

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

■ 2020年9月16日(水) 13:00 ~ 14:30 | 会場 Zoomルーム10

[1J_PL] 福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

座長:宇根崎 博信(京大)

[1J_PL01] 福島第一原子力発電所デブリの概況について

*倉田 正輝¹ (1. JAEA)

[1J_PL02] 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

*奥村 啓介¹ (1. JAEA)

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in
Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(1) 福島第一原子力発電所デブリの概況について

(1) Current understanding of fuel debris accumulated in Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

*倉田 正輝¹¹ 原子力機構 廃炉国際共同研究センター

1. はじめに

東京電力福島第一原子力発電所（1F）の事故により、核燃料を約 300 トン含有し、鋼材やコンクリートなどの構造材を含めるとその数倍の重量の燃料デブリが形成され、1～3 号機の原子炉圧力容器（RPV: Reactor Pressure Vessel）や原子炉格納容器（PCV: Primary Container Vessel）内に堆積していると考えられている。現在、『試験的な燃料デブリ取出し（2021 年見込み）』に向けて、様々な評価・検討が進められている。

計量管理は、燃料デブリの本格的な取出しに向けた重要課題の一つである。その検討には、燃料デブリの特徴をとりまとめ、データベースとして整備することが必要となる。本講演では、廃炉・汚染水対策事業「総合的な炉内状況把握の高度化（H28-H29 年度）」において基本を整備し、東京電力において新たな知見を随時付記しながら高精度化を進めている『炉内状況推定図』等を用いて、現状で予想されている号機ごと領域ごとの燃料デブリの特徴およびその不確かさについて報告する。

2. 炉内状況推定図[1]

2-1. 評価の概要

上述の補助金事業では、コアチーム（BWR プラント、シビアアクシデント（SA）解析、先進的解析手法、伝熱、流体、核燃料や核分裂生成物（FP: Fission Products）のふるまい、模擬試験技術等の専門家集団）を結成し評価を行った。まず、現状で活用できる知見・データ（事故時プラントデータ、冷温停止以降の現場データ（温度変化等）、ミュオン観測や様々な SA 解析コードによる評価結果、先進的解析手法や模擬試験による事故進展要素現象の評価、PCV 内部観察の結果、1F で取得されたサンプルの分析、従来実施された SA 模擬試験、TMI-2 事故解析の結果、等）を網羅・整理し、燃料デブリが堆積している 1～3 号機について『情報集約図』を作成した。次に、各号機ごとに関連する情報を照らし合わせて、RPV および PCV 内の状況（燃料デブリやその他堆積物・破損物の状況）を推定し、その推定根拠を示しつつ『炉内状況推定図』としてとりまとめた。『炉内状況推定図』は、東京電力による高精度化が継続されている。

2-2. 燃料デブリ等の堆積物の分布と分類方法

炉内状況把握に期待された役割は、燃料デブリが事故炉のどこにどの程度存在しているかを提示することであった。しかし、これまでに従来知見・データだけでは、燃料デブリの存在部位と物量を正確に評価することは困難であった。そこで、現状で最も確からしい燃料デブリの堆積状態を概念図として示すこととした。表 1 は堆積物の種類や破損状態を示す凡例である。まず、RPV 内の炉心部では、燃料棒の一部が切り株状に残留、そこに崩落したルースデブリ（ UO_2 燃料ペレットや酸化したジルカロイ（Zry）被覆管等の混合物で、完全には熔融に至らなかったためポーラスな形状を維持しているもの）が付着している可能性を考慮し

表 1 炉内状況推定図の凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ(多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ(金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD(内部にデブリ)
	シュラウド
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物(材質不明)

た。RPV 内の下部プレナムでは、形状をほぼ維持した、あるいは破損・崩落した制御棒案内管 (CRGT: Control Rod Guide Tube) の残留、炉心から崩落したルースデブリの残留、ルースデブリと冷却水との反応で形成されると推定した粒子状デブリの堆積、さらにこれらのデブリが溶融・凝固して形成される稠密な酸化物デブリの堆積とその制御棒駆動機構 (CRD: Control Rod Drive) 内への侵入、金属系デブリ (合金あるいは化合物) の溶融・凝固物の堆積と CRD への侵入や下部ヘッドとの金属どうしの化学反応、等を考慮した。さらに RPV 下部ヘッドの外部に取り付けられた CRD の破損とその外表面への金属系あるいは酸化物系のデブリ付着の可能性を考慮した。PCV 内のペDESTAL (RPV 直下の円筒形の領域) とドライウェル (ペDESTAL の外側の領域) については、酸化物系や金属系デブリの RPV からの移行と堆積、粒子状デブリの形成、1 号機内部観察で観測された泥状の堆積物、2 号機の内部観察で観測された一部未溶融の燃料集合体部材、SA 解析で予想されるコンクリートとの反応生成物の形成、等を考慮した。

2-3. 1 号機の事故進展の概要

図 1 に 1 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。1 号機では、全電源喪失以降約 3 時間、非常用復水器 (IC: Isolation Condenser) による炉心冷却が行われたが、それ以降の注水は不可能となった。このため、比較的短時間で炉心溶融して RPV 破損し、ほとんどの燃料デブリがペDESTAL に移行したと推定されている。ペDESTAL 移行後にも、少なくとも数時間は消防車による注水がない状態が継続され、燃料デブリとコンクリートとの反応が進行した可能性が高い。しかし事故時のプラントデータがほとんど計測されておらず、またペDESTAL 内部調査も行われていないため、他の号機に比べ、不確かさが大きい。

