

企画セッション | 委員会セッション：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

📅 2021年9月9日(木) 13:00 ~ 14:30 | 🏢 E会場

[2E_PL] 1F廃炉に向けた技術開発の現状

座長：関村 直人 (東大)

[2E_PL01] 公開シンポジウム報告

*中野 宏之¹ (1. 東電HD)

[2E_PL02] 英知事業の取り組み

*田川 明広¹ (1. JAEA)

[2E_PL03] Topics on Decommissioning Researches

Analysis of sim-debris of the bundle degradation tests

*Anton Pshenichnikov¹ (1. JAEA)

[2E_PL04] IRIDの研究開発概況

*奥住 直明¹ (1. IRID)

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

1F 廃炉に向けた技術開発の現状

Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(1) 公開シンポジウム報告

(1) Symposium2021 report

*中野 宏之¹¹ 廃炉委運営タスク，東京電力ホールディングス株式会社

1. はじめに

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会（以降、廃炉委）では、廃炉作業において解決すべき重要な課題の解決に向けて、廃炉の実施組織と積極的に意見交換を進めるとともに、多くの学協会と協働して、復興と廃炉を支援すべく積極的に取り組んでいる。また、課題を共有し広く意見を募る場として公開シンポジウムを毎年開催している（昨年度は新型コロナウイルスの影響で中止）。ここでは、2021年6月12日に開催した第5回シンポジウムの概要を報告する。

2. シンポジウム報告

今回のシンポジウムは、「廃炉 10 年目の課題と展望 ―より安全な廃炉に向けて―」をテーマに、座長を関村直人 廃炉委副委員長（東大）として、以下に示すプログラムで開催した。

シンポジウム「廃炉 10 年目の課題と展望 ―より安全な廃炉に向けて―」

開催日時と方法：2021年6月12日(土) 13:00～16:50 Zoom ウェビナー、

① 廃炉貢献への感謝状贈呈

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

講演 1：廃炉における安全マネジメントー高田孝（東大）

講演 2：福島第一原子力発電所の廃炉に向けたロボット技術の現状と課題ー大隅久（中央大）

講演 3：建屋の耐震性評価と維持管理ー瀧口克己（東工大）

講演 4：事故炉における強度評価の考え方ー鈴木俊一（東大）

講演 5：世界の事故炉の廃止措置（廃炉）と環境修復ー柳原敏（福井大）

④ コメンテーターと会場からの意見交換

課題への取り組み 目標達成までをどう進めるか

⑤ 閉会の挨拶

①～⑤の概要を以下に示す。

① 廃炉貢献への感謝状贈呈について

学術の実践に大きく貢献し、廃炉作業での技術の現場適用により難しい課題の解決に寄与され、安全かつ円滑な廃炉推進に寄与されたとして、福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒解体作業に従事された 2 名（沢田充佳氏（株式会社エイブル）、半澤大介氏（東京電力ホールディングス株式会社））に、廃炉委からの推薦に基づき、原子力学会長より感謝状が贈呈された。

② 廃炉委委員長からの挨拶と報告

宮野廣廃炉委委員長からは、廃炉委の活動の全般について報告した。これまではマスコミを通じての社会との対話に重きを置いた活動を進めてきた。これからは市民との直接対話にも取り組むとの方針が示された。

③ 廃炉委から見た廃炉の現状

廃炉各分野に対応する 5 分科会の技術検討の現状と展望について講演が行われた。内容のポイントは、講演のタイトルの通りである。なお、当日の講演資料は、日本原子力学会ホームページに掲載している。

④ コメンテーターと会場からの意見交換

日本原子力学会広報情報委員長（開催時）布目礼子氏をコーディネーターとして、コメンテーターに安藤淳氏（日本経済新聞社）、小林祐喜氏（笹川平和財団）をお迎えし、廃炉の課題への取り組みについて、技術的側面と社会的側面から意見交換を行った。技術的側面では、海外技術の導入は、またロボット技術開発において他分野との連携はどのようになっているか、貴重なデータ・事故のエビデンスの蓄積と保全はどうなっているか、などの意見に対して、海外との連携は広く十分に行われているが、ロボットなどは使用環境の条件が厳しく現状は海外技術の導入は必ずしもうまく行っていない、データの蓄積は重要と考えられ鋭意取り組みが始まっている、との説明があった。社会的側面では、社会とのコミュニケーションがうまく行っていない、学会として取り組むべきだ、との意見に対して、廃炉委としても積極的に社会、特に地元との対話に取り組んで行くことを表明した。

⑤ 閉会の挨拶

座長から、まとめとして、学会で扱っている問題は **public involvement**（住民参加）が重要な課題であるととらえており、まだまだ取り組みが足りないが、他の学協会との連携も含めて取り組んで行かなければならない、と締めくくった後、閉会の挨拶があった。

3. まとめ

公開シンポジウムは、学会として分かりやすく情報を提供し、広く意見を募る場として毎年開催している。ここで得られた意見を、課題解決に向けた取り組みにつなげ、今後の支援活動ならびに廃炉事業に役立てていく。

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Hiroyuki Nakano¹

¹ Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc.

