

## 第 6 0 回及び第 6 1 回技術情報検討会の結果概要等

令和 5 年 1 2 月 2 1 日

原子力規制庁

### 1. 趣旨

第 6 0 回及び第 6 1 回技術情報検討会の結果概要について報告する。また、第 5 9 回技術情報検討会にて報告した「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（2 0 2 3 年版）」から得られた知見についての概要についても報告する。

### 2. 報告内容

別紙のとおり。

別紙 1 第 6 0 回技術情報検討会 結果概要

別紙 2 第 6 1 回技術情報検討会 結果概要

別紙 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（2 0 2 3 年版）」から得られた知見について（第 5 9 回技術情報検討会資料）

## 第60回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和5年7月27日（木）
2. 出席者：  
杉山委員、田中委員、伴委員、石渡委員、市村原子力規制技監、古金谷緊急事態対策監、佐藤技術基盤グループ長、大島部長、技術基盤G：遠山技術基盤課長、各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：西山センター長、天谷室長
3. 主な内容
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見  
以下について報告及び議論を行った。
    - 1) What's better for our health? Conducting protective actions during a nuclear emergency or accepting a certain radiation dose?  
(概要)
      - 2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F事故」という。）への対応で実施された防護措置（避難など）に関連して、死亡や精神的な健康被害が発生した。本論文では、防護措置によって回避された放射線による健康影響と、防護措置による非放射線リスクが比較された。
      - プラントの状態に応じた被ばく線量を平時から事前に推定しておき、この被ばく線量の推定値から表5を用いて放射線リスクと非放射線リスクを比較しておくことで、リスク情報を活用した原子力災害における意思決定の促進につながるとしている。  
(議論)
    - 実効線量に応じた放射線誘発死亡者数をLNT（しきい値なし直線）モデルで年齢別に算出したものと1F事故をもとに算出したものとの比較をしているが、違う観点で行った研究の例はないのか。【田中委員】
    - 例えば、福島県立医大のグループが、そのまま留まって被ばくした場合と、直ちに避難した場合の死亡リスクを比較する研究が行われている。【和田山技術研究調査官】
    - 今後の対応の方向性にある、引き続き関連動向を注視するというのは、何か。【田中委員】
    - 被ばくのリスクだけではなく、避難や過酷な状況での屋内退避といった、防護措置に伴う非放射線リスクについても注視していきたい。【和田山技術研究調査官】

- 1F 事故について評価したということだが、この論文の情報源にはそれ以外のデータ（例えば、ハリケーンに対する避難）も含まれているのではないか。【伴委員】
- 精神影響については、ほかの文献も拾っているが、死亡リスクに関しては、参照されている文献がほとんど 1F 事故関連のものである。【和田山技術研究調査官】
- 出口は EAL の見直しではない。EAL は、どのタイミングで、どの防護措置を発するかの一つの目安。むしろ緊急時の計画及び実際に事態が発生したときの対応の全体の戦略について、どう考えるかが出口だと思う。【伴委員】
- そのとおりで、論文の成果は、全体の防護戦略に関わるものであると考えている。【和田山技術研究調査官】
- 放射線の健康リスク評価に関する不確かさや、事前に準備することによる避難等のリスク低減等の不確かさがある。さらに、意思決定をする段階で先を見通すことができない不確かさがあり、不確かさを深掘りして、どう扱うのかが重要だと思う。【伴委員】
- 事故毎の影響に応じた健康影響を調べる際に有効な情報だと思う。レスポンス・テクニカル・マニュアルの検討にも活用できるので、関係者と情報交換して進めてほしい。【杉山委員】
- 表 5 の左欄の放射線量に対応した死亡の数字が規則的だが、実際のデータに基づいているのか。【石渡委員】
- 広島原爆や疫学調査などで、1Sv 当たり 5% 程度、超過死亡が生じるというデータがあり、比例関係になると仮定したものが LNT モデルになっている。1mSv の死亡者数のデータがあるわけではなく、高線量のデータから低線量の死亡者数を算出したモデルである。【和田山技術研究調査官】
- 安全研究に活用とあるが、どのような安全研究に活用されるのか。【田中委員】
- シビアアクシデント研究部門では、線量に応じた防護措置の分岐点の評価という研究を行っており、線量に応じた防護措置の参考情報として有用と考える。また、放射線廃棄物研究部門では、年齢別の放射線リスクの評価という研究を行っており、参考情報になると考えられる。【和田山技術研究調査官】
- GSR Part7 など IAEA の基準の見直しにつながる議論はあるのか。【古金谷緊急事態対策監】
- ICRP で、非放射線リスクを考えるという動きはある。【和田山技術研究調査官】
- IAEA、NEA では、オールハザードアプローチをキーワードとして議論

が展開されている。ICRP でも、線量よりもウェルビーイング（身体的・精神的・社会的に良好な状態）を重視すべきとの議論が行われている。【伴委員】

- 技術情報検討会で放射線リスクや放射線防護の問題が扱われたケースはとても少ない。プラント情報や事故トラブルにはアンテナが高いが、放射線防護については、もう少しアンテナを高くする価値があると思う。基盤グループ、防護グループは、世界や国内で行われている議論や研究を報告して議論に供して欲しい。【市村原子力規制技監】

（対応）

- 情報収集活動を行い、十分な情報が得られてから再度判断する（必要な場合には安全研究を実施する。）。

## 2) 電気ペネトレーションの電線・ケーブルのはんだ付け接合部に関する調査（概要）

- 高浜発電所4号機の原子炉自動停止に関し、原因として原子炉格納容器電線貫通部（以下「電気ペネトレーション」という。）に接続されたケーブルの施工不良により、電気ペネトレーション内部のケーブル接続部に引張力が作用してはんだ付けが剥離したと推定された。
- これを受け、比較的大きな電流が流れるケーブルの接続に使うはんだに関する情報について調査を行うよう指示があり、調査を行った。

（議論）

- はんだ付けが問題になった事例が、日本に限らず国際的にもないということ、はんだ付けを規定するようなものもないということが分かった。事業者認識してもらい、それぞれの現場で、こういう問題に該当するところがないか、注意喚起する必要があると思う。【杉山委員】
- 検査部門から Information Notice を発行している。【佐々木企画調整官】
- 特段問題が生じなかった電気ペネトレーションでも、長く使ったものがどうなっているかは確認したい。実際に断線したものも、いずれ交換されるときには確認したいと思う。【杉山委員】
- 電気ペネトレーションの電線に過大な荷重がかからないようにするという対応は外国、日本で行われているのか。【田中委員】
- 日本では、類似の電気ペネトレーションを有するプラントで、類似の箇所について、ケーブルが電気ペネトレーションの外部リードに触っている箇所に処置をしたと聞いている。【皆川原子力規制専門職】
- 事業者で調査・分析をする検討がなされているということだが、具体的な調査計画は示されているか。【古金谷緊急事態対策監】
- 時期や手法について詳しくは言及されていない。【皆川原子力規制専

門職】

- 電気ペネトレーション部には、はんだ付けをするか圧着するかは、どのような判断で決めるのか。【石渡委員】
- 使い分けについては、情報を持ち合わせていない。【皆川原子力規制専門職】
- 別途聞き取って、報告する。【佐々木企画調整官】
- 実際に取り出したペネトレーションの調査・分析に対して、実際のはんだ付け接合部分を取り出して切断し、断面、金相を観察し、微小な亀裂が入ってないかなどしっかり調査・分析してもらいたい。適切に施工されていれば、長期的に劣化しないということを確認することは非常に重要だと考える。【杉山委員】
- ケーブル・電線類の接続方法はいろいろあって、取捨選択は、一義的には事業者、実際にはメーカーだと思う。設工認で説明されるものではなく、かつ検査対象ではないので、事業者把握してもらう必要がある。振動などの機械的な疲労は考慮されているが、継続的に引張応力がかかるところに、はんだ付け接合を選択していいのかということではないか。今後、事業者を確認してほしい。【大島部長】
- 引張荷重については、充填樹脂とリード間の接着や、その部分が劣化していないか確認することが大事だと思う。【田中委員】
- 原子力安全という観点では、全ての電気ペネトレーションを確認することは、生産的ではない。安全上、重要な機能に影響するようなケーブルの施工に注力することだと思う。【古金谷緊急事態対策監】

(対応)

- 今後、高浜発電所4号機ではんだ付けが剥離したケーブル接続部と同様の構造を有する電気ペネトレーションの取替えを行う際に、はんだ付け接合部等の調査・分析をする取組みが事業者において検討されており、有益な情報が得られると思われることから、その結果について聴取し、報告する。

3) 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討

(概要)

- 破壊靱性の確認試験方法は、高経年化技術評価や運転期間延長認可申請における評価時期(例えば60年目)における加圧熱衝撃(以下「PTS」という。) 評価の予測を行う際に用いられている。事業者より提出されたPTS評価に関するデータが蓄積されつつあることから、蓄積されたデータを用いて技術的検討を開始した。
- 実プラントのデータを用いて試計算を実施したところ、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  がほぼ等価であるというとい

う国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、前者が後者より若干小さくなるという傾向とはやや異なる傾向となった。

(議論)

- 昭和 58 年度から平成 3 年度の国プロとデータ等で比較し、大体傾向は同じだが、若干違うところもあると分かった。なぜ若干違うのか、詳細な検討が今後必要になってくると思う。日本電気協会や事業者による検討が必要だと思う。【田中委員】
- データ処理だが、保守性を加味してプロットしたり、平均値を使ったり、考え方が混在しないようにする必要がある。関連温度移行量に関しては、事業者資料に出ていた数字をそのまま使っているということ、事業者はどのような考え方でその温度を決めたのか、その様なことを整理して考えないと、バイアスがかかった結果にもなりかねない。統一的な統計処理のもとで、比較してほしい。【杉山委員】
- 原子力規制委員会にこれまで提出されたデータをまとめてプロットしてみたものであり、委員会らしい検討の第一歩。検討ファクターも多く重要な検討材料であり、これをベースに検討を進めてほしい。技術情報検討会の結果概要は、原子力規制委員会に毎回報告している。少し腰を据えて検討することになると思うので、アップデートがあれば適宜、技術情報検討会で報告し、議論を続けていきたい。【市村原子力規制技監】
- 図 2 と図 3 を比べると傾向が若干違うが、いろいろな処理をしているので、複雑な要素が入り込んでいると思う。フィッティングカーブとの外れや、ばらつきだけに注目すると、中身が逆に見えなくなるので、よく注意してデータを処理しないと誤った結論を導いてしまう可能性がある。【伴委員】
- 今回のデータや新しい技術的な知見も踏まえて、ばらつきも考えた上で評価するとどうなるのか等を検討しなければいけないということに気がついたので、速報した。【佐々木企画調整官】
- 図 2 と図 3 を見比べると、データの数もそうだが、値の範囲が随分違う。図 2 は高い温度までデータがあるが、図 3 は、一つあるものの、それ以外ない。これは、根本的にデータの取り方が違うということか。【石渡委員】
- 図 2 は、JMTR という試験炉で取られた加速試験のデータによるものであり、関連温度移行量も破壊靱性温度移行量も、高い温度まで取っている。図 3 は、実際のプラントのデータによる試算の結果であり、あまり脆化が進んでいないためである。【北條主任技術研究調査官】
- データの取り方は共通だが、一方は試験炉でかなり脆化が進行する条件であれば、必ずしも実機と同じではない。どういう条件の違いでこ

うなるのかも含めて、検討が必要と思う。【石渡委員】

- 実際に評価するときには、PTSにおいてどのような負荷が生ずるかという想定や、評価も重要である。材料側だけ精緻化しても、想定する負荷が極端な保守性を考慮するようだとバランスが悪いので、負荷側についても、より合理的な評価、検討をしてほしい。【杉山委員】
- この検討は、安全研究の内数に入っているのか。【大島部長】
- 実プラントのデータによる破壊靱性の検討は、安全研究の一部として進行している。【北條主任技術研究調査官】
- 実プラントの高経年化評価や運転期間延長認可の審査の中でデータが実際に出てきて、技術評価した規格に規定されていることをベースに仮定し、試算をし、課題があるのではないかとということで問題提起をしているという理解でよいか。【大島部長】
- そのとおりである。ただ、当時の国プロについては、報告書には書かれていない部分等もあると思う。どういう方法で行った検討の結果なのかも含めて確認し、検討を進めたいと思う。【北條主任技術研究調査官】
- 破壊靱性温度移行量についての試算であって、これからの研究課題と理解した。運転期間延長認可の審査ガイドや審査基準などでは、将来予測を伴わない実測のデータで評価をし、将来予測については保守性をもたせて評価をしている。原子力規制委員会で審議していただくことになると思うので、安全研究としてどのような課題があるのかを期間も含め明確にしてほしい。【大島部長】

(対応)

- 実プラントのデータによる検討については、用いるデータの網羅性、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  の算出方法、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  との関係が PTS 評価に与える影響等について詳細な検討が必要であることから、引き続き検討を進めることとする。
- 規格策定者である日本電気協会や事業者による検討も必要であることから、実プラントのデータを踏まえた破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  の関係について、意見を聴取することとする。また、必要に応じ、技術情報検討会に報告し、議論を継続する。

## (2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

以下について報告及び議論を行った。

### 1) スクリーニングと要対応技術情報の状況について (案)

以下について報告した。

(概要)

- 1次スクリーニングの対象案件 67 件 (うち新規情報 60 件、更新情

報5件、速報：2件)。2次スクリーニングに移行0件。

- 2次スクリーニング状況(新規：0件、継続中：3件、スクリーニングアウト：0件)
- 要対応技術情報の状況(準備中：2件)

## 2) 1次スクリーニング結果(案)

結果報告の後、以下について議論を行った。

- ①偽造不正疑惑品(CFSI)に対するNRC 監督のOIG 監査(OIG-22-A-06)  
(参考案件)

(概要)

- NRCの監督活動により、「事業者のプログラムが、NPPのCFSIリスクを十分に軽減させている」ことが確かなものとなっているかどうかを評価することを目的とした監査の結果示された指摘事項及び推奨事項の報告。

(議論)

- 国内の偽造不正疑惑品については既に原子力規制庁内で取り組んでいるということだが、解説してほしい。【市村原子力規制技監】
- 原子力施設に納入されている火災報知器などの部品に不適切なものがあったという報告が既に何件かされている。その都度、原子力規制庁は事業者に対して調査を指示し、内容を確認している。よってこれ以上のアクションについては不要と判断した。【遠山技術基盤課長】
- 偽造不正疑惑品が発見された、あるいはそういう情報があったときに事後に適切な対応を取っているという意味か。【市村原子力規制技監】
- そのとおりである。【遠山技術基盤課長】
- 偽造不正疑惑品の対応というのは非常に難しいものだが、予防措置的な活動があり得るのかという観点で、国際的な議論はされているのか。【市村原子力規制技監】
- 国際的にも注意はあったと思う。【遠山技術基盤課長】
- 日本で大きな話題にならないが、国際的には偽造不正疑惑品は相当警戒されており、注意深く見ていきたい。【市村原子力規制技監】

## 3) 「原子力発電所の非常用電源系統の蓄電池の劣化加速」に関する調査

(概要)

- 原子力エネルギー協議会(ATENA)より、原子力発電所における蓄電池の劣化に関し、蓄電池が必要な容量を有することを確認する方法の妥当性やその手法を適切に事業者が運用しているか等についての調査に関する資料を受領したため、その概要及び今後の対応(案)について報告する。



- 日本においては、組電池の全セルを接続しての容量試験や、容量試験装置の放電容量に応じて数セル単位で組み合わせて実施する試験を全セルに対して行う試験を定期的に行っているわけではないが、過去に実施した単セルでの容量試験結果をもとに、劣化診断項目（電圧、電解液比重、内部抵抗）と判定基準を設定し、これらにより劣化診断を行っていることを確認することができた。

（議論）

- ATENA は、安全系蓄電池の保守管理方法を検討するとしているが、スケジュール感はどのようなものか。【古金谷緊急事態対策監】
- スケジュール感も今後検討するとのことである。ATENA ガイドや JEAG など文書化も含めて聞き取りしていきたい。【佐々木企画調整官】
- 不適切な管理をしている事業者に対し、検査の中でも見るなど、共通の考え方を導入する方向に事業者にも働きかけるなどできると思う。【古金谷緊急事態対策監】
- 蓄電池はいろいろなタイプがあるが、寿命という観点からは、容量の7、8割ぐらいで運用したほうが長持ちするなどあるかと思うが、運用は確認したのか。【石渡委員】
- リチウムイオン電池の場合、満充電しないほうがよいという管理はあるが、鉛蓄電池に関しては、満充電で使ったほうが劣化は進まない。【酒井原子力規制専門職】
- 容量試験はどのように行うのか。【田中委員】
- 単セルを取り出して、負荷等を与えて容量を求めている。海外では、IEEE 規格等で全セルを使った試験が規定されており、同規格を適用している国もあるが、例外項目等もあり、どこまで完全に実施しているかは、調査し切れていない。ATENA に調査してもらい、どの方法が適切かも比較してもらおうと思っている。【酒井原子力規制専門職】
- 容量試験が劣化に悪影響するということはないのか。【田中委員】
- 充放電を繰り返すと劣化が進むので、過度に試験すると劣化が進む可能性はある。頻繁に行うものではないと思う。【酒井原子力規制専門職】

（対応）

- ATENA は、事業者共通的に適用できる、より適切と考えられる安全系蓄電池の保守管理方法を検討していくとしている。海外規格との対比も含め、今後、ATENA から検討結果について聴取し、報告することとしたい。

## 第61回技術情報検討会 結果概要

1. 開催日：令和5年9月28日（木）
2. 出席者：  
杉山委員、田中委員、石渡委員、市村原子力規制技監、佐藤技術基盤グループ長、児嶋審議官、金城審議官、大島原子力規制部長、技術基盤G：遠山技術基盤課長、各安全技術管理官、原子力規制部：各課長・安全規制管理官ほか、JAEA：天谷室長
3. 主な内容
  - (1) 安全研究及び学術的な調査・研究から得られる最新知見  
以下について、報告及び議論を行った。
    - 1) SSHAC レベル3 ガイドラインに基づく伊方サイトにおける震源特性モデル及び地震動特性モデルの構築  
(概要)
      - 伊方 SSHAC<sup>1</sup>プロジェクトの実施経験をもとに、SSHAC レベル3 ガイドラインの有効性や評価項目ごとの不確かさの範囲と地震ハザードへの影響度について考察し、そこから得られた技術的課題を報告している。
      - 文献①（震源特性モデル）<sup>2</sup>は、伊予灘の中央構造線断層帯の震源特性モデルを地震調査研究推進本部（以下「地震本部」という。）のモデルと比較し、両者のモデルで中央値が異なる項目として断層長さ等があるが、大局的には地震本部のモデルと整合するとしている。また、中央構造線断層帯の地震及び南海トラフの大地震について、中央構造線断層帯の場合、震源特性モデルの寄与が支配的、南海トラフの場合、地震動特性モデルの寄与が支配的であるとした。
      - 文献②（地震動特性モデル）<sup>3</sup>は、認識論的不確かさに関する技術的課題として、(i)国内における同一のデータベースに基づく距離減衰式の構築、(ii)距離減衰式のサイト補正による地震動評価の高度化、(iii) M9 クラスの大規模地震及びサイト近傍の震源に対する距離減衰式の適用性を挙げた。
  - (議論)
    - SSHAC レベル3 ガイドラインとは何を定めたものか。【杉山委員】

<sup>1</sup> Senior Seismic Hazard Analysis Committee

<sup>2</sup> 隈元ら、SSHAC レベル3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの震源特性モデルの構築、日本地震工学会論文集、2022

<sup>3</sup> 藤原ら、SSHAC レベル3 ガイドラインに基づく伊方サイトでの地震動特性モデルの構築、日本地震工学会論文集、2022

- 確率論的地震ハザード解析を行う際、認識論的不確かさについては、専門家の意見をどのように集約するかによって大きく結果が変わる。例えば、地震動の超過確率の場合、2桁異なる場合もある。SSHACガイドラインは認識論的不確かさの客観的な評価法を中心にまとめたものである。【儘田主任技術研究調査官】
- 安全性向上評価の一環として既に行われたということであるが、許可の段階の評価と違いが出たのか。【杉山委員】
- ハザードレベルとしては上がっている。これは、これまで地震動の最大値、上限があるということで、標準偏差の3倍程度を考えていたが、SSHACに基づいて評価した結果は、さらに大きいものを取り入れたこと等による結果である。【儘田主任技術研究調査官】
- 認識論的不確かさのある部分について、より多くの専門家での議論によりハザードレベルが変わることは、一般的に理解できることと思う。本手法を伊方発電所に適用した場合、適合性審査の時と異なるハザードレベルが安全性向上評価により示された。ハザードカーブは、基準地震動のレベル等を把握するための参考値として計算されたものと思うが、審査と違う値が示されたことを、どう受け止めるか。【市村原子力規制技監】
- 地震の発生確率については発展途上というところもあるが、評価の手法の発展を考慮して審査で参照することとしている。一方、地震動については、過去に起こった地震を解析し、不確かさを考慮したレシピア等があるので、それに基づき設定している。したがって、基準地震動は、ハザードの確率が変わったからといって影響を受けるものではない。ハザードの発生確率や地震を起因とする炉心損傷をどのように評価するかは重要であり、将来的に検討するものと思う。【内藤安全規制管理官】
- 今回、伊方発電所で初めて実施されたということなので、他のプラントでの適用など知見の蓄積を注視していきたい。ハザード設定をはじめ決定論的に規制をしているが、確率論的手法とのインターフェイスに関する議論がプラント側でも出始めているので、広い目で見ることが必要と思う。【市村原子力規制技監】

(対応)

- 終了案件とするが、今後も他機関の研究動向に注視し、情報収集活動を継続していく。

## 2) 大規模噴火を起こす可能性のある火山の判断に資する地球化学的指標について (概要)

- 本論文は、過去にカルデラ噴火を起こしていない火山の中から、地球化学的特徴を用いてカルデラを形成するような噴火を起こす可能性が高い火山を識別できる可能性を提案<sup>4</sup>したものである。
- 具体的には、世界 54 の火山（日本からは阿蘇のみ）のデータの収集、整理を行い、カルデラ形成噴火を引き起こした火山は、多様なマグマを噴出（SiO<sub>2</sub> 含有量の分布幅が広い）しているのに対し、ほとんどの成層火山は、そのような傾向がない（SiO<sub>2</sub> 含有量の分布幅が狭い）ことを示した<sup>5</sup>。
- これにより、地球化学的特徴を用いることで大規模な噴火を引き起こす可能性を有する火山を識別することができるとした一方で、噴出量データによるバイアスがかからないような基準を策定し、この指標の適用性を確認する必要があると述べており、火山岩の形成プロセスと多様性の関係を確立することを目的としたさらなる研究が必要であるとしている。

（議論）

- さらなる研究が必要とあるが、何を焦点に研究を行うのか。【田中委員】
- 著者らは、必要なデータが十分に揃っている火山は多くないことから、この指標とは別に、火山岩の多様性やマグマの形成プロセスからのアプローチも検討すべきと提案している。原子力規制庁の安全研究において本論文と整合しない結果が出た場合には、日本のテクトニクス場や、それに伴うマグマの形成プロセスなどの側面からも検討を行う。  
【西来主任技術研究調査官】
- カルデラ噴火する火山と成層火山とで岩石の SiO<sub>2</sub> 含有量の分布幅が異なることを示しているが、全ての火山にあてはまるのか。本論文の火山の内訳は。【石渡委員】
- 11 座がカルデラ火山、6 座がコンプレックス（火山群）、残り 37 座が成層火山である。【西来主任技術研究調査官】
- サントリーニカルデラの例を見ると、SiO<sub>2</sub> の組成幅が広いだけでなく、バイモーダル（二峰性）分布に見える。このような傾向はどのカルデラでも見られるのか。【石渡委員】
- 本論文では、言及していない。【西来主任技術研究調査官】
- 国内の火山は既往研究も多く、公表されている地球化学的データも多いので、本論文の指標が国内の火山でも成り立つのか検証してほしい。

<sup>4</sup> Newhall et al. (2018) が提唱した将来的に大規模な噴火を引き起こす可能性のある火山を予測するための指標の一つである「地殻下部から上部への高いマグマ供給速度」について、地球化学的データを収集して整理した結果及び数値モデリングを用いて検証を試みた事例である。

<sup>5</sup> 熱化学的な数値モデリングの結果から、高いマグマ供給率が多様なマグマを生成させるとともに、カルデラ形成噴火において噴出する主なマグマである珪長質メルトを大量に生成させるための主な要因であることも示した。

【石渡委員】

- SiO<sub>2</sub>含有量の分布幅と噴火のメカニズムの関係について、例えば、SiO<sub>2</sub>含有量の分布幅は噴火前のマグマの組成で決まっているような印象を受けた。マグマの組成はマグマ溜まりの冷却プロセスによって変わることはないか。【杉山委員】
- 冷却プロセスによって化学組成のグラデーションができることはあり得るが、冷却したマグマは粘性が高くなり噴出できなくなっている可能性がある。【西来主任技術研究調査官】

(対応)

- 安全研究企画プロセスに反映する。

3) テフラの粒径、落下速度及び堆積速度のリアルタイム検出に関する新たな知見について

(概要)

- 本論文は、桜島火山において実施した光学式ディストロメーター (LPM<sup>6</sup>及び PS2<sup>7</sup>) による降灰観測から得られた 14 の噴火イベントのデータを基に、火山灰粒子の凝集体を除去するデータ処理を施すことで、テフラの粒径分布や堆積速度に関する情報をリアルタイムに提供する可能性を示唆するものである。
- 具体的には、地上で直接採取された火山灰のサンプルと比較することで LPM による粒径分布のリアルタイム観測の有効性を確認するとともに、検出下限の粒径や凝集体と推定される物体を除外するデータ処理を施すことで両者が類似することを確認した。さらに、LPM と PS2 の両方で観測されたイベントにおいて、両者のデータを比較検討し、粒径分布に若干の差異が認められるが、速度分布は同様な最頻値を示していることを確認した。
- 本観測時とは異なる噴火/大気条件におけるデータでの比較検討を行う余地はあるものの、LPM によるデータの取得と凝集体を除去するためのデータ処理によって、活火山におけるテフラの粒径分布や堆積速度に関する情報をリアルタイムに得られる可能性が示されたと結論づけている。

(議論)

- 落下時に凝集している火山灰粒子は地上に落下した際分離すると考えられるが、落下した粒子の粒度分布はどのように計測しているのか。

【杉山委員】

- 粗粒なものはふるい法を、細粒なものは画像解析を用いて計測してい

<sup>6</sup> Thies Clima Laser Precipitation Monitor

<sup>7</sup> OTT Parsivel<sup>2</sup> disdrometer

る。【大野技術研究調査官】

- 施設の外気取入口から侵入する火山灰の粒子径やフィルタの目詰まり等の影響について、評価ガイド<sup>8</sup>ではどのように考えているのか。【田中委員】
- 外気取入口から侵入する火山灰については、気中降下火砕物濃度を算出しており、細粒な粒子が凝集体を形成して落ちてくる場合、空気中を浮遊する時間が短くなるため、凝集していない状態の火山灰で算出の方が濃度は高くなる。また、フィルタの目詰まりについては、火山灰が凝集すると粒径が大きくなり、取り込みづらくなるため、詰まりにくくなると考えられる。【大野技術研究調査官】
- 火山噴火は頻発するものではないため、今回の桜島での実際の降灰を観測したデータは貴重である。メキシコやインドネシア等噴火が頻発している地域で、実際の降灰観測データを収集することも検討してほしい。【石渡委員】

(対応)

- 安全研究における参考情報と整理し、終了案件とする。

#### 4) 米国 PWR の炉心そう溶接部で発見された亀裂について

(概要)

- 米国ロビンソン発電所 2 号機の炉心そう溶接部で発生した亀裂について、関連する米国情報を収集・整理し、日本国内における対応について事業者等から聞き取りを行ったので報告する。
- 事業者等の説明の概要は以下のとおり。
  - 炉心そう溶接線が全周破断しても二次炉心支持構造物のショックアブソーバーが炉心の落下荷重を受け止める等により原子炉停止機能（制御棒挿入性）は維持される。
  - 国内 PWR においては、直ちに対処が必要な状況にないが、当面の対応として、順次、至近の供用期間中検査のビデオ画像を見直し、指示の有無を確認する等を行う。
  - 今後、米国における原因調査をもとに、国内事業者等の取組の方向性を検討する、詳細検査 (MVT-1<sup>9</sup>) 装置の開発を進める、炉心そうの健全性評価手法の検討を進める等の取組を進める。

(議論)

- 溶接の影響とも関係して、原因が分かってくる可能性があるのか。【田中委員】
- 溶接部には溶接残留応力が発生している可能性があるため、経年劣化

<sup>8</sup> 原子力発電所の火山影響評価ガイド

<sup>9</sup> 亀裂、摩耗、腐食、浸食などの異常の検出に使用される遠隔目視試験の方法

の可能性も考えられる。【小嶋統括技術研究調査官】

- 仮に、運転中に周方向の亀裂が完全に破断して、炉心そうが落下した場合、計装系を通して即座に検知できるのか。【杉山委員】
- 基本的には二種類の検知ができる。一つは、物が落下した場合、振動を検出するルーズパーツモニターにより、異常を確認する方法。もう一つは、炉心そのものも若干落下し、炉外計装の中性子束が若干増えるので、これが検知されて、何か異常を検知する方法がある。【小嶋統括技術研究調査官】
- 炉心そうが落下しても、制御棒の先端が外れないとのことだが、炉心降下量はどの程度か。【杉山委員】
- 降下量の制限値はある程度の量が想定され、設計で見込んでいるとのこと。【小嶋統括技術研究調査官】
- 炉心そうが炉中でガタつくようなことはないのか。【杉山委員】
- 炉内で水平方向に動かないよう設計がされており、垂直方向はピンによって維持されているので、制御棒は入る設計とのことである。【小嶋統括技術研究調査官】
- 具体的にどのくらいの裕度があるのかは事業者等に詳しく聞き取っていく。【佐々木企画調整官】
- 以前 BWR で問題になった、シュラウドとは挙動も違うと理解してよいか。【杉山委員】
- そのとおりである。機能は炉心維持と流量調整と同じであるが、BWR の炉心シュラウドは炉内に溶接で固定されおり、上部は水平方向に固定されていないので、地震等により多少揺れる。PWR の炉心そうは取り外しが可能で、水平方向と上部が固定され、垂直方向もある程度固定されている。【小嶋統括技術研究調査官】
- 事業者等は、今後の取組として炉心そうの健全性評価手法の検討を進めるとある。規制庁の今後の進め方には、亀裂解釈<sup>10</sup>には具体的な炉心そうの健全性評価手法が規定されていないので、情報収集を行うとあるが、亀裂解釈の扱いも検討する必要があるのではないか。【佐藤技術基盤グループ長】
- 炉心そうに対する健全性評価手法は、維持規格<sup>11</sup>に規定されていない。このため、事業者等は亀裂が見つかった時のために、健全性評価手法について検討していくとしている。規制庁は維持規格を技術評価して亀裂解釈に引用することになり、そのためには技術的知見が必要なので、情報収集するという趣旨で記載している。【小嶋統括技術研究調査官】

<sup>10</sup> 実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈

<sup>11</sup> 一般社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格

- 今後の維持規格の技術評価に向けてという文言を資料に入れてほしい<sup>12</sup>。【佐藤技術基盤グループ長】
- ロビンソン発電所は、運転を開始してから 50 年以上経っている。亀裂は運転していないときは進展しないのか。【石渡委員】
- この亀裂については、どのような劣化事象かまだ明らかになっていない。例えば、中性子照射による応力腐食割れ (IASCC) が考えられるが、この場合照射を受けることによって進展が進む可能性がある。一方で、例えば、粒界型の応力腐食割れ (IGSCC) は、運転の圧力等によって進展する。このため、運転停止時に、これらの応力腐食割れが進展するという事は考えにくい。【小嶋統括技術研究調査官】
- 炉心の中に固定してあるものなので、力学的なストレスがあり、構造物には重力がかかっているため、亀裂が進展する場合もあるのではないかと。ロビンソン発電所は実運転年数が約 40 年で、国内の PWR は 30 年未満とあるが、必ずしも運転年数だけで決まるものではないと思う。【石渡委員】
- 個人的には、同じように考えている。IASCC であれば運転期間によってということが考えられるが、例えば IGSCC であれば溶接残留応力が大きかったり、補修溶接されていたりすれば実運転年数が少なくても発生する可能性は否定できない。【小嶋統括技術研究調査官】
- 米国では暫定ガイドラインを定めて追加検査を行うとある。国内では維持規格によるが、米国の追加検査に対応する検査がないのか、なければ対応をどうするのか、原因究明等含めて検討する必要がある。【大島原子力規制部長】
- 米国では EVT-1 (亀裂を見つける検査) であるのに対して、維持規格では、VT-3 (表面の異常を見つける検査) であり、異常が見つければ UT (超音波探傷試験) が実施される。今後、VT-1 (亀裂を見つける検査) の必要性について検討が必要で、事業者等は、装置の開発を進めている。【小嶋統括技術研究調査官】

(対応)

- 以下の情報収集等を行い、適宜技術情報検討会に報告する。
  - 安全停止できるとする技術的根拠及び今後の取組について、事業者等から説明を聴取する。
  - 米国産業界の原因調査に関する調査を継続し、米国 NRC との意見交換を実施する。
  - 今後の維持規格の技術評価を見据え、炉心そのものの健全性評価手法について、情報収集を行う。

<sup>12</sup> 会合後に「今後の維持規格の技術評価を見据え、」の文言を追加した。



(2) 国内外の原子力施設の事故・トラブル情報

以下について、報告及び議論を行った。

1) PWR 1次系におけるステンレス鋼配管粒界割れに関する事業者からの意見聴取結果について

(概要)

- 大飯発電所3号機において、加圧器スプレイラインで発生した応力腐食割れ(SCC)に関し、原子力エネルギー協議会(ATENA)が実施している原因調査について、令和4年度の進捗状況及び結果を聴取したので報告する。
- 聴取の概要は以下のとおり。
  - 最新知見の調査及び実機詳細調査において、有益な情報が得られたものの、亀裂発生メカニズムの特定・差別化には至っていない。
  - SCC進展速度線図の策定に当たっては、EPRI<sup>13</sup>が2022年度にMRP-458<sup>14</sup>で発表したSCC進展速度式を用いて亀裂進展評価が可能か、さらに検討する。

(議論)

- EPRIのSCC進展式を用いて、大飯の欠陥を試評価したとのことだが、元データのばらつきが大きい。試評価結果にも同様なばらつきが隠れているということ。単なる計算と理解してよいか。【杉山委員】
- そのとおりである。ビッグデータを用いて重回帰分析等により式を策定するといったやり方を行っているようである。実際に、元データにもPWRのオーステナイト系ステンレス鋼に対するSCCを目的とした実験ではないものも含まれている。【小嶋統括技術研究調査官】
- 中性子照射量としてそれほど高い部位ではないと思うが、粒界型のSCCは原子炉特有の現象なのか。【杉山委員】
- 加圧器スプレイ配管は、中性子の影響は小さい。【小嶋統括技術研究調査官】
- MSC(Micro Structurally Small Crack)はSCC発生メカニズムの一つとして検討が続けられるということと理解してよいか。また、SCC進展評価については、NRC(米国原子力規制委員会)とよく意見交換してほしい。【市村原子力規制技監】
- MSCからSCCが進展するののかについては、完全に否定するものではないという説明があった。また、EPRIの式については、報告書が出ているが、NRCはまだ安全評価を行っていない。【小嶋統括技術研究調査官】

<sup>13</sup> Electric Power Research Institute

<sup>14</sup> Materials Reliability Program: Stress Corrosion Crack Growth Rates in Stainless Steels in PWR Environments (MRP-458) <https://www.epri.com/research/products/000000003002020451>

(対応)

- ATENA における 2023 年度の検討結果内容について、次年度聴取する。
- EPRI が発表した進展速度式については、NRC とも意見交換する。

&lt;技術情報検討会資料&gt;

技術情報検討会は、新知見のふり分けや作業担当課の特定を目的とした事務的な会議体であり、その資料及び議事録は原子力規制委員会の判断を示すものではありません。

資料59-2-1-1

「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（2023年版）」から得られた知見等について

2023年5月25日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

## 第一章 シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察

(1) 水蒸気凝縮及びその後の凝縮水の移動により、現在観測されている1/2号機SGTS配管の高い汚染状況をよく再現できる。

(2) シールドプラグ上層と中間層の間及び継ぎ目部分を移動経路として、Cs-137を含む水蒸気の凝縮、凝縮水の再蒸発等によりCs-137の蓄積が進み、原子炉ウェルよりも高い汚染密度がシールドプラグ内に存在することになった。

## 【知見等を踏まえた論点】

- ① 現地調査等により放射性物質による高い汚染状況が確認された1/2号機の非常用ガス処理系（SGTS）配管や2,3号機シールドプラグについては、東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）事故時の原子炉格納容器からのCs-137を含む水蒸気の移動（漏えい・放出）と凝縮、その後の凝縮水の移動によるものと推定された。
- ② Cs-137の水蒸気による移動、凝縮及び金属やコンクリートへの沈着・付着については、Cs-137の化学形態や放射性同位体比の検討が必要か。

## 第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響

(3) 東京電力及びIRIDによる1号機原子炉格納容器内部の映像撮影において、従来、安全評価のために考えられてきたMCCIとは異なる、熔融炉心の広がり、ペDESTAL壁のコンクリートの喪失（鉄筋等の金属構造物はほぼ原形をとどめて残存）及びテラス状構造の形成が確認された。

## 【知見等を踏まえた論点】

- ① 1号機原子炉格納容器内の様子は、従来、安全評価のために考えられてきたMCCIとは異なっている。原子炉の設計にあたって想定する事故や事象進展等に影響する可能性がある。
- ② 確認された熔融炉心の広がり、ペDESTAL壁のコンクリートの喪失（鉄筋等の金属構造物は残存）及びテラス状構造の形成については、その詳細や要因が不明であり、さらなる内部調査の継続と実験や解析などによる検討が必要か。

### 第三章 その他の調査項目の進捗状況など

(4) 4号機原子炉建屋における火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機(MGセット(A))周辺である。

(5) 原子炉格納容器内にあるケーブルや断熱材等は加熱によってある程度の有機化合物が発生するが、窒素条件下では発生量は限られている。水蒸気条件下では有機物の分解が大幅に促進される可能性を示している。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① 原子炉格納容器内に敷設されたケーブル、塗料、保温材等の加熱によって発生する有機化合物(可燃性有機ガス等)の発生量は限られているが、水素爆発及び火災等への影響、水素対策設備等への影響の確認が必要か。
- ② 200℃24時間保持の水蒸気環境下では、ウレタン保温材の液化が確認されており、水蒸気環境下において、有機物の分解が大幅に促進される可能性が示唆された。SA環境における設備等への影響として、有機材料等への化学的な影響の確認が必要か。

以下の事項については、「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、引き続き調査・分析を行う予定。

- 1) 水素ガスの燃焼試験
- 2) 東京電力における3号機原子炉建屋内水素濃度シミュレーション
- 3) 1号機SGTSフィルタトレイン及び2号機SGTSフィルタトレインの遠隔操作ローダーによる調査
- 4) 1/2号機SGTS配管の切断による配管内の汚染分布の測定
- 5) 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移の分析
- 6) 1号機及び3号機の原子炉建屋内の汚染状況及び損傷状況の調査
- 7) 4号機原子炉建屋内の3Dレーザースキャナによる測定
- 8) 原子炉建屋内等のスミヤ試料等の分析

→ 事故分析検討会において、引き続き上記の調査・分析を進め、新たな知見が得られれば改めて報告を行う。

# 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)のポイント

2023年5月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

主な検討事項

**第一章 シビアアクシデント時のCs-137移動メカニズムについての考察**

第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見 P. 3

第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見 P. 4～7

第三節 ベントライン及びシールドプラグの汚染状況と「水蒸気駆動仮説」

**第二章 落下炉心の挙動と原子炉格納容器への影響**

第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況 P. 8～9

第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況 P. 10

第三節 今後の分析評価の進め方

**第三章 その他の調査項目の進捗状況など**

第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定 P. 11

第二節 3号機水素爆発関連の試験等 P. 12

第三節 SGTSの汚染状況測定等

第四節 発電所敷地内外のモニタリングポスト等の空間線量率の推移

第五節 その他の活動状況

第一章第一節 1/2号機ベント配管系の特徴的汚染パターンからの知見

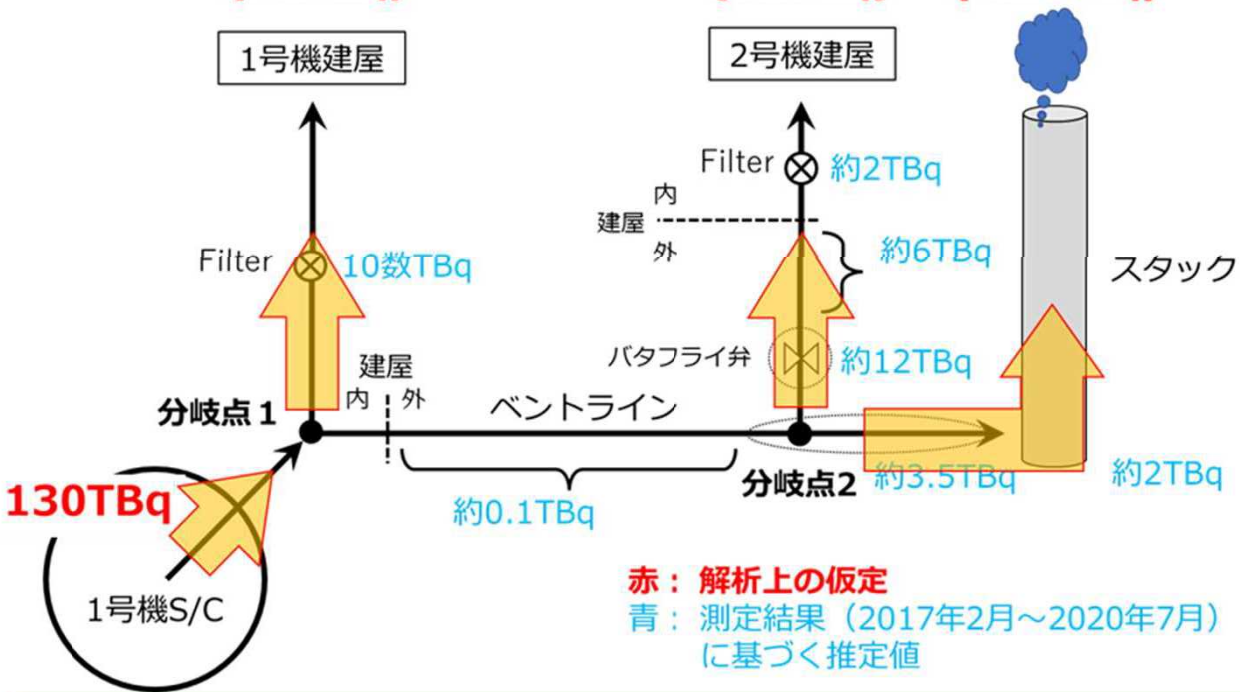
境界条件の見直し

各経路上の残留Cs量合計に流量が比例すると仮定

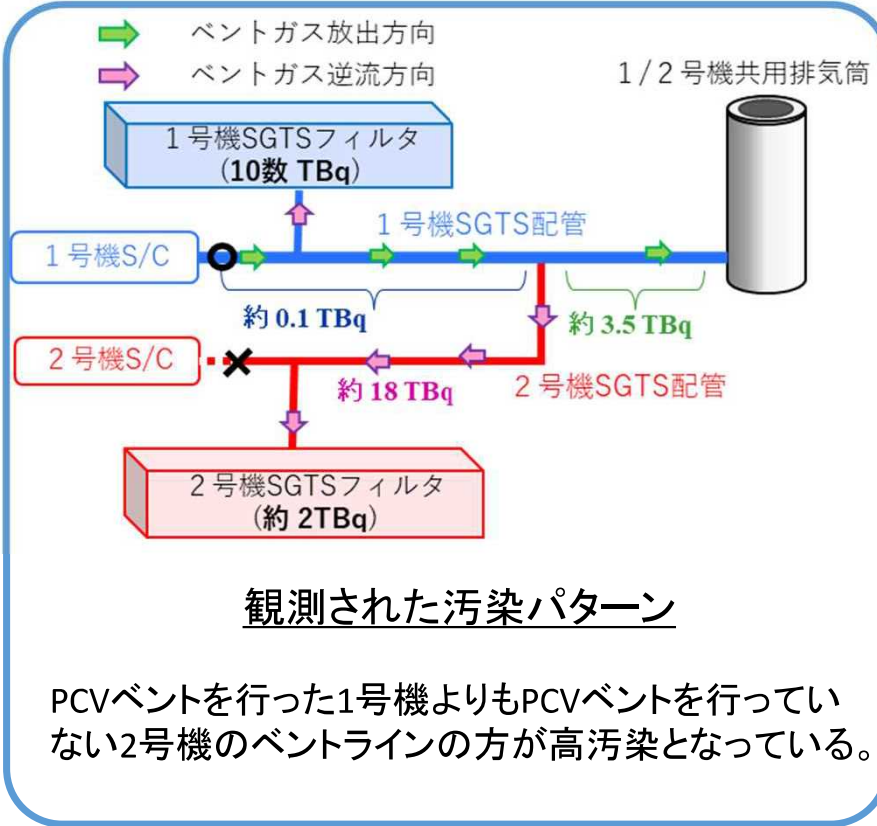
7.7%  
(10TBq)

15.4%  
(20TBq)

76.9%  
(100TBq)



ベントラインの汚染パターンに係る再現解析 (RELAP5コード) を実施。

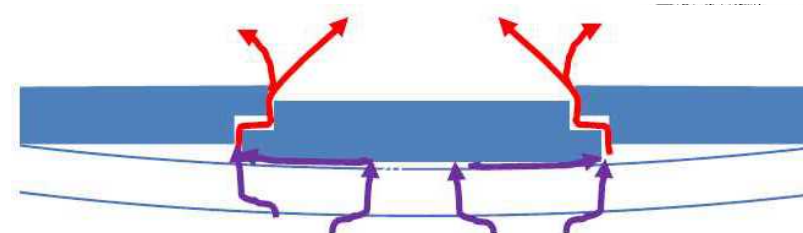
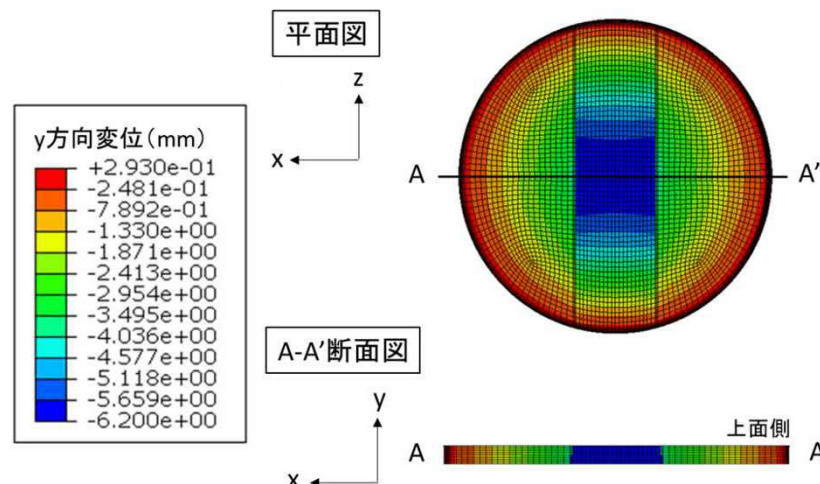
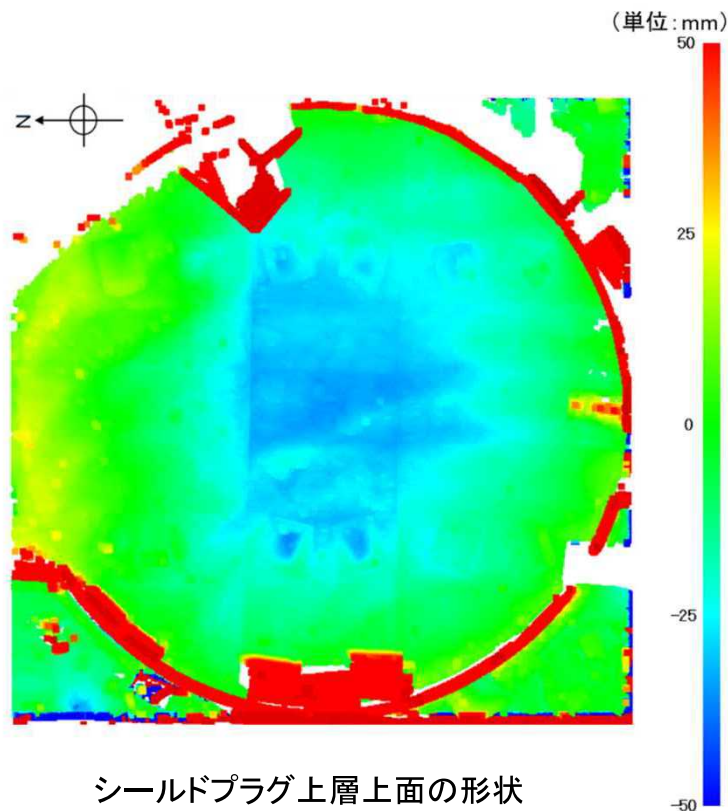


汚染パターン形成の主なメカニズムは、  
水蒸気の凝縮及び凝縮水の低所への  
移動によるものと推定。



第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(1)

シールドプラグ内のCs-137の移動経路とその形成メカニズムを推定するために、シールドプラグの表面形状測定、シールドプラグの自重解析を実施。



- ✓ シールドプラグの継ぎ目にCs-137の移動経路が常時存在することがわかった。
- ✓ このことは、シールドプラグ上のうち、シールドプラグの継ぎ目部分が最も高い線量率となっている(6ページ参照)こととも整合している。



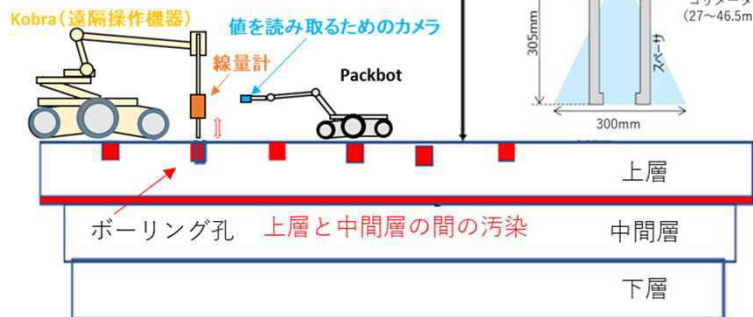
第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(2)

(2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定  
(コリメータなしγ線線量計)

(1) 床表面から3cm高さにおける局所的な周辺線量当量率測定  
(コリメータなしγ線線量計)

(4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定  
(コリメータなしγ線線量計)

(3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定  
(コリメータ付きγ線線量計)



※ボーリング孔：IRID穴 2箇所、新穿孔穴13箇所

シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所  
に対する周辺線量当量率の測定方法

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するため、以下の周辺線量当量率の測定等の各種の調査・分析を実施。

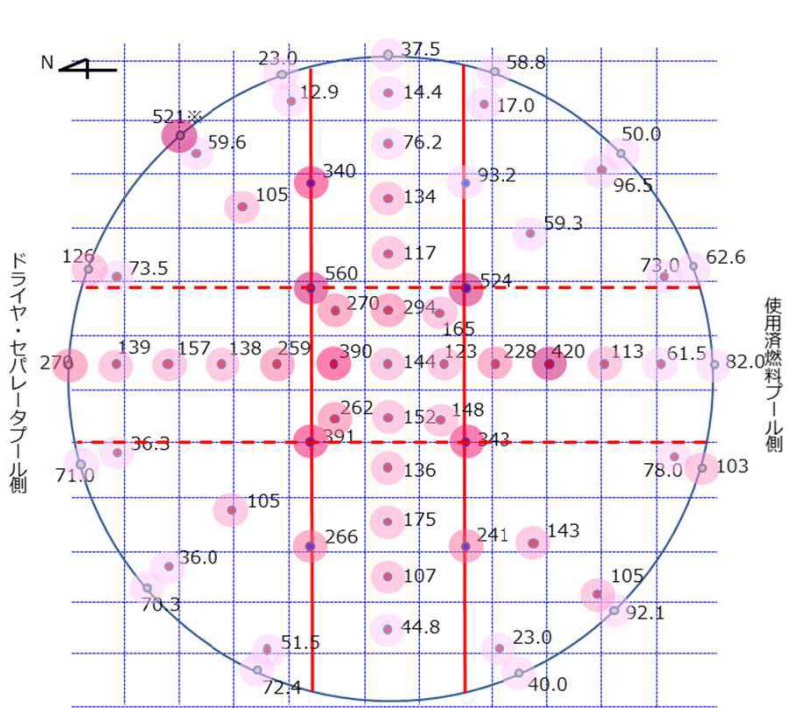
シールドプラグ上層上面に対する周辺線量当量率測定

- (1) 床表面から3cm高さにおける局所的な周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (2) 床表面から150cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータなしγ線線量計)
- (3) 床表面から30.5cm高さにおける周辺線量当量率測定 (コリメータ付きγ線線量計)

穿孔箇所に対する周辺線量当量率測定

- (4) ボーリング孔内の深さ方向の線量率分布測定  
(コリメータなしγ線線量計)

第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(3)



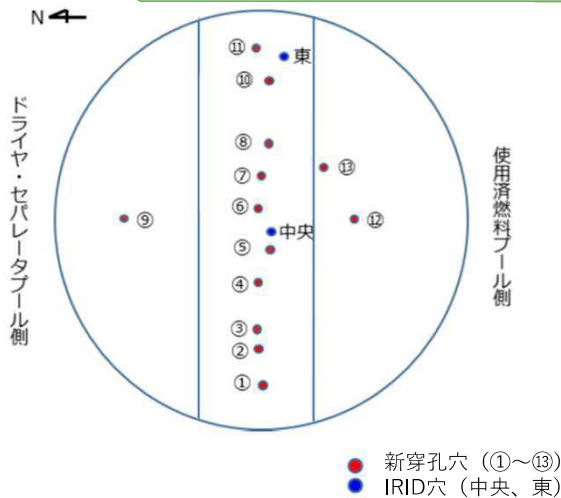
— シールドプラグ上層の継ぎ目  
- - - シールドプラグ中間層の継ぎ目

<線量率測定に用いた機材>  
日立アロカ  
ガイガーカウンター PDR303

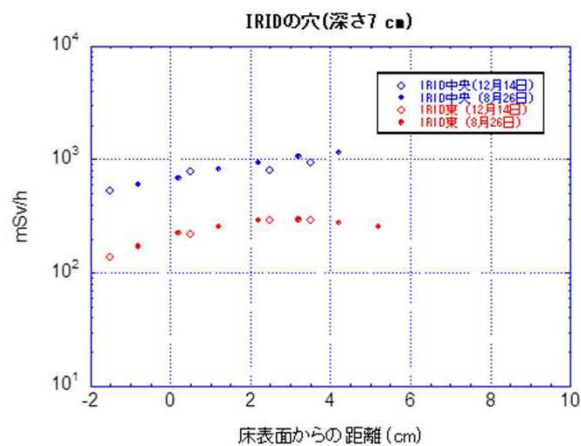
○ : ~100mSv/h  
● : 100~200mSv/h  
● : 200~300mSv/h  
● : 300~400mSv/h  
● : 400mSv/h~

シールドプラグ上層上面の周辺線量当量率  
(3cm高さ測定)

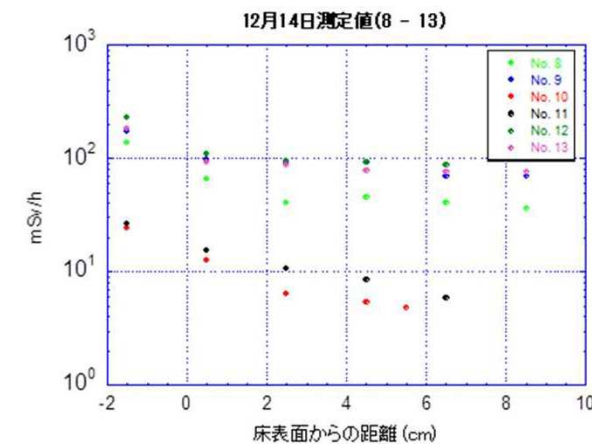
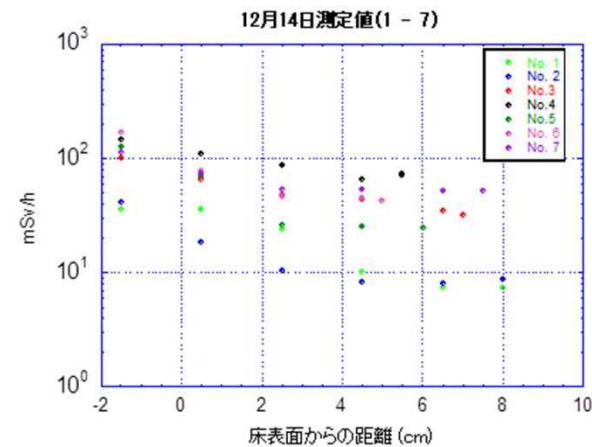
シールドプラグ上層上面及び穿孔箇所に対する周辺線量当量率の測定を実施



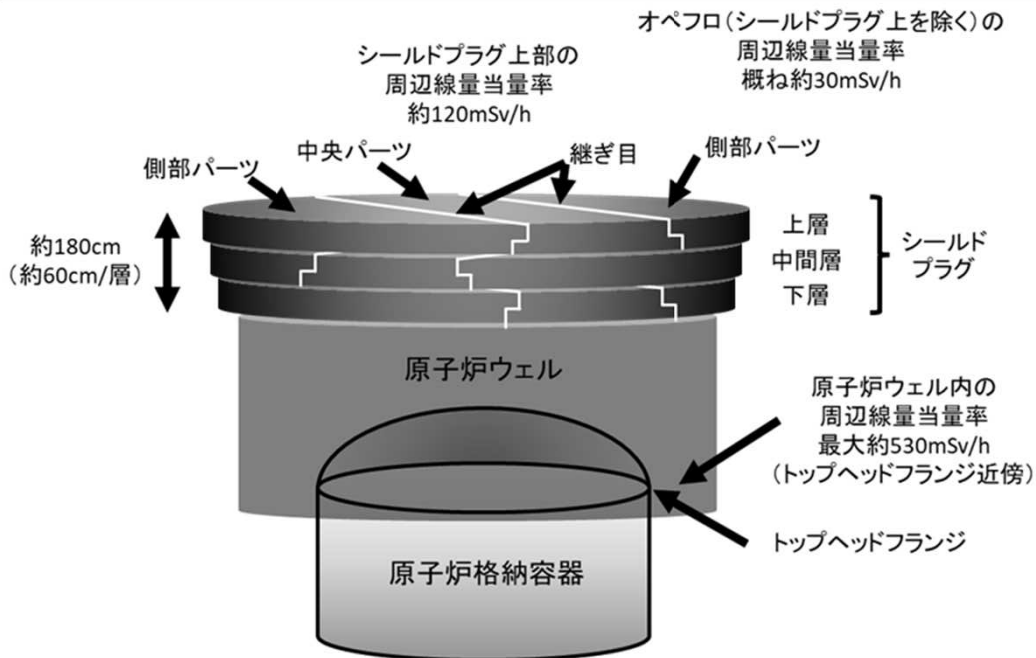
シールドプラグ上層上面の穿孔箇所



穿孔箇所の深さ方向の周辺線量当量率分布



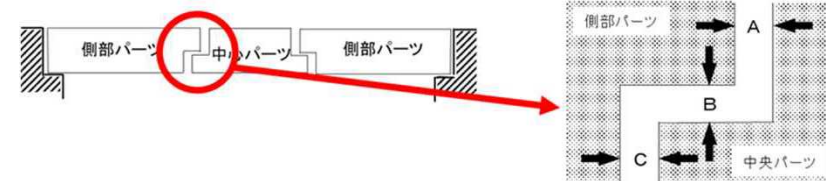
第一章第二節 2号機シールドプラグ汚染からの知見(4)



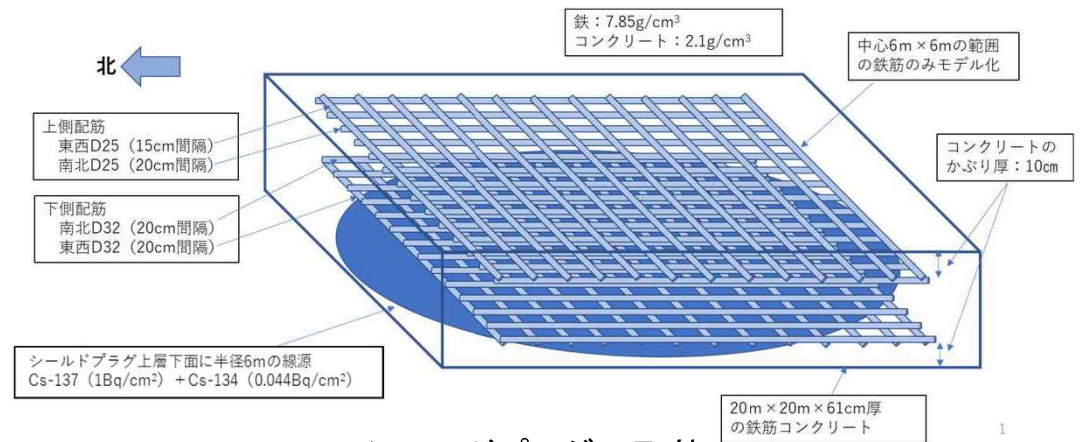
原子炉ウェル及びシールドプラグ構造概略図

- ✓ シールドプラグ上層上面等の周辺線量当量率測定結果から、シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するためには、シールドプラグの鉄筋の影響は無視できない。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は、場所によって大きなバラツキがあるが、大まかな汚染状況の推定は可能。
- ✓ 原子炉ウェルよりも強い汚染がシールドプラグの上層と中間層の間及び継ぎ目に存在する。
- ✓ シールドプラグ上層と中間層の間の汚染密度は平均で $5.5 \sim 7.5E+10Bq/cm^2$ となり、放射能量に換算すると62PBq $\sim$ 84PBqに相当する。

シールドプラグ上層と中間層の間の汚染状況を推定するための評価において、シールドプラグ構造・配筋を考慮



シールドプラグの継ぎ目(シールドプラグ上層)



シールドプラグの配筋

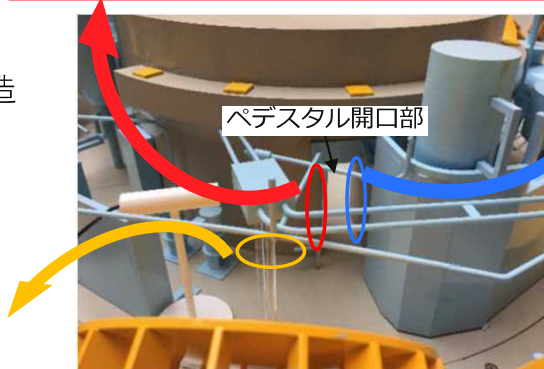
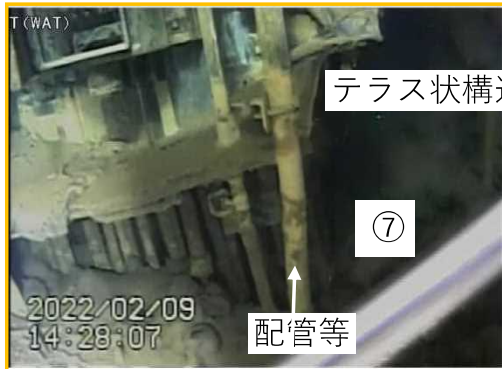
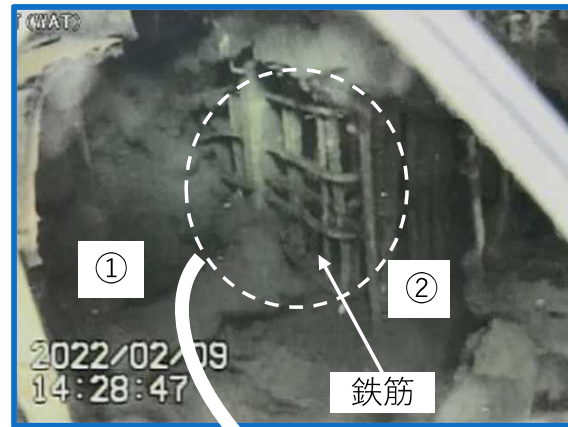
Cs-137を含む水蒸気が移動する過程で、水蒸気の凝縮によりCs-137が沈着、定着した可能性を示唆。



第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(1)

- ① ペDESTAL開口部付近に、高さ1.0m程度のマウンド状(小山状)のもの。落下した溶融炉心に由来するものである可能性が高い。
- ② ペDESTAL開口部付近のコンクリート(両側)がかなりの範囲にわたって喪失。コンクリート内部の鉄筋部及びインナースカートはほぼ原形をとどめて残存。
- ③ ペDESTAL外周部は、テラス状構造(開口部付近では原子炉格納容器底部から1.0~1.1m、開口部の反対側では0.2~0.4m程度の高さ)を観測。コンクリート破損はテラス状構造以下の部分にのみ生じているように見える。

⑦ テラス状構造下部に位置する配管等の金属構造物は概ね維持されているように見える。



テラス状構造以下の配管等

ペDESTAL開口部付近

テラス状構造

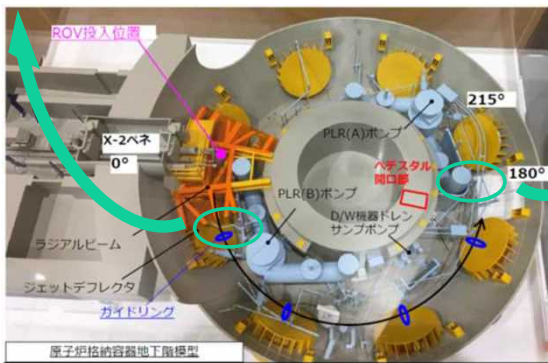
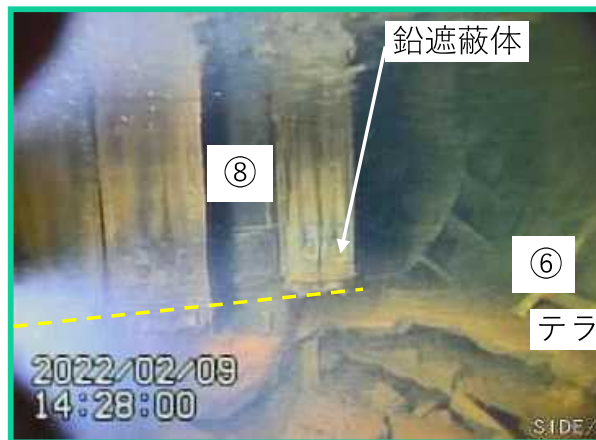
テラス状構造(断面)

④ テラス状構造の断面は、気泡を伴う構造(厚さ約3cmの推定)が見られる(極一部の映像で確認。詳細は不明。)テラス状構造の下面は滑らかなように見える。

写真の出典：第30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補足説明資料1「1号機PCV内部調査の状況について」IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>

第二章第一節 1号機原子炉格納容器内の様子と検討状況(2)

- ⑤ ジェットデフレクターの裏側にも、ペDESTALから到達したと考えられる**堆積物**。ジェットデフレクター自体には大きな損傷などは見られない。見える範囲では原子炉格納容器の内面に大きな損傷はない。
- ⑥ ペDESTAL開口部付近では、テラス状構造の下部に空洞が確認されている。(開口部から離れた場所は、現段階で不明。)
- ⑧ テラス状構造の位置で鉛遮蔽体(鉛毛マット)が溶けて落下しているように見える。テラス状構造の上部では鉛遮蔽体(鉛毛マット)の被覆材料(グラスファイバーとのこと)は維持されているように見え、著しい高温の影響はほぼテラス状構造付近に限られているように見える。



鉛遮蔽体及びテラス状構造

- ⑨ ペDESTAL開口部1.4m高さに**バブル形状**のもの。その下部には空間があるが内部の詳細は不明。
- ⑩ ペDESTAL外周部の原子炉格納容器床面のデブリなどの堆積状況は不明確だが、一部に**半球状**のもの。(詳細は現段階では不明)



ジェットデフレクター裏側



バブル形状の堆積物



半球状の堆積物

写真の出典:第30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補足説明資料1「1号機PCV内部調査の状況について」  
IRID/東京電力、<https://www.nra.go.jp/data/000395885.pdf>



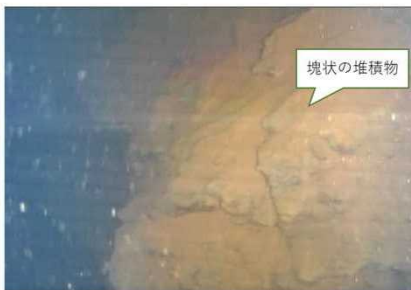
第二章第二節 2号機及び3号機原子炉格納容器内の様子と検討状況

1号機PCV内部調査 (2022年2～5月)

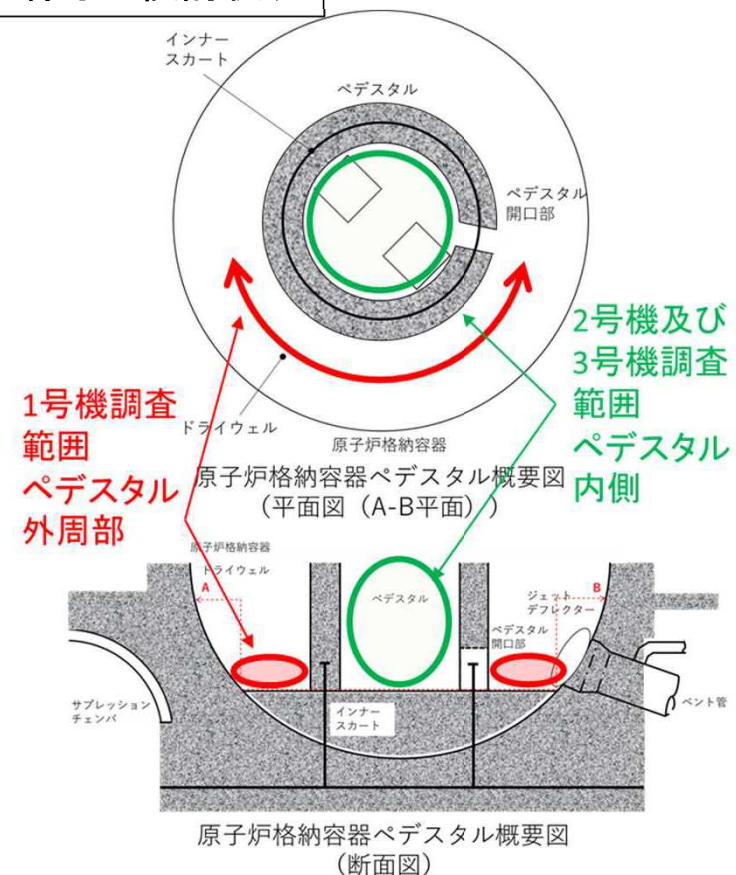
2号機PCV内部調査 (2018年1月)

3号機PCV内部調査 (2017年7月)

堆積物等



ベDESTAL壁面

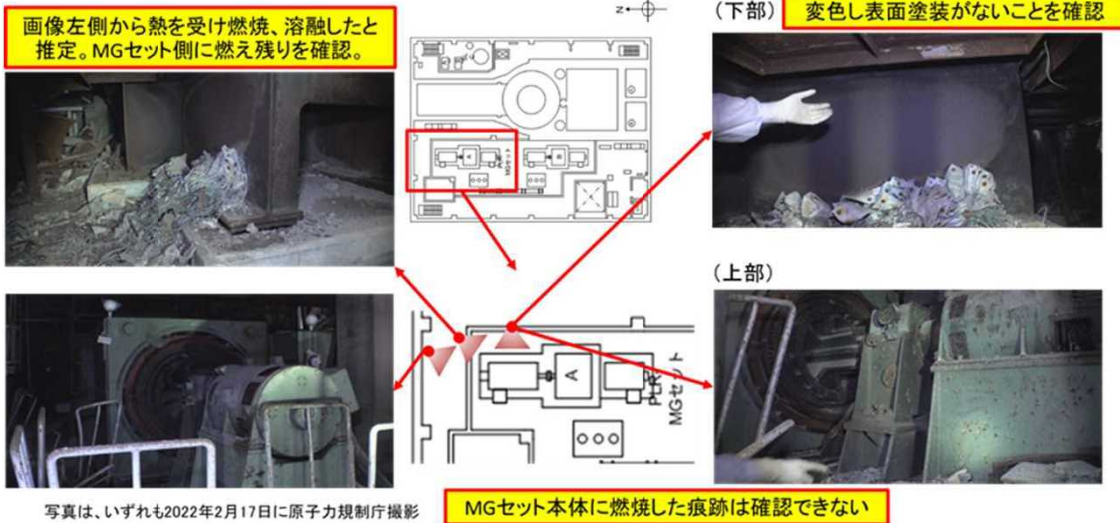


2号機及び3号機の調査範囲(ベDESTAL内側)と1号機の調査範囲(ベDESTAL外周部)は異なるが、2号機及び3号機では、ベDESTALのコンクリート損傷、テラス状構造、半球状堆積物等は確認されていない。

**今後予定されている1号機ベDESTAL内部及び壁部の詳細観察等が重要。**

写真の出典: 第32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1-3「1号機原子炉格納容器内部調査の整理点等について」原子力規制庁、<https://www.nra.go.jp/data/000408671.pdf>

### 第三章第一節 4号機原子炉建屋における「火災現場」位置の特定



MGセット(A)の北側の状況



写真は、いずれも2022年2月17日に原子力規制庁撮影

MGセット(A)の西側（下部構造及びコンクリート基礎）の状況

現地にて現時点での火災の痕跡の有無等を調査。



その結果、着火原因までは判明しなかったものの、火災の発生場所は、可燃物が燃焼した痕跡が確認された4号機原子炉建屋4階北西部の再循環ポンプ電動発電機(MGセット(A))周辺と特定。

火災の発生源や着火原因等については、現場に残されている燃え残り物などを分析することによって、更に判明する事項もあると考えられるため、引き続き検討を行う。



第三章第二節 3号機水素爆発関連の試験等

東京電力における加熱試験

- 1) 1000°C水素ガス環境下
- 2) 1000°C水蒸気環境下
- 3) 200°C水蒸気環境下(24時間保持)

JAEAにおける加熱試験

- 1) 1200°C窒素ガス環境下

試験前

○ウレタン保温材



試験前

○ウレタン保温材



試験前

試験後



試験後  
(1000°C水素ガス環境下)



試験後  
(1000°C水蒸気環境下)



試験後  
(1200°C窒素ガス環境下)



試験後  
(200°C水蒸気環境下)

3号機原子炉格納容器内で使用されているケーブル、塗料、保温材等の加熱試験を実施。

JAEA及び東京電力の試験の結果、ある程度の有機化合物が発生することを確認。ただし、今回の試験結果(水素または窒素ガス環境下)では発生量は限られている可能性が高い。

東京電力の水蒸気環境下の試験では、水蒸気条件下で有機物の分解が大幅に促進される可能性を示しており、200°C水蒸気環境下ではウレタン保温材試料が液化することが確認された。

東京電力の試験結果は、1号機原子炉格納容器内部調査で確認された原子炉再循環系配管のウレタン保温材の消失にも関係している可能性がある。



## 引用等

- 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ(2023年版)(1/2)  
(令和5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)

<https://www.nra.go.jp/data/000425218.pdf>

- 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)(2/2)  
(令和5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)

<https://www.nra.go.jp/data/000425219.pdf>

- 東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会  
(第20回(令和3年5月18日)～第36回(令和5年3月7日))

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/index.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/index.html)

# 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 直近の検討状況

2023年5月25日

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室

○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、**令和3年4月から令和5年12月までの検討事項**について、令和5年3月7日に「東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ（2023年版）」（以下「**中間取りまとめ（2023年版）**」という。）を取りまとめた。

○令和5年12月以降も東京電力及び国際廃炉研究開発機構が東京電力福島第一原子力発電所**1号機の原子炉格納容器内部の調査**を進めるなど、東京電力福島第一原子力発電所**事故の調査・分析は進捗していることから、事故分析検討会において検討を進めている状況を整理した。**

- 1) 1号機原子炉格納容器内部調査（ペDESTAL内部の撮影）
- 2) 1号機原子炉補機冷却系（RCW）の高汚染
- 3) 水素燃焼における可燃性有機ガスの影響

# 1) 1号機原子炉格納容器内部調査(ペDESTAL内部の撮影)

第107回 特定原子力施設監視・評価検討会資料

## 3-1. ペDESTAL基礎部の状態について①



- ペDESTAL内側下部のコンクリートが一部消失している箇所(床面より1m程度)には配筋を確認
  - 配筋には、垂直方向の引っ張り荷重を支持する縦筋と、周方向の引っ張り荷重を支持する横筋が存在するが、縦筋は大きな変形がなく当初の形状を維持<写真1>
  - 配筋は、製造時に施工されている格子状の凹凸が確認され、製造・据え付け時の寸法が維持されていると推定<写真1,2>
- 配筋露出箇所の上部には、棚状堆積物が存在し、それより上部にはコンクリートが残存<写真3>

- ・ペDESTAL内側は、床面より1m程度の範囲で全周にわたってコンクリートが消失。
- ・配筋は、大きな変形はなく、表面にも大きな熱影響は確認されなかった。



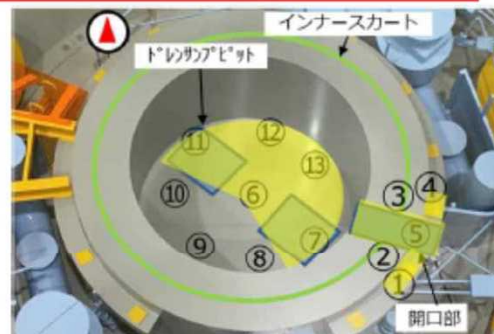
出典：第37回事故分析検討会資料1  
1号機原子炉格納容器内部調査の状況について 技術研究組合国際廃炉研究開発機構/東京電力ホールディングス株式会社

1) 1号機原子炉格納容器内部調査(ペDESTAL内部の撮影)

第107回 特定原子力施設監視・評価検討会資料

【参考】ペDESTAL開口部から撮影した映像のパノラマ画像

IRID  
TEPCO



ペDESTALのコンクリート部の喪失、堆積物の形成について、検討を継続。



出典：第37回事故分析検討会資料1  
1号機原子炉格納容器内部調査の状況について 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

画像処理：東京電力ホールディングス(株) 11

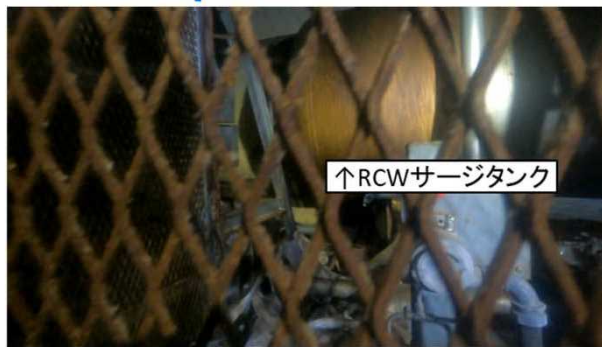
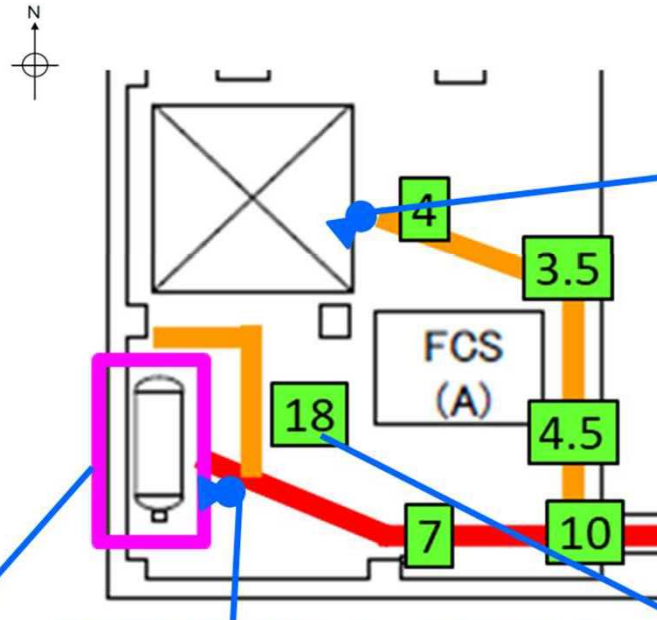
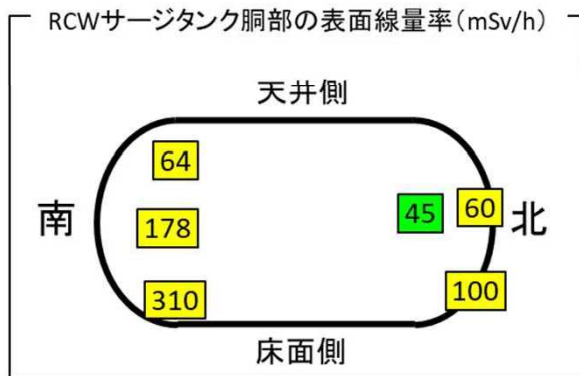


2) 1号機原子炉補機冷却系(RCW)の高汚染

調査状況(1号機原子炉建屋4階:RCWサージタンク)

凡例  
 (数字) : 線量率(mSv/h)  
 (2023年3月23日、原子力規制庁による測定)  
 (数字) : 線量率(mSv/h)  
 (2023年4月13日、原子力規制庁による測定)  
 ※図中: 空間線量率、画像中: 表面線量率

— 現地調査ルート(2023年3月23日)  
 — 現地調査ルート(2023年4月13日)  
 ※3月23日との差分のみ表示

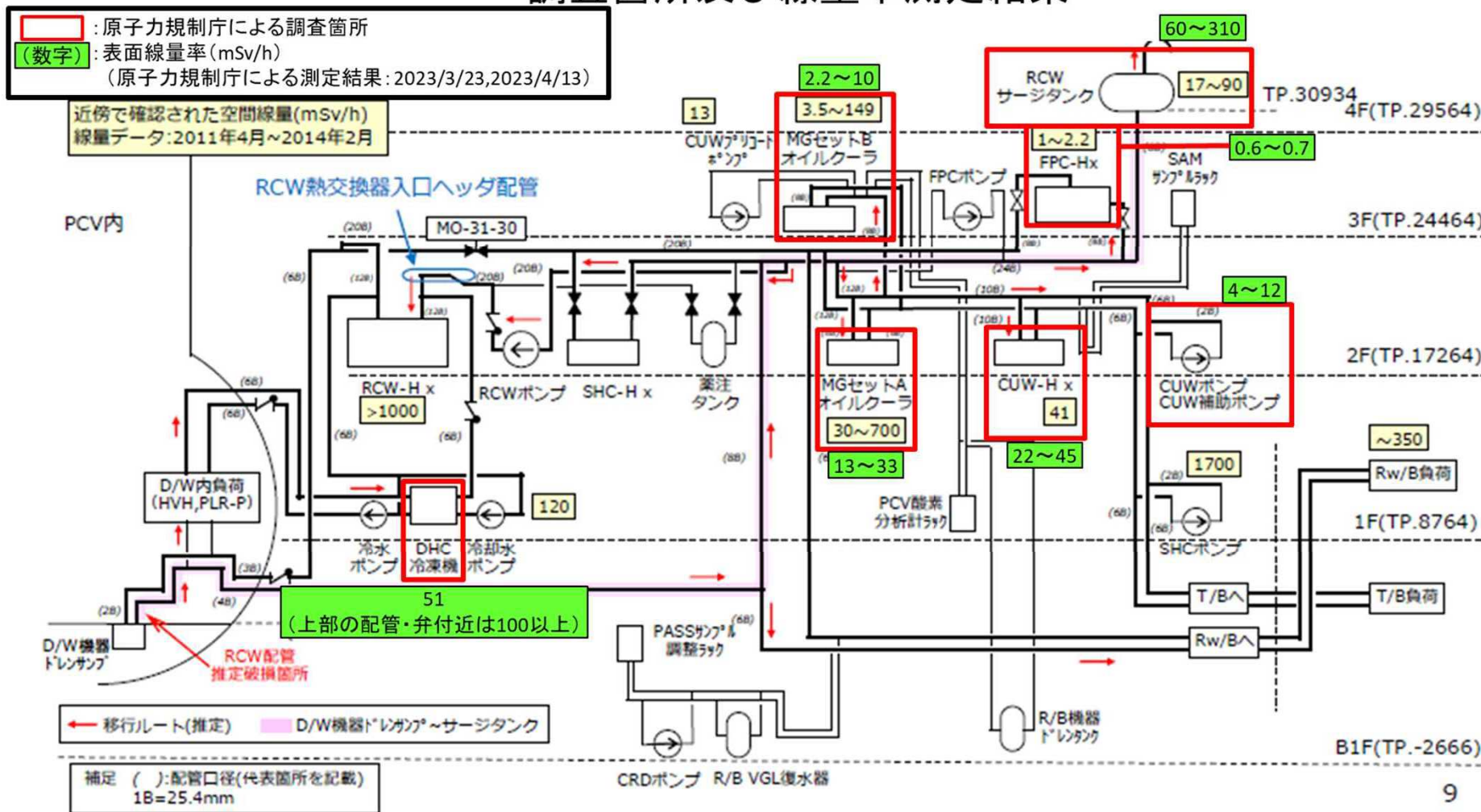


図面は、東京電力資料より抜粋、一部加工

写真は、いずれも2023年4月13日原子力規制庁撮影

## 2) 1号機原子炉補機冷却系(RCW)の高汚染 調査箇所及び線量率測定結果

格納容器内での配管損傷  
から系統の高汚染が生じた。



東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会(第36回)資料2-1から抜粋、一部追記

出典: 第37回事故分析検討会資料4 1号機原子炉補機冷却系統の現地調査の状況 原子力規制庁



### 3) 水素燃焼における可燃性有機ガスの影響

## 試験結果

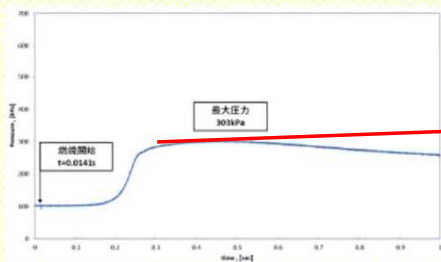
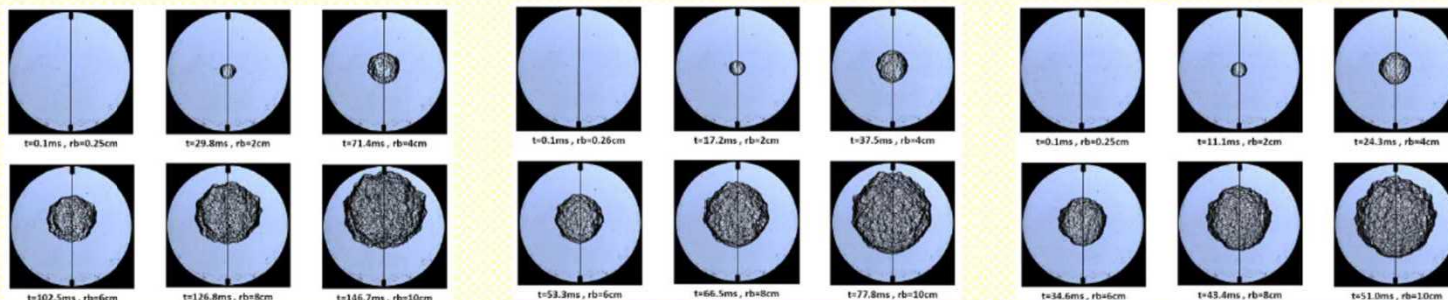


図3 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度0 vol%)

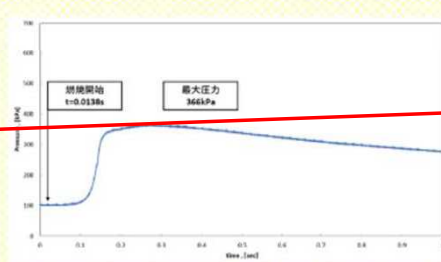


図6 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度1 vol%)

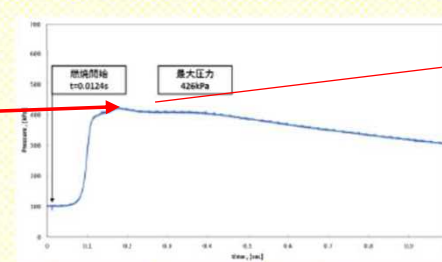


図7 シュリーレン画像と容器内圧力変化  
(水素濃度10 vol%、メタン濃度2 vol%)

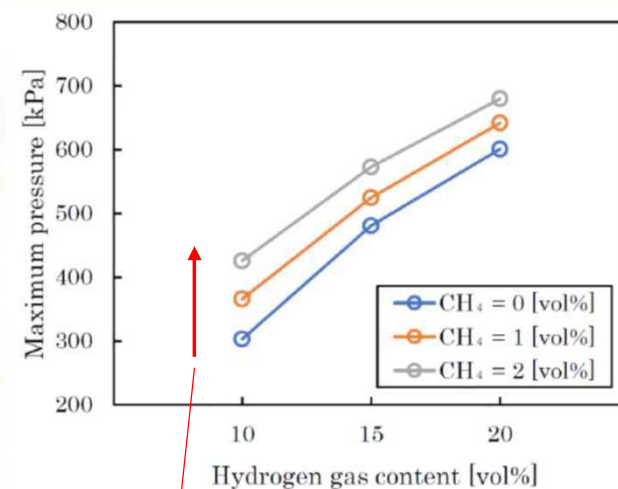


図12 容器内の最大圧力

メタン(CH<sub>4</sub>)の混合によって  
燃焼による最大圧力が増加  
する傾向が確認された。

出典：第37回事故分析検討会資料3  
東京電力福島第一原子力発電  
所事故時の水素爆発における  
可燃性有機ガスの影響に関する調査 長岡技術科学大学



3) 水素燃焼における可燃性有機ガスの影響

3-6. 1F3号機発生ガス総量



■ケーブル4種、塗料2種、保温材2種、潤滑油1種から発生するガス濃度  
(1F3D/W、水蒸気97%+窒素3%環境下)

1F3の格納容器内ケーブル、塗料、保温材、潤滑油の想定物量総量と  
ドライウェル空間容積より発生ガス総量 (vol%) を算出

\*：一部未測定

試料		発生ガス総量 (vol%)		ガス物性
環境		水蒸気+窒素		燃焼(爆発)範囲 (vol%)
温度(°C)	°C	RT~1000		
H2	vol%	2.46E+01		4~75.6
CO	vol%	4.73E+00		12.5~74
CO2	vol%	2.12E+00*		-
炭化 水素	CH4	vol%	4.85E+00	5.0~15
	C2H4	vol%	2.05E+00	2.7~36
	C2H6	vol%	3.16E-01	3.0~12.5
	C3H6	vol%	4.45E-01	2.0~11
	C3H8	vol%	7.09E-02	2.1~9.5
	i-C4H10	vol%	1.47E-03	1.8~8.4
	n-C4H10	vol%	4.15E-02	1.6~8.5
	i-C5H12	vol%	2.76E-02	1.3~7.6
	n-C5H12	vol%	3.29E-02	1.5~12.5
上記以外のC1~C5(CH4換算値)		vol%	8.39E-01	-
NH3	vol%	7.03E-06		15.0~28
H2S	vol%	1.92E-02		4.0~44

格納容器内のケーブル、塗料、保温材、潤滑油等の加熱(水蒸気+窒素環境下で1000°C)によって、数vol%のメタン(CH<sub>4</sub>)等が発生する可能性が示唆される。

出典：第37回事故分析検討会資料  
2-2 ケーブルなどから発生する可燃性ガス発生量評価及び可燃性有機ガス燃焼試験進捗状況 東京電力ホールディングス株式会社

## 引用等

○第37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5年4月24日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000085.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000085.html)

○第36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5年3月7日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000084.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000084.html)

○第35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5年1月13日)

[https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko\\_bunseki01/140000083.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/yuushikisya/jiko_bunseki01/140000083.html)