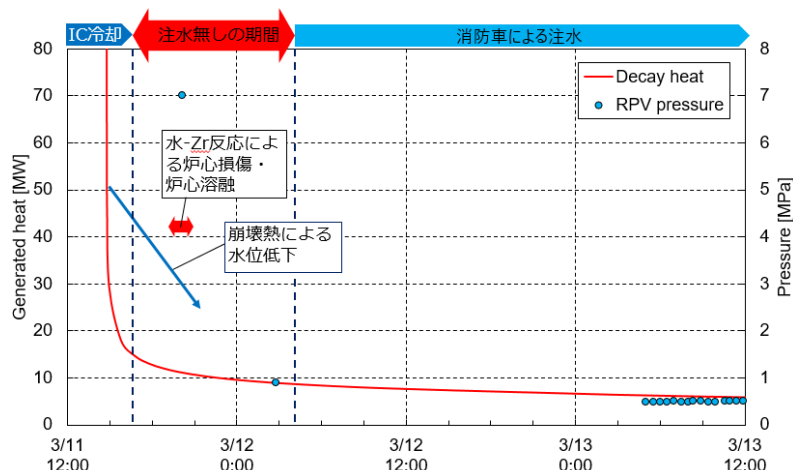


図 1 1 号機の事故シーケンスの概要

2-4. 2 号機の事故進展の概要

図 2 に 2 号機の事故シーケンスの概要 [2] を示す。2 号機では、原子炉隔離時冷却系 (RCIC: Reactor Core Isolation Cooling System) により、3 月 14 日の 10 時ごろまで炉心冷却されたが、それ以降注水が不可能になり、炉心水位の低下と RPV 圧力上昇が起こった。同 18 時ごろに消防車による注水を行うために、RPV 内をいったん減圧する作業 (SRV 手動開) を実施した。これにより冷却水の急速な減圧沸騰が起こり、冷却水の水位は有効燃料底部 (BAF: Bottom of Activated Fuel) 以下にまでいったん低下し、炉心は極めて短時間で完全に露出された。このため、少なくとも数時間は、水蒸気がほとんど供給されない条件 (水蒸気枯渇条件) で燃料破損・溶融が進行した可能性が高いと考えられている。また、炉心溶融開始後に RPV の圧力上昇が 3 回観測され、大規模な炉心物質の崩落や、冷却水と炉心物質との化学反応が生じていると予想される。3 回目以降では RPV と PCV の圧力がほぼ等しくなったことから、その段階で RPV が大きく破損した可能性が高い [3]。

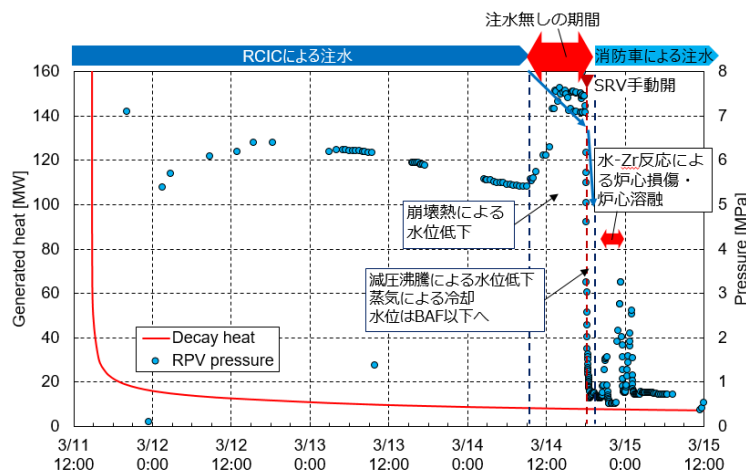


図 2 2 号機の事故シーケンスの概要

2-5. 3号機の事故進展の概要

図3に3号機の事故シークエンスの概要[2]を示す。3号機では、RCICと高圧炉心注水系（HPCI：High Pressure Coolant Injection）が3月13日の2時ごろまで稼働した後、消防車による注水が始まるまでの約8～10時間の間に炉心溶融が進んだと考えられている。従って、2号機と異なり、冷却水水位は少しずつ低下し、水蒸気が十分に供給される条件で燃料溶融開始したと評価されている。このため、燃料崩落前にZryの酸化がかなり進行した可能性がある。このことから、2号機と3号機では、燃料物質が下部プレナムに崩落した段階で、未酸化の金属系成分の残留量と崩落物質の持っている熱エネルギー量がかなり異なっていた可能性が唆されている[3]。これらは、下部プレナムでの炉心物質の堆積・除熱・再溶融現象や構造材との化学反応に影響した可能性が高く、ペデスタル移行のメカニズムにも影響した可能性が高いと考えられている。

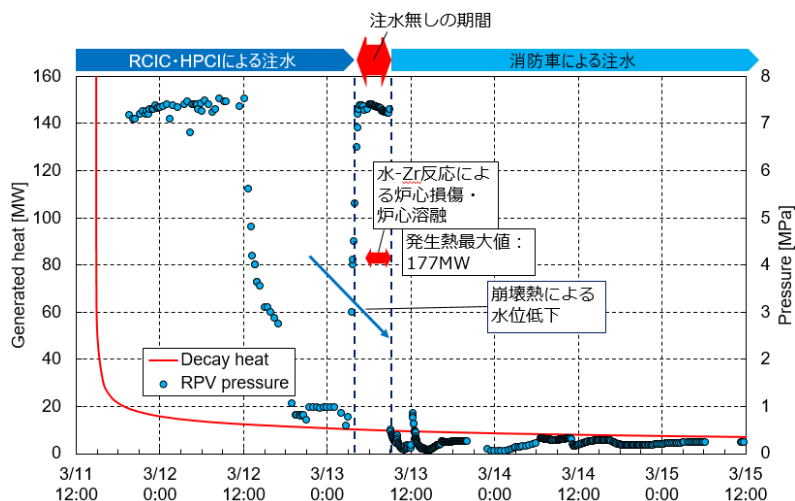


図3 3号機の事故シークエンスの概要

3. 燃料デブリ等の堆積物の特徴

ここでは、事故シークエンスやそれ以外の情報・知見を参考にとりまとめた『炉内状況推定図』を示し、領域ごとでの燃料デブリの特徴について、現状での予測をまとめる。

3-1. 1号機の炉内状況推定図

図4に1号機の炉内状況推定図を示す[3]。1号機では、RPV内に残留する燃料デブリは最も少ないと考えられるが、切り株燃料、CRGT、様々なタイプの燃料デブリが少量残留している可能性を排除できない。CRDには燃料デブリの侵入や付着の可能性がある。