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

1F 廃炉に向けた技術開発の現状

Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(2) 英知事業の取り組み

(2) Efforts of Decommissioning for the Nuclear Energy Science & Technology and Human Resource Development Project

*田川 明広¹¹ 日本原子力研究開発機構

1. 英知事業とは

1-1. 背景

東京電力福島第一原子力発電所（以下、「1F」という。）事故から10年が経過し、原子炉やサイト内の状態は安定しつつも、内部調査によって格納容器内の状況が少しずつわかり始めたところである。30年以上かかる廃炉作業を着実に進めるには、リスクを低減し、安全を確保する必要がある、そのために、多くの英知と新たな知見を結集する必要がある。

また、長期に亘る廃炉を完遂させるには、廃炉を担う人材育成が重要であり、日本及び世界の英知を結集して、この難関に取り組む必要がある。

文部科学省では、「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン（平成26年6月文部科学省）」等を踏まえ、平成27年度から「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」（以下、「英知事業」という。）を立ち上げ、「戦略的原子力共同研究プログラム」、「廃炉加速化研究プログラム」及び「廃止措置研究・人材育成等強化プログラム」を推進していた。

一方、日本原子力研究開発機構（以下、「JAEA」という。）では、平成27年に廃炉国際共同研究センター（現、廃炉環境国際共同研究開発センター（以下、「CLADS」という。))を組織し、平成29年4月の避難区域解除を機にCLADSの中核拠点である「国際共同研究棟」を富岡町に開所した。これまで、文部科学省が実施してきた英知事業は、CLADSにその英知を結集すべく、平成30年度新規採択分より、段階的にCLADSに移管してきた。CLADSは、研究機関として中心的な役割を担いながら、結集した英知による1F廃炉現場への実装を担う役割、研究人材を育成する役割を遂げる様々な取り組みを実施してきた。

平成30年度に採択した課題は、昨年度で当初研究期間の3年間を終え、英知事業としても一つの節目を迎えたことから、本報では、これまでの取り組み、並びに、その成果を報告する。

1-2. CLADSの目指す姿

CLADSは、1F廃炉に関する世界との連携を行うハブ(HUB)を目指した組織である。国内の他の研究機関や大学などと連携して研究を進めることで、廃炉に必要な基礎基盤研究のネットワークを形成し、長期的な廃炉に必要な人材の確保を図る。

1Fの廃炉は、今まで人類が経験した事の無い、困難でチャレンジングなものである。この経験を世界と共有しながら、人類に貢献する事を目的としている。

1-3. 研究プログラム

英知事業は、①原子力学全体を支えるような基礎・基盤研究を行う「共通基盤型原子力研究プログラム」、②1F廃炉の課題を解決するための「課題解決型廃炉研究プログラム」、③二国間の協力により研究を進める「国際協力型廃炉研究プログラム」、④研究人材を実効的な研究を通じて育成する「研究人材育成型廃炉研究プログラム」の4つの研究プログラムに再編している[1]。

これにより、令和3年度採択段階でJAEAとの間で48の研究代表、再委託を含めた延べ149のアカデミア

等との連携を図っている（令和3年7月20日現在）（図1）。

また、令和元年度から開始した研究人材育成型廃炉研究プログラムでは、JAEA におけるクロスアポイントメント制度、博士研究員制度等を活用して、大学と JAEA の間に“連携ラボ”と呼ばれる共同研究室を構築し、緊密に連携して研究を行っている。

CLADS では、得られた成果、知見を元に 1F 廃炉ニーズを解決する方策を検討し、東京電力等にソリューションを提案する活動を行うことで、より実効的な廃炉課題へのアプローチを行っている。

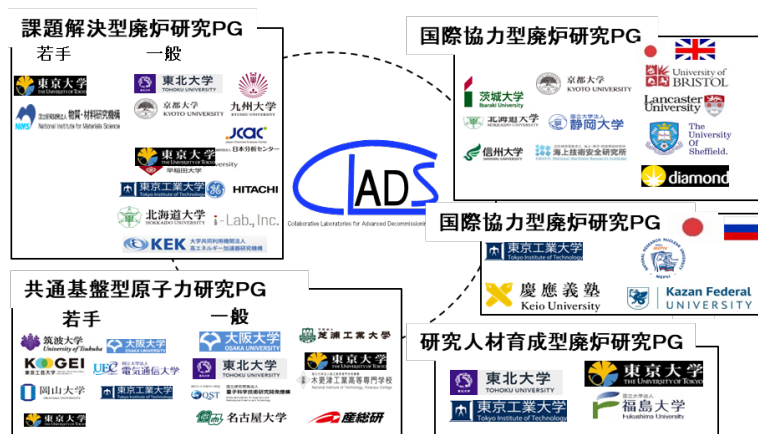


図1 英知事業によるアカデミア等との連携状況（令和3年7月20日現在）

2. 基礎・基盤研究と廃炉ニーズをマッチングさせる取り組み

2-1. 基礎・基盤研究の全体マップ

廃炉の研究は、汚染水除去からはじまり、遠隔操作技術、燃料デブリの特性、デブリ取出し手法、放射性微粒子拡散防止、水素管理、放射性廃棄物処理・処分、放射線計測、耐放射線機器、社会的合意形成など、極めて幅広い分野に及ぶ。それぞれの研究が、さまざまにリンクしており、原子力だけではなく、土木から化学、機械、電気など、ほとんどの工学分野にまたがっている。

このため、CLADS では、廃炉研究の「基礎・基盤研究の全体マップ（以下、マップという。）」を取りまとめてホームページで公開している（図 2）。ホームページでは、それぞれの研究領域をクリックすると、より詳細なニーズが示され、関連する研究がリストアップされる。

マップは、ニーズにより1F 廃炉全体を俯瞰しているが、そのすべてに研究リソースを投じられるものではない。そこで、マップの各ニーズ項目について以下の指標により機構内外の専門家による評価を実施し、ニーズに対して重要度評価を行い、その重要度を色分けして表示することで、何が重要であるか一目でわかるようにしている。

重要度は、縦軸に「1F 廃止措置へのインパクト」横軸に「より基礎的・原理的な研究が求められるか否か」とし、4 象限に分け、それぞれの象限を「応用・実用研究開発により課題解決につながる（赤色評価）」「基礎基盤研究の追求により課題解決につながる（青色評価）」「基礎基盤研究により知見が蓄積される（黄色評価）」「基礎基盤研究により将来的に知見が得られる可能性がある（白色評価）」として色分けし、それぞれの中間層はグラデーション表記している（図 3）。アカデミアが最も解決すべきは、1F 廃炉へのインパクトがあり、基礎基盤研究が求められる青色評価となる。赤色評価は、応用研究、実用化研究に近い研究分野となり事業者やメーカーが開発する研究領域に近い。これらの色分けを行ったマップは、1F 廃炉の進捗に合わせ、毎年更新する予定である。

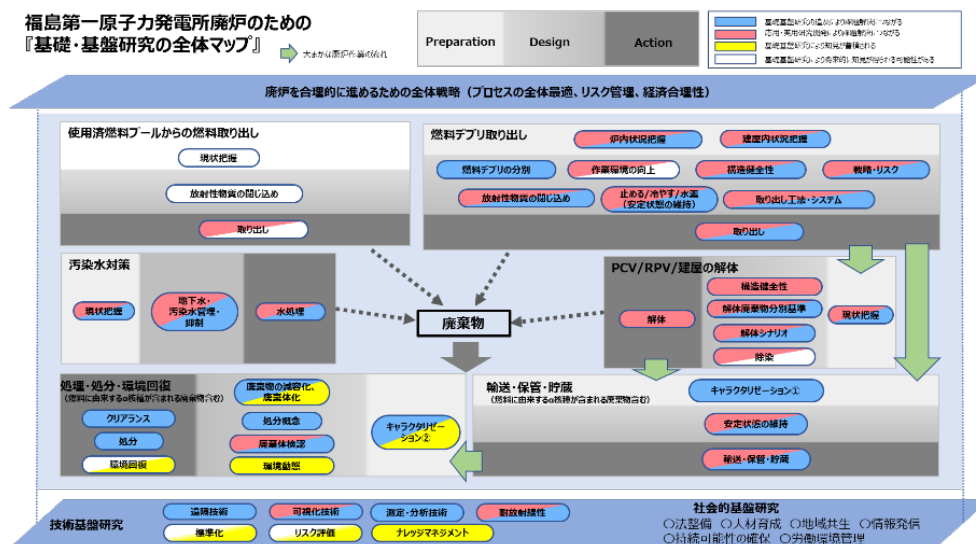


図2 基礎・基盤研究の全体マップ（2021年版）[2]

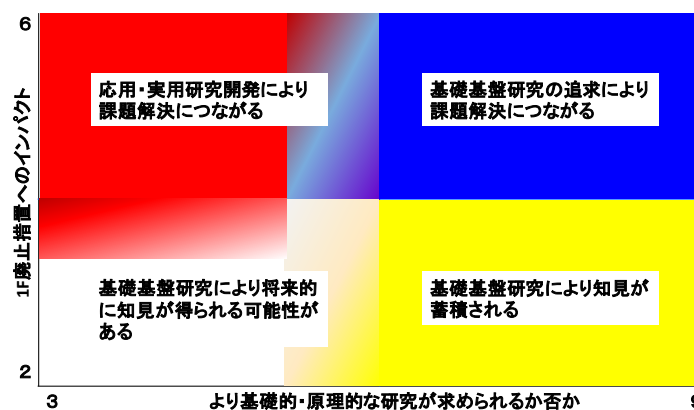


図3 重要度評価指標

今後、マップの精度を高めるとともに、ニーズにマッチングするシーズの提供を行う仕掛けとしていきたいと構想している。そのためには、ニーズ側、シーズ側お互いに2つのことを求めたい。1つ目は、ニーズ側はニーズを全て臆することなく公表していくことである。どうしても、こんなことができないのか？と問われるネガティブな捉えられ方を意識するがあまり、ニーズを全て公表しない場合には、非効率な研究開発とならざるを得なくなる。2つ目は、シーズ側は、現場ニーズにしっかりと適用させる研究を実施することである。研究者として、どうしても最先端を追い求めたくなることもあろうが、現場適用には効率性やコストも重要な要素である。また、使い勝手が悪いものは、結局使えないものともなりかねない。このニーズとシーズのマッチングを行うためのツールとしてマップの活用を期待している。

2021年版のマップは、令和2年4月に公表された、廃炉中長期実行プラン2020等の最新知見を取り込み、東京電力の現場担当者と1つ1つのニーズをひざ詰めで議論して取りまとめたものである。是非、研究を進める際には、自らの研究シーズがどのニーズを解決するものであるのか確認いただきたい。

2-2. 研究フォローへの取り組み

CLADSでは、専門家が集い議論する福島リサーチカンファレンス（以下、「FRC」という。）を定期的開催している。英知事業関連も同様にFRCとして開催し、研究開始直後にニーズ側と意見交換を行い、より現場ニーズを把握した研究実施が可能となる活動とともに、英国や露国との間では募集前にシーズのマッチングを二国間共催で開催することで研究者間の連携を強める活動を行っている。

研究開始直後にニーズ側との意見交換を通じて得られたコメントに対して、CLADSでは、JAEAプログラ

ムオフィサー（以下、「J-PO」という。）が研究者に寄り添った研究フォローを実施する体制を構築している。J-PO 制度は令和 2 年度から試行的に開始した制度であり、今後も不断の改善を通じて、研究者が研究を実施しやすい環境を整えていく。

また、時々刻々と変化する廃炉ニーズに対して柔軟に対応できるように、英知事業のプログラムオフィサー（以下、「PO」という。）の権限を強化し、研究実施の途中であっても計画の変更や予算の増額等を行える体制を構築することで、1F 廃炉現場の状況やニーズの変化に応じた研究を実施できるようにしている。

3. 研究人材育成の取り組み

3-1. 若手研究者参画への取り組み

英知事業では、30 年以上つづく 1F 廃炉に研究者を継続的に輩出できるように、課題解決を中心的に担える若手研究者の参画のために様々な若手研究者参画の取り組みを行っている。

若手研究者には、若手プログラムや各プログラムの中で研究責任者を担う仕掛けを取り入れている。また、博士課程の学生には CLADS に滞在して研究を実施し、日本学術振興会特別研究員 DC1 相当の研究奨励金を支給できる制度を活用している。また、学生全般に次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス（以下、「NDEC」という。）に参加し、自身の研究成果を発表する機会、廃炉現場の声を聴く機会を提供している。

また、国際的な連携とし、OECD/NEA の The Nuclear Education, Skills and Technology Framework（以下、「NEST」という。）を通じて、国内外の研究者を派遣、招聘し数か月滞在しながら研究を実施できる制度も行っている。残念ながら、コロナ禍により令和 2 年度は中止となったが、今後も継続的に実施していく予定である。

3-2. 遠隔操作技術者育成の取り組み

CLADS では、遠隔操作技術者育成の取り組みとして「廃炉創造ロボコン」を開催している。令和 2 年度はコロナ禍によりリモート開催となったが、最優秀賞を受賞した福島高専チームはすべての課題をクリアするまでに至った成果を収めた。

さらに、優秀な成績を収めた参加機関との間で民間企業と実際の研究連携に発展しているケースも報告されている。

4. 廃炉への実装事例

研究成果がニーズ関係者に触れる機会が増えるほど、研究成果を廃炉現場に実装できる機会が増える。

過去の英知事業では、得られた成果報告書は刊行物として国会図書館に収蔵されていたが、手軽に閲覧することはできなかった。そのため、CLADS では、報告された報告書については、JAEA レポート形式に取りまとめ、ホームページ[3]で公開、国会図書館に収蔵することで、より多くのニーズ関係者、研究者の目に触れるようにしている。

また、大学からのプレス発表等も行われている。マップの中でも報告書をリンクすることでニーズとそれに応じた研究成果に触れる機会を増やしている。このような活動を通じ、ニーズ側からの問い合わせが増加している。平成 30 年度に採択した東北大学の研究成果についても同様にニーズ側から問い合わせがあり、令和 3 年 6 月に 1F2 号機の原子炉ウエル調査に利用され、その成果が経済産業省の廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合で報告されている（図 5）。

英知事業では、このような良好事例を積み重ねられるために、今後もニーズ側との連携を強めていく。

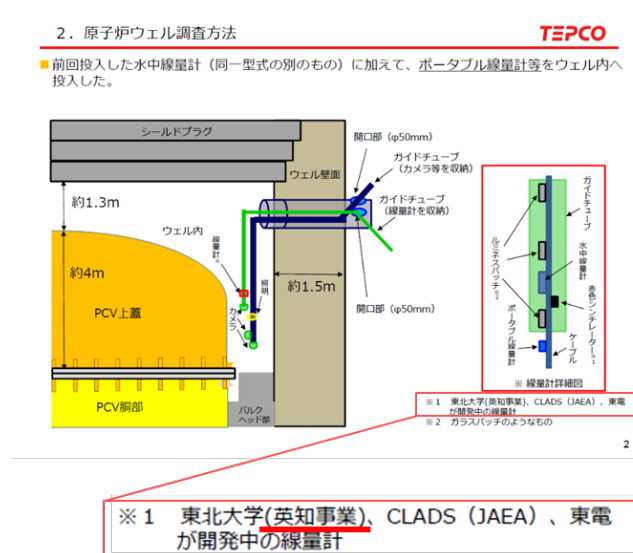


図 5 原子炉ウェル内調査結果[4]

5. まとめ

平成 30 年度から CLADS で実施してきた英知事業では、当初研究期間の 3 年を終えたばかりではあるが、1F 廃炉現場に実装できる成果が出つつある。時々刻々と変化する廃炉ニーズを積極的に捉える取り組みを継続しつつ、採択された研究に対して、課題解決に至るようなフォローを実施していく。

また、若手研究者や異分野の参画を積極的に促す取り組みを継続する。

6. 参考文献

- [1]英知事業, <https://clads.jaea.go.jp/jp/eichijigyo/>, JAEA WEB サイト
- [2]基礎・基盤研究の全体マップ, <https://clads.jaea.go.jp/jp/rd/map/map.html>, JAEA WEB サイト
- [3]JAEA Original Papers Searching System (JOPSS), <https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/abstracts>, JAEA WEB サイト(「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」で検索)
- [4] 廃炉・汚染水・処理水対策チーム会合／事務局会議（第 91 回）(令和 3 年 6 月 24 日) <https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2021/06/index.html>, 経済産業省 WEB サイト

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Akihiro Tagawa¹

¹Japan Atomic Energy Agency

Planning Lecture of Review Committee on Decommissioning of the Fukushima Daiichi NPS

Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPP

(3) Topics on Decommissioning Researches:

Analysis of sim-debris of the bundle degradation tests

*Anton Pshenichnikov¹, Yuji Nagae¹ and Masaki Kurata¹¹Japan Atomic Energy Agency**1. Introduction**

This year was a 10 years memorial date after large-scale severe nuclear accidents at the TEPCO HD (Tokyo Electric Power Company Holdings Inc.) Fukushima Dai-Ichi Nuclear Power Station (further referred to as 1F) had happened. A cooling function of the Unit 1 got out of control after the tsunami strike and ended up by an explosion the next day. Increased dose rate and continuing aftershocks of high magnitude exacerbated by a questionable accident management [1] resulted in a cascade of three meltdowns occurred in the units 1, 2 and 3 and three explosions destroyed buildings of the units 1, 3, 4, even though the Unit 4 was shut down (under maintenance) [2]. This scale of the accident was beyond all assumptions made by promoters and antagonists of nuclear energy.

Now TEPCO is facing a challenge of a complete decommissioning of the 1F as a measure of the recovery of the lands of the Fukushima prefecture and prevention of the further leaking of radioactive substances out of the damaged reactors. However, decommissioning of 1F is an extremely difficult task, since a gap in understanding of the accidents propagation does not allow us to get the knowledge on the fuel debris final distribution and properties in the damaged units. The direct investigations were also minimal because of the harsh radioactive environment in the reactor buildings.

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science (CLADS) was established in JAEA based on the acceleration plan for the 1F decommissioning to assist it by making R&D on the current challenging problems. The main objective of the studies was the investigation of a boiling water reactor (BWR) bundle degradation mechanisms in various atmospheres. Present test programme was focused on an early stage of a severe accident before melting of fuel materials such as $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$. Analysis of an accumulated data is going to be an input data for development of a multi-scale severe accident (SA) model.

2. Experiments**2-1. LEISAN facility**

Large-scale control blade and bundle degradation tests were performed using a Large-scale Equipment for Investigation of Severe Accidents in Nuclear reactors (LEISAN) [3,4]. The facility was capable of going up to 1800 °C only in pure Ar firstly [5]. The heaters were placed in the upper furnace part making a gradient roughly 500 °C/m. Large-scale bundles of approximately 1.2 m-long with 20 claddings surrounded by channel boxes and one control blade were tested in Ar. An option of adding a steam+Ar mixture was added [6]. For this, a muffle capable to resist high temperatures in steam was developed. Outside of the muffle were heaters in Ar, inside was hot steam-argon mixture and a bundle.

In recent years, the facility had become additional thermocouples, which allowed measuring the temperature filed more precisely and a quadrupole mass-spectrometer for exhaust gas measurement [3,7]. One of the key features of the facility was the possibility of making in situ video, which helped to follow the features of melt progression (especially local exothermic reactions) and debris formation and relocation in situ right on the monitor. There is a further plan to equip the facility with an electronic low-pressure impactor for enhancement of aerosol study.

2-2. CR and CRFCB tests

One of the first tests CR-1 (CR stands for Control Rod) was performed with only one control blade rod [5]. In that case melting occurred without an influence of Zr. It was necessary to understand the pure behaviour of the control blade melting as a starting point of the bundle degradation. On the video the first place of the blade's sheath melt-through happened in the direct contact of the inner tubes, filled with B_4C granules, with the sheath of the control blade. No serious

exothermic heat release was detected by the thermocouples (due to small number of them), only a small temperature increase was visible on the video. It gave the idea, that the energy of the Fe-B eutectic interaction is rather small to induce excessive heating damage. Oxidation of the Fe-rich melt was negligible because of Ar environment. That is why, in the next tests, Zircaloy-4 channel boxes together with one control blade were tested in CRFCB test (Control Rod Fuel Channel Box). The tests using the simple bundles revealed an impact of Zr on the melt formation and debris shape and relocation ability. It was clear that the debris chemical composition is important. Moreover, the degradation happened with a large exothermic energy release, even though the atmosphere was pure Ar, which was observed on in situ video [5].

2-3. CRFCBF tests

Control Rod Fuel Channel Box Fuel rod (CRFCBF) tests were performed in Ar and in steam atmosphere to grasp the differences of the bundle behaviour under steam-rich and under steam-starved conditions [6]. The tests showed a severe degradation of the channel boxes under pure Ar and steam-starved conditions. It happened because the oxidation layer on the surface of channel boxes tend to self-dissolve in the bulk of alloy by oxygen diffusion into the bulk. In the absence of the oxide layer, nothing prevented low-temperature Zr-Fe eutectic formation. Relocating melt solidified and created a blockage in the lower half of the bundle. Due to such mechanism of relocation and solidification, it could not penetrate far in the lateral direction. Probably, to propagate laterally two special conditions should be fulfilled: a secondary liquefaction should happen and the way down should be blocked completely.

In the framework of CRFCBF tests, only two kinds of debris were analyzed. The first material emerged in the region of high temperatures from the top to the middle of the bundle. The second material was able to relocate right to the bottom of the furnace, though the temperature there was low to expect any molten material. For Zr-Fe containing melt agglomerates it was easier to relocate in the axial direction so deep. Steam-rich conditions, according to the conclusion, may significantly change the course of the accident, however starting from which threshold of preoxidation and steam flow rate, was not clear.

2-4 CLADS-MADE

The recent tests in the framework of the CLADS Mock-up Assembly DEgradation (CLADS-MADE) programme were developed in close connection to the situation in the units of 1F. The test scenarios were developed taking into account the plant data widely published by TEPCO [8,9], IAEA [10], INPO [11] and the others. For the Unit 2 the developed scenario included a transient phase with 0.4 K/s followed by a steam starvation phase. For the Unit 3 there was a constant oxidation during transient heating with 0.6 K/s. For the Unit 1 a scenario had a constant steam flow rate and 1 K/s heating rate. More details on the scenarios can be found in [4].

A series of complementary post-test investigations favorably distinguished CLADS-MADE work from the previous preliminary studies. Such methods as optical microscopy, scanning electron microscopy (SEM) with energy-dispersive X-ray spectroscopy (EDS), X-ray diffraction analysis (XRD) and Raman spectroscopy were used. These investigations advanced our understanding of the accident progression at the beginning phase of the 1F accidents. Let us discuss the main findings of the post-test analysis of the sim debris.

It was established that an oxide layer significantly influenced the interaction of molten Fe-rich control blade melt with Zircaloy-4 of the channel boxes. It prevented lateral melt propagation and promoted individual blockage formation in each bypass channel. Melt-through of the channel box do not occur until the zirconium oxide surface layer is dissolved in the bulk. In case of local damage to the oxide layer a local melt-through may easily occur involving materials under oxide layer into formation of eutectics [12].

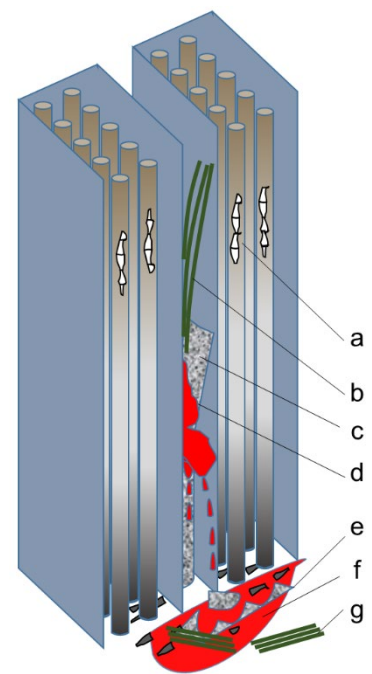


Figure 1. Scheme of a model bundle degradation: a – fully oxidized claddings, b – remaining control blade debris, c – remaining sheath, d – melt created blockage, e – relocated oxidized debris, f – relocated melt, g – relocated control blade debris.

The investigation by SEM EDS gave the first ideas on the phase compositions of the degraded materials at different elevations. Debris were consisting of oxidized materials, and still unchanged B_4C , surrounded and protected from direct contact with environment by a metallic part. The metallic part of debris consisted of two major volume fractions – Fe+C-rich and Cr+B-rich. The metallic part at the hottest elevations contained mostly solid solutions of B in (Fe,Ni) and borides of mixed composition (Fe,Cr)B. At the elevations where the reaction of B and C with melt was lower due to lower temperature, logically borides with higher Fe content (Fe,Cr)₂B were identified. In the colder areas of blockage, almost unchanged stainless steel (SS) composition was detected with very small amount of dissolved B (<0.5 wt.% overall). However, this very small B concentration may play a crucial role as it makes Fe-rich materials extremely robust by precipitation of a small-scale B-rich domains. Those domains had local B enrichment up to 2.8 wt.% and was always associated with locally high Cr content. Obviously, Cr compounds with B were favourably stabilized in the liquefied melt [7].

Unfortunately, C was a material, which was difficult to detect by SEM/EDS. The investigation by XRD uncovered, that the debris contained not only Fe, Ni solid solutions with B and Fe, Cr borides, but also some small amount of mixed carboborides of (Fe,Cr)₂₃(B,C)₆ [3]. Raman spectroscopy was used to understand B and C compounds, which formed in the debris after reaction of SS melt and B_4C . It turned out that much of C after degradation and dissolution of B_4C remained unused. The traces of C, surrounding the reacted granules were detected by Raman spectroscopy.

Regarding the data obtained by the above-mentioned methods, a new mechanism of B_4C granules degradation by a graphitization was identified both under steam-starved and steam-rich conditions. In an oxidative environment remaining graphite was consumed by oxygen and C escaped from the melt in the form of carbon oxide gases (bubbles on the liquefied metal surface were confirmed in situ). In the case of steam-starved conditions C remained in the structure, which promoted (Fe, Cr)₂₃(B, C)₆ carboboride mixed phases formation.

2-5. Possibility of three types of debris

Let us try to find the analogue debris on the video of the PCV internal investigation performed by TEPCO [13]. A lot of stone-like debris was observed on the video. Visual appearance and post-test investigation data plus data provided by TEPCO on the primary containment vessel (PCV) investigation suggested that after an accident, debris can be divided into three general types: a) metallic, b) oxidic, and c) original parts, degraded by partial melting, mechanically slumped [14].

Metallic debris are forming especially in large amounts under reducing conditions. Having the lowest melting temperature among the core materials, they tend to relocate deeper into the lower elevations and block the water supply channels, thus making local conditions steam-starved. Metallic melt, depending on composition and temperature, had different ability to be oxidized on the way down. Fe, Cr, Ni - bearing melt

has lower affinity to oxygen, thus less oxidizes during relocation. Additional to that, the temperature at which this melt becomes liquid is decreasing fast by addition of B and C. Zr-bearing melts have the highest possibility to be oxidized during relocation. But at the same time, Zr-bearing melts have tendency to relocate as big agglomerates, which make the ratio of surface to volume small. Having a bigger volume, cooling of the big agglomerates are slower. Thus, big agglomerates can reach deeper elevations of the core and can be the first in the lower head of the reactor.

After all alloys and eutectics had already relocated to colder elevations, there is a turn of oxides to start melting and creating a large pool of oxidized materials. Usually it is a mixture of UO_2 and ZrO_2 . For example, there is no doubt that when a part of the oxidic pool in TMI-2 accident reached the RPV lower head, there was some layer of debris already

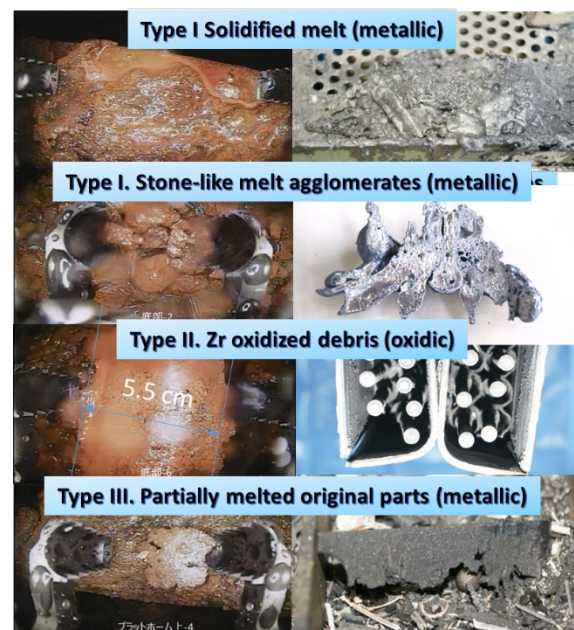


Figure 2. Three types of debris

there. It was not confirmed what kind of debris were there, but considering our observations it may be metallic debris.

Before the accident at 1F it was assumed, that no materials could survive such high temperatures as exist during the UO₂ molten pool relocation. A molten pool was considered to be uniform and no possibility for initial core materials survival was assumed. But a temperature gradient is absolutely normal situation even during severe accident inside of RPV. As a result, the PCV investigation in the Unit 2 had detected a top tie-plate came out of the RPV (Reactor Pressure Vessel) only partially melted. Such surprise was not predicted by any expert worldwide. However, in CLADS-MADE tests an upper part of the control blade had relocated in the same way to the bottom of the furnace. After this finding it became clear, that sim-debris from SA tests can be helpful in interpreting the real debris origin, ways of their relocation sometimes may give a rough idea about their chemical composition. Such attempt was made in [14].

2-6. Comparison with the internal investigation by TEPCO

In CLADS-MADE-01 test, control blade melt solidified on the surface of a channel box. Then, it was easily detached from it. One of the surfaces of such stone-like piece was flat. This process seemed to take place in the case of stone-like debris of the Unit 2. As soon as hot metallic melt came out of RPV through minor breaches, it solidified on the massive metallic beams of CRD supporting structures. No damage to those structures was possible because of the volume of melt. However, the mass of the accumulated solidified material would gradually increase, and finally some of agglomerates may simply fall down. Thus, stone-like debris is a result of the gradual process of the melted material coming out from the minor breaches, solidifying on the CRD massive stainless steels structures and then falling from above to the bottom of the pedestal [14].

The partially destroyed top tie plate was found lying on the top of the debris in the lower part of the PCV [14]. There is no guarantee that the other core parts like channel box or a control blade or even highly radioactive fuel pellets, did not relocate to the PCV. Indeed, some features of the observed debris remained on the round-shaped part of a control blade, 90° walls of the channel box with flat surfaces. Unfortunately, the opposite side of the debris was not investigated. That is why we cannot confidently conclude, that it was a part of a channel box or just a melt agglomerate solidified at a 90° angle in the corner between two massive CRD supporting beams. Additional investigations of the PCV of all units is a key factor of increasing our knowledge on the materials remaining there.

Solidified melt was found in the PCV, which looked much like the investigated debris of CLADS-MADE-01. In the test they were consisting of only metallic debris due to relatively low maximum temperature of the test. In the case of the Unit 2 debris, they can be a layered mixture of both: poured metallic and oxidic melt. In both cases, a large amount of the poured melt would have enough ability to propagate along the platforms and relocate to the lower elevations. In contact with platform, there was no deformation of the underlying platform beams. Cooling was obviously fast, probably the melt was nearly quenched by the difference in temperatures. It happened in the test as well. The melt in the test could not penetrate even through a thin 1 mm grating, because it had immediately solidified on it without any reaction occurring. After the test, it was easily detached. Probably, it can be expected in the case of Unit 2 PCV debris. The only concern is how to cut them into small pieces for withdrawal. The latest update of withdrawal technology was published in [15].

The presence of the large amount of accumulated molten material suggests two RPV-PCV relocation paths in BWRs – a) minor breaches near CRD joints with the gradual melt release in small amounts but in many places simultaneously and b) one major breach with the release of a large amount of melt and the top tie plate. The former mechanism was the cause for the stone-like debris; the latter explains the molten debris, which TEPCO was not able to move by the robot during PCV inspection. The top tie plate could penetrate obviously through a major breach. That is why if the major breach exist, degraded assembly parts can be observed on the top of the debris. From the author's point of view, such degraded assembly parts should be the first large-scale sample for a thorough investigation in the laboratory. It is going to give ideas on the accident progression of a particular unit by detection of changes in microstructure in this debris. Special interest is the molten edge of the degraded part. It may give the idea on the core composition at the moment of contact with this debris.

3. Conclusion

The work on analysis of metallic sim-debris have shown similarity between the test and real debris, which allowed the interpretation of the Unit 2 PCV debris origin and uncovered control blade degradation mechanism with formation of boron compounds in the metallic part of melt. Though the information was surely lacking, a rough estimation of the chemical composition of metallic debris and the place of the first solidification was made [14]. This can be a justification for the future accurate application of sim-tests for the understanding of the real situation inside the damaged reactors of 1F, which is expected to be an important method for the 1F forensics.

References

- [1] The National Diet of Japan. The National Diet of Japan Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission [Internet]. Tokyo, Japan; 2012 [cited 2021 Jul 14]. Available from: <https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/3856371/naic.go.jp/en/report/>.
- [2] Atomic Energy Society of Japan. The Fukushima Daiichi Nuclear Accident Final Report of the AESJ Investigation Committee. Tokyo, Japan: Springer; 2015.
- [3] Pshenichnikov A, Yamazaki S, Bottomley D, et al. Features of a control blade degradation observed in situ during severe accident conditions in boiling water reactors. J Nucl Sci Technol. 2019;56:440–453.
- [4] Pshenichnikov A, Kurata M, Bottomley D, et al. New research programme of JAEA/CLADS to reduce the knowledge gaps revealed after an accident at Fukushima-1: introduction of boiling water reactor mock-up assembly degradation test programme. J Nucl Sci Technol. 2020;57:370–379.
- [5] Kurata M, Shibata H, Sakamoto K, et al. Experimental study on control blade degradation and its modeling. Proc 2014 Water React Fuel Perform Meet. Sendai, Japan; 2014. p. Paper No. 100079.
- [6] Shibata H, Tokushima K, Sakamoto K, et al. Control Blade Degradation Test Under Temperature Gradient In Steam Atmosphere. Proc Top Fuel 2016. Boise, ID, USA; 2016.
- [7] Pshenichnikov A, Kurata M, Nagae Y. A BWR control blade degradation observed in situ during a CLADS-MADE-02 test under Fukushima Dai-Ichi Unit 3 postulated conditions. J Nucl Sci Technol. 2021;58:14.
- [8] Tokyo Electric Power Company, Inc. Fukushima Nuclear Accident Analysis Report. Tokyo, Japan; 2012.
- [9] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. The 5th Progress Report on the Investigation and Examination of Unconfirmed and Unresolved Issues on the Development Mechanism of the Fukushima Daiichi Nuclear Accident. Tokyo, Japan; 2017.
- [10] International Atomic Energy Agency. The Fukushima Daiichi Accident. Technical volume 1. Description and context of the accident. Vienna, Austria; 2015.
- [11] Institute of Nuclear Power Operations. Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. Atlanta, Georgia, USA; 2011. Report No.: INPO 11-005. .
- [12] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. On the degradation progression of a BWR control blade under high-temperature steam-starved conditions. Mech Eng J. 2020;7:1–10.
- [13] Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. 2019/02/14Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 2 Primary Containment Vessel Internal Investigation [Internet]. 2019 [cited 2021 May 25]. Available from: https://www.tepco.co.jp/en/news/library/archive-e.html?video_uuid=vy9uep38&catid=61785.
- [14] Pshenichnikov A, Nagae Y, Kurata M. Comparison of the observed Fukushima Dai-Ichi Unit 2 debris with simulated debris from the CLADS-MADE-01 control blade degradation test. