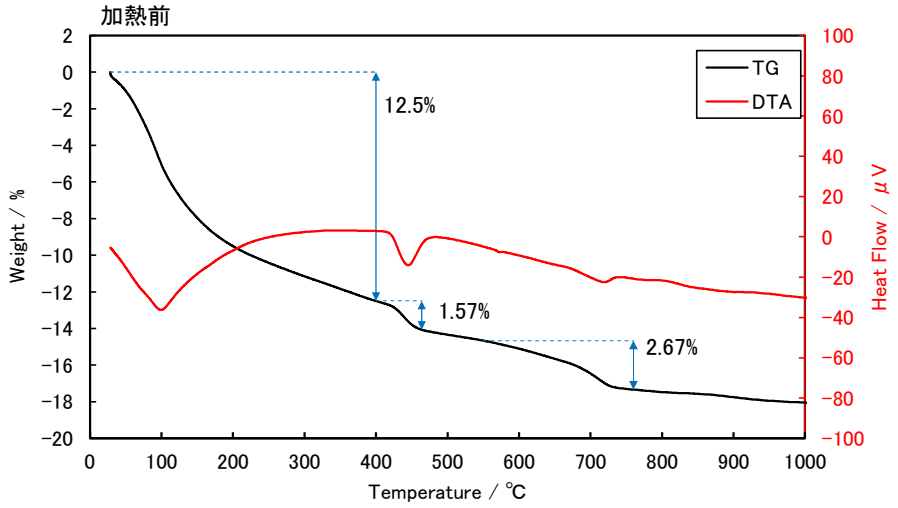


図１５ 加熱前（常温）試料の TG-DTA 曲線

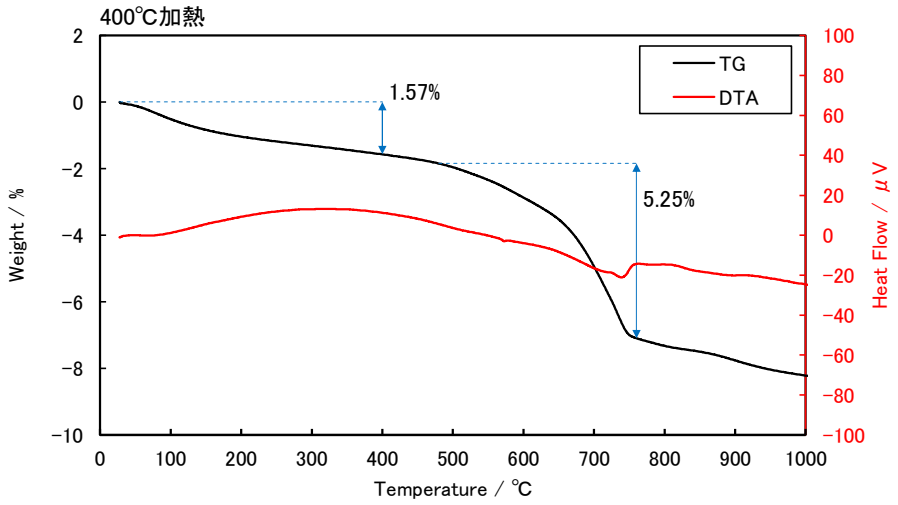


図１６ 400℃加熱試料の TG-DTA 曲線

（３）骨材の熱化学特性分析

模擬供試体における骨材は、１Ｆの調合計画書にもとづき骨材の採取と配合を行っているが、必ずしも１Ｆペデスタルコンクリートで用いられた骨材の鉱物組成まで再現できているとは言えない。最終的には今後行う予定の１F 構造物から採取したコアによる骨材の分析を待たざる得ないが、ここでは、骨材の分析方法について考え方を示すと共に、模擬供試体の骨材で物理的及び化学分析を行った。

(a) 板状試料の調製

骨材の好物組成等の分析を行うため、表１０に示すように円柱模擬供試体を板状試料に成形調製した。2 分割したコンクリート供試体の一方を用いて板状試料を作製した。2 分割したコンクリート供試体の断面を実体顕微鏡で骨材の観察を実施した後に、コンクリートカッターで約 40×50×20mm の板状に切断した。切断した試料を試験に供した。

表１０　板状試料の調製方法

 写真１2 分割にした一方の試料を使用	 写真2 コンクリートカッターによる切断	 写真 3 板状試料

(b)骨材の岩種の判定

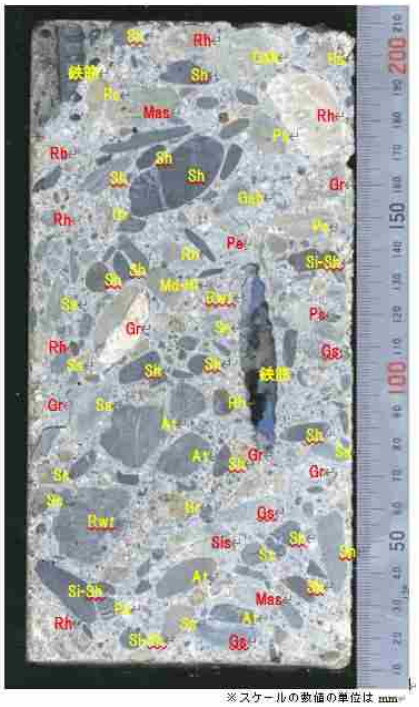
板状試料の断面を実体顕微鏡で観察し、さらに薄片状にした試料を偏光顕微鏡で観察することにより、使用している骨材の種類を判定した。薄片試料は、試料をスライドガラスにエポキシ樹脂で固定した後、厚さ 20μm 程度まで鏡面研磨し、偏光顕微鏡観察用の薄片試料とした。偏光顕微鏡では、単ニコルは薄片試料を透過光で観察したものであり、直交ニコルは、単ニコルの状態に偏光板をさらに差し入れることにより鉱物の種類により特有の複屈折を干渉色（実際の色ではない）として観察したものである。

図１７は、実体顕微鏡による観察写真、偏光顕微鏡による観察写真を図１８に示す。また、観察結果による骨材の構成岩石/鉱物の種類の一覧を表１１に整理した。

粗骨材は最大寸法 25mm 程度であり、多岩種からなる砂利であった。細骨材は頁岩、花崗岩、安山岩などの岩片と、石英、カリ長石、斜長石などの結晶破片とからなる砂であった。部分的に骨材ーセメントペースト界面の空隙が認められるが、全体的に骨材とセメントペーストとの接着は良好であった。また、セメントペースト中や骨材ーセメントペースト界面には、ポルトランドセメントの水和により生成されたポルトランダイトが確認できた。

表１１　骨材の構成岩石/鉱物の種類の一覧

試料名	粗骨材（最大骨材寸法 25mm）		細骨材（5mm 以下）	
	種類	岩石	種類	岩石/鉱物
加熱前	砂利	安山岩質凝灰岩、砂岩、頁岩、斑れい岩、花崗岩、流紋岩、流紋岩質溶結凝灰岩、苦鉄質片岩、緑色岩、石英片岩、砂質片岩、珪質頁岩	砂	岩片： 頁岩、花崗岩、安山岩、流紋岩、片麻岩、砂質片岩、泥質片岩、苦鉄質片岩など 結晶破片： 石英、カリ長石、斜長石、輝石、角閃石、黒雲母、不透明鉱物



（Sh：頁岩，Rh：流紋岩，At：安山岩質凝灰岩，Gr：花崗岩，Ss：砂岩，
Rwt：流紋岩質溶結凝灰岩,Ps：砂質片岩，Gab：斑れい岩，Si-Sh：珪質頁岩，Mas：苦鉄質片岩，Gs：緑色岩，Sis：珪質片岩,Md-Hf：泥質ホルンフェルス，Pe：泥質片岩）

図１７　コンクリート供試体の実態顕微鏡観測

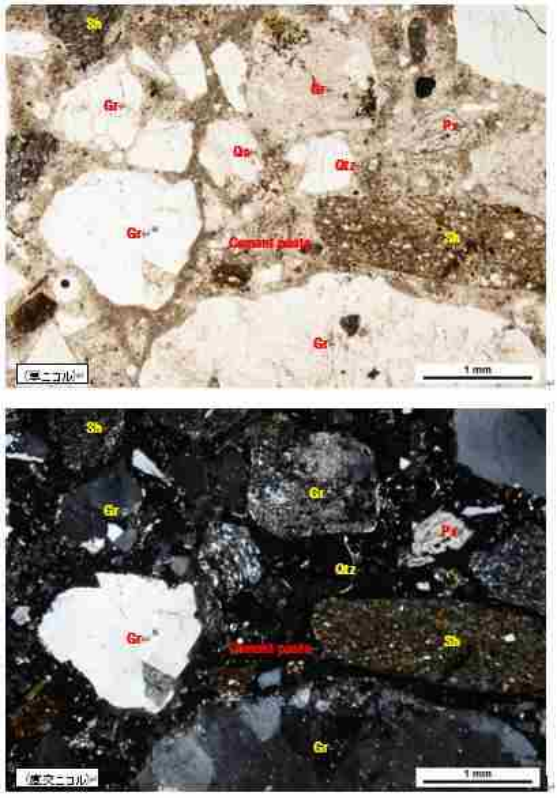


図１８　偏光顕微鏡写真（1）　（上図：単ニコル、下：直交ニコル）
（Gr：花崗岩、Sh：頁岩、Qtz：石英、Px：輝石）

(c)セメント試料のセメントペースト及び骨材割合

セメント試料は、細骨材を含み出来る限り排除しているが、微細分については除去が困難なことから、酸-アルカリによる処理をして不溶残分の結果よりセメント試料中の骨材割合を算定した（表１２）。

表１２　粉体試料中のセメントペーストおよび骨材の割合

試料名	セメントペースト	骨材
粉体試料	67.7 %	32.3 %

(d)骨材の鉱物の定量化

XRD/リートベルト解析による鉱物の定量結果を表１３に示す。これらの分析結果から骨材は７００℃加熱では、結晶構造は大きく変化しないことを示している。

表１３　リートベルトによる骨材鉱物定量結果

鉱物名		ICDD ナンバー	結晶系	鉱物組成　(%)		
				加熱前（常温）	400℃加熱	700℃加熱
Quartz (SiO2)	石英	01-086-1560	Hexagonal（六方晶系）	14.4	17.2	17.4
Albite（ケイ酸塩鉱物）	長石	01-089-6429	Anorthic（三斜晶系）	8.2	7.8	9.6
Orthoclase（ケイ酸塩鉱物）	カリ長石	01-083-6919	Monoclinic（単斜晶系）	3.0	3.0	5.1
hornblende	角閃石	01-083-0735	Monoclinic	1.3	1.2	2.0
Clinochlore	緑泥石	01-075-8790	Monoclinic	1.1	0.1	—
Biotite-1M	雲母	01-080-1108	Monoclinic	1.8	1.5	1.5

(e)示差熱天秤分析

粉体試料の常温、400℃加熱および 700℃加熱の TG-DTA 測定結果を表１４に、TG-DTA 曲線を図１９～図２１に示す。表１４の測定結果では、TG 曲線より求めた室温から 400℃までの質量減少率、水酸化カルシウム含有量および炭酸カルシウム含有量の結果をまとめた。400℃加熱および 700℃加熱ともに、400℃までの質量減少が認められることから、加熱後に再度、400℃までに脱水する水が吸湿したと考えられる。700℃加熱では、わずかではあるが水酸化カルシウムが検出され、これは、加熱により生成したライムと大気中の水分の反応により生成したと考えられる。

表１４ TG-DTA 測定結果

試料名	25～400℃ 質量減量率 (%)	水酸化カルシウム		炭酸カルシウム	
		質量減量率 (%)	$Ca(OH)_2$ 含有量(%)	質量減量率 (%)	$CaCO_3$ 含有量(%)
常温	12.5	1.57	6.46	2.67	6.07
400℃加熱	1.57	－	－	5.27	11.99
700℃加熱	0.4	0.09	0.40	－	－

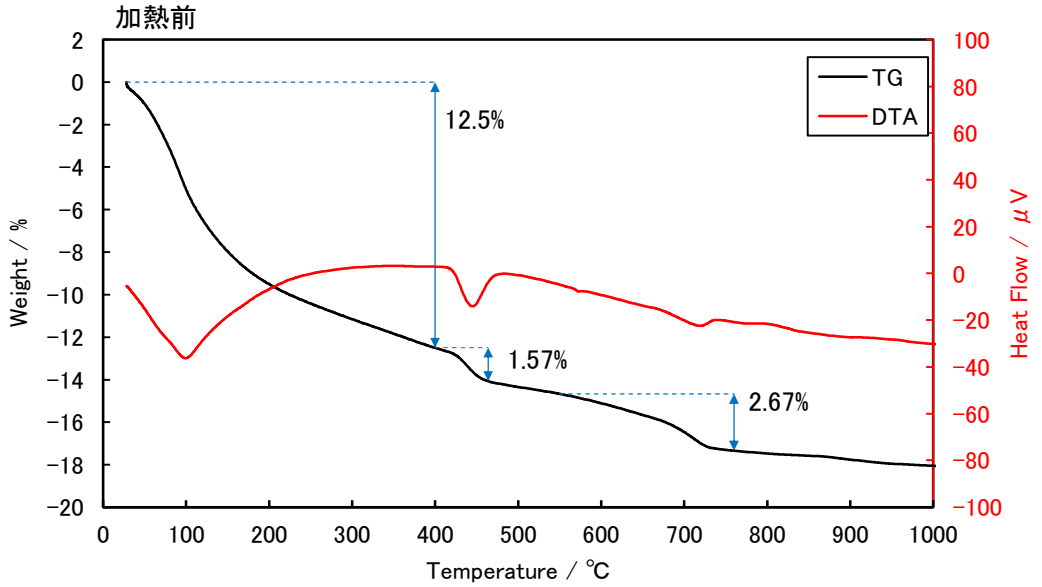


図１９ 加熱前（常温）試料の TG-DTA 曲線

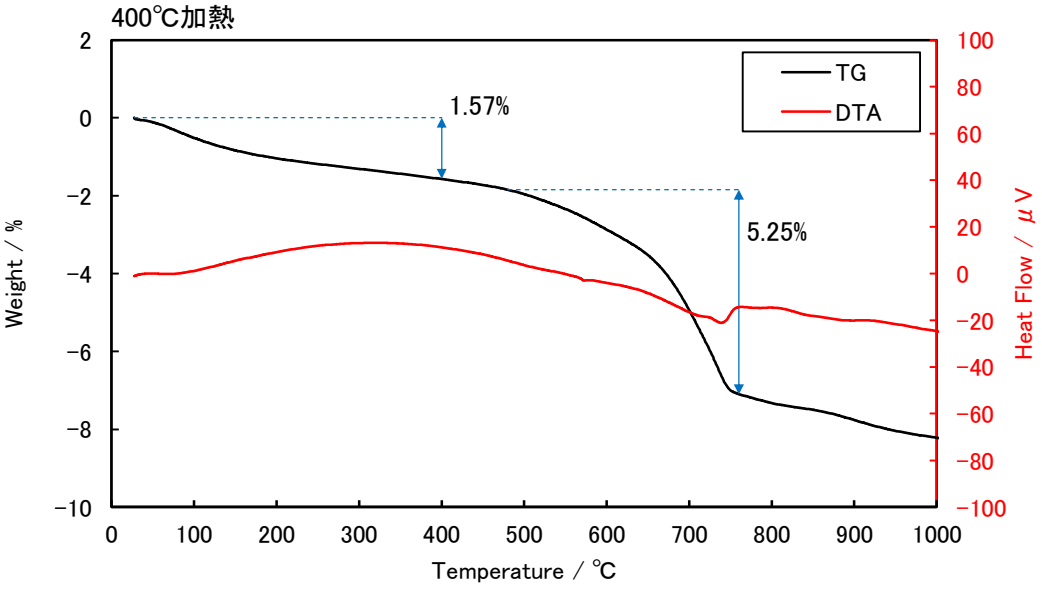


図２０　400℃加熱試料の TG-DTA 曲線

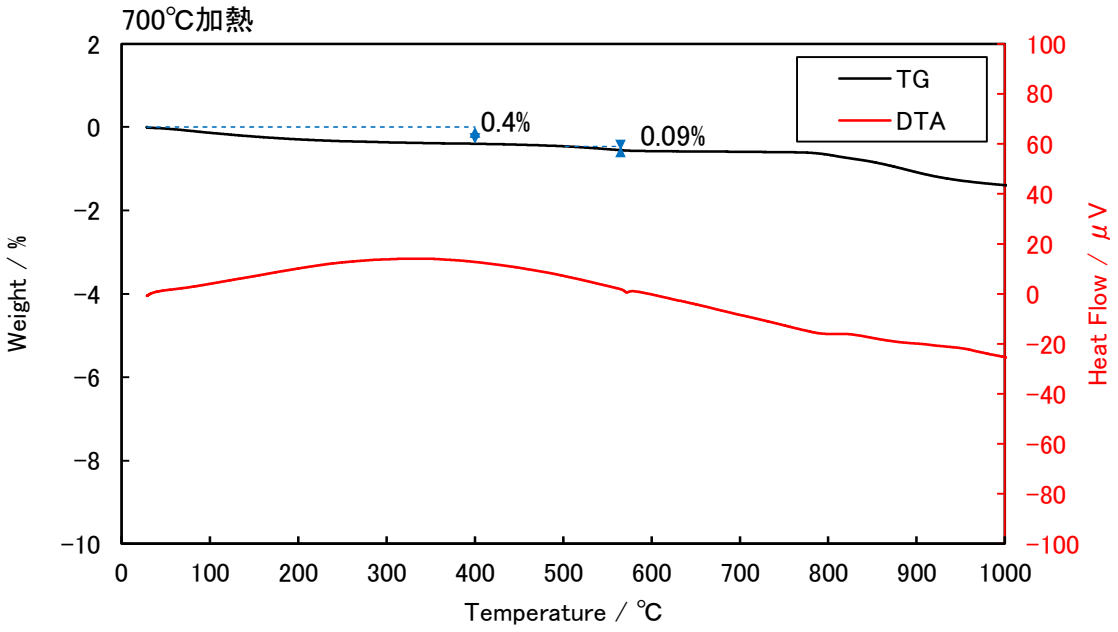


図２１　700℃加熱試料の TG-DTA 曲線

(f)光学顕微鏡観察

板状試料の 400℃加熱試料の顕微鏡写真を図２２に、700℃加熱試料の顕微鏡写真を図２３に示す。いずれの試料もセメントマトリックス部分にひび割れが生じてることが分かる。400℃加熱試料ではセメントマトリックス部に収縮ひび割れが発生している。700℃加熱試料では、セメントマトリックス部にひび割れは亀甲状に広がり、セメントマトリックスと骨材界面には隙間ができている。一般に、こうした界面へのひび割れの発生は圧縮強度の低下への影響があると考えられている。

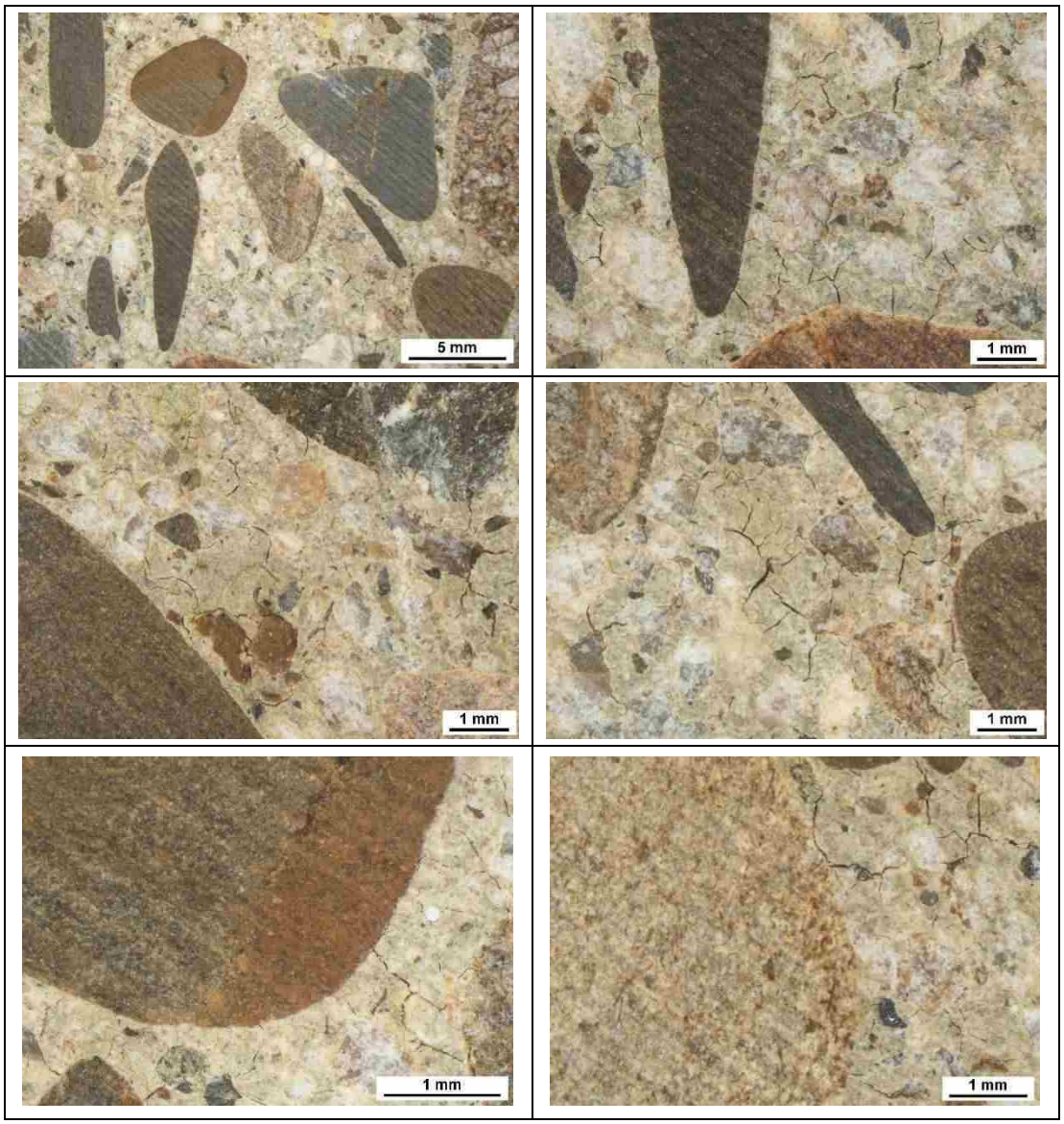


図２２　400℃加熱試料の光学顕微鏡写真

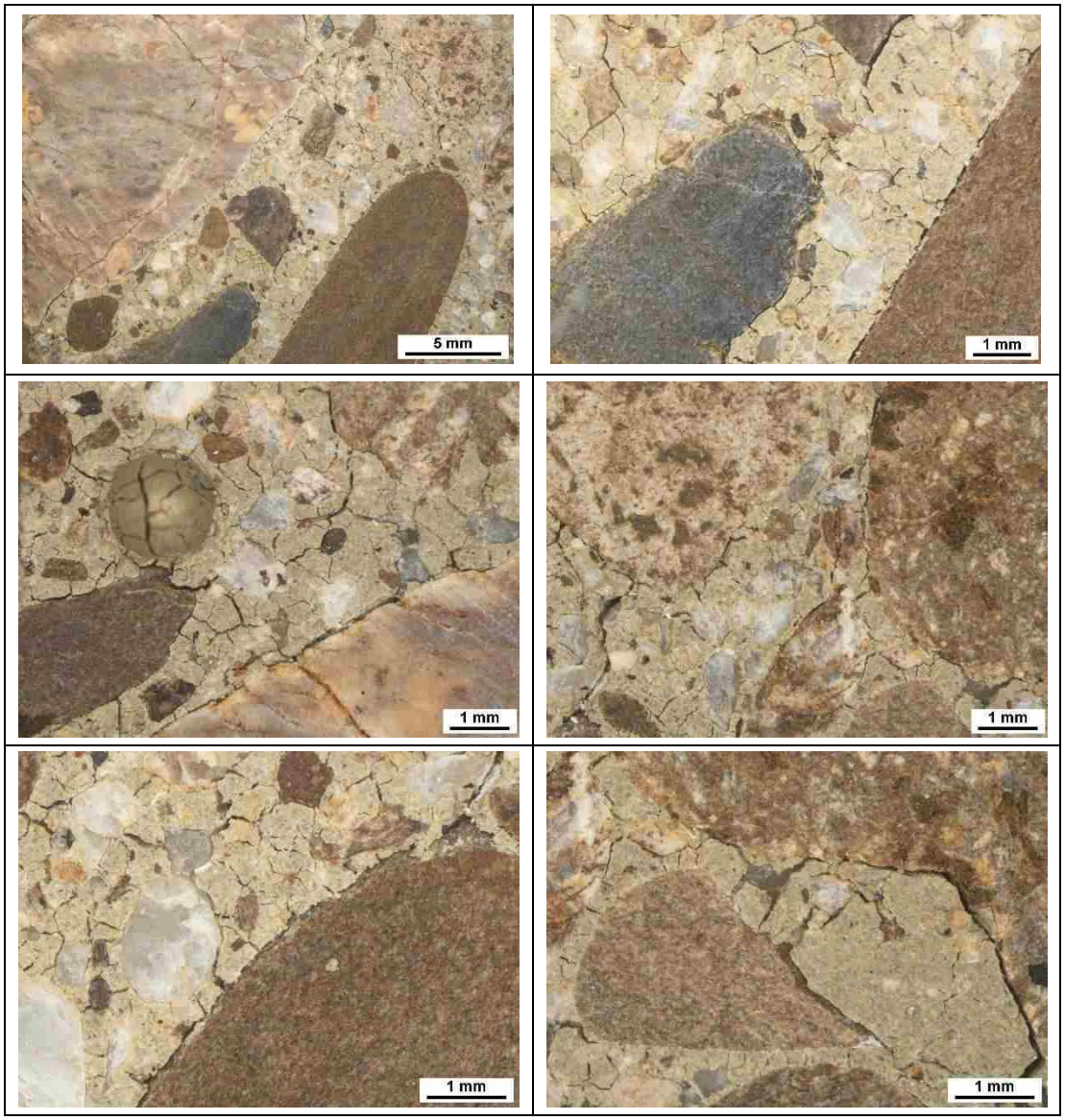


図２３　700℃加熱試料の光学顕微鏡写真

(g)板状試料の走査電子顕微鏡／エネルギー分散型 X 線分光法分析による微細組織の観察

走査電子顕微鏡／エネルギー分散型 X 線分光法分析（以下「SEM/EDS 分析」という。」では、加熱前および加熱後の板状試料を用いて実施した。板状試料から 20×20mm 程度の小片をコンクリートカッターで切り出し、φ25mm の型枠中にエポキシ樹脂で包埋した。観察面を鏡面研磨した後、試料に導電性を付与する目的で炭素を蒸着した。測定条件を表１５に示す。観察視野及び倍率については、目的とする撮影をするために適宜調節した。走査電子顕微鏡（SEM）付属のエネルギー分散型 X 線分析装置（EDS）により、主な結晶相の点分析を行った。

表１５　SEM/EDS 分析の測定条件

使用装置	日立ハイテク社製 FE-SEM SU-5000 Oxford Instruments 社製 EDS　X-Max50
加速電圧	15 kV
観察視野・倍率	適宜

加熱前（常温）の試料の SEM 写真を図２４、２５に、表１６に EDS 点分析結果を示す。400℃加熱試料の SEM 写真を図２６、２７に、EDS 点分析結果を表１７に示す。700℃加熱試料の SEM 写真を図２８，２９に、EDS 点分析結果を表１８に示す。SEM 写真は、低倍率の写真 (1)と写真中に示した視野について高倍率にした写真 (2)を示した。また、高倍率の SEM 写真中の番号は、EDS 点分析を実施した箇所である。

加熱前（常温）の試料には、粗骨材の周囲に水酸化カルシウムが偏析していた。セメントはよく水和が進行し、フェライト（C_4AF）とビーライト（C_2S）の一部が未水和として残存していた。粗骨材とペーストの間に若干空隙は見られるものの、通常のコンクリートであると確認された。400℃加熱試料では、ペースト部分に多くのひび割れが見られ、光学顕微鏡観察と同様であった。ビーライトは、セメント粒子の中にある未水和セメントとして存在していた。水酸化カルシウムと C-S-H が水和鉱物として確認された。700℃加熱試料では、400℃加熱試料よりもさらにひび割れが多くなり、ひび割れ幅も大きくなっていた。確認された鉱物は 400℃加熱試料と変化が見られなかった。確認されたビーライト（C_2S）は、未水和セメントに残存しているビーライト（C_2S）であった。酸化カルシウム（CaO）ではなく水酸化カルシウムとして確認されたが、SEM 観察の場合、観察用試料を作製するために時間を要することから、観察用試料作製中に水酸化カルシウムに変化したと考えられる。

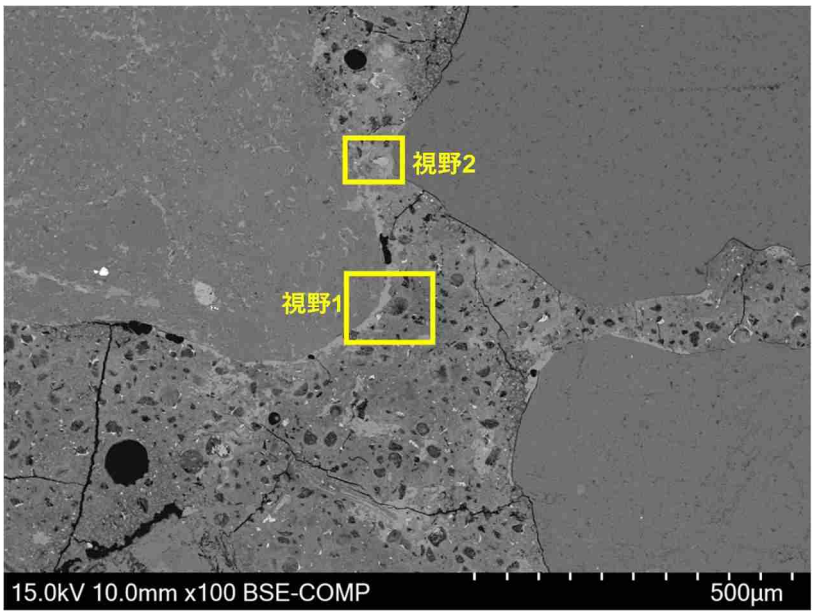
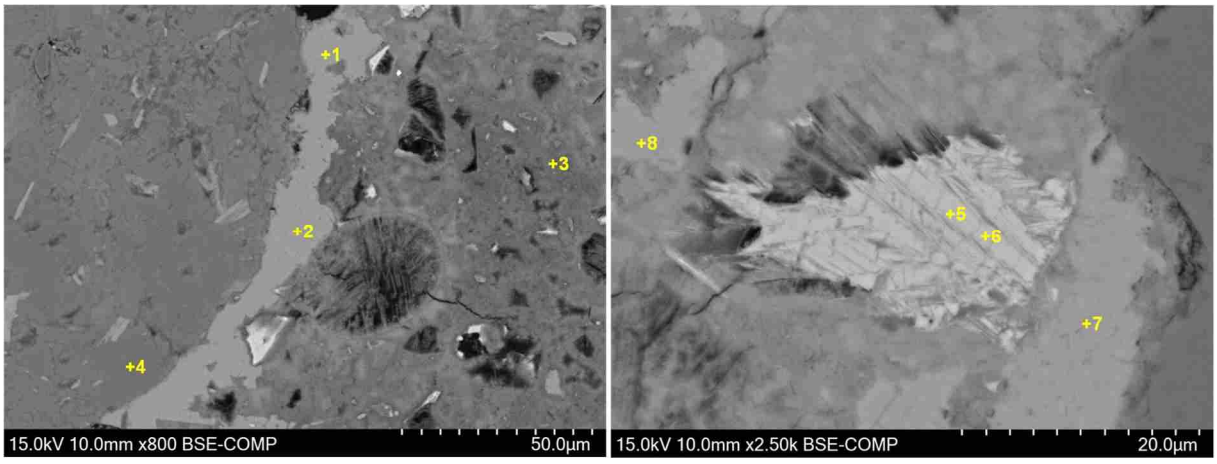


図２４　加熱前（常温）試料の SEM 写真（1）



(a)視野 1 の拡大 SEM 写真　　(b)視野 1 の拡大 SEM 写真

図２５　加熱前（常温）試料の SEM 写真（2）

表１６　加熱前（常温）試料の EDS 分析結果

分析箇所	鉱物名	化学組成　(%)											
		Na	Mg	Al	Si	P	S	K	Ca	Ti	Mn	Fe	ﾄｰﾀﾙ
1	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.3	2.0	0.0	0.0	0.0	65.0	0.0	0.0	0.0	67.2
2	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	0.8	0.0	0.0	0.0	68.8	0.0	0.0	0.0	69.6
3	C-S-H	0.0	0.2	1.7	20.8	0.0	2.2	0.0	30.1	0.0	0.0	0.7	55.6
4	斜長石	10.1	0.0	20.5	64.8	0.0	0.0	0.0	2.0	0.0	0.0	0.0	97.4
5	ビーライト	0.0	0.3	1.5	30.9	0.0	1.3	0.3	61.4	0.0	0.0	1.3	96.9
6	ビーライト	0.0	0.3	1.5	30.6	0.0	1.0	0.3	61.8	0.0	0.0	1.3	96.8
7	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	2.3	0.0	0.0	0.0	68.8	0.0	0.0	0.0	71.1
8	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	1.5	0.0	0.0	0.0	69.0	0.0	0.0	0.0	70.5

※点分析箇所の番号は図○写真中の番号である

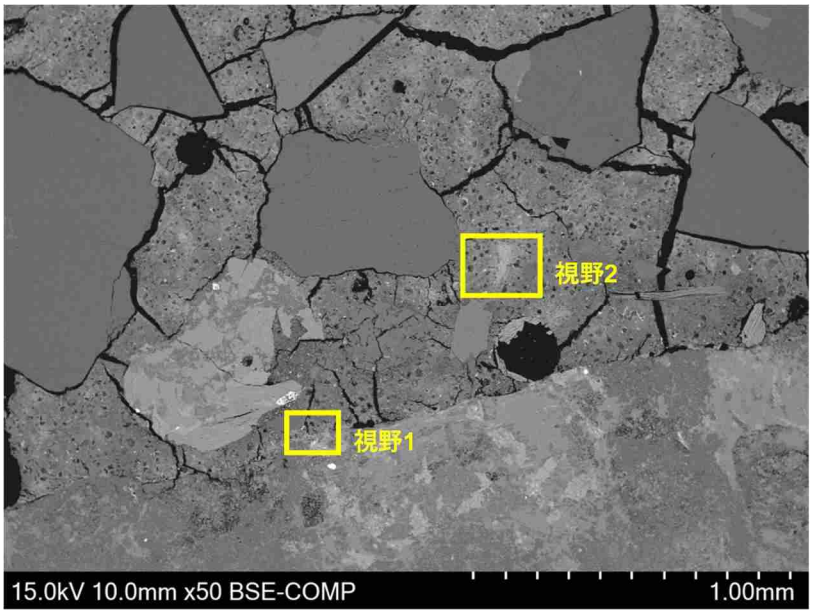
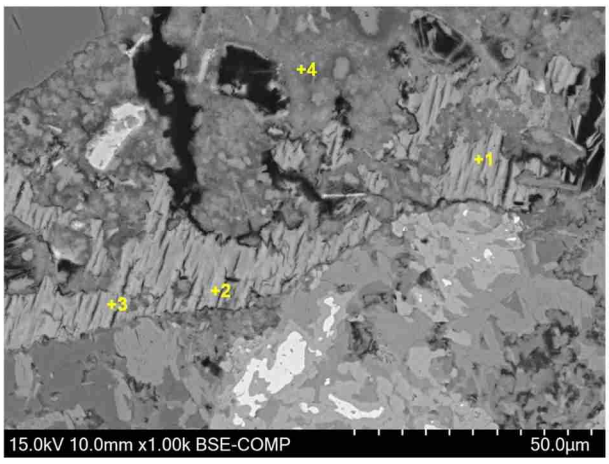
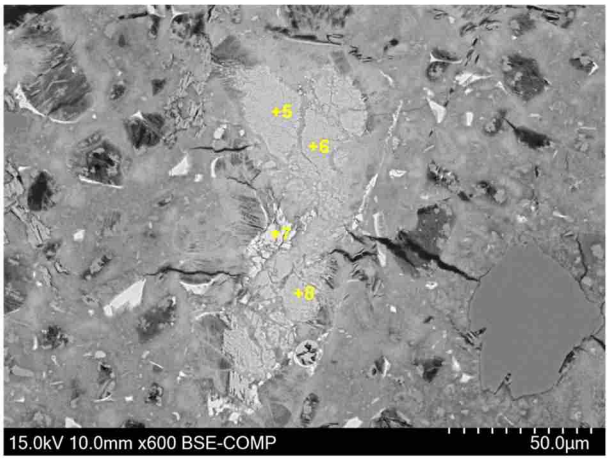


図２６　400℃加熱試料の SEM 写真（1）



(a)視野 1 の拡大 SEM 写真



(b)視野 1 の拡大 SEM 写真

図２７　400℃加熱の SEM 写真（2）

表１７　400℃加熱試料の EDS 分析結果

分析箇所	鉱物名	化学組成　(%)										
		Na	Mg	Al	Si	P	S	K	Ca	Ti	Fe	ﾄｰﾀﾙ
1	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	0.6	0.0	0.0	0.0	66.9	0.0	0.0	67.5
2	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	1.0	0.0	0.0	0.0	67.9	0.0	0.0	68.9
3	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	1.3	0.0	0.0	0.0	72.4	0.0	0.0	73.7
4	C-S-H	0.0	0.3	2.0	18.5	0.0	1.7	0.0	37.0	0.0	1.4	60.8
5	ビーライト	0.0	0.3	0.6	33.6	0.0	0.0	0.2	63.4	0.0	1.1	99.3
6	ビーライト	0.0	0.0	0.4	33.9	0.0	0.0	0.0	63.9	0.0	0.0	98.3
7	フェライト	0.0	2.5	16.3	4.1	0.0	1.6	0.0	45.3	0.9	28.7	99.4
8	ビーライト	0.0	0.5	1.4	32.0	0.3	0.4	0.3	62.4	0.0	1.9	99.2

※点分析箇所の番号は図２７〇写真中の番号である

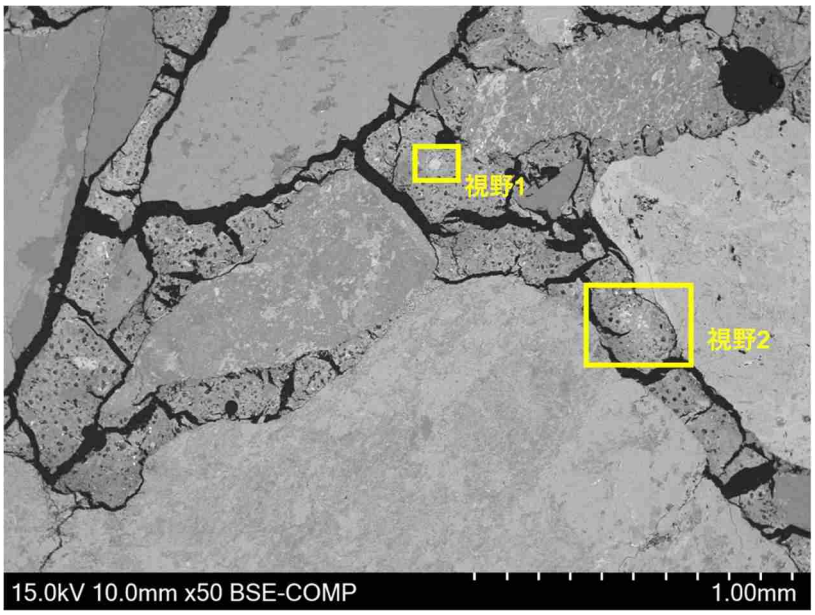
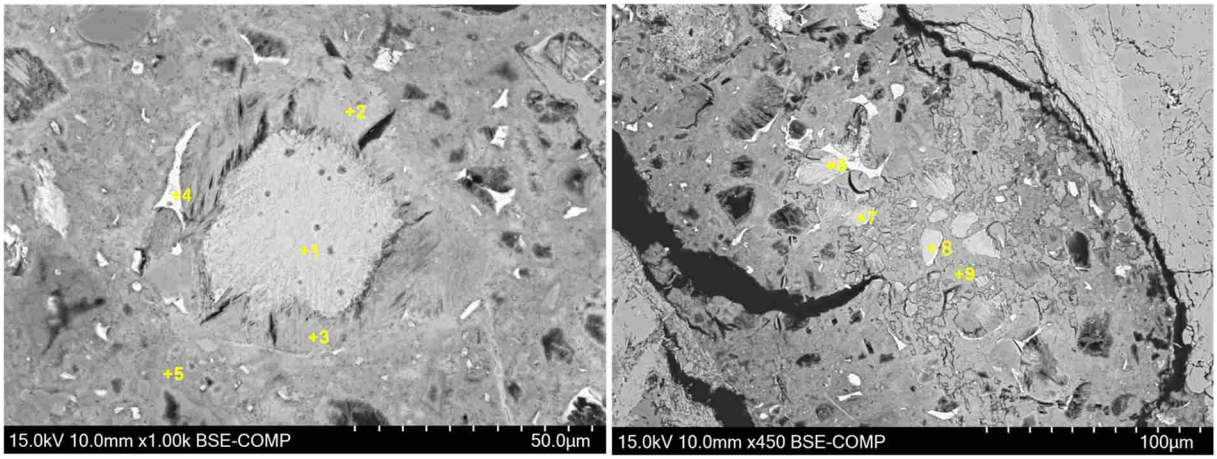


図２８　700℃加熱試料の SEM 写真（1）



(a)視野 1 の拡大 SEM 写真　　(b)視野 1 の拡大 SEM 写真

図２９　700℃加熱試料の SEM 写真（2）

表１８　700℃加熱試料の EDS 分析結果

点分析箇所※	鉱物名	化学組成　(%)										
		Na	Mg	Al	Si	P	S	K	Ca	Ti	Fe	total
1	ビーライト	0.0	0.3	1.2	30.8	0.0	0.8	0.3	60.6	0.0	1.7	95.7
2	C-S-H	0.0	0.4	1.9	30.8	0.4	2.8	0.0	45.2	0.0	2.1	83.7
3	C-S-H	0.0	1.0	2.3	29.3	0.4	3.5	0.0	41.3	0.6	3.3	81.7
4	フェライト	0.0	2.7	19.2	5.0	0.0	0.0	0.0	47.8	0.8	24.1	99.5
5	C-S-H	0.0	0.4	1.9	25.6	0.0	1.2	0.0	43.1	0.0	0.7	72.9
6	ビーライト	0.0	0.6	1.5	30.6	0.0	0.6	0.5	61.7	0.0	2.0	97.6
7	ビーライト	0.0	0.3	1.3	30.7	0.0	0.7	0.4	63.3	0.0	1.6	98.3
8	ビーライト	0.4	0.0	1.4	30.7	0.0	0.7	0.5	64.1	0.0	1.6	99.2
9	$Ca(OH)_2$	0.0	0.0	0.0	1.1	0.0	0.0	0.0	73.8	0.0	0.0	74.9

※点分析箇所の番号は図２９写真中の番号である

(h)X 線 CT 測定

X 線-CT 測定では、模擬コンクリート供試体を用いて測定を行った。

模擬コンクリート供試体を加熱前に X 線 CT 撮影を行い、加熱後、再び X 線 CT 撮影を行うことで加熱前後の変化を比較した。測定条件を表１９に示す。X 線-CT は物体の X 線吸収量の差を利用して、試料内部を可視化する手法である。X 線-CT による断面像では、密度の低いものが暗色（黒色)、高いものが明色（白色）で表示される。

表１９　X 線 CT の測定条件

項　目	条　件
装置	島津製作所社製 マイクロフォーカス X 線 CT システム inspeXio SMX-225CTS
管電圧・管電流	管電圧：225 kV、管電流：200 μA
測定範囲	直径 136.2 mm×高さ 209.6 mm
ボクセルサイズ (データ 1 点当たりの大きさ)	0.133 mm×0.133 mm×0.133 mm
解析ソフト	VOLUME GRAPHICS 社製 VGSTUDIO MAX

模擬コンクリート供試体の加熱前後での X 線 CT 測定結果を図３０、３１に示す。図中の X 線-CT 画像は、供試体の上から約 50mm、約 100mm、約 150mm の位置の横方向の断面像である。加熱前後で画像を比較すると、加熱後の供試体の方が、骨材部分が明確になった。これは、セメントペーストの水分が加熱により逸脱し、セメントマトリックス部分が粗の状態となり、見かけ上、骨材とセメントペースト部分に密度差ができたためと推測される。その傾向は、400℃加熱よりも 700℃加熱の方がより顕著であった。また、700℃加熱の場合、骨材とセメントマトリックス界面に隙間が存在していることが確認された。加熱後供試体の X 線-CT 画像を拡大したものを図３２に示す。矢印で示した部分は、ひびが確認された箇所である。400℃加熱、700℃加熱ともにひびが確認された。700℃加熱の方が、より多く、明確にひびが確認されたことから、400℃加熱よりも 700℃加熱の方がひびの幅は広く、多く入っていると考えられる。

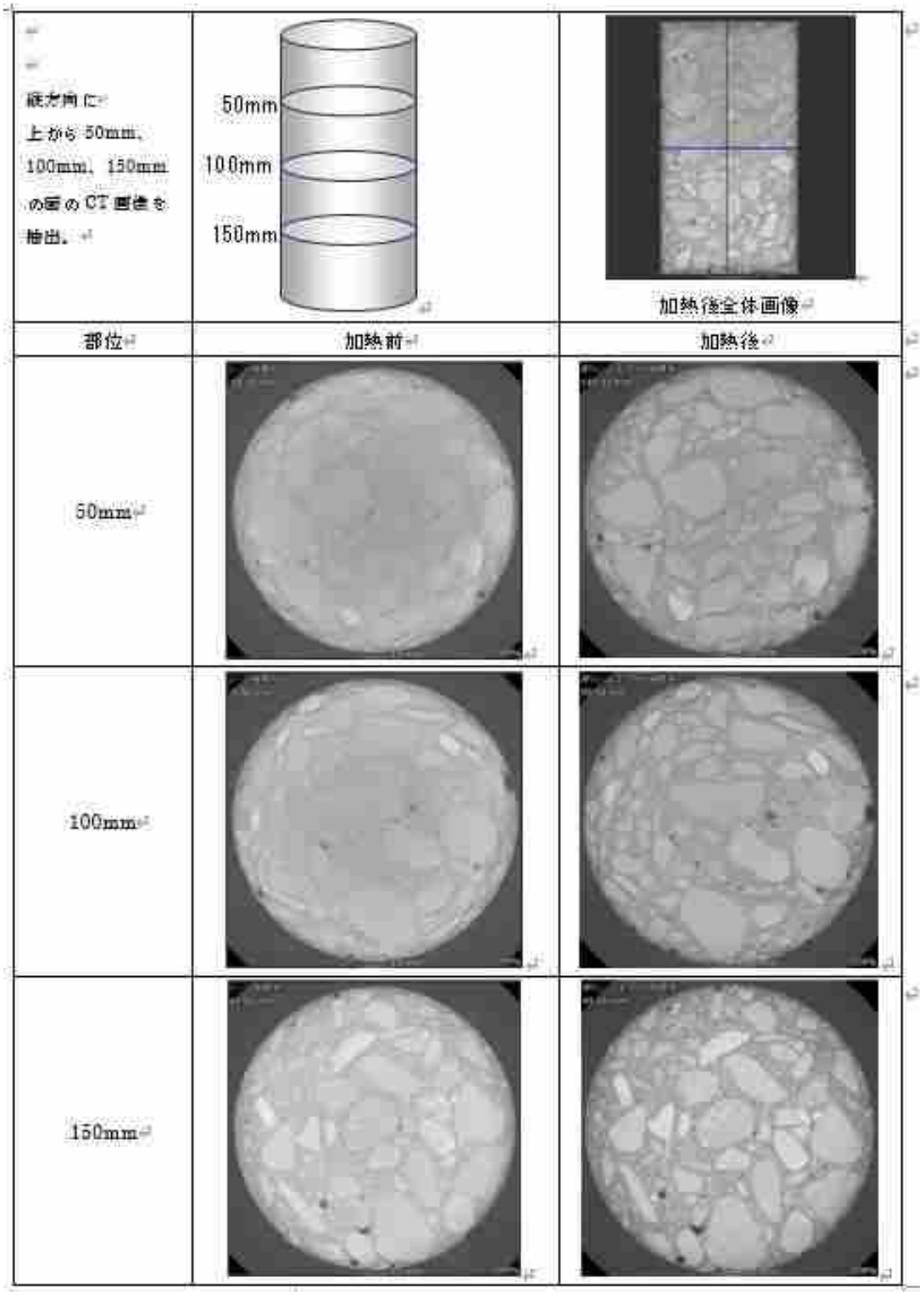


図３０　400℃加熱供試体の加熱前後の X 線-CT 測定結果

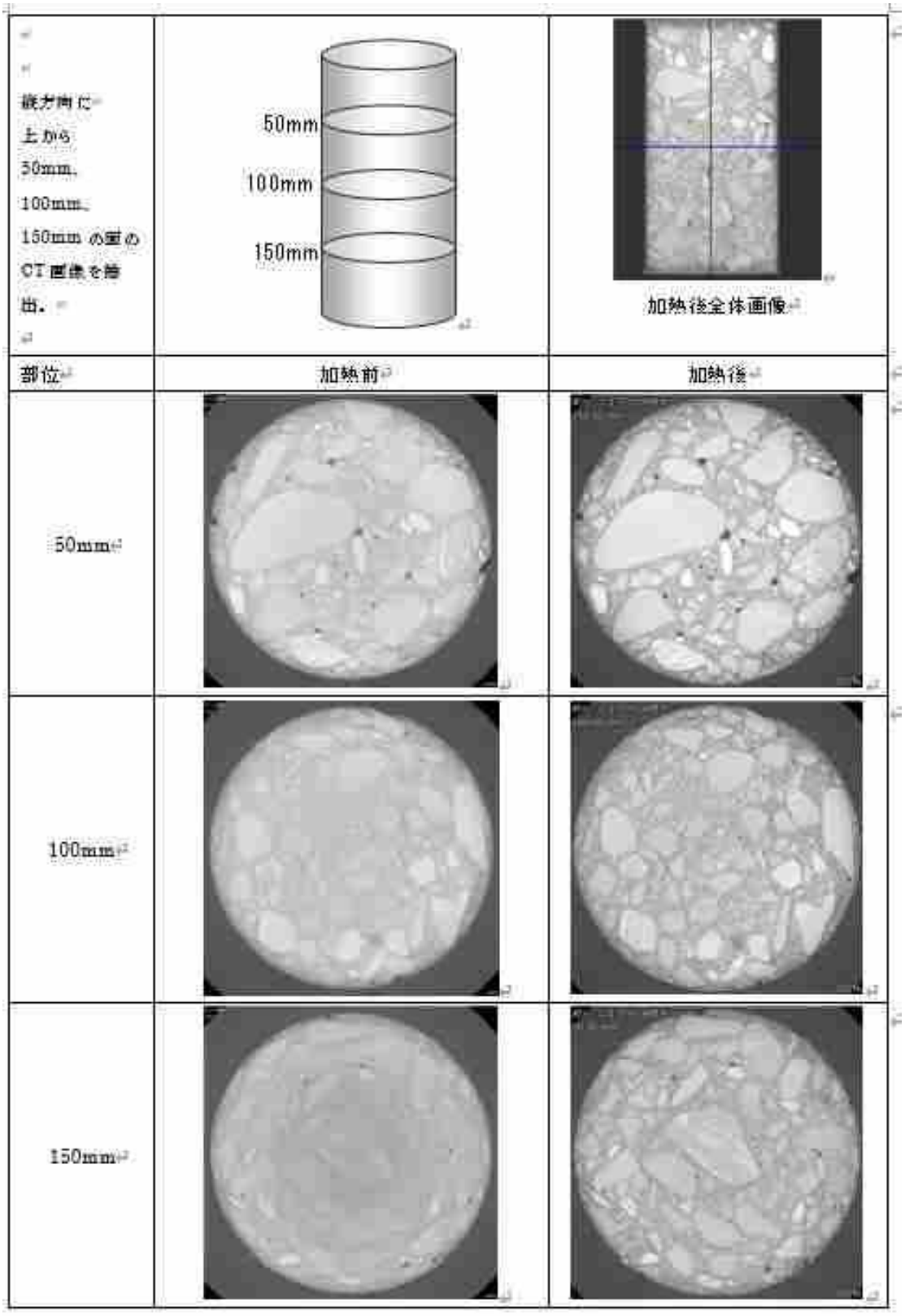


図３１　700℃加熱供試体の加熱前後の X 線-CT 測定結果

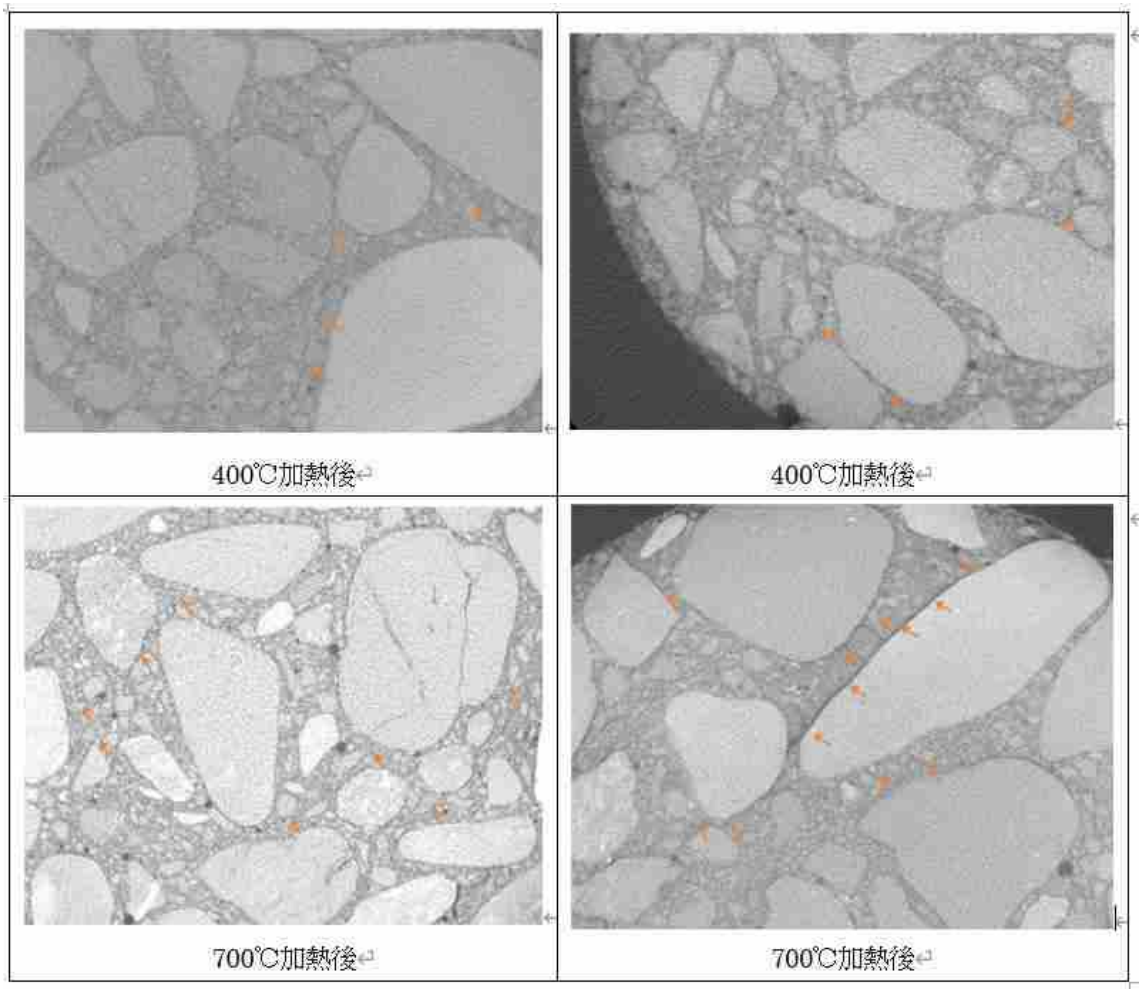


図３２　加熱後供試体の拡大写真
（→：ひびを示す）

（４）コンクリート及び鉄筋の熱構造性能試験

コンクリート模擬供試体の熱環境下での圧縮性能及び鉄筋の熱環境下での引張性能について、それぞれ試験を行った。

コンクリートの圧縮性能については、４００℃で５０％までの強度低下、７５０℃で９０％の強度低下を生じている。なお、福島高専で行われた同様の試験結果も合わせて掲載している。　一方、鉄筋の熱作用による強度低下は、４００℃ではほとんど低下していないが加熱により低下傾向にあることが分かった。

なお、今回の性能試験に用いた温度履歴を図３４に示す。

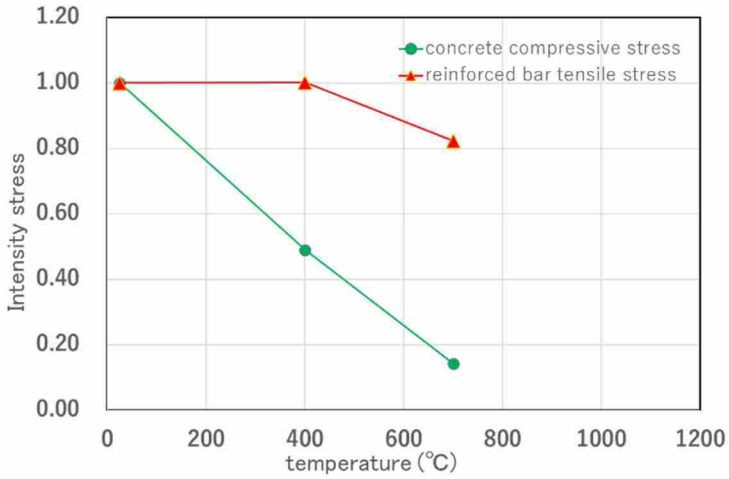


図３３　コンクリート及び鉄筋の熱特性試験結果

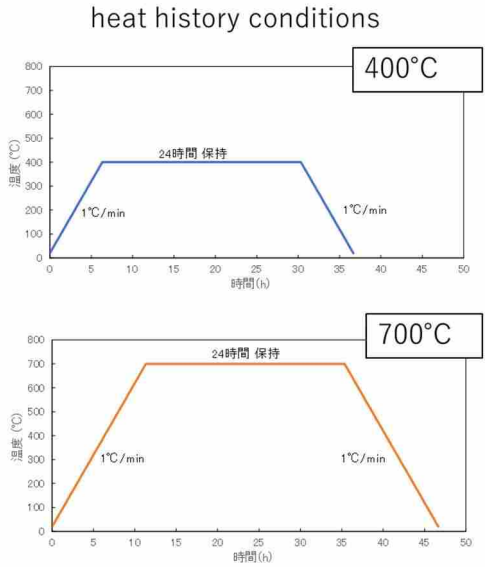


図３４　コンクリート及び鉄筋の熱特性試験の温度履歴

３．まとめ

今年度は、図１に示す研究の全体計画のうち、高温加熱下による基本特性試験（フェーズⅠ及びⅡの一部）に対して下記に示す試験を行った。

（１）セメント硬化体の化学構造分析
- 粉末 X 線回折（XRD)（高温型 in-situ、常温型）＋リートベルト解析
- 示差熱熱量計(DSC)分析、示差熱天秤-質量分析法(TG-DTA-MS)
- 走査型顕微鏡／エネルギー分散型 X 線分光法（SEM/EDX)分析　等

（２）骨材の熱化学分析
- 粉末 X 線回折（XRD)＋リートベルト解析
- X 線 CT 画像解析による状態変化解析　等

（３）コンクリート及び鉄筋の構造性能分析
- 強度・剛性低下

以上の分析を行った結果を総合的に判断することで以下の成果を得た。

○セメント試料の分析結果
- 高温熱作用によりセメント結晶構造等の物質特性（相転移含む）が変化することが明らかとなった。
- 「一定速度（熱力学平衡）での加熱昇温」下では、物質特性が変化するものの、損傷に至るような大きなセメント組織構造の変化には至らない。
- 加熱温度７００～８００℃前後で C2S（ケイ酸二カルシウム）等が生成することは知られていたが、５００～７００℃に徐冷することで β-C2S から γ-C2S への相転移が生じていることが確認された。これらは Dusting（粉末化）現象が生じたものと考えられる。つまり、比較的低温下でも温度の上昇下降の温度履歴が作用することで相転移等が生じて損傷に繋がることが分かった。

○模擬コンクリート供試体の分析結果
- コンクリートは、加熱４００℃程度ではセメントマトリックス部にひび割れが生じ、７００℃程度まで上昇すると、セメントマトリックス部のひび割れは亀状に進展し、さらに骨材の界面にひび割れが発生し幅も進展することが分かった。
- コンクリート圧縮強度は、加熱により低下し７００℃の熱作用で残存強度は１０％程度まで低下することが分かった。
- 鉄筋の引張強度は、４００℃程度では強度低下は生じないが、それ以上では低下する傾向にあることが分かった。

○１Ｆペデスタルコンクリートの損傷分析のまとめ

・熱作用の変化（急速上昇下降等）によりセメント結晶化学構造の相転移が生じることが確認された。これは１Ｆペデスタルコンクリート損傷事象の１つの要因と考えられる。

・１Ｆペデスタルコンクリートは損傷していることから、温度一定昇温ではセメント結晶化学構造の変化が小さいことは、それ以外の環境雰囲気下が発生したと考えることができ、温度履歴に加え、水蒸気、圧力、ガス等の影響を受けたことで損傷に至ったと想定することが妥当と思われる。

参考文献

[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（２０２３年版）、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、2023 年 3 月 7 日

[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（２０２４年版）、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、2024 年 6 月 11 日

[3] 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等について、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第４４回会合）,資料１－２、2024 年 3 月 29 日

[4] 土木学会コンクリート委員会、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）小委員会成果報告書、コンクリート技術シリーズ NO.118、平成３０年７月２７日

[5] セメント協会、コンクリート中のケイ酸カルシウム水和物（C-S-H）とは何か～キャラクタリゼーションと性能発言機構～、2018 年３月

[6] 扇嘉史、細川佳史, β-C_2S の炭酸化によって固定された CO_2 に関する研究,セメント・コンクリート論文集, Vol.77, (2023) 53-61

[7] 扇嘉史、細川佳史, ヘミカーボネート･モノカーボネートおよびそれら炭酸化物の加熱による脱炭酸挙動に関する検討, コンクリート工学年次論文集, Vol.46, No.1, (2024) 19-24.

[8]荒井康夫著、セメントの材料化学、大日本図書、昭和５９年第一刷発行

[9]無機マテリアル学会、セメント・セッコウ・石灰ハンドブック、技報堂出版、1996 年１版

（別添２－２）

高温環境におけるコンクリートの損傷挙動に係る調査

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
シビアアクシデント研究部門　栃尾　大輔
菊池　航
国立大学法人群馬大学大学院理工学府
環境創生部門　小澤　満津雄
小山　拓

１．背景及び目的

2023 年に東京電力が実施した 1 号機の原子炉格納容器内部の調査で、原子炉容器下部に設けられているペデスタルを構成する鉄筋コンクリートの内側下部が全周にわたって鉄筋を残して消失している状況にあることが分かった（図 1、図 2）[1]。従来、重大事故発生時には高温の炉心溶融物がコンクリートを侵食する溶融炉心ーコンクリート相互作用（MCCI）が想定されていたが、今回の東京電力による調査結果で確認されたコンクリートの損傷状況は MCCI による侵食の様相とは異なるものであった。

図 3 に 1 号機ペデスタル部コンクリートの損傷状況の推定図を示す。現在までの調査で、1 号機ペデスタル内部のコンクリートが消失している部分には以下の特徴が確認されている。

- ある高さ（ペデスタルの床面からおおよそ 1m の高さ）以下のコンクリートが鉄筋を残して全周にわたって一様に消失している
- コンクリートが消失した領域に水平方向の鉄筋は確認できない
- ある高さ（ペデスタルの床面からおおよそ 1m の高さ）以上のコンクリートは十分残存している
- 残った鉄筋の表面に溶融した痕跡はなく、鉄筋の節もそのまま残存している。

この、「ある高さ」はペデスタル壁内部に設けられているインナースカートの高さと近く、コンクリートの消失はインナースカートと関連している可能性が考えられる。

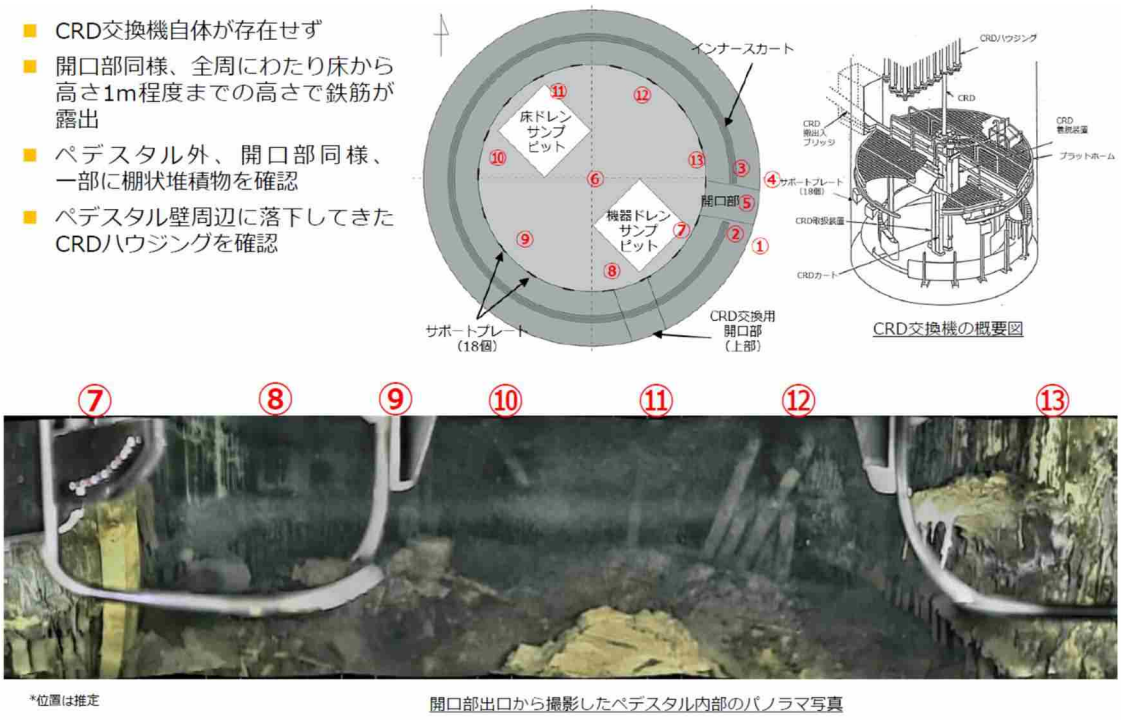


図１　１号機ペデスタル部コンクリートの損傷状況[1]

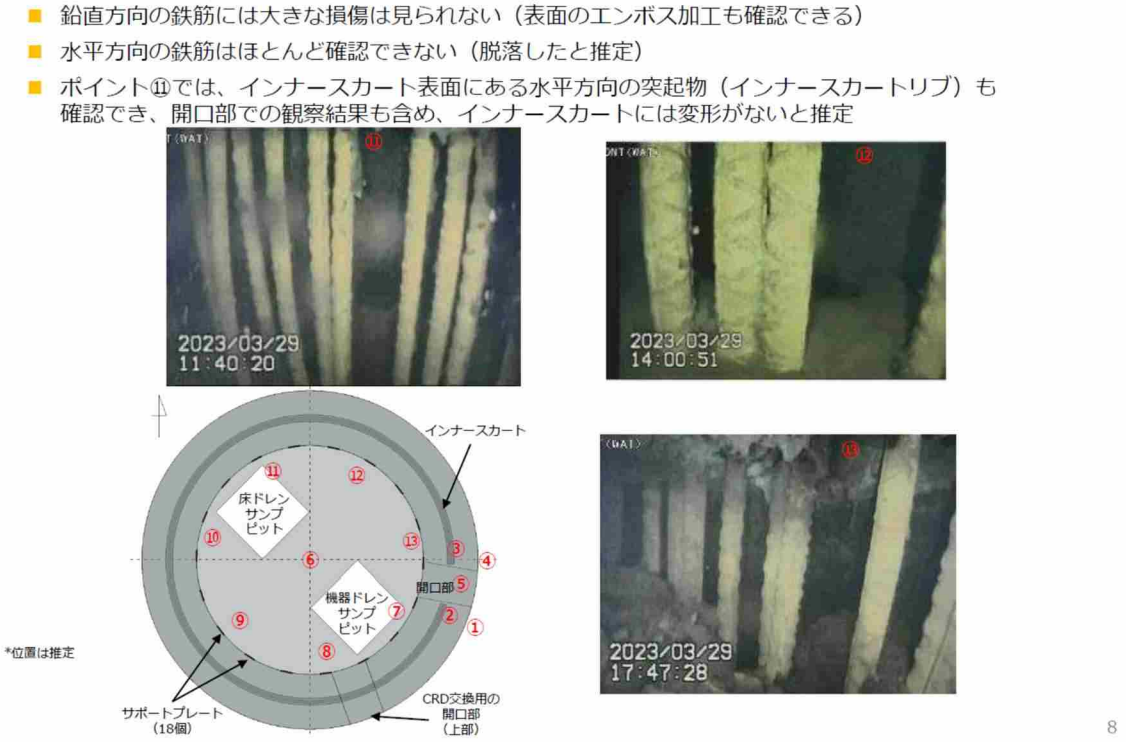


図２　１号機ペデスタル部コンクリートの鉄筋の状況[1]

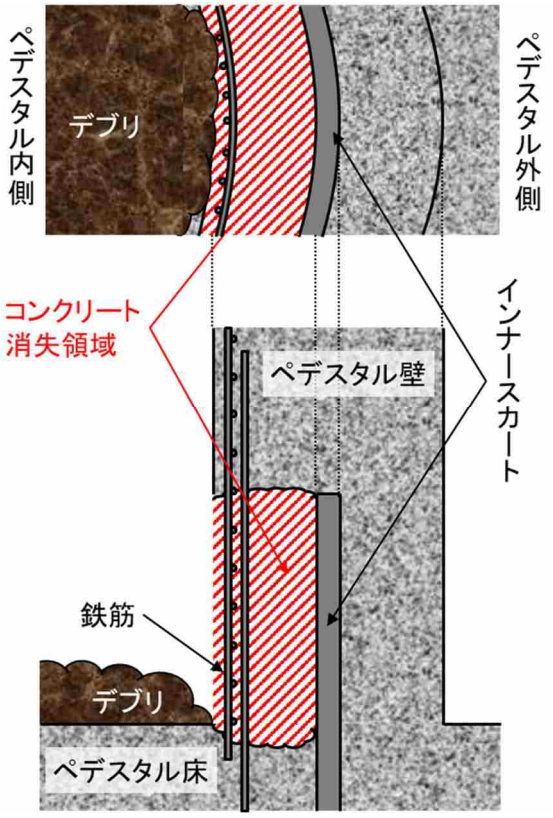


図３　１号機ペデスタル部コンクリートの損傷状況の推定図

このコンクリート消失の発生機構を明らかにするために、機械的要因、化学的要因や MCCI などいくつかの観点から調査が進められている（表 1）[2]。

コンクリートの分野において、高層ビルやトンネルなどのコンクリート構造物において火災が発生した場合に、爆裂と呼ばれるコンクリートが損傷する現象が生じることある。これは、コンクリートが高温の熱を受けることにより、コンクリートが剥離又は爆発的に破壊する現象である。

これまでの研究から、爆裂は加熱によって生じたコンクリートの熱膨張や水蒸気等により生じるとされている[3~5]。この高温環境におけるコンクリートの爆裂による損傷の状況が、1 号機の原子炉格納容器内部の調査で見られたペデスタル部のコンクリートの消失の様相に類似していることから、ペデスタル部のコンクリート消失の発生機構を明らかにすることを目的として、高温環境におけるコンクリートの爆裂現象に着目した調査を行うこととした。

調査を行うに当たって、コンクリート消失にはコンクリート内部のインナースカートが関与している可能性が考えられることから、インナースカートを模擬した拘束体あり／なしのコンクリート供試体を高温環境に曝露する実験を国立大学法人群馬大学において行い、その挙動を比較した。

表１　１号機ペデスタル部コンクリートの損傷要因の検討[2]

要因	詳細	1-b 鉄筋の熱的損傷なし	その他の課題	可能性
炉心溶融物との反応（MCCI）	炉心溶融物とコンクリートが接触反応し、混合溶融物を形成	△ 共晶反応により低温の流動物が生成		A
水への溶解（水熱反応）	コンクリート成分（特にSiO_2）が高温高圧の水へ溶解して水含有ガラスを形成	○ 水熱反応は200℃程度でも起きる	△ 水の存在が不可欠	A
応力による機械的破損	応力がペデスタル開口部付近に集中し、コンクリートのみが破損	△ 鉄筋は大きく変形しないがコンクリートは破損する程度の応力	△ 生じ得る応力の検討、コンクリートの劣化の可能性の検討の必要あり	B
コンクリートのみの溶融	輻射によりコンクリート温度が上昇、溶融	△ 鉄筋への影響が生じる温度より低温でコンクリートが溶融	× 局所的な破損を説明できない	C
蒸発	コンクリート成分（主としてSi）の蒸発	△ 鉄筋への影響が生じない温度・雰囲気	× 局所的な破損を説明できない	C
劣化	比較的低温でコンクリートが劣化、その後に冠水、水へのコンクリート成分の一部溶解・崩落	○ 鉄筋への熱的影響が生じる温度より低温でコンクリートが劣化	× 局所的な破損の説明が困難	C
熱衝撃	コンクリートが炉心溶融物により急速加熱、または冠水により急冷されて崩落	○ 鉄筋はコンクリートよりも熱衝撃への耐性は高いと考えられる	× コンクリートが破損しているのは表面だけではない点の説明が困難	C

２．実験装置及び実験方法

図４に実験に用いた供試体を示す。本実験では爆裂が生じやすいとされている高強度のコンクリートを用いた。インナースカートによる拘束を模擬するため、を模供試体周りにリング拘束体を設けた供試体とリング拘束体のない供試体を準備した。供試体には内部温度測定用の熱電対、内部圧力測定用の導管及び圧力センサー、並びに外周ひずみ測定用のひずみゲージを設けた。

図５に実験手順を示す。供試体の加熱には小型の電気炉を用いた。実施に当たって、電気炉に蓋を被せて電気炉内部を 1,150℃まで加熱し、電気炉内部が 1,150℃に到達したら蓋を除き、供試体を電気炉に載せた。その後のコンクリートの挙動を観察した。

形状	円盤型
拘束	あり／なし
材齢	56日
寸法	Φ284mm×H50mm
圧縮強度	94.4 MPa
コンクリート 1m³当たりの 配合量	水 150 kg セメント(早強ポルト) 500 kg 細骨材１(細目細砂) 359 kg 細骨材２(砕砂) 372 kg 粗骨材(輝緑凝灰岩(砕石)) 1169 kg 混和剤(高性能減水剤) 4 kg
水／セメント比	0.3
測定データ 及び計測点	内部温度×4 内部圧力×4 外周ひずみ×4

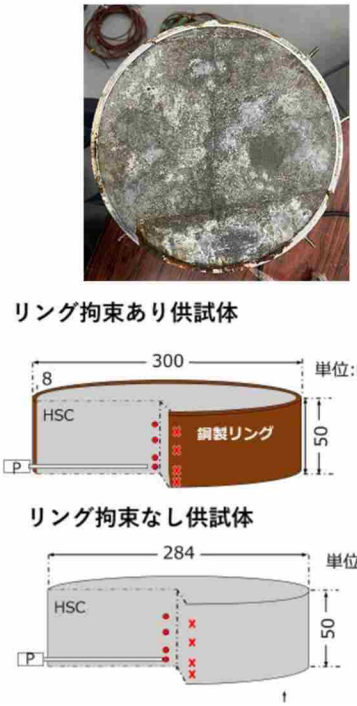


図４　実験で用いた供試体[6]

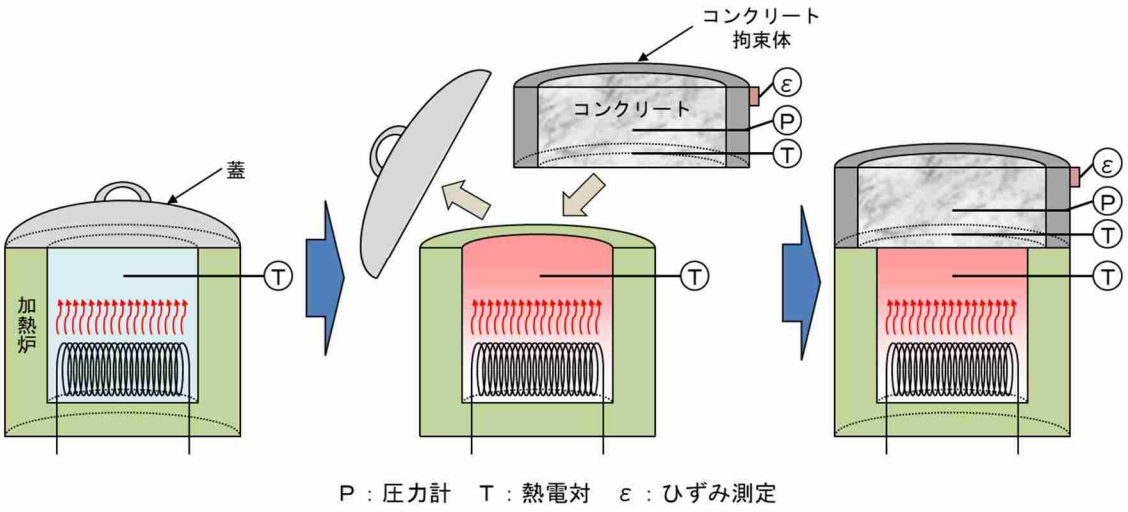


図５　実験手順[6]

３．実験結果

図６に、加熱後の供試体の加熱面の外観図を示す[6]。図中の水色の円は亀裂が確認された箇所、黄色の領域は剥離が確認された領域を示している。拘束なしの供試体は表面の一部が欠けるとともに径方向に亀甲状のき裂が確認された。一方、拘束ありの供試体はコンクリートの大きな剥離が確認された。

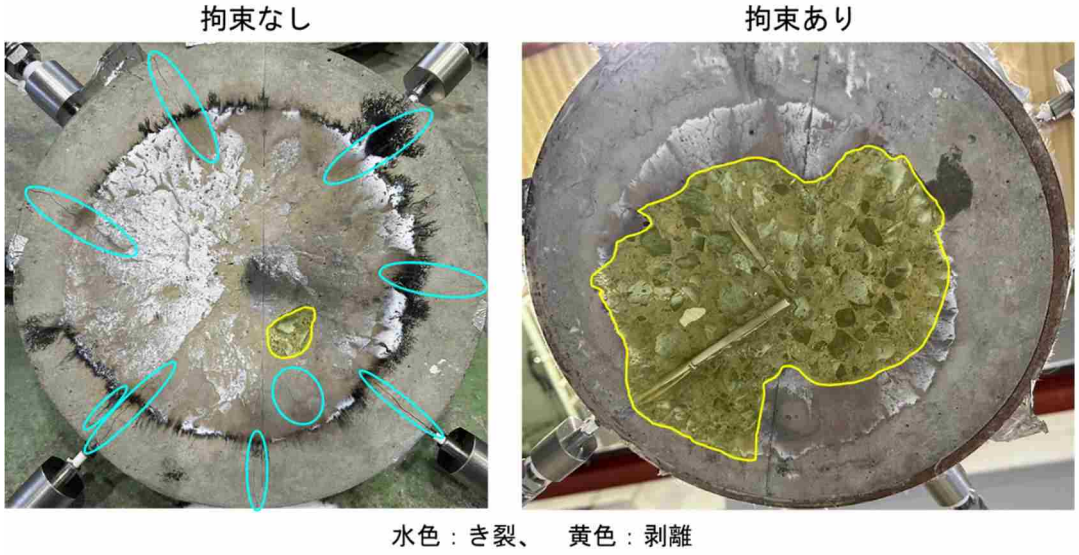
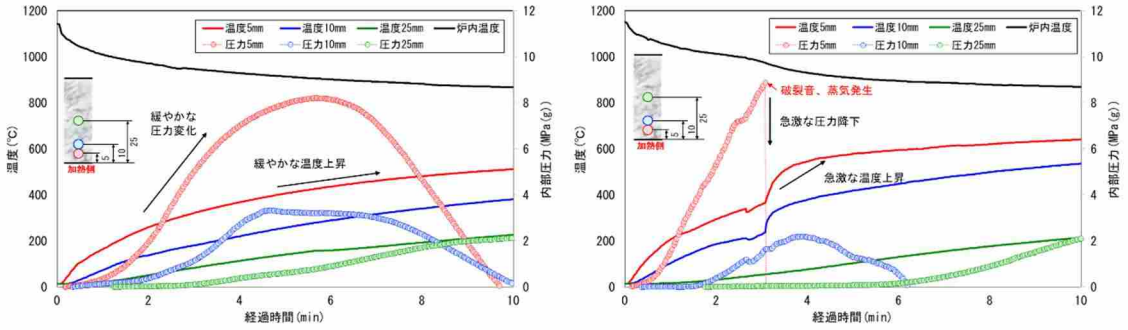


図６　実験結果（供試体加熱面の外観）

図７に実験で取得した供試体内部の温度・圧力の時間変化を示す[6]。図中の実線は温度、シンボル付きは圧力の時間変化を示しており、グラフの色は各位置におけるデータを示している。拘束なしの供試体ではいずれの位置においても温度が緩やかに上昇し、圧力も緩やかに上昇・下降している。一方、拘束ありの供試体では、試験開始後約３分に破裂音及び蒸気の発生が見られたが、この時刻に急激に圧力が低下し温度が上昇する様子が確認された。

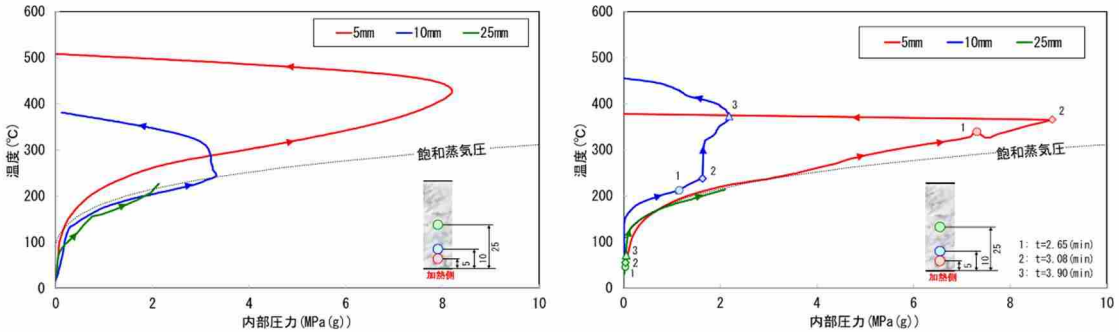
図８に温度・圧力の相関を示す[6]。図中には飽和蒸気圧曲線も併せて示す。拘束なしの供試体ではいずれの位置においても温度が緩やかに上昇し、圧力も緩やかに上昇・下降している。一方、拘束ありの供試体では、飽和蒸気圧曲線に沿って変化していたものの、急激に圧力が低下し温度が上昇する様子が確認された。

以上の結果から、インナースカートを模擬した拘束リングのあり／なしによってコンクリートの損傷のメカニズムが異なる様相が確認された。



拘束なし　　拘束あり

図７　加熱実験における温度・内部圧力の時間変化[6]



拘束なし　　拘束あり

図８　温度と内部圧力の相関[6]

４．まとめ

１号機ペデスタルのコンクリート損傷が確認されたことを受けて、高温環境におけるコンクリートの爆裂に着目したコンクリート損傷に関する研究を立案し、群馬大学においてコンクリートを高温環境に曝露する実験を実施した。ペデスタル部のインナースカートによる拘束を想定した実験では、コンクリートに爆裂の様相が現れることを確認した。今後は、供試体の形状や組成を変えて実験を計画するとともに分析を進め、１号機のコンクリート消失挙動の解明に資する知見を取得する。

参考資料

[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３９回）　資料１（技術研究組合　国際廃炉研究開発機構、東京電力ホールディングス株式会社）、令和５年９月１２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３２回）　資料１－２（大阪大学大学院）、令和４年１０月３１日

[3] F. Dehn et al., “Brand- und Abplatzverhalten von Faserbeton in Straßentunneln”, Berichte der Bundesanstalt für Straßenwesen, Brücken- und Ingenieurbau Heft B 73 (2010)

[4] 森田、「コンクリートの爆裂とその防止対策」、コンクリート工学、45(9)、pp87-91 (2007)

[5] 谷部、小澤ら、「拘束リング試験法を適用した爆裂評価手法のリング標準化に関する実験的研究」、コンクリート工学年次論文集，35(1)、pp.1135-1140 (2013)

[6] 国立大学法人群馬大学、「令和 5 年度原子力規制庁委託成果報告書　高温環境におけるコンクリート損傷に係る調査」、公開準備中

（別添２－３－１）

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

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」　　大石　佑治、ソミュロー　クリス健

１．背景及び目的

大阪大学では、東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析を目的として「1F-2050」チームを設立し、継続的な検討を行っている。同チームでは、1 号機原子炉格納容器（PCV）内部の損傷状況や構造物の変化に関する調査を行っており、近年の調査では、ペデスタル外周部に形成された棚状の堆積構造に着目した検討を進めている。

1 号機の PCV 内部調査において、ペデスタル外周部に棚状の堆積構造が形成されていることが確認された。これらの構造は多孔質であることが観察されており、その外観上の特徴から、火山活動において減圧により発泡して形成される軽石と類似しているとの指摘がある。実際に、図 1 に示すように、1 号機で確認された棚状堆積物の断面[1]と軽石の表面を比較すると、両者の構造や質感は非常によく似ていることが分かる。

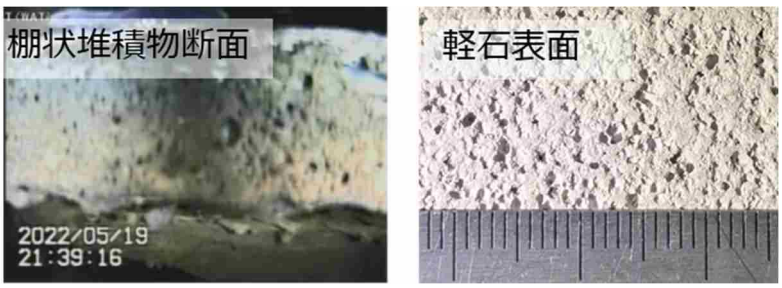


図１　棚状堆積物断面と軽石の表面の比較

軽石は、溶融した岩石であるマグマが発泡して形成される。マグマには高圧下で水分（主に水蒸気）が溶け込んでおり、減圧によりその水分が気化・膨張して気泡を形成することで、マグマが発泡し多孔質な構造となる。

これまでに実施された調査結果から、当該棚状堆積構造は、炉心溶融物の落下時に周囲の雰囲気や温度・圧力条件の影響を受けて形成された可能性があると考えら

れるが、その詳細な形成メカニズムは依然として明らかではない。ただし、その多孔質性や外観が軽石に類似していることから、同様の発泡メカニズムが関与している可能性があると考えられる。

一方で、火山における軽石の生成には、数百気圧以上の高圧状態からの急激な減圧が関与しているのに対し、原子炉内で想定される水蒸気圧は数気圧程度にとどまると考えられる。このように、水蒸気圧という点では大きく異なる条件であるが、高温かつ加圧雰囲気下という意味では類似しているため、数気圧程度の水蒸気圧下でも同様の発泡現象が生じ得るかを実際に確認する必要があった。

そこで本報告では、上記の観点から模擬試験を実施し、数気圧の水蒸気雰囲気下で加熱・減圧を行うことにより、岩石が発泡するか否かを検証した。ペデスタルはコンクリート製であり、コンクリート中には骨材として岩石が含まれていることから、岩石を対象とした試験を通じて、棚状堆積構造の成因に関する知見の獲得を図るものである。

２．調査の概要

本試験では、棚状堆積構造の形成メカニズムを模擬するため、福島県内で採取した岩石試料を用いて、加圧水蒸気雰囲気下での加熱およびその後の減圧・再加熱による発泡挙動の有無を確認した。

図 2 に福島県内で採取した岩石の外観を示す。本試験に用いた試料は、事前に走査型電子顕微鏡（SEM）およびエネルギー分散型 X 線分光法（EDX）により組成分析を実施した結果、安山岩に類するものであると判断された。組成分析結果を表 1 に示す。得られた岩石を粉砕し、おおよそ 4 mm 程度のサイズに調整した石片を実験に供した。



図２　福島県で採取した岩石

表１　組成分析結果

元素	原子数%	質量%*
Si	63.5	62.6
Al	20.6	20.0
Na	6.1	5.1
Ca	4.4	6.6
Fe	3.2	2.6
Mg	1.5	1.8
K	0.7	1.2

試験には、図３に示すレーザー加熱装置を用いた。加熱は密閉型のチャンバー内で実施され、チャンバー内部には試料の周囲を囲むように水を配置した。チャンバー全体はヒーターにより約 150℃まで加熱され、飽和水蒸気圧 5 気圧に相当する水蒸気雰囲気が維持された。図４に示すチャンバーの概略図に示すように、加熱されたチャンバーの上部からレーザーを照射し、試料表面を 1600℃まで局所加熱したのち、大気圧相当に減圧して 1200℃まで再加熱するという手順で試験を実施した。加熱・減圧操作の過程は、視認性を確保するため光学カメラで記録するとともに、試料温度は二色放射温度計により測定された。

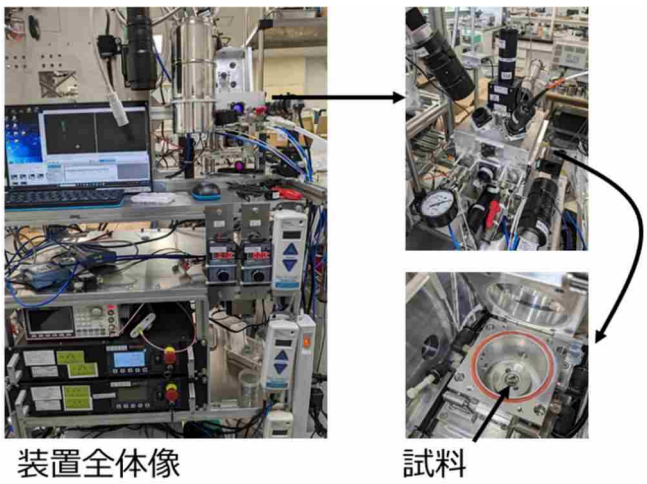


図３　レーザー加熱装置の写真

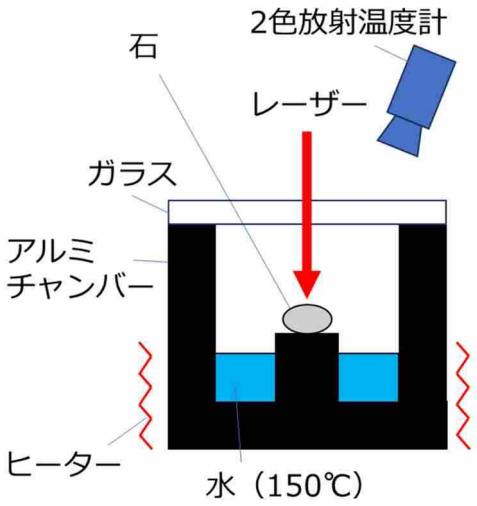


図４　チャンバーの概略図

なお、比較検討の一環として、水蒸気の代わりに CO_2 雰囲気下での試験や、大気中のみでの加熱も併せて実施し、発泡挙動に及ぼす雰囲気の影響についても評価を行った。

３．模擬試験の結果

図 5 に示すように、飽和水蒸気圧 5 気圧に相当する水温約 150℃の雰囲気下で岩石試料を 1600℃までレーザー加熱し、その後、大気圧相当に減圧して 1200℃まで再加熱したところ、試料表面に発泡が生じる様子が光学カメラにより観察された。発泡は加熱中に試料の形状が変化する様子として視認され、体積が膨張するような挙動が確認された。

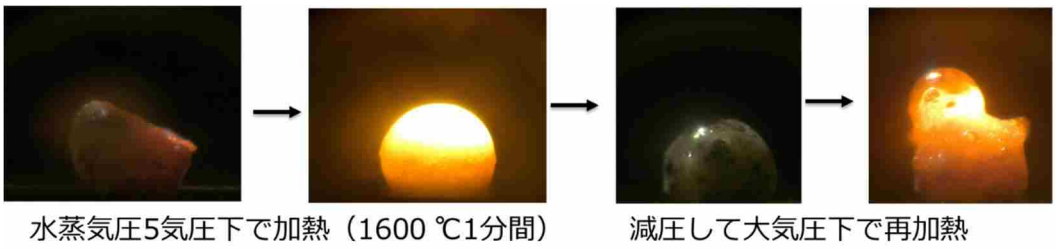


図５　発泡の様子

発泡した岩石試料は樹脂に埋め込んで断面を作製し、光学顕微鏡および走査型電子顕微鏡（SEM）により観察を行った。図 6 に示すように、試料内部には多数の気泡が形成されており、気泡径は数十 μm から数百 μm 程度に分布していた[2]。発泡部は多孔質な構造を呈しており、その外観は 1 号機で確認された棚状堆積構造の特徴と定性的に類似していた。

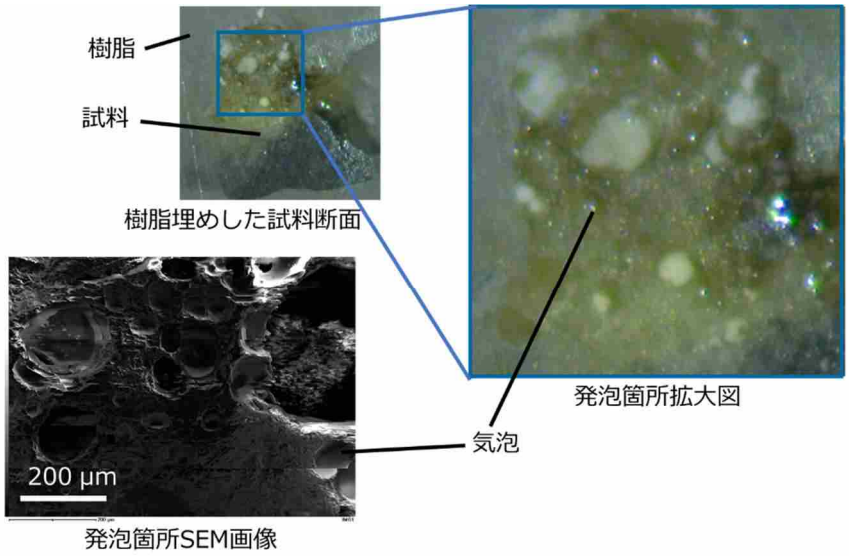


図６　発泡箇所断面の写真と SEM 観察画像[2]

比較試験として、大気中での加熱[2]（図 7）および CO_2 加圧雰囲気下での加熱（図 8）を同様の温度条件で実施したが、いずれの条件においても発泡は確認されなかった。このことから、発泡現象の発現には、数気圧の水蒸気圧からの減圧が必要であることが示唆された。

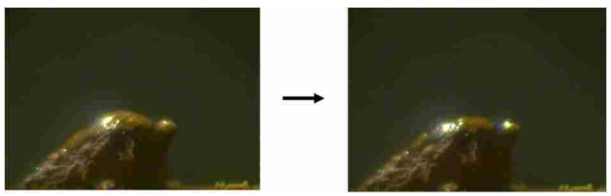


図７　大気中 1600℃1 分間加熱後に大気圧下 1200℃で再加熱[2]

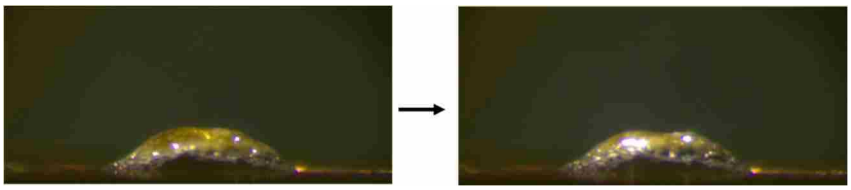


図８　$CO_2$4 気圧下 1600℃1 分間加熱後に大気圧下 1200℃で再加熱

さらに、文献[3]に基づき、100～3000 気圧・1200℃の実験値から得られた玄武岩における圧力と水の溶解度の関係式を用いて、今回の試験条件である 5 気圧における水の溶解度を推定したところ、0.12 wt%と計算された。玄武岩の密度を 2.7 g/cm^3、水の密度を 1 g/cm^3、水蒸気の体積が液体水の約 1700 倍であることを踏まえると、0.12 wt%の水は玄武岩の体積の約 4 倍に相当する水蒸気を生成可能であり、これは発泡を引き起こすには十分な量と考えられる。

また、文献[4]によれば、SiO_2含有量が 77～50 wt%の範囲であっても、水の溶解度には大きな変化がないとされていることから、今回試験に用いた安山岩においても、玄武岩と同程度の水分が高圧水蒸気下で溶解していた可能性がある。

４．まとめ

本報告では、福島第一原子力発電所 1 号機ペデスタル外周部に確認された棚状堆積構造の形成メカニズムの一端を明らかにすることを目的として、岩石を用いた模擬試験を実施した。

試験の結果、飽和水蒸気圧 5 気圧下で 1600℃まで加熱し、その後、大気圧相当に減圧して 1200℃で再加熱した条件において、試料表面および内部に発泡が生じることが確認された。発泡によって形成された多孔質構造は、1 号機で観察された棚状堆積構造の外観と定性的に類似しており、数気圧の水蒸気圧からの減圧によって発泡が生じる可能性が示された。

また、同様の温度条件下であっても、大気中およびCO_2加圧雰囲気下では発泡が生じなかったことから、発泡現象の発現には水蒸気の存在と、数気圧からの減圧という条件が重要であることが明らかとなった。

さらに、既存文献に基づく高圧条件（100 気圧以上）の実験値から導かれた経験式を用いて、5 気圧における水の溶解度を外挿的に推定した結果、発泡に寄与しうる水蒸気量が得られる可能性が示された。このことから、火山における軽石生成とは圧力スケールが大きく異なるものの、数気圧レベルにおいても類似した発泡メカニズムが成立し得ることが示唆された。

今後は、岩石の組成や粒径、含水量、加熱速度などの影響を系統的に調査するこ

とで、発泡現象の成立条件や、1 号機における棚状堆積構造の成因に関する理解のさらなる深化が期待される。

参考資料

１．東京電力福島第一原子力発電所の事故の分析に係る検討会（第３０回会合）資料１－１／補足説明資料１

２．大阪大学大学院工学研究科　環境エネルギー工学専攻　エネルギー量子工学コース　2024 年度博士前期課程中間発表会資料

３．Lesne, P., Scaillet, B., Pichavant, M. et al. The H_2O solubility of alkali basaltic melts: an experimental study. Contrib Mineral Petrol 162, 133–151 (2011). https://doi.org/10.1007/s00410-010-0588-x

４．Xianzhe Duan, A general model for predicting the solubility behavior of H2O–CO2 fluids in silicate melts over a wide range of pressure, temperature and compositions, Geochimica et Cosmochimica Acta, 125, 582-609 (2014). https://doi.org/10.1016/j.gca.2013.10.018.

（別添２－３－２）

多孔質な棚状堆積物の形成に係る考察

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　三澤丈治

１．背景及び目的

東京電力及び IRID が実施した１号機原子炉格納容器内部調査において、原子炉格納容器下部ペデスタル外周部に棚状堆積物が形成されていることが、確認された。

また、大阪大学において、福島県内で採取した安山岩を対象とした加熱試験により、１号機原子炉格納容器内のようにマグマ溜まりと比べて低圧な条件（0.1～0.8MPa 程度）においても、溶融した安山岩が減圧により発泡することが示された。

調査チームでは、１号機ペデスタルの棚状堆積物が、安山岩と同様に二酸化ケイ素（SiO_2）を主成分とするコンクリートの溶融物であると仮定し、低圧な条件においても減圧によりコンクリート溶融物が発泡する可能性が高いとの考えのもと検討を行った。

中間取りまとめ（2023 年版）及び中間取りまとめ（2024 年版）においては、棚状堆積物の形成も含めたペデスタルコンクリート損傷事象を説明するためのモデルとして、コンクリートの高温での溶融モデル（以下「高温モデル」という。）、コンクリートの水への溶解モデル及びガスによる溶融炉心の膨張モデル（以下「ガス膨張モデル」という。）を提示した。

本資料では、棚状堆積物の生成プロセスが上記モデルのうち高温モデルとガス膨張モデルに沿っていると仮定した場合、溶融したコンクリートにおける水の溶解度が減圧により減少したことが、棚状堆積物が多孔質な断面を有する原因である可能性について検討した結果を示す。

２．高温モデルにおける棚状堆積物の形成

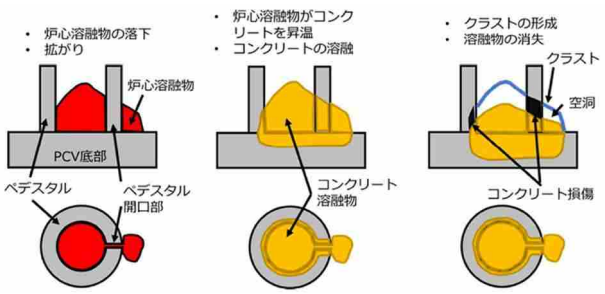


図１　高温モデルの概要[1]

図１に高温モデルの概要を示す。高温モデルにおいては、炉心溶融物と原子炉格納容器底部のコンクリートとの間で「炉心溶融物-コンクリート反応（以下「MCCI」という。）」が発生し、コンクリート溶融物ができることを想定している。

高温モデルにおいて棚状堆積物が形成される過程としては、以下が想定される。

① コンクリート溶融物が棚上堆積物の高さまで到達。

② コンクリート溶融物の内部で発生するガスにより多孔質を形成するとともに、表面が固まりクラストを形成。

既往研究では、MCCI が発生することにより、水や CO_2 が多量に発生することが知られている。上記過程において、コンクリート溶融物内部で発生し棚状堆積物が多孔質となる要因になるガスの候補としては、MCCI により発生する水や CO_2 のほか、原子炉格納容器内の減圧によりコンクリート溶融物中の水の溶解度が減少することにより発生する水蒸気が挙げられる。

この場合、原子炉格納容器内の減圧によるコンクリート溶融物中の水の溶解度の減少により発生する水蒸気がなかったとしても、コンクリート溶融物は MCCI により発生するガスにより、多孔質を形成することが可能ではないかと考えられる。

３．ガス膨張モデル

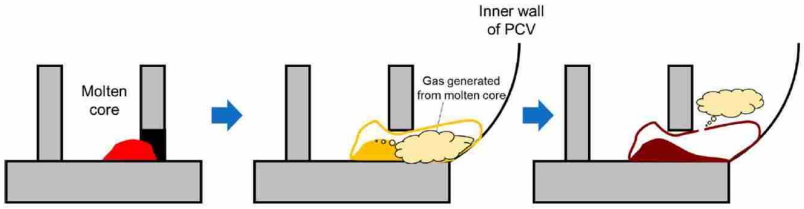


図２　ガス膨張モデルの概要[1]

図２にガス膨張モデルの概要を示す。ガス膨張モデルにおいて棚状堆積物が形成される過程としては、以下が想定される。

① コンクリート溶融物の上部にコンクリートから分離したシリコン等を含む成分が集まり、膜を形成。

② コンクリート溶融物から発生するガスにより膜が膨張。

③ 膨張した後に、膜が冷えて固まる。

ガス膨張モデルにおいても、炉心溶融物と原子炉格納容器底部のコンクリートとの間で MCCI が発生し、コンクリート溶融物ができることを想定しているが、上記①において MCCI により発生するガス等により膜の中に泡ができるとした場合、上記②にて、膜の中に泡を有した状態で膜が膨張することとなり、うまく膨張できずに膜が壊れる可能性が考えられ、MCCI により発生するガスは膜の中に含まれな

い又は含まれるとしても少量に留まると考えることにより、上記②にて膜が壊れずに膨張できる可能性が考えられる。その場合、上記③にて膨張後に膜の中にガスが発生して多孔質を形成することになるが、そのガスの候補としては、原子炉格納容器内の減圧による膜の中の水の溶解度の減少により発生する水蒸気である可能性があると推察した。

事故当時、1 号機原子炉格納容器内で急速な減圧が起きたタイミングとしては、図 3 に示すように、2011 年 3 月 12 日 14 時頃から 15 時頃にかけて実施された 1 号機ベントによる原子炉格納容器内雰囲気圧力の 7.5 気圧から 5.5 気圧への減圧が可能性として挙げられる。

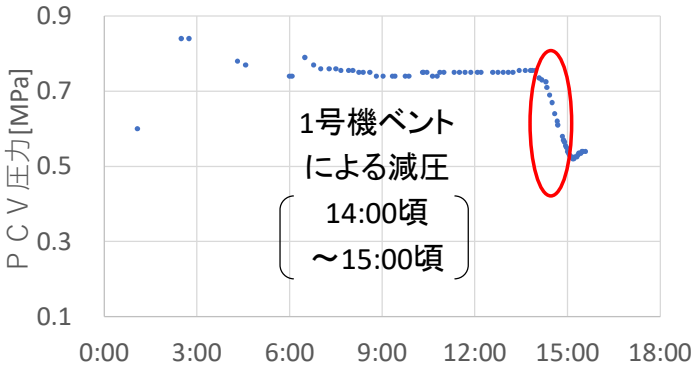


図３　2011 年 3 月 12 日における 1 号機原子炉格納容器圧力計測値[2]

この 1 号機ベントに伴う原子炉格納容器内雰囲気圧力の減圧により、膨張した膜が比較的短い時間で最も発泡することにより、膜の中に多孔質な断面を形成した可能性があると推察した。

比較的短い時間とはいえ、ベントによる減圧は 1 時間程度要したことから、コンクリート溶融物に生じた気泡が抜けることなく固まったとすれば、コンクリート溶融物が高い粘性を有していた可能性もあると考えられる。また、コンクリート溶融物が高い粘性を有すれば、膜が壊れずに膨張することが考えられる。

４．まとめ

大阪大学で実施された安山岩を対象とした加熱試験結果を踏まえ、1 号機ペデスタルの棚状堆積物が、安山岩と同様に二酸化ケイ素（SiO_2）を主成分とするコンクリートの溶融物であると仮定し、その場合には、1 号機原子炉格納容器内のような低圧条件における減圧により発泡する可能性が高いとの考えのもと、高温モデルとガス膨張モデルに沿って、溶融したコンクリート中の水の溶解度が減圧により減少したことが、棚状堆積物が多孔質な断面を有する原因である可能性について検討を

行い、以下の通り考察をまとめた。

- 棚状堆積物の生成プロセスが高温モデルに沿っていると仮定した場合、溶融コンクリート内の水の溶解度の減圧による減少により発生する水蒸気がなかったとしても、MCCI により発生するガスにより、多孔質な棚状堆積物を形成することが可能と考えられる。
- 棚状堆積物の生成プロセスがガス膨張モデルに沿っていると仮定した場合、コンクリート溶融物の上部に形成された膜が壊れずに膨張するためには、膨張後に膜の中に泡が発生する必要があり、その際に、膜の中に発生するガスとして、減圧による膜の中の水の溶解度の減少により発生する水蒸気である可能性が考えられる。また、減圧による膜内の水の溶解度の減少により水蒸気が膜の中に発生するタイミングとしては、2011 年 3 月 12 日 14 時頃から 15 時頃の 1 号機ベントに伴う原子炉格納容器内雰囲気の減圧である可能性が考えられる。

参考資料

１．東京電力福島第一原子力発電所の事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（２０２３年版）別添４－３

２．東京電力ホールディングス株式会社ホームページ「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 8. プラント関連パラメータ［2013 年 7 月 17 日訂正］数表データ」（https://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/f1_8_Parameter_data_20110717.pdf）を原子力規制庁にてグラフ化

（別添３－１）

３号機原子炉建屋内水素分布に係る CIGMA 実験

日本原子力研究開発機構
原子力安全・防災研究所　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、安部　諭

１．背景及び目的

福島第一原子力発電所 3 号機に関する現地調査においては、水素爆発が二段階で発生した可能性が示唆されている[1]。第 34 回事故分析検討会においては、株式会社テプコシステムズ（以下、TEPSYS）が汎用熱水力解析コード「GOTHIC」を用いて実施した解析により、格納容器上部のシールドプラグを介して、水素を含む混合気体が 5 階のオペレーティングフロアに漏洩し、その後、4 階へ水素が移行・蓄積した可能性が指摘されている[2]。また、4 階においては水蒸気凝縮が水素濃度の上昇を引き起こし、可燃性の雰囲気が形成されていたことが、シャピロ線図の時間変化から示されている[3]。さらに、特筆すべきこととして、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。本知見を参考に、日本原子力研究開発機構（以下、JAEA）では、CIGMA（Containment InteGral Measurment Appratus）を用いて、蒸気凝縮を伴う体系における水素（ヘリウムを代替気体として使用）を含む混合ガスの輸送挙動に関する実験を実施した。その結果、TEPSYS の GOTHIC 解析で得られた結果と同様に、原子炉格納容器から蒸気及びヘリウム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ヘリウムのガス分率が上昇し、可燃性雰囲気が形成されることが実験的にも示された[4, 5]。しかしながら、上記実験では CIGMA 装置の外面冷却機能を使い、壁面温度を一定値に制御していた。そのため、中間取りまとめ（2024 年版）では、オペフロへの混合気放出の初期段階では、壁面温度等は常温付近であったと推定されるため、壁面の温度変化を考慮した、より現実的な条件での検討を残存課題として挙げている。そこで JAEA では、引き続き CIGMA 装置を用いて、当残存課題に係る実験を実施した。

２．CIGMA 装置

CIGMA 装置は、福島第一原子力発電所事故を契機として、過酷事故時の格納容器内熱流動現象の解明を目的に整備された実験装置である。試験容器は、全高 11 m、内径 2.5 m の構造を有し、円筒部、上下ドーム部、底部サンプを含む構成となっており、内部自由体積は約 48 m^3である（図 1 参照）。高温ガス注入試験を実施するため、本装置には電気ヒーターユニットが装備されており、最大 700 °C までのガス加熱が可能である。また、本装置の主要な特徴として、外面冷却システムが導入されており、これは上

部プール部、中部ジャケット部、下部ジャケット部の 3 領域に分割されている。中間取りまとめ（2024 年版）で掲載された CIGMA 実験では、この外面冷却システムを用いて壁面温度を一定値に設定した。さらに、試験容器内に一部に穴をあけた隔壁を設置することで、原子炉建屋の階層構造を模擬した。

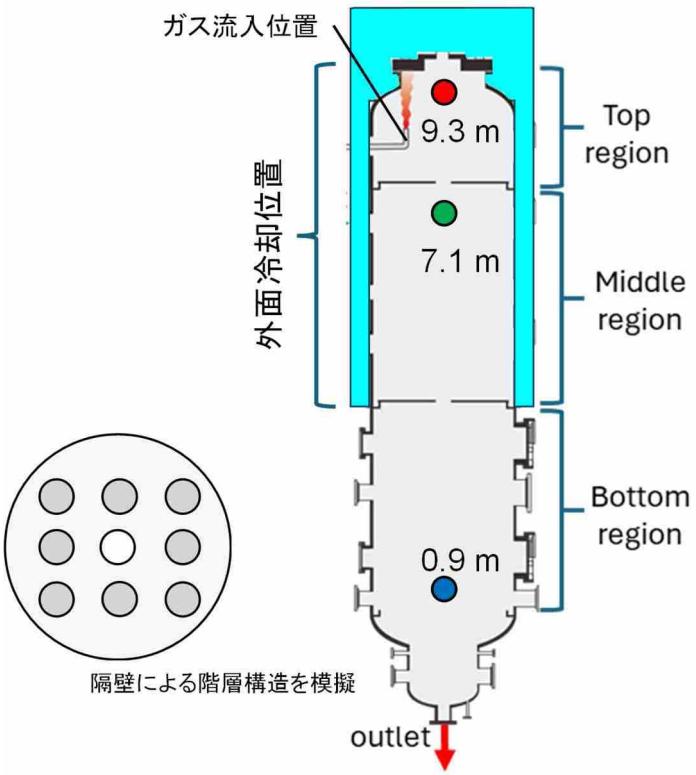


図 1　CIGMA による水蒸気凝縮駆動ヘリウム移行実験の概要

3．実験条件

2024 年中間とりまとめでも述べたように、福島第一原子力発電所 3 号機において水素爆発に至るまでの約 19 時間の間に、格納容器から原子炉建屋のオペレーティングフロアへ流出した気体の体積流量は、建屋空間の体積に比して極めて小さいことが確認されている。一方、CIGMA 装置における流量制御系には、水蒸気 4 g/s およびヘリウム 0.2 g/s が下限値という制約ある。このため、CIGMA 実験における気体の体積流量は、実機スケーリングに対して約 30 倍となり、実際の事故条件を加速した試験といえる。一方、水蒸気およびヘリウムの流量比は、文献[2]において示された水蒸気と水素の流量比に倣って設定した。その結果、CIGMA 実験における一方、供給気体のエンタルピー換算では、注入温度を実機解析よりも低く設定することで、エンタルピー比はおおよそ 1:6 程度に抑えた。表 1 に、各試験条件を整理して示す。すべての実験で、混合ガス流入位置はオペレーティングフロアへの気体流入を模擬するために図 1 に示すように容

器上部に設置した。また、原子炉建屋の階層構造を模擬するために、2 枚の隔壁を設置し、中心部には直径 250 mm の開口部を設けた。

基準試験（ベースケース）として位置づけた CC-SJ-01 試験（2024 年中間とりまとめに掲載済み）では、容器内初期条件を大気圧の空気とし、流入気体は蒸気 35 g/s およびヘリウム 0.3 g/s と設定した。容器壁面温度については、50 °C の外面冷却水を流すことで一定値を維持した。これに対し、CC-SJ-08 および CC-SJ-08b 試験では、外面冷却機能による積極的な壁温度保持を行わず、構造体温度が高温ガス供給により変化する状況を再現した。これは、実際の事故時における構造体温度変化の影響を評価することを目的としたものである。なお、CC-SJ-08 と CC-SJ-08b の主な違いは、夏季と冬季に実験を実施したことで、初期温度である。さらに、CC-SJ-09 試験では、初期温度 20 °C の冷却水を外面に蓄えた状態で運用を行った。この目的は、構造体の熱容量を CC-SJ-08 系試験よりも大きくし、その影響を把握することにある。

表 1　CIGMA 実験条件[1]

	CC-SJ-01（2023 年度実施）	CC-SJ-08	CC-SJ-08b	CC-SJ-09
初期圧力（MPa）	0.1			
バルクヘッドの開口率	1:100			
容器内初期温度 （℃）	50	30	10	20
ガス流入位置	容器上部			
流入ガス温度 （℃）	120			
入口流量比（蒸気：H2）	99:1			
蒸気質量流量（g/s）	35			
ヘリウム質量流量（g/s）	0.3			
注入時間 (s)	~10,000			
プール上限温度 （℃）	50	Time-dependent	Time-dependent	Time-dependent
外面冷却水の使用有無	○	×	×	○（Stagnant）

1 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 50 回会合資料 1-2 [6]では、便宜上 Case1~4 と表現していたが、本報告では CIGMA 実験成果の統一性の観点から、実験 ID（CC-SJ-01、CC-SJ-08、CC-SJ-08b、及び CC-SJ-09）を用いる。

ジャケット中間温度（℃）	50	Time-dependent	Time-dependent	Time-dependent
外面冷却水の使用有無	○	×	×	○（Stagnant）
ジャケット温度を下げる（℃）	50	Time-dependent	Time-dependent	Time-dependent
外面冷却水の使用有無	○	×	×	○（Stagnant）
	ベースケース	夏季実施	冬季実施	熱容量効果に着目

４．結果

図 2 に、各階層および各試験ケースにおける空気、蒸気、ヘリウムの濃度の時間変化を、シャピロ線図を用いて示す。これらの結果から、全ての試験条件において、気体放出点から離れた Middle region において、空気及びヘリウム濃度の高い雰囲気が形成されていることが確認された。また、燃焼および爆轟が可能となるガス組成の維持時間についても、全ての試験条件において、Middle region の方が放出点近傍の Top region に比べて長い傾向にあることが明らかとなった。さらに、Middle region における時間変化の特性に着目すると、壁面温度を保持した CC-SJ-01 試験では、ガス組成の時間変化がほぼ直線的に推移しているのに対し、壁面温度が変動する条件下（CC-SJ-08(b)および 09 試験）では、シャピロ線図上において急激な変曲点が認められる。この変曲は、例えば CC-SJ-08b 試験では約 3,500 秒経過時点において顕著に観察されており、壁面温度の変化がガス組成の推移に与える影響が示唆された。

次に、シャピロ線図に示されるガス組成の時間変化と、蒸気凝縮現象との関係について考察する（図 3）。壁面温度を一定（50 °C）に制御した CC-SJ-01 試験においては、Case0 条件下で、Top region および Middle region においてほぼ一定の凝縮率が維持されていることが確認された。一方、壁面温度制御を行わなかった他の試験ケースにおいては、Top region における蒸気凝縮率が時間経過とともに減少する傾向が認められた。例えば、CC-SJ-08b 試験においては、シャピロ線図上における変曲点が現れる約 3,500 秒付近で、Top region における蒸気凝縮率の低下が観察され、同時に、Middle region においては、この時間帯から蒸気凝縮の開始が確認されている。これらの結果は、蒸気を含む混合気体が Top region から Middle region へ移行したことを示唆している。

さらに、各領域におけるシャピロ線図に示されるガス組成の時間変化と、流体温度および内壁温度との関係について、CC-SJ-08b の結果を用いて議論する（図 4 参照）。Top region におけるガス濃度変化の特徴として、およそ 2000 秒付近からシャピロ線図上に

蛇行（変動）が現れ始めた。この時点では、流体温度と内壁温度との差が縮小しつつあり、温度差に基づく熱移動が減少している状況であった。さらに時間が経過し、流体温度と内壁温度がほぼ一致した段階では、ガス組成の変化が停止し、シャピロ線図上では蒸気濃度の高止まり状態（停滞）が生じることが確認された。一方、Middle region においては、蒸気を含む混合ガスの流入直後から急激な温度上昇が発生しており、これは高温蒸気の供給によるものである。さらに時間が経過すると、top region と同様にガス温度と壁面温度がほぼ一致し蒸気濃度の高止まり状態に移行する。

外部冷却水を溜めた条件で実施した CC-SJ-09 においても、Middle region における蒸気凝縮の開始とともに、シャピロ線図上に明確な変曲点が出現した。また、実験終盤に Top region で蒸気濃度の高止まりが観察された。これらは、CC-SJ-08（および 08b）と共通する傾向であった。一方、CC-SJ-09 では全体として過渡変化がより緩やかであり、これは外部冷却水によって試験体の熱容量が増加したことに起因するものと考えられる。本結果は、構造体が有する熱容量が熱・物質輸送挙動に及ぼす影響の大きさを示唆するものであり、実機の原子炉建屋において各種機器・構造物が多数存在することを踏まえると、その影響を的確に捉えることの重要といえる。

本実験シリーズで得られた知見は、原子炉建屋下層で燃焼可能雰囲気の形成及びその維持時間を、数値解析等で見積もる際に重要であると言える。

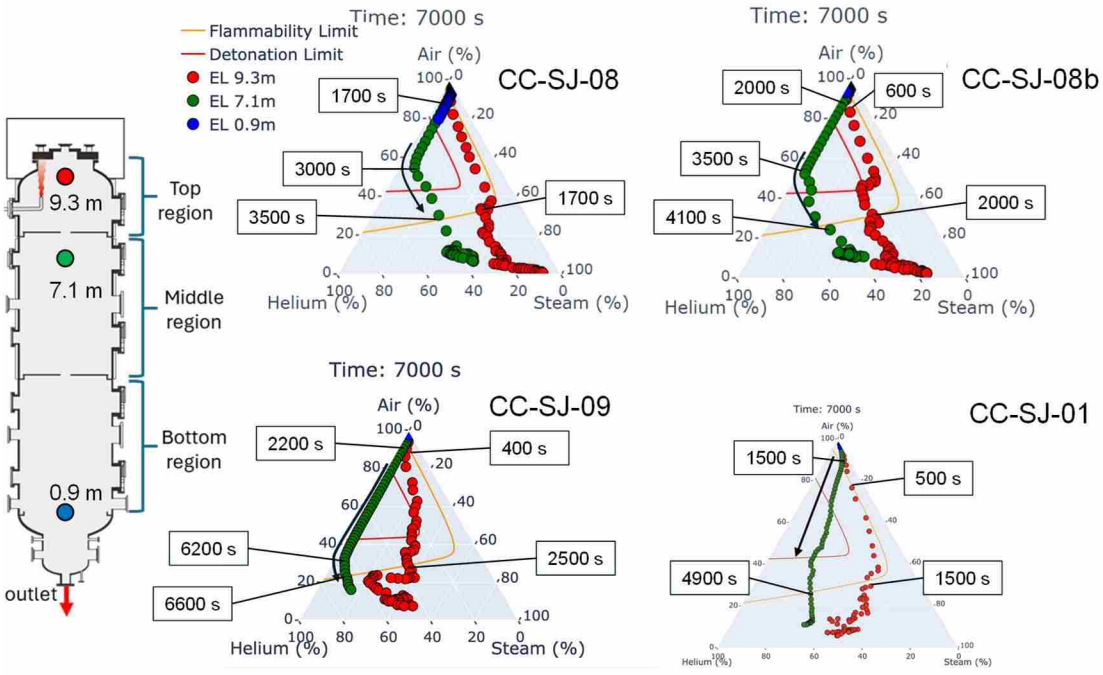


図２　各実験条件の各階層におけるシャピロ線図上のガス濃度時間変化

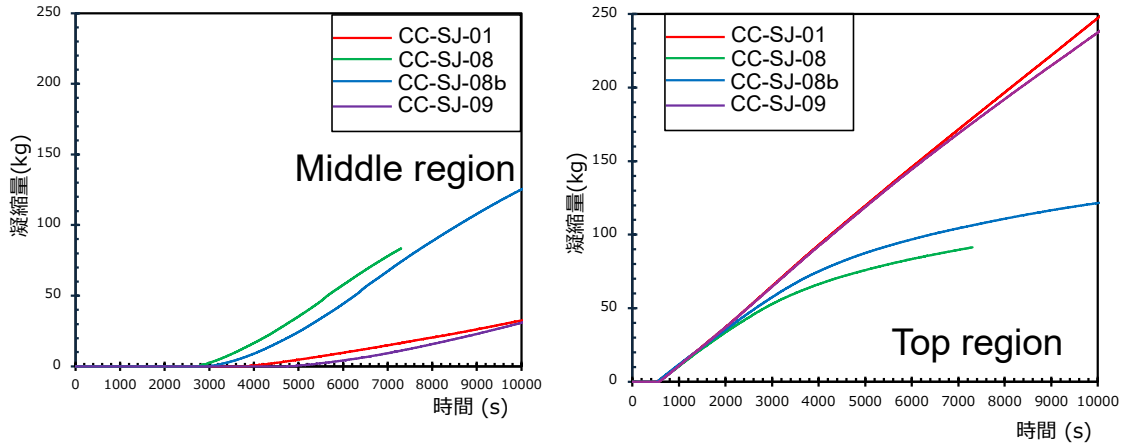


図３　各実験条件での各階層での蒸気凝縮量の時間変化

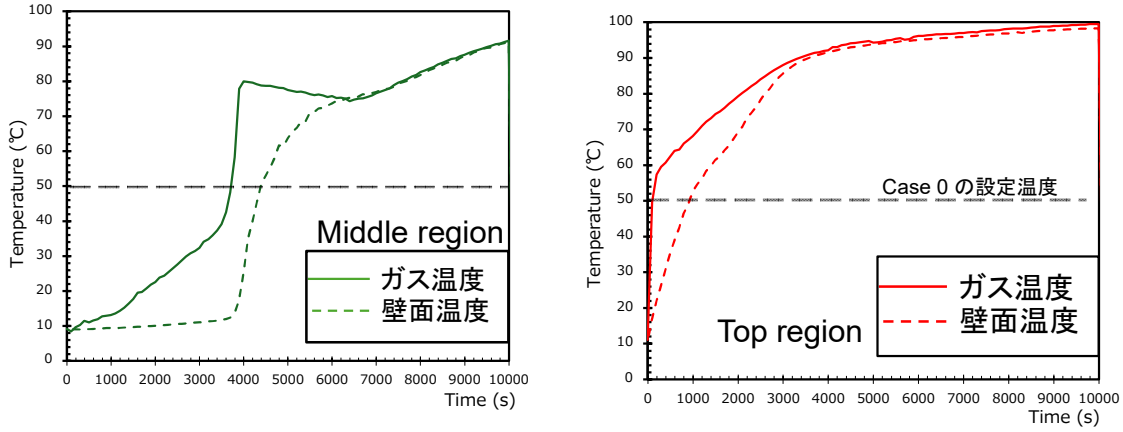


図４　CC-SJ-08b での各階層でガス及び壁面温度の時間変化

５．まとめ

これまで、多段階爆発仮説、TEPCO および TEPSYS による GOTHIC 解析、ならびに JAEA の CIGMA 装置を用いた実験により、格納容器から建屋へのガス放出に伴う水素挙動に関する知見が蓄積されてきた。本年度は、中間取りまとめ（2024 年版）において整理された「残存課題」への対応として、CIGMA 実験を継続実施した。具体的には、昨年度の CC-SJ-01 を基準とし、初期温度を常温（30 ℃および 10 ℃）とする外面冷却なし条件（CC-SJ-08 及び 08b）、および外面冷却水（初期 20 ℃）を溜めた条件（CC-SJ-09）で実験を行い、各条件下でのガス挙動を詳細に評価した。

その結果、すべての条件において、放出点近傍よりも離れた領域で空気及び水素濃度の高い雰囲気が形成され、燃焼可能なガス組成の維持時間も長いことが確認された。この傾向は、既往の解析結果および実験結果と一致し、広範な条件下で生じうる現象であることが示唆された。

また、各階層におけるガス組成変化をシャピロ線図で分析した結果、燃焼可能雰囲気の形成は、蒸気凝縮及びそれに伴う熱伝達が主要な支配要因であることが明らかとなった。加えて、外部冷却水によって試験体の熱容量が増加した条件（CC-SJ-09）では、時間変化が緩やかとなる傾向が確認され、実機建屋における構造体の熱容量を考慮する重要性が示唆された。これらの知見は、今後の原子炉建屋内における水素挙動評価において、数値解析を適用する際の基礎データとして有用であるとともに、建屋内における水素対策のさらなる改善にも資するものと考えられる。

これまでの取組においては、主に 3 号機に見られた「建屋下層階における燃焼雰囲気の形成」を念頭に、実験条件の設定および検討を行ってきた。今後は、より広範な知見の獲得を目的とし、例えば 1 号機および 4 号機における事故進展を踏まえた実験条件の検討と実施が肝要であると考える。

参考資料

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. https://www.nra.go.jp/data/000414333.pdf

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

4．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（2024 年版），2024 年 6 月.

5．Ari Hamdani, Shu Soma, Satoshi Abe, Yasuteru Sibamoto, Non-condensable gas accumulation and distribution due to condensation in the CIGMA facility: Implications for Fukushima Daiichi Unit 3 (1F3), Progress in Nuclear Energy, Volume 185, 2025, 105771, ISSN 0149-1970, https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2025.105771.

6．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 50 回会合,資料 1-2. https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100009056?contents=NRA100009056-002-003#pdf=NRA100009056-002-003

（別添３－２）

水素等燃焼試験

国立大学法人 長岡技術科学大学
システム安全系　門脇 敏
国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
原子力安全・防災研究所 安全研究センター　安部 諭
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　三澤 丈治

１．背景及び目的

東京電力福島第一原子力発電所の事故等を踏まえた重大事故時の対策及び安全評価手法の高度化に資する技術的知見を取得することは、喫緊の課題である。中間取りまとめ（2021 年版）[1]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、爆発によりゲージ圧で 300~500 kPa 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。中間取りまとめ（2023 年版）[2]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。そして、可燃性有機ガスの付加は容器内の圧力を増大させる効果を有することが、中間取りまとめ（2024 年版）[3]で報告されている。

ここでは、福島第一原子力発電所１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、ガス組成（水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気）の影響を把握することを目的に、各種ガス濃度及び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。デフラグレーション（爆燃）時の火炎挙動や容器内圧力変化を把握し、可燃性有機ガスと不活性ガスが水素爆発に及ぼす影響を調査した。そして、爆発現象に関する技術的知見を取得した。なお、得られた成果の主要な内容は、第 50 回事故分析検討会[4]において報告したものである。

---

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 （２０２１年版）
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）
3 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）
4 第 50 回事故分析検討会　資料１－３

２．実施内容

多成分ガス（水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気）による予混合燃焼試験の計画及び試験を実施した。水素等燃焼試験としては、次の３種類の燃焼試験（①水素燃焼試験、②水素、可燃性有機ガス及び空気の混合ガス燃焼試験、③水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガス燃焼試験）とした。燃焼時の挙動を把握するため、口径 30 cm 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

試験パラメータは水素濃度とし、水素及び空気の混合ガスの燃焼試験を実施した。試験条件及び測定項目は以下の通りである。

・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
初期温度：75 ℃
水素濃度：10 vol%、15 vol%及び 20 vol%

・測定項目

各ガス濃度及び温度、燃焼時の系内の圧力変化、燃焼挙動の可視化等

②水素、可燃性有機ガス及び空気の混合ガス燃焼試験

水素ガス、可燃性有機ガス及び空気の混合ガスの燃焼試験を実施した。試験装置、燃焼状態、着火位置、初期温度及び測定項目は①水素燃焼試験と同様とした。水素及び可燃性有機ガス濃度は当量比が１以下になるようにした。試験条件は以下の通りである。

・試験条件（試験装置、燃焼状態、着火位置及び初期温度は①と同様）

水素濃度：10 vol%、15 vol%及び 20 vol%
可燃性有機ガス（メタン）濃度：1 vol%及び 2 vol%

③水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガス燃焼試験

水素ガス、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガスの燃焼試験を実施した。試験装置、燃焼状態、着火位置、初期温度及び測定項目は①水素燃焼試験と同様とした。不活性ガスに関しては、窒素及び水蒸気を選択した。必要に応じて、海外研究機関での試験を実施した。試験条件は以下の通りである。

・試験条件（試験装置、燃焼状態、着火位置及び初期温度は①と同様）

水素濃度：9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%

可燃性有機ガス（メタン）濃度：0 vol%、0.9 vol%及び 1.8 vol%
不活性ガス濃度：10 vol%

３．水素等燃焼試験

（1）試験装置

本試験では、①水素燃焼試験、②水素、可燃性有機ガス及び空気の混合ガス燃焼試験、③水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガス燃焼試験を取り扱い、各種ガス濃度を変化させ、口径 30 cm の観察窓を有する密閉型容器を用いて試験を実施した。容器内に予混合ガスを充填し、中心点火することにより、球状のデフラグレーション（爆燃）を観察し、各種ガス濃度が燃焼特性に及ぼす影響を把握した。ここでは、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る。また、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ている。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）を設置している。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。

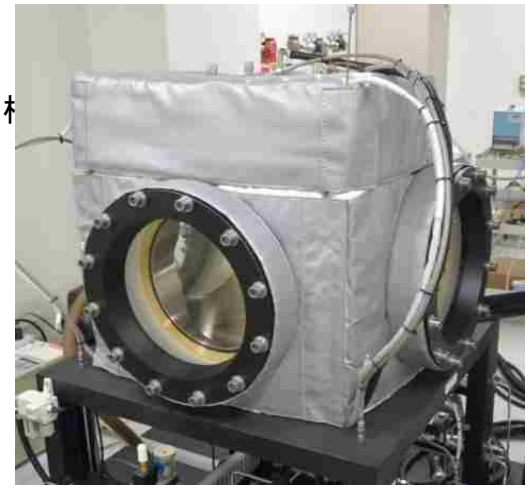


図１　密閉型燃焼容器

表１　密閉型燃焼容器の基本仕

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

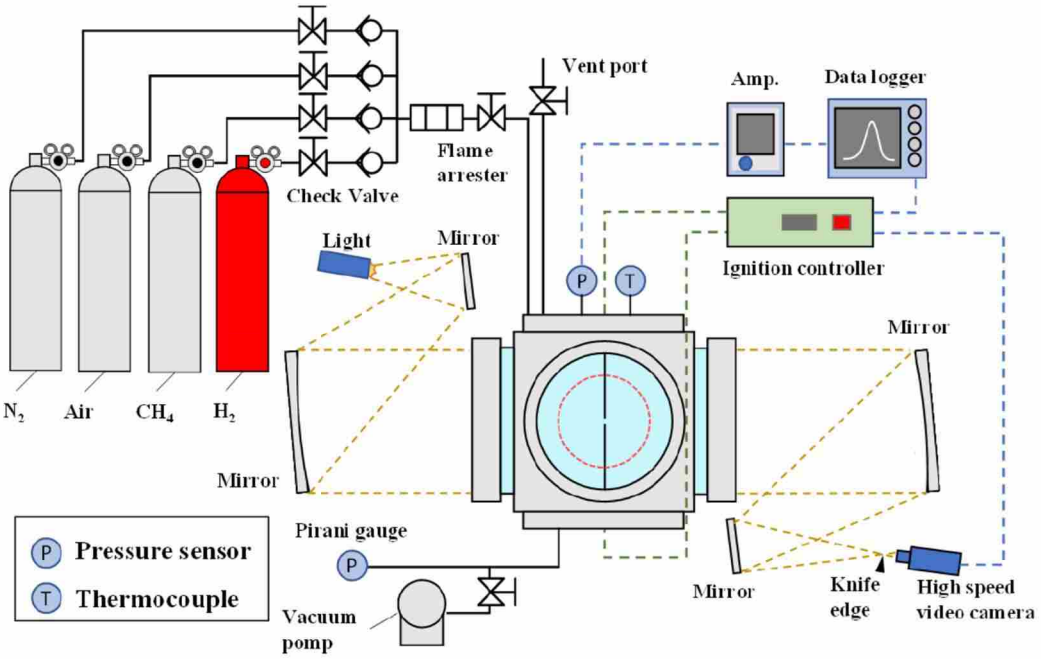


図２　燃焼試験システム

(2) 試験条件とプロセス

燃焼容器に充填する混合ガスに関しては、初期温度 75℃（348 K）、初期圧力 1 気圧（101.3 kPa）、所定の水素濃度（10 vol%、15 vol%及び 20 vol% ／ 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%）、所定のメタン濃度（0 vol%、1 vol%及び 2 vol% ／ 0 vol%、0.9 vol%及び 1.8 vol%）、所定の不活性ガス（窒素又は水蒸気）濃度（0 vol% ／ 10 vol%）とした。所定のガス濃度になるように、分圧に関するドルトンの法則に基づいてガスを混合した。

燃焼試験では、容器内に①水素/空気混合ガス、②水素/メタン/空気混合ガス、③水素/メタン/不活性ガス/空気混合ガスを充填した後、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 3 ケース、②で 6 ケース、③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。

表２　試験条件

不活性ガス濃度 ［%］	水素濃度 ［%］	メタン濃度 ［%］		不活性ガス濃度 ［%］	水素濃度 ［%］	メタン濃度 ［%］
0	10	0		10	9	0
	10	1			9	0.9
	10	2			9	1.8
	15	0			13.5	0
	15	1			13.5	0.9
	15	2			13.5	1.8
	20	0			18	0
	20	1			18	0.9
	20	2			18	1.8

(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、水素濃度は 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%であり、メタン濃度は 0 vol%である。混合ガスの当量比は、水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%において、それぞれ、0.265、0.420 及び 0.595 である。点火後 0.1 ms のシュリーレン画像、並びに火炎半径 r_b = 2 cm、4 cm、6 cm、8 cm 及び 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[5]に起因するもので、従来の燃焼試験[6-10]や数値計算[11]でも確認されている。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[12]。

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[6]。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。水素濃度が高くなると共に、容器内の最大圧力は上昇する。これは、断熱火炎温度が高くなるからである[13]。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。

---

5 Williams, F. A., Combustion Theory, Second Edition (1985), p. 349, Addison-Wesley, CA.

6 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.

7 Lamoureux, N., Chaumeix, N., Paillard, C. E., Laminar flame velocity determination for H_2-air-He-CO_2 mixtures using the spherical bomb method, Experimental Thermal and Fluid Science, Vol. 27 (2003), pp. 385–393.

8 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.

9 Kim, W.K., Mogi, T., Dobashi, R., Flame acceleration in unconfined hydrogen/air deflagrations using infrared photography, Journal of Loss Prevention in the Process Industries, Vol. 26 (2014), pp. 1501–1501.

10 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, Vol. 10, 23-00586, (2024).

11 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.

②水素、可燃性有機ガス及び空気の混合ガス燃焼試験

水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%、メタン濃度 1 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 4 である。混合ガスの当量比は、水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%において、それぞれ、0.375、0.539 及び 0.723 である。メタンが添加されると、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[12]、後者は断熱火炎温度が高くなることによるものである[13]。

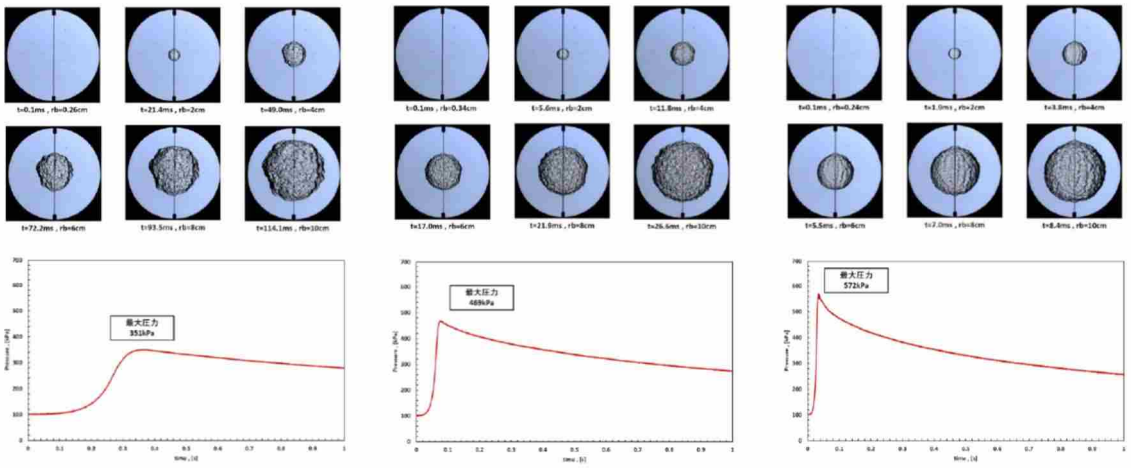
水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%、メタン濃度 2 vol%のときの試験結果を示したのが図 5 である。混合ガスの当量比は、水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%において、それぞれ、0.487、0.660 及び 0.855 である。メタン濃度が高くなると混合ガスの当量比が高くなり、火炎の伝播速度は増大し、容器内の最大圧力は上昇する。これらは、予混合火炎の燃焼速度が大きくなること、及び断熱火炎温度が高くなることによるものである。

図 6 は、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、つまり当量比が大きくなると共に、最大圧力は単調に上昇する。この上昇は、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。

東京電力福島第一原子力発電所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ゲージ圧で 300～500kPa 程度の圧力、つまり絶対圧で 400～600kPa 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[1]がある。図 7 と図 8 における赤枠で囲まれた部分は、その領域に対応している。したがって、本試験で得られた結果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。

---

12 Lewis, B. and Elbe, G., Combustion, Flames and Explosions of Gases, Third Edition (1987), p. 396, Academic Press, Orlando, FL.
13 Law, C. K., Combustion Physics (2006), p. 41, Cambridge University Press, NY.

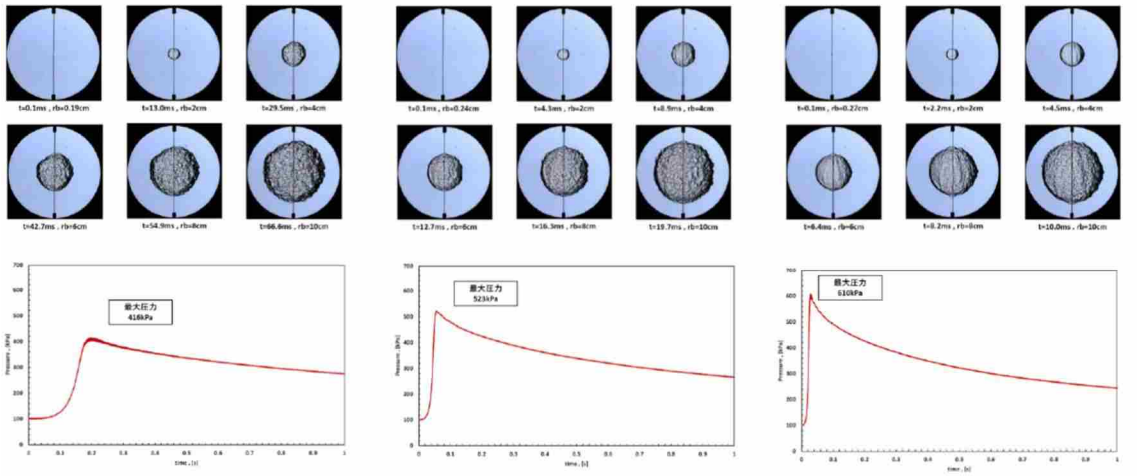


シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 15 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 20 vol%）

図３　シュリーレン画像と容器内圧力変化
（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 10～20 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 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 20 vol%、メタン濃度 1 vol%）

図４　シュリーレン画像と容器内圧力変化（初期温度 75℃、
初期圧力 1 気圧、水素濃度 10～20 vol%、メタン濃度 1 vol%）

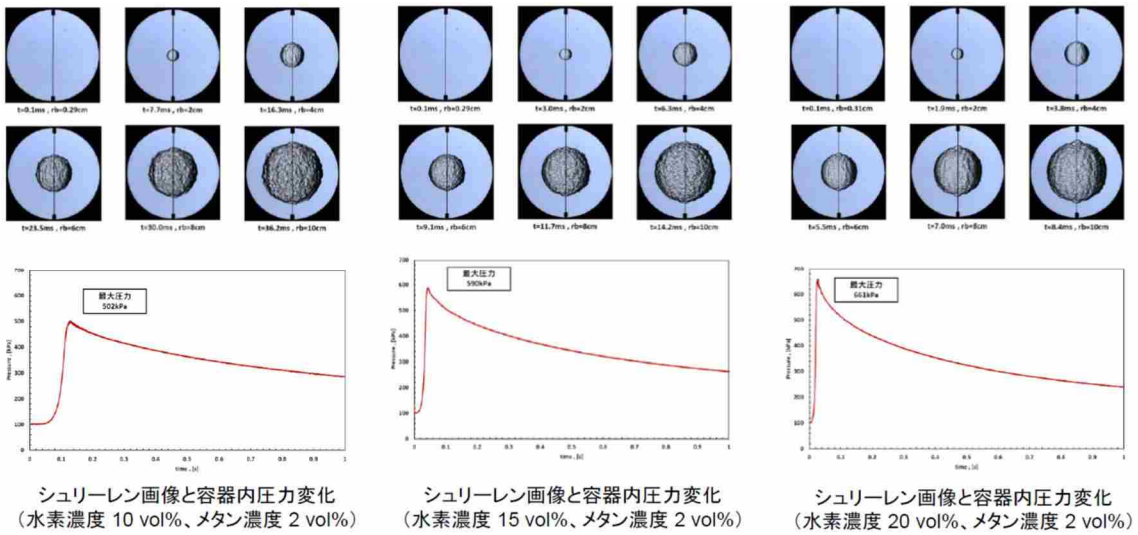


図５　シュリーレン画像と容器内圧力変化（初期温度 75℃、
初期圧力 1 気圧、水素濃度 10～20 vol%、メタン濃度 2 vol%）

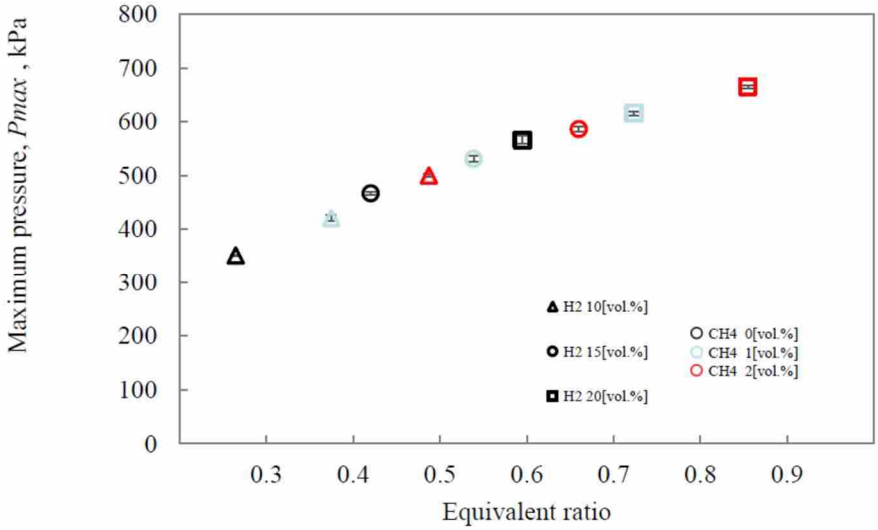


図６　容器内の最大圧力（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、
水素濃度 10～20 vol%、メタン濃度 0～2 vol%）

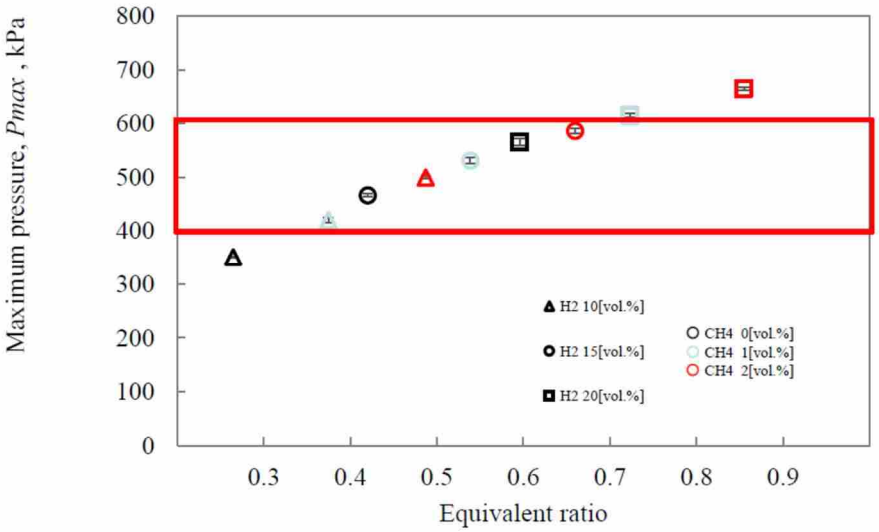


図７　容器内の最大圧力（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 10～20 vol%、メタン濃度 0～2 vol%）

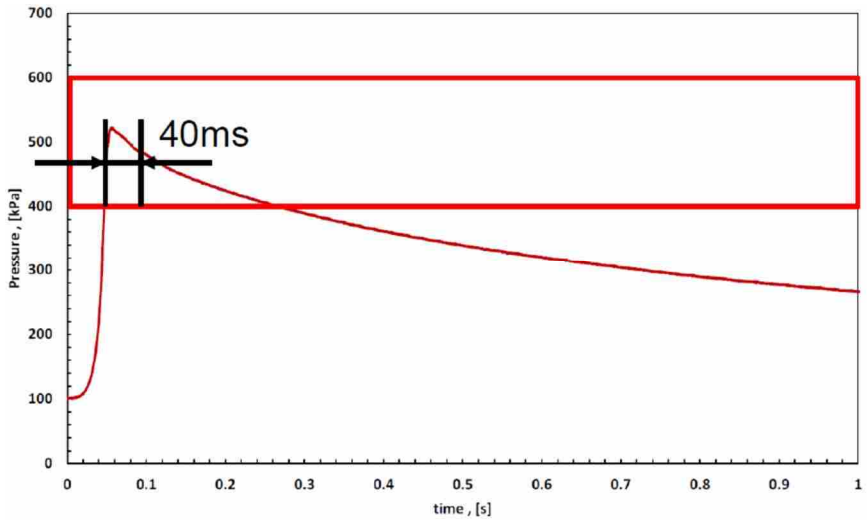


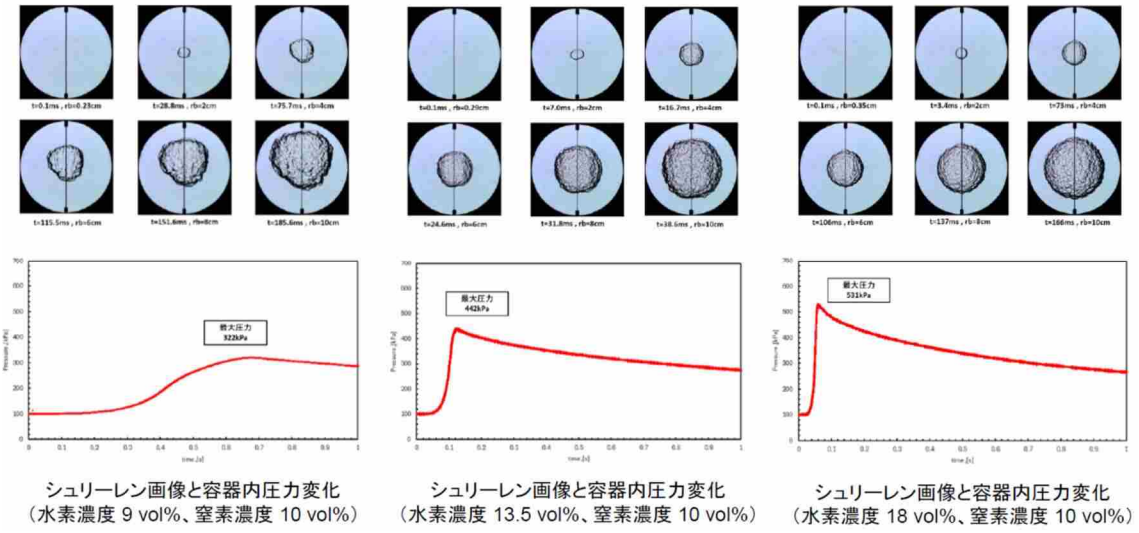
図８　容器内の圧力変化（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 15 vol%、メタン濃度 1 vol%）

③水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガス燃焼試験

水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%、メタン濃度 0 vol%、窒素濃度 10 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９である。ここで、混合ガスの当量比は、水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol% において、それぞれ、0.265、0.420 及び 0.595 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、容器内の最大圧力は上昇する。伝播速度の増大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、最大圧力の上昇は断熱火炎温度が高くなることによるものである。また、窒素濃度 0 vol%のときの試験結果と比較すると、火炎の伝播速度は減少し、容器内の最大圧力は下降している。前者は予混合火炎の燃焼速度が小さくなることによるもので、後者は断熱火炎温度が低くなることによるものである。

メタン濃度が 1 vol% のときの試験結果を示したのが図１０である。ここで、混合ガスの当量比は、水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol% において、それぞれ、0.375、0.539 及び 0.723 である。また、メタン濃度が 2 vol% の試験結果を示したのが図１１である。ここで、混合ガスの当量比は、水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol% において、それぞれ、0.487、0.660、0.855 である。水素濃度が高く、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。これは、混合ガスの当量比が高くなると共に、予混合火炎の燃焼速度が大きく、断熱火炎温度が高くなるからである。

図１２は、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。また、不活性ガスである窒素を添加すると、最大圧力は若干低下する。東京電力福島第一原子力発電所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、絶対圧で 400～600kPa 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 [1] がある。図１２における赤枠で囲まれた部分は、その領域に対応している。したがって、窒素を添加した場合の試験においても、中間取りまとめに記載されている解析結果と整合性が有るものと考えられる。

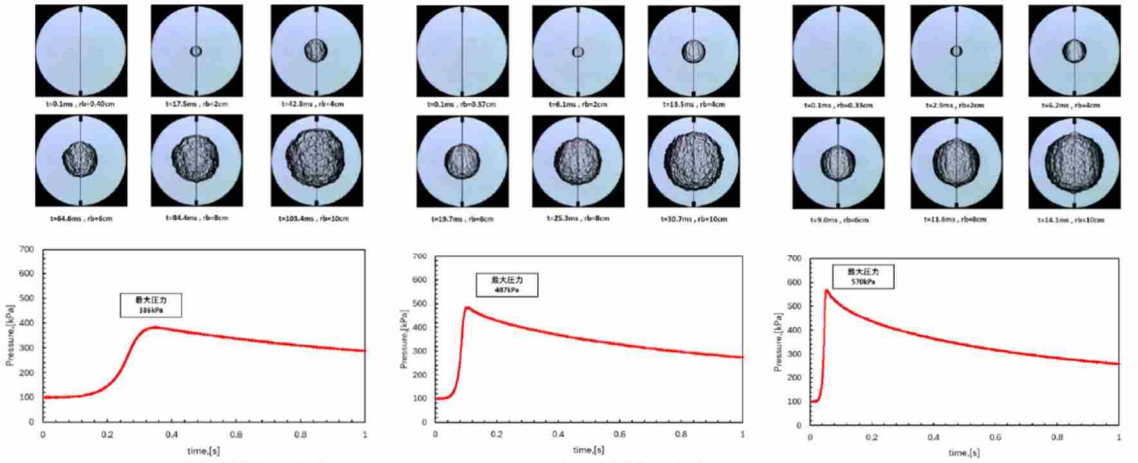


シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 9 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 13.5 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 18 vol%、窒素濃度 10 vol%）

図９　シュリーレン画像と容器内圧力変化（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 9～18 vol%、窒素濃度 10 vol%）

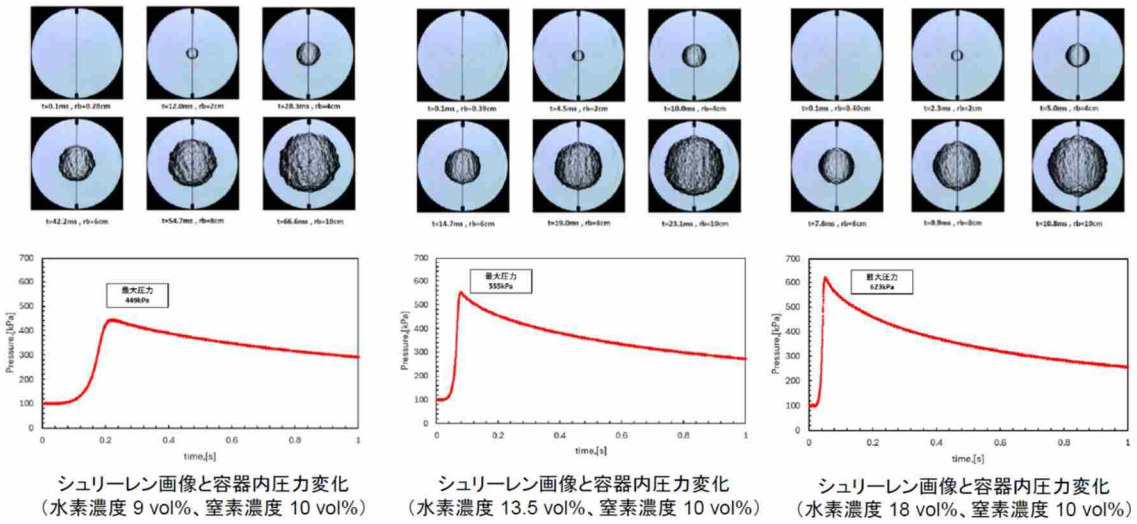


シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 9 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 13.5 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 18 vol%、窒素濃度 10 vol%）

図１０　シュリーレン画像と容器内圧力変化（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 9～18 vol%、メタン濃度 0.9 vol%、窒素濃度 10 vol%）



シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 9 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 13.5 vol%、窒素濃度 10 vol%）

シュリーレン画像と容器内圧力変化
（水素濃度 18 vol%、窒素濃度 10 vol%）

図１１　シュリーレン画像と容器内圧力変化（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 9～18 vol%、メタン濃度 1.8 vol%、窒素濃度 10 vol%）

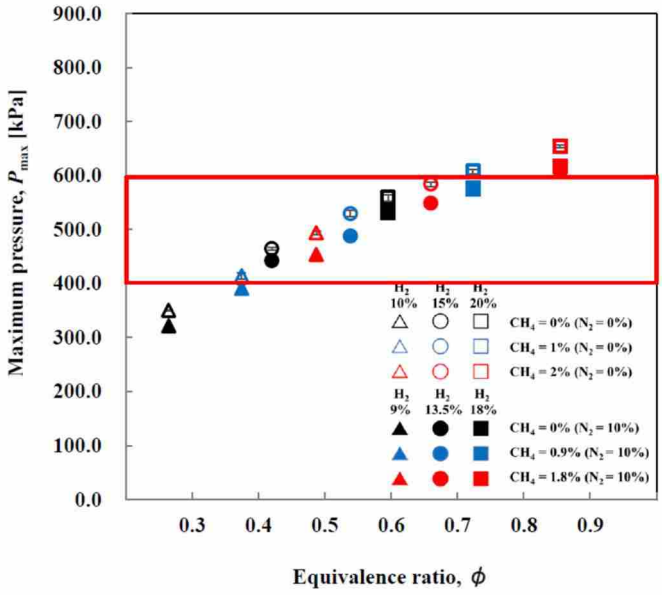


図１２　容器内の最大圧力
（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、窒素濃度 0～10 vol%）

４．フランスにおける燃焼試験

（1）試験装置

本試験では、水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気の混合ガス燃焼試験を取り扱い、各種ガス濃度を変化させて、密閉型容器を用いて試験を実施した。ここでは、可燃性有機ガスとしてメタン、不活性ガスとして水蒸気を取り扱った。なお、本試験は、フランスの ICARE/CNRS で実施した。

フランスにおける燃焼試験では、ICARE/CNRS に所属する Dr Nabiha CHAUMEIX 及び Dr Pascal DIÉVART から、献身的でかつ多大なるご支援をいただいた。ここに記して、謝意を表明するものである。

容器内に予混合ガスを充填し、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、各種ガス濃度が燃焼特性に及ぼす影響を把握した。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、容器内の圧力を測定した。図１３は密閉型燃焼容器[14]を示したものである。また、図１４はシュリーレン装置[15]を示したものである。

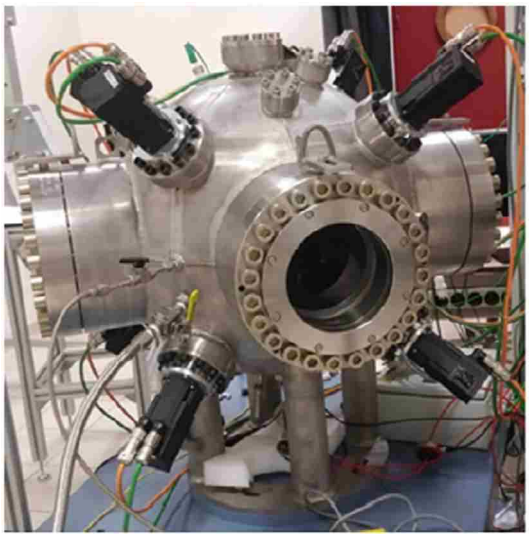


図１３　密閉型燃焼容器[14]

14 Goulier, J., Comandini, A., Halter, F., Chaumeix, N., Experimental study on turbulent expanding flames of lean hydrogen/air mixtures, Proceedings of the Combustion Institute, Vol. 36 (2017), pp. 2823–2832.

15 Goulier, J., Chaumeix, N., Halter, F., Meynet, N., Bentaïb, A., Experimental study of laminar and turbulent flame speed of a spherical flame in a fan-stirred closed vessel for hydrogen safety application, Nuclear Engineering and Design, Vol. 312 (2017), pp. 214–227.

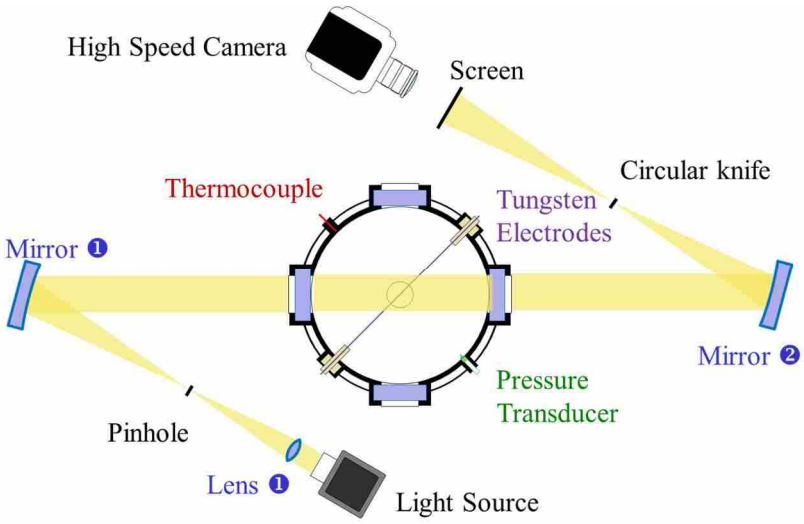


図１４　シュリーレン装置 [15]

密閉型燃焼容器は、口径 20 cm の観察窓を有しており、その内容積は 93L である。シュリーレン画像は、高速度ビデオカメラ（Phantom TMX）を用いて、撮影速度 25000-40000 fps、解像度 768×768 pixels で撮影した。燃焼時の容器内の急激な圧力変化は、圧電センサ（Kistler 601A）用いて測定した。

(2) 試験条件とプロセス

燃焼容器に充填する混合ガスに関しては、初期温度 75℃（348 K）、初期圧力 1 気圧（101.3 kPa）、所定の水素濃度（9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%）、所定のメタン濃度（0 vol%、0.9 vol%及び 1.8 vol%）、所定の不活性ガス（水蒸気）濃度（10 vol%）とした。所定のガス濃度になるように、分圧に関するドルトンの法則に基づいてガスを混合した。

燃焼試験では、容器内を真空引きした後、水蒸気、メタン、空気、水素を充填した。予混合ガスが定常状態になった後、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。

(3) 試験結果と考察

水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%、メタン濃度 0 vol%及び 2 vol%におけるデフラグレーションのシュリーレン画像及び容器内の最大圧力を示したのが図１５である。ここで、混合ガスの当量比は、水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%（メタン濃度 0 vol%）において、それぞれ、0.265、0.420 及び 0.595 である。また、水素濃度 10 vol%、15 vol%及び 20 vol%（メタン濃度 2 vol%）において、それぞれ、0.487、0.660 及び 0.855 である。フランスの ICARE/CNRS で得られた試験結果（火炎の伝播速度及び容器内の最大圧力）は、異なる試験装置を用いているにもかかわらず、長岡技術科学大学で得られた試験結果とほぼ一致している。

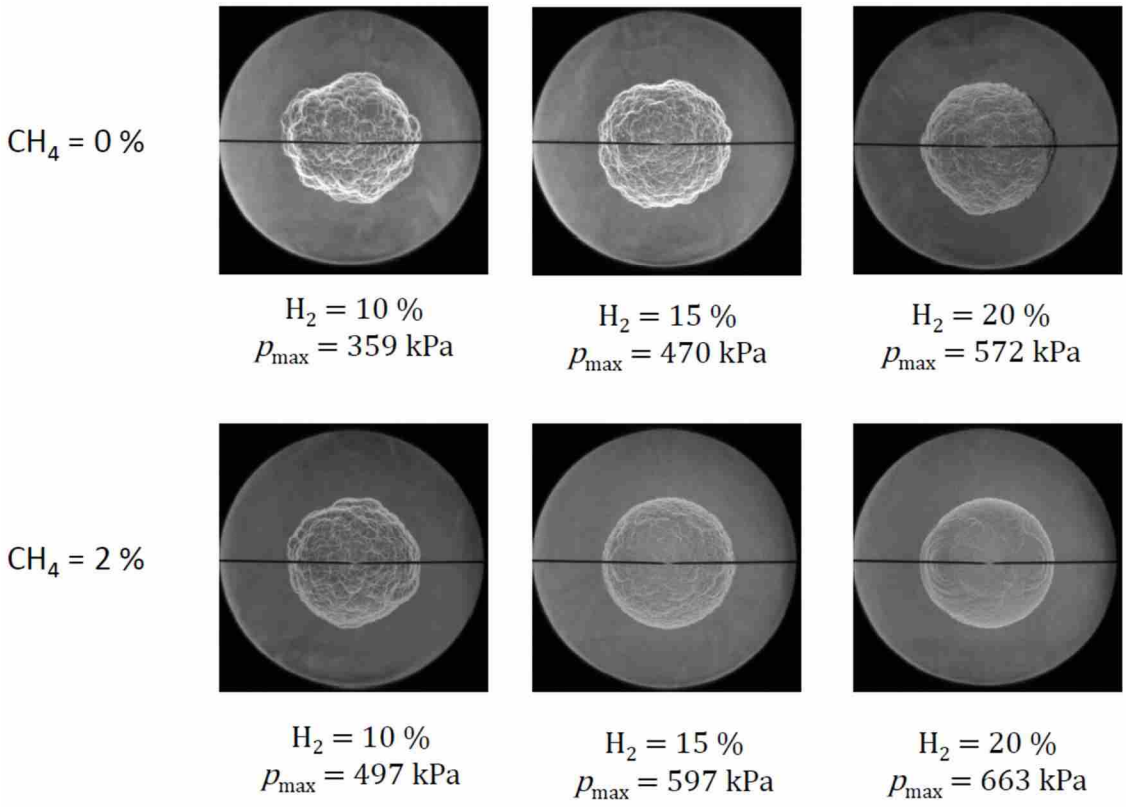


図１５　デフラグレーションのシュリーレン画像及び容器内の最大圧力
（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、
水素濃度 10～20 vol%、メタン濃度 0～2 vol%）

水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%、メタン濃度 0 vol%及び 1.8 vol%、水蒸気濃度 10 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の最大圧力を示したのが図１６である。ここで、混合ガスの当量比は、水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%（メタン濃度 0 vol%）において、それぞれ、0.265、0.420、0.595 である。また、水素濃度 9 vol%、13.5 vol%及び 18 vol%（メタン濃度 1.8 vol%）において、それぞれ、0.487、0.660 及び 0.855 である。水素濃度 9 vol%、メタン濃度 0 vol%、水蒸気濃度 10 vol% において、火炎は上方へ移動している。この移動は、浮力の効果によるものである。

水蒸気濃度 10 vol%のときの試験結果を窒素濃度 10 vol%のときのそれと比較すると、火炎の伝播速度は減少し、容器内の最大圧力は下降している。前者は予混合火炎の燃焼速度が小さくなることによるもので、後者は断熱火炎温度が低くなることによるものである。このことは、窒素より水蒸気の方が、燃焼反応を抑制していることを示している。

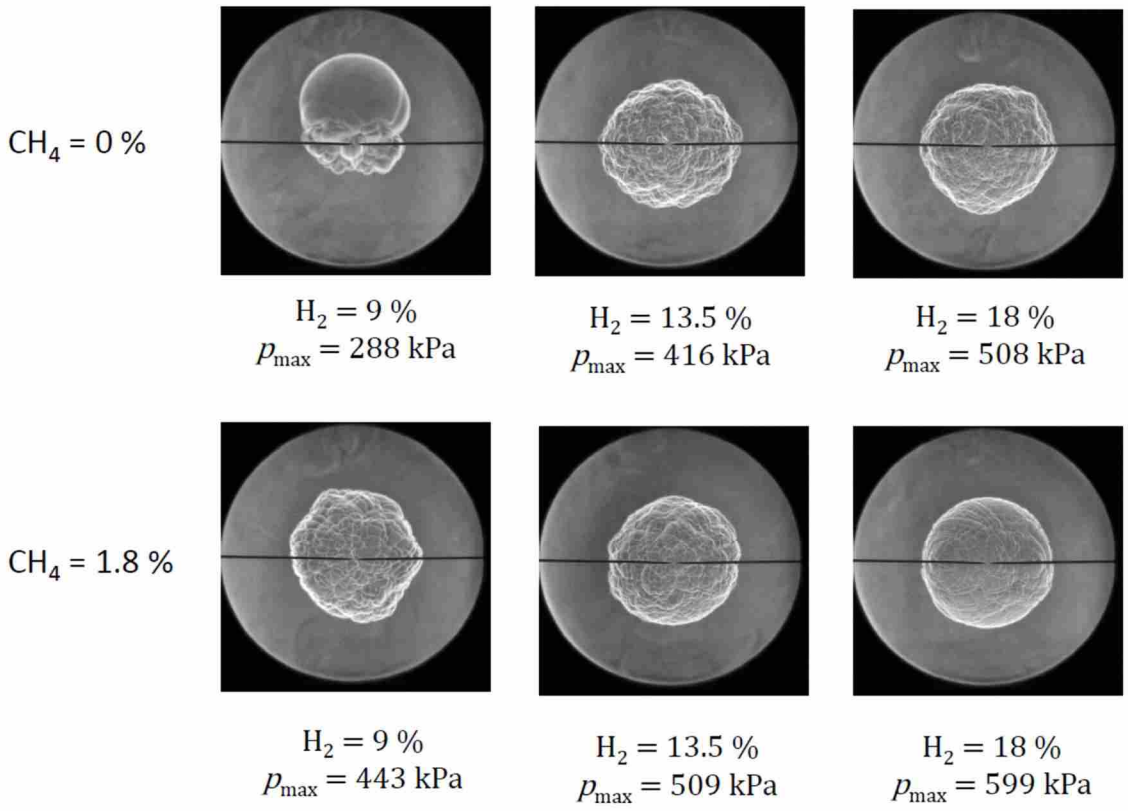


図１６　デフラグレーションのシュリーレン画像及び容器内の最大圧力
（初期温度 75℃、初期圧力 1 気圧、水素濃度 9～18 vol%、
メタン濃度 0～1.8 vol%、水蒸気濃度 10 vol%）

５．まとめ

本事業では、福島第一原子力発電所１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、ガス組成（水素、可燃性有機ガス、不活性ガス及び空気）の影響を把握することを目的に、各種ガス濃度及び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。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。
- 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。
- 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。
- 混合気に不活性ガスを添加しない場合において、長岡技術科学大学における試験結果とフランスの ICARE/CNRS における試験結果を比較した。異なる試験装置を用いているにもかかわらず、両者の結果はほぼ一致していることを確認した。
- 不活性ガス（窒素及び水蒸気）の混合ガスへの添加は、火炎の伝播速度の減少を引き起こす。これは、予混合火炎の燃焼速度が小さくなることによるものである。また、最大圧力の低下を引き起こすが、これは火炎温度が低くなることによるものである。
- 混合ガスへの不活性ガス添加の効果（燃焼反応を抑制する効果）は、窒素より水蒸気の方が強い傾向にある。つまり、水蒸気添加の場合、伝播速度はより減少し、最大圧力はより低下する。
- 容器内圧力の結果を、３号機３階天井部の梁の損傷に関して、防衛大学校市野先生の解析結果と比較した。そして、混合気に不活性ガスを添加しない場合および窒素や水蒸気を添加した場合において、試験結果と解析結果に整合性が有ることを確認した。

今回の水素等燃焼試験により得られた成果は、英文の学術論文[16]としても公にしている。

16 Katsumi, T., Zemba, A., Kogishi, M., Iwanaga, K., Abe, S., Diévart, P., Chaumeix, N., Kadowaki, S., Effects of inert gas addition on the characteristics of spherically expanding hydrogen-methane-air premixed flames in closed combustion vessels, Journal of Thermal Science and Technology, Vol. 20, 25-00103, (2025).

（別添３－３）

４号機原子炉建屋の鉄筋コンクリート損傷から水素爆発事象の検証ついて

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　入江　正明

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。）４号機原子炉建屋は、図１に示すように水素爆発により大きく損傷していることが確認されている。これまでの調査及び解析結果から水素爆発の位置及び規模等の推定が行われているものの依然として確定的に解明されていないものも数多く存在する。

本報告は、これまでに行われた４号機水素爆発の位置及び規模等の推定に対して、原子炉建屋の鉄筋コンクリート柱・梁・床・壁等の部材の損傷・破壊形態を整理することから検証するものである。

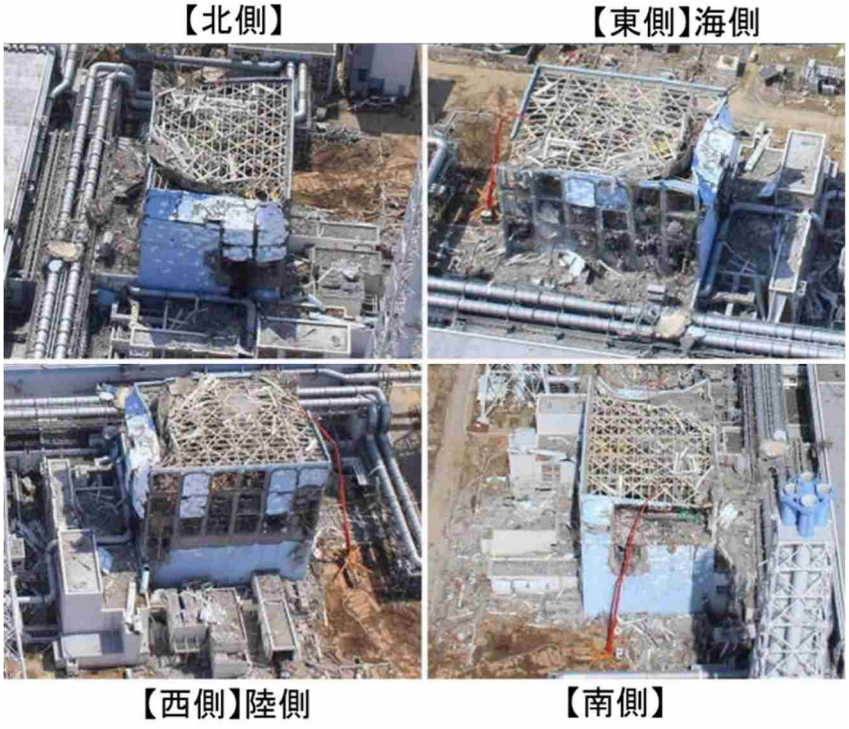


図１　４号機の原子炉建屋の損傷状態（2011 年 5 月 15 日撮影）[1]

1 出典：https://www.jiji.com/jc/d4?p=eqa200-jlp10851537&d=d4_topics

２．鉄筋コンクリート部材の損傷調査の概要

２．１　これまでに行われた調査

これまでの４号機の損傷調査では、図２に示されるように、床・壁等の損傷の有無及び給排気ダクトの配管等から水素爆発の位置の推定が行われている。ここでの損傷とは、部材のたわみ･変形、コンクリートのかぶり部の崩壊等を定性的に評価したものであり、鉄筋コンクリート造の設計及び構造力学的判断による定量的に推定したものではない。

これまでの水素爆発の可能性について、下記の二カ所が推定されている。

（A）４Ｆ南西箇所で強い爆発の可能性

（B）３Ｆ北西部等でも爆発の影響の可能性

４Ｆ南西箇所については、給排気配管及び床並びに壁部材の損傷の程度が大きいことから推定されている。一方、３Ｆ北西部は、特に梁・床部材の損傷の大きさ等から可能性が高いとなっている。また、いずれの損傷の判断も壁等部材の厚さ（剛性）も加味したものとなっている。図２は、過年度までの調査解析結果を平面に示したものであり、給排気ライン及び部材の剛性を示している。

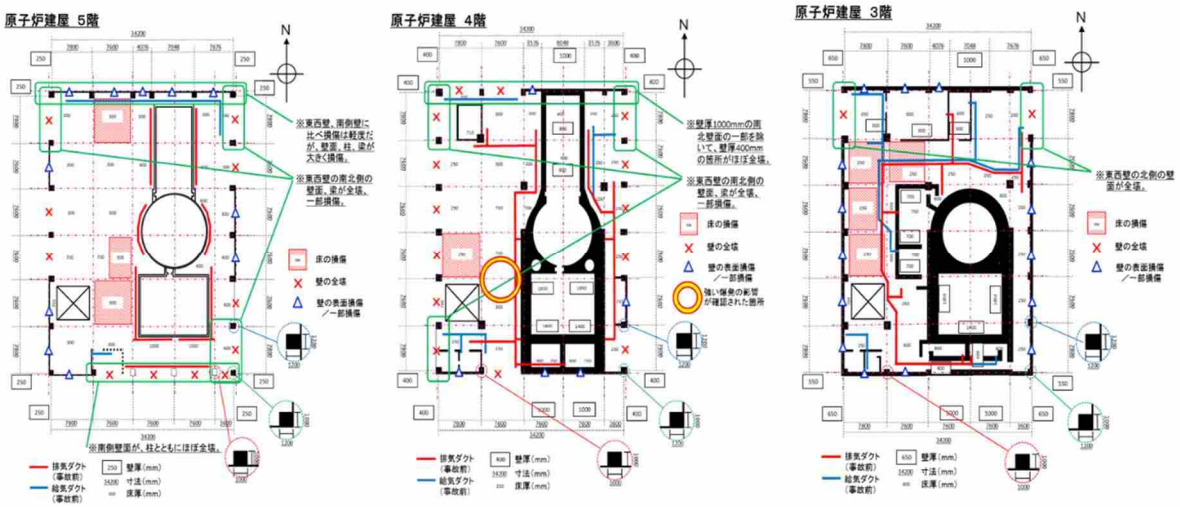


図２給排気ダクト及び鉄筋コンクリート部材の損傷状況[2]

２．２　鉄筋コンクリートの損傷モードによる再整理

４号機に発生した水素爆発の場所を特定するために、鉄筋コンクリートの損傷モード等の破壊状態を鉄筋コンクリートの設計及び診断の観点から再整理した。具体的には、躯体形状、鉄筋配筋及び作用力により明確な「ひび割れ及び破壊」が生じ

2 出典：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分析中間報告書、平成２６年１０月８日

ることを踏まえ、下記の項目に着目して再整理した。

(a)損傷モード及び程度

鉄筋コンクリート造は、曲げ・せん断等の外部からの作用及び規模によりひび割れ・損傷及び圧縮破壊等（以下「損傷等」という。）が抵抗現象として現れることが知られている。特に、これらの損傷等は、鉄筋の配筋ディテールにも支配されることも知られているが、１Ｆ１号機建設当時の建築基準法の配筋詳細は現在の耐震強化のためのフック等詳細が設置されていないため[3]、定着破壊及び付着破壊する単純な配筋となっていることから、部材の破壊モードが明確に生じる形態となっている。

(b)作用荷重の方向と損傷の方向

鉄筋コンクリート部材の抵抗は、壁・床の面部材では、作用として面内力と面外力に分けて評価される。面内力は、主に部材面に対して地震力等が作用してその抵抗する部材であり、耐震壁が代表的部材である。一方、面外力は、床の自重・什器荷重等や今回の水素爆発等など面に対して法線方向に作用する力に抵抗する部材である。なお、面内力と面外力による損傷等の形態は異なり、明確に分けて判断することができる。

(c)損傷モードの判定

損傷モードとは、作用に対して、曲げ、せん断、ねじり／引張、圧縮、回転等に対して生じる損傷のモードのことであり、図３に示すように作用力の大きさと部材（形状及び配筋）毎に分類及び整理することが出来る。また、損傷モードは、平均的に作用する応答と局所的に作用する応答で損傷形態が異なり、鉄筋コンクリートの場合は、その損傷形態を見ることで、作用力を推定することが可能である。

3 建築基準法は、１９８０年及び２０００年に大改訂されている。これらは大規模地震による倒壊や損傷防止のために配筋詳細等が改訂されたものである。特に、配筋詳細では、部材をせん断破壊させないため（曲げ破壊）せん断補強鉄筋を多く入れたり、フック等の定着を強化したものとなっている。



図３　部材ごとの代表的損傷形態

２．３　鉄筋コンクリートの損傷原因について

４号機の原子炉建屋内で水素爆発が生じたことはほぼ確定的に論じることができるが、水素爆発の規模・位置に関しては未だ確定的に論じる状況にない。

燃焼反応による爆発のうち、その反応が音速以上の速度で伝搬する現象は爆轟（Detonation）、伝搬速度が音速に達しないものは爆燃（Deflagration）と呼ばれている。また、爆轟が生じると図４のように衝撃波（shock wave）が形成され衝撃波の発生により急激な圧力の増加が生じた後に、周辺の空気粒子の膨張に伴い過圧は減少し大気圧に至る。そして、空気粒子の慣性効果による過渡な膨張により負圧領域が最終的に形成される。一方、爆燃では図５のように圧力波（pressure wave）が形成されるものの、急激な圧力の上昇等のような現象は見られない。

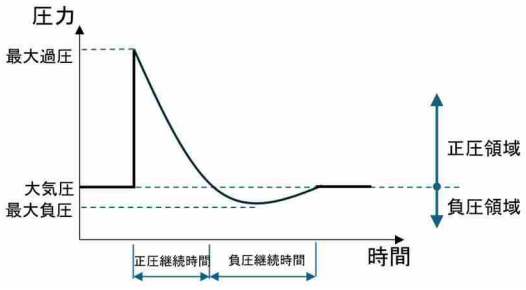


図４　爆轟による衝撃波

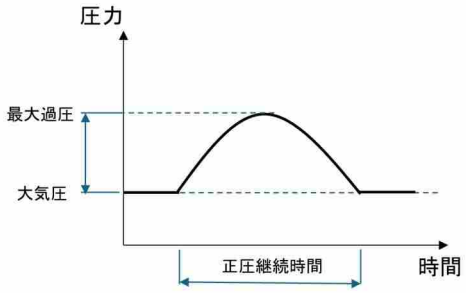


図５　爆燃による圧力波

しかし、障害物や閉鎖空間があるとそこで乱流が発生し、その発生した乱流によって燃焼が加速的に進み爆轟に至る場合がある[1]ことから、爆轟によって生じる破

壊力は、部分的に拘束された空間や障害物があるような部分でのみ発生し、それ以外の部分では爆轟を生じることはなくただ燃焼するのみの可能性があると既往の研究では指摘されている[2]。

また、図６のように爆源からの距離が大きくなるにしたがい最大過圧や力積は減少するが、継続時間は大きくなる。そのため、爆発の発生距離により部材の破壊モードは変化し、接触爆発(contact explosion)及び近接爆発(close-in explosion)による場合は、部材の局部破壊が生じる。一方、遠方爆発(far-field explosion)による場合は、部材全体の曲げ又はせん断破壊が生じることになる。さらに、部材の破壊判定では、大空間では作用は分散されるが、狭隘空間や反射壁等の部材が近接する場合には、反射波等も考慮することが必要である。また、部材応答は、柱、梁、壁および床部材など作用力の負担も異なるので、こうした作用力も踏まえて判定することが必要である。

なお、４号機の水素爆発は、図６の(b)近接爆発に近いと考えられる。

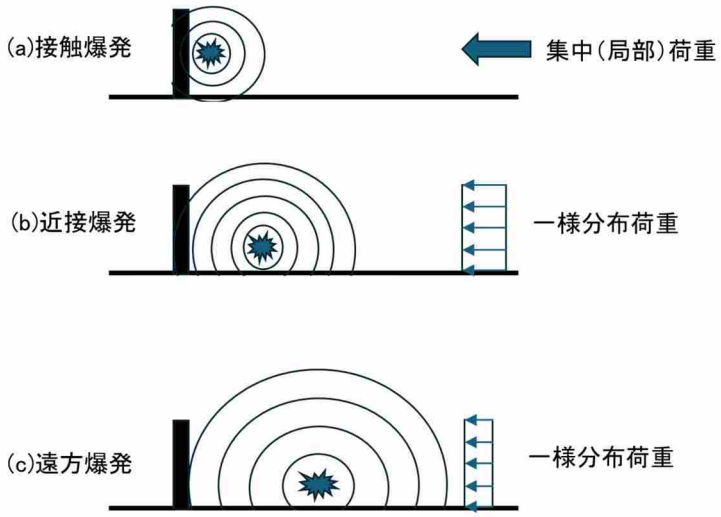


図６　爆発荷重の分類[3]と設計荷重

建築学会では、表１に示すように建築物の耐衝撃設計の考え方[4]を発行して、建築物の被害状態を客観的に判定するにあたって、部材の損傷程度の評価から総合的に判定している。具体的には、部材ごとの材端回転角 θ と部材の損傷程度の関係を導いている。これらは、主要構造材（柱・梁)、補助構造材（床・壁)、非構造材（窓・建具）に分けて、微被害から甚大被害までを材端回転角 θ (Rad)により６段階に分類している。この手法では被害を受けた建物の部材の回転角を計測して分類していることから定量的判断と考えられる。特にこの分類法の特徴は、鉄筋コンクリートの損傷を

評価する上で加速度及び速度は応答感度が悪く、そのため応答感度が明確な相関変形角などの変位を用いている点である。特に、損傷を受けた鉄筋コンクリートでは、弾性領域を超えて塑性又は破壊領域に達している場合があり、弾性領域の指標である加速度及び速度は適用が困難である。一方、変位変形は塑性域を超えたエネルギー則による応答が明確になり、評価指標として有効である。

なお、４号機原子炉建屋の損傷調査では、放射性物質による汚染環境下にあり回転角、変位・変形等の客観的な調査・計測ができないことからあくまで実務経験に基づく目視判断により行うことになる。

表１　日本建築学会で示された載荷速度による分類[4]

分類	定義	区分	応答の略算法
衝撃載荷領域	衝撃荷重の作用時間が部材の固有周期に比べて極めて短い場合(td<<T1)	ω1･td<0.4	エネルギー評価（力積）
		td/T1<0.064	
動的載荷領域	衝撃荷重が作用時間と部材の固有周期が比較的近い場合	0.4≦ω1･td≦40	線形解析では上昇値が評価可能
		0.064≦td/T1≦6.4	
準静的載荷領域	衝撃荷重の作用時間が部材の固有周期に比べて極めて長い場合(td>>T1)	40<ω1･td	エネルギー評価
		6.4< t d/T1	

ここで、ω1：円振動数、T1:有効固有周期、td:作用時間

３．鉄筋コンクリートの設計及び診断から損傷モードの推定

３．１　鉄筋コンクリートの損傷評価

鉄筋コンクリート造の損傷は、

①部材形式

柱、梁、壁、床等の寸法・形状に加え、配筋（主筋、配力筋等）及び配筋ディテール（定着部等）の配筋設計上のルールが建築基準法等で規定されており、損傷形態が特定される。抵抗破壊等の局在化、平均化・分散化等が配筋及び配筋詳細で決定されることを利用する。

②構造形式

梁柱構造、壁床構造、ラーメン構造等の構造形式により部材及び建屋剛性が決まり、損傷モードに影響する。また、構造形式により応答応力の算定が異なる。

③コンクリートの破壊（ひび割れ）形態

曲げ、せん断、引張、ねじりの作用により、引張破壊、圧縮破壊等の応答が決まる。そして応力状態によりひび割れから各破壊へと進展する。また、配筋

により脆性破壊または靭性破壊等が決定され、ピーク以降のソフトニングをどのように評価するかが重要である。

④鉄筋の破壊

作用力により降伏、破断が決まる。特に、ピーク以降のハードニング等をどのように評価するかが重要である。

以上に示した観点を観察・整理することで、損傷要因（作用方向、力、作用形態等）を推定することが可能となる。図７は、今回の新たな整理に基づき行った部材毎の代表的損傷を示したものである。

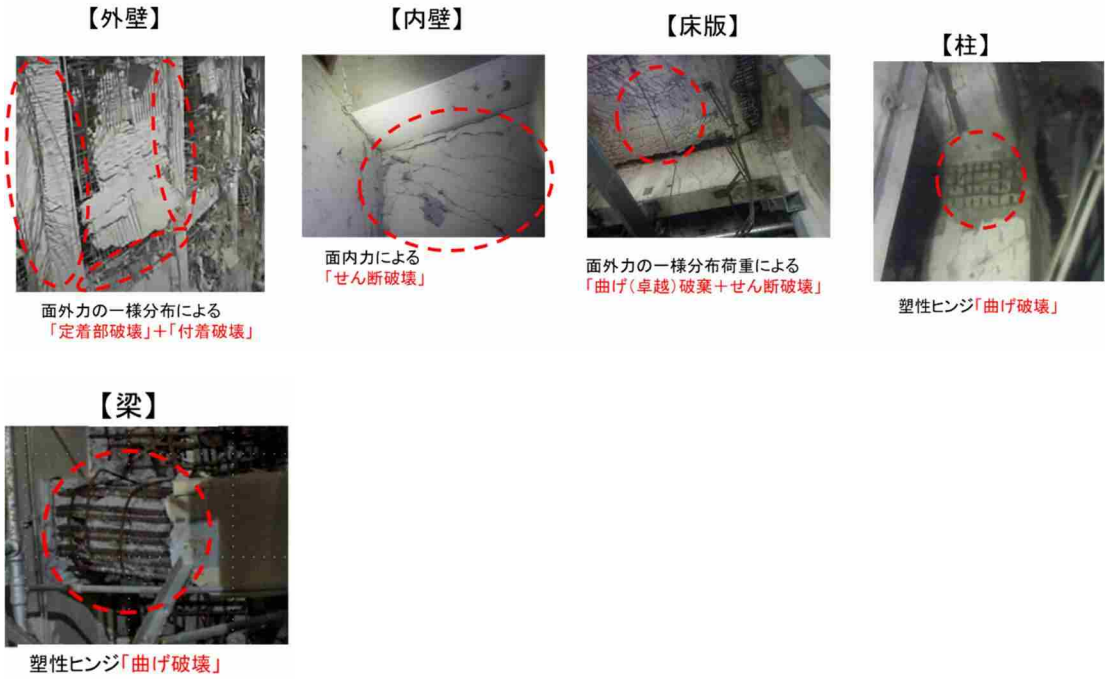


図７　部材毎の損傷の例

３．２　鉄筋コンクリート梁・柱の損傷モード判定の客観的指標

鉄筋コンクリートの構造性能は、３．１節で示したように躯体形状や鉄筋の配筋詳細、鉄筋比などに大きく影響を受ける。これらを荷重～変位関係として示したものが図８である[4]。また、この図には、破壊レベルを０～４までの段階に分けて領域として示している。また、原子炉建屋の鉄筋コンクリート造の設計のレベルについて、図中に□で示しており、一般的に圧縮強度の１／３を目安としている。なお、鉄筋の配筋量や配筋詳細については、部材としてせん断破壊しないように決められ

4 梁柱は、配筋から応力の局在化が生じることから損傷モード（鉄筋降伏、破断、圧壊等）の特定が比較的容易。一方、壁部材は、応力の分散均一化することから面外力による損傷は定着破壊、付着破壊等になる。

ている。

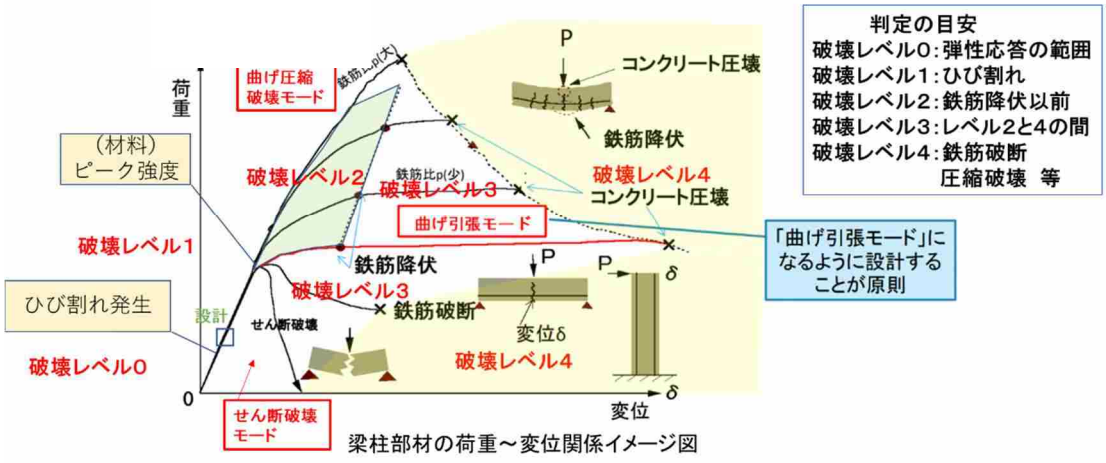


図８　鉄筋コンクリート梁・柱部材の荷重～変位関係

図９は、鉄筋コンクリート梁の応力状態を模式的に示したものである。設計では弾性設計を行うが、今回の水素爆発による損傷を明確化する場合には、弾性から塑性、塑性から破壊に至るなかで状態が変わることを認識すべきである。損傷評価は、性能設計ではなく性能診断を行うことと同義となる。

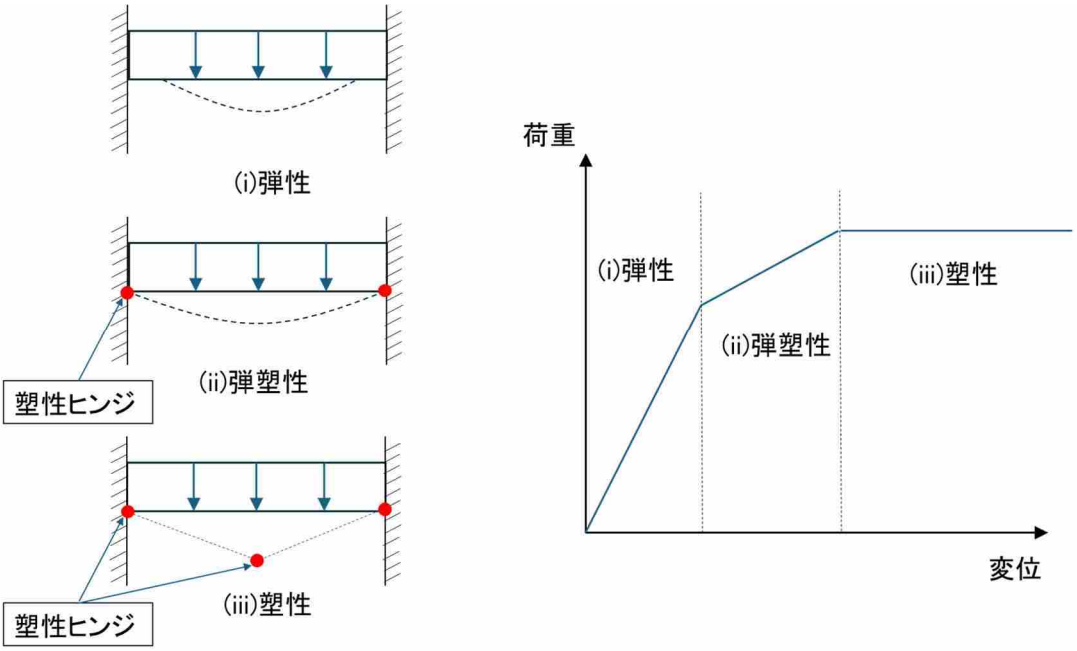
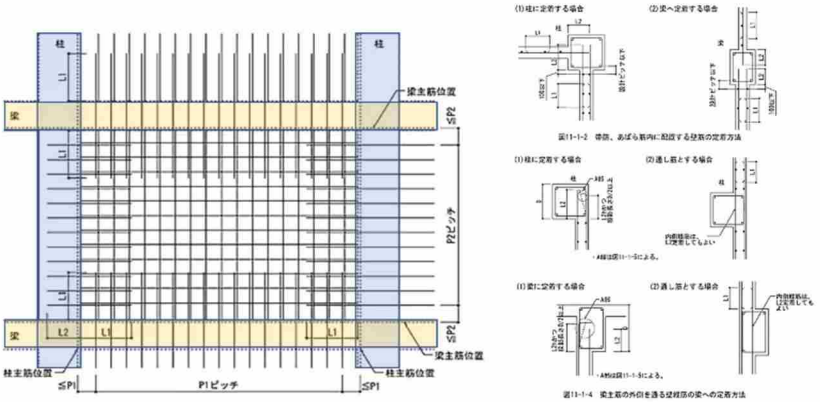


図９　作用の大きさによる部材抵抗性

３．３　鉄筋コンクリート配筋標準（建築基準法）

建築基準法は、図１０にあるように大地震が発生する毎に性能強化のために改訂されている。近年では、1980 年、2000 年に耐震設計法の大改訂に加えて、特に、配筋標準が大きく改訂されている。しかし、１Ｆ建設時の 1970 年代の設計は、現在とは大きく配筋ディレールが異なることを踏まえて性能診断を行うことが肝要である。



【外壁】面外力＝水素爆発力（外部方向に作用）

図１０　建築基準法による配筋ディテールの例

３．４　配筋ディテールと破壊モードについて

図１１は、壁部材に対して内部で爆発等が生じた場合の破壊モードを模式的に示したものである。壁は、上下に梁部材と接続されており、外壁の場合は、梁の外側に設置される。水素爆破等が生じた場合、図１１に示すように爆発の程度により破壊レベルが異なる。今回、４号機の外壁が大きく損傷しているのは、図１１の破壊レベル４に達したからと推定出来る。つまり、壁の鉄筋が梁部に定着されているが、1970 年代の定着の長さが現在に比べ短いことに加え、定着破壊防止のためのフック等が設置されていないために、比較的容易に外れてしまったと考えられる。もし、水素爆発が外側で起きた場合は、定着部の抵抗が相対的に上がるので破壊レベル４までは達していない可能性が高いと思われる。

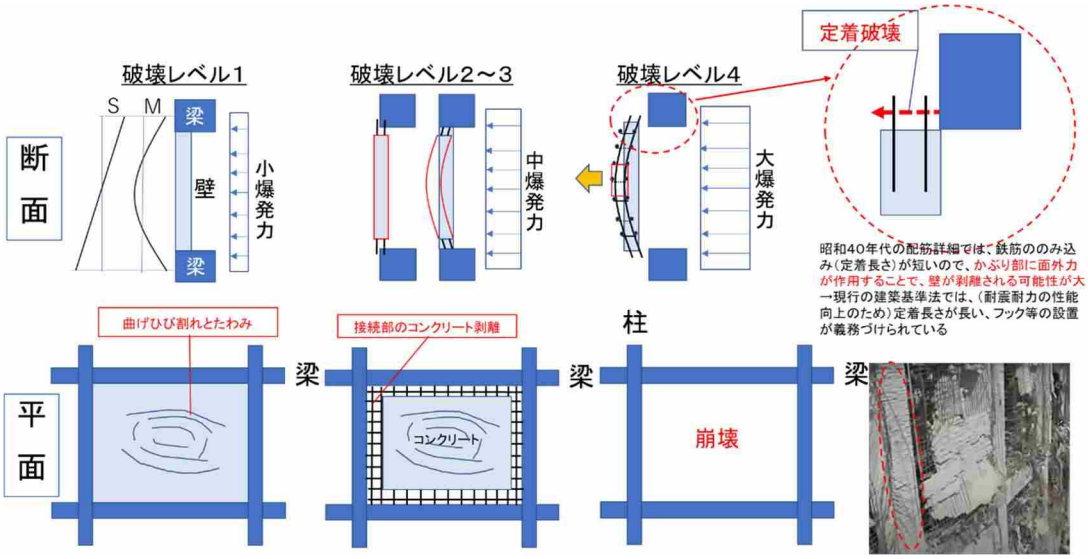


図１１　壁部材の破壊モードの考え方

図１２は、床部材に対して下部で爆発等が生じた場合の破壊モードを模式的に示したものである。床は、左右の梁部材と接続されており、さらに梁の上側に設置されている。水素爆発等が下階で生じた場合、水素爆発の規模が同じでも図１２に示すように爆発の程度により破壊レベルが異なる。今回、４号機の床が大きく損傷しているのは、図１２の破壊レベル４に達したからと推定出来る。つまり、床の鉄筋が梁部に定着されているが、1970 年代の定着の長さが現在に比べ短いことに加え、定着破壊防止のためのフック等が設置されていないために、比較的容易に外れてしまったと考えられる。もし、水素爆発が上階で起きた場合は、同じ爆発規模でも定着部の抵抗が相対的に上がるので破壊レベル４までは達していない可能性が高いと思われる。

【床】面外力＝水素爆発力（下部からの突き上げ）

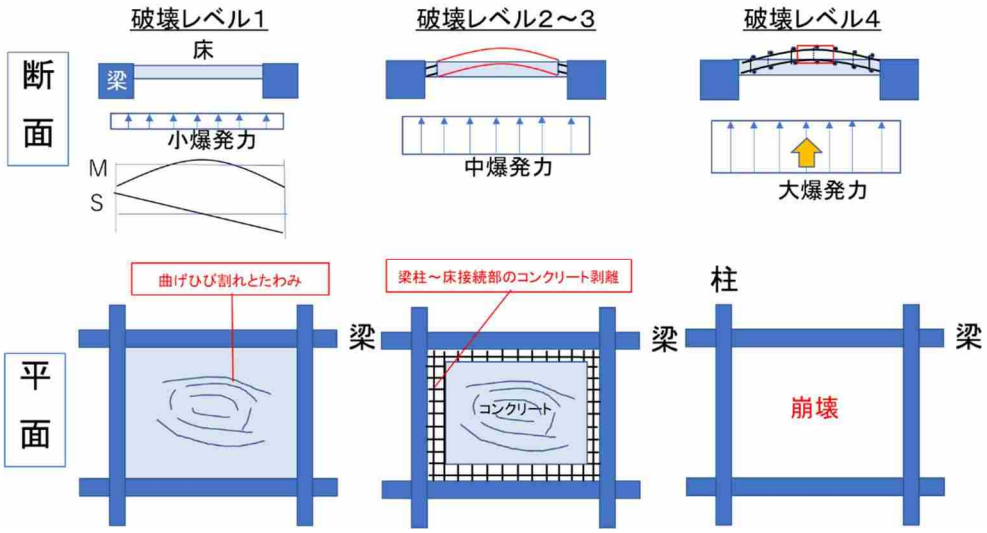


図１２　床部材の破壊モードの考え方

図１３は、梁部材の上から水素爆発が生じた場合の梁の破壊状態を示したものである。梁の損傷は、上面、側面及び下面で破壊レベルの状態が異なることが分かる。注意しなければならないことは、荷重条件により破壊状態が異なることで、この図１３は、均一荷重が作用した場合の状態図である。なお、水素爆発は近接爆発と想定していることから均一荷重による破壊状態を示した。

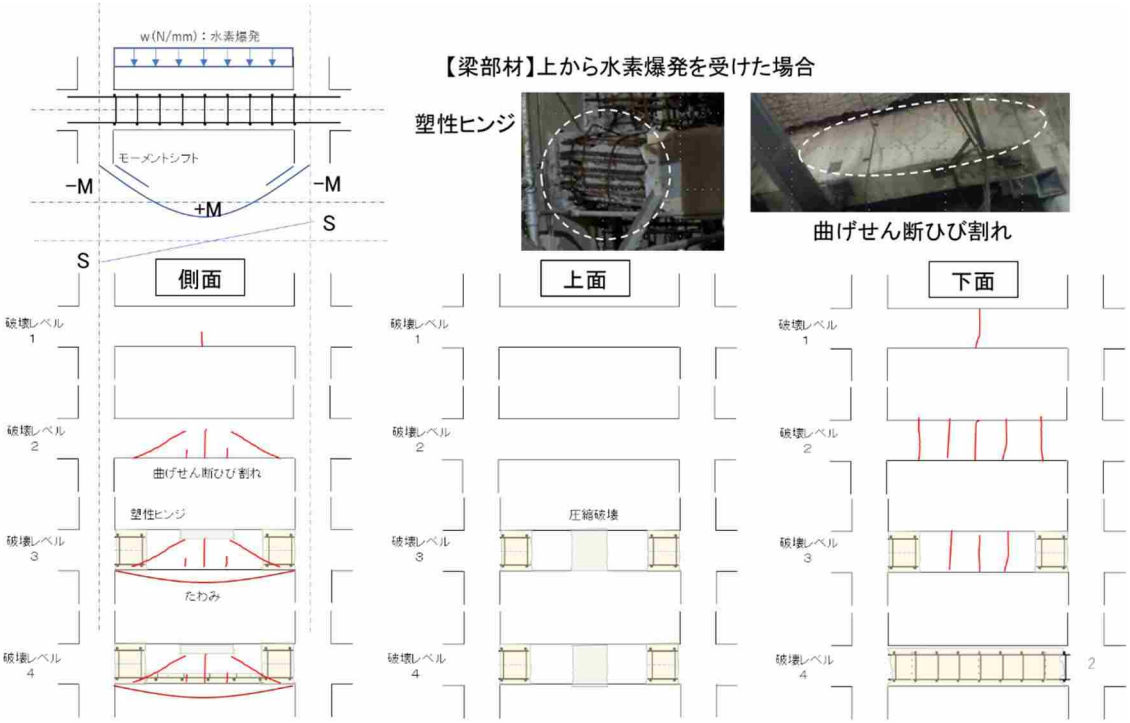


図１３　梁部材の損傷レベルとひび割れ破壊

図１４は、床部材の上から水素爆発が生じた場合の床の破壊状態を示したものである。床の損傷は、上面及び下面で破壊レベルの状態が異なることが分かる。注意しなければならないことは、荷重条件により破壊状態が異なることで、この図１４は、均一荷重が作用した場合の状態図である。なお、水素爆発は近接爆発と想定していることから均一荷重による破壊状態を示した。

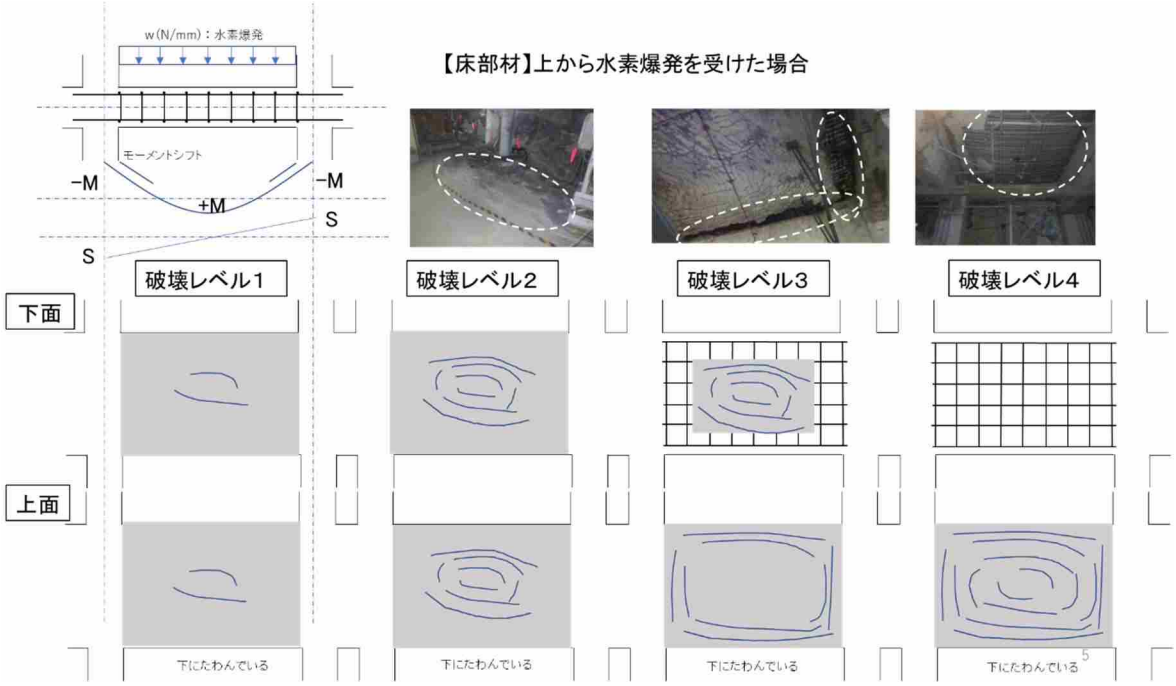


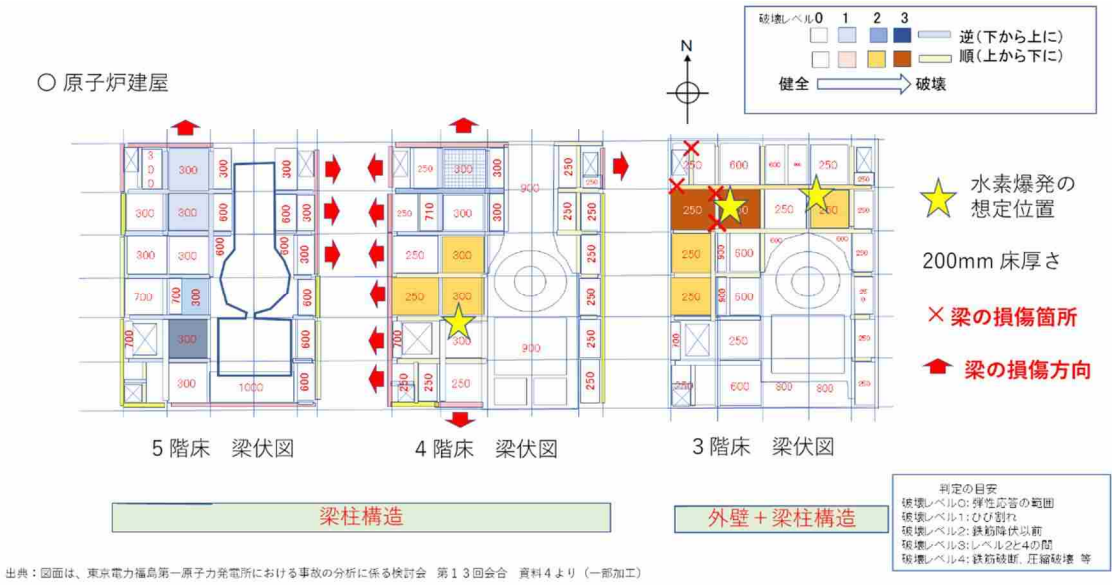
図１４　床部材の損傷レベルとひび割れ破壊

４．４号機の鉄筋コンクリートの損傷レベル（床、梁）

４．１　床・梁の損傷

図１５は、４号機原子炉建屋の床及び梁の損傷レベルをフロアー毎に示したものである。また、床に関しては、損傷の方向も色で示している。青色系の床は上で爆発したことにより下側に変形等が生じている。一方、黄色系の床は下階で爆発したことにより上側に変形等が生じている。ただし、爆発により一旦は上側に変形等が生じても重力の存在によりその後下側に変形が異動する場合があるが、損傷の程度等を観察することである程度判断することは可能である。

この図１５から総合的に判断すれば、床梁等の変形方向及び損傷の程度で水素爆発の位置等が推定でき、４階南西側及び３階北西側並びに３階北東部で水素爆発が生じたと推定出来る。

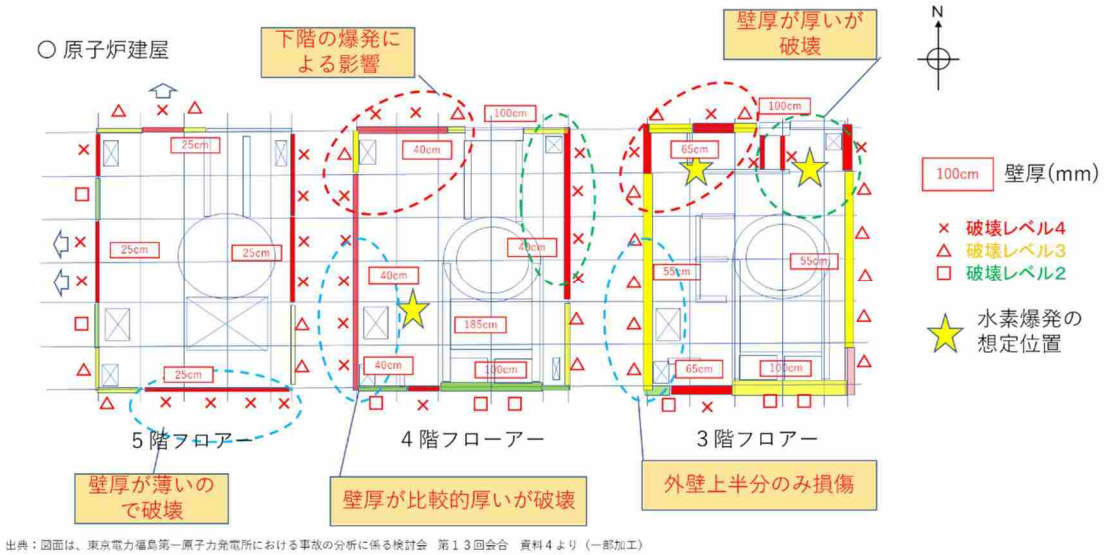


出典：図面は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会　第１３回会合　資料４より（一部加工）

図１５　各フロアーの床・梁の損傷

４．２　外壁・内壁

図１６は、４号機原子炉建屋の外壁及び内壁の損傷レベルをフロアー毎に示したものである。この図から総合的に判断すれば、床梁等の変形方向及び損傷の程度で水素爆発の位置等が推定でき、４階南西側及び３階北西側並びに３階北東部で水素爆発が生じたと推定出来る。



出典：図面は、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１３回会合　資料４より（一部加工）

図１６　各フロアーの外壁・内壁の損傷

５．今回の調査による水素爆発の場所の推定

４号機の鉄筋コンクリート部材（外壁・内壁、床版、梁・柱）の損傷調査から、ひび割れ及び損傷モード等から面内力と面外力を分けることができる。また、破壊レベルを分けることで水素爆発の程度を推定できることが分かった。そして、調査の結果、下記の３カ所で水素爆発が生じた可能性が示唆された

- ４階南西部で水素爆発　→既存調査ですでに推定
- ３階北東部で水素爆発の発生可能性が大
- ３階北西部で水素爆発の発生可能性が大

また、以上に示したように鉄筋コンクリート部材の損傷は、地震力による面内力によるものではなく、水素爆発等による面外力によるものと判断出来る。さらに、作用は、静的による増分作用ではなく、瞬間的に動的作用が寄与したかまたは衝撃による破壊であると考えられる。その理由は、作用の進展下では、内部応力状態によりひび割れ発生から進展（ひび割れ幅が大きくなる）するが、今回の損傷状態は、ひび割れが進展した形跡が現時点では明確には見られていないことから、一気に外力が（衝撃的に）作用したことで、梁では端部の塑性ヒンジが生じた可能性があると思われる。

なお、これらの損傷調査から、水素爆発が爆轟なのか爆燃かの判断はできないものの、各部材の損傷状態から判断して衝撃に近い作用が係ったと考えられその証拠に梁等はひび割れ進展が現在までの調査では明確に確認されておらず、塑性ヒンジの形成について、従来のひび割れ進展を伴う事象を認識しつつ、現場での詳細調査・分析を進めていく必要がある。

６．今後の課題

今回の調査では、柱・梁・床・壁部材の損傷等を詳細に調査することが出来た。今後は部材破壊の状態から作用力を逆算して、爆発の規模を推定することを試みる必要がある。そして、破壊に至った部材等の作用力として、どのような力が作用したか、つまり、衝撃波が生じたのかどうかを調査することが必要である。

参考文献

[1]Van den Berg,A.C.:The multi-energy method:A framework for vapour cloud explosion blast prediction, Journal of Hazardous Materials,Vol.12,pp1-10,1985

[2]Van den Berg,A.C., van Wingerden,C.J.M.,Zeeuwen,J.P.,and Pasman,H.J.:Current research at TNO on vapor cloud explosion modeling, Proceedings of International Conference on Vapor Cloud Modeling, Cambridge,Massachusetts,pp.687-711,1987

[3]Williamson,E.B. et al.:Blast-resistant highway bridges:Design and detailing guidelines,National Cooperative Highway Research Program Report 645,Transportation Research Board of the National Academies,Washington DC.,2010
[4]日本建築学会、建築物の耐衝撃設計の考え方,2015

（別添４－１）

１号機シールドプラグの変位・変形の仮説成立性を確認するための検討

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　三澤丈治

１．背景及び目的

東京電力福島第一原子力発電所１号機原子炉建屋５階オペフロに設置されているシールドプラグは、これまでの調査において、他号機と比較し、大きな変位と変形が確認されている。そのため１号機のシールドプラグの変位・変形の原因となった外力の候補として、以下の４つの仮説を立てた。

仮説１：５階オペフロにおける水素爆発による圧力
仮説２：漏えいしたガスにより高まった原子炉ウェルの内圧
仮説３：５階オペフロにおける水素爆発により発生した負圧
仮説４：原子炉ウェルで発生した水素爆発による圧力

そのうち、本稿では、

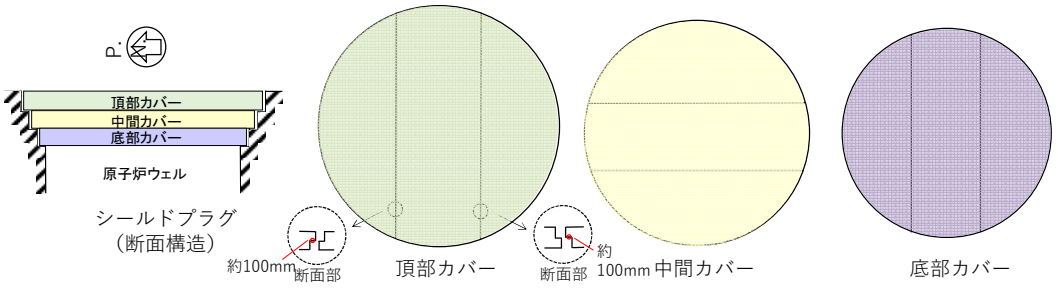
- 仮説３に関し、５階オペフロにおいて、シールドプラグが２段分乗り上げる高さに必要な、負圧の規模及び継続時間の検討
- 仮説４に関し、原子炉ウェル内において、シールドプラグが２段分乗り上げる高さに必要な、水素爆発による圧力の規模及び継続時間の検討

を目的として、力学的な簡易計算を行った。

また、仮説４において、原子炉格納容器から原子炉ウェルへのガスの漏えいを想定した場合、短時間で原子炉ウェル内の空気が掃気（パージ）される可能性があり、そのような条件でも、シールドプラグを持ち上げるほどの爆発が生じうるかについて検討するために、爆発エネルギーを見積もるための簡易計算を行った。

２．力学的簡易計算

（１）計算方法



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

図１　１号機シールドプラグの直径・厚さ・重さ[1]

図１に、１号機シールドプラグの直径、厚さ、重さを示す。本簡易計算では、１号機シールドプラグの頂部カバー、中間カバー、底部カバーをひとつの物体と仮定し、仮説３における負圧又は仮説４における原子炉ウェルにおける爆発による圧力により発生するシールドプラグの頂部カバー上面と底部カバー下面の間の差圧ΔPが、底部カバー下面に均等にt秒間上向きに作用することにより、一体物のシールドプラグが上向きに加速したのち、重力により減速し、シールドプラグが浮き上がる最高高さH_{max}に達するものとした。

上記仮定のもとで、以下の２式を計算することにより、H_{max}が、シールドプラグが２段分乗り上げるのに最低限必要な高さ 1.2 m と達するときの差圧ΔPの作用時間tを求めた。

$$H_{max} = \frac{at^2}{2} + \frac{(at\ )^2}{2g}$$

$$a = \frac{\Delta PS}{M_p} - g$$

ここで、使用する文字の定義は以下のとおりである。

M_p：シールドプラグ（頂部カバー、中間カバー、底部カバー）の総重量（5.18×10^5 kg）

g：重力加速度（9.8 m/s^2）

ΔP：シールドプラグ頂部カバー上面と底部カバー下面の間の差圧（MPa）

S：シールドプラグ底部カバー（直径 11.8 m）の面積（109.4 m^2）

a：差圧が作用したことによるシールドプラグの上向きの加速度（m/s^2）

t：シールドプラグに差圧が作用する時間（s）

H_{max}：シールドプラグが浮き上がる最高高さ（m）

（２）仮説３に係る試算

仮説３においては、原子炉ウェル内圧力が常に大気圧であるとし、オペフロにおける水素爆発の直後にオペフロが負圧になることにより、シールドプラグ頂部カバー上面と底部カバー下面の間の差圧ΔPが生じると仮定し、計算を行った。

ΔPが最大となるのはオペフロが真空状態となる場合であり、ΔPは大気圧相当の0.101 MPa となる。この条件で計算した結果、差圧が作用した時間tを 0.31 秒とした場合、H_{max}は 1.2 m に達した。

また、仮にオペフロの圧力が水素爆発の後に大気圧の半分相当まで下がり、ΔPが0.051 MPa となった条件で計算した結果、差圧が作用した時間tを 1.6 秒としたとき、H_{max}は 1.2 m に達した。

なお、仮説３において、シールドプラグの浮き上がりが発生するためには、

$$\Delta P > \frac{M_p g}{S}$$

より、ΔP=0.046 MPa を超える差圧が発生する必要があることを確認した。

（３）仮説４に係る試算

仮説４においては、原子炉ウェル内の水素爆発により発生する圧力が差圧ΔPと等しいと仮定した。

原子炉ウェル内の水素爆発により発生する圧力が 0.5MPa と仮定した条件で計算した結果、差圧が作用した時間tを 0.048 秒としたとき、H_{max}は 1.2m に達した。

３．爆発エネルギーを見積もる簡易計算

（１）計算方法

爆発エネルギーを求めるために、始めに図２に沿って原子炉ウェル内の水素、蒸気及び空気の濃度の時間変化を計算し、その後に、水素等の濃度に見合った爆発エネルギーを計算した。

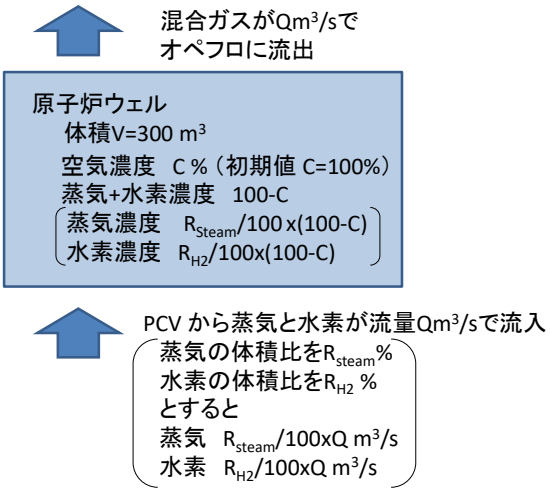


図２　濃度計算条件

図２に示す濃度計算条件においては、計算の簡略化のために、以下の仮定を置いた。

- 原子炉格納容器から流量Q m³/s で、蒸気（体積比 R_{steam} %）と水素（体積比 R_{H2} %）の漏えいガスが原子炉ウェルに流入し続ける。
- 原子炉ウェル（体積V =300 m³ と推定）内では、原子炉格納容器から原子炉ウェルに流入したガスが一瞬で原子炉ウェル内雰囲気と混合する。
- 原子炉ウェル内で混合したガスは流量Q m³/s で原子炉ウェルからオペフロに流出する。

上記仮定をもとに、以下の式

$$V\frac{\partial C}{\partial t} = -QC$$

より、時刻t における空気濃度C を以下のとおり求めた。

$$C = exp\left(-\frac{Q}{V}t\right) \times 100\ \%$$

その後、原子炉ウェル内の水素により爆発するエネルギーは、以下の仮定や値

- 空気中の酸素濃度は約 21%であることから、
  原子炉ウェル内の酸素濃度：0.21×C　%
  原子炉ウェル内の水素濃度：R_{H2}/100×(100- C) %
- 水素 1 mol と酸素 0.5 mol の爆発エネルギー286 kJ

を用いて、以下のとおり求めた。

原子炉ウェル内の水素により爆発するエネルギー =

原子炉ウェル内の爆発する水素のモル数 $\frac{300\times10^3\ \mathrm{L} \times \min[R_{H2}/100\times(100-C),\ 2\times0.21\times C]/100}{22.4\ \mathrm{L}}$

x 水素1molあたりの爆発エネルギー 286 x10^{3}J

シールドプラグ（重量 518×10^{3}kg）を 1.2m 持ち上げるために必要なエネルギーは、

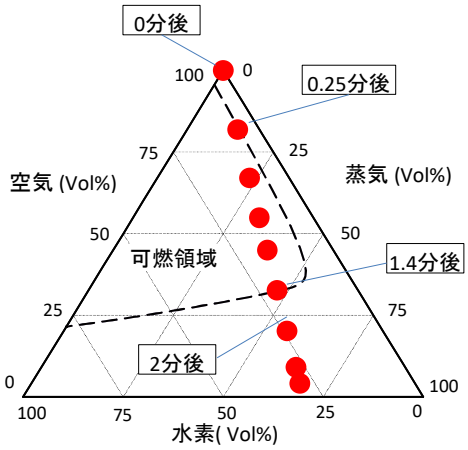
シールドプラグ質量 518x10^3 kg x 重力加速度 9.8 m/s^2 x 1.2 m
= 6.1 x10^6 J

であり、この値と、計算より得られた原子炉ウェル内の水素により爆発するエネルギーを比較した。

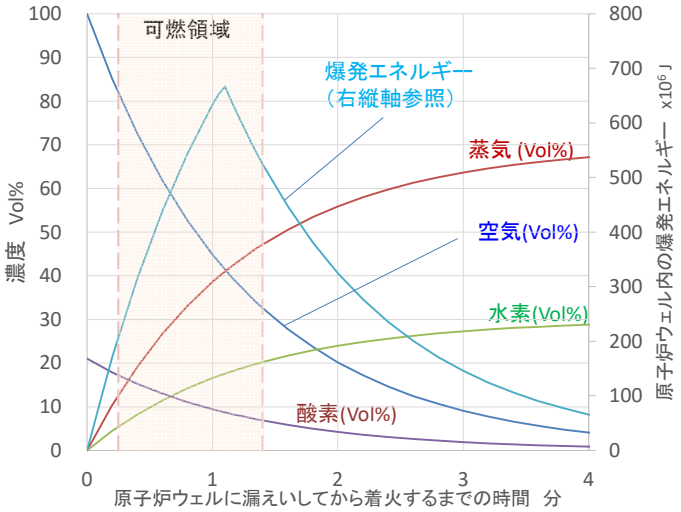
（２）計算結果

原子炉格納容器からの漏えいガスの流量、蒸気と水素の体積比がどの程度かは不明であるが、あたりをつけるために、漏えいガスの流量Q = 4 m^3/s、蒸気体積比 R_{steam}=70 %、水素体積比 R_{H2}=30 %の条件で計算した結果を図３に示す。図３では、原子炉格納容器からの漏えいガスが原子炉ウェルに流入開始した時点をt =0 としている。この条件の場合、想定通り、原子炉ウェル内の空気は数分でパージされてしまう。図３(a)のシャピロ線図において、原子炉ウェル内雰囲気が可燃領域内である時間は１分程度である。その間の可燃領域における爆発エネルギーは、図３(b)のグラフを見ると、200×10^{6}J 以上であり、シールドプラグが 1.2 m 浮き上がるために必要な位置エネルギーを大きく上回る。

図４に、漏えいガスの流量Q =1 m^3/s、蒸気体積比 R_{steam}=70 %、水素体積比 R_{H2}=30 %の条件で計算した結果を示す。漏えいガスの流量が図３のケースの 1/4 であった場合は、原子炉ウェル内雰囲気が可燃領域内にある時間が４分程度となるが、爆発エネルギーが 200×10^{6}J 以上であることに変わりはない。

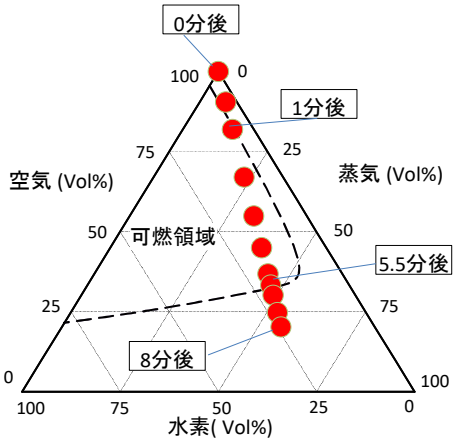


(a) シャピロ線図

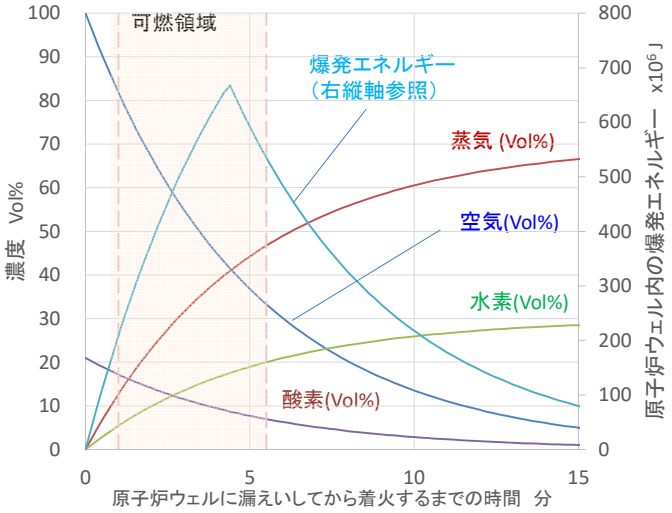


(b) 濃度と原子炉ウェル内爆発エネルギーの時間変化

図３　漏えいガスの流量 Q=4m³/s、蒸気体積比 R_{Steam}=70%、水素体積比 R_{H2}=30% の場合の濃度と爆発エネルギーの時間変化



(a) シャピロ線図



(b) 濃度と原子炉ウェル内爆発エネルギーの時間変化

図４　漏えいガスの流量 Q=1m³/s、蒸気体積比 R_{Steam}=70%、水素体積比 R_{H2}=30% の場合の濃度と爆発エネルギーの時間変化

４．まとめ

仮説３及び仮説４において、シールドプラグが２段分乗り上げるだけの高さに持ち上がるために必要な差圧と継続時間を検討するために、力学的簡易計算を行った。その結果、仮説３においては、水素爆発後にオペフロの気圧が真空まで下がるという極端な条件が 0.31 秒間維持されるか、0.5 気圧まで下がった状態が 1.6 秒間維持される必要があることがわかった。また、仮説４においては、原子炉ウェル内で発生した水素爆発によりシールドプラグ底部カバーに 500kPa の圧力が加わった場合、その圧力が 0.048 秒間作用する必要があることがわかった。

また、仮説４において、爆発エネルギーを見積もるための簡易計算を行った結果、原子炉格納容器から原子炉ウェル内に流入するガスに、爆発するための十分な水素濃度があれば、原子炉ウェル内の酸素が短い時間内でパージされる条件においても、原子炉ウェル内の爆発により生じるエネルギーが、シールドプラグを 1.2m持ち上げるために必要な位置エネルギーを大きく上回ることがわかった。

参考資料

１．第 47 回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 令和 6 年 07 月 22 日 資料 3

（別添４－２）

解析による水素爆発時の１号機シールドプラグ挙動推定

東芝エネルギーシステムズ株式会社
パワーシステム事業部　室伏　正
原子力システム設計部　前川　治
原子力先端システム設計部　親松　泰子

１．はじめに

本資料は福島事故以降、当社にて事象の解明、原因究明等を目的として独自に実施してきた種々の解析評価のうち、1 号機シールドプラグの挙動に関して、爆発時にプラグに負荷される荷重とプラグの挙動の関係を評価したものである。

なお、本資料では水素爆発に関して着火場所等の考察、爆発挙動の詳細評価を行ったものではなく、異なる着火点に対してどのような挙動になるかをケーススタディとして評価したものである。

２．背景

（１）１号機シールドプラグのずれ状況

1 号機シールドプラグは、事故後の調査の結果[1]、頂部プラグと中間プラグの 2 段分の乗り上げが発生し、底部プラグは PCV 上部に落下している状況が確認されている。図１に 1 号機シールドプラグのずれの状況を示す。

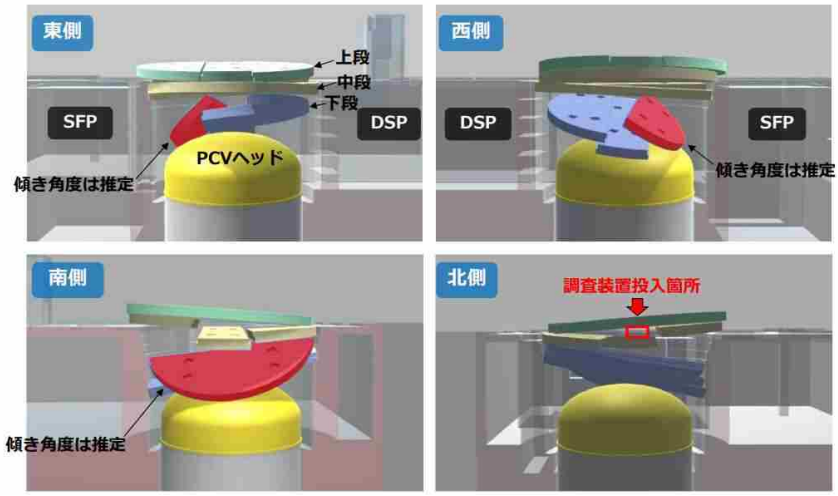


図１　１号機シールドプラグのずれの状況（調査結果に基づくイメージ）[1]

（２）１号機シールドプラグのたわみ量

調査結果[2]によると１号機シールドプラグには下に凸形状の残留変形が生じていて、頂部プラグ、中間部プラグのたわみ量は最大で約 170㎜ であることが確認されている。図２に１号機シールドプラグのたわみ量を示す。

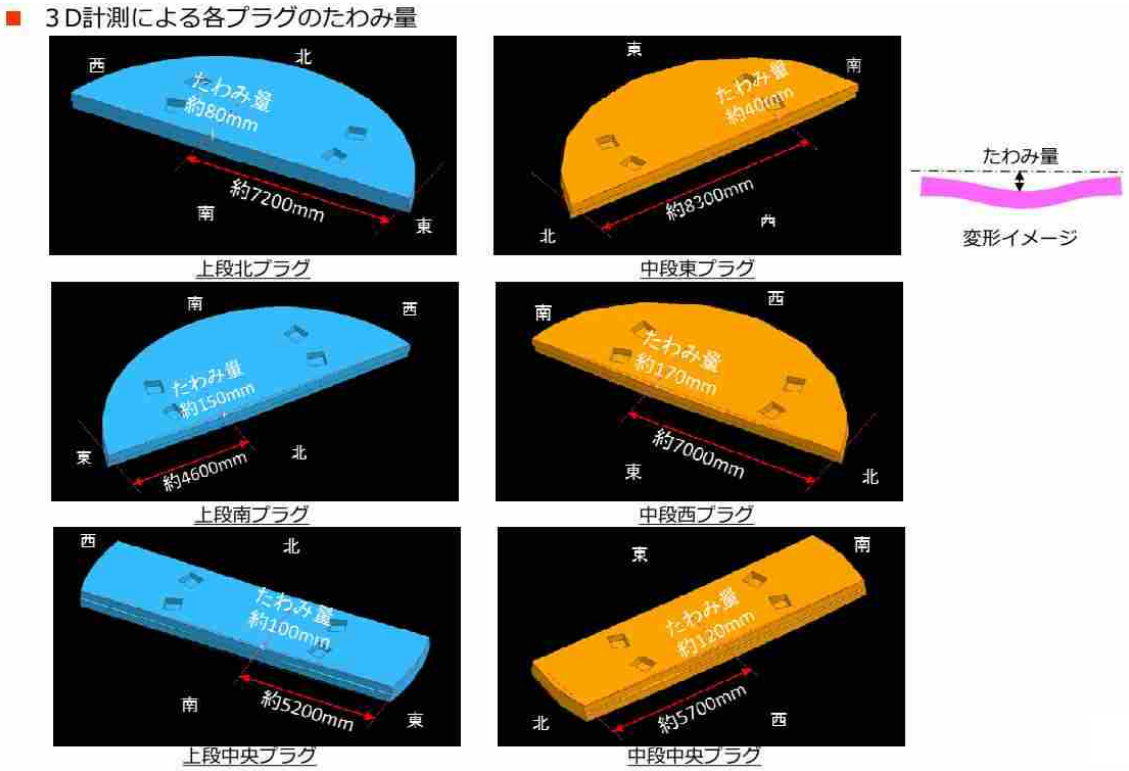
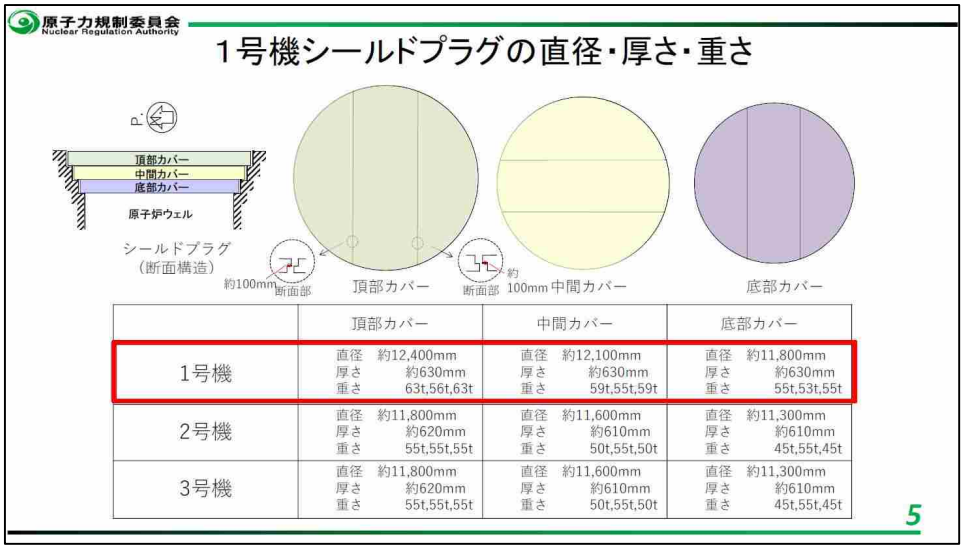


図２　１号機シールドプラグのたわみ量[2]

（３）各号機のシールドプラグの寸法情報

各号機のシールドプラグの寸法情報[3]を図３に示す。各号機のシールドプラグは頂部、中間部、底部の 3 段構成で、１号機のプラグ厚は約 630㎜、3 段分の合計の重さは約 520ton である。



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

図３　各号機のシールドプラグの寸法情報[3]

（４）１号機シールドプラグ変位及び変形の原因についての仮説

１号機シールドプラグ変位及び変形の原因についての仮説[3]を図４に示す。本資料では、仮説１「5 階オペフロ水素爆発」と仮説４「原子炉ウェル水素爆発」を対象として解析によりシールドプラグの挙動を推定する。

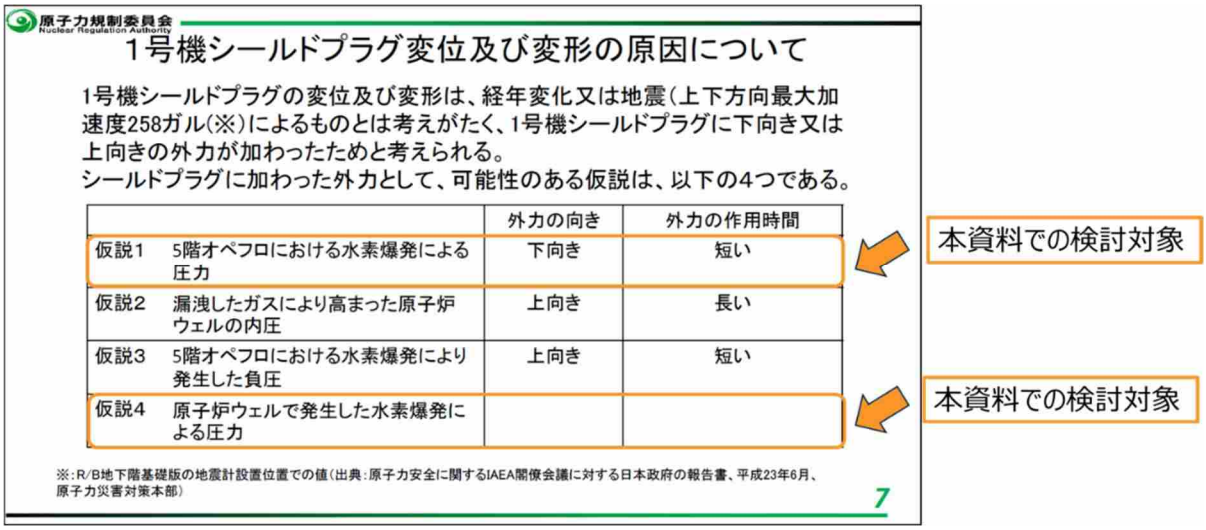


図４　１号機シールドプラグ変位及び変形の原因についての仮説[3]

３．検討の流れ

検討の流れを図５に示す。「モデル作成と手法設定」、「水素燃焼解析による圧力の推定」、「圧力荷重の設定と構造解析」の順で検討を行う。

なお、水素の蓄積状態や実際の燃焼現象についての正確な情報はないことから、水素燃焼解析で得られた推定圧力も不確定性を多く含んだものとして、圧力の大きさ等をパラメータとして構造解析を行う。構造解析結果に基づく挙動評価では、ずれ、落下の状況及び最大たわみ量について、実機の調査・測定結果と比較する。

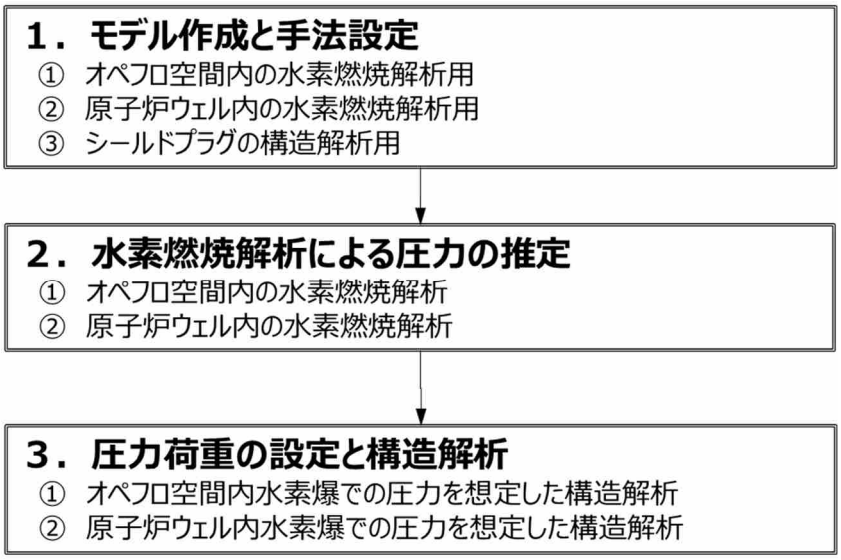


図５　検討の流れ

４．モデル作成と手法設定

４．１　オペフロ空間内の水素燃焼解析

オペフロ空間内の水素燃焼解析での解析手法、初期条件を以下に示す。この設定は過去に実施した３号機の水素燃焼解析に設定したものである。

【解析手法】

解析コード	「STAR-CD」[*1] ver.3.26
乱流モデル	k-ε RNG
反応式	H_2+0.5O_2→H_2O
	一段総括反応

【初期条件】

濃度[*2]	H_2：O_2：N_2　　=28.3%：14.2%：53.2%
圧力	0.1013MPa（大気圧と想定）

オペフロ空間内の水素燃焼解析用の解析モデルを図６に示す。過去に作成した３号原子炉建屋の評価用の解析モデルで、５階オペフロ空間と４階空間を対象としてモデル化し、着火位置は燃料プール付近に設定した。

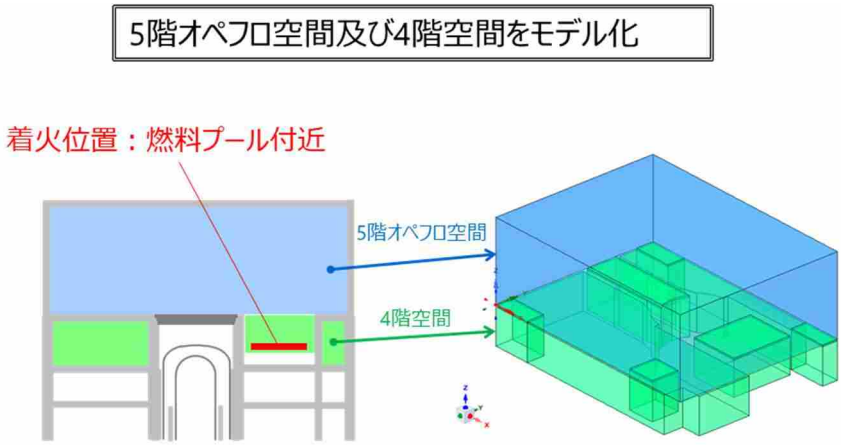


図６　水素燃焼解析モデル（3 号原子炉建屋の評価に用いたモデル）

---

1 掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合がある。
2 過去に設定した３号機の原子炉建屋の水素爆発評価用の値。

４．２　原子炉ウェル内の水素燃焼解析

原子炉ウェル内の水素燃焼解析での解析手法、初期条件を以下に示す。水素濃度はオペフロ爆発で使われた水素を差し引いた場合を想定した濃度で、過去の検討で設定したものを流用した。

【解析手法】

解析コード	「Fluent」[*3] ver.23.2
乱流モデル	k-ε RNG
反応式	H_2+0.5O_2→H_2O
	一段総括反応

【初期条件】

濃度	H_2：O_2：N_2　　=41%[*4]：20.5%：38.5%
圧力	0.1013MPa（大気圧と想定）

原子炉ウェル内の水素燃焼解析用の解析モデルを図７に示す。原子炉ウェル空間を対象として周方向 45 度分をモデル化し、着火位置は PCV ヘッドのフランジ部近傍として設定した。

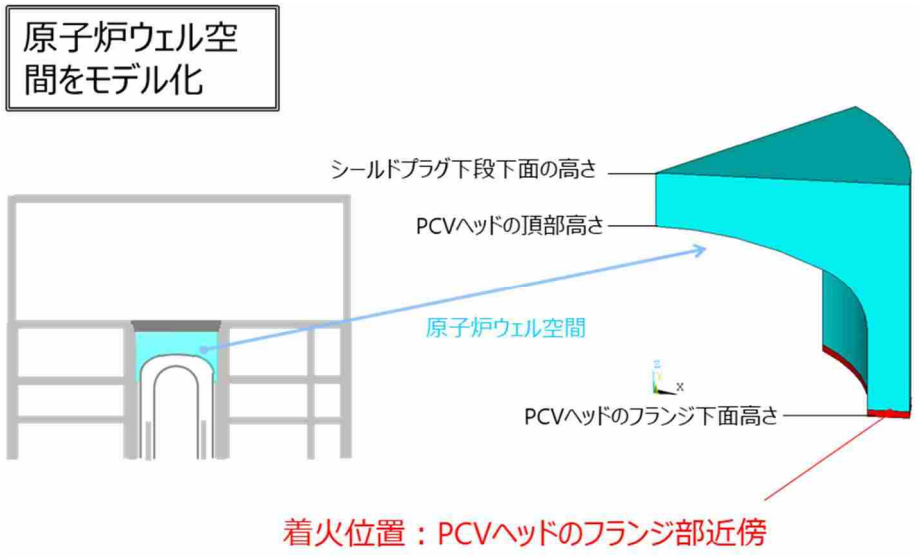


図７　水素燃焼解析モデル（周方向 45 度分）

---

3 掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合がある。
4 発生水素からオペフロ爆発で使われた水素を差し引いた場合を想定したドライウェル水素濃度。

４．３　シールドプラグの構造解析

シールドプラグの構造解析用の解析手法を以下に示す。材料モデルには、損傷を評価できる材料モデルとして、コンクリートにKCCコンクリートモデルを、金属に移動硬化モデルを用いた。

【解析手法】

解析コード　「LS-DYNA」 ver. 10. 1[*5]

解析手法　陽解法

材料モデル

コンクリート：KCCコンクリートモデル[*6]

金属：移動硬化モデル

シールドプラグの構造解析用の解析モデルを図８に示す。シールドプラグ、シールドウォール上部、PCVヘッドをモデル化した。シールドプラグのモデル化では、コンクリートの中に鉄筋を埋め込む形でモデル化した。解析に用いた材料物性値を表１に示す。

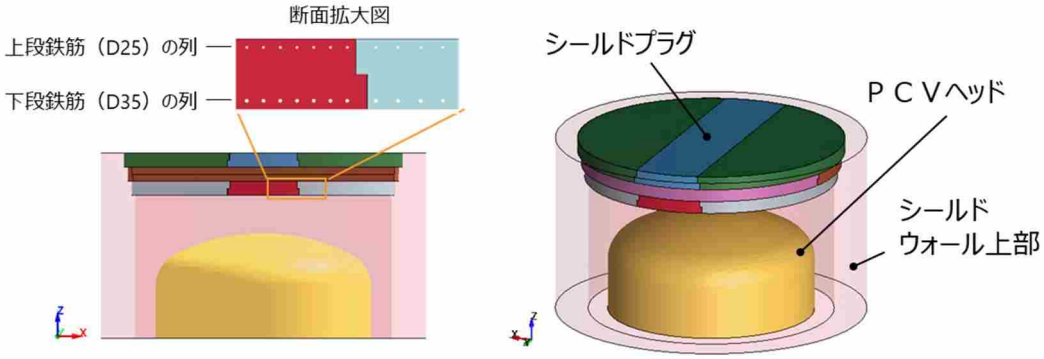


図８　構造解析モデル（360度モデル）

5 掲載の商品の名称は、それぞれ各社が商標として使用している場合がある。

6 ひび割れによる強度低下を考慮できるコンクリート材料モデル。材料モデルの検証については、「T. Korematsu ら, “Experimental Study on Resistance of Steel Plate Reinforced Concrete Against Projectile Impact”,SMiRT26」[4]を参照。

表１　解析に用いた材料物性

材料	項目	採用値
コンクリート	ひずみ速度強度倍率	1.25*1
	Fc 値	225kg/cm^2
	ポアソン比	0.2
鉄筋	ひずみ速度強度倍率	1.20*1
	縦弾性係数	2.05×10^{5}MPa
	ポアソン比	0.3
	降伏応力	414.8MPa
	塑性硬化係数	1185.0MPa
鋼板（PCV）	ひずみ速度強度倍率	1.29*1
	縦弾性係数	2.05×10^{5}MPa
	ポアソン比	0.3
	降伏応力	355.4MPa
	塑性硬化係数	1509.6MPa

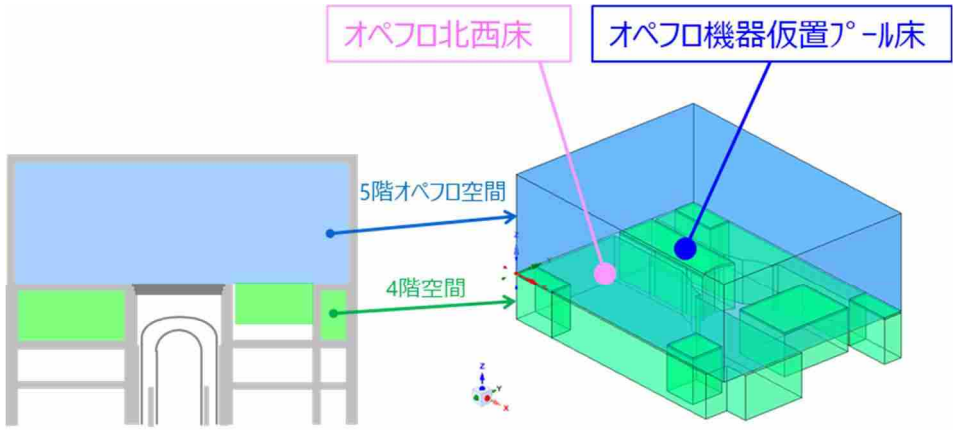
＊1“Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs,NEI07-13[Revision8P]”[5] 記載のひずみ速度強度倍率（DIF 値）を採用

５．燃焼解析による圧力の推定

５．１　オペフロ空間内の水素燃焼解析

オペフロ空間内の水素燃焼解析の結果として、3 号機のオペフロ床での圧力の過渡変化を図９に示す。圧力の出力位置は、「オペフロ北西床」、「オペフロ機器仮置プール床」とした。

なお、実際には壁や屋根が損傷し飛散することで圧力が開放することが考えられるが、この解析では壁や屋根の損傷による圧力開放を考慮していない。そのため、構造解析での圧力荷重の設定では、ここで推定した圧力の過渡変化を基に圧力の開放のタイミングを想定してそのタイミングで圧力を大気圧に降下させることとした。



評価断面上の出力位置

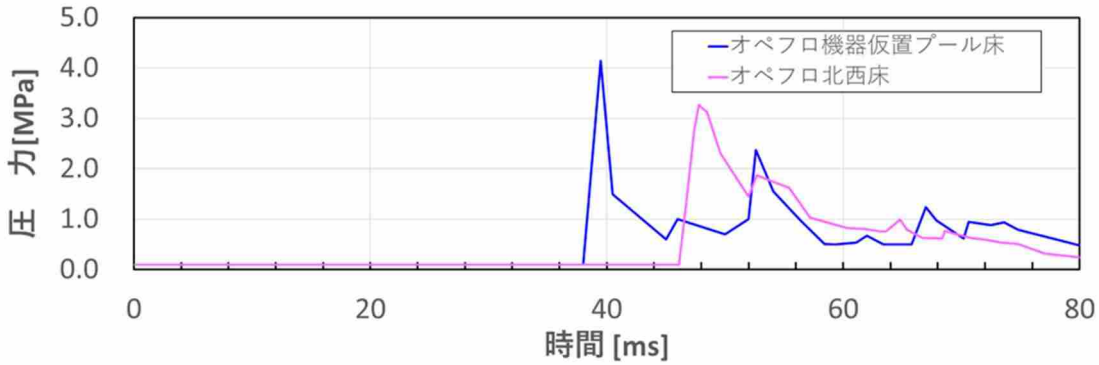
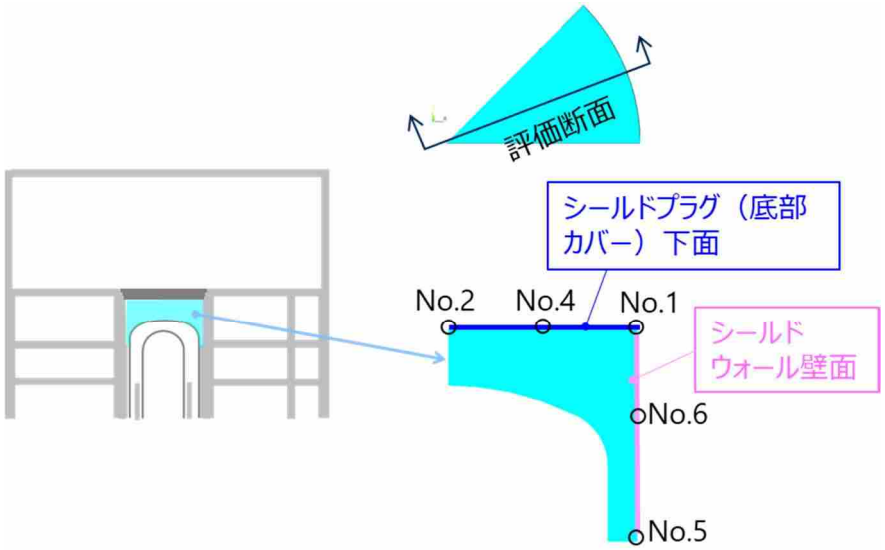


図９　オペフロ床での圧力の過渡変化（３号機）

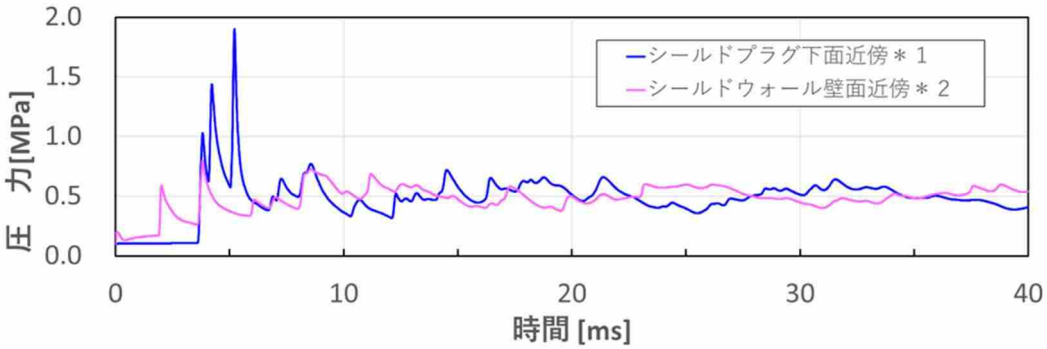
５．２　原子炉ウェル内の水素燃焼解析

原子炉ウェル内の水素燃焼解析の結果として、シールドプラグ下面及びシールドウォール壁面での圧力の過渡変化を図１０に示す。

なお、爆発時に圧力によりシールドプラグが上方に浮き上がった場合はシールドプラグとシールドウォールに隙間が生じ圧力が開放されることが考えられるが、この解析ではシールドプラグとシールドウォールに隙間が生じることによる圧力開放を考慮していない。そのため、構造解析での圧力荷重の設定では、ここで推定した圧力の過渡変化を基に圧力の開放のタイミングを想定してそのタイミングで圧力を大気圧に降下させることとした。



評価断面上の出力位置



*1　No. 1, No. 2, No. 4 の圧力値をそれぞれの出力点の支配面積を考慮して平均化
*2　No. 1, No. 5, No. 6 の圧力値をそれぞれの出力点の支配面積を考慮して平均化

図１０　シールドプラグ下面及びシールドウォール壁面での圧力の過渡変化

６．圧力荷重の設定と構造解析

６．１　条件及び結果の概要

解析の条件と結果の概要を表２に示す。表中のケース A1～A3 は仮説１「5 階オペフロ水素爆発」を想定したケーススタディ、ケース B1～B4 は仮説４「原子炉ウェル水素爆発」を想定したケーススタディで、圧力の条件をパラメータとしている。

表中には、解析での最大たわみ量とシールドプラグのずれ、落下の状況も記載しているが、最大たわみ量やずれ、落下の状況が実際のものに近かったケース A2 とケース B4 について、６．２項及び６．３項に詳細を示す。

表２　条件及び結果の概要

想定した水素爆発	ケース名	圧力条件				最大たわみ量		ずれ、落下の状況		浮き上がり量	
		最大圧力	圧力差:ΔP（平均）	最大圧力継続時間:Ta	圧力分布	頂部プラグ（測定：150mm）	中央プラグ（測定：170mm）	床への乗り上げ（実物:2段分乗り上げ）	PCV上部への落下（実物:底部カバー落下）		
5階オペフロにおける水素爆発（仮説１）	A1	1.0MPa	0.9MPa	20.5ms	一様圧力	112mm	122mm	乗り上げ無し	落下無し	0.09m	例示
	A2	1.5MPa	1.4MPa	20.5ms	一様圧力	200mm	190mm	乗り上げ無し	落下無し	0.24m	
	A3	2.0MPa	1.9MPa	20.5ms	一様圧力	262mm	243mm	乗り上げ無し	落下無し	0.24m	
原子炉ウェルで発生した水素爆発（仮説４）	B1	0.4MPa	0.3MPa	76.2ms	一様圧力	153mm	167mm	乗り上げ無し	落下無し	1.0m	
	B2	0.5MPa	0.4MPa	76.2ms	一様圧力	225mm	261mm	1段の半分が床面より上に出る	落下無し	1.9m	
	B3	0.6MPa	0.5MPa	76.2ms	一様圧力	383mm	377mm	1段分乗り上げ	落下無し	2.9m	
	B4	0.6MPa	0.4MPa	76.2ms	分布圧力（4領域に分け負荷）	132mm	98mm	2段分乗り上げ	底部カバー落下	3.1m	例示

６．２　５階オペフロ水素爆発を想定した解析（ケース A2）

「5 階オペフロ水素爆発」を想定した解析ケース A2 の圧力荷重の設定及び構造解析結果を示す。

（１）圧力荷重の設定

境界条件及び圧力荷重の範囲を図１１に示す。圧力を、頂部プラグの上面に下向きに一様に負荷する。

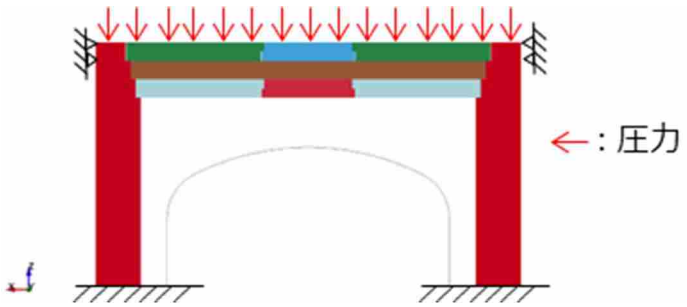
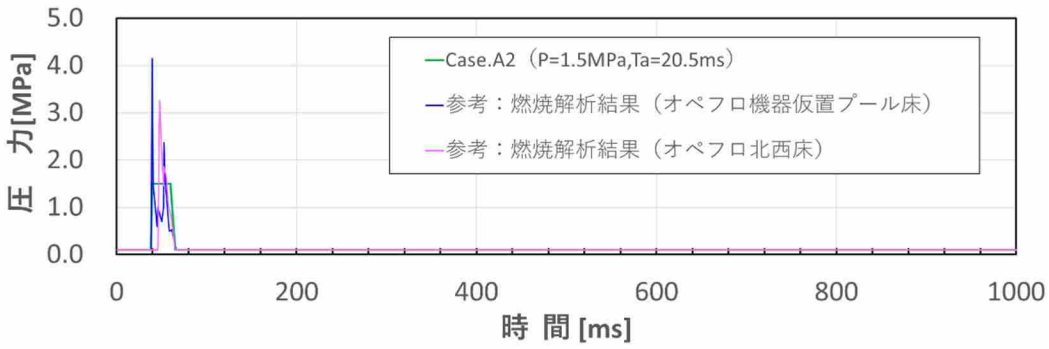


図１１　境界条件及び圧力荷重負荷の範囲

負荷する圧力の時間変化を図１２に示す。解析で負荷する圧力は最大圧力 1.5MPa の台形パルス波で最大荷重の作用時間は 20.5ms とし、原子炉建屋の壁等が損傷するタイミングで圧力が大気圧となるよう負荷した。図１２には、参考にオペフロ空間内の水素燃焼解析で得られた圧力の時間変化も併せて記載した。

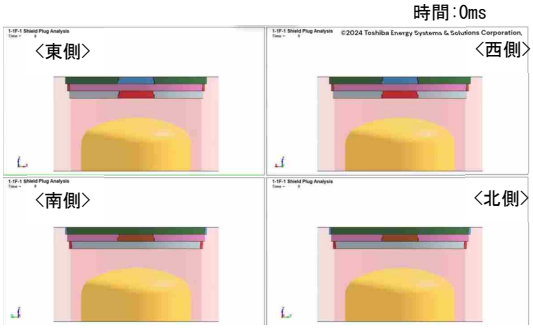


＊解析は 0～3000ms の間実施

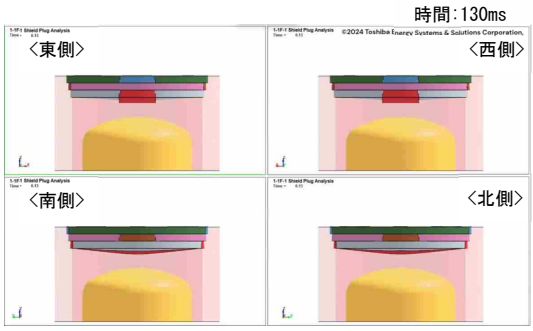
図１２　負荷する圧力の時間変化

（２）構造解析結果

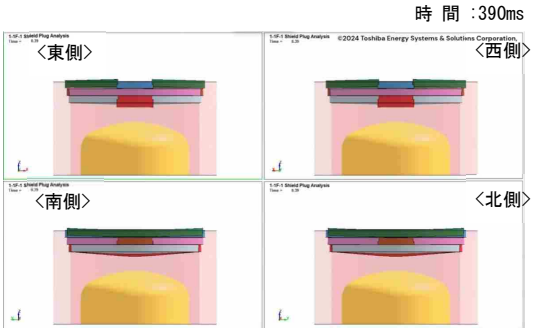
シールドプラグ状態の時間変化を図１３に示す。図１３では、(a)初期の状態、(b)下向きたわみ量が最大となる時点の状態、(c) 浮き上がり量が最大となる時点の状態、(d)落下後の安定した状態での東側、西側、南側、北側のそれぞれの方位の視点での状態を示している。負荷された圧力荷重が開放され、解析開始から 130ms 後に下向きのたわみ量が最大となり、その後、頂部プラグがバウンドし浮き上がりが生じ、解析開始から 390ms 後に最大で 237mm の浮き上がりが生じ、落下後に安定する。



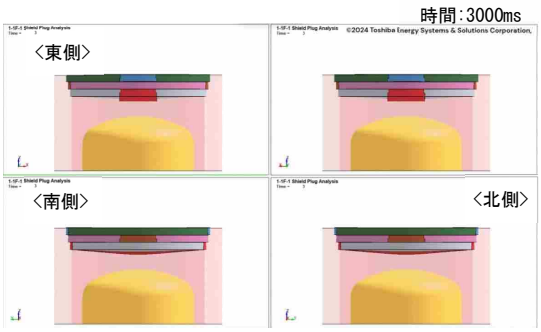
(a)初期の状態



(b)下向きのたわみ量が最大となる時点の状態



(c)浮き上がり量が最大となる時点の状態



(d)落下後の安定した状態

図１３　シールドプラグ状態の時間変化（Case.A2 の解析結果）

解析終了時点でのシールドプラグの最大たわみ量と計測値[2]を表３に示す。解析での頂部プラグの最大たわみ量は 200㎜（計測値：約 150㎜)、中間プラグの最大たわみ量は 190㎜（計測値：約 170㎜）であり、計測されたたわみ量を上回る残留変形が生じている。

表３　シールドプラグのたわみ量比較

部位		計測[2]	解析(Case.A2)
頂部	北プラグ	約 80㎜	172㎜
	南プラグ	約 150㎜	169㎜
	中央プラグ	約 100㎜	200㎜
中間	北プラグ	約 40㎜	190㎜
	南プラグ	約 170㎜	188㎜
	中央プラグ	約 120㎜	185㎜

（３）結果まとめ

① シールドプラグを下に押し付ける方向に圧力が作用し、今回想定した条件ではシールドプラグに下に凸となる残留変形が生じた。残留変形量としては、頂部プラグの最大たわみ 200㎜（計測値：約 150㎜)、中間プラグの最大たわみ 190㎜（計測値：約 170㎜）であった。

② シールドプラグを下に押し付ける方向に圧力が作用した後に、今回想定した条件では頂部プラグがバウンドし上方向に浮き上がった。頂部プラグの最大浮き上がり量は 237㎜（＜プラグ厚：約 630㎜）で、頂部プラグ、中間プラグの乗り上げは発生しなかった。

③ 今回想定した条件では、底部プラグは PCV 上部に落下しなかった。

（４）結果の検討

5 階オペフロ水素爆発を想定して本解析ケースで設定した圧力は、測定されたたわみ量を上回る残留変形（たわみ量）が生じる条件であったが、実機で確認された頂部プラグと中間プラグの 2 段分のオペフロ床への乗り上げ、底部プラグの PCV 上部への落下は生じなかった。

６．３　原子炉ウェル水素爆発を想定した解析（ケース B4）

「原子炉ウェル水素爆発」を想定した解析ケース B4 の圧力荷重の設定及び構造解析結果を示す。

（１）圧力荷重の設定

境界条件及び圧力荷重の範囲を図１４に示す。圧力を、底部プラグの下面に上向き及びシールドウォールの内面に外向きに負荷する。

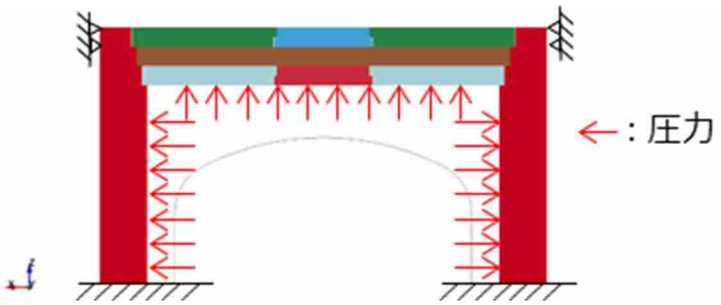
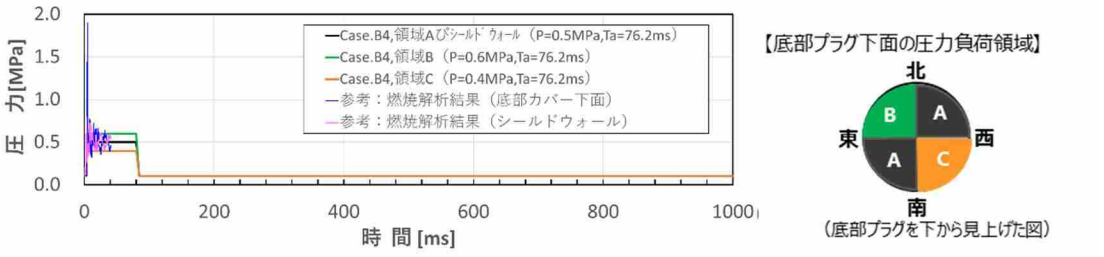


図１４　境界条件及び圧力荷重の負荷範囲

負荷する圧力の時間変化を図１５に示す。図１５には底部プラグ下面の圧力負荷領域をあわせて示すが、領域 A 及びシールドウォールには最大圧力 0.5MPa の台形パルス波、領域 B には最大圧力 0.6MPa（0.5MPa の+20%増）の台形パルス波、領域 C には最大圧力 0.4MPa（0.5MPa の+20%減）の台形パルス波を最大荷重の作用時間は 76.2ms で、下部プラグが浮き上がりシールドプラグとの間に隙間が生ずるタイミングで圧力が大気圧となるよう負荷している。

図１５には、参考にウェル内の水素燃焼解析で得られた圧力の時間変化も併せて記載した。



＊解析は 0～5000ms の間実施

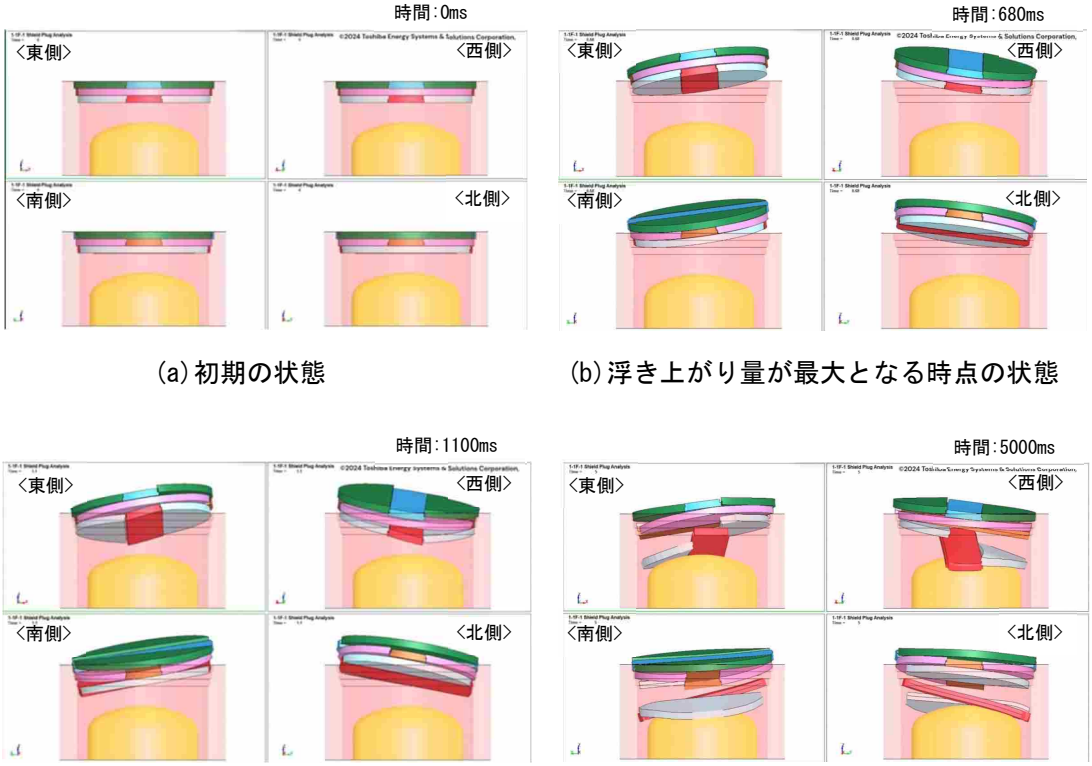
図１５　負荷する圧力の時間変化

（２）構造解析結果

シールドプラグ状態の時間変化を図１６に示す。図１６では、(a)初期の状態、(b) 浮き上がり量が最大となる時点の状態、(c)落下途中の状態、(d)落下後の安定した状態での東側、西側、南側、北側のそれぞれの方位の視点での状態を示している。

圧力が負荷され 3 段分のシールドプラグが上昇し、底部プラグとシールドウォールの間に隙間が生じ圧力が開放されるが、シールドプラグは上昇を続け、解析開始から 680ms 後に最大で約 3.1m の浮き上がりが生じ、その後落下していく。

解析開始から 1100ms 後付近で底部プラグの一部がシールドウォールの上段の受け部に引っ掛かり、頂部プラグ、中間プラグが落下しその上に積みあがる状態で落下が終わり安定した。その他の底部プラグは、斜めに落下したことにより、シールドウォールに一部が引っ掛かり、一部が完全に PCV 上部に落下した。



(a)初期の状態　(b)浮き上がり量が最大となる時点の状態

(c)落下途中の状態　(d)落下後の安定した状態

図１６　シールドプラグの挙動（Case.B4 の解析結果）

解析終了時点でのシールドプラグの最大たわみ量と計測値[2]を表４に示す。解析での頂部プラグの最大たわみ量は 132mm（計測値：約 150mm)、中間プラグの最大たわみ量は 98mm（計測値：約 170mm）であり、計測されたたわみ量と同程度又は下回る残留変形が生じている。

表４　シールドプラグのたわみ量比較

部位		計測[2]	解析(Case.B4)
頂部	北プラグ	約 80mm	132mm
	南プラグ	約 150mm	48mm
	中央プラグ	約 100mm	103mm
中間	北プラグ	約 40mm	80mm
	南プラグ	約 170mm	98mm
	中央プラグ	約 120mm	39mm

（３）結果まとめ

① シールドプラグを上に押し上げる方向に圧力が作用し、今回想定した条件ではシールドプラグは上方向に浮き上がり（最大約 3.1m)、落下による衝撃により下に凸となる残留変形が生じた。残留変形量としては、頂部プラグの最大たわみ 132mm（計測値：約 150mm)、中間プラグの最大たわみ 98mm（計測値：約 170mm）であった。

② 今回想定した条件では、頂部プラグ、中間プラグともに 2 段分（約 1260mm）のオペフロ床への乗り上げが生じた。

③ 今回想定した条件では、底部プラグは PCV 上部に落下した。

（４）結果の検討

原子炉ウェルでの水素爆発を想定して本解析ケースで設定した圧力は、測定されたたわみ量と同程度もしくは若干下回る残留変形（たわみ量）が生じる条件であったが、実機で確認された頂部プラグと中間プラグの 2 段分のオペフロ床への乗り上げ及び底部プラグ一部の PCV 上部への落下が生ずる結果となった。

７．まとめ

（１）5 階オペフロにおける水素爆発による圧力（仮説１）を想定した挙動

① 圧力の条件によっては、シールドプラグを下に押し付ける方向に圧力が作用した後に、頂部プラグがバウンドし上方向に浮き上がる。

② 圧力の条件によっては、シールドプラグを下に押し付ける方向に圧力が作用した後に、シールドプラグがバウンドし上方向に浮き上がる。

（２）原子炉ウェルで発生した水素爆発による圧力（仮説４）を想定した挙動

① シールドプラグを上に押し上げる方向に圧力が作用し、圧力の条件によってはシールドプラグが上方向に浮き上がり、落下による衝撃により下に凸となる残留変形が生じる。

② 圧力の条件によっては、頂部プラグ、中間プラグのオペフロ床への乗り上げが発生する。

③ 圧力の条件によっては、シールドプラグの一部が PCV 上部に落下する。

調査結果のようにシールドプラグに下に凸となる残留変形が生じ、中間プラグが乗り上げ、底部プラグが外れる状況は、原子炉ウェルから上向きに相当の圧力が作用したことにより生じたと推測される。

引用文献

１．東京電力ホールディングス株式会社，特定原子力施設監視・評価検討会（第 54 回）資料２“福島第一原子力発電所 1 号機オペレーションフロア調査結果（中間）について”，2017 年 6 月 28 日

２．東京電力ホールディングス株式会社，“１号機原子炉建屋ガレキ撤去関連調査結果及び北側屋根鉄骨の切断開始について”，2019 年 9 月 26 日

３．原子力規制委員会，第 47 回事故分析検討会　資料３“１号機シールドプラグの変位及び変形の原因検討について”，2024 年 7 月 22 日

４．T. Korematsu ら，“Experimental Study on Resistance of Steel Plate Reinforced Concrete Against Projectile Impact”，SMiRT26

５．ERIN Engineering & Research Inc. (2011)，“Methodology for performing aircraft impact assessments for new plant designs”，NEI 07-13, Revision 8P.

（別添５－１）

２号機 X-6 ペネで確認された堆積物に関する考察及び調査方針

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、岩永宏平

１．背景及び目的

2020 年 10 月に東京電力が実施した、２号機 X-6 ペネ内部の調査によって、同ペネの内部が堆積物によりハッチ部分から奥行き方向に閉塞していることが確認された。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[1]。その後、東京電力により、2023 年 10 月に同ペネのハッチ解放作業が行われ、その際、堆積物片及びハッチ裏側を擦ったスクレーパのスミヤ試料が採取され、分析が行われた[2]。

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 福島廃炉安全工学研究所（旧福島研究部門）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を「粒子の形状」等の観点で情報を再整理するよう求めた[3]。再整理された情報については、2024 年 6 月に報告を受けた。

大阪大学及び調査チームは、JAEA 福島廃炉安全工学研究所が再整理した情報及び東京電力等からの報告[1,2]を踏まえて、X-6 ペネ堆積物の分析の目的を以下のとおり再設定しそれらに関して５つの仮説を立案し、仮説それぞれの検証を大阪大学、JAEA 福島廃炉安全工学研究所、東京電力等の関係者の協力も得つつ進めている[4]。この検証により、当該堆積物の生成・移送プロセスを含めた事故当時に格納容器内で起きた事象を明らかにし、得られた知見から事故進展に対する理解を深めると共に、事故の拡大防止や収束対策への影響の有無等を確認する。

① 当該堆積物の原子炉圧力容器外へ放出された時点の生成プロセスを解明する。
② 当該堆積物の移送プロセスを解明する。
③ 当該堆積物生成時のペデスタル内の環境を解明する。
④ 当該堆積物生成時の事象（溶融燃料（燃料ペレット、被覆管、その他原子炉圧力容器内の構造物が溶融して混ざったもの）の成分と構造物との反応等）を解明する。

本資料では、当該仮説とその仮説を検証するために行う調査の方針について説明する。

---

1 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））
2 第 50 回事故分析検討会　資料６－３
3 第 43 回事故分析検討会　資料２－３
4 第 51 回事故分析検討会　資料１

２．東京電力等の調査・分析の結果の概要

これまでに東京電力等により実施された調査・分析結果の概要は以下のとおり。

- 東京電力が行った 3D スキャン調査の結果から、X-6 ペネの堆積物の量は 100 L 程度である[5]。（事故前から設置されているケーブルを含む堆積物の総量は約 140 L であり、ケーブルの総量（導線、被覆等の合計量）は約 40 L と試算されている。）
- 東京電力は、X-6 ペネ内堆積物調査時に調査装置を拭き取った試料、堆積物片及びハッチ裏側を擦ったスクレーパのスミヤ試料の 3 つのサンプルを採取している。
- X-6 ペネ周辺の線量率について、フランジ表面で最大 1.4 Sv/h が確認されている[5]。また、2023 年 10 月に採取された堆積物片（長辺で 4 cm 程度）の表面線量率は、γ 線量率で 110 mSv/h、β 線量率で 1800 mSv/h である[5]。
- 全てのサンプルの分析から、当該堆積物の主成分は、酸化鉄であることが分かっている[6,7]。1 μm 未満の酸化鉄の粒子（以下「酸化鉄微粒子」という。）が集合して形成された数十 μm 程度の大きさの集合粒子（以下「集合粒子」という。）が確認されている。集合粒子は、大きいものでは 100 μm 以上のものも存在し、40 μm 程度のウラン及びジルコニウムの粒子を含むものも存在する。これらの粒子の詳細は以下のとおり。

（粒径及び形状）

- 酸化鉄微粒子の大部分は、丸みを帯びている。集合粒子の大きさは数 μm ～数十 μm 程度であり、また、数は少ないが 100 μm 以上の大きさの粒子も存在する。
- ウラン粒子について、格納容器の内部で採取された試料では、形状は不定形なものが多く、大きさは 40 μm 程度のものが確認されている。また、格納容器の外部で採取された試料では、球状や丸みを帯びた粒子、及びそれらの集合体も確認されている。

（主要構成元素の比率）[7]

- ２号機格納容器内で採取されている試料は、共通して鉄を主成分として、微量のウランを含むことが確認されている。
- ICP-MS 等の定性分析結果から、主成分の鉄に加えて、ウラン、ジルコニウム、クロム、ニッケル等の元素が確認されている。
- 堆積物片の U/Fe（～0.5）は、調査装置付着物の試料の値（～0.05）と比べて、大きい。

5 第 41 回事故分析検討会　資料３－２
6 第 41 回事故分析検討会　資料３－１
7 第 50 回事故分析検討会　資料６－３

- ジルコニウムはウランと同程度またはそれ以上の原子数比で存在している。（結晶構造）[6,7]
- X線回折法による結晶構造の分析結果から、酸化鉄粒子は立方晶（Fe_3O_4）のピークを持っていることが確認されている。また、$(U,Zr)O_2$ 相と隣接または混合する形で Fe_3O_4-spinel・$FeCr_2O_4$-spinel 構造が確認されている。その他に、ZrO_2 の正方晶ピークが確認されている。
- ウラン粒子については、正方晶の$(Zr,U)O_2$ 相（U:Zr 比が 1:9 から 2:8）、立方晶の$(U,Zr)O_2$ 相（U:Zr 比が約 6:4）が確認されている。

３．仮説及び調査方針

この章では、調査チームが立案した５つの仮説、その根拠及び今後検証のために行う調査方針を説明する。

【酸化鉄微粒子及び集合粒子の生成プロセス】

〇仮説１

炉内で生成した溶融燃料が原子炉圧力容器下部や格納容器へ落下する過程で、溶融燃料のうちの一部の鉄、酸化鉄又は水酸化鉄（以下「鉄等」という。）が蒸発後、X-6 ペネに移動する過程で凝縮し、酸化鉄微粒子になった。そして、X-6 ペネ内で凝集し、100 μm 以上の大きさの集合粒子を形成した。

〇仮説の根拠

・酸化鉄微粒子の生成プロセスについて、環境大気中では、粒子の粒径ごとに異なるプロセスで粒子が生成されると考えられており、0.1～1 μm 程度の範囲では凝縮過程により生成すると考えられている[8]。
・酸化鉄微粒子間に高温下で粒子同士が結合したした際に見られるネックの成長は見つかっていない。これは、粒子が凝集した後は、比較的低い温度（鉄等の融点×0.7 程度以下）環境下に存在したと考えられ、炉心から離れた X-6 ペネで凝集した可能性を支持するものである。

〇調査方針

・粒子の生成プロセスとして、鉄等の蒸気が凝縮する場合と溶融した鉄等が衝撃を受けて飛沫になる場合の２パターンが考えられる。それぞれのプロセスで生成される粒子の形状、大きさ、気流がない場合の移動距離等の情報を集め、X-6 ペネの酸化鉄微粒子と比較する。特に溶鉱炉での鉄の粒子のデータなどを調べる。
・粒子の形状（球形又は不定形）は温度に依存する可能性はないか検討する。（周囲

8 粒子状物質の特性について（環境省）（env.go.jp/council/former2013/07air/y078-02/mat02-1.pdf）

の温度が酸化鉄の融点を超えている場合に、酸化鉄が液体状態になり、その時の表面張力により球形の粒子は生成され、周囲の温度が酸化鉄の融点より低い場合は不定形の粒子が生成されるという考え方)。

・微粒子が凝集する過程について、鉄以外の粒子も含めて、凝集した粒子の大きさに影響を与える条件等に関する文献調査を行う。なお、凝集のしやすさは、粒子の密度と凝集し易い状態が継続する時間に依存すると考えられる点に留意して、原子炉圧力容器から、格納容器を通じて、X-6 ペネまで移動する間に 100 μm 以上の大きさの集合粒子が形成される可能性はあるかを検討する。

・X-6 ペネ内で酸化鉄微粒子の凝集が確認されており、一般に密度が高くない場合、X-6 ペネ内で酸化鉄微粒子が凝集することは難しい。よって、X-6 ペネ内で酸化鉄微粒子の密度が高くなる要因を検討する。

・これまでの分析により、堆積物の主成分が鉄であることが明らかにされてきている。この要因については現時点で不明であるが、鉄の供給源として初期の溶融燃料に含まれる鉄成分が蒸発等のプロセスを経て単離、分離する可能性について調べる。特に、鉄とウラン等のその他の成分の蒸気圧の違いだけで説明できるかを確認する。

【酸化鉄粒子の生成プロセス並びに堆積物生成時のペデスタル内の環境及び事象（溶融燃料と構造物との反応)】

○仮説２

大量の酸化鉄の粒子は、ペデスタル下部において、鉄等の融点（1377℃～1597 ℃）を大きく超える温度かつ酸化雰囲気下で生成されたのではないか。鉄等の温度が融点を大きく超えていたとすると、そのような状況になるのは、溶融した鉄等を含む溶融燃料がペデスタル底面のコンクリートと接触して急冷される前であると考えられる。

○仮説の根拠

・鉄の蒸気圧は温度に対して指数関数的に上昇するため、融点付近では鉄は蒸気圧が低くあまり蒸発しないが、1700 ℃を超えると蒸発量が大きくなる。なお、この場合の鉄等を高温に加熱する熱源は、原子炉圧力容器破損前の時点での原子炉圧力容器内での水・ジルコニウム反応及び崩壊熱を想定している。

○調査方針

・溶融した鉄を含む溶融燃料がペデスタル底面のコンクリートに接触すると、コンクリートの体積が大きくかつ温度が低いと考えられる[9]ため、溶融した鉄等の温

9 2 号機の解析によると、格納容器温度は最大でも 200 ℃程度と考えられる。

度が下がり、融点を超える温度を保てない可能性がある。上記のような溶融燃料の温度の低下が起きるのかどうか、また、溶融燃料の温度を保つメカニズムがあるのかをこれまでに行われた溶融炉心とコンクリートの相互作用（以下「MCCI」という。）の実験及び解析の結果等から確認する。なお、MCCI の解析について、様々なコンクリートの浸食モデルがあることに注意して確認する。

【ウラン粒子の生成プロセス】

○仮説３

X-6 ペネで確認されたウラン粒子は、ウランの蒸発・凝縮によって生じたものではなく、溶融燃料が、ペデスタル下部へ落下した際の衝撃又はコンクリートと接触した際の反応（コンクリートに含まれる水分の蒸発等）による飛沫が凝固し生成したものである。

○仮説の根拠

・X-6 ペネの堆積物のウラン粒子には$(Zr,U)O_2$の形で酸化ジルコニウムが含まれており、酸化ジルコニウムは融点が高い（2715 ℃）ため蒸発しにくいことから、蒸発・凝縮によるものとは考えにくい。

○調査方針

・仮説１の粒子の生成プロセス調査と併せて、不定形の粒子が生成するプロセス、溶鉱炉の鉄の飛沫との類似性を調べる。溶鉱炉の鉄の飛沫との類似性については、飛沫の飛程の分布及び不定形と球形の割合などを調べる。
・酸化ウラン及び酸化ジルコニウムの組成、微細構造、共存元素等も仮説の根拠となり得るため、これらの情報について調べる。

【酸化鉄粒子及びウラン粒子の移送プロセス】

○仮説４

圧力容器直下、X-6 ペネにつながる開口部と同じ高さの箇所（図１を参照）に鉄板やグレーチング、制御棒駆動機構交換機等があり、そこに溶融燃料が落下したときの衝撃によりウランの飛沫の生成及び鉄等の蒸発が起きた。その後、ペデスタル内の昇圧により、酸化鉄粒子及びウラン粒子がペデスタル開口部から外部へ押し出された。

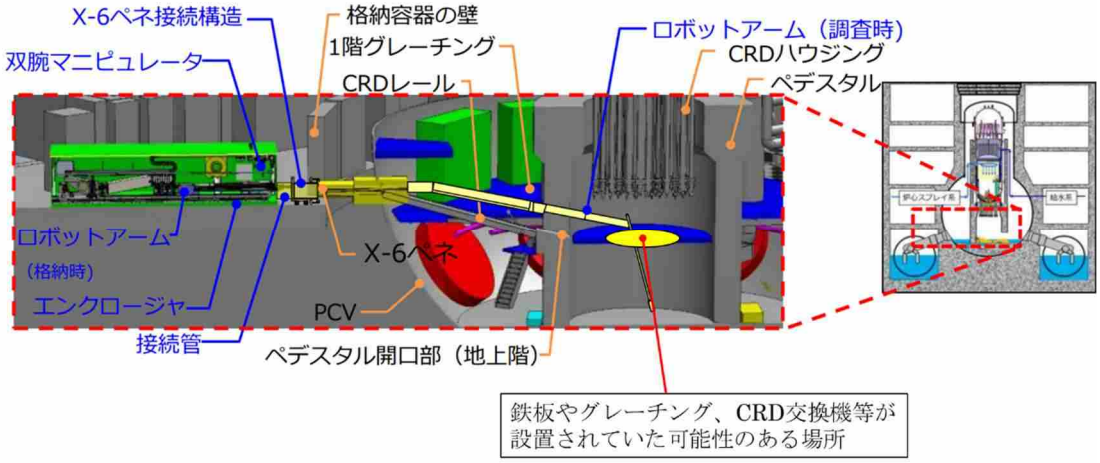


図１　圧力容器下部の構造[10]

○調査方針

・1～3 号機の事故前のペデスタルの状態を調べる。

・「ペデスタル内の昇圧」の原因としては、注水による水蒸気の発生の他、原子炉圧力容器破損時の圧力上昇が考えられる。原子炉圧力容器破損時の圧力上昇について、どの程度の風速になるのか等を調べて、粒子の移送プロセスへの寄与度を調べる。

【堆積物生成時のペデスタル内の環境】

○仮説５

X-6 ペネの堆積物は、溶融燃料が高温である短い期間に堆積したのではないか。

○仮説の根拠

・X-6 ペネの堆積物には、堆積物表層の試料と X-6 ペネ蓋の試料の両方に酸化鉄微粒子とウラン粒子が含まれている。

・酸化鉄微粒子について、仮説２が正しいとすると、酸化鉄微粒子が発生するのは、鉄等が融点を大きく超える、溶融燃料が高温の状態であったと考えられる。

・つまり、X-6 ペネの堆積物は、ウラン粒子が発生し得る状態（仮説３が正しいとすると、溶融燃料が落下して飛沫が生じる状態）でかつ、溶融燃料が高温である短期間に堆積したのではないか。

・なお、図２のとおり、比較的深い層の堆積物である、ペネの蓋に付着した試料（40 μm を超える U-Zr-O の粒子を含む）と、堆積物表層の調査装置付着物の試料（20 μm を超えるウラン粒子を含む）の両方において粒径の大きなウラン粒子が確認されており、これは、時間的に早い段階に堆積したものと後の段階に堆積したも

10 図は、第 40 回事故分析検討会　資料２－２から引用し加工したもの。

ののいずれの時点においてもウラン粒子を X-6 ペネまで移動させることができる駆動力が発生していたことを示している。溶融燃料が高温の状態であれば、水蒸気が発生し、ウラン粒子はその気流で浮遊できるため、ウラン粒子が移動できる条件を満たす可能性がある。

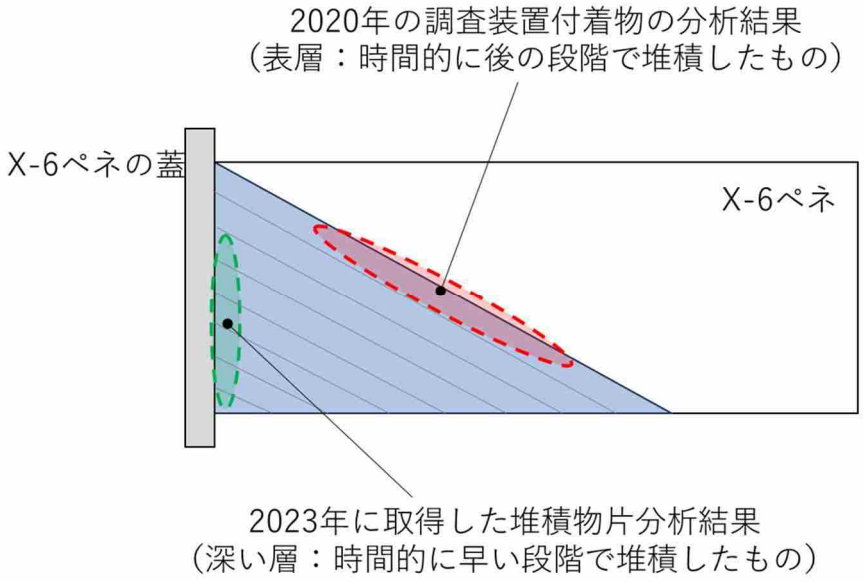


図２　X-6 ペネ内の堆積物試料の採取場所

○調査方針

・凝縮時の鉄の蒸気密度で酸化鉄微粒子の粒径が変わる可能性がある。鉄の蒸気密度と酸化鉄微粒子の粒径の関係を確認でき、かつ酸化鉄微粒子の大きさが堆積物の表層と深い層で変わっていなければ、凝縮が起きた時の鉄の蒸気密度の変化、すなわち溶融燃料の温度変化が小さかったことになり、比較的短い期間で堆積したことの傍証になる可能性がある。堆積物の表層と深い層での粒径に差があるか、上記の理屈は成り立つのか等を確認する。

・燃料の発熱とそれにより発生する気流の大きさの関係から、２号機の場合に燃料のほとんどが原子炉圧力容器内に残っていると仮定して、格納容器内の温度分布解析を行い、発生した気流の大きさを推定する。この気流の大きさから 40 μm を超える U-Zr-O の粒子を浮遊させられるかを確認する。

【その他の検証項目】

以下の２点の考察が、仮説の検証の結果と齟齬がないかの確認を行う。

・X-6 ペネの調査結果から、電気系のケーブル被覆材等が炭化していることが分かっており、このことから、事故時の環境として X-6 ペネは一定の高温環境（300 ℃

以上）であったと推定される。これは、一度蒸発した高温の酸化鉄粒子が電気系のケーブル被覆材等に沈着、もしくはX-6ペネ内の雰囲気温度が上昇し、炭化させたことを示している可能性がある。

・X-6ペネ堆積物にコンクリート等由来のSiO_2の粒子が有意な量含まれてないこと、また、MCCIを一定期間継続するためには熱源としてのウランが必要でありX-6ペネの堆積物はウランではなく鉄成分が多いことからすると、X-6ペネの堆積物はMCCIとは関係のないものと考えられる。また、仮説２が正しいとすると、X-6ペネの堆積物はMCCIが起きる前の、溶融燃料と構造物との接触による相互作用の際に発生している可能性が高いため、MCCIとは関係のないものと考えることもできる。

・また、上記の２点に併せて、結晶構造について、酸化鉄微粒子の結晶構造はFe_3O_4の立方晶であるとの報告があった。Fe_3O_4の立方晶が主要な構成成分であることが確認できれば（非晶質の割合が十分小さいことを確認できれば）、鉄の状態図から、酸化鉄生成時の酸素分圧と温度の条件が特定できる可能性がある。堆積物の主要な構成成分の確認、事故時に生じうる鉄の化学形の考察等を行う。

５．まとめ

調査チームは、JAEA福島廃炉安全工学研究所が再整理した情報及び東京電力等からの報告等を分析し、酸化鉄粒子、それらが集合した粒子の生成プロセス等を解明することを目的として、仮説を立案し、当該仮説の調査方針を検討した。本資料でまとめた調査方針に基づき、大阪大学、JAEA福島廃炉安全工学研究所、東京電力等の関係者と協力して仮説の検証を進める。

参考資料

１．第41回事故分析検討会　資料３－１
２．第41回事故分析検討会　資料３－２
３．第50回事故分析検討会　資料６－３
４．第51回事故分析検討会　資料１

（別添５－２－１）

1/2 号機 SGTS 配管に係る調査について

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、岩永宏平
林克己、平山英夫、吉田善行、佐藤修彰

１．背景及び目的

調査チームは、1/2 号機 SGTS 配管について、①事故時に配管内を流れた流体による汚染状態の把握、②局所的な高汚染箇所の把握、③事故時に配管内を流れた流体の流動様式及び流体状態の推定を目的として、当該配管の軸方向及び径方向の汚染分布の測定等を行っている。当該配管は東京電力により切断作業が行われ、2023 年 7 月までに１号機原子炉建屋に沿って敷設されていた配管及び２号機配管の一部の切断作業が終了した。その後、調査チームは、切断された１号機 SGTS 配管の一部について 2023 年 10 月～11 月にガンマカメラ及びテレテクターによる線量率分布測定を実施した。そして、ガンマカメラ及びテレテクターの結果を比較し、ガンマカメラに比べて、測定対象に対する角度等のアプローチが易しいテレテクターによる測定においても大まかな分布を把握できることを確認した[1,2]。上記の確認を踏まえ、調査チームは、2023 年 12 月の第 41 回事故分析検討会において、東京電力に対し、切断した残りの SGTS 配管については東京電力においてガンマカメラを用いない方法で表面線量率を測定できないか打診し、東京電力は了承した。その後、測定作業の時期についての調整が行われ、2024 年 12 月に東京電力により、線量計を搭載した遠隔ロボット及びテレテクターを用いて切断した残りの配管のうち１号機 SGTS 配管の測定が行われた。

調査チームは、東京電力の測定結果[3]を基に、SGTS 配管内面の汚染密度の推定等を行い、上記①～③の目的に照らして検討を行った。本資料では、調査チームが行った検討内容について説明する。

２．１号機 SGTS 配管内面の汚染密度の推定及び東京電力の測定結果の検証

東京電力が今回線量率を測定した配管を図１に示す。調査チームは、東京電力が取得した１号機 SGTS 配管の線量率分布から、当該配管内面の汚染密度（Bq/cm^2）分布を推定した。汚染密度分布を推定した方法及び汚染密度分布の推定結果は、それぞれ本書の別添５－２－２の２．２及び３．２に示す。得られた汚染密度分布から、１号機 SGTS 配管では、径方向で汚染密度が高い箇所に傾向はないこと、具体的に

1 第 41 回事故分析検討会　資料４－２
2 第 41 回事故分析検討会　議事録
3 第 50 回事故分析検討会　資料４－１

は、配管下側が高いという傾向はないことが確認された。これは、事故時に１号機 SGTS 配管にベントガスが流れた際、ベントガスの温度が高くかつ流速が速かったため、１号機 SGTS 配管の当該部分ではベントガスに含まれる水蒸気の凝縮が起こりにくかったと考えられていることと整合している。

また、調査チームは、今回の東京電力の測定結果の信頼性を確認するために、当該測定結果と、2020 年に東京電力が行った配管切断前の１号機 SGTS 配管の線量率測定結果の比較検討を行った。詳細は、別添５－２－２の４．に示す。この検討の結果、今回の測定結果は概ね 2020 年の測定結果と対応しており、当時懸念されていた配管周辺の高汚染箇所からのバックグランドの影響は、ほぼ無視できる程度であることを確認した。

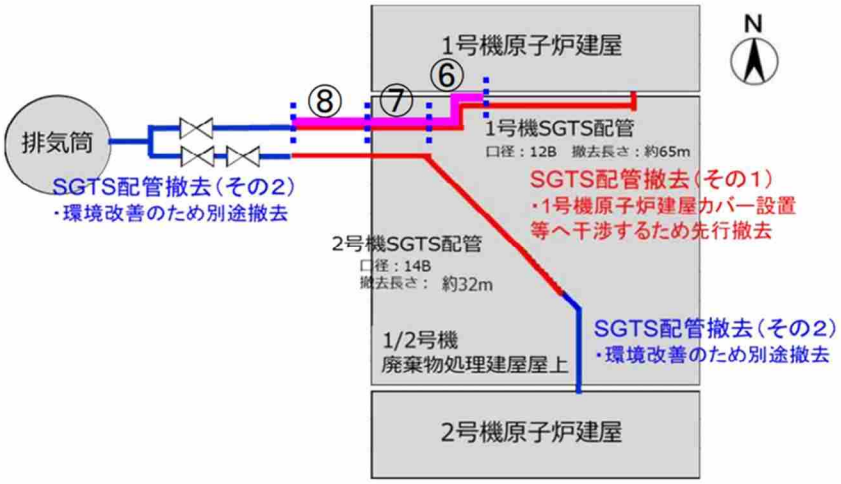


図１　今回東京電力が測定した STGS 配管[4]

３．事故時に配管内を流れた流体による配管の汚染状態

事故時に SGTS 配管内を流れた流体による当該配管の汚染状態の調査については、2023 年に原子力規制庁長官官房技術基盤グループが配管内の流動解析[5]を行っている。この解析では、配管の形状、配置等により発生するコンダクタンスを設定することが困難であるため、ベントガスが流れた先の経路の汚染量（図２を参照）から各流路に流れたベントガスの量を設定し、汚染分布を計算した。この時に用いた各経路の汚染量は、配管切断前の測定結果を基に作成しており、排気筒近くの配管汚染（数 Sv/h）の影響を受けるなど周囲の放射線源の影響を受けたものとなっている。また、測定データの点数も限られている。そのため、調査チームは、周囲の放射線源の影響が低減された環境で測定された今回の結果から、当該解析の前提条件

4 図は第 50 回事故分析検討会　資料４－１から引用
5 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)別添２

となる、１号機 SGTS 配管の汚染量（Bq）の再評価を行った。

汚染量の再評価は、今回推定した配管の汚染密度分布を積算し求めた。各切断配管それぞれの汚染量は、本書の別添５－２－２の３．３に示す。2023 年の解析に用いた１号機 SGTS 配管の汚染量及び今回の測定結果を基にした汚染量は、それぞれ 0.6 TBq 及び 0.9 TBq であり、両者に大きな違いはなく、2023 年の解析の前提条件が有効であることを確認した。

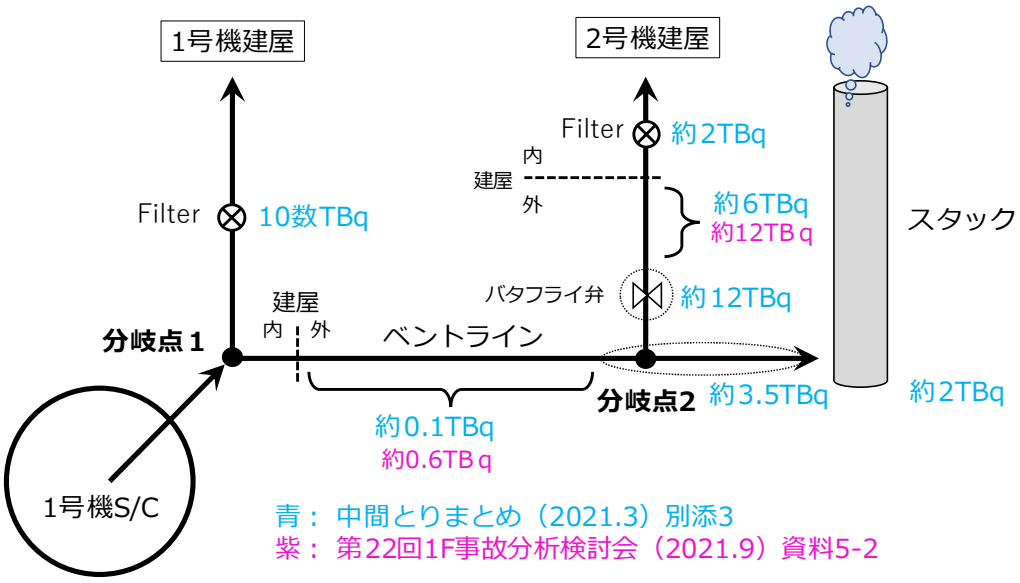


図２　2023 年時点の 1／2 号機 SGTS の推定汚染分布[6]

４．局所的な高汚染箇所の把握

2023 年のガンマカメラによる測定結果[7]では、１号機 SGTS 配管の軸方向に約５ｍの周期で汚染密度の高い場所があることが判明していた。調査チームは、汚染密度が高くなる場所と配管を連結、配置した際の溶接位置の情報を照合し、それらがよく一致することを確認した。また、今回の東京電力の測定結果についても、2023 年のガンマカメラの測定に比べて測定点が少ないこと等の理由によりばらつきが大きく 2023 年のガンマカメラの測定結果ほど一致はしていないが、ピーク位置と溶接位置はほぼ対応していることを確認した。汚染密度分布のピークの位置と溶接位置を比較した結果は、別添５－２－２の３．１に示す。

これらの測定結果から、溶接箇所の影響を取り除いて SGTS 配管全体の汚染密度分布を正確に把握することは困難であること、及び廃炉作業時には線量率が高い傾向にある溶接箇所に注意する必要があることが分かった。なお、溶接位置で線量率

6 図は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）別添２から引用
7 第 41 回事故分析検討会　資料４－２

が高くなる原因については、Cs が化学反応により鉄錆に吸着されやすいことによる影響が挙げられている[8]。CsOH と SUS 表面との化学反応により $CsFeO_2$ が生成するなど、Cs の化学吸着現象が起こることが報告されており、JAEA において、CsOH と SUS 表面に生成する鉄の酸化物との化学反応挙動を調べる研究が行われている[9]。

５．事故時に配管内を流れた流体の流動様式及び流体状態

これまでの測定及び解析による推定の両方の結果から、1/2 号機 SGTS 系統の高汚染箇所は２号機側の配管に集中していることが分かっている。よって、SGTS 系統全体の流動様式及び流体状態に係る分析を進めるためには、関係する配管全体の流動バランスを考慮する必要があり、詳細な測定が行えていない線量率の高い２号機 SGTS 配管も含めた配管全体の測定が必須である。加えて、今回測定した１号機 SGTS 配管の汚染量は少ないため、配管形状の違い等による汚染の特徴と、溶接箇所等、流動等によらない高線量率箇所の影響を分別できなかった。これらの理由により、調査チームは、今回測定された１号機 SGTS 配管の結果だけでは流動様式及び流体状態に関するこれ以上の分析は困難であると考えている。

また、1/2 号機 SGTS 配管は屋外に仮置きされており[10]、風雨等の影響により配管内面の状態が変化してしまうおそれがあるため、そのような現象が起こる前に当該配管の調査を行う必要がある。

上記の理由により、調査チームは、第 50 回事故分析検討会において、東京電力に対し、１号機 SGTS 配管内面のスミヤ試料の採取及び配管内面の観察並びに２号機 SGTS 配管の測定作業を加速させることを求めた。調査チームは、引き続き東京電力と調整を行い、SGTS 配管の汚染状況に関する調査・分析を進める。

６．まとめ

調査チームは、東京電力の測定結果を基に、調査の目的に照らして以下の検討を行った。

- 東京電力の測定結果から１号機 SGTS 配管内面の汚染密度（Bq/cm^2）を求めた。また、今回の東京電力の測定結果の信頼性を確認するために、当該測定結果と、2020 年に東京電力が行った配管切断前の１号機 SGTS 配管の線量率測定結果とを比較検証し、東京電力の結果が妥当なものであることを確認した。
- 事故時に配管内を流れた流体による配管の汚染状態について、2023 年に行った流動解析の前提条件となっている１号機 SGTS 配管の汚染量を再評価し、当該解析の前提条件が有効であることを確認した。

8　第 50 回事故分析検討会　議事録
9 井元純平，中島邦久，逢正彦、「水酸化セシウムと鉄の酸化物との化学反応挙動」、日本原子力学会　2020 年秋の大会　2E17
10 第 48 回事故分析検討会　資料５－１

・局所的な高汚染箇所については、配管内面の密度分布から溶接箇所は線量率が高い傾向にあることを確認した。このような状態であることから、配管の形状に応じた特異な汚染や全体の汚染密度分布を放射線測定により把握することは困難であること及び廃炉作業時の被ばく影響について溶接箇所に注意する必要があることが分かった。
・事故時に配管内を流れた流体の流動様式及び流体状態について、さらなる調査のために、１号機 SGTS 配管内面のスミヤ試料の採取及び配管内面の観察並びに線量率が高い２号機 SGTS 配管の測定作業を加速させる必要があることを確認した。

調査チームは、１号機 SGTS 配管内面のスミヤ試料の採取等の作業を加速するため、引き続き東京電力と調整を行い、SGTS 配管の汚染状況に関する調査・分析を進める。また、本調査は SGTS 配管の内外面の時間経過による変質や廃炉作業に伴う撤去等による環境影響を受け易いため、そのような影響を受け難いと考えられる 1/2 号機と同様にベントに用いた 3 号機 SGTS 配管（屋内部分）についても調査範囲を広げる予定である。

参考資料

１．東京電力福島第一原子力発電所　事故調査・分析に係る中間とりまとめ（２０２４年版）別添８

（別添５－２－２）

１号機 SGTS 切断配管の内面汚染密度測定（その２）

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、岩野圭介、
平山英夫、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、切断された配管部位④⑤（部位番号は後述）の汚染分布測定を原子力規制庁により東京電力の協力のもとに 2023 年 11 月に実施し、その結果は中間取りまとめ（2024 年版）にも記載した[1]。これに続き東京電力により配管部位⑥⑦⑧の表面線量率測定[2]が 2024 年 12 月に実施され、規制庁にて表面線量率から汚染分布評価[3]を行なった。

これらの一連の測定の前に、切断作業計画作成のため 2020 年及び 2021 年に配管切断前に東京電力が鉛遮蔽付電離箱で SGTS 配管の線量率測定[4]を行っている。原子力規制庁にてこの測定値から汚染密度を求め、今回得られた汚染密度と比較を行った。

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。

---

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 （２０２４年版）別添８
2 第 50 回事故分析検討会　資料４－１
3 第 50 回事故分析検討会　資料４－２
4 第 22 回事故分析検討会　資料５－２

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、測定が終わっている部位④⑤の下流側となる部位⑥⑦⑧である（赤枠囲み部）。

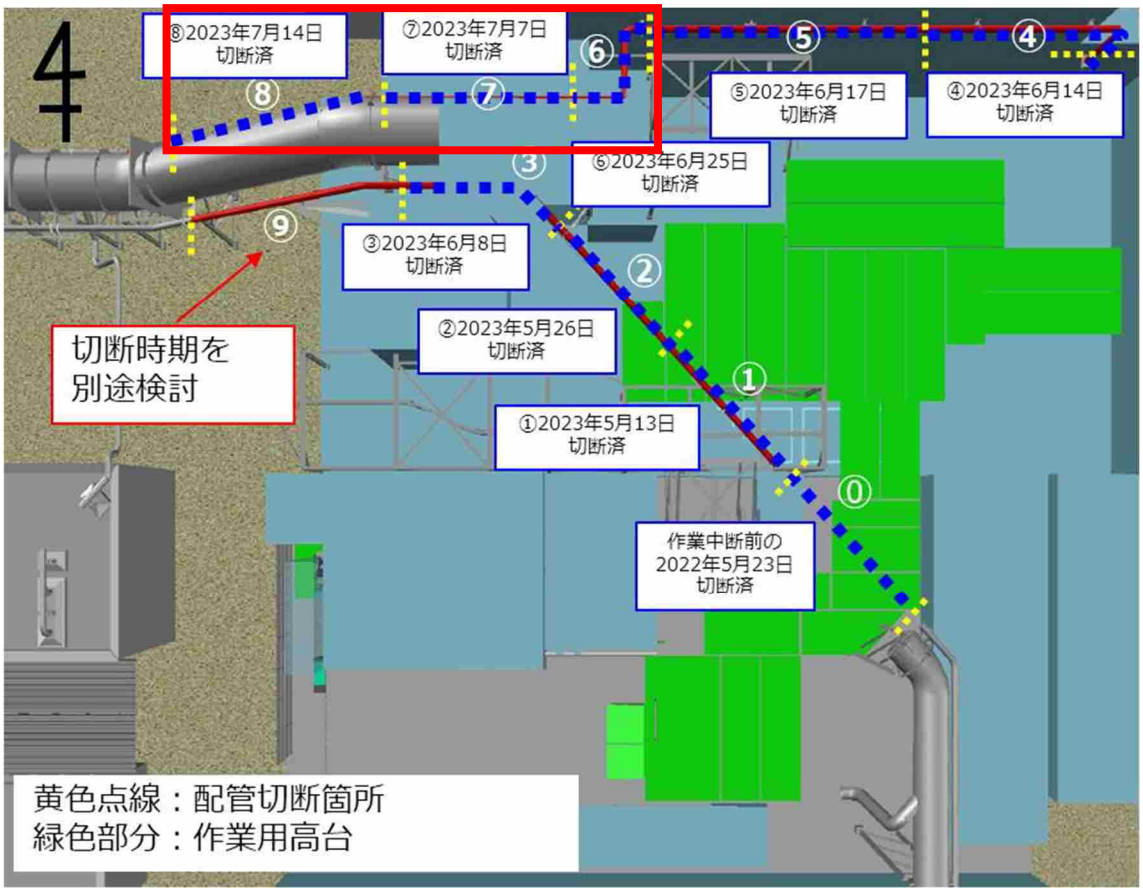


図１　測定対象配管の切断位置と部位番号

図１の部位⑥は部位⑤の下流側に水平に続き２つの 90° エルボ部を含む（長さ約 6.8m）部分である。部位⑦は部位⑥の下流側に水平に続く（長さ約 10.9m）部分である。部位⑧は部位⑦の下流側で、上流側約 1m 先で水平部から 30° エルボにより 30° 下方に向かい下流側約 1m 手前で 30° エルボにより水平となる（長さ約 19.1m）部分である。

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、2024 年 12 月に東京電力により線量率測定が実施された[5]。

5　第 50 回事故分析検討会　資料４－１

２．２　テレテクターおよびGF10による配管⑥⑦⑧の測定

（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、東京電力により部位⑥⑦⑧の測定が行われた。

部位⑦と⑧は遠隔ロボットに GM 管の線量計 GF10 を把持して測定された。部位⑥は架台に取り付けられていることから、遠隔ロボットが近づきにくく、テレテクターで測定された。

部位⑥と⑦は、原位置と測定位置の配管上面は同じである。部位⑧は全体を水平に置くために原位置での配管上面が、測定位置では前面側になっている。

（2）テレテクターおよびGF10の配管への当て方による測定値の補正

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。

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、遠隔ロボットにより上面・側面を同じ当て方（表面から 2cm 程度）で測定したが、下面では表面から 8cm での測定となった。

(3) テレテクターおよびGF10による表面線量率から配管内面線量率の換算

テレテクターについての換算係数は図２に示すモデルで EGS5 により計算し同じ位置で測定した GF10 との比較をして一致していることを確認している[6]。GF10 についての換算係数も同様に SPOT の姿勢による下面の当て方の違いを考慮し、表１の換算係数を使用した。

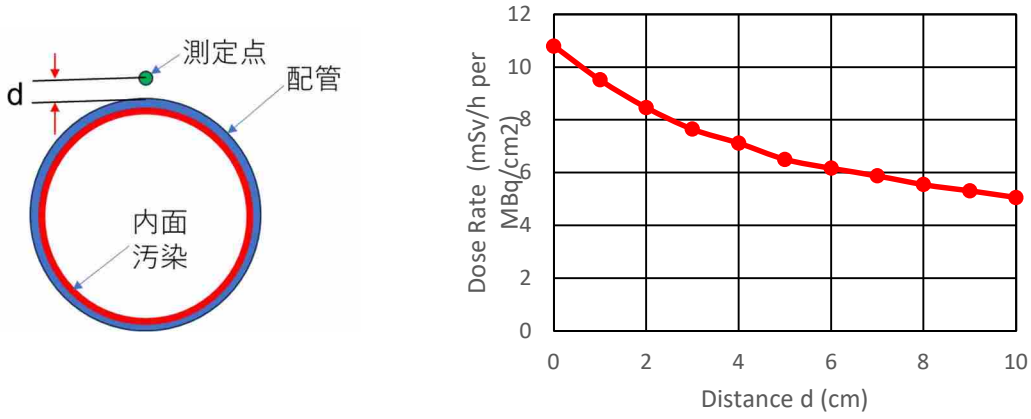


図２　表面線量率から配管内面線量率の換算係数

6　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）別添８

表１　表面線量率から Cs-137 汚染密度への換算係数

測定器	配管番号	周方向位置	配管表面からの距離(cm)		換算係数 (MBq/cm2 per mSv/h)
			検出器表面	検出器実効中心	
テレテクター	⑥	0°（上面）・180°（下面）	0	1	1.00/9.52
		90°（前面）・270°（後面）	0	8(*)	1.73/9.52
GF10	⑦	0° ・90° ・270°	2	3	1.00/7.65
		180°	8	9	1.00/5.31
	⑧	0° ・180° ・270°	2	3	1.00/7.65
		90°	8	9	1.00/5.31

(*)はGF10測定値との比較とも一致

(4) テレテクターおよび GF10 表面線量率測定結果からの汚染密度分布

図３にテレテクターと GF10 で得られた配管⑥⑦⑧の汚染密度分布を示す。

配管⑥に入ってから汚染密度は高くなりその後配管⑦に入って一度下がり、その後配管⑧まで全体として緩やかの上がっていく形となっている。

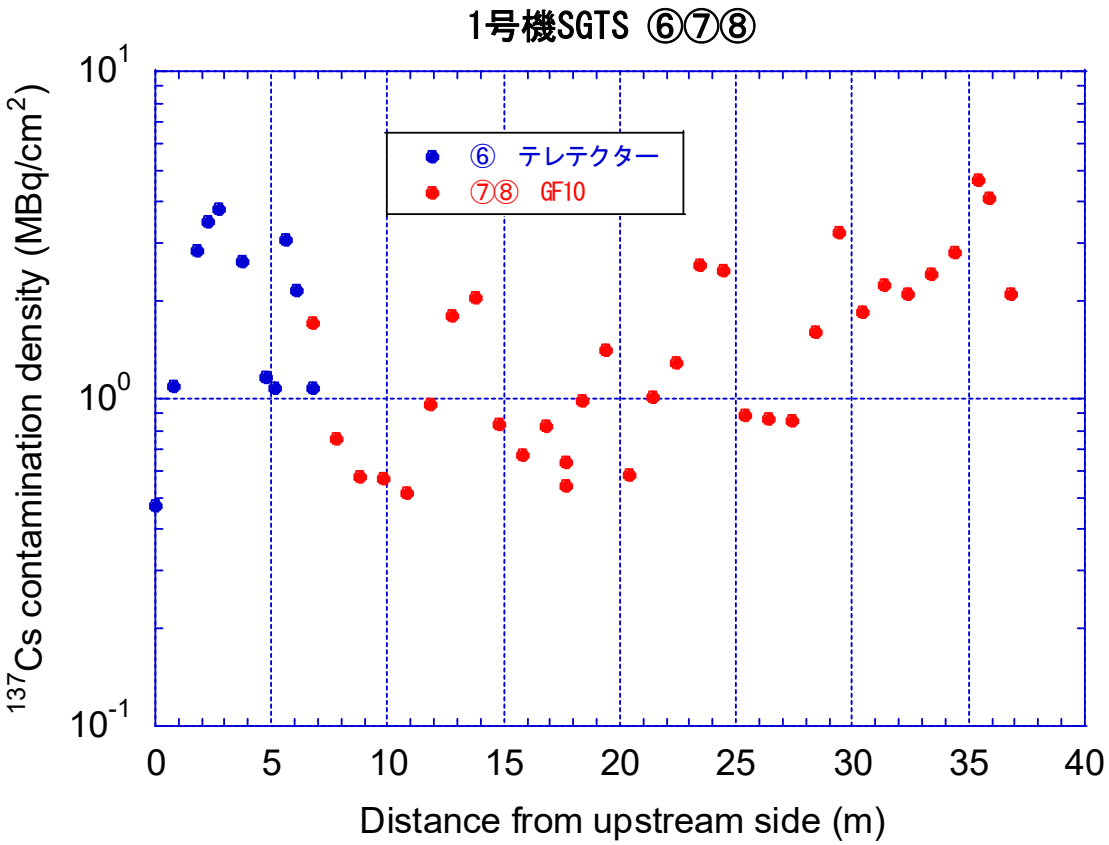


図３　テレテクターと GF10 で得られた汚染密度分布（軸方向）

３．配管④～⑧の測定結果までのまとめ

３．１　汚染密度のピーク要因

中間取りまとめ（2024 年版）では、配管④⑤についての汚染密度ピークの要因は配管溶接施工時の熱影響部の鋳などが考えられていた。その後東京電力から溶接位置の情報を得たので、図４に配管④⑤の汚染密度分布とともに溶接位置を赤点線で示す。溶接位置と汚染密度ピーク位置が一致していることがわかった。

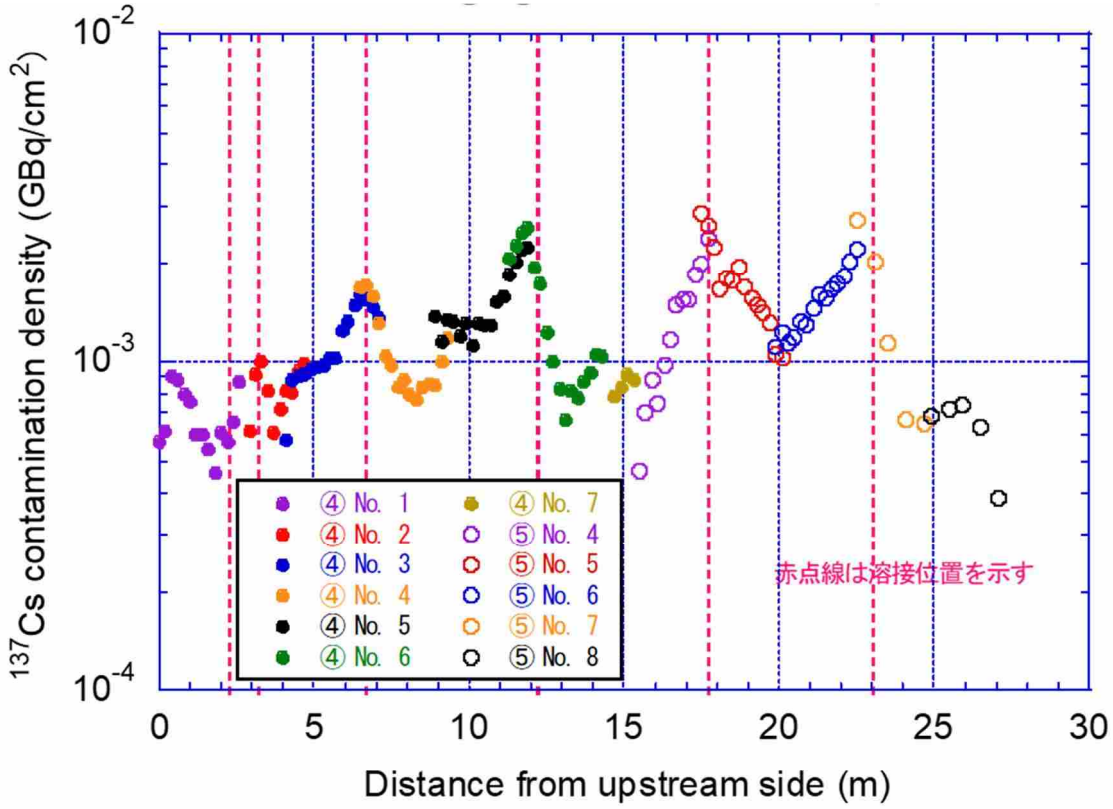


図４　ガンマカメラで得られた汚染密度分布と溶接位置（軸方向）

また、配管サポート位置の情報も同時に東京電力から得たので図５に配管④⑤の汚染密度分布とともに配管サポート位置を緑点線で示す。サポート位置と汚染密度ピーク位置は相関が見られないことがわかった。

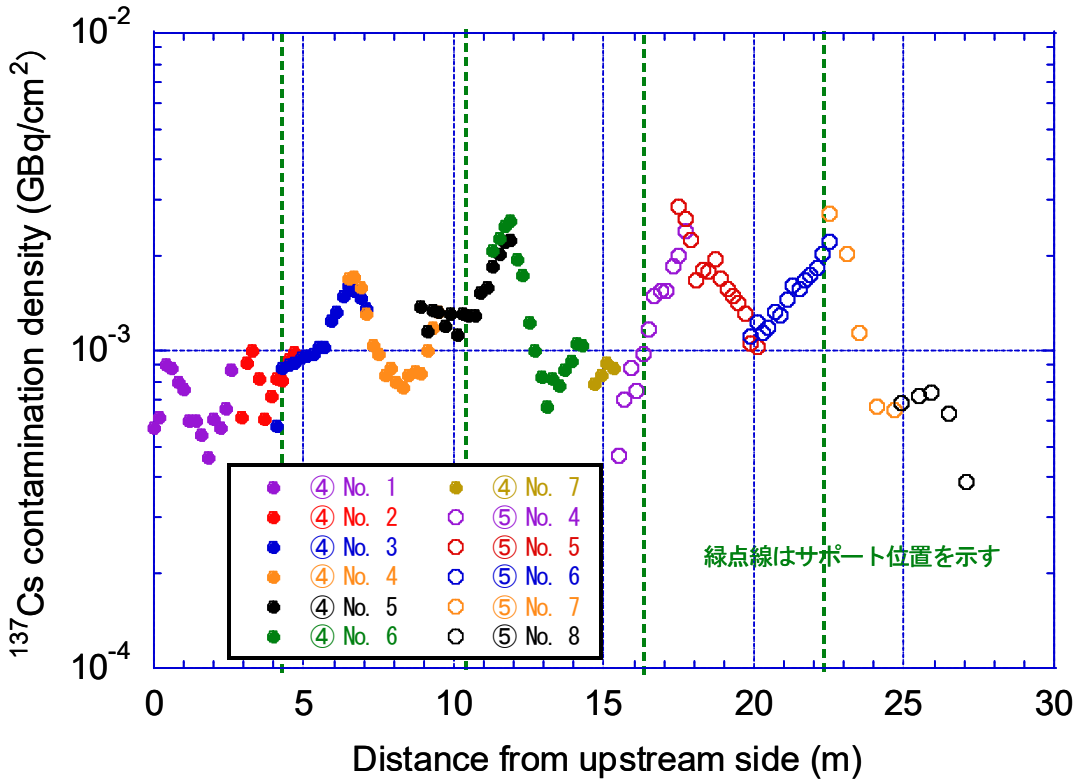


図５　ガンマカメラで得られた汚染密度分布とサポート位置（軸方向）

また、今回得られた配管⑥⑦⑧の汚染密度分布も加え、配管④～⑧の汚染密度分布と溶接位置を図６に、また配管④～⑧の汚染密度分布と配管サポート位置を図７に示す。

図６から、全体としては汚染密度ピークと溶接位置はほぼ合っていることがわかる。

配管④⑤部分のガンマカメラとテレテクターを細かく見ると汚染密度分布のピーク位置は溶接位置とほぼ合っているがテレテクター測定のピークはずれている部分もある。

この理由として、配管④⑤のガンマカメラの距離 4m からの測定では 20cm 幅の測定範囲内の平均汚染密度が得られているが、配管⑥⑦⑧はテレテクターまたは GF10 で主に 1m 程度の間隔をあけた測定であること、またテレテクターや GF10 では表面測定点から半径数 cm 内の配管内面汚染からの情報に限られる等、局所的な汚染分布の影響を受けやすいことが要因であるとも考えられる。

図７から配管⑥⑦⑧でも汚染密度分布のピーク位置とサポート位置の相関は見られなかった。

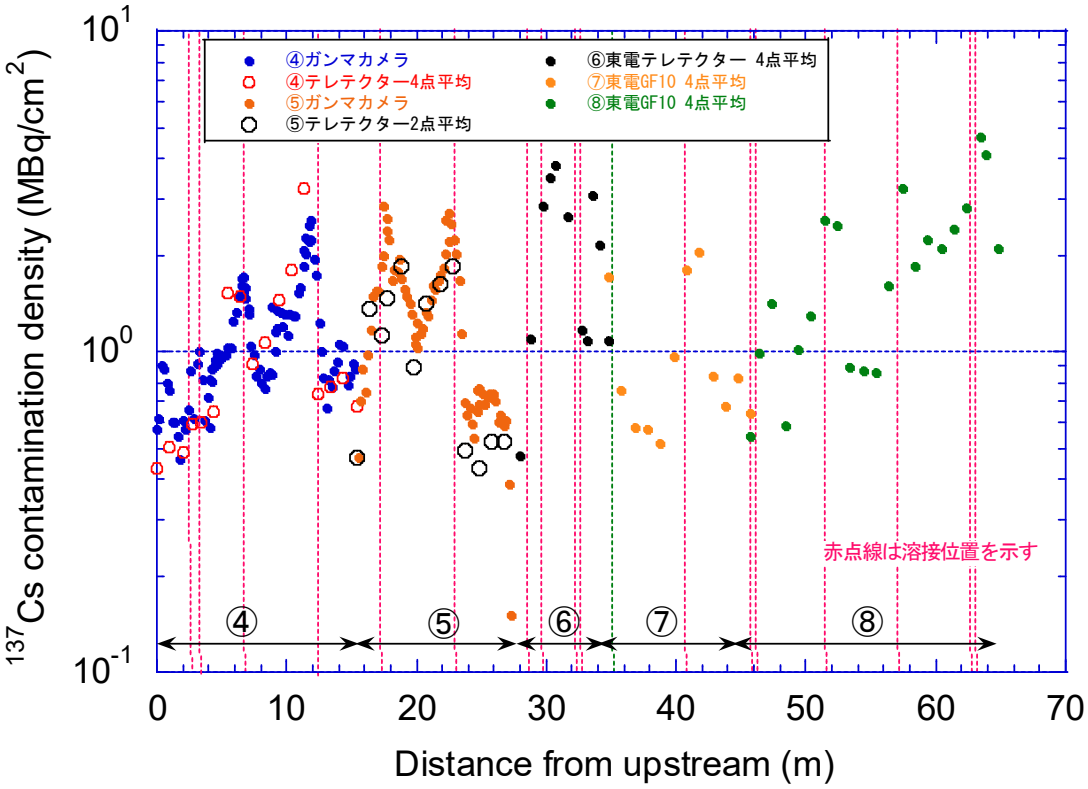


図６　配管④～⑧の汚染密度分布と溶接位置（軸方向）

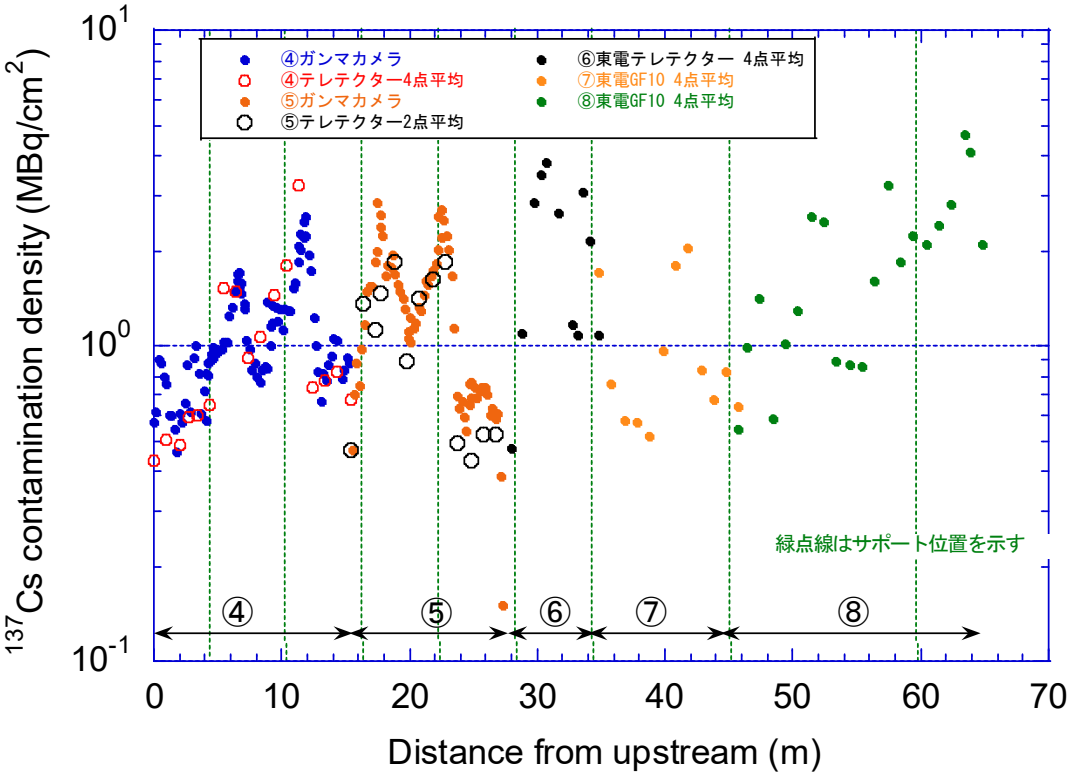


図７　配管④～⑧の汚染密度分布とサポート位置（軸方向）

３．２　軸・径方向の汚染密度分布

中間取りまとめ（2024 年版）では、配管④⑤のテレテクターによる汚染密度の軸・径方向分布を示した。今回の配管⑥のテレテクター、配管⑦⑧の GF10 による測定をこれに加え、配管④～⑧の軸・径方向の汚染密度分布を図８に示す。

径方向で高い点は軸方向それぞれの位置により不規則に変化しており、例えば配管下側が高いという傾向などは見られなかった。テレテクターや GF10 などの線量率測定から得られた測定位置も少なく、さらに測定間隔の中に細かな汚染分布があっても汚染密度は測定点近くの寄与で決まるので、少ない測定点では径方向の傾向までは議論できないと思われる。

３．３　配管④～⑧の Cs-137 汚染量

今回までの測定で得られた配管④～⑧の Cs-137 汚染量積分値を表２に示す。

表２　表面線量率から Cs-137 汚染密度への換算係数

切断配管	Cs-137放射能		採用データ	方法
④	0.15	TBq	GC	和
⑤	0.14	TBq	GC	
⑥	0.14	TBq	Teletector	線形近似で積分
⑦	0.09	TBq	GF10	
⑧	0.35	TBq	GF10	
合計	0.87	TBq		

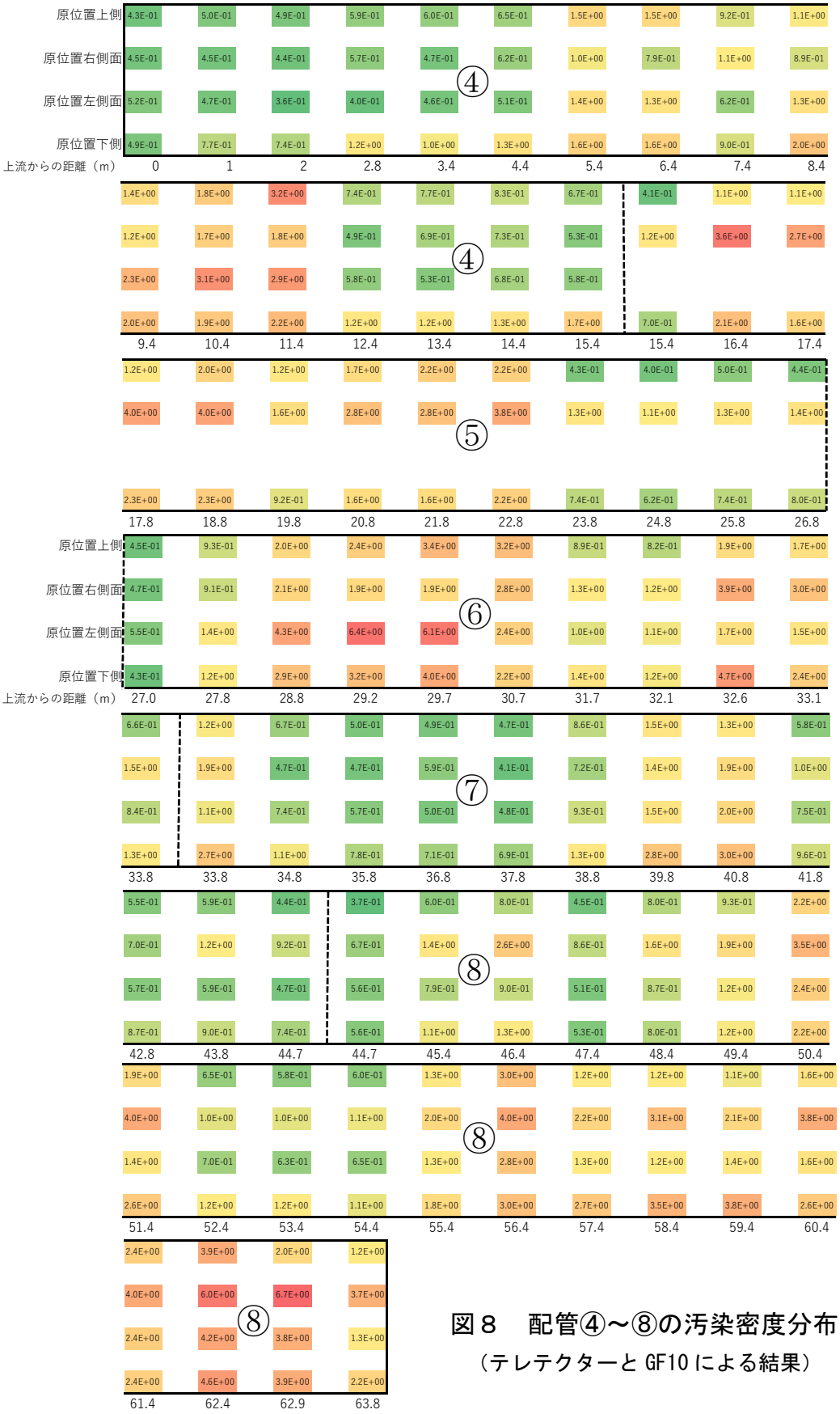


図８　配管④～⑧の汚染密度分布
（テレテクターと GF10 による結果）

４．鉛遮蔽付電離箱の測定値からの汚染密度の評価

１号機及び２号機の屋外 SGTS 配管の撤去に先立ち東京電力は、2020 年と 2021 年に 5 cm 厚の鉛の箱内部に電離箱線量計を入れた測定システム（本資料では「鉛遮蔽付電離箱」と記す）を使用して配管上部（10 cm 及び 100 cm）の線量率測定を行い、その結果を公表している[7]。SGTS 配管内部の Cs-137 汚染密度を求めるための換算係数を EGS5 を用いて計算し、2020 年の測定結果を用いて、測定値から推定した汚染密度と今回得られた汚染密度との比較を行った。

４．１　鉛遮蔽付電離箱の測定値から汚染密度への換算係数

東京電力が使用した測定システムは、図９に示すように、鉛容器の下部に厚さ 10 cm のゴム板があり、ゴム板の下面を配管上部に設置した状態で配管から 10 cm 位置の測定を実施している。測定治具底面は直方体で、短い側は 36 cm である。水平配管の場合はこれにより、電離箱の表面位置が配管表面から 10 cm に設定される。一方、この装置を 30° のスロープの測定（配管⑧の上流部と下流部）に適用した場合には、治具の短い側（36 cm） のゴム板の端が配管上部に接した位置で測定することになる。また、SGTS 配管には、厚さ 5.5 mm の防食材が巻かれている。30° の場合は、図１０の概略図に示す様に電離箱の表面位置は、配管表面から 10 cm よりも離れた位置となる。

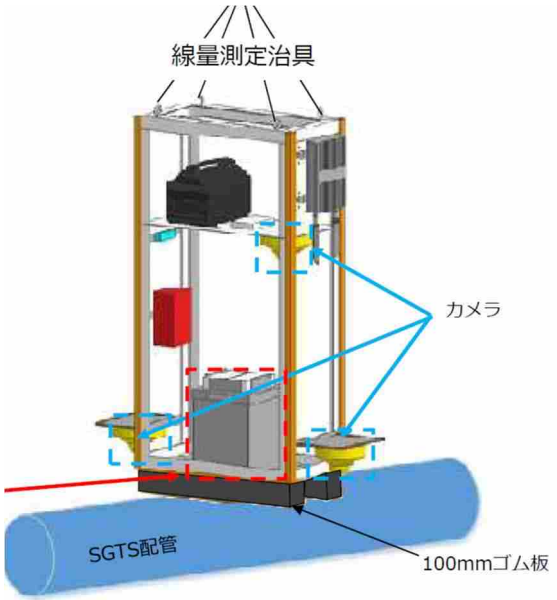


図９　鉛遮蔽付電離箱[1]

7　第 22 回事故分析検討会　資料５－２

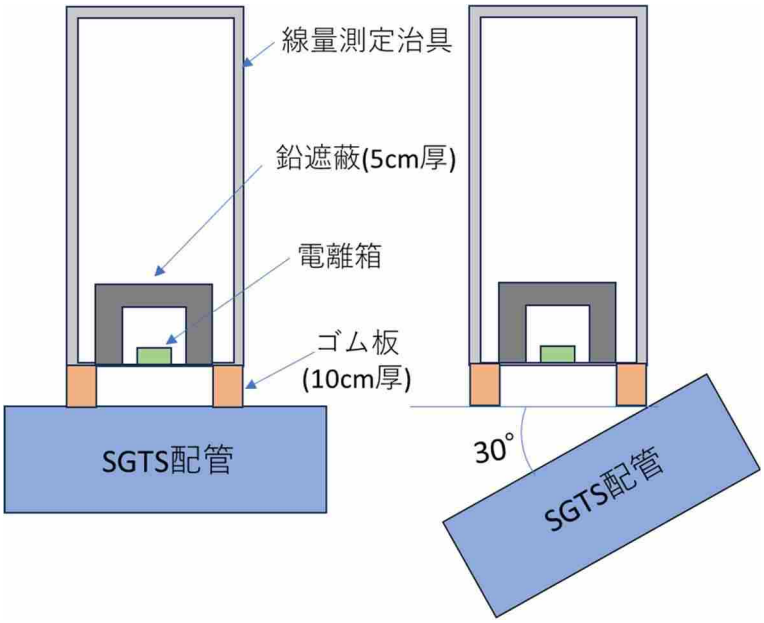


図１０　鉛コリメータ付線量計 10cm 測定概略図

配管内部に一様な密度で Cs-137 があると仮定した場合、測定点から配管のどの範囲までの領域が測定点での周辺線量当量率に寄与するかを知る必要がある。この距離は、測定点からどこまでの領域の Cs-137 を測定しているかを見極めることにも対応する。

配管の単位長さ（10 cm）からの周辺線量当量率（μ Sv/h per Bq/cm^2）を中心からの距離を変えて計算することにより、寄与する領域の長さを調べた。電離箱表面が配管上部から 10 cm の場合の結果を図１１に示す。配管の外径が小さく配管の厚さも薄いために、１号機の周辺線量当量率の方が高くなっている。配管が水平の場合は、測定点を中心に左右対象であるが、30° の角度がある場合には、左右で応答が異なることがわかる。求めた換算係数を表３に示す。

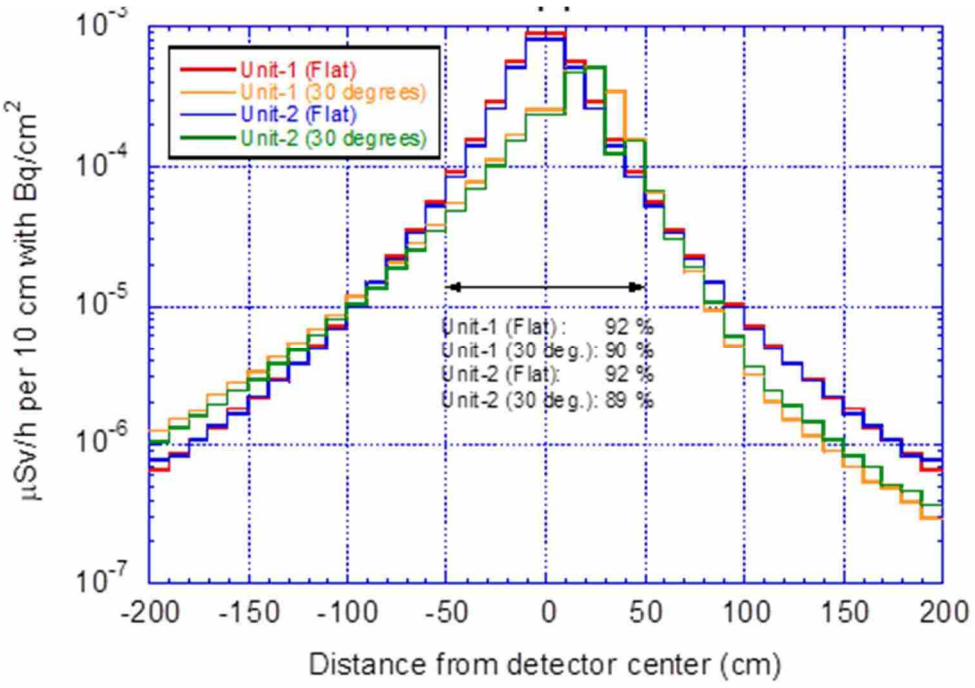


図１１　中心からの距離による周辺線量当量率の寄与分布
（配管上部から 10 cm の場合）

表３　鉛遮蔽付電離箱測定値から Cs-137 汚染密度への換算係数

	測定位置	換算係数 μSv/h per Bq/cm^2	10 cmと100 cmの 換算係数比
1号機SGTS	配管から10 cm (水平)	0.00424	4.20
	配管から100 cm (水平)	0.00101	
	配管から10 cm (30度)	0.00284	2.76
	配管から100 cm (30度)	0.00103	
	配管から10 cm (水平-30度)	0.00416	3.41
	配管から100 cm (水平-30度)	0.00122	
	配管から10 cm (30度−水平)	0.00292	3.56
	配管から100 cm (30度-水平)	0.000821	
2号機SGTS	配管から10 cm (水平)	0.00385	4.03
	配管から100 cm (水平)	0.000955	
	配管から10 cm (30度)	0.00220	2.35
	配管から100 cm (30度)	0.000936	
	配管から10 cm (水平-30度)	0.00365	3.18
	配管から100 cm (水平-30度)	0.00115	
	配管から10 cm (30度−水平)	0.00265	3.56
	配管から100 cm (30度-水平)	0.000744	
	4 % の Cs-134 を含む		

４．２　鉛遮蔽付電離箱を用いた測定から得た配管汚染密度

東京電力が 2020 年に行なった SGTS 屋外配管の測定位置を図１２に示す。鉛遮蔽付電離箱による測定は、切断作業前の設置状態での測定であり、その意味からも意義が大きい。

測定は大型のクレーンで測定システムをつり上げ、測定場所に設置して実施されている。測定システムにはカメラがついているが、詳細な測定位置は東京電力が写真等により推定したものであるという制約がある。

また、計算で求めた換算係数は測定対象の領域が一様な汚染密度であることを仮定している。このような制約はあるが、切断前に汚染密度を評価できる手法であり、比較することは重要である。さらに、複数の手法で汚染密度の比較が出来た配管④⑤と異なり、配管⑥から⑧については東電による線量率の測定による評価のみなので、制限付ではあるが、クロスチェックとして意味があると思われる。

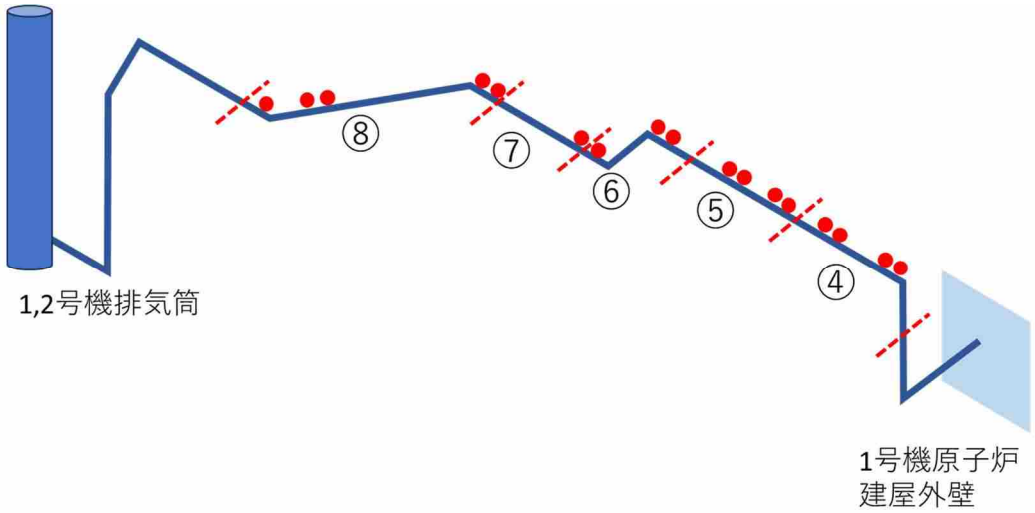


図１２　１号機 SGTS 屋外配管の鉛遮蔽付電離箱測定位置

４．１で計算した鉛遮蔽付電離箱の換算係数を用いて各測定位置での配管内面汚染密度を求め、ガンマカメラ、テレテクターおよび GF10 を用いて求めた汚染密度分布と比較した。

以下では、最初に配管④と⑤でのガンマカメラとテレテクターの測定から求めた汚染密度分布の結果と比較し、次に配管⑥⑦⑧のテレテクター及び GF 10 により東京電力が測定した結果を使用して求めた汚染密度分布の結果も合わせて、④から⑧について汚染密度分布の比較を行なった。

（１） 配管④⑤の汚染密度分布の鉛遮蔽付電離箱と他の測定法との比較

図１３に、配管④と⑤でのガンマカメラ及びテレテクターによる測定から求めた汚染密度との比較を示す。鉛遮蔽付内電離箱は、他の手法に比べて寄与領域が広いので、90 %以上の寄与となる±50 cm を対象としていることを位置の誤差として示している。ガンマカメラの結果から明らかなように、配管内の汚染密度分布は、場所により変化しているので換算係数を求める際の仮定とは異なるが、鉛遮蔽付電離箱の測定結果から求めた汚染密度は概ねガンマカメラによる推定値と対応している。このことから、制限はあるものの切断作業及び切断後の配管の扱いを検討する上で鉛遮蔽付電離箱による測定は有効であると言える。

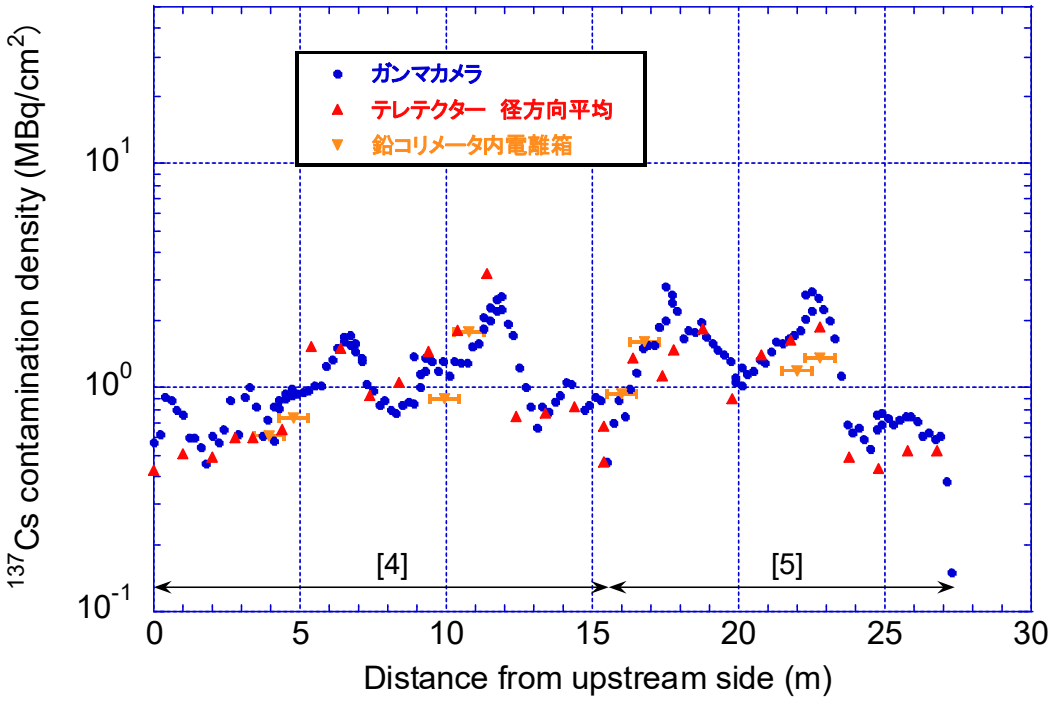


図１３　配管④⑤の汚染密度分布の鉛遮蔽付電離箱と他方法との比較

（２） 配管④～⑧の汚染密度分布の鉛遮蔽付電離箱と他の測定法との比較

図１４に、配管④～⑧でのガンマカメラ及びテレテクター、GF10 による測定から求めた汚染密度との比較を示す。⑥から⑧では、テレテクター及び GF10 による線量率の測定結果からの汚染密度と鉛遮蔽付電離箱による線量率の測定結果からの汚染密度との比較となる。ガンマカメラの測定値からの推定より測定間隔が長いので位置の対応が難しいが、概ね⑥から⑧の領域でも、④と⑤と同程度に対応していると言える。

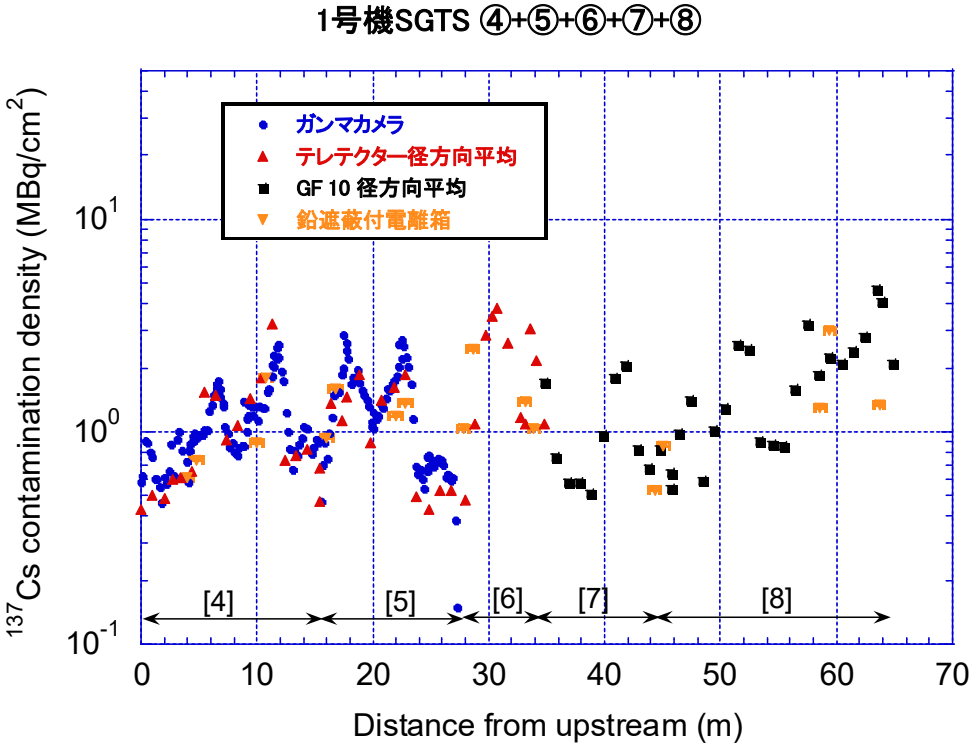


図１４　配管④～⑧の汚染密度分布の鉛遮蔽付電離箱と他方法との比較

５．まとめ

１号機 SGTS 配管の配管内面汚染密度は、中間取りまとめ（2024 年版）では建屋出口部から下流に 27m までであったが、今回、東京電力によるテレテクターと GF10 の線量率測定値をもとに 64m までの汚染密度を得ることができた。

その結果、汚染密度の軸方向分布にはピークがみられ、その最大は 5MBq/cm² 程度であった。周方向分布には（例えば管下側が高い等の）系統的な傾向はみられなかった。

溶接位置と軸方向ピーク位置は多くが一致し、溶接熱影響部の錆への付着が多くなったと想定される。しかし、溶接位置でもピークが大きくない位置もあり、テレテクターや GF10 での線量率測定は測定位置のごく近傍の内面汚染密度に依存するので、測定点が少ない状況ではピークが見られなかったという可能性もある。切断配管の細断前に内面観察（画像取得など）を行って確認することが必要と考えられる。

１号機 SGTS 屋外配管の⑧に続く排気筒までの部分、また２号機 SGTS 屋外配管全体については、今後の測定が必要である。

参考資料

１．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 ^{137}Cs 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．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)

（別添５－３－１）

福島第一原子力発電所１号機ベント映像解析による初期挙動推定経過報告

ＮＨＫ（日本放送協会）
メディア総局メディアイノベーションセンター　伊藤崇仁

１．ベント初期映像解析によるベント初期状態の推定と活用

２０１１年３月１２日午後２時過ぎ、NHK では福島第一原子力発電所１号機排気筒より白煙が上る様子を撮影した（以下、ベント初期映像と呼ぶ)。撮影したヘリは、宮城県から太平洋を南下し、午後２時過ぎに福島第一原子力発電所海側に到着、１・２号機排気筒から白煙が出ている様子を捉えた。当時、NHK は本映像をリアルタイムに中継し放送している。政府事故調査委員会による東京電力吉田昌郎元所長への聴取資料[1]には、当時 NHK のテレビ映像を視聴していた記述があり、本映像がベント初期をとらえた映像であることを示唆している。



図１　ヘリが捉えた福島第一原子力発電所ベント初期映像[2]

この度、原子力規制庁から技術協力の要請を受け、JAEA と NHK が共同にて、ベント初期の噴煙の挙動把握を進めることとなった。本取り組みは NHK が所有するベント初期映像を２次元・３次元的に解析することで、ベント初期における風の状態（風速・風向）を推定し、得られた値を JAEA に伝達、LHADDAS[3]による大気拡散シミュレーションの初期条件として活用することを目的とする。

---

1 内閣府ホームページ 「政府事故調査委員会ヒアリング記録」
2 NHK「東日本大震災タイムライン」ホームページより抜粋
3 JAEA が開発した大気拡散予測システム Local-scale High-resolution Atmospheric Dispersion and Dose Assessment System の略

２．ベント初期映像より風速・風向を推定するアプローチ概要

図２に今回のベント初期映像より風速・風向を推定するアプローチの概略を示した。

まず、おおよその白煙の挙動を把握するために、ベント初期映像に対して２次元的な画像解析を実施し白煙と背景の分離を試みた。

次に、過去番組などで蓄積した NHK の CG や可視化技術と本映像を組み合わせることで、３次元的な解析を実施し、初期の白煙の風速・風向の算出を試みた。具体的には、ヘリやドローンから NHK が独自に生成した建屋周辺モデルと、ベント初期映像、撮影したヘリに搭載したカメラ情報より、本映像が撮影された際のヘリの場所・姿勢等を解析により特定した。その結果を利用し、当時の白煙が３次元的にどのような状態であったかを３DCG ソフト上で再現すべく、解析を進めた。

本解析にあたっては、青木義満教授（慶應義塾大学理工学部電気情報工学科）にご助言、複数回のレビューを実施頂いた。

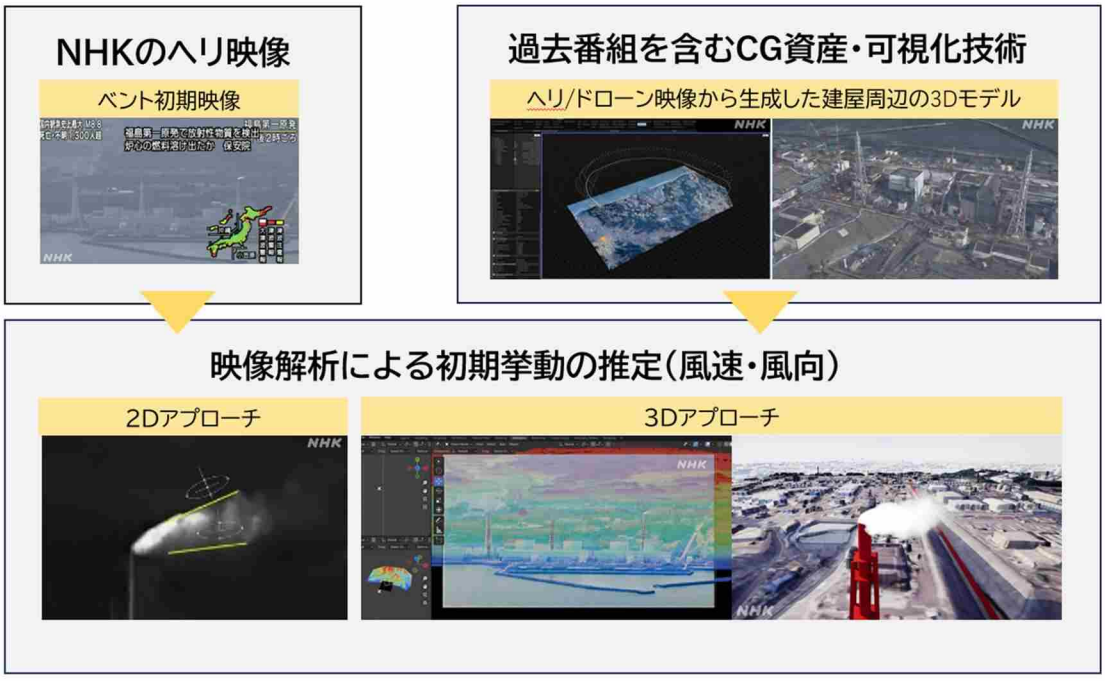


図２　ベント初期映像より風速・風向を推定するアプローチ概要

３．ベント初期映像の２次元解析

（1）ベントによる白煙部分の鮮明化

映像のノイズ除去・高精細化を実施した後、色調整や各ピクセルに対して特定の色変換を適用することで、背景を黒、白煙部分をグレースケールに落とし込んだ映像を得た（図３）。



図３　ベント初期映像の白煙部分のみを鮮明化した映像

（2）２次元映像上での移動量算出

２次元映像上での白煙の移動距離を算出するために、福島第一原子力発電所１号機排気筒設計図面 [4] を参照し、白煙の移動量と角度を算出した（図４・図５）。

２次元映像上の白煙部の移動量としては、毎秒約６．４ｍ、右斜め上約１５度（白煙の中央付近）と推定された。本結果は、この後に実施した３次元解析の結果に対する参考値とした。

---

4 経済産業省 HP 「廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 65 回） 資料 3-2 使用済燃料プール対策 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体計画について(準備作業・解体前調査の報告)」

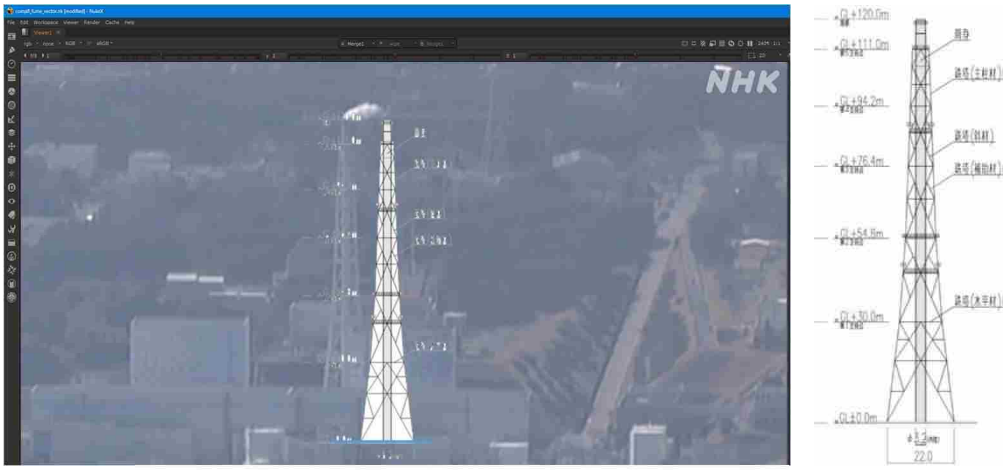


図４　排気筒設計図面の映像へのマッピングの様子

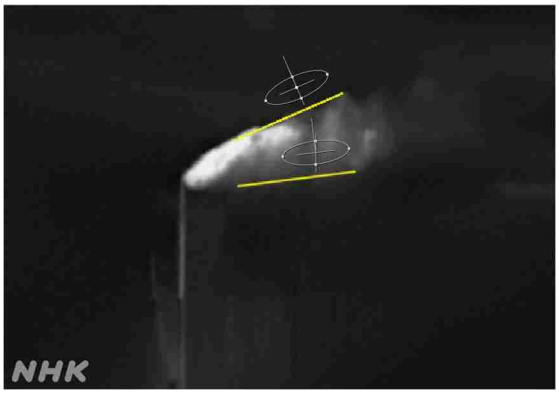


図５　２次元映像上の白煙の移動量・移動方向算出の様子

４．ベント初期映像の３次元解析

（１）３次元解析に向けた建屋周辺立体モデル生成

白煙の３次元的な挙動を算出には、白煙以外の剛体（建物などの周辺環境）についての３次元情報が必要不可欠であり、それらと実際の撮影された映像を比較・解析することでヘリに搭載したカメラの位置・姿勢を推定していく。そのため、建屋周辺の精度の高い立体モデルを NHK 独自に生成した。

具体的には、ヘリやドローンによる広範囲な空撮映像を元に、フォトグラメトリ[5]と呼ばれる手法を用いて、映像から立体モデルを生成した（図６・図７）。また、生成したモデルは設計図面などと照合して、建屋周辺については数センチ～数十センチの誤差範囲にあることを確認した（図８）。

---

5 写真から対象物の形状や寸法を３次元的に再現する技術。撮影された複数枚の画像データから特徴点を検出し、そのマッチング情報からカメラ位置・姿勢を解析、これらカメラ情報に基づき３次元空間上に撮影対象の点群を生成、点群にメッシュを張ることで立体モデルを生成する手法。



図６　フォトグラメトリにより生成した立体モデル（テクスチャなし）



図７　フォトグラメトリにより生成した立体モデル（テクスチャあり）



図８　建屋のモデルは数センチ～数十センチ程度の誤差範囲

（２）ヘリコプターの撮影場所・姿勢等の推定

（１）にて生成した建屋周辺の立体モデルと、ヘリ搭載カメラの情報から、マッチムーブと呼ばれる CG 技術を用い、撮影された実写映像のカメラの動きと被写体の動きを解析し、撮影された環境（カメラがどのようなレンズパラメータで、どのような位置・姿勢で撮影したか）を再現した。解析に使える映像の有効尺２０秒の間に、ヘリに搭載したカメラは南に１１０２m、西に２０３m移動、福島第一原子力発電所の排気筒からは約９ｋｍ離れた海上にいることが分かった（図９）。本解析結果は、実際の NHK が保有するヘリ航行情報とほぼ一致する数値であった。

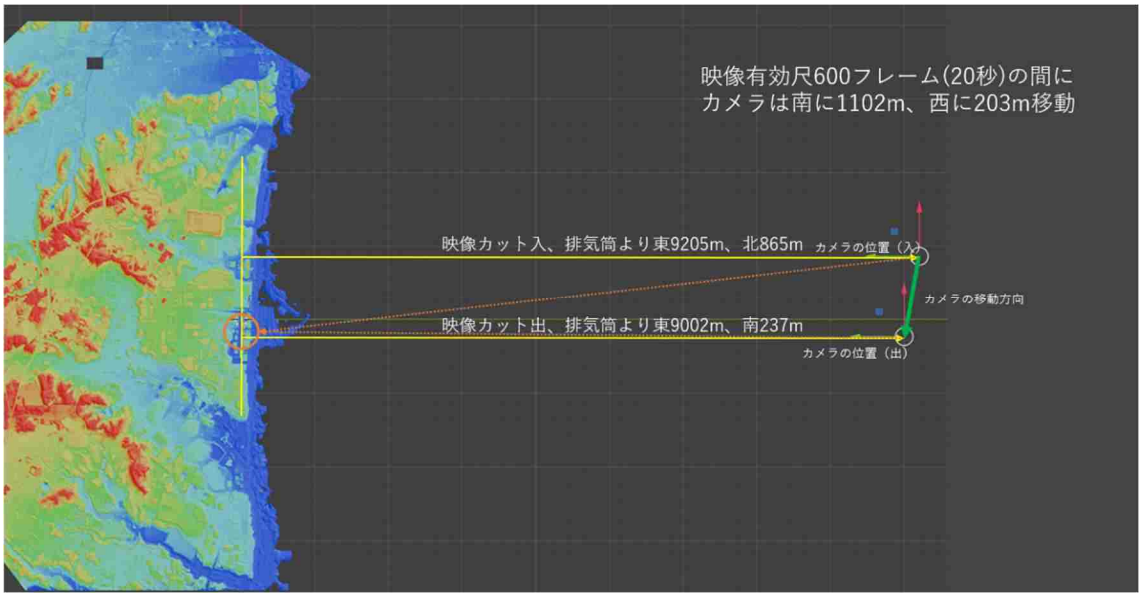


図９　ヘリの航行位置と福島第一原子力発電所立体モデル（俯瞰図）

（３）３次元空間における剛体の関係性の再現

最終的に、（２）で推定した映像有効尺におけるカメラの位置・姿勢と、フォトグラメトリにて生成した建屋周辺の立体モデルを、３次元ソフト上に配置した。スケール・方位なども別の地図ソフト上のものと比較し、整合性を図った。

結果、３次元ソフト上に再現した立体モデルと推定した仮想カメラから生成した映像と、実際のベント初期映像が高い精度で一致していることを確認した。つまり、ベント初期の白煙を除く剛体（建屋や周辺環境、カメラなど）の関係性を３次元的に再現できたと言える（図１０）。

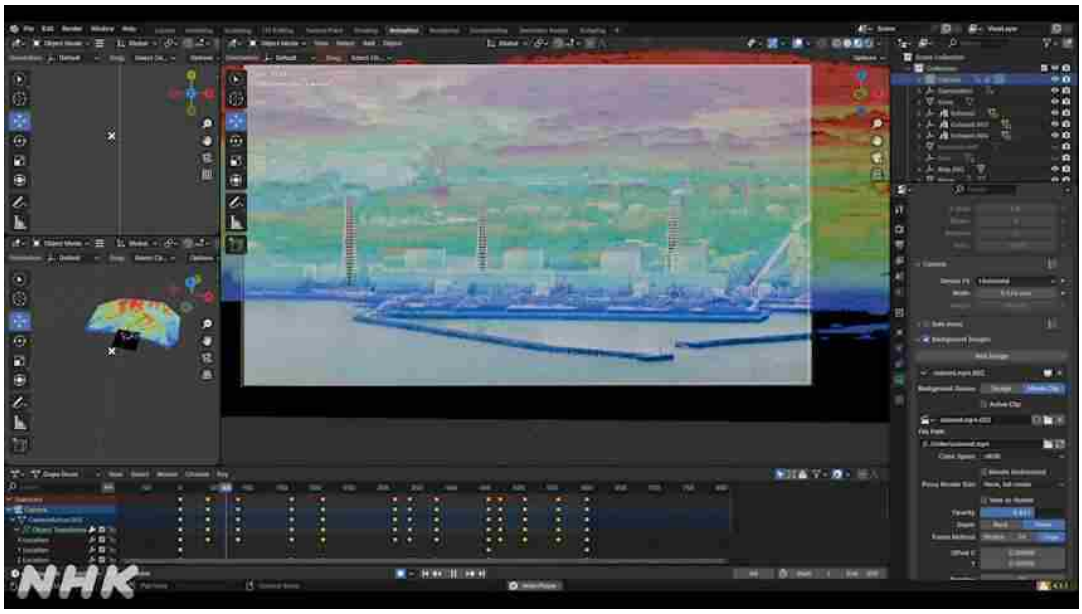


図１０　０～６００フレームの間で３次元的な剛体の関係性を再現

（４）白煙の３次元モデルから風速・風向を推定する

映像解析より形状を再現するためには、映像の開始点と終了点における対象物のカメラからの見え方の違いから形状を推測する手法が主流である。しかし、ベント初期映像は白煙とヘリの距離が約９ｋｍと遠く、映像有効尺内でのヘリの動きに対して、白煙の見え方の差異があまりに少なく、本手法での形状推定は不可能であった。

そこで、（３）にて再現した建屋やカメラ等の剛体環境内に白煙モデルを作成、様々に条件を変化させ、ベント初期映像の白煙形状と比較し、形状が一致する条件を絞り込んでいく方針とした。（図１１、図１２）。

具体的には、３次元ソフトにて、建屋周辺の立体モデル内にある福島第一原子力発電所排気筒の噴出口に、白煙のモデルを作成、配置した。外的要因や白煙自体のパラメータを何パターンにも変化させることで白煙の形状を解析、３次元ソフト上のヘリカメラから見た白煙と、ベント初期映像の実際の白煙が、映像有効尺である０から２００フレームの時間方向に対しても一致するような風速・風向のパラメータを算出していった。

実際には、一定の風ではなく、風向・風速の揺らぎを与えることでより良い結果が得られることが分かった。このように本ヘリ映像を解析することで、初期条件の推定値として風速毎秒５．８ｍ～６．２ｍ、風向は真南から真北方向に±１度程度と算出した。なお、現在もこの解析を継続している。

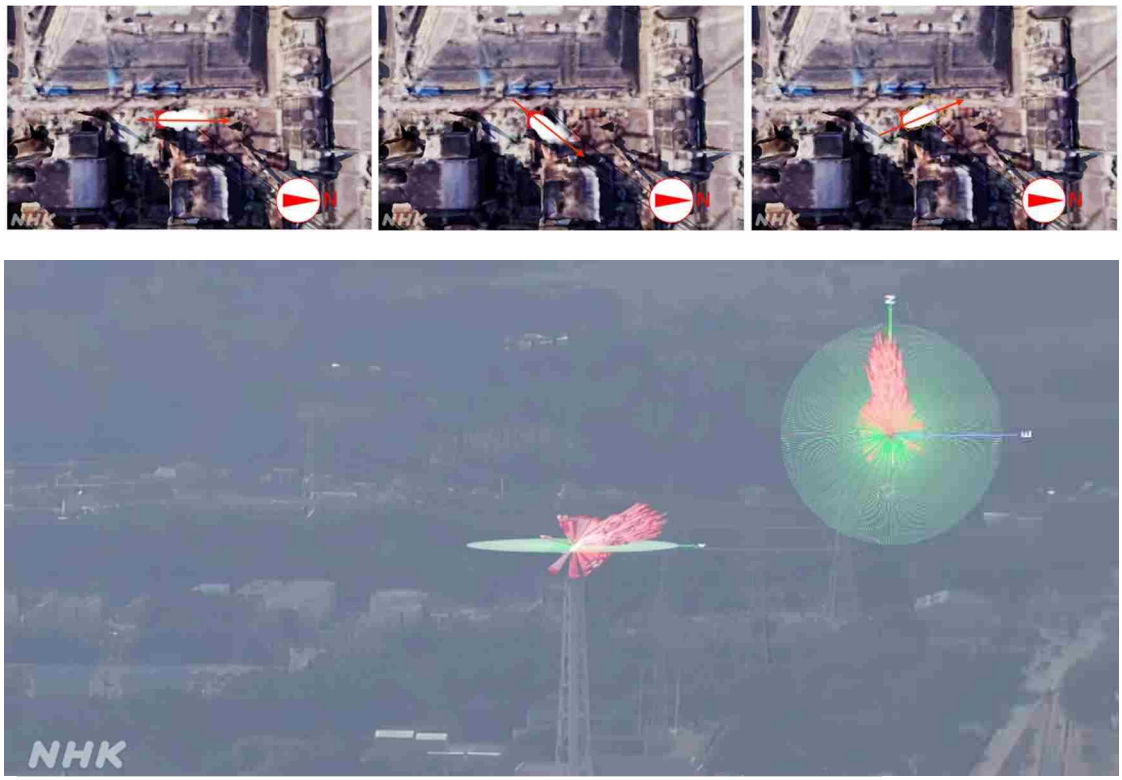


図１１　白煙モデルのパラメータを変化させる（上段）
その結果を実写と同じカメラ位置から見て比較（下段）

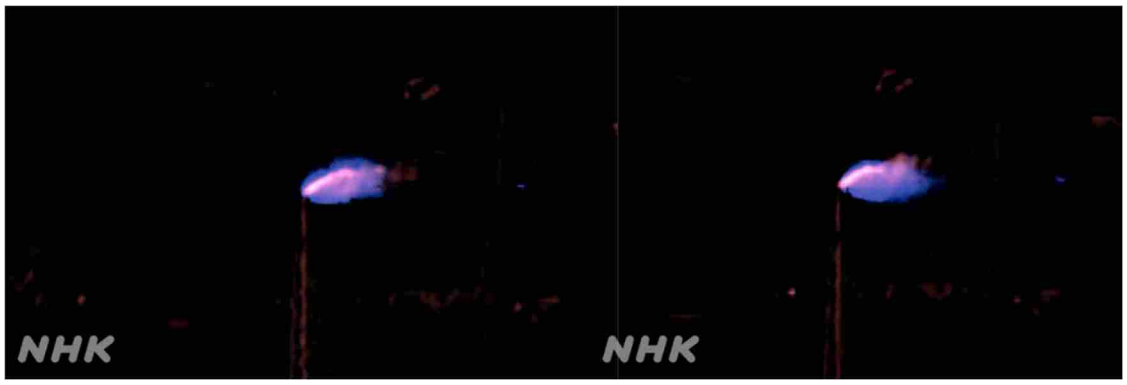


図１２　白煙モデル（青）と実写（赤）を分かりやすく重ねた例
（左図東向き０度に対して、右図東向き約３度では大きくずれが生じた）

５．まとめ

本取り組みでは、NHK が所有する２０１１年３月１２日に撮影した福島第一原子力発電所のベント初期映像について、NHK の CG 技術を用いて解析を実施、映像がどのようにヘリから撮影されたのかを３次元的に再現、明らかにした。これを元に、ベント時の白煙の簡易モデルを CG にて作成し、パラメータを変化させながら、実際のベント初期映像と比較しながら、映像有効尺６００フレーム間で一致する白煙のパラメータを探った。４項で述べたように、２０２５年３月時点で風速毎秒５．８ｍ～６．２ｍ、風向が１８０度±１度程度（北風を０度とする）と推定され、同年１月時点で JAEA にはシミュレーション結果において一致度の最も高かった風向１８１度を暫定値として伝達し、LHADDAS による解析が進められた。本解析は継続中であり、今後も解析精度を上げるよう努めていく。

６．今後に向けて

２０１１年３月１２日１４時４０分に写真家石川梵氏が山側から福島第一原子力発電所の白煙を撮影した連続写真について、原子力規制庁より提供を受けた（図１３）。NHK 所有のベント初期映像は海側から撮影されたものであり、撮影時間こそ異なるが、別角度からの貴重な情報である本写真群を活かすことができないかを検討していく。



図１３　２０１１年３月１２日１４時４０分山側からの福島第一原子力発電所

（別添５－３－２）

局所域高分解能大気拡散・線量評価システム LHADDAS による１号機ベントに係る試計算について

日本原子力研究開発機構　原子力科学研究所
原子力基礎工学センター　環境動態研究グループ　中山浩成、寺田宏明
日本原子力研究開発機構　原子力科学研究所
原子力基礎工学センター　放射線挙動解析研究グループ　佐藤大樹
日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所
安全研究センター　熱水力安全研究グループ　安部諭

１．背景及び目的

日本原子力研究開発機構（以下「原子力機構」という。）では、局所域高分解能大気拡散･線量評価システム LHADDAS の開発と応用に関する研究を実施している。今般、原子力規制庁からの技術協力の依頼を受けて、日本放送協会（以下（NHK）という。）と共同で、１号機ベント時にプルームが大気拡散する様子等を、LHADDAS を用いて解析的に再現する取り組みを進めている。本取り組みでは、プルームの挙動に大きな影響を及ぼす１号機ベント時の風向きと風速について NHK の画像解析により推定が行われ、この推定結果を入力値として LHADDAS による解析を行う。

本稿では、LHADDAS の概要と、2024 年度に NHK から暫定値として提供された代表的な風向きと風速をもとに１号機ベント時のプルームが大気拡散する様子を LHADDAS により再現するための試計算を実施した結果を示す。

２．局所域高分解能大気拡散・線量評価システム（LHADDAS）の概要

これまでの放射性物質の大気拡散予測システム（原子力機構開発の SPEEDI、WSPEEDI など）は、原子力施設からの放射性物質の放出に対する広域スケールの環境への影響や住民の被ばく線量評価を目的としている。そのため、100 km～数 1000 km 程度の範囲を評価対象として、数 100 m～数 km 程度の粗い計算格子で分割して地表面形状を考慮した風の流れを再現して拡散計算を行う。しかし、原子力施設内や都市域の建物の影響を受けた複雑な風の流れを再現できず、それらを反映した大気拡散計算による複雑な放射性物質分布や建物遮蔽を考慮した詳細な線量評価は行えない。

そこで、高分解能計算格子により個々の建物の影響を考慮し複雑な気流を再現可能な Large-Eddy Simulation（LES）乱流モデルを導入して開発した局所域高分解能大気拡散計算コード LOHDIM-LES（Nakayama et al., 2009, 2010, 2011, 2013, 2014, 2016）と、建物の遮蔽効果を考慮した 3 次元体系で放射線の挙動を計算する手法による線量率評価コード SIBYL（Sato et al., 2018, Satoh et al., 2021）を組み合わせた局所域高分

解能大気拡散・線量評価システム「LHADDAS」（Nakayama et al., 2021, 2022）を新たに開発した。LHADDAS は、放出点から数 km 以内の局所域スケールでの放射性物質の複雑な大気濃度分布および沈着分布を計算するとともに、それらからの放射線について建物による遮蔽効果を考慮した詳細な線量評価が可能である。

これまで、風洞実験や野外拡散実験による多様な地形・建物・気象条件のデータを用いて大気拡散計算の予測精度を検証するとともに、放射線モニタリングの実測データを用いて線量率計算の妥当性を確認することで、様々な事象へ適用可能な高い予測性能を実証した。さらに、都市市街地内で放出されたガスの大気拡散を短時間で計算可能な都市大気拡散高速計算コード CityLBM（Onodera et al., 2021）を導入することで、局所域大気拡散の様々な課題に対応可能な解析システムとなっている。

３．計算条件

- 解析対象領域を東西方向に 1.6 km、南北方向に 3.2 km、鉛直方向に 600 m とした。解像度は水平方向に 2 m、鉛直方向に対しては 2 m – 28 m までの不等間隔とした（図 1 参照）。
- 気流場の設定にあたり、流入境界条件に 1/7 べき乗則にしたがう鉛直プロファイルを規定した。この際、NHK 報道映像の画像解析結果に基づき、高さ 120 m で水平成分の風速 6.19 m/s、風向 181°（北風を 0° とする）を与えた（図 2 参照）。
- 拡散計算の設定にあたり、今回は大気拡散および線量計算の動作確認を目的としているため、放出条件を 1 号機排気筒放出、単位放出率（1.0 Bq/s）とした。また、20 秒毎に時系列出力を行い、各時点における 20 秒間の時間平均濃度を算出した。
- 線量評価にあたっては、拡散計算により得られた濃度場のうち、放出開始から 10 分後の時点における 20 秒間の時間平均濃度を入力データとして用いた。対象とする放射性核種は、気体状放出が支配的である ^{133}Xe とした。これは、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および化学形態については不確実性が高いため、本評価は試行的な計算として、気体状核種の代表核種として用いたものである。

４．計算結果

図 3 に、放出後各時刻におけるプルームの大気拡散挙動を示す。排気筒から放出されたプルームは、非定常性の強い乱流渦の影響によりプルームも大きく揺らぐ。このようにプルームが揺らいでいる挙動は、図 3 の上側の写真で示されているように、実際の大気拡散の特徴を良く再現しているものと判断できる。

図 4 は、排気筒放出プルームと空間線量率分布の対応関係を示している。なお、図中のプルームは 20 秒時間平均値で放出源濃度の 1/1000 の等値面を表している。空間線量率との対応関係を見ると、依然として空間的に非一様性が強く、瞬間的な乱流構造の

依存性が強いことが分かる。局所的な地形起伏の影響も大きく、標高が高くプルームが地表面に向かって揺らいでいる箇所は、排気筒から離れていても高い空間線量率分布を示す場合があること分かる。

５．まとめ

NHK から提供された代表的な風向きと風速をもとに１号機ベント時のプルームが大気拡散する様子を LHADDAS により再現するための試計算を行い、プルームが大きく揺らぐ等の様子を解析的に再現できる見通しを得た。NHK では、引き続き画像解析による１号機ベント時の風向きと風速の推定を進めている。今後、推定により得られた値をもとに、LHADDAS によるプルームの挙動を再現する解析を実施し、１号機北側のＭＰの測定データとの比較を行う予定である。

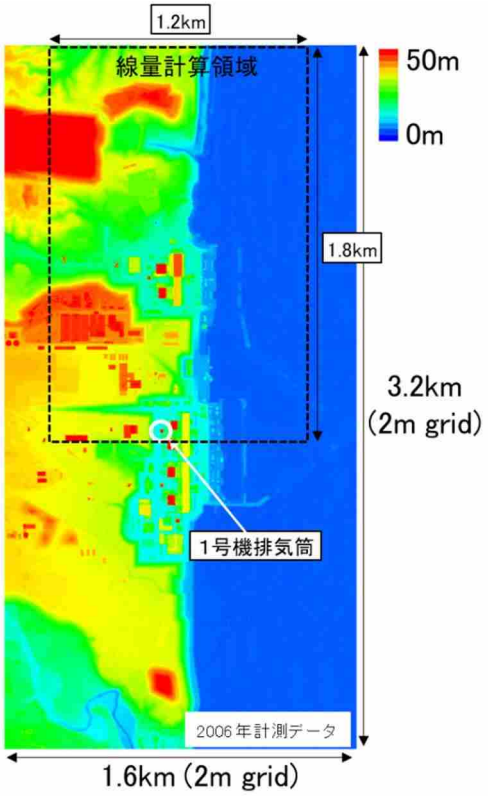


図１　解析対象領域

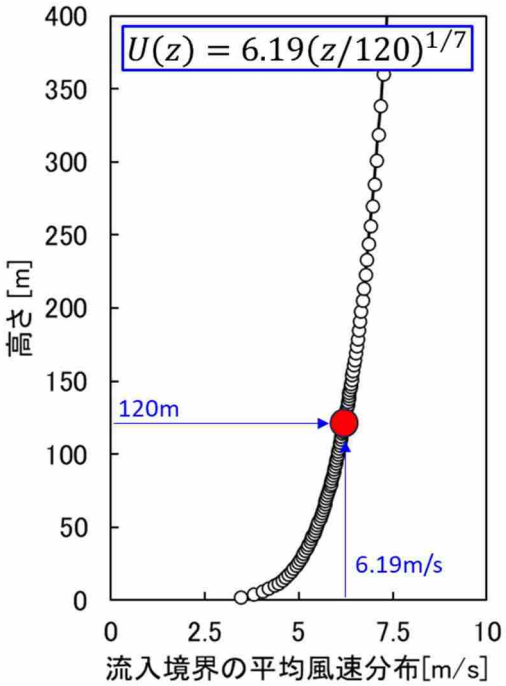
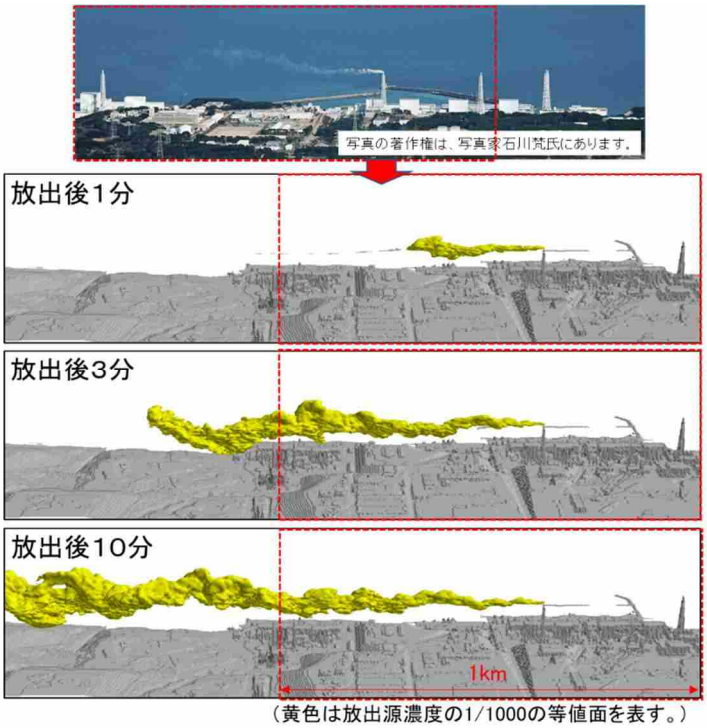
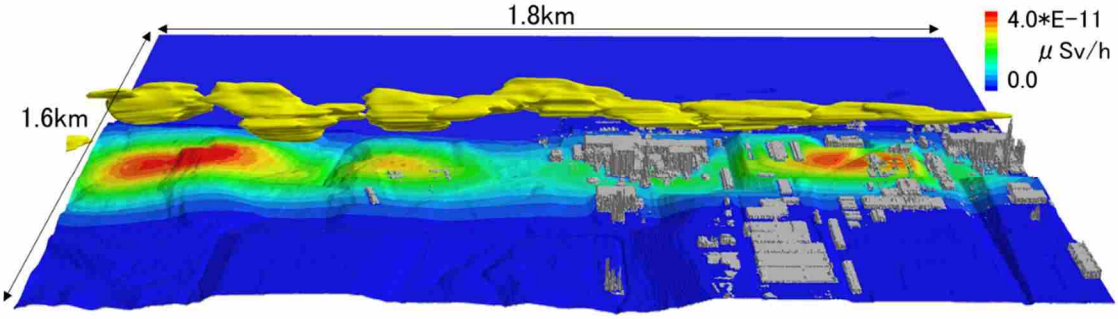


図２　流入境界の風速プロファイル



（黄色は放出源濃度の1/1000の等値面を表す。）

図３　放出後各時刻におけるプルームの大気拡散挙動



（黄色は20秒時間平均での放出源濃度の1/1000の等値面を表す。）

図４　排気筒放出プルームと空間線量率分布

参考資料

1. Nakayama H, Nagai H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part1: turbulent flow and plume dispersion over a flat terrain, J. Nucl. Sci. Technol. 2009; 46: 1170-1177.
2. Nakayama H, Nagai H. Large-Eddy Simulation on turbulent flow and plume dispersion over a 2-dimensional hill, Adv. Sci. Res. 2010; 4: 71-76.

3. Nakayama H, Nagai H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part2: turbulent flow and plume dispersion around a cubical building, J. Nucl. Sci. Technol. 2011; 48: 374-383.
4. Nakayama H, Jurcakova K, Nagai H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part3: turbulent flow and plume dispersion in building arrays, J. Nucl. Sci. Technol. 2013; 50: 503-519.
5. Nakayama H, Leitl B, Harms F, Nagai H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part4: turbulent flows and plume dispersion in an actual urban area, J. Nucl. Sci. Technol. 2014; 51: 626-638.
6. Nakayama H, Takemi T, Nagai H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part5: detailed simulation of turbulent flows and plume dispersion in an actual urban area under real meteorological conditions, J. Nucl. Sci. Technol. 2016; 53: 887-908.
7. Sato T, Iwamoto Y, Hashimoto S, et al. Features of particle and heavy ion transport code system (PHITS) version 3.02. Journal of Nuclear Science and Technology. 2018;55(6):684–690.
8. Satoh D, Nakayama H, Furuta T, et al. Simulation code for estimating external gamma-ray doses from a radioactive plume and contaminated ground using a local-scale atmospheric dispersion model. Plos One. 2021.
9. Nakayama H, Satoh D, Nagai H, Terada H. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion model using large-eddy simulation part 6: Introduction of detailed dose calculation method, J. Nucl. Sci. Technol., 2021, 58, 949-969.
10. Nakayama H, Onodera N, Satoh D, Nagai H, Hasegawa Y, Idomura Y. Development of local-scale high-resolution atmospheric dispersion and dose assessment system, J. Nucl. Sci. Technol., 2022; 59: 1314-1329.
11. Onodera N, Idomura Y, Hasegawa Y, Nakayama H., Shimokawabe T., Aoki T. Real-time tracer dispersion simulations in Oklahoma City using the locally mesh-refined Lattice Boltzmann method. Bound -Layer Meteorol. 2021;179(2):187–208.

（別添５－４－１）

１～３号機シールドプラグの汚染メカニズムに係る調査計画について

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

これまでに行われた東京電力及び原子力規制庁の現地調査の結果から、格納容器の上部に位置しているシールドプラグでは、１号機において 0.1～0.2 PBq、２号機及び３号機において数十 PBq の Cs-137 が蓄積している可能性が確認されている[1,2]。特に、２号機のシールドプラグについては詳細な調査が行われており、2021 年に行われた調査において、シールドプラグ表面の線量率分布が取得される[3,4]とともに、シールドプラグの鉄筋の影響を踏まえたシールドプラグ上層と中間層の間に蓄積した放射性物質の汚染密度の推定が行われている[5]。

調査チームは、このような高濃度の Cs がシールドプラグに付着したメカニズムとして、本書の第四章第四節のとおり、10 ㎜程度の狭いシールドプラグの隙間で水蒸気が凝縮し、水蒸気に溶け込んだ Cs がシールドプラグの隙間に蓄積する、又は Cs を含む粒子状の化合物が凝縮水にトラップされたという仮説を立てている。本資料では、上記の仮説を検証するための調査計画の詳細について説明する。

２．シールドプラグの構造

シールドプラグは、１つの層が階段状の継ぎ目を持つ３つのパーツから構成され、そのような構造が、継ぎ目が重ならないように三層積み重なった構造をしている（図１及び図２を参照）。１Ｆ事故の際は、放射性物質を含む水蒸気が、シールドプラグ下部にあるトップヘッドフランジから放出され、シールドプラグの継ぎ目及び各層の間の隙間を通過し、オペフロに流入したと考えられている。水蒸気の通り道となる継ぎ目及び各層の間の隙間は、垂直方向及び水平方向のいずれにおいても 10 ㎜程度であると推定されている。

1 東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ～2019 年 9 月から 2021 年 3 月までの検討～
2 東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2023 年版）第一章第二節
3 東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2023 年版）別添３－２－３
4 東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2023 年版）別添３－２－５－７
5 東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2023 年版）別添３－２－５－８

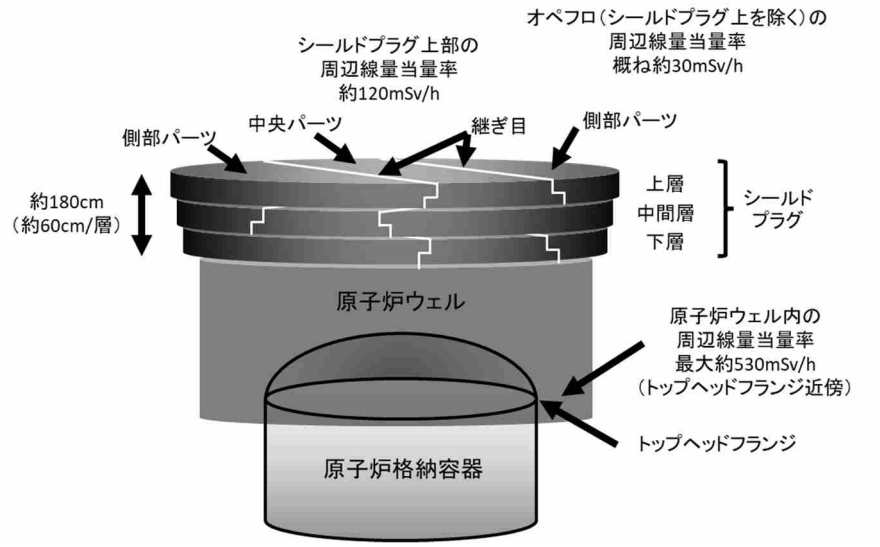


図１　格納容器上部の構造[6]

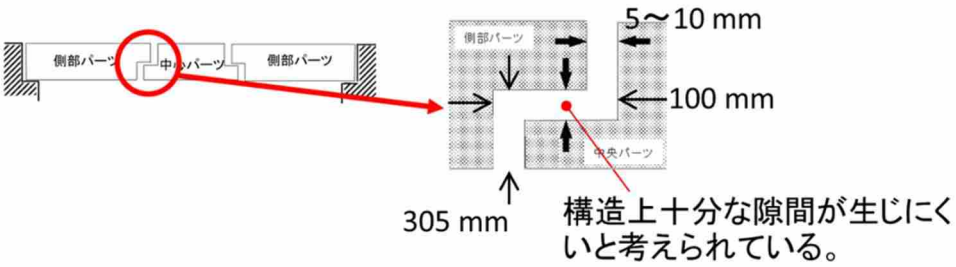


図２　シールドプラグの継ぎ目の構造と大きさ[6]

３．調査計画

調査計画は、図３のとおり、３段階で構成される。第一段階では、10 mm 程度の幅の流路での水蒸気の流れ及び凝縮挙動についての知見が乏しいことから、そのような流路での水蒸気の流れ及び凝縮挙動を実験的及び解析的に調べる。実験では、幅 10 mm の垂直流路及び水平流路で、水蒸気の流量及び流路壁面の温度条件等をパラメーターとして凝縮実験を行い、壁面温度及び熱流束の測定や水蒸気の凝縮状態の観察を行う。解析では、実験で用いたものと同じジオメトリー及び実験条件で解析を行い、実験で起きた現象を模擬する。上記の調査を通して、以下の観点で、水蒸気の流れ及び凝縮挙動に係る知見を収集する。

・流路内の流れ場及び温度場並びに境界層の状態
・水蒸気の熱伝達挙動（凝縮熱伝達を含む）
・水蒸気の凝縮量

6 図は東京電力福島第一原子力発電所 事故調査・分析に係る中間とりまとめ（2023 年版）第一章第二節から引用

その他に、１Ｆ事故時にシールドプラグに流入した気体は、凝縮性気体である水蒸気と非凝縮性気体である水素の混合気体であったと考えられることから、凝縮によるサクション効果[7]の影響の大きさに係る知見も収集する。また、公立小松大学が行った実験では、液滴が表面張力で塊になり流れ落ちる現象が確認された[8,9]ことから、２次元の解析では考慮できない、３次元性についての知見も収集する。

第二段階では、第一段階で収集した知見を踏まえて、階段状の流路での水蒸気の流れ等を解析により推定する。これにより、事故時にシールドプラグで発生した水蒸気の凝縮量、凝縮液の流れ等を推定できる。併せて、シールドプラグの各層の間での水だまり及びそれによる熱伝達の変化等についても推定する。

また、１Ｆ事故時に生じた粒子状の Cs 化合物を模擬したエアロゾルを用いて、Cs 化合物の垂直流路及び水平流路での流れ及び沈着挙動を実験的に調べる。この実験では、エアロゾルの沈着挙動を可視化し、定量的に把握することを目指す。

第三段階では、これまでの知見を踏まえて、階段状の流路での水蒸気及びエアロゾルの混合気体の流れを解析的に推定することを目指す。

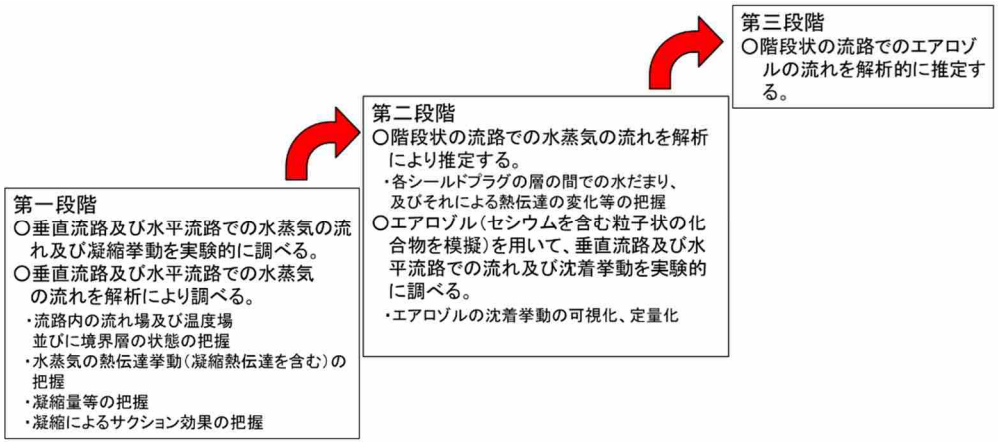


図３　調査計画の概要

４．まとめ

調査チームは、高濃度の Cs がシールドプラグに付着したメカニズムを解明するための計画を立案した。引き続き、当該計画に沿って調査を進める。

7 凝縮性気体と非凝縮性気体の混合気体が冷たい壁面に流れた場合に、凝縮性気体のみが凝縮し、局所的に圧力が低下し、非凝縮性気体が壁面方向に引き込まれる現象
8 第 50 回事故分析検討会　資料３－２
9 本書の別添５－４－２

参考資料

１．東京電力福島第一原子力発電所　事故調査・分析に係る中間とりまとめ（２０２３年版）別添３－２―０　～　別添３－２－５－１０

２．東京電力福島第一原子力発電所　事故調査・分析に係る中間とりまとめ（２０２３年版）別添３－３

（別添５－４－２）

狭隘流路における水蒸気の流れ及び凝縮挙動に関する研究

公立小松大学　歌野原　陽一、村瀬　道雄
日本原子力研究開発機構　原子力安全・防災研究所安全研究センター
熱水力安全研究グループ　安部　諭
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．はじめに

2011 年 3 月に発生した福島第一原子力発電所の事故において、格納容器の上部に設置された放射線遮蔽用の蓋（シールドプラグ）において、高い放射線量が検出された。これは、炉心で発生した放射性セシウム(Cs-137)が蒸気を含んだ空気とともにシールドプラグの 5~10 mm 程度の隙間を通過する際、壁面に蒸気が凝縮して発生した液膜に Cs-137 がトラップされていることが原因ではないかと考えられている[1]。この仮説を検証するためには、シールドプラグの隙間に生じた液膜の様子について知る必要があり、実際のシールドプラグと同程の狭い流路の凝縮における凝縮伝熱量および凝縮水発生量を推定することがその手がかりとなる。また、この凝縮現象は水蒸気だけではなく空気と水蒸気が混合された状態で発生しており、非凝縮性ガスである空気は凝縮を阻害する働きをする。このような非凝縮性ガスが存在する状況での凝縮現象に関して、平板に沿った一次元方向や円管内における実験は行われているが、狭い矩形流路における実験は行われていない。本研究では、狭い鉛直矩形流路における空気・蒸気混合流の壁面凝縮実験を行い、混合気体温度、凝縮壁面温度を計測し、凝縮壁内の熱流束分布および単位時間・単位面積あたりの凝縮量を導出する。これにより、今後のシールドプラグの Cs 蓄積量の定量化、さらに福島第一原発事故における Cs 放出量推定の精緻化に繋がることが期待される。

２．実験方法

２．１実験概要

図１に実験装置の概要、図２に実験装置の写真、図３に試験部の写真を示す。ボイラ（三浦工業、ME-20）から蒸気を、コンプレッサ（フローバル、PCR3920）から空気を供給し、蒸気空気混合容器で混合させる。蒸気空気混合気体は試験体を通過する際、ステンレス製の伝熱壁面を介して、隣接して流れる冷却水によって冷却され凝縮する。冷却水は、チラー（EYELA、CA-1112）を使って循環と温度管理を行う。混合気体・冷却水の流路内部及び混合気体の伝熱壁面の内部に熱電対を設置し、温度分布を測定し、熱流束分布を導出する。試験部を通過した蒸気は、上部から大気へ排出する。

図４に、試験体を３方向から撮影した写真を示す。SUS303 製の凝縮板とポリカーボネート製の流路板２種類をボルト締結して製作した。図５には試験体での熱電対による温度測定の様子を模式的に示す。温度勾配を導出するための凝縮壁内の熱電対、蒸気温度分布を調べるための熱電対、冷却水の入口と出口の温度差を調べるための熱電対を設置する。凝縮板内の温度測定には八光電機製シース付き熱電対 HTK0219（シース径 φ=1 mm、シース長さ 50mm）を用いた。また、蒸気空気混合気体の温度測定には、線型 0.2 mm の K 型熱電対の素線を用い、スポット溶接によって自作した。

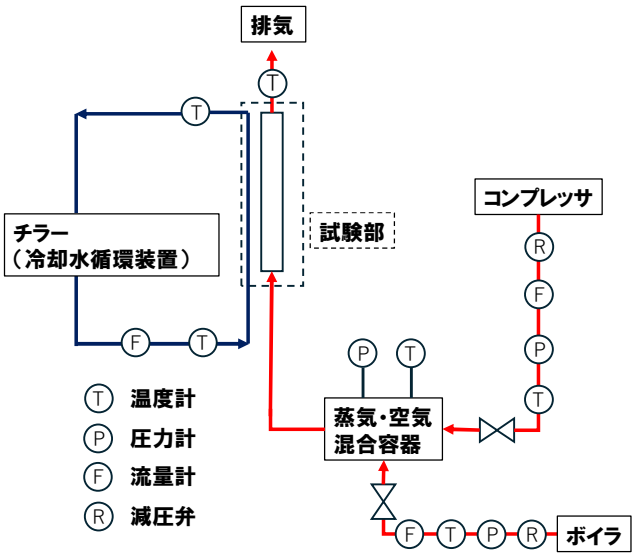


図１　実験装置概略

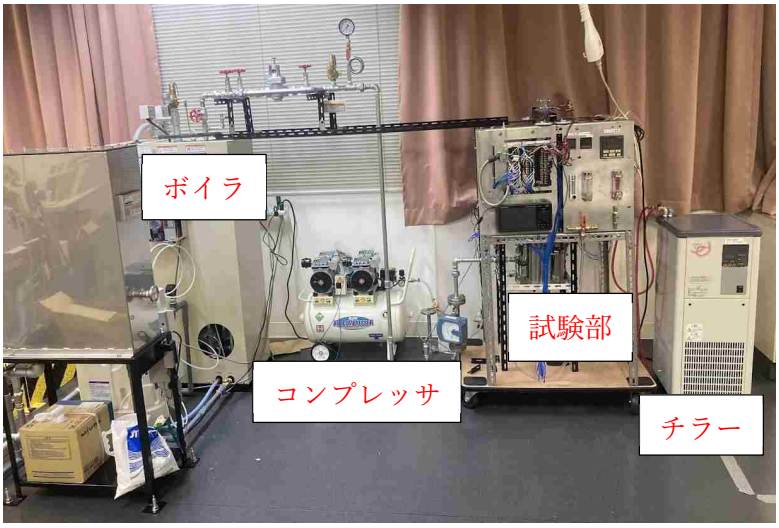
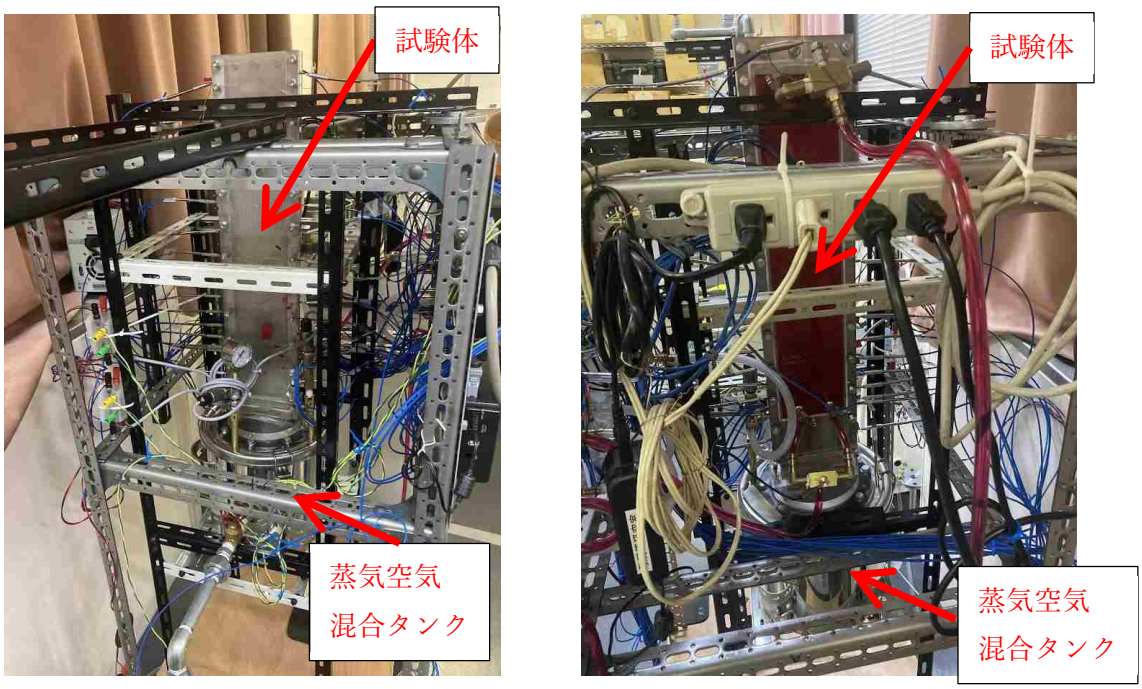


図２　実験装置全体写真



(a) 蒸気空気混合気体側　　(b) 冷却水側

図３　試験部写真

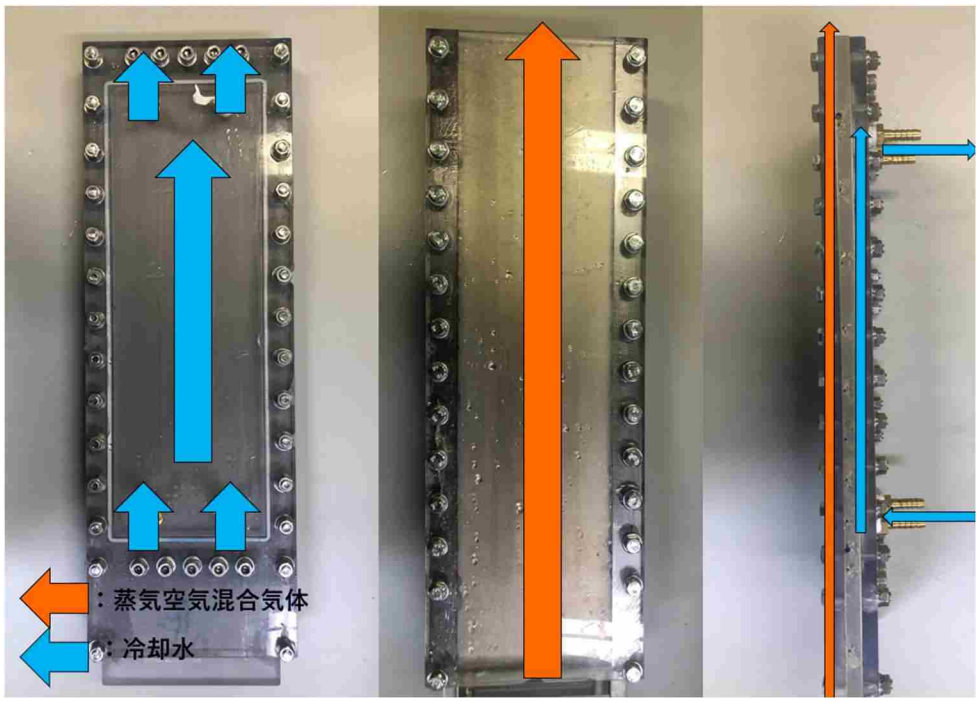


図４　試験体三面写真

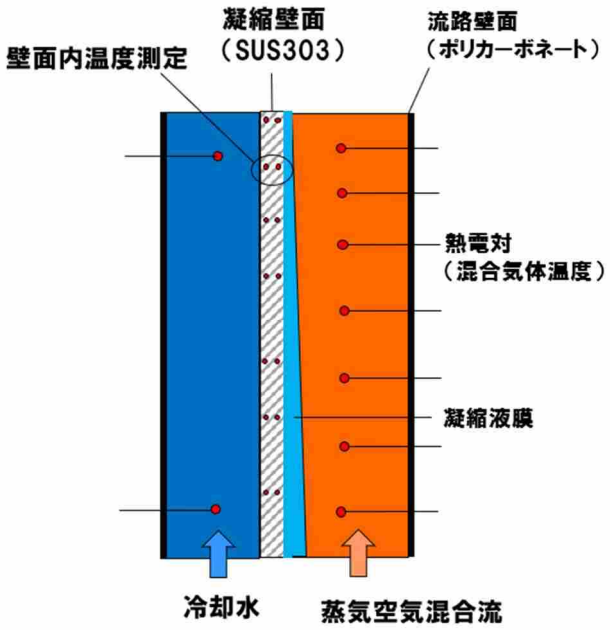


図５　試験体温度測定概要図

２．２　試験体詳細

図６に試験体全体の 3DCAD 図を、図７に試験体断面図を示す。シールドプラグにおける隙間はおよそ 5mm～10 mm と推定されている。今回の試験体では、蒸気空気混合気体の流路断面を 10 mm×100 mm (アスペクト比 10)とし、流路の長さは助走区間も含め 640 mm とした。

凝縮伝熱板はステンレス鋼である SUS303、蒸気空気混合流路および冷却水流路はポリカーボネートでそれぞれ作成した。そして、それぞれの部分をボルトで締結して試験体とした。

図７～図８に凝縮板内の熱電対取付穴の寸法詳細を示す。熱電対は蒸気空気混合気体側と冷却水側からそれぞれ 1.5 mm 離れた位置に深さ 39.5 mm、直径 1.1 mm 穴に差し込む。その際、温度場は図７において左右対称であるという想定のもと、蒸気空気混合流側と冷却水側の熱電対の差し込む方向を変えている。これにより、一方の熱電対がもう一方の熱電対の温度測定に影響を与えないようにした。熱電対取付箇所は流れ方向に片面 15 か所、両面で 30 か所とした。

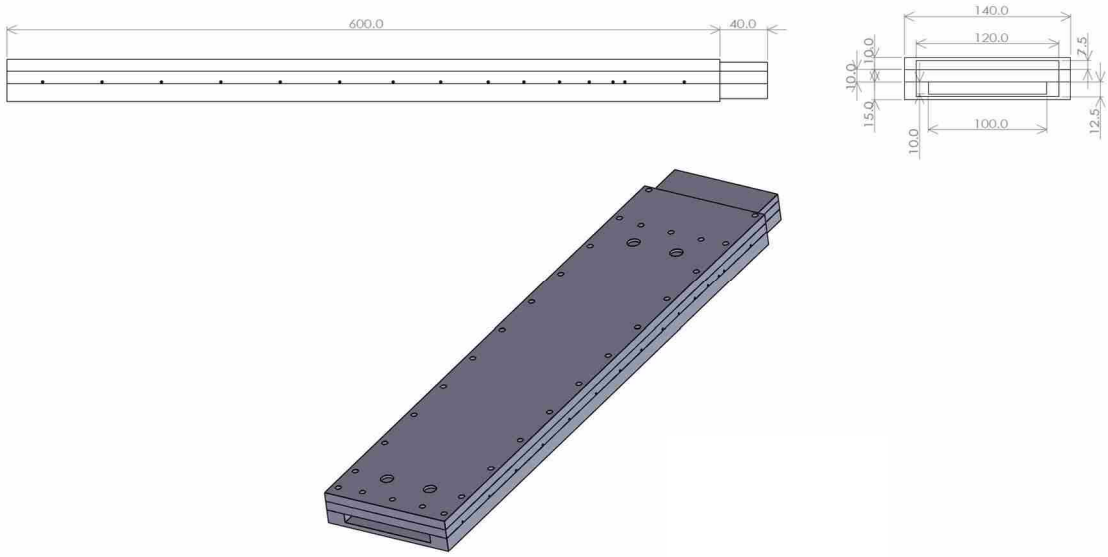


図６　試験体の 3DCAD 図

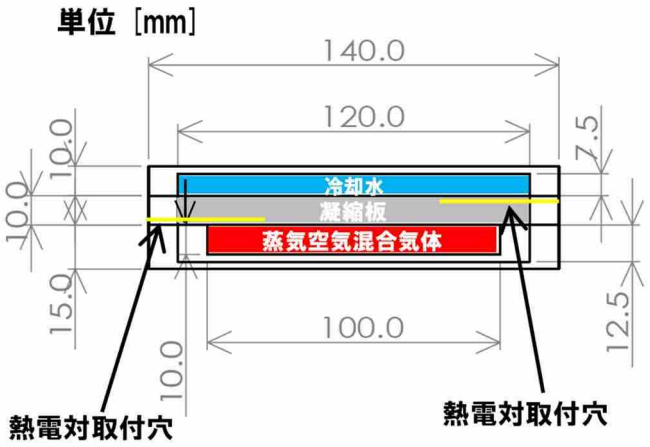


図７　試験体断面図

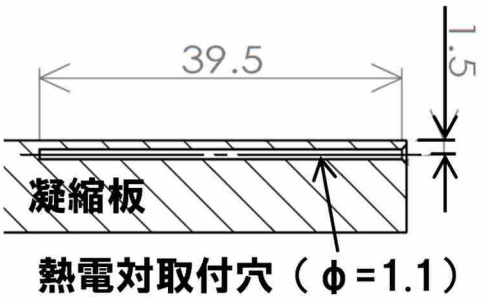


図８　熱電対取付穴の寸法詳細

２．３　実験手順と実験条件

実験においては、ボイラから蒸気、コンプレッサから空気を試験部に供給し、続いてチラーを起動した後、各部の温度（凝縮板温度、冷却水温度）が定常値になるまで待機した。各部の温度が定常値になったら、5 秒間隔で 5～10 分程度温度を計測し、計測時間における平均値を算出した。実験条件を表 1 および表 2 に示す。表 1 の実験条件では蒸気質量分率が 0.9 となるように一定に保ち、蒸気流量を 4～20 kg/h（0.0011～0.0056 g/(mm^2 s)）となるように設定した。蒸気質量分率が 0.9 の設定根拠として、１Ｆ事故時の 3 号機からの総漏えい量は蒸気 75 トン、水素 650 kg が妥当と推定されている[2]。シールドプラグの隙間 10 mm 程度では蒸気流速 9.48 m/s、水素流速 0.74 m/s と推定される。質量流量に換算すると、蒸気で 5.56×10^{-3} kg/s（20 kg/h）、空気で 7.0×10^{-4} kg/s（45 L/min）ぐらいであり、蒸気質量分率は 0.888 程度である。実験では合わせやすいように 0.9 に焦点を絞って実験を行った。また、Case7 および Case7-dash は１Ｆでの条件を想定した実験条件である。

表 2 の実験条件では、冷却水温度をパラメータに 3 ケースの実験を行った。

表１　実験条件（蒸気流量パラメータ）

Case	蒸気流量		空気流量	蒸気質量分率	冷却水入口温度
	[kg/h]	[g/(mm^2 s)]	[L/min]	[-]	[℃]
1	4	0.0011	8	0.9	30
2	6	0.0017	12	0.9	30
3	8	0.0022	16	0.9	30
4	12	0.0033	25	0.9	30
5	15	0.0042	30	0.9	30
6	18	0.0050	35	0.9	30
7	20	0.0056	40	0.9	30
7-dash	20	0.0056	50	0.88	30

表２　実験条件（冷却水温度パラメータ）

Case	蒸気流量		空気流量	蒸気質量分率	冷却水入口温度
	[kg/h]	[g/(mm^2 s)]	[L/min]	[-]	[℃]
8	12	0.0033	25	0.9	20
9	12	0.0033	25	0.9	35
10	12	0.0033	25	0.9	50

３．実験結果

３．１実験

３．１．１　実験条件（蒸気流量パラメータ）Case1～7-dash

図９に実験より得られた蒸気空気混合気体の温度分布を示す。Case1 では流れ方向位置 400 mm 以降で温度が低下している。これは Case1 では蒸気供給流量が少なく、このことが影響していると考えられる。考えられる１つの原因として、試験部の途中から壁面近傍の蒸気が凝縮により不足しはじめ、蒸気分圧が低下し、混合気体温度も低下することが挙げられる。この点、実験再現性等も含め改めて検討が必要である。その他の Case では、ほぼ 96～98℃の範囲で温度は一定値となっており、流れ方向で蒸気が枯渇することなく十分存在していると考えられる。Case に応じて温度にばらつきが 96～98℃の範囲であるが、蒸気流量に比例しているとは考えにくい。

図１０に凝縮板において、蒸気空気混合気体側に設置した熱電対により測定された温度分布を示す。Case1 を除いては、冷却開始点の上流で 95℃程度と蒸気空気混合気体の温度に近く、冷却開始点以後、温度は 80℃程度まで一旦低下した後、再度温度が上昇し 200 mm 程度以後では地点で一定の温度を維持する。

図１１に凝縮板において、冷却水側に設置した熱電対により測定された温度分布を示す。Case1 を除いては、冷却開始点の上流で 95℃程度と蒸気空気混合気体の温度に近く、冷却開始点以後 50℃程度まで一旦低下した後、徐々に温度が上昇し 400 mm 程度以後で 80℃程度になる。なお、600 mm 地点で温度が上昇しているが、これは凝縮板の冷却水側において冷却水が 600 mm 地点まで到達していないためである。

図１２に壁面凝縮熱流束の分布を示す。熱流束は冷却開始点で 60～80 kW/m^2 程度まで上昇し、その後なだらかに減少して 300 mm 程度以後で 10～20 kW/m^2 の一定値となる。なお、600 mm 地点で熱流束が低下しているが、上述の通り冷却水が 600 mm 地点まで到達していない影響である。

図１３に凝縮質量流束の分布を示す。凝縮量は凝縮熱流束を蒸発潜熱で割った値なので、分布の形は図１２と同一となる。凝縮水量は冷却開始点で最も多く、下流に進むに従い徐々に減少する。

図１４に凝縮板全面における単位時間当たりの壁面凝縮量を示す。蒸気流量の増加とともに凝縮量も増加するが、0.003 g/(mm^2 s) (Case4、12 kg/h に相当)程度まで増加すると凝縮量は 0.7 g/s 程度の一定値となり、それ以上蒸気流量を増加しても凝縮量は増加しなかった。

図１５に Nusselt の理論解析に基づいて算出した凝縮水の液膜厚さを示す。液膜厚さは最も厚くて 0.1 mm 程度である。また、液膜厚さは蒸気流量の増加とともに若干増加している。ただし、液膜厚さは奥行き方向に均一と仮定しているため、実際の厚さとは異なると考えられる。実際の液膜の様子は液塊として筋状に断続的に流れていた。

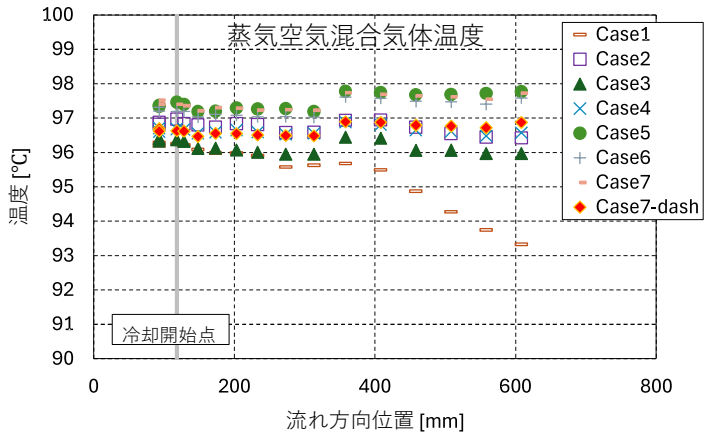


図９　蒸気空気混合気体温度（Case1～7-dash）

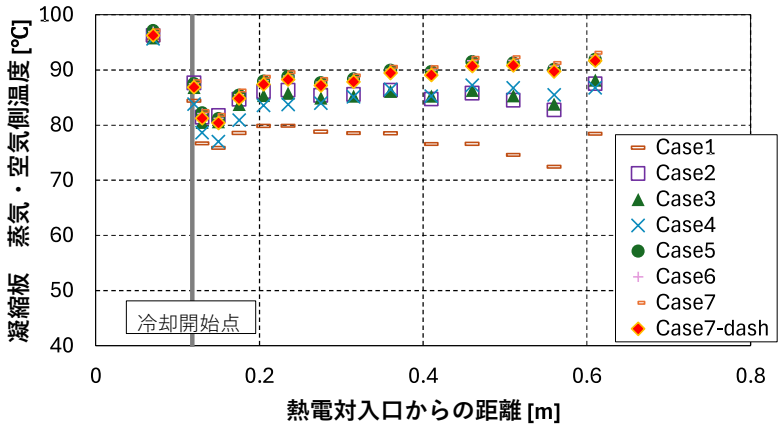


図１０　凝縮板　蒸気空気側温度（Case1～7-dash）

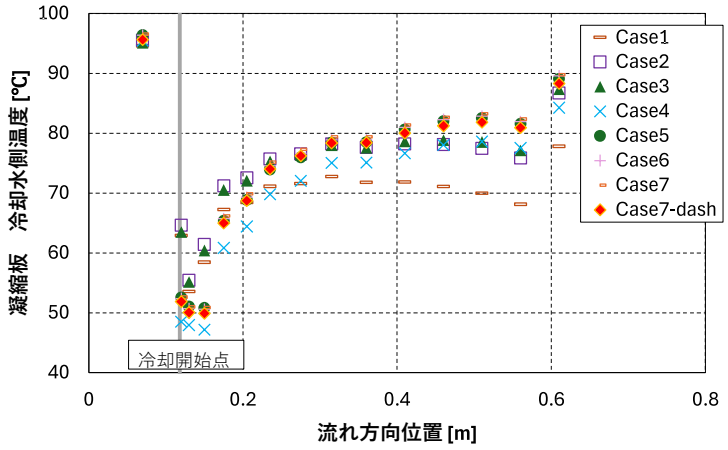


図１１　凝縮板　冷却水側温度（Case1～7-dash）

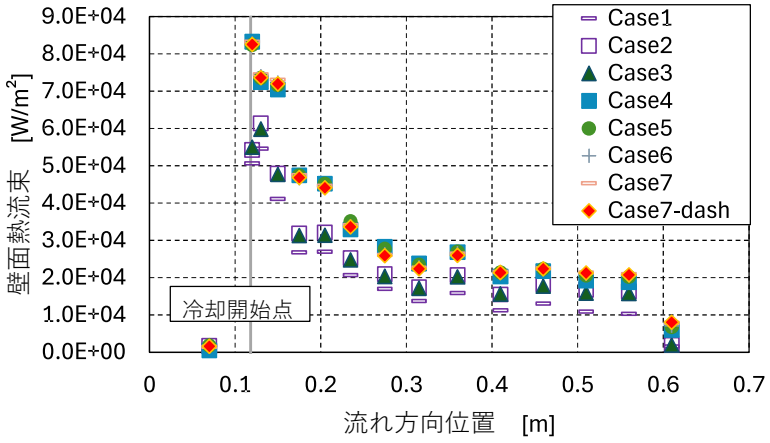


図１２　壁面凝縮熱流束（Case1～7-dash）

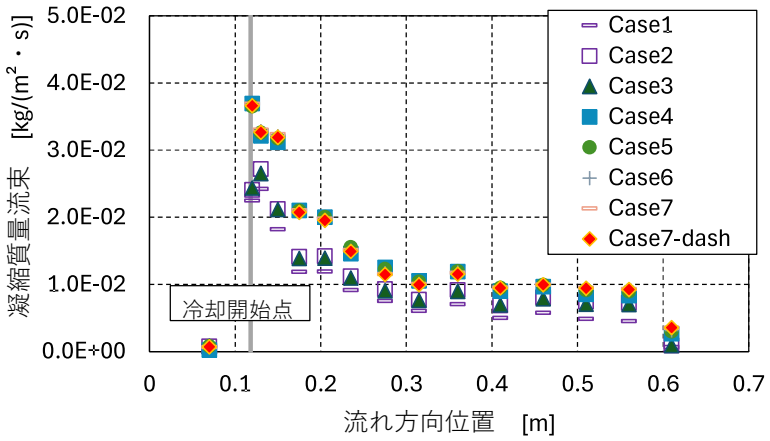


図１３　凝縮質量流束（Case1～7-dash）

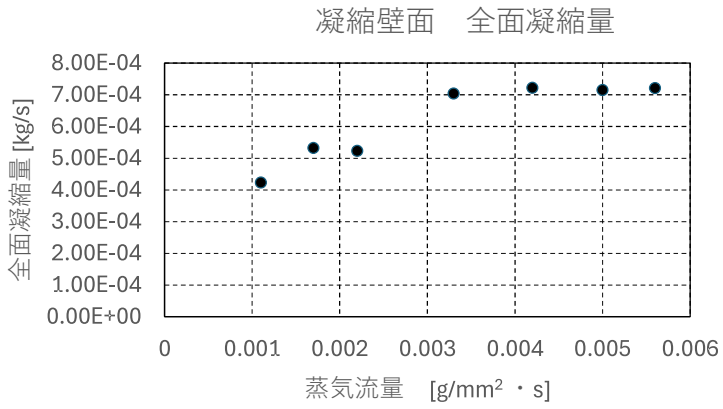


図１４　壁面凝縮量の蒸気流量依存性（Case1～7-dash）

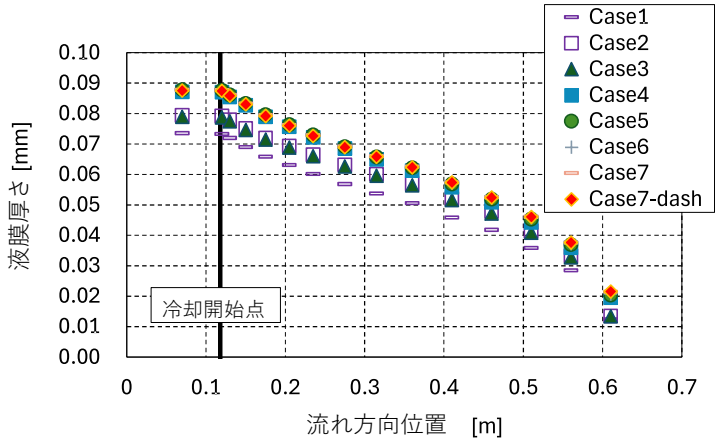


図１５　液膜厚さ（Case1～7-dash）

３．１．２　実験条件（冷却水温度パラメータ）Case8～10

冷却水温度をパラメータに実施した実験（Case8～10）に関して、前節と同様に実験結果を示す。

図１６に実験より得られた蒸気空気混合気体の温度分布を示す。混合気体温度は冷却水温度によらず、領域中でほぼ 97℃で一定値となった。

図１７に凝縮板において、蒸気空気混合気体側に設置した熱電対により測定された温度分布を示す。温度は冷却開始点より上流で 97℃程度であるところ、冷却開始点で一旦温度が下がり、200 mm 程度の位置で 85～93℃程度の一定値となる。冷却水水温の依存性については、Case8（20℃）で一番温度が低く、Case10（50℃）で最も温度が高くなった。

図１８に凝縮板において、冷却水側に設置した熱電対により測定された温度分布を示す。基本的に、Case1～7-dash の温度分布と同じである。また、冷却水水温の依存性は Case8（20℃）で一番温度が低く、Case10（50℃）で最も温度が高くなった。

図１９に壁面凝縮熱流束の分布を示す。基本的に、Case1～7-dash の温度分布と同じである。熱流束は Case8（20℃）で一番高く、Case10（50℃）で最も低い。

図２０に凝縮質量流束の分布を示す。定性的な傾向は壁面凝縮熱流束と同様である。

図２１に凝縮板全面における単位時間当たりの壁面凝縮量を示す。冷却水温度が上昇するに従い凝縮量は 0.6 g/s 程度から 0.4 g/s 程度へ低下した。

図２２に Nusselt の理論解析に基づいて算出した液膜厚さを示す。液膜厚さは冷却水温度によってそれほど変化はなく、冷却開始点で 0.09 mm 程度である。

以上、冷却水温度をパラメータとして実験を実施し、冷却水温度が高くなるほど凝縮流量が低下する実験結果が得られた。

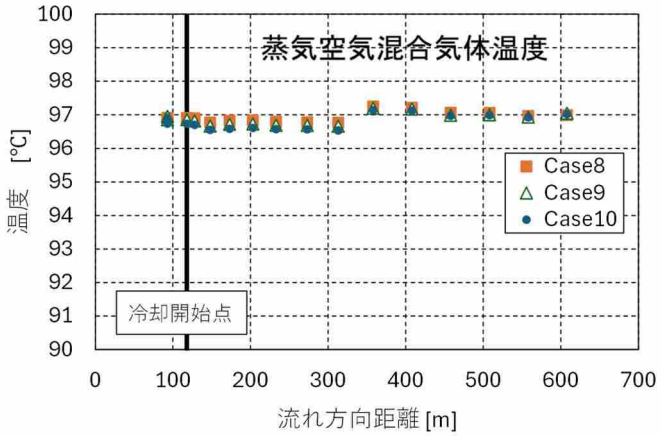


図１６　蒸気空気混合気体温度（Case8～10）

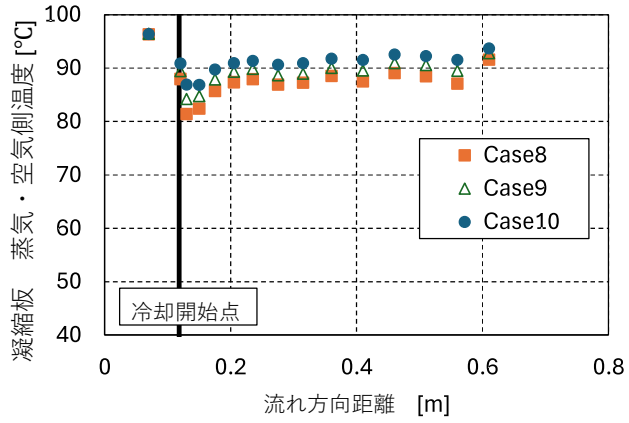


図１７　凝縮板　蒸気空気側温度（Case8～10）

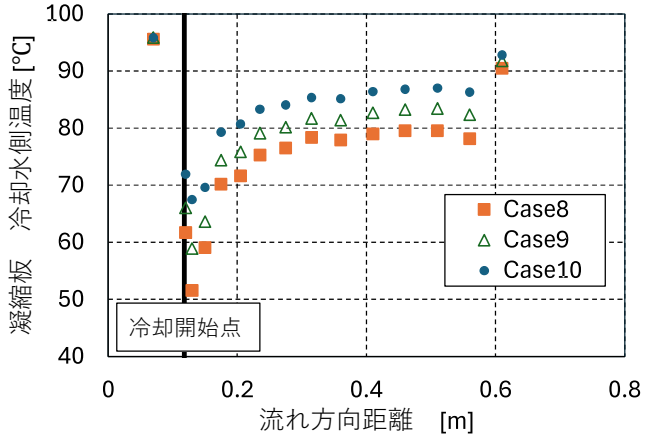


図１８　凝縮板　冷却水側温度（Case8～10）

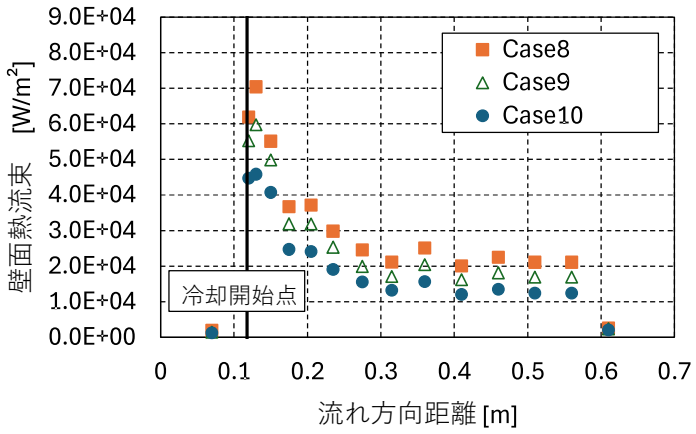


図１９　壁面凝縮熱流束（Case8～10）

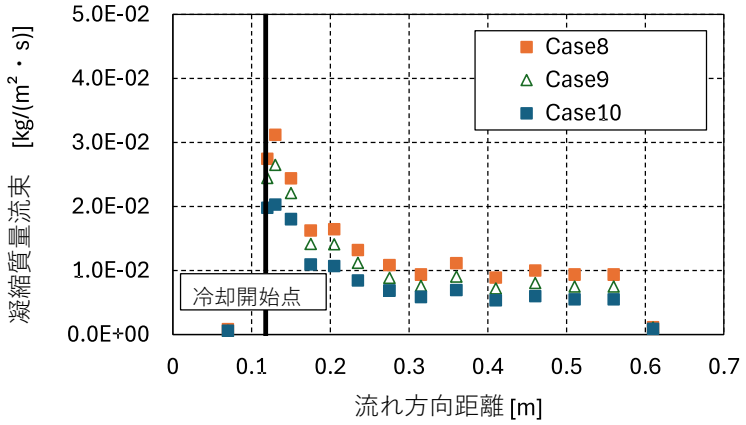


図２０　凝縮質量流束（Case8～10）

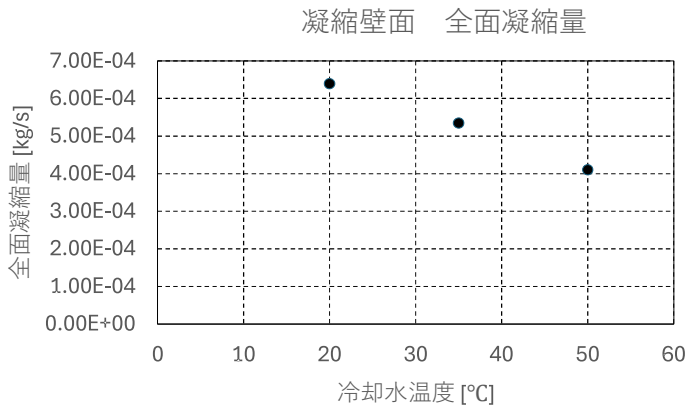


図２１　壁面凝縮量の冷却水温度依存性（Case8～10）

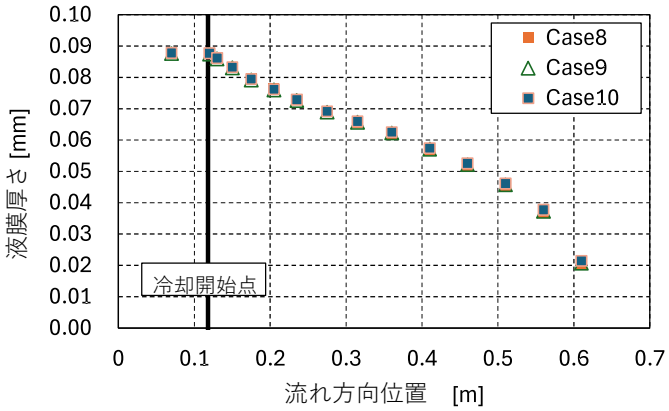


図２２　液膜厚さ（Case8～10）

３．１．３　凝縮液の流れの様子

蒸気空気混合気体の流路はポリカーボネートで作成し、凝縮板表面における凝縮液の分布の様子が観察できるように試みた。凝縮水は均一な液膜として流下するのではなく、液塊として筋状に流下する様子が確認された。しかし、凝縮板だけでなく、ポリカーボネートの表面でも凝縮による曇りが生じ、画像として液膜の様子を撮影することが難しかった。図２３に Case7-dash における試験体の画像を示す。画像の赤丸で囲んだ部分は液塊が存在する箇所である。

実験を実施するに際し、Case7-dash の条件では凝縮水の落下制限（フラッディング）が生じると予想した。しかし、フラッディングは発生しなかった。この理由として、フラッディングに関する既存の知見が主に二次元的な評価に基づくためと考えられる。従来のフラッディング発生基準では、奥行き方向に液膜厚さが一定として重力、界面摩擦、壁面せん断応力などの釣り合いから相関式が求められている。しかし、今回の実験では、凝縮液膜は液塊として流下しており、奥行き方向の分布（3 次元性）が現れている。従って、従来の 2 次元的な知見（相関式など）が通用しないと考えられる。凝縮液膜は液塊として流れることで、流下しやすくなり、フラッディングしにくくなると考えられる。

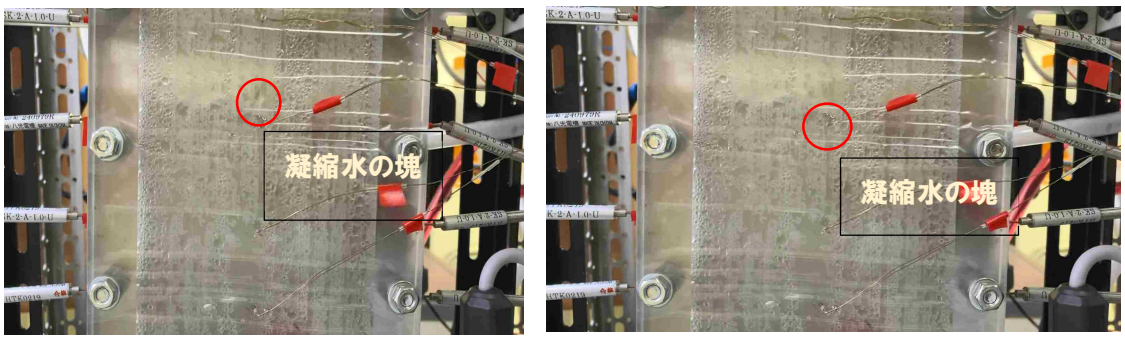


図２３　凝縮液の流れの様子（Case7-dash）

３．２　考察

今回の実験では壁表面の温度が 80～90℃程度と、蒸気空気混合気体の温度に近い温度まで上昇した。これは、実験開始前の予想とは異なる結果だった。考えられる原因として、流入させた蒸気空気混合気体は蒸気質量分率が 0.9、空気質量分率が 0.1 と非凝縮性ガス（空気）の割合が少ない。そのため、壁面凝縮における非凝縮性ガスによる伝熱阻害効果が低下していると考えられる。また、凝縮液膜も薄く、数十 μm オーダーである。そのため、凝縮液膜による熱抵抗も小さい。よって、凝縮板表面の温度は蒸気温度程度に上昇するものと考えられる。

１Ｆでも条件は同様と想定され、壁表面の温度は短時間で蒸気温度程度に上昇した可能性がある。図２４に混合気体側の壁表面および壁内部の熱抵抗と温度分布の概念図を示す。コンクリートは熱拡散率（熱伝導率/熱容量)が小さく、深部までの熱伝導に時間がかかる。そのため、壁表面では短時間で蒸気温度程度に上昇しても、壁内部は温度がしばらくは低く、壁内部の深い部分まで熱伝導により温度が上昇するのに時間がかかる可能性が考えられる。その場合、シールドプラグの凝縮伝熱、それに伴う凝縮水量は、コンクリート内の熱伝導律速となる可能性がある。

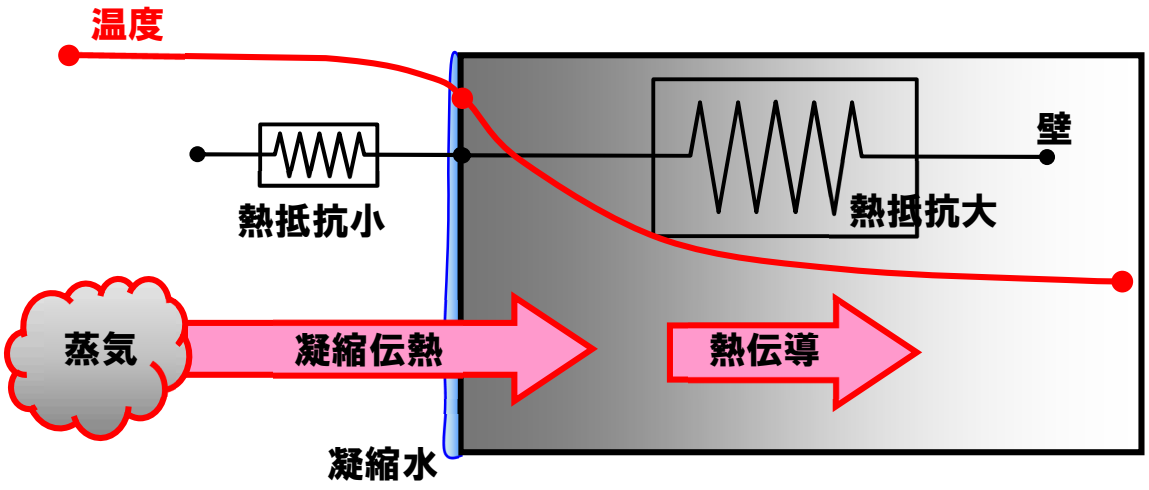


図２４　混合気体側の壁表面および壁内部の熱抵抗と温度分布の概念図

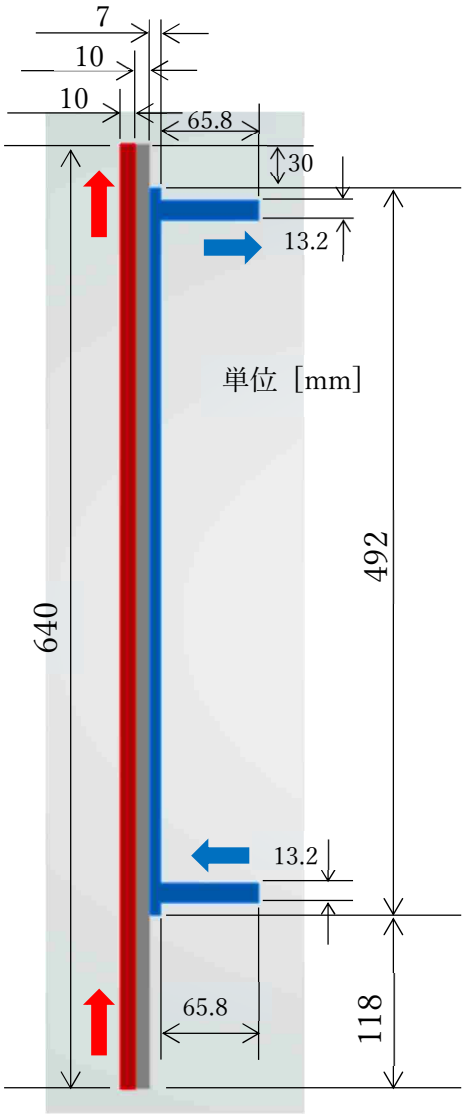
４．二次元 CFD コードによる解析

４．１　数値計算方法

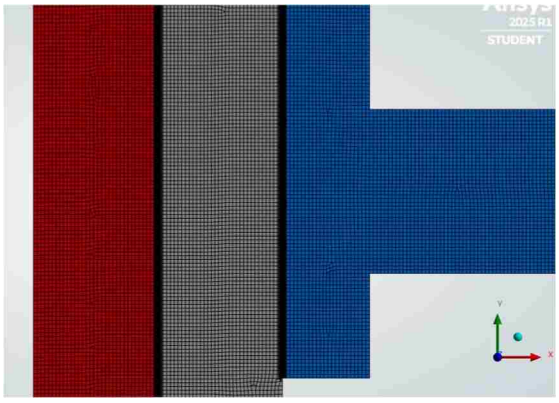
４．１．１　計算領域とメッシュ

図２５に数値計算用の二次元計算領域と数値計算メッシュを示す。図２５において、赤色が蒸気空気混合流路、青色が冷却水流路、灰色が凝縮板（SUS303）である。また、赤色、青色の矢印のように蒸気・空気混合流と冷却水を流入、流出させて数値計算を行う。

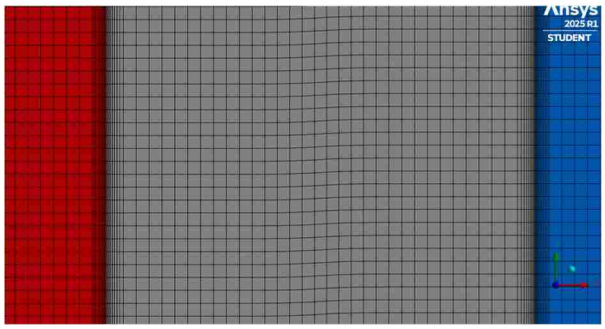
計算メッシュについて、蒸気空気混合気体では流れは乱流であり、粘性底層まで解像できるように、インフレーション機能を用いて、蒸気流路側の壁面第 1 層高さを 0.02mm、冷却水側壁面第１層高さを 0.02mm に設定した。また、凝縮板側の表面でも同程度のメッシュ解像度とし、凝縮板内の温度分布を精度よく再現できるようにした。他の面はメッシュの幅を 0.3mm とした。メッシュ総数は 260,859 セルとなった。



（a）数値計算領域



（b）数値計算メッシュ



（b）数値計算メッシュ
（壁面近傍拡大）

図２５　数値計算領域と数値計算メッシュ
（赤：蒸気空気混合気体、灰色：凝縮板、青：冷却水）

４．１．２　数値計算における計算条件

数値計算の計算条件を以下に示す。数値計算条件については、表３に示す。数値計算は、ANSYS FLUENT を使用した。蒸気・空気の混合流は、理想気体として扱い、蒸気・空気、冷却水の温度は、実験条件と同じ値に設定し、図２５の下部から流入させた。また、乱流モデルは SST k-ω モデルを使用し、壁面付近の流れ場まで精度よく計算するために、低レイノルズ数補正を入れて計算した。また、凝縮板については SUS303 の物性値（熱伝導率、比熱)、密度）を設定した。壁面凝縮モデルについては次節で説明する。

数値計算の実施に際し、連続の式、2 次元ナヴィエ・ストークス方程式（運動方程式)、乱流諸量（k, ω）の輸送拡散方程式、蒸気・空気の濃度の輸送拡散方程式を解く。各方程式の対流項空間差分として、2 次精度風上差分を用いている。

表３　数値計算条件

ソフトウェア			ANSYS Fluent 2024R2
流体			蒸気-空気（単相 2 成分），冷却水
固体			SUS303
流れ状態			乱流　SST k-ω モデル
時間			定常
境界条件	入口	蒸気-空気	実験条件に準拠
		冷却水	実験条件に準拠
	出口		圧力流出境界(ゲージ圧力 0Pa)
	凝縮面		Dehbi らの壁面凝縮モデル[3]

４．２　数値計算結果

４．２．１　流速分布

図２６に Case7-dash を対象とした数値計算における流速分布を示す。左側の領域は蒸気空気混合気体であり、右側の領域は冷却水である。蒸気空気混合気体は冷却水より速い流れであることが確認される。

図２７に Case7-dash の流速分布を示す。冷却開始点より上流の y = 70 mm 地点では流路中央の流速が平坦であり、流れ場は発達途中と考えられるが、y = 120 mm では流速分布がある程度発達した分布になっている。

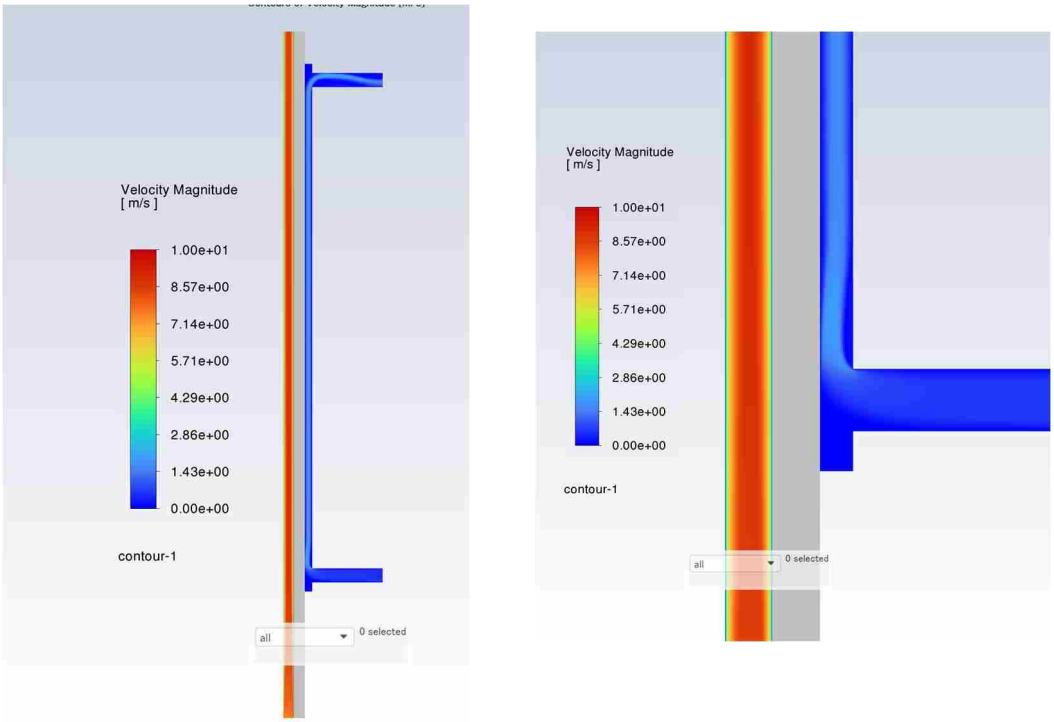


図２６　流速のコンター図（実験 Case7-dash 対象）

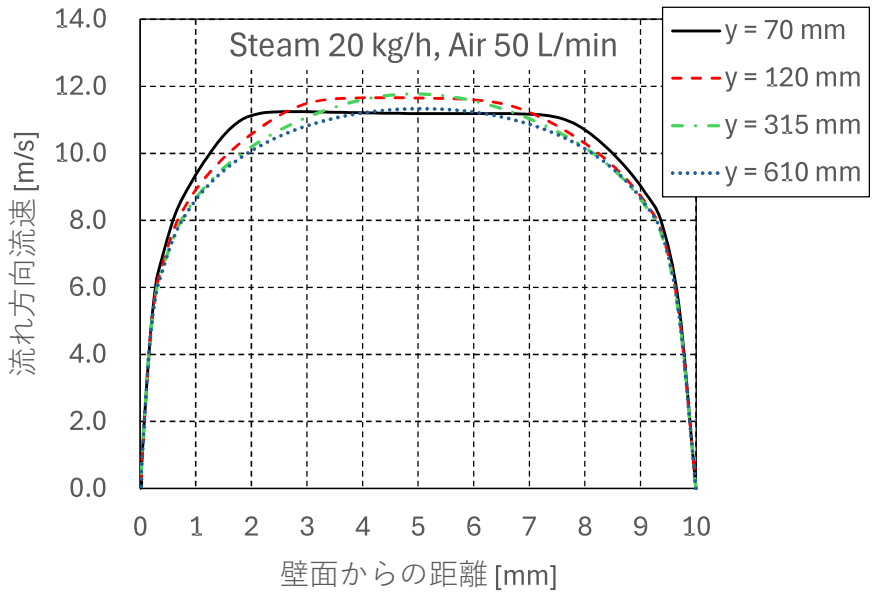


図２７　流速分布（実験 Case7-dash 対象）

４．２．２　温度分布

図２８に Case7-dash を対象とした数値計算における温度分布を示す。流路全体の温度分布に加え、入口・出口付近の温度分布を拡大して示した。蒸気空気混合気体の温度は入口から出口にかけてほぼ変化がなく、一定の温度となった。冷却水温度は加熱により、入口に比べ出口で温度が上昇することが確認された。

図２９に蒸気空気混合気体の温度分布を示す。温度は冷却開始地点以後、2 度程度減少するが、ほぼ実験データと一致する計算結果となった。ただし、実験結果では流路全体で温度が低下することがなく一定値であり、実験と数値計算で定性的な傾向に相違が生じた。

図３０に凝縮板の蒸気空気混合気体側の温度分布を示す。実験データでは冷却開始点で一旦 80℃程度まで温度が低下し、下流に進むに従い温度が 90℃程度まで上昇する。計算結果も似たような傾向を示すが、冷却開始点よりも下流で 5℃程度の過小評価となった。

図３１に凝縮板の冷却水側の温度分布を示す。計算結果は実験データと異なり、冷却開始点で温度があまり低下せず、全体に過大評価する結果となった。

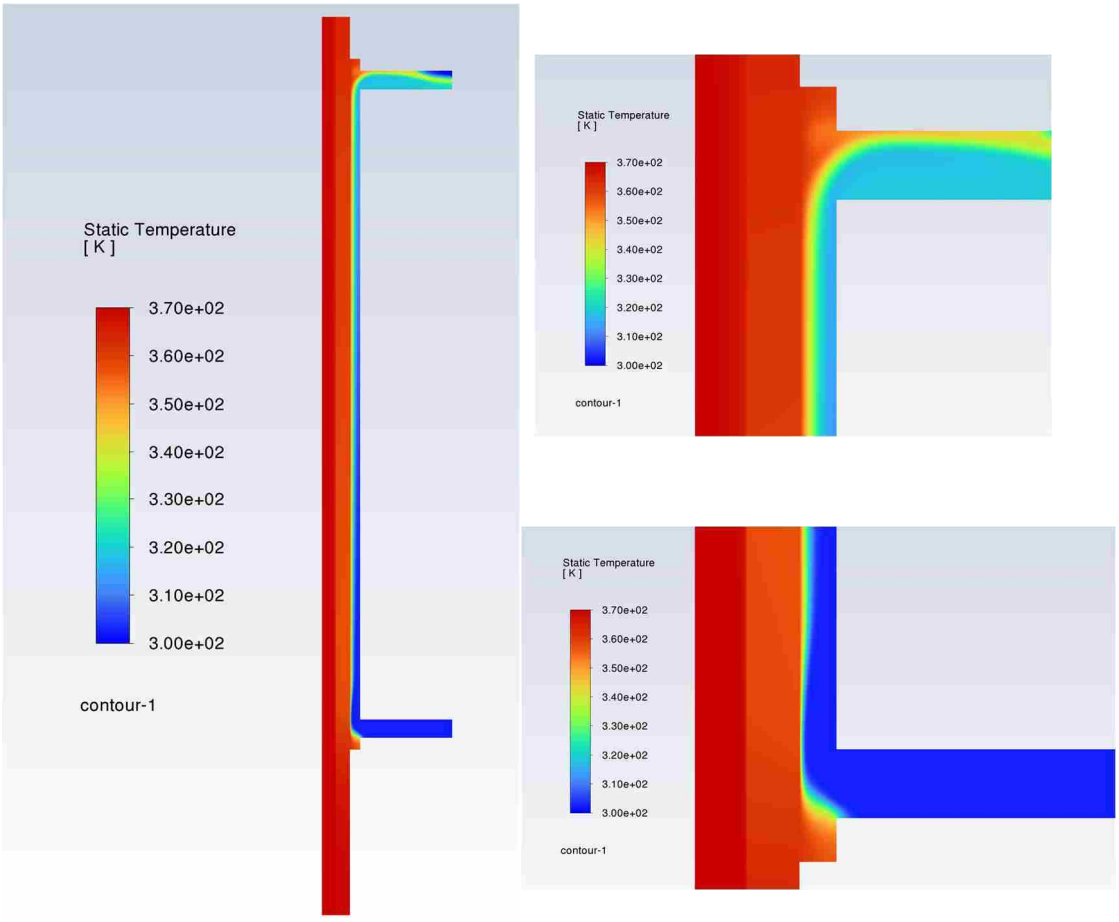


図２８　数値計算結果の温度コンター図（実験 Case7-dash 対象）

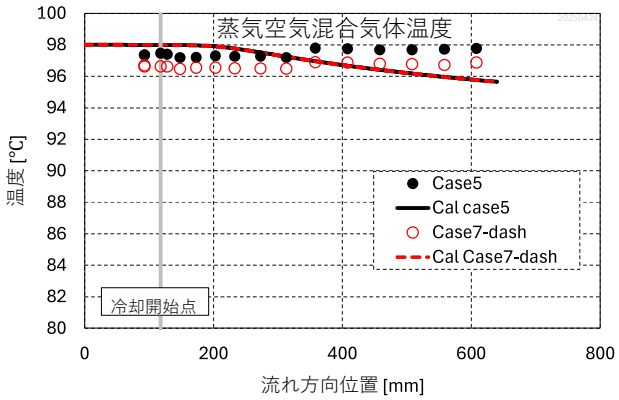


図２９　蒸気空気混合温度　計算結果（実験 Case5 および Case7-dash 対象）

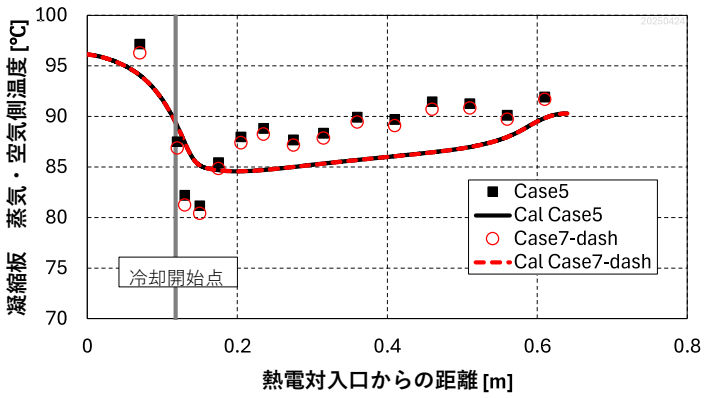


図３０　蒸気板 蒸気空気側温度 計算結果（実験 Case5 および Case7-dash 対象）

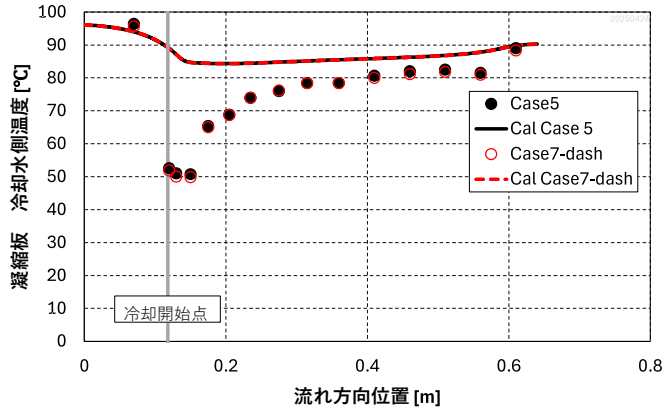


図３１　蒸気板　冷却水側温度　計算結果（実験 Case5 および Case7-dash 対象）

４．２．３　熱流速分布

図３２に Case5 および Case7-dash の壁面熱流束の数値計算結果を示す。実験データでは、冷却開始点で 80 kW/m² 程度から徐々に低下し、20 kW/m² に落ち着く。計算結果では冷却開始点で多少の熱流束の増加が現れるものの、実験データに比べると桁違いに小さく、熱流束を再現しない結果となった。数値計算の再現性改善については今後の課題である。

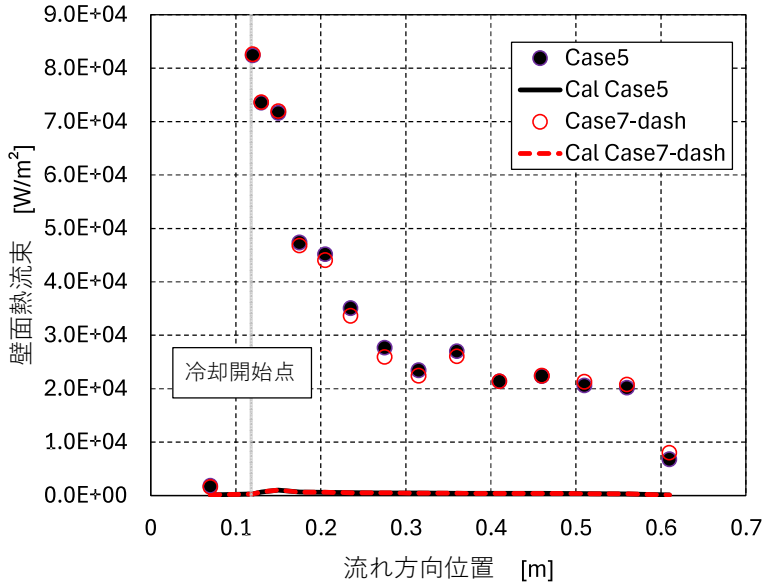


図３２　壁面熱流束分布　計算結果（実験 Case5 および Case7-dash 対象）

５．まとめ

５．１　凝縮実験のまとめ

本実験では、狭隘流路における凝縮伝熱測定装置を作成し、実験を実施した。以下に実施事項および得られた知見をまとめる。

- 凝縮熱流束を測定し、凝縮水量を見積もった。
- １Ｆ事故時の蒸気流量を想定し、落下制限（フラッディング）が発生することを予想したが、フラッディングは発生しなかった。凝縮水が液塊で流下したことで、落下制限されにくくなった可能性がある。
- １Ｆ事故時のシールドプラグ隙間では、蒸気質量分率 0.9 程度であると想定し、実験条件を設定した。その結果、壁面での非凝縮性ガスによる熱抵抗が小さく、壁面表面温度が 70～90℃程度になった。よって、１Ｆでも壁表面の温度は短時間で蒸気温度程度に上昇した可能性がある。

- １Ｆシールドプラグの凝縮伝熱、凝縮水量はコンクリート内の熱伝導律速の可能性がある。

５．２　数値計算のまとめ

実験を対象とした 2 次元数値シミュレーションを実施した。その結果、流速分布、および蒸気・空気混合気体の温度分布はある程度妥当な計算結果となった。しかし、凝縮板内の温度分布および凝縮熱流束分布は、実験結果の再現性が低かった。今後は温度分布、凝縮熱流束分布に対し妥当な計算結果となるよう改善することが求められる。

参考文献

[1] 原子力規制庁、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

[2] テプコシステムズ/東京電力ホールディングス，第 34 回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，資料 2：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，令和 4 年 12 月 20 日

[3] A. Dehbi, F. Janasz and B. Bell, “Prediction of steam condensation in the presence of noncondensable gases using a CFD-based approach,” Nuclear Eng. Design, 258, pp. 199-210 (2013).

[4] 日本機械学会、伝熱工学資料 改訂版第 5 版、丸善出版株式会社、2009

（別添５－５－１）

原子炉建屋スミヤ試料の分析

日本原子力研究開発機構　　原子力安全・防災研究所
安全研究センター　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、勝野　和美、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[1]。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を得るため、原子炉建屋内で採取されたスミヤ試料に含まれる以下の核種に着目して分析を行っている。

・Cs-134 及び Cs-137：揮発性の高い核分裂生成物（FP）であり、健康影響評価上重要な核種である。
・I-129:長半減期の I-129 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)の挙動を概略評価できる可能性がある。
・Mo 同位体及び Tc-99：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。加えて、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は、Cs の主要な化学形が Cs_2MoO_4 等の Mo 化合物になる可能性があるなど、Cs の移行挙動に影響を及ぼす。
・Sr-90 及びα核種：中・難揮発性であるが、MCCI 等によりエアロゾルとして放出される可能性がある。特に、Sr は還元性雰囲気で燃料から放出されやすい元素であるため、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。

２．試料分析の結果

これまでに受け入れたスミヤ試料を表１及び２に示す。今年度受け入れた 1 号機原子炉建屋スミヤ試料は、可能な限り平面図上で同一の位置における壁（高さ 1m および 20cm）と床から１セットとして採取されている。これらのスミヤ試料について、図１に示すフローにより分析を実施した。本分析フローを決定するにあたり、昨年度の分析において一部のスミヤ試料の酸溶解時に無視できない量の Cs-137 を含む残渣が生じたことから、ケイ酸塩ガラスを基質とする Cs 含有微粒子の存在を

1 例えば、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 46 回　資料 2

考慮し、溶解時にフッ化水素酸(HF)を用いた溶解手法を検討した。残渣生成が顕著であった2試料(3号機2階壁試料(No.57)、2号機燃料取扱機室2階試料(No.62))を対象とし、本手法により溶解して分析を行った。残渣中に存在するCs-137の放射能量を測定したところ、溶解前のスミヤ試料断片中のCs-137放射能量に対して0.2%及び1.4%であり、顕著な量のCs-137を含む残渣が生じていないことを確認した（表３）。また、スミヤ試料溶解液に含まれるSr-90、Mo同位体、Tc-99濃度のCs-137濃度に対する比を表４に示す。Sr-90/Cs-137比、Mo同位体/Cs-137比の値は昨年度と同程度であった。一方、Tc-99は回収率が低下しており、本手法において揮発等が生じたことが疑われるため、アルカリ溶融法による溶解とそれに続く化学分離法を検討して分析することとした。

今年度受け入れた1号機原子炉建屋スミヤ試料中のCs及びSrの定量結果を図２に示す。これらの値は、ガンマ線分析によるCs-137の定量結果、ベータ線分析によるSr-90の定量結果を、ORIGEN2コード[2]により算出された初期インベントリの値（同位体存在比）を用いて元素量に換算したものである。Cs 量が少ない試料ではSr-90量は検出下限値以下であった。一方、Cs量が比較的多い試料ではSr-90を定量可能であり、Cs量とSr量は概ね相関する傾向が見られた。

優先度の高い1号機原子炉建屋スミヤ4試料、2号機原子炉建屋スミヤ5試料及び3号機原子炉建屋スミヤ1試料の合計10試料について、上述の手法により酸溶解を行い、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及びMo同位体を定量した。核種分析値を初期インベントリの値から元素量に換算し、Sr元素量及びMo元素量のCs元素量に対する比を求めた(図３及び４)。これらの図には、これまでの分析結果[3]及び大熊分析・研究センターの分析結果を加えている。

Sr/Cs比はいずれの号機でも初期インベントリに比べ低い値を示した（図３)。また、壁／床の違いや階層による違いなど、採取場所によるSr/Cs比の違いや傾向は見られなかった。1号機においてSr/Cs比の値は3号機と同等以下であり、2号機に比べ1桁程度低い。Srが酸化物の形態で揮発し難く金属の形態で揮発し易い性質を有することを鑑みると、1号機の炉心損傷進展時において炉心領域に形成された還元雰囲気条件（P_{H2}>>P_{H2O}）の程度が小さかったことが示唆される。

1号機ではいずれの試料においてもMo量は検出下限値以下であり（図４)、3号機でもMo/Cs比は初期インベントリに比べて低い値であった。Moは金属の形態では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、Mo量が少ない原因として、炉心損傷進展時において水蒸気発生量が少なく、酸化性雰囲気条件（P_{H2O}>>P_{H2}）が有意な期間、炉心領域に形成されていなかったこと

2 JAEA-Data-Code-2012-018
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29回　資料1-3

が考えられる。加えて、このようなMoの揮発が制限される条件下では、CsはMoとの化合物ではなくCsI、CsOH等の形態で気相に移行していたことが推定される。2号機試料でのMo/Cs比について、昨年度までの床試料データに加え今年度は壁試料データを追加したが、壁／床の違いは顕著ではなかった。また階層の違いについて、昨年度は高層階においてMo/Cs比が高い傾向が示されたが、今年度の分析結果を追加した結果、5階試料のみMo/Cs比の値が初期インベントリより1桁程度高いものの、1～4階試料ではいずれも初期インベントリと同等であり階層間の違いは明確でないことが示された。

今後は、現時点でデータの得られていない、アルカリ溶融法によるTc-99及びI-129の分析、不溶性残渣中の核種組成分析、Cs化学形分析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、1～3号機原子炉建屋から採取したスミヤ試料の分析を実施した。試料の採取位置を図５～７に示す。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同位体を主な分析対象核種とした。分析フローを図１に示す。

（１）スミヤ試料の分析手法

全てのスミヤ試料についてGe半導体検出器を用いたガンマ線核種分析を実施した。加えて、今年度受け入れた1号機試料については、ベータ線測定装置によるSr-90分析を実施した。これまでSr-90分析は、煩雑な化学分離の後、子孫核種であるY-90との放射平衡を待ってから液体シンチレーションカウンタを用いて実施してきた。分析の迅速化を図るため、スミヤ試料中に存在すると考えられる核種のベータ線エネルギーがY-90のエネルギーより低いことに着目し、より高エネルギー側のスペクトルを測定することにより、化学分離なしでスミヤ試料中のSr-90を定量する手法を構築した。

（２）スミヤ試料の酸分解及び核種分析手法

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10試料を選定した（表１及び２）。

・3号機原子炉建屋（2階壁面①）及び2号機FHM操作室（2階操作室床面⑪）：
　昨年度残渣生成が顕著であったため再分析
・2号機原子炉建屋内の壁から採取した試料（1階から4階の4試料）：
　昨年度実施した床試料との比較

・1 号機原子炉建屋内の壁から採取した試料（1 階から 4 階の 4 試料）：
　2 号機壁試料との比較

これらスミヤ試料の断片を硝酸及び過酸化水素水により溶解した後、ケイ酸塩の溶解を促進するためにフッ化水素酸を添加して蒸発乾固する作業を 1～2 回行い、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。Mo 同位体（Mo-92, 94, 95, 96, 97, 98, 100）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。

表１　原子炉建屋内から採取したスミヤ試料（2023 年度までに受入）

No	試料 ID	採取場所
6	U2RB-5FW	2 号機原子炉建屋内スミヤ（5 階壁面）
7	U2RB-5FF	2 号機原子炉建屋内スミヤ（5 階床面）
8	U2RB-4FW	2 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階壁面）
9	U2RB-4FF	2 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階床面）
10	U2RB-4FS	2 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階階段裏面）
11	U2RB-3FW	2 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階壁面）
12	U2RB-3FF	2 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階床面）
13	U2RB-3FS	2 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階階段裏面）
14	U2RB-2FW	2 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階壁面）
15	U2RB-2FF	2 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階床面）
16	U2RB-2FS	2 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階階段裏面）
17	U2RB-1FW	2 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階壁面）
18	U2RB-1FF	2 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階床面）
19	U2RB-1FS	2 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階階段裏面）
52	U3RB-2FS	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階階段裏①）
53	U3RB-2FW-2(1)	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階壁面②）
54	U3RB-2FW-3	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階壁面③）
55	U3RB-2FC-4	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階格納容器壁面④）
56	U3RB-2FC-5	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階格納容器壁面焦げ跡⑤）
57	U3RB-2FW-1	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階壁面①）
58	U3RB-2FW-2(2)	3 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階壁面②）
59	U3RB-3FW-3	3 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階壁面③）
60	U3RB-3FW-4	3 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階壁面④）
61	U2RB-FHM-RT	2 号機 FHM 操作室スミヤ（屋上部⑧）
62	U2RB-FHM-2FF	2 号機 FHM 操作室スミヤ（2 階操作室床面⑪）
63	U2RB-FHM-Con	2 号機 FHM 操作室スミヤ（操作卓表面⑮）

（赤字で示した試料を優先的に酸溶解して分析を実施）

表２　原子炉建屋内から採取したスミヤ試料（今年度受入）

No	試料 ID	採取場所
84	U1RB-2FW1.0-1_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階西側壁(高さ 1m)①）
85	U1RB-2FW0.2-2_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階西側壁(高さ 20cm)②）
86	U1RB-1FW1.0-3_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階 SCH ポンプ室外側壁(高さ 1m)③）
87	U1RB-1FW1.0-4_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階 SCH ポンプ室外側壁(高さ 20cm)④）
88	U1RB-1FW1.0-5_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階西側壁(高さ 1m)⑤）
89	U1RB-1FW0.2-6_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階西側壁(高さ 20cm)⑥）
90	U1RB-1FW1.0-7_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階南側壁(高さ 1m)⑦）
91	U1RB-1FW0.2-8_231222	1 号機原子炉建屋内スミヤ（1 階南側壁(高さ 20cm)⑧）
101	U1RB-2FS-1_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階北西側階段裏面①）
102	U1RB-2FW1.0-2_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階北側壁(高さ 1m)②）
103	U1RB-2FW0.2-3_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階北側壁(高さ 20cm)③）
104	U1RB-2FF-4_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（2 階北側床④）
105	U1RB-3FS-5_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階北西側階段裏面⑤）
106	U1RB-3FW1.0-6_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階北側壁(高さ 1m)⑥）
107	U1RB-3FW0.2-7_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階北側壁(高さ 20cm)⑦）
109	U1RB-3FF-9_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階北側床⑨）
110	U1RB-4FS-10_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階北西側階段裏面⑩）
111	U1RB-4FW1.0-11_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階北側壁(高さ 1m)⑪）
112	U1RB-4FW0.2-12_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階北側壁(高さ 20cm)⑫）
113	U1RB-4FF-13_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階北側床⑬）
114	U1RB-3FW1.0-14_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階格納容器外側壁(高さ 1m)⑭）
115	U1RB-3FW0.2-15_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階格納容器外側壁(高さ 20cm)⑮）
117	U1RB-3FF-17_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（3 階格納容器外側床⑰）
118	U1RB-4FW1.0-18_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階東側壁(高さ 1m)⑱）
119	U1RB-4FW0.2-19_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階東側壁(高さ 20cm)⑲）
120	U1RB-4FW1.0-20_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階東側壁(高さ 1m)⑳）
121	U1RB-4FW0.2-21_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階東側壁(高さ 20cm)㉑）
122	U1RB-4FF-22_240517	1 号機原子炉建屋内スミヤ（4 階東側床㉒）

（赤字で示した試料を優先的に酸溶解して分析を実施）

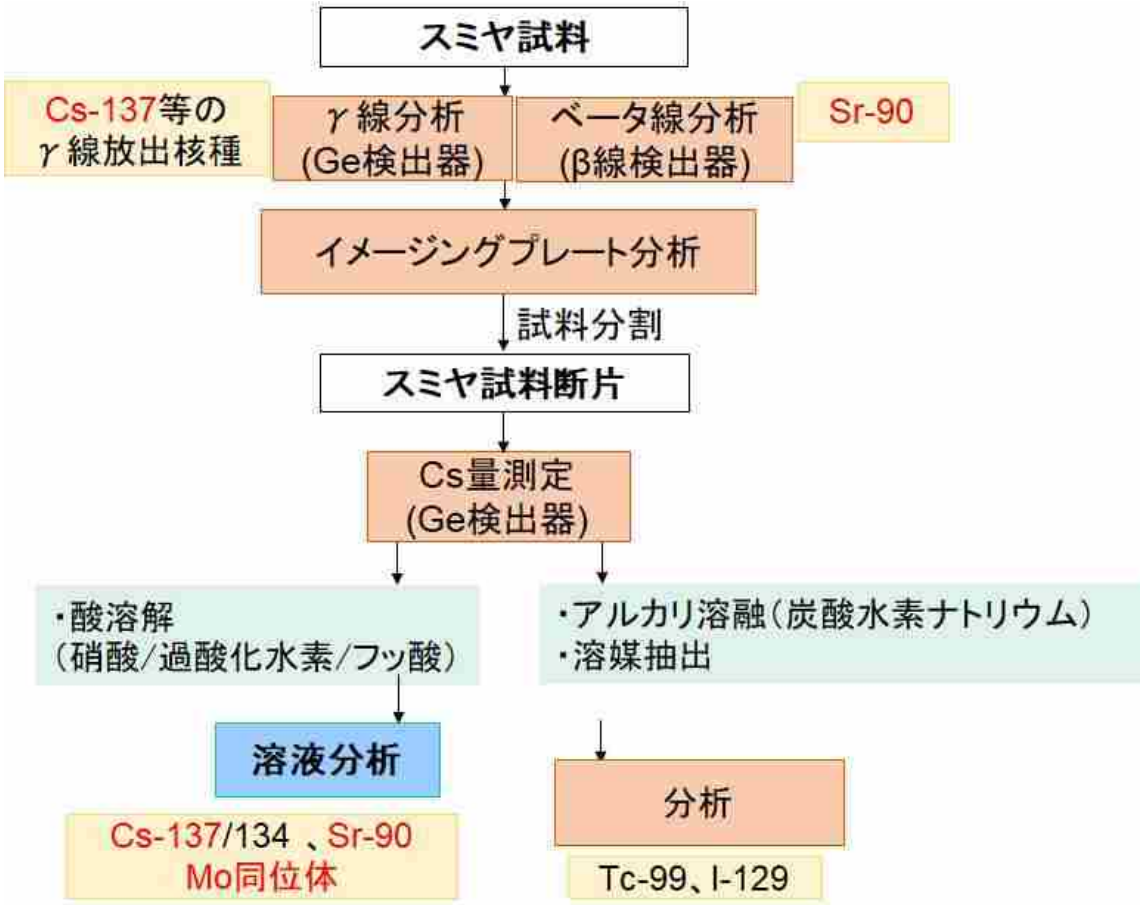
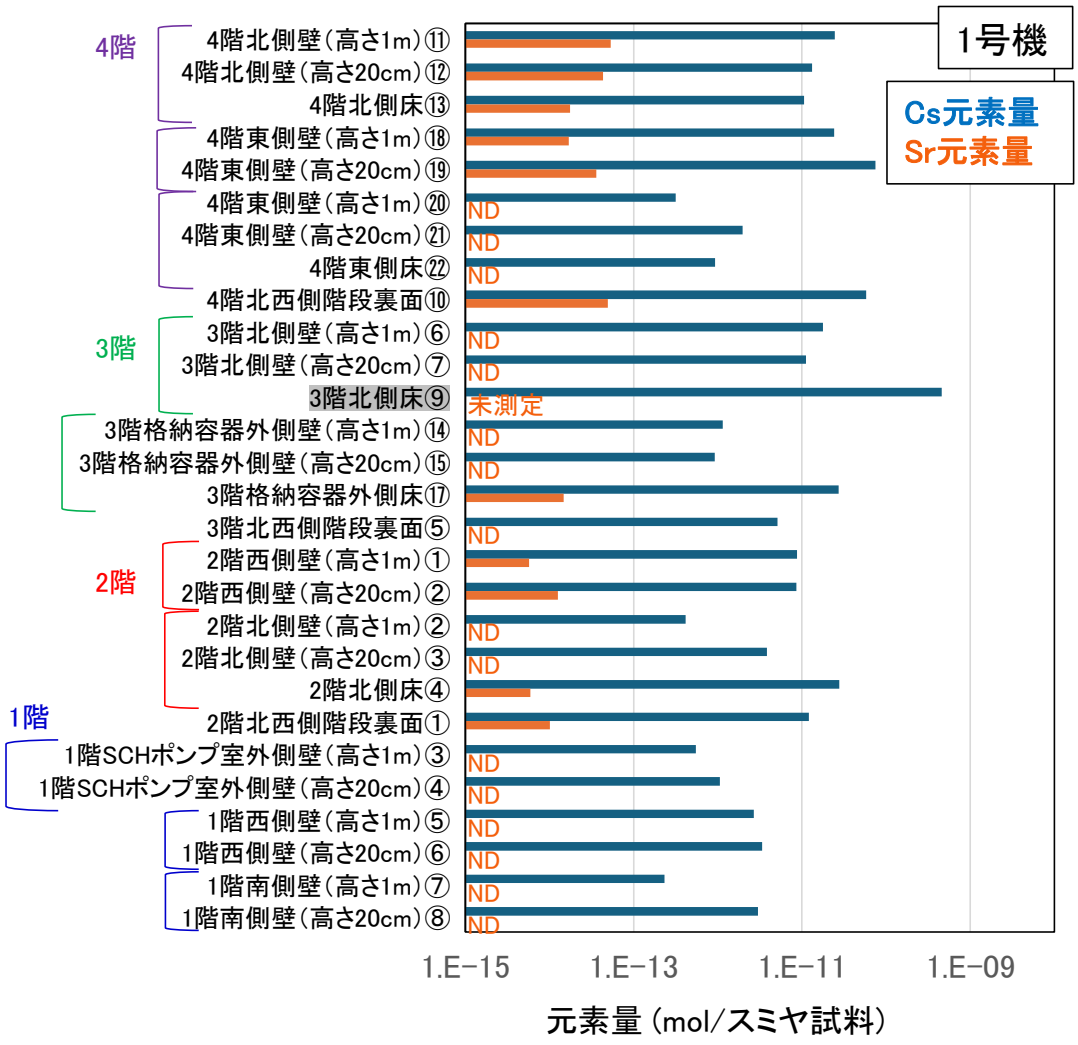
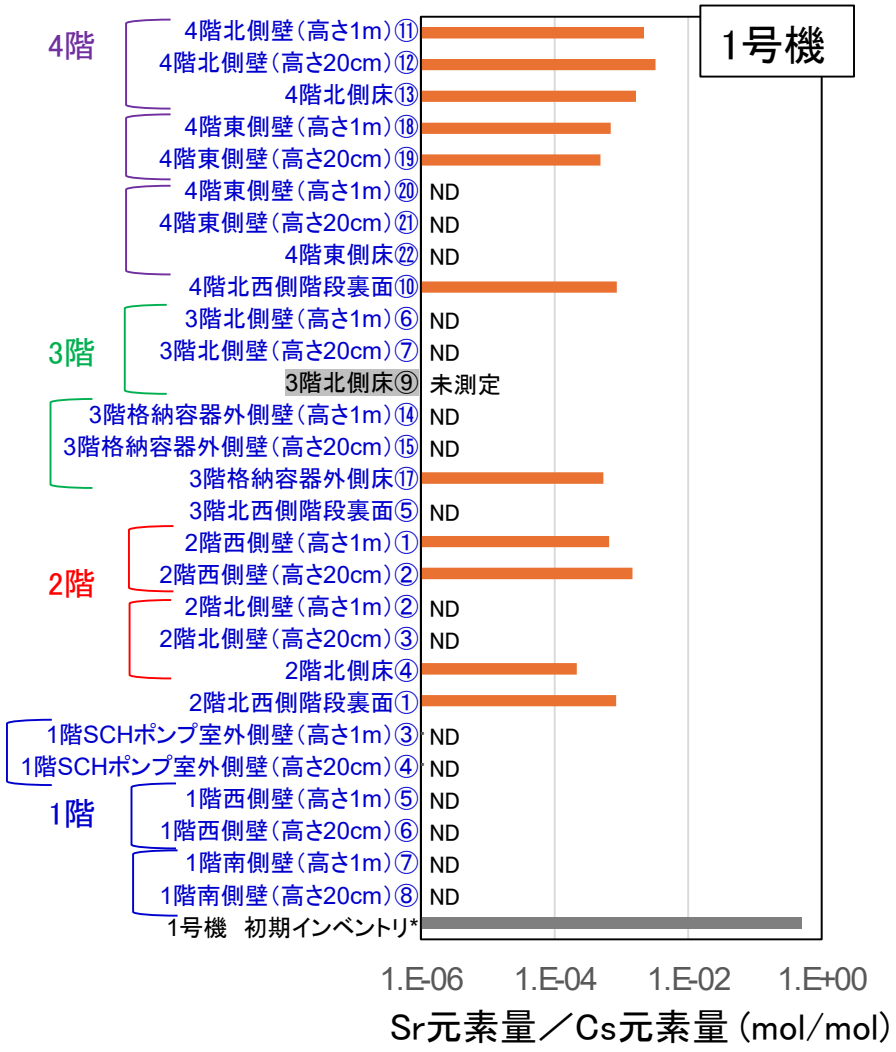


図１　スミヤ試料分析フロー



ND：検出下限値以下

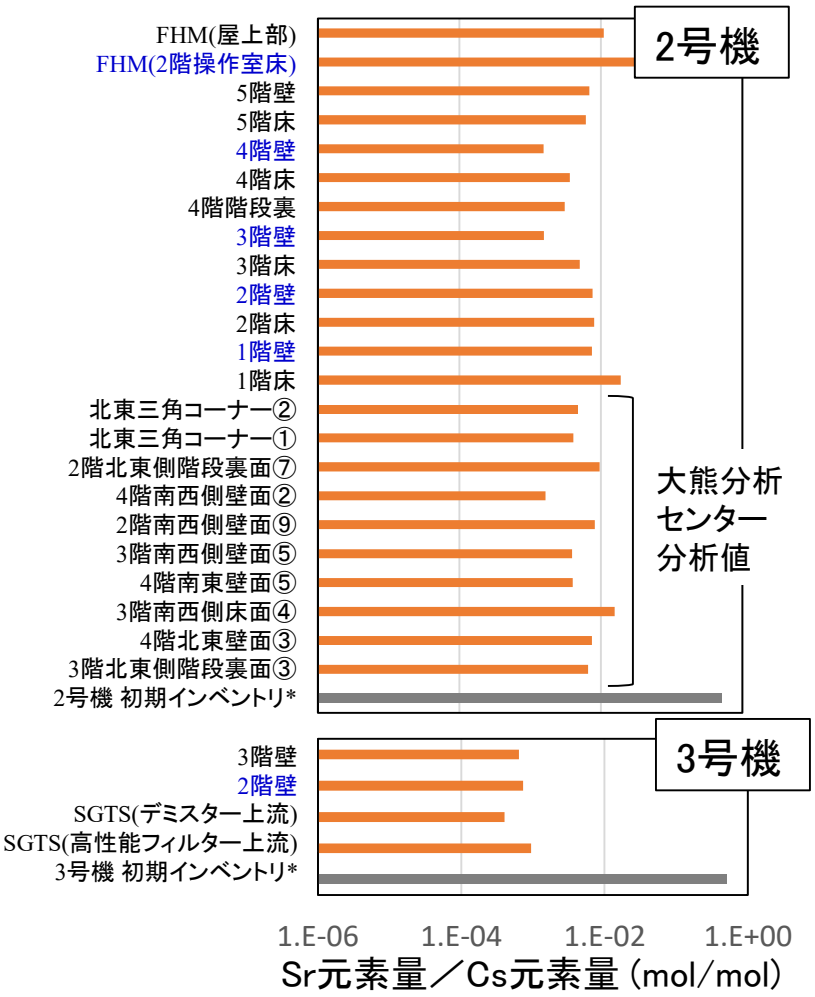
図２　Cs-137 及び Sr-90 の分析結果に基づき算出した Cs 及び Sr 元素量
（半減期を考慮して推定した事故当時の値）



青字：今年度の分析結果

＊：ORIGEN2 コードによる計算値

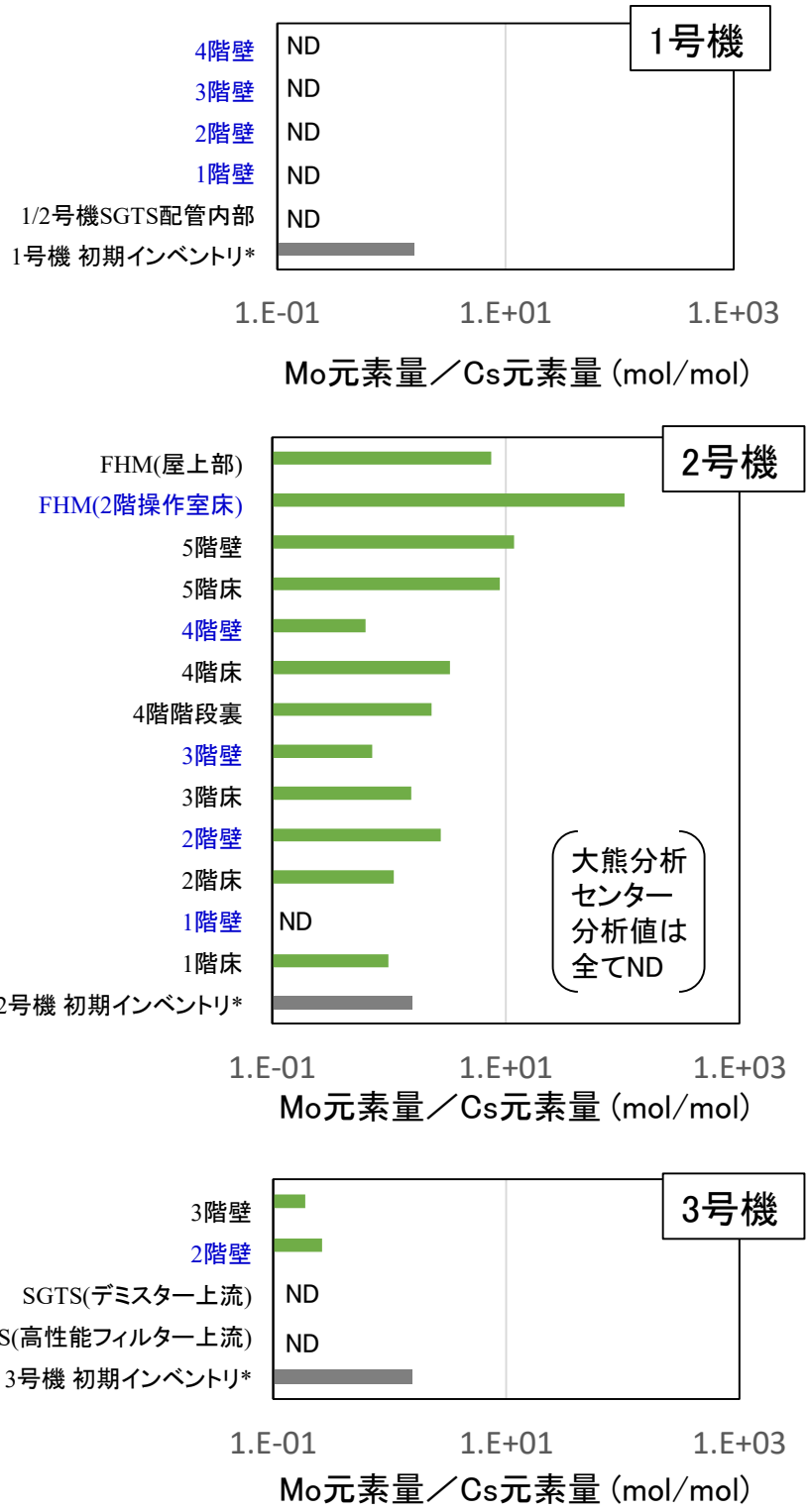
図３　Cs 元素量に対する Sr 元素量の比（1/2）
（半減期を考慮して推定した事故当時の値）



青字：今年度の分析結果

＊：ORIGEN2 コードによる計算値

図３　Cs 元素量に対する Sr 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）



青字：今年度の分析結果

＊：ORIGEN2 コードによる計算値

図４　Cs 元素量に対する Mo 元素量の比
（半減期を考慮して推定した事故当時の値）

表３　溶解法の違いによる残渣中 Cs-137 存在率の比較

	3 号機原子炉建屋 (2 階壁)試料		2 号機 FHM (2 階操作室床)試料	
	昨年度 (HF 無)	今年度 (HF 有)	昨年度 (HF 無)	今年度 (HF 有)
残渣中の Cs-137 存在率* (%)	24	0.2	25	1.4

*存在率＝（残渣中の Cs-137 量(Bq)）/（スミヤ試料断片中の Cs-137 量(Bq)）

表４　溶解法の違いによる核種分析値の比較

	3 号機原子炉建屋 (2 階壁)試料		2 号機 FHM (2 階操作室床)試料	
	昨年度 (HF 無)	今年度 (HF 有)	昨年度 (HF 無)	今年度 (HF 有)
Sr-90/Cs-137	0.0012	0.0010	0.054	0.045
Mo 同位体/Cs-137	0.88	0.63	165	249
Tc-99/Cs-137	1.8	ND	12	7.4

（核種分析値(mol)は、半減期を考慮して推定した事故当時の値）

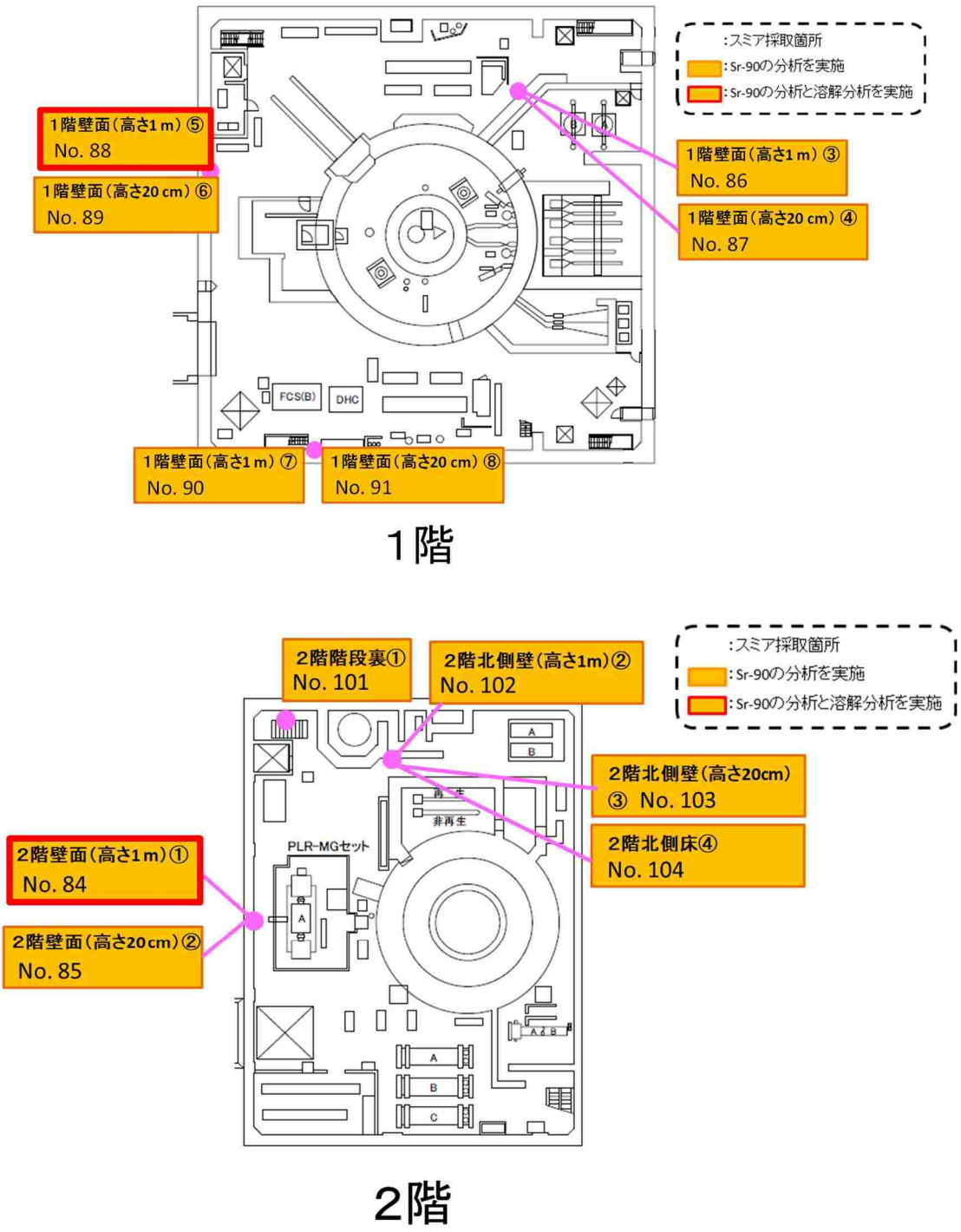


図５　１号機原子炉建屋におけるスミヤ試料採取場所（１／２）

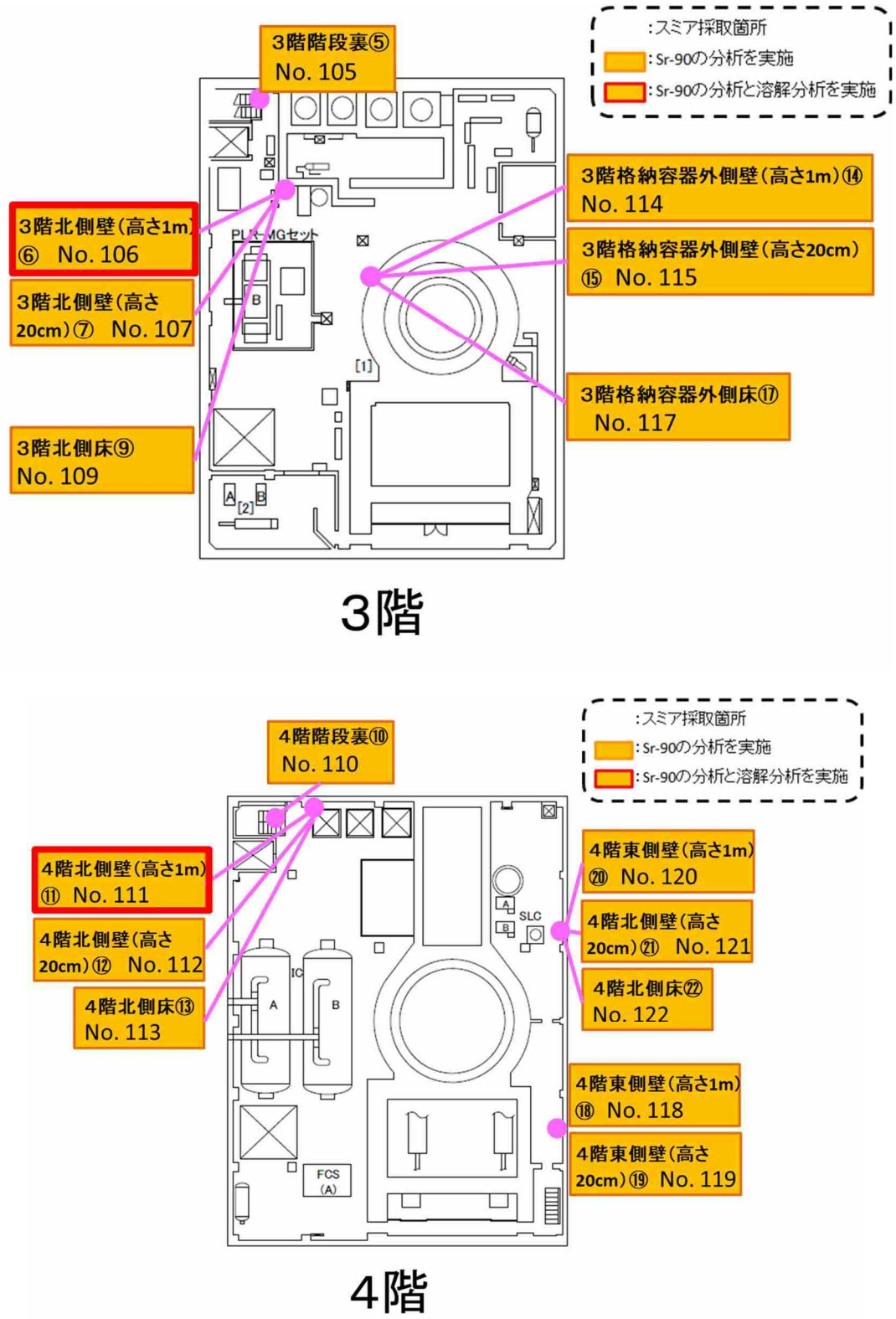


図５　１号機原子炉建屋におけるスミヤ試料採取場所（２／２）

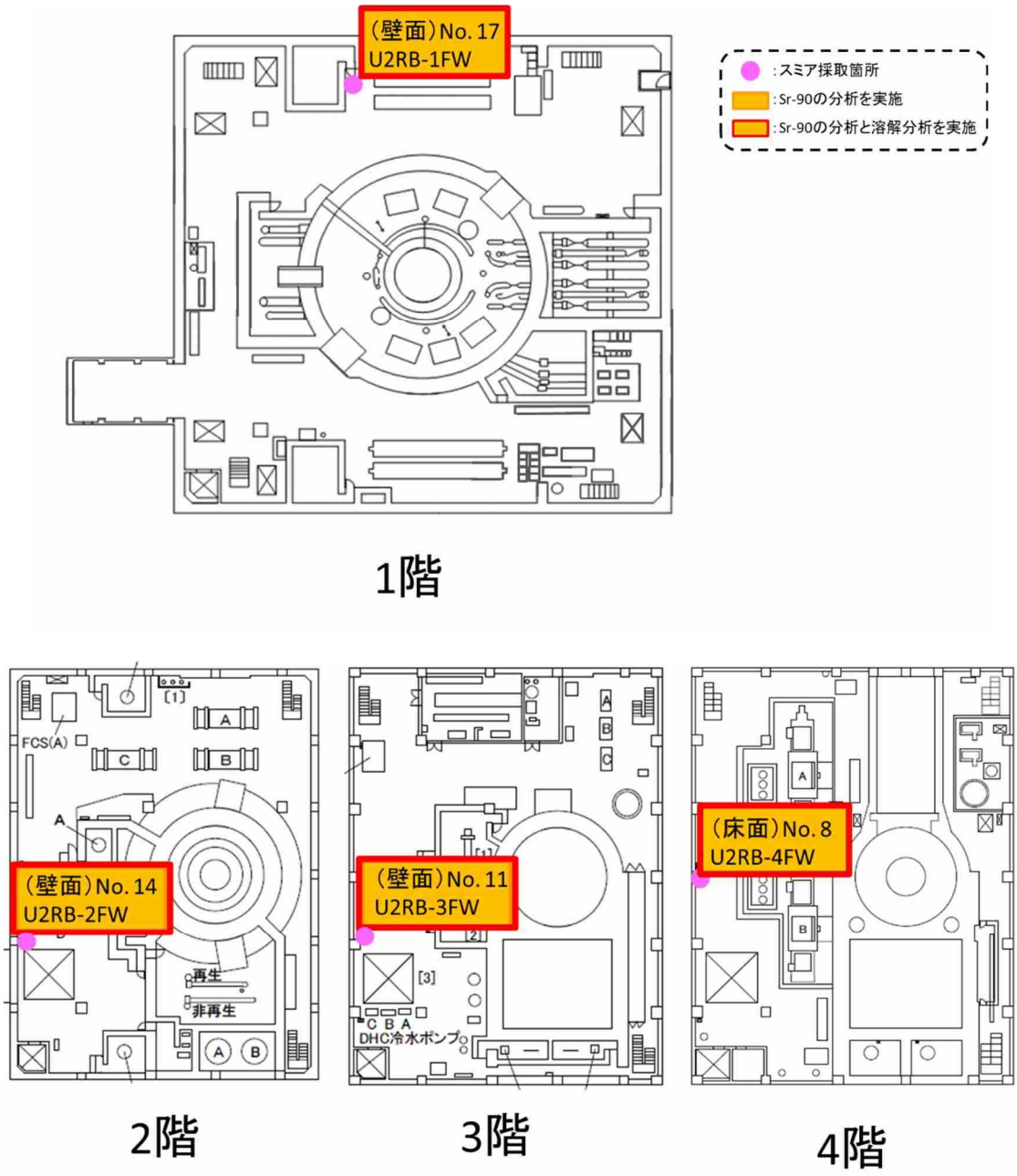


図６　２号機原子炉建屋におけるスミヤ試料採取場所（１／２）

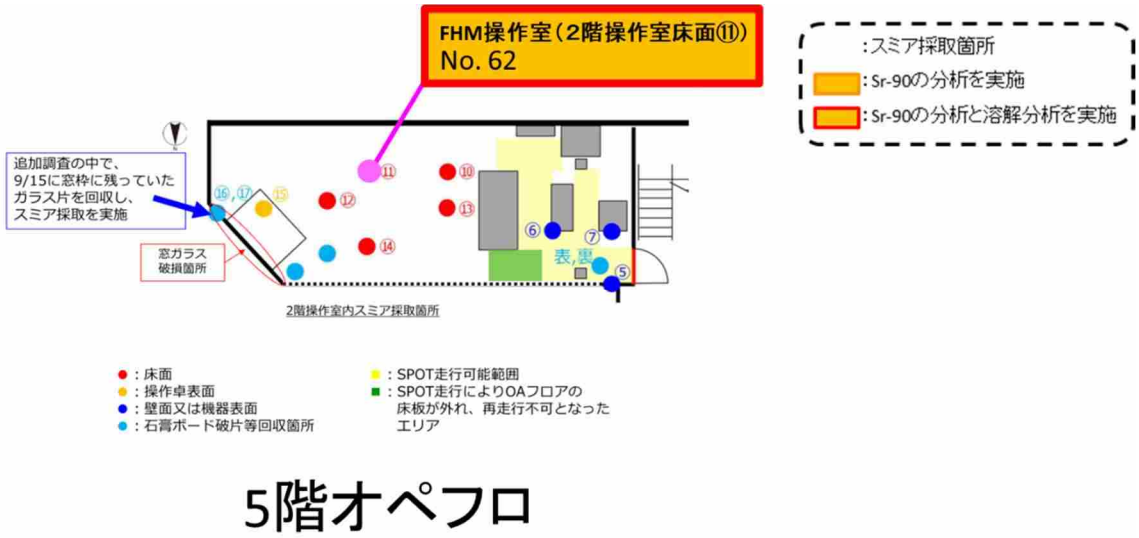


図６　２号機原子炉建屋におけるスミヤ試料採取場所（２／２）

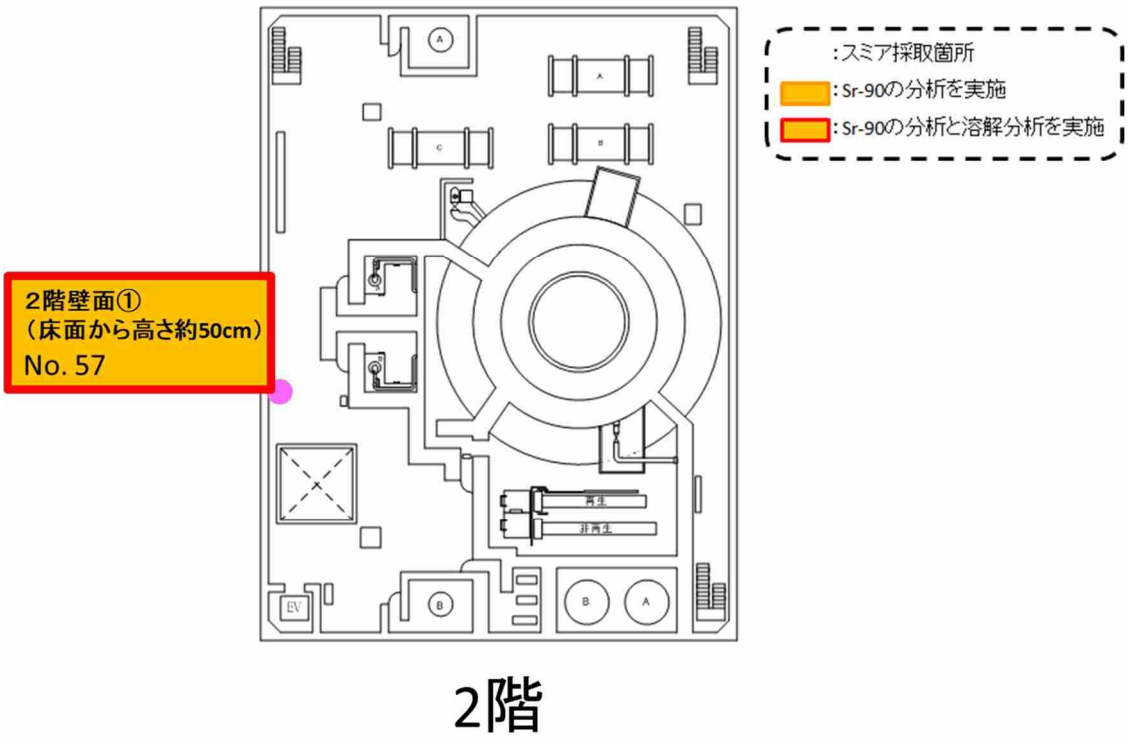


図７　３号機原子炉建屋におけるスミヤ試料採取場所

参考資料１

意見公募の結果等を踏まえた
中間取りまとめ（２０２５年版）
（案）の修正案について

２０２５年９月４日

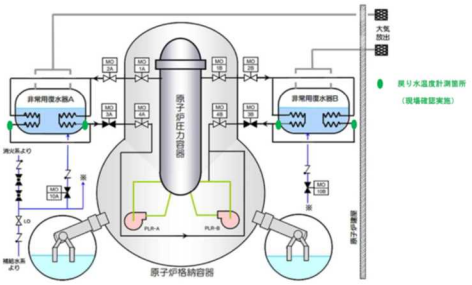
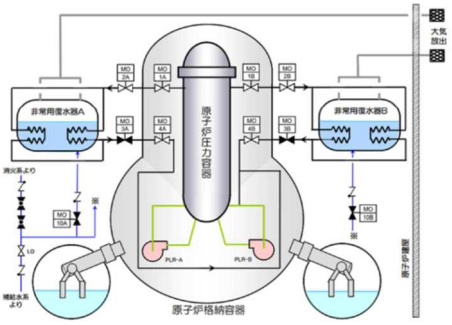
東京電力福島第一原子力発電所における

事故の分析に係る検討会

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（2025年版）（案）について、意見公募の結果※1を踏まえて、資料１－１ 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（2025年版）（案）に対する御意見への考え方（案）に基づき、中間取りまとめ（2025年版）（案）を資料１－３のとおり修正する。

主な修正は以下のとおり。

① 意見募集の結果を踏まえた修正

	修正案	令和7年7月17日意見公募版
本文 p.13	 図１　非常用復水器の系統構成	 図１　非常用復水器の系統構成
本文 p.13 脚注 2	添付８－６から引用（原子力規制庁が戻り水温度計測箇所を追記）	添付８－６から引用
本文 p.15	減少が停止した可能性が考えられる。	減少が停止したと考えることは容易である。
本文 p.15	熱交換が阻害される可能性は否定できないものの、	熱交換が阻害されることは自明であるが、
本文 p.18	これまでの原子力規制委員会が行った事故の分析	これまでの原子力規制庁が行った事故の分析
本文 p.18	性能確認等を行うことが望ましく、	性能確認等を行うことが必要であり、
本文 p.25	水蒸気や不活性ガスが含まれて なお、本文内の関連箇所についても同様の修正を行う。	水蒸気等の不活性ガスが含まれて
別　添 ３－３ p.180	４号機原子炉建屋の損傷調査では、放射性物質による汚染環境下にあり	４号機原子炉建屋の損傷調査では、放射線汚染環境下にあり

別　添 3－3 p.188	・・・、今回の損傷状態は、ひび割れが進展した形跡が現時点では明確には見られていないことから、一気に外力が（衝撃的に）作用したことで、梁では端部の塑性ヒンジが生じた可能性があると思われる。 なお、これらの損傷調査から、水素爆発が爆轟なのか爆燃かの判断はできないものの、各部材の損傷状態から判断して衝撃に近い作用が係ったと考えられその証拠に梁等はひび割れ進展が現在までの調査では明確に確認されておらず、塑性ヒンジの形成について、従来のひび割れ進展を伴う事象を認識しつつ、現場での詳細調査・分析を進めていく必要がある。	・・・、今回の損傷状態は、ひび割れが進展した形跡が見られず一気に外力が（衝撃的に）作用したことで、梁では端部の塑性ヒンジが生じたと考えることが妥当と思われる。 なお、これらの損傷調査から、水素爆発が爆轟なのか爆燃かの判断はできないものの、各部材の損傷状態から判断して衝撃に近い作用が係ったと考えられその証拠に梁等はひび割れ進展なく塑性ヒンジが形成されたと判断することが妥当と思われる。

② その他、「誤記の修正」、「表記の統一」等を行っている。

※1　意見公募の結果

○意見公募の期間：令和7年7月17日（木）～令和7年8月15日（金）（30日間）

○対象：「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（2025年版）（案）」

○意見公募の方法：電子政府の総合窓口（e-Gov）、郵送

○提出意見数：5件[1]

[1] 提出意見（５件）及び提出意見に該当しないと判断される意見（６件）を合わせて、寄せられた意見数は１１件である。

参考資料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（２０２５年版）のポイント

第一章　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察
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
第三章　水素爆発事象の解明
第四章　１号機シールドプラグの変位及び変形に係る検討
第五章　その他の調査項目

※次ページ以降に掲載している図表は、特に断りがない限り、中間取りまとめ（２０２５年版）から引用している。

東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の結果に係る中間取りまとめ（2025年版）の整理表

調査項目	知りたいこと	分析の状況
（第一章） １号機非常用復水器に係る確認結果と考察	１F事故において、非常用復水器（IC)の冷却機能が原子炉の冷却にどのように働いたのか？	ICの冷却機能については、津波襲来後の電源喪失以降は、“冷却機能喪失”と断定されてきた。しかし、冷却機能の一部が作動する程度の蒸気が原子炉からICへ送られ、原子炉の冷却に貢献していた可能性が高いことが分かってきた。
（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	なぜ、溶融デブリにより損傷を受けた格納容器ペデスタルの鉄筋コンクリートが、鉄筋はほぼ原型を残し、コンクリートだけ消失するような損傷を受けたのか？	セメント硬化体の特性の一面として、高温から徐熱されると構造相転移が生じ、体積膨張する事を実験的に確認した。この原因として、“粉末化”が起こった可能性が高く、低温環境下（400～800℃）でもコンクリートの損傷が進む可能性があることが分かってきた。
（第三章） 水素爆発事象の解明： ３号機水素爆発事象	なぜ、水素のような軽いガスが、建物の最上階ではなく、下層階の限られた環境で爆発を開始したのか？ また、このときの水素爆発のエネルギーの大きさは？	水素が最上階でなくても一定の条件下で、下層階に流入し、爆発する条件が整うことを実験的に確認した。 また、水素爆発のエネルギーも、水蒸気や燃えにくいガスが共存しても、一定のエネルギーを伴う爆発が起こることが分かってきた
（第四章） １号機原子炉建屋のシールドプラグの変位及び変形に係る検討	なぜ、 1号機の150トンもの重さのシールドプラグに大きなズレが生じたのか？	シールドプラグの直下で水素爆発が発生したと仮定すれば、現在のズレを説明できることが分かってきた。しかし、同時に、直下で水素爆発が起こる可能性が極めて低いこともわかってきた。
（第五章） １号機ベントに係るモニタリングポスト等分析の検討状況	ベントによる白煙に含まれる放射性物質が、当時の周辺環境中をどのように振る舞い、広がったのか？	白煙に含まれる放射性物質からの放射線の観測値と、当時の映像をもとに、簡易的な大気拡散シミュレーションを行い、限定的であるがその様子を再現出来るようになってきた。
（第五章） ２号機X-6ペネで確認された堆積物	なぜ、燃料デブリが存在する炉心から数m程度離れた配管内に大量の燃料デブリの粉末が存在するのか？	試験的取出で採取した燃料デブリとこの粉末を比較したところ、鉄成分が多いことが分かってきた。このことから、この粉末は、炉心近傍の燃料デブリとは異なるメカニズムで生成された可能性があることが分かってきた。
（第五章） １～３号機シールドプラグで確認された高汚染に係る調査	なぜ、シールドプラグに多量の放射性物質が蓄積したのか？	実際に、シールドプラグの隙間を再現し、水蒸気を通す実験を行い、鉛直壁での水蒸気の凝縮には、温度差以外の条件が必要であることが分かってきた。

第一章　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察（１／２）

○非常用復水器に係る運転状況（通常運転中～地震～津波～）

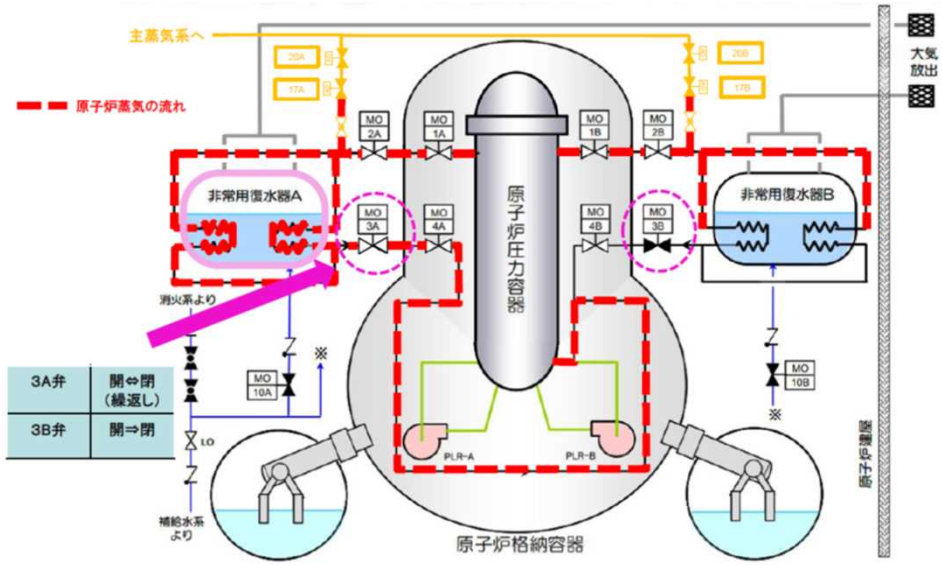
＜非常用復水器の動作の流れ＞

①待機中 → ②自動起動（２系統） → ③A系統による制御（１系統） → ④電源機能喪失の為、機能喪失？

▲地震発生
⇒原子炉スクラム⇒外電喪失、非常用D／G起動

▲津波襲来
⇒全交流電源及び全直流電源喪失

非常用復水器とは、原子炉停止時、原子炉で発生する蒸気を非常用復水器のタンクの水を用いて冷却・減圧し、原子炉圧力容器に戻す設備。冷却水を減らすことなく、原子炉圧力容器内へ戻す系統を構成する。（下図参照）



③A系統による制御（１系統）

分かっていること

- 非常用復水器が待機中であった。（①）
- 地震発生後、１号機が原子炉スクラム
- 原子炉圧力高の信号により、非常用復水器は2系統が起動（②）
- その後、A系統による原子炉の減圧・冷却を実施（③）
  （津波襲来前は、非常用復水器により、原子炉圧力は制御されていた。）

⇒津波襲来後の電源機能喪失により機能喪失したと推定されてきた（弁の作動力喪失）（④）

知りたいこと

事故時、非常用復水器の冷却機能は喪失していたのか、炉心損傷後に発生する非凝縮性ガスの影響はあったのか、シビアアクシデントのような状態では機能しないのかが、分かっていない。

注）図は福島原子力事故調査報告書　添付資料（東京電力株式会社　平成24年6月20日）から引用（規制庁が主蒸気へのライン等を追記）

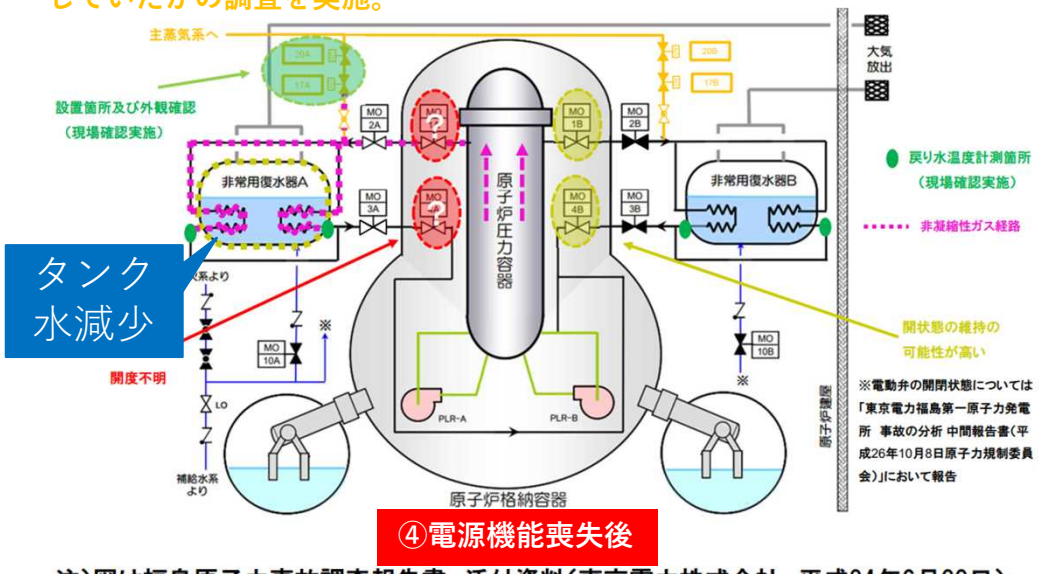
第一章　１号機非常用復水器に係る確認結果と考察（２／２）

○非常用復水器に係る運転状況（～津波～機能喪失？～）

＜非常用復水器の動作の流れ＞

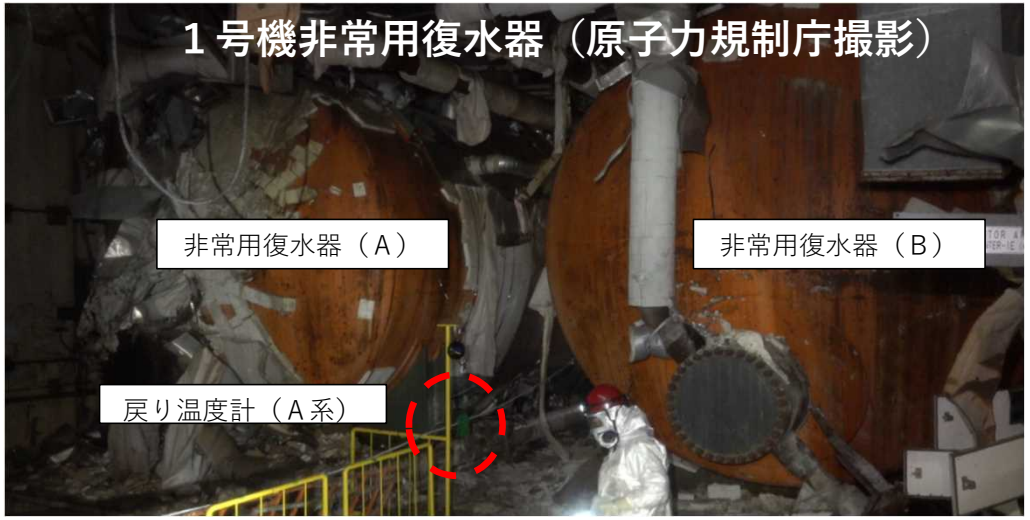
③A系統による制御（１系統）　→　④電源機能喪失の為、機能喪失？

※非常用復水器（A系）のタンク水が、2011年4月3日の東京電力の調査において、約20トン減少していることが確認された。
⇒**何故、機能喪失していたと推測されていた非常用復水器のタンク水が減少していたかの調査を実施。**



④電源機能喪失後

注）図は福島原子力事故調査報告書　添付資料（東京電力株式会社　平成24年6月20日）から引用（規制庁が主蒸気へのライン、非凝縮ガス経路及び弁の開閉等を追記）



着目したポイント

2011年3月24日のプラント状況について、以下の事項が記録されていることを再確認した。
- 戻り温度計（A系）の温度記録が、140℃程度
- 格納容器圧力の推移(図１）及び給水切り替え等の原子炉格納容器の状態変化

今回の調査ポイント

戻り温度計（A系）の取り付け位置から、配管内部に蒸気が流入したことにより、タンク水が減少した可能性を推察（上記写真）

現在までに分かったこと

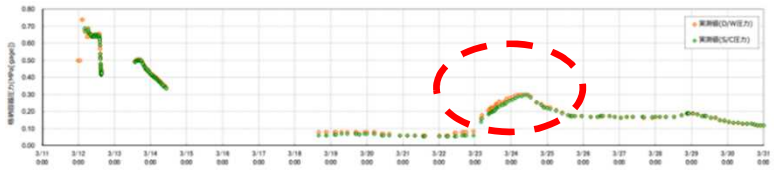
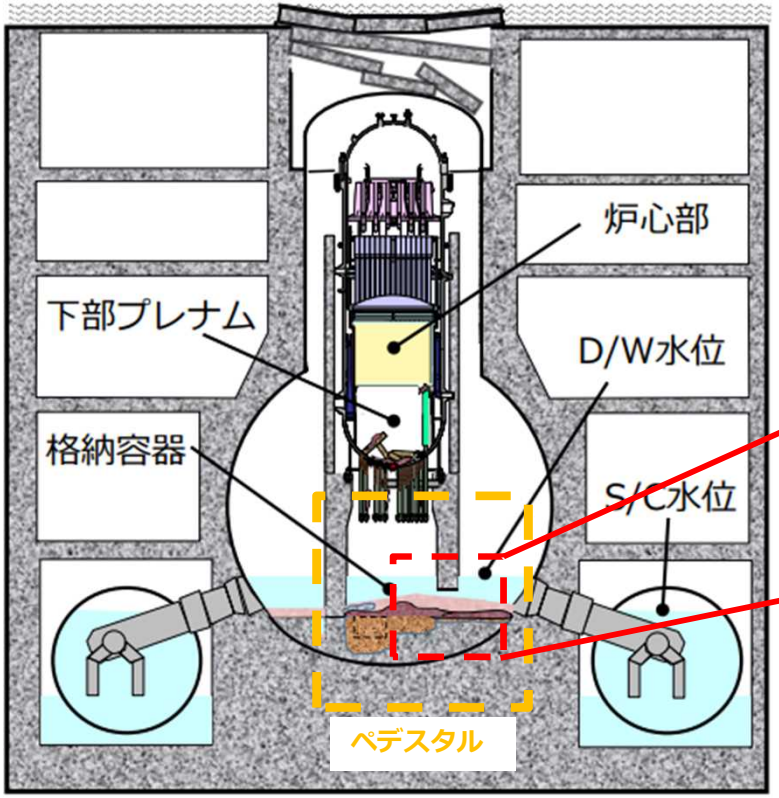


図１　１号機格納容器圧力の推移

- 格納容器内側の隔離弁（１A及び４A）の開閉状態について、**津波到達以降少なくとも一部の冷却能力が機能する程度の開状態が維持されていたと推定**
- 静的機器であり、動的機器のような動力を必要としないため、**系統構成がなされている場合には、プラント状態の変化（蒸気の発生等）により一時的に冷却能力の一部が機能した可能性**があると推察
- その他、**実条件による性能確認の重要性**等を確認

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（１／２）

○１号機原子炉格納容器ペデスタル下部の状況等



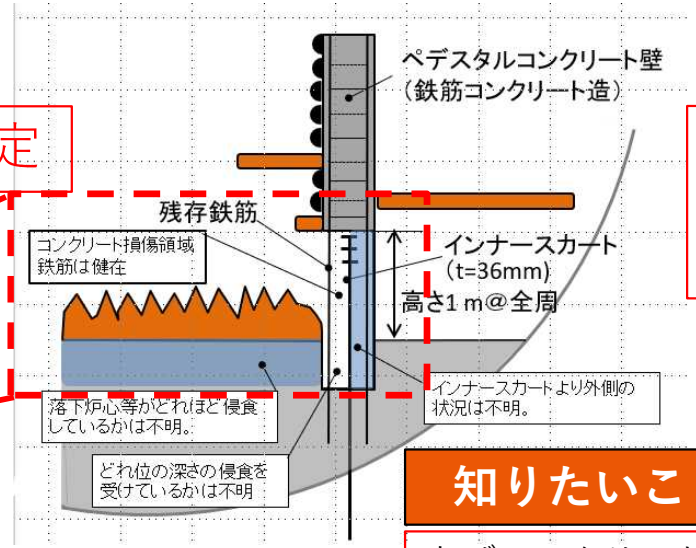
１号機

注）左図は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・検討結果のご報告（第６回）（2022年11月10日東京電力）から引用し追記

分かっていること

2023年3月以降の東京電力による調査により、ペデスタル内側の壁の下部のコンクリートが全周にわたって損傷している状況等が確認された。

推定



ペデスタルとは
原子炉圧力容器と遮蔽壁を支える円筒状の鉄筋コンクリート製の架台

知りたいこと

なぜコンクリートの損傷は起きたのか、なぜ鉄筋の損傷が見られないのか、事故時の環境条件はどのようなものであったのかが、分かっていない。

着目したポイント

鉄筋が溶解せず健全であったということは、比較的低い温度だったのでは？

→ 低い温度（400～800℃）で、コンクリートが損傷する可能性があるのか？

→ 低い温度（400～800℃）でも健全性が保てるコンクリートが必要になるのではないか

今回の調査ポイント

2024年度は、コンクリート損傷の要因として、鉄筋コンクリート造としての構造安定性及びセメント・骨材等の構成材料の物質特性の２つの視点で分析を実施。

○コンクリートの加熱試験結果

現在までに分かったこと

- 鉄筋及びコンクリートは、**高温作用により強度が低下**する（図１）。
- コンクリートは、高温作用によりセメント硬化体及び骨材共に**膨張ひび割れが発生**することから、損傷に影響を及ぼしたと示唆される（図２）。
- セメント硬化体は、常温及び高温までの一定昇温下では安定又は準安定状態であるが、高温から徐熱降温履歴を受けると、**β-C2S→γ-C2Sのように構造相転移(structural phase transition)が生じ体積膨張した**（図３）。それにより粉末化（Dusting現象）した可能性が高い。**（低温環境下での損傷の可能性）**

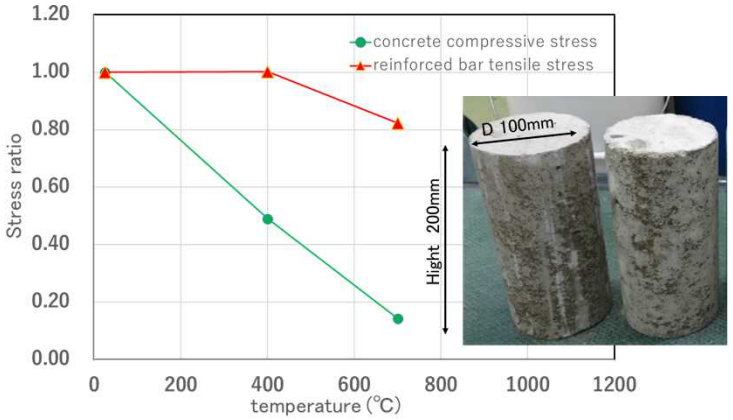
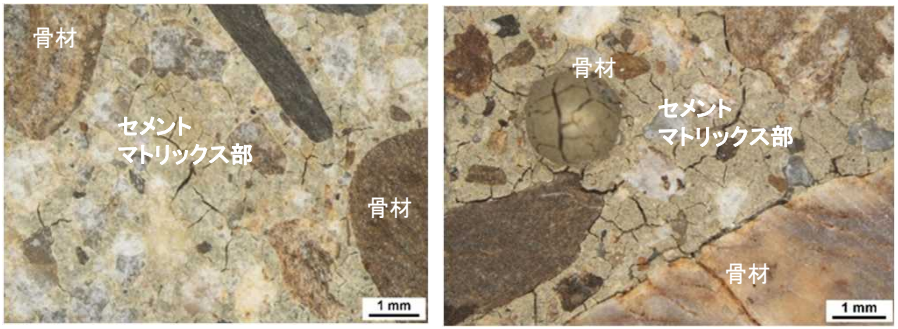


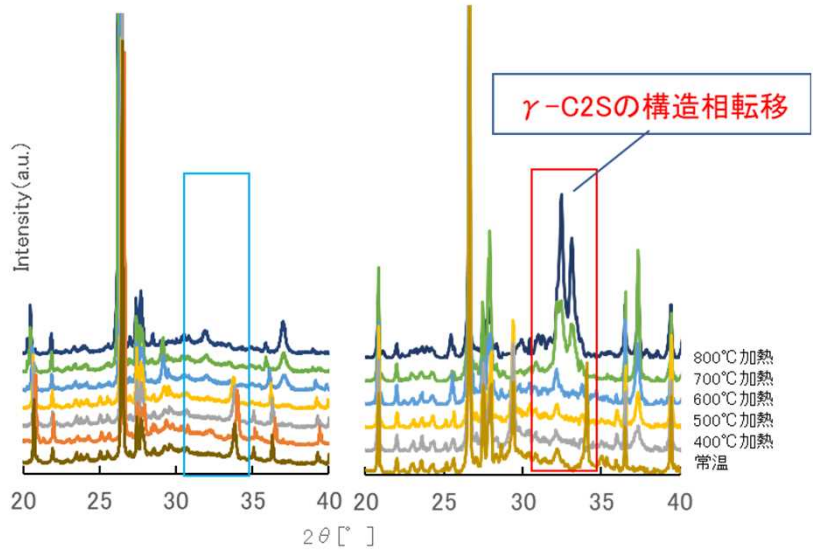
図１　鉄筋及びコンクリートの熱強度の低下



(a)400℃　(b)700℃

図２　高温熱作用による膨張ひび割れ発生状況

- 上記の結果を踏まえ、コンクリートの損傷の要因の可能性を引き続き調査実施予定。



(a)高温状態でInSitu分析　(b)高温から除熱降温後分析

図３　高温粉末X線回折の結果

出典：第50回事故分析検討会資料6-1

第三章　水素爆発事象の解明：３号機水素爆発事象（１／３）

○過去の調査における推定

水素爆発とは、炉心が溶融する過程で、冷却材である水が化学反応によって分解して水素を発生し、水素濃度の上昇に伴い、爆発する現象である。

分かっていること

- 漏えいした水素は軽い気体であるため、高い位置で滞留し、爆発すると考えられていた。このため、原子炉格納容器から漏えいした水素や水蒸気等の混合ガスが、原子炉建屋 **５階オペフロ** に滞留すると考えられた。
- これまでの解析の結果、**最上階ではない４階でも水素爆発が起きる**可能性があることが分かった。



３号機原子炉建屋水素爆発の様子

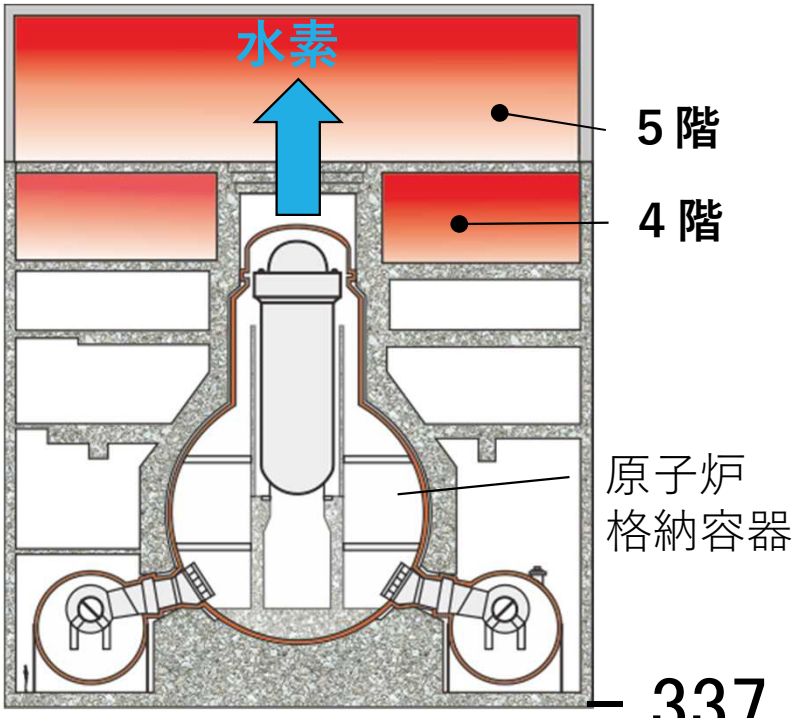
知りたいこと

３号機では、５階ではなく下層階で爆発事象が発生した原因が分かっていない。

着目したポイント

（１）原子炉格納容器から漏えいした水素や水蒸気等の混合ガスが**下層階に流入し、最初の爆発が生じたメカニズム**について

（２）下層階で見られている**構造物の損傷と水素爆発により発生したエネルギーの対応関係**について



原子炉建屋断面図

第三章　水素爆発事象の解明：３号機水素爆発事象（２／３）

（１）原子炉格納容器から漏えいした水素や水蒸気等の混合ガスが下層階に流入し、最初の爆発が生じるメカニズムについて

今回の調査ポイント

- 大型格納容器実験装置（CIGMA）を用いて、原子炉建屋の５階、４階、３階を模擬して容器を３つの空間に区切り、５階からヘリウム（水素を模擬）と水蒸気の混合ガスを放出させたところ、４階や３階の下の階層に流入した。
- 各階層の壁面において水蒸気が凝縮することにより、**各階層におけるヘリウム、水蒸気、空気の濃度割合がどのように変化するか、また、それにより水素爆発の条件を満たすか**を調べた。

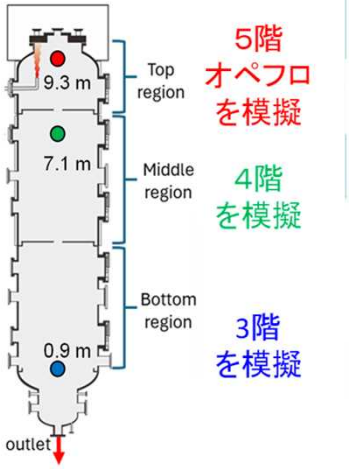


図１　CIGMA実験装置

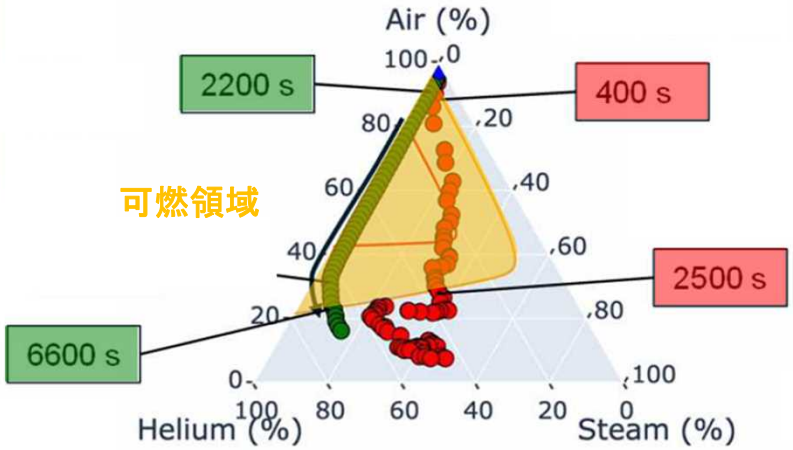


図2　壁温を制御しない条件のうち
壁面の初期温度や熱容量を
実際の建屋に近づけた条件の実験結果

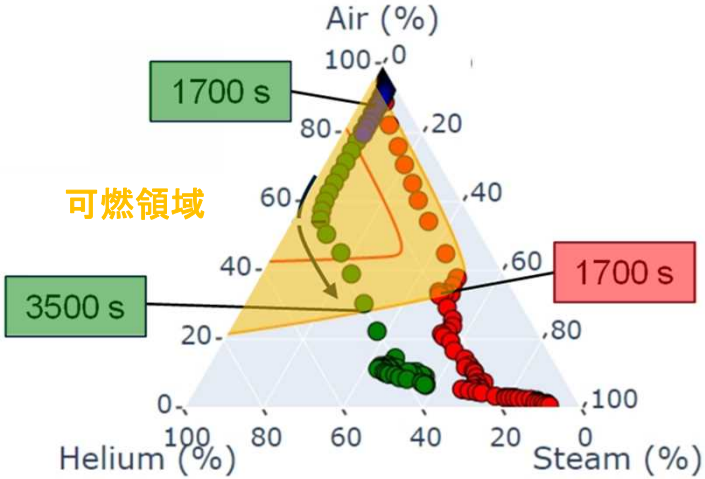


図３　壁温を制御しない条件のうち
図２以外の実験結果の一例

現在までに分かったこと

壁温を制御した条件・壁温を制御しない条件のいずれも、混合ガスが放出された空間（５階）よりも放出点から離れた空間（４階）で、**爆発可能な条件を混合ガスがより一層満たす**ことに加え、**爆発する条件が比較的長い時間継続する傾向にあることを確認**した。

第三章　水素爆発事象の解明：３号機水素爆発事象（３／３）

（2） 下層階で見られている**構造物の損傷と水素爆発により発生したエネルギーの対応関係**について

今回の調査ポイント

- 過去の事故分析検討会において、防衛大学校市野准教授の計算により、４階における水素爆発により生じたと考えられる梁損傷（図１）に必要な圧力とその継続時間（「圧力条件」）が提示された。
- 水素（可燃性）や水蒸気・窒素（非可燃性）から成る混合ガスの濃度比を変えて、密閉容器に封入し、着火・爆発させ、５階から４階に流入した水素、水蒸気等の混合ガスにより、先に市野准教授により提示された「圧力条件」を満たす爆発が生じうるかを調べた。



図１　３ 階天井部の損傷した大梁

現在までに分かったこと

４階の事故当時の状況に近い混合ガスの濃度比の条件（**難燃性の水蒸気、窒素が含まれる条件であっても**）、**「圧力条件」を満たす爆発**が生じうることを実験的に確認した（図２）。

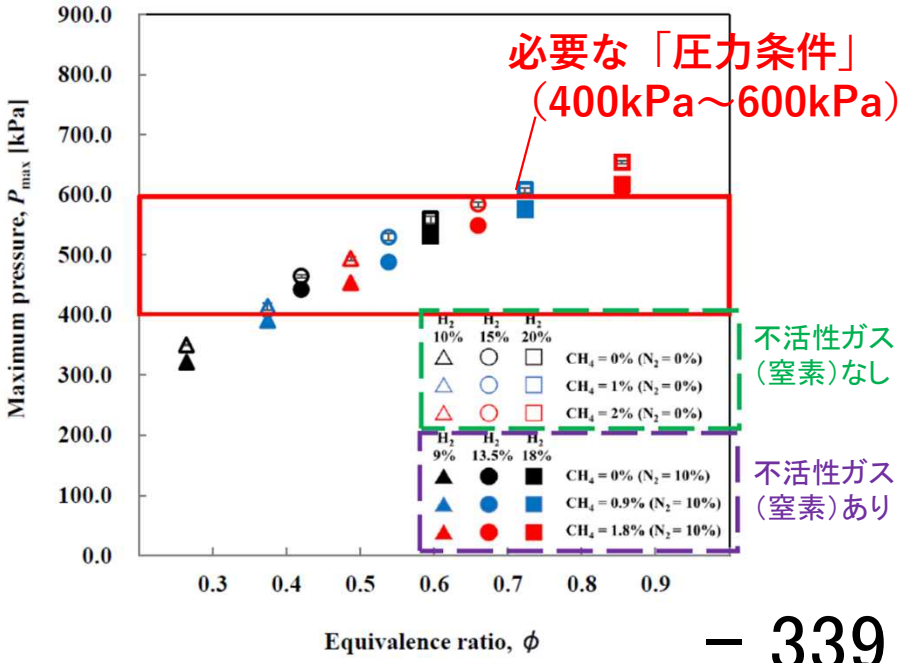


図２　燃焼実験結果（爆発による最大圧力）

過去の調査結果と、それに基づく仮説の検討結果

シールドプラグは、５階オペフロにある原子炉格納容器からの放射線を遮へいする鉄筋コンクリート製の板である。重量としては、約150トン程度である。なお、隙間等があり、気密性を期待した設備ではない。
事故を経て、１号機において**大きなズレを生じている**こと、また２・３号機と比べて汚染のレベルが低いことが明らかになっている。

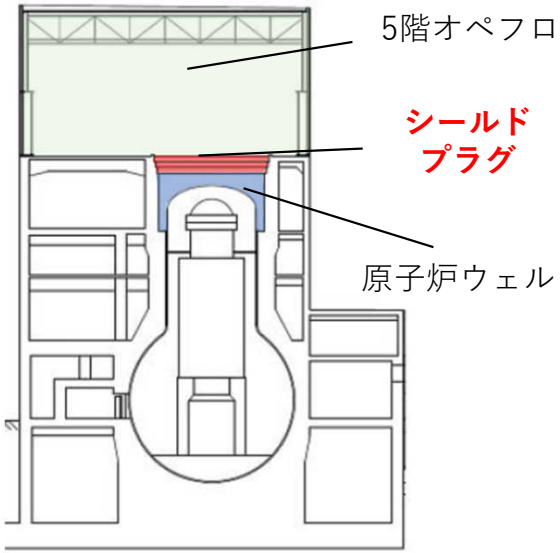


図１　原子炉建屋断面図

知りたいこと

１号機のシールドプラグに大きなズレが生じたことにより、原子炉格納容器からの放射線を遮へいする機能を失ったことは、**事故時における放射線防護の手段を喪失した**重大な事象であるが、150トンものシールドプラグに大きなズレが生じた原因が分かっていない。

今回の調査ポイント

シールドプラグのズレが、５階オペフロで発生した水素爆発によって生じる可能性や、原子炉ウェルで発生した水素爆発によって生じる可能性等を考慮して、解析による再現を行った。

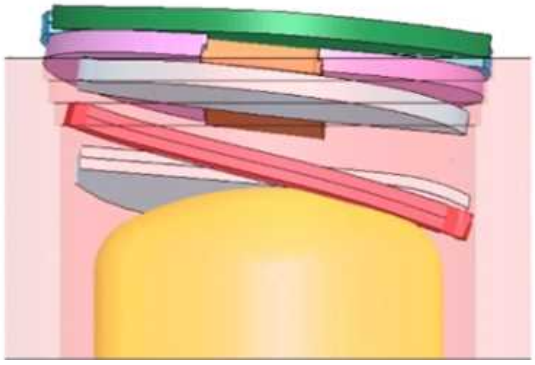


図２　原子炉ウェルでの水素爆発を仮定した場合におけるシールドプラグのズレを再現

現在までに分かったこと

原子炉ウェルで水素爆発が発生したことを仮定すれば、シールドプラグの大きなズレを再現できたことから、**原子炉ウェルでの水素爆発が原因である可能性が高い**ことがわかった。

第五章　その他の調査項目（1／4）

○1号機ベントに係るモニタリングポスト等分析の検討状況【新規調査事項】

モニタリングポスト（MP）とは、原子力施設内外に設置されている、放射線の監視や放射性物質の漏えい監視を行う固定の測定装置である。

分かっていること

1号機で**世界初のベントが実施**され、6号機SGTSモニタ及び双葉町郡山MPで放射性物質の通過を確認した（図1）。

知りたいこと

ベントによる白煙に含まれる放射性物質が、当時どのように広がったのかが分かっていない。

今回の調査ポイント

ベント時の放射性物質を含む白煙を撮影した動画や写真を踏まえ風向・風向を推定して、再現計算を行った（図2）。

現在までに分かったこと

放射性物質を含む白煙が大気拡散により、**上下に大きく蛇行する様子**を再現した解析結果が得られ、**解析的に分析できる見通し**が見出された。

展望

ベントにより放出された白煙に含まれる放射性物質がサイト内にどの程度の影響を与えるか解明し、サイト内の放射線防護に有効なMPの配置や事象進展の把握等の知見を得たい。

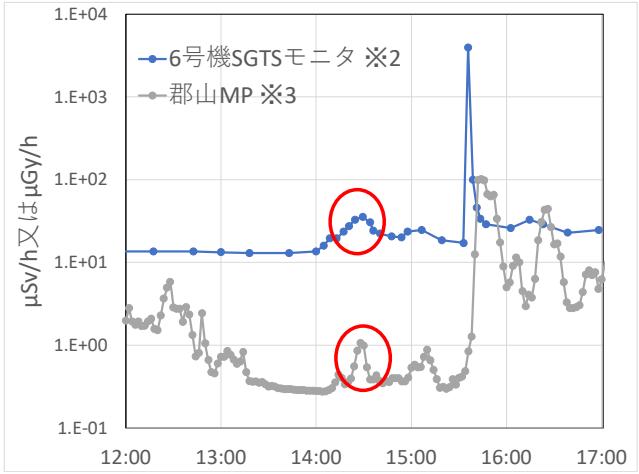


図1　1号機ベント時の6号機SGTSモニタと双葉町郡山MPの線量率

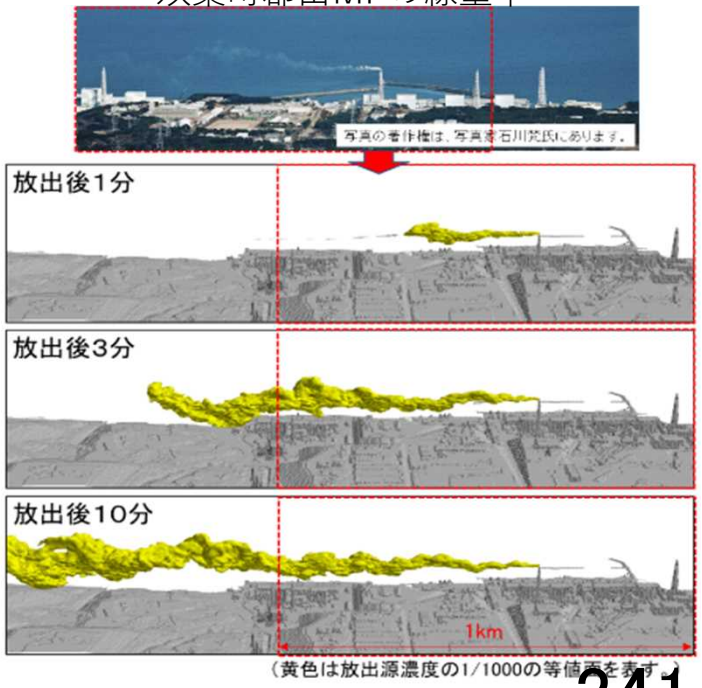


図2　解析により得られたプルームの大気拡散挙動

第五章　その他の調査項目（２／４）

○２号機X-6ペネで確認された堆積物【新規調査事項】

ペネ（ペネトレーション）とは、原子炉格納容器に複数存在する貫通孔のこと。X-６ペネは、原子炉の出力をコントロールする「制御棒」を交換する際に用いる装置を使用するための設備等として使用されていた。現在は、燃料デブリの試験的取出において、試料片を取り出すロボットアームを入れるために使用されている。燃料デブリの試験的取出に向けて、X-６ペネのハッチを開放したところ、ハッチ付近に大量の堆積物が発見された。

分かっていること

２号機燃料デブリの試験的取出の調査で用いたX-６ペネで、約100 Lの堆積物（鉄酸化物が主）が発見された。

知りたいこと

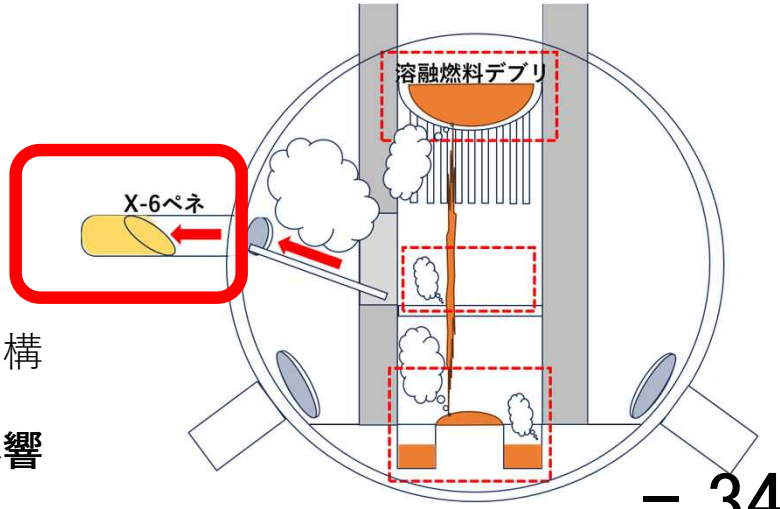
- 事故初期に発生した燃料デブリは、後から発生した燃料デブリに覆われてアクセスが難しく、事故の初期段階における、実測による原子炉格納容器の環境が分かっていない。
- 発見された大量の堆積物は、炉心から数m程度離れ、格納容器内が高温であった、ごく初期に移送された可能性がある。このため、事故の**事象進展初期における原子炉格納容器内の温度情報**を把握したい。

着目したポイント

- 堆積物が生成したプロセス
- X-6ペネへ移送されたプロセス

展望

- 生成時のペデスタルの温度環境の推定
- 生成時の周囲の物質（燃料、被覆管、その他原子炉圧力容器内の構造物が溶融して混ざったもの）の存在の推定
- **事故時の事象進展に対する理解を深め、事故時の収束対策への影響の有無等を確認する。**



２号機原子炉格納容器概要（推定）12

第五章　その他の調査項目（３／４）

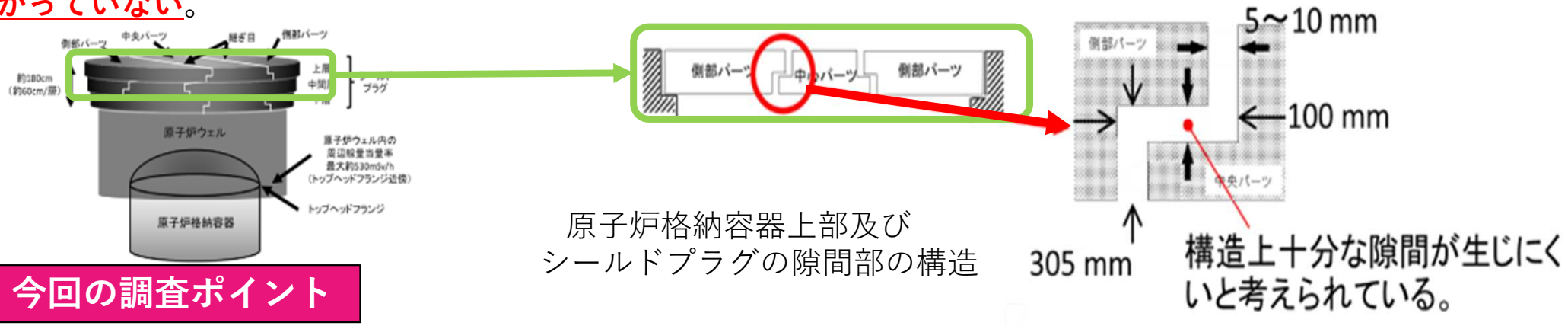
○１～３号機シールドプラグで確認された高汚染に係る調査【新規調査事項】

分かっていること

各号機のシールドプラグ（※p. 9 参照）において高い汚染が確認され、２・３号機では、特に高い汚染が確認されている。（Cs-137の推定蓄積量は、１号機：約0.1～0.2 PBq（ペタベクレル）、２号機：約60～80 PBq、３号機：約30 PBq、PBqは10^{15} Bqを表す。）

知りたいこと

原子炉格納容器から漏えいした放射性物質が水蒸気とともにシールドプラグの隙間部を通り、外部へ放出されていることが確認された。しかし、**放射性物質が、隙間部を含めたシールドプラグに多量に蓄積した原因が分かっていない**。



原子炉格納容器上部及び
シールドプラグの隙間部の構造

今回の調査ポイント

シールドプラグのパーツによって形成される、**隙間部の狭い空間**の効果により凝縮された水に、Cs-137が捕捉されたと考え、その捕捉メカニズムを調査する。

現在までに分かったこと

鉛直方向の狭い空間に水蒸気が通過した際、鉛直壁での水蒸気の凝縮には、温度差以外の条件が必要であることが分かってきた。

展望

同様の狭い空間があれば、放射性物質の捕捉がなされ、拡散抑制の有効な手段となり得るか可能性を調べる。

第五章　その他の調査項目（４／４）

○スミヤ試料分析【継続調査事項】

- 事故時の原子炉挙動の推定等を目的として、**１～３号機原子炉建屋内等で採取したスミヤ試料の分析**を継続的に実施。
- １～３号機のMo等の元素とCsの割合から、**炉心損傷進展時の雰囲気条件等を推定。**

○切断後の1/2号機SGTS配管に対する内面汚染分布の測定【継続調査事項】

- １／２号機SGTS配管について、**事故時に配管内に流れた流体の流動様式等の推定**を行うため、継続的に調査を実施中。

○３Dレーザースキャナによる測定【継続調査事項】

- 原子炉建屋等の構造物の形状、損傷状況等を把握するため、3Dレーザースキャナによる測定を継続的に実施中（主に、４号機原子炉建屋２階から４階が対象）。

○３号機制御棒駆動水圧系水圧制御ユニットに係る調査【今後実施予定】

- ３号機原子炉建屋１階の北・南側の雰囲気線量及び制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット（HCU）の設置エリアの線量が高いことが確認されており、東京電力が系統の内包水の分析を実施（2024年）。
- 上記の分析結果から、**原子炉格納容器内で発生した水が系統内に滞留している可能性が高い結果**が、確認された。
- 今後は、**各HCU系統の汚染状況等を詳しく調査し、事故の炉心損傷範囲の絞り込み**等に活用できないか、調査予定。