PCV内では、ペデスタルからドライウェルにかけて大量の燃料デブリが存在すると推定される。RPVから崩落してきた炉心物質とペデスタル内のコンクリートや鋼材等との反応に係る知見が十分でないため、燃料デブリ等の堆積・分布の不確かさが大きい。現状では様々な可能性を並列して考慮しておくのが妥当であろう。溶融した炉心物質とコンクリートとの反応（MCCI：Molten Core Concrete Interaction）が十分に進んだシナリオでは、ペデスタル底部のコンクリート内に燃料デブリが大きく広がったと予想される。これに対し、MCCIが大規模に発生しなかったシナリオ（後の3号機に類似）では、コンクリート面上に燃料デブリが堆積している可能性が考えられる。両シナリオでは、燃料デブリ中の核物質濃度や分布が大きく異なる。

また1号機のドライウェルには、最大1m以上の厚さで泥状物質が堆積していることがわかっている。サンプル分析結果によると、その主成分は鉄やシリコンなどの構造材に由来する物質である。核燃料物質は、数ミクロンサイズのU含有粒子として少量検出されている。

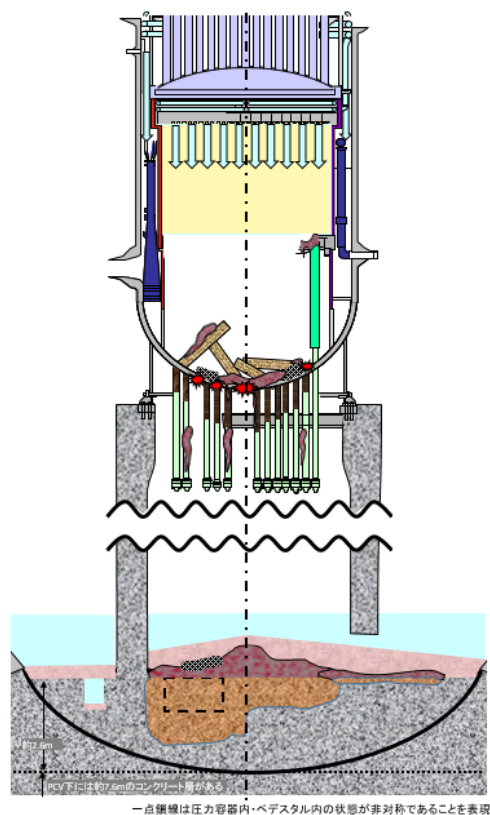


図4 1号機の炉内状況推定図

MCCI が進行したシナリオでは、表面クラストが形成されて除熱が進まず、熔融状態が一日以上継続した可能性がある。この場合には、燃料デブリ中に大量のコンクリート成分が混入する。さらにその凝固に時間がかかるため、凝固時に成分偏析した可能性も示唆される。チェルノブイリ原発事故で形成された LAVA は大量のコンクリートとの反応生成物であるため、計量管理について、その特性が参考になる可能性がある。LAVA 中には黒色層と褐色層が形成され、それぞれのウラン濃度は約 8wt%、約 4wt% であった[4]。MCCI が進行しないシナリオでは、3 号機の堆積状態が参考になる可能性があるが不確かさが大きい。泥状物質中の核物質濃度はあまり大きくないが、泥状物質の物量自体が多いため、含有される核物質総量の評価のためにはサンプル分析データの蓄積が不可欠である。

3-2. 2 号機の炉内状況推定図

図 5 に 2 号機の炉内状況推定図を示す。2 号機の RPV 炉心領域には、切り株状燃料やルースデブリ、いったん熔融して凝固した酸化物燃料デブリが残留している可能性がある。下部プレナム領域に、燃料デブリの大半が存在している可能性が高く、その形態はルースデブリ、熔融・凝固した酸化物デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と予想されている。また、CRGT が一部倒壊、一部未破損で残留していると予想される。計量管理に関しては、ルースデブリ中の核物質濃度が最も高いと考えられるが、いったん熔融する過程を経ていないと予想され、今後のサンプリングにより、かさ密度や Zry の混入量などを調査する必要がある。いったん熔融・凝固した酸化物系デブリについては、TMI-2 事故の燃料デブリや様々な SA 模擬試験の燃料デブリの分析値が参考になると考えられる。UO₂:ZrO₂ のモル比として 1:3 (TMI-2 事故) から 2:3 程度 (VULCANO 試験) が一つの目安となろう。粒子状デブリは、酸化物系デブリが破碎したものと考えられる。いずれもサンプル分析による確認が不可欠となる。CRD の根本部分には、燃料デブリとみられる物質が RPV から染み出すように付着しているのが PCV 内部観察で見られている。これはその外観から酸化物系デブリの可能性がある。その一部がペデスタルに崩落した可能性がある。

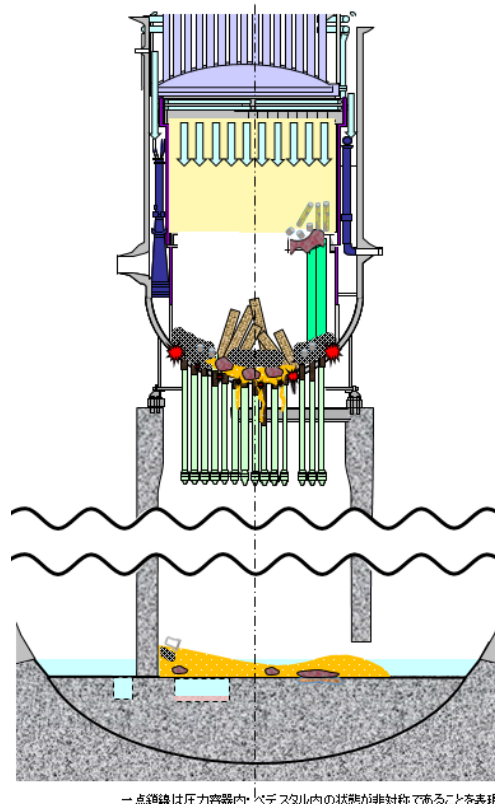


図 5 2 号機の炉内状況推定図

PCV 内ペデスタルには、主に RPV から崩落してきた金属デブリが存在すると予想されている。金属系物質中の核物質濃度はあまり高くなく不純物程度と予想されるが、事故シナリオによっては金属ウランが少量(最大で 1mol%程度)含有されている可能性があり、今後の確認が必要である。また、酸化物系デブリやルースデブリ等が金属系物質の移行に巻き込まれペデスタルに少量移行した可能性が高い。RPV 底部から崩落した物質は酸化物系デブリとなる可能性が高い。2 号機では MCCI はほとんど発生しなかったと考えられている。

3-3. 3 号機の炉内状況推定図

図 6 に 3 号機の炉内状況推定図を示す。3 号機の RPV 内炉心領域には、2 号機と同様の物質が残留していると予想されているが、炉心物質のペデスタル移行が進んだため、その物量自体は少ないと考えられる。計量管理の考え方は、2 号機と同様になる可能性がある。

PCV 内のペデスタルには、主に RPV から崩落してきた炉心物質が鋼材系の構造物を巻き込むようにペデスタルコンクリート面の上に堆積していることがわかっている。堆積高さは最大で 3m 以上に及んでいる。破損した金属系の構造物が完全に熔融されずに形状を保っていること、堆積物の中央に小山のような状況が観測されること、等から、RPV から移行してきた燃料物質は完全に熔融した状態ではなく、固体と液体の混合状態

であった可能性が強く示唆される。また、炉心物質全体での理論密度を考量すると、ペDESTAL堆積物質はその2～3倍の体積を有しており、内部に空洞が多いと考えられる。

これらのことから、ルースデブリ、酸化物系デブリ、粒子状デブリ、金属系デブリ等と構造材がマクロに混在して堆積している可能性が高い。計量管理では、これらの多様な物質の混在状態を考慮する必要がある。ここでも、特に堆積物深さ方向の情報蓄積（サンプル分析や事故解析）が重要である。

4. まとめ

現時点で、原子力機構や東電の専門家により認識共有されている、最も確からしい事故シークエンスと炉内状況推定図を紹介し、それに基づいて燃料デブリ等の特徴を考察した。評価の不確かさはあるが、燃料デブリ中の核物質濃度はいくつかのカテゴリに分類できる可能性があること、各号機の領域ごとに燃料デブリの特徴と主要な堆積物の種類がかなり異なっていること、などが示唆される。本稿ではPuの分布については触れなかったが、その化学的な特徴を考慮するとマクロにはUに同伴していると考えられる。一方、化学的環境の違い（酸素ポテンシャル、温度等）による蒸発や偏析については、PuとUでやや挙動が異なるため、Puを含有するダスト等が少量形成され飛散した可能性は否定できない。この点も分析による確認が必要となろう。

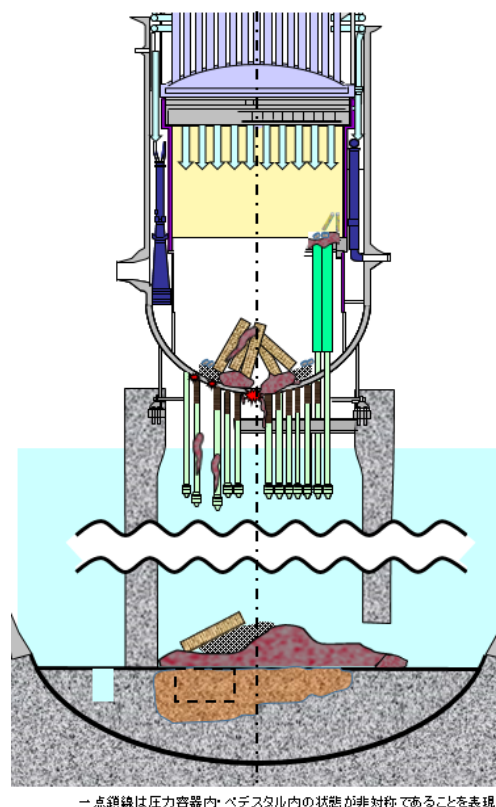


図6 3号機の炉内状況推定図

参考文献

- [1] 国際廃炉研究開発機構, “廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）” http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf; (current as of Jan. 10, 2020).
- [2] S. Mizokami., “Current status and recent investigation result of Fukushima Daiichi,” PLENARY SESSION, ERMSAR2019, Prague, Czech Republic.
- [3] T. Yamashita et al., “Comprehensive Analysis and Evaluation of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2,” Nuclear Technology, DOI: 10.1080/00295450.2019.1704581. (in press)
- [4] B. Burakov, “Material study of Chernobyl ‘lava’ and ‘hot’ particles,” International Experts’ Meeting on Decommissioning and Remediation after a Nuclear Accident, Vienna, Austria, 28 January - 1 February 2013, <https://www-pub.iaea.org/iaeameetings/IEM4/30Jan/Burakov.pdf>

*Masaki Kurata¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

福島第一原子力発電所デブリの計量管理技術の現状と今後

Status and Future Prospects on Technologies for Material Accountancy of Fuel Debris in
Fukushima-Daiichi Nuclear Power Station

(2) 燃料デブリ計量管理のための非破壊測定技術の課題と方策

(2) Issues and measures of non-destructive assay technologies for material accountancy of fuel debris

*奥村 啓介¹

¹原子力機構 廃炉国際共同研究センター (CLADS)

1. はじめに

東京電力 HD 福島第一原子力発電所 (1F) からの本格的な燃料デブリの取出しに向けて、原子力機構では大学や他の研究機関と連携し、格納容器 (PCV) 内に分布する燃料デブリの探査技術開発の他、容器に収納された燃料デブリ内の核燃料物質を非破壊測定により評価する技術、あるいは、燃料デブリと廃棄物を仕分けする技術の開発を進めている。本講演では、1F 燃料デブリの特殊性に起因するこれらの技術開発における課題とその課題解決のための候補技術や技術開発の現状について報告する。

2. 格納容器内の線量率分布と燃料デブリ探査技術

1F 各号機の PCV 内における燃料デブリの分布と性状は、東京電力 HD と国際廃炉研究開発機構 (IRID) を中心に進められており [1]、1F の事故進展解析、TMI-2 燃料デブリや模擬燃料デブリの分析、ロボットを使った内部調査等により徐々に明らかにされつつあるが、未だ実際の 1F 燃料デブリの分布や性状が確認されているわけではなく、今後の内部調査の進展や燃料デブリ採取と分析に期待が寄せられている。

原子力機構では、これまでの事故進展解析や内部調査等の結果を利用して、PCV 内のガンマ線の線量率分布予測をモンテカルロ法による放射線輸送計算により行っている [2]。図 1 は、各号機に対する最近の解析結果の例を示したものである。PCV 内の主なガンマ線源は、1) 溶融燃料から放出された ^{137}Cs 、2) 事故前に燃料集合体または炉内構造物中の微量不純物の放射化により生成された ^{60}Co 、および 3) 原子炉圧力容器 (RPV) 底部及びペデスタル内外に存在していると考えられている燃料デブリである。これらの解析結果から推測されることは、従来の内部調査に使用されてきた小型の線量計 (付与エネルギー領域全体で積分された電気信号) によるガンマ線測定だけでは、汚染 Cs と燃料デブリの区別は容易ではなく、PCV 内の燃料デブリの分布を線量率だけから予測することは難しきであろうという点である。

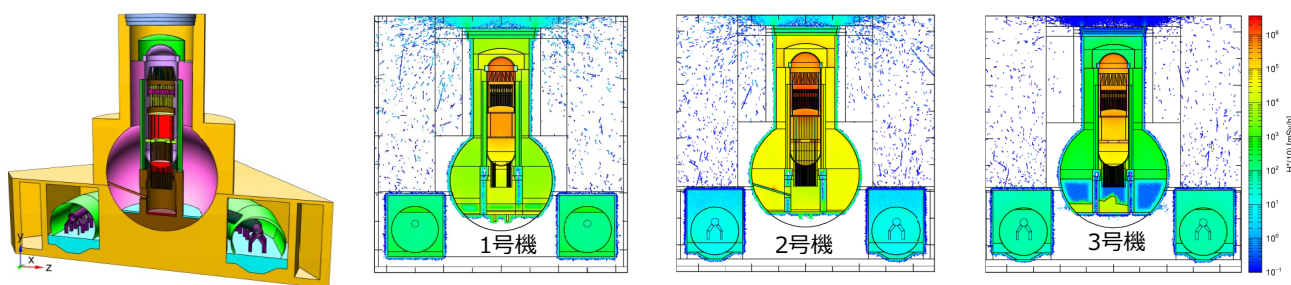


図 1 PCV 内線量率計算モデルと 2021 年 3 月時点の線量率分布予測結果の例

PCV 内の燃料デブリ分布を効率的に探査するためには、汚染 Cs と区別できる燃料デブリ特有の放射線を検知する方法が有効であり、それらは以下のものが考えられる [3]。

*Keisuke Okumura¹

¹Japan Atomic Energy Agency, Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

※2020 春予稿からの転載

- ^{134}Cs や ^{137}Cs ($^{137\text{m}}\text{Ba}$) による放出ガンマ線とその散乱線の影響が少ない約 1MeV 以上のアクチニド核種との随伴性が期待できるランタノイド核種が放出するガンマ線の検知。例えば、 ^{154}Eu の 1.27 MeV や ^{144}Ce (^{144}Pr) の 2.19 MeV などが候補に挙げられるが、 ^{144}Ce の半減期は 285 日で長期間にわたっては使えないため、 ^{154}Eu の 1.27 MeV ガンマ線の検知が有力な候補となる。検出器は、号機や探査部位に依存して図 1 に示した線量率以上の耐放射線性が求められ、 ^{60}Co の 2 本のガンマ線 (1.17 MeV, 1.33 MeV) と区別可能なエネルギー分解能を有することが求められる。
- 中性子線の検知。主に ^{244}Cm が放出する僅かな自発核分裂中性子、それによる誘起核分裂中性子、アクチニド核種の α 崩壊による (α, n) 反応により発生する中性子のいずれも燃料デブリ起因と判断できる。中性子束のレベルは、ウラン濃度が比較的高い燃料デブリ組成を想定すると、 $10^5/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度と推察されるが、探査部位や燃料デブリの性状によっては、ウラン濃度が低い場合も考えられるため、高いガンマ線環境下で $10^2/\text{cm}^2/\text{s}$ 程度の検出限界は必用と考えられる。
- (n, γ) 反応や (n, f) 反応に起因する比較的高いエネルギー領域に発生するガンマ線の検知。例えば、水没した燃料デブリの近くであれば、 $\text{H}(n, \gamma)$ 反応による 2.2 MeV の捕獲ガンマ線などが検出できる可能性がある。

いずれの方法にしても、PCV 内で利用するためには、小型軽量、耐放射線性、高検出効率、エネルギー分解能、高圧電源不要、などの多くの制約条件があり、これらの条件を満足する検出器開発は、現在 IRID の他、CLADS が運営する公募研究事業「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」[4]などで研究開発が進められている。

3. 1F 燃料デブリの非破壊測定技術の課題

PCV 内から取出した燃料デブリを対象とする非破壊測定技術に期待されるのは、保障措置対応、臨界安全性評価、燃料デブリ・廃棄物仕分け、処理処分のための核種インベントリ評価など数多くあるが、現在のところ既存の非破壊測定装置を 1F 燃料デブリにそのまま適用することは困難であり、1F 燃料デブリに適用できる非破壊測定技術は世界的に見ても研究開発段階にある。これは、以下のような多くの課題による[5]。

【放射線計測に係る課題】

- 1) ^{137}Cs や ^{60}Co 等によるバックグラウンド(BG)ガンマ線レベルが非常に高く、ホットセル内遠隔操作により BG からデブリ特有放射線の弁別が必要。
- 2) BG ガンマ線やデブリ特有放射線の強度範囲が広く、計測システムの放射線遮蔽の最適化が困難。
- 3) 収納容器の径が大きくなるほど、ガンマ線の自己遮蔽効果は大きく、中性子透過率は小さくなる。
- 4) 中性子吸収材(ボロン, 可燃性毒物(Gd), 燃料デブリ取出し作業時に投入される臨界防止材)が多く含まれる場合には、熱中性子の計測が妨げられる。
- 5) 燃料デブリ取出しが長期化すると比較的短い半減期の放射線は検出できなくなる可能性がある。
- 6) 高ガンマ線と低中性子線の混合場による試験フィールドの準備が容易でない。
- 7) 性状や組成が多様な燃料デブリに対する検量線の作成方法の検討が必要。
- 8) 手法に依存して、核燃料物質がある場合でもそれを検出できない場合がある (例えば未燃焼燃料)。

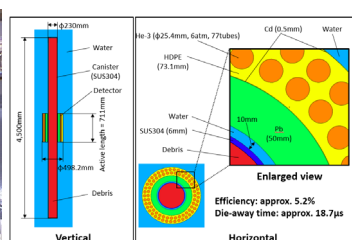
【測定量から核燃料物質質量評価に係る課題】

- 9) 使用済み燃料と異なり収納容器中の総ウラン量の把握が困難
- 10) 本格取出しでは、収納容器毎のサンプリング分析による組成把握は期待できない。
- 11) ^{244}Cm 実効質量などの測定量から間接的にウランやプルトニウム量を評価する手法の開発が必要。
- 12) 初装荷炉心で約 3 ヶ月後に事故が発生した TMI-2 炉心と異なり、平衡サイクル炉心の燃料が熔融混合しており、燃焼度範囲が広い (0~50 GWd/t) ため、燃焼計算による組成把握が困難。
- 13) 汚染 Cs の BG により、従来の Cs 核種を含む燃焼度相関の利用は期待できない。
- 14) 回収した燃料デブリの組成が炉心平均組成の周りに分布しない可能性がある。
- 15) 基礎的な実証試験でも核燃料物質取り扱い施設を利用する必要がある。

4. 燃料デブリの核燃料物質量評価を目指した非破壊測定技術の開発

直近の少量燃料デブリ取出しを想定した核燃料物質量評価を目的とした測定技術としては、レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法(LIBS) [6]や、可搬型高エネルギーX線源を用いた2色X線CTスキャン[7]などが検討されている。しかしながら、取出し燃料デブリの量が多くなるほど、あるいは大型容器に燃料デブリが収納された条件においては、これらの技術の適用は困難になると考えられる。このため、原子力機構では、図2に示す4つの非破壊測定技術を大型の燃料デブリ収納缶を対象とした非破壊測定技術の有力な候補として考え、機構内の他部署や他機関と協力して、非破壊測定技術の開発検討をモンテカルロシミュレーションベースで行ってきた[8~10]。その結果、それぞれの候補技術には一長一短があるため、取出し部位での性状や用途に応じて適切な技術を選定あるいは複数手法を組み合わせることが必要と判断された。

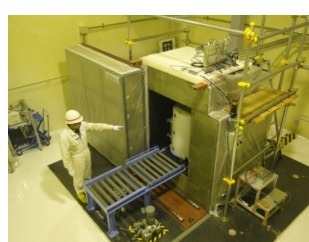
パッシブ中性子法 (パッシブ中性子同時計数法)



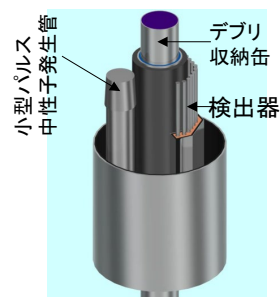
デブリ収納缶非破壊測定
シミュレーションモデル

MOX燃料用非破壊測定装置
(JAEA/プルトニウム燃料技術開発センター)

アクティブ中性子法 (高速中性子直接問いかけ法)

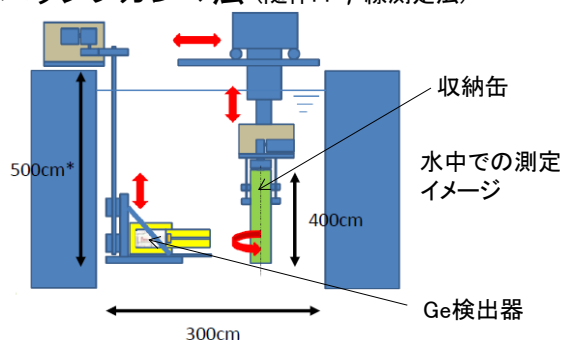


ウラン廃棄物用(JAEA人形峠)
の非破壊測定装置

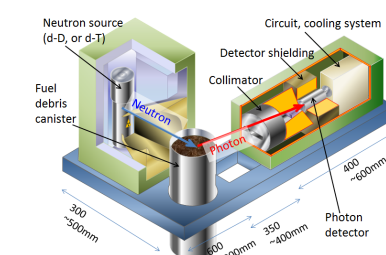


高速中性子直接問いかけ法による
デブリ収納缶非破壊測定装置

パッシブガンマ法 (随伴FPγ線測定法)



アクティブガンマ法 (NIGS法) 電力中央研究所



NIGS (Neutron Induced Gamma Spectrometry)
法によるデブリ収納缶NDA測定体系イメージ

図2 燃料デブリ収納缶の計量管理を目指した非破壊測定候補技術

例えば、アクティブ中性子法(高速中性子直接問いかけ法)は、上記の4手法のうち、唯一核分裂性核種の量を直接測定可能な方法であるが、原理的に容器内での熱核分裂により発生する高速中性子の容器からの漏洩を測定するため、容器内にボロンやガドリニウムなどの熱中性子吸収材が多く存在する場合には、測定自体ができないケースがありえる。一方、パッシブ中性子法は、 ^{244}Cm の自発核分裂中性子による高速中性子の漏洩量を測定し、容器内の中性子吸収や中性子増倍は2次的な補正量としての扱いをするため、中性子吸収材があってもロバストな測定が可能といった利点がある反面、測定量である ^{244}Cm 実効質量からウラン・プルトニウム量を燃焼計算の結果などを利用して間接的に評価する必要があり、測定量の精度が良くても間接評価の段階で大きな評価誤差を生じる欠点がある。また、パッシブガンマ法(随伴FPγ線測定法)は、燃料デブリ中のユーロピウム元素がウラン・プルトニウムと随伴していることを予めサンプリング燃料デブリの破壊分析などにより良く確認しておく必要がある。また、精度の良い計量管理に利用するためには、燃焼度が異なる混合燃料系に対する新しい燃焼度評価式の開発や、ガンマ線の多様な燃料デブリによる自己遮蔽効果の影響評価手法の開発などが必要とされる。アクティブガンマ法(NIGS法)は、今のところ計量管理に対する実

用実績はなく、核データや理論計算に頼るところも多いため、実核燃料物質を用いた要素試験などにより燃料デブリへの適用性を良く確認しておく必要がある。

これらの非破壊測定技術開発では、未臨界形状(直径 20cm 程度)の燃料デブリ収納缶を想定したシミュレーションで検討を行ってきたが、燃料デブリ取出しのスループットを向上させるため、収納容器サイズを更に大きくすることも期待されており、その場合には、容器に収納する前に単一ユニットとして十分な未臨界度が維持されることを確認するための測定も必要になってくる。この測定手法については、IRID により開発が進められている燃料デブリ取出し時の臨界近接監視手法(ファイマン α 法など)を炉外にも応用することが考えられるが、未臨界度が直接測定できなくても、上記で述べたような非破壊測定法により、取出した燃料デブリが無限体系で未臨界組成であることを確認する方法も有効と考えられる。

5. 燃料デブリと廃棄物仕分け方法の提案

容器に収納された燃料デブリや廃棄物の効率的な長期保管や処理・処分の観点から、PCV 内から取出される燃料デブリとそれ以外の廃棄物とを仕分ける技術開発も期待されている。図 3 は、その概念提案を示したものである。この概念では、PCV 内の放射線測定やカメラ映像等を含む内部調査結果やサンプリング分析結果により、予め各号機の部位ごとに臨界危惧の有無を判定し、 α 汚染は有っても確実に臨界危惧が無いと判断される部位については、臨界近接監視などを行わないなるべく迅速な取出し方法を適用する。取出し物質に対しては、ガンマ線の簡易測定に基づいて遮蔽厚が異なる大型の廃棄物容器を選定して収納し、アクティブ中性子法を適用する。臨界危惧や中性子吸収材が含まれると予想される部位(主に燃料デブリ)については、形状未臨界の細形容器に収納し、簡易的なガンマ線や中性子線測定に基づいて事前仕分けをし、最後にパッシブ中性子法とアクティブガンマ法によるウラン・プルトニウム量の粗い評価を行って、2 種類の燃料デブリに仕分けすることとしている。燃料デブリに対しては、保障措置への対応ができる評価精度は得られないかもしれないが、燃料デブリを遅滞なく取出すための一方策として提案するものである。

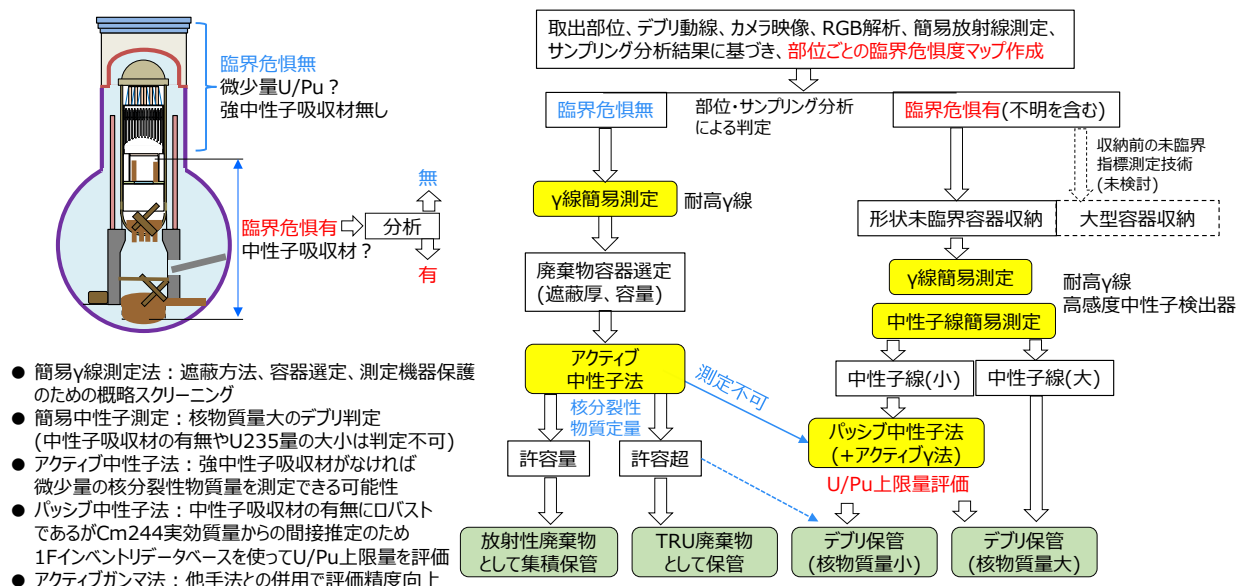


図 3 燃料デブリと廃棄物仕分けの概念提案

6. おわりに

燃料デブリの本格取り出しに向けて、PCV 内燃料デブリの検知技術、燃料デブリ・廃棄物仕分け技術、容器に収納された燃料デブリ中の核燃料物質質量の評価技術の開発が期待されている。各技術開発の課題は同様なものが多いが、難易度はこの順番に格段に大きくなっていく。これらの技術開発でキーになると考えられるのは、今後実施が予定されている少量燃料デブリのサンプリングとその組成分析と考えている。例えば、ア

クティブ中性子法を適用する場合には、号機及び部位毎の中性子吸収材の有無やその濃度、パッシブ中性子法などの間接評価手法の適用を考える場合には、 ^{154}Eu や ^{244}Cm 等の測定対象核種とウラン・プルトニウムとの随伴性や、非破壊測定対象核種と評価対象核種量の相関関係の把握が重要と考えられる。

燃料デブリの非破壊測定技術の開発検討は、これまでは主にモンテカルロシミュレーションで行ってきた。多様な燃料デブリを想定したモックアップ試験の実施は、実際の燃料デブリの性状や組成の不確かさが大きい現状では、高額投資の判断が難しい状況にある。そこで、原子力機構の施設や装置を活用し、実核燃料物質を用いた非破壊測定法の要素試験が行える試験フィールドの整備を近年中に進める計画である。

【参考文献】

- [1] IRID, 研究開発公開資料, <http://irid.or.jp/research/>
- [2] K. Okumura, E.S.Riyana, W. Sato, et al., “A method for the prediction of the dose rate distribution in a primary containment vessel of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Progress in Nucl. Sci. and Technol.* 6, pp.108-112, (2019).
- [3] E. S. Riyana, K. Okumura, K. Terashima, “Calculation of gamma and neutron emission characteristics emitted from fuel debris of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 922 (2019).
- [4] 廃炉国際共同研究センター, 「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」
<https://fukushima.jaea.go.jp/hairo/task/>
- [5] 奥村啓介, 寺島顕一, 長谷竹晃, 他, “燃料デブリ収納缶の核物質計量を目指した非破壊測定技術の課題,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿, [2F09].
- [6] 赤岡克昭, 大場正規, 宮部昌文, 他, “レーザー誘起ブレイクダウン発光分光法によるウランスペクトルの測定 - 高分解能分光スペクトル (470-670nm) -,” *JAEA-Research 2016-005* (2016).
- [7] 小沢壱生, 三津谷有貴, 土橋克弘, 上坂充, 阿部弘享, 芝知宙, “可搬型 950keV/3.95MeV X 線源を使用した燃料デブリ内部の U/Pu 濃度推定に関する研究,” 日本原子力学会 2019 年春の年会予稿 [1G04].
- [8] 長谷竹晃, 能見貴佳, 米田政夫, 芝知宙, 名内泰志, 奥村啓介, 他, “福島第一原子力発電所における燃料デブリ中の核燃料物質定量に関する候補技術の特性研究, 日本原子力学会 2017 年春の年会 [2D18~2D23]、2017 年秋の大会[3L14~3L17].
- [9] T. Nagatani, M. Komeda, T. Shiba, et. al., “Characterization Study of Four Candidate Technologies for Nuclear Material Quantification in Fuel Debris at Fukushima Daiichi Nuclear Power Station,” *Energy Procedia*, 131, 258 (2017).
- [10] M. Maeda, K. Furutaka, M. Kureta, et.al., “Simulation study on the design of nondestructive measurement system using fast neutron direct interrogation method to nuclear materials in fuel debris”, *J. Nucl. Sci. and Technol.*, 56, 617 (2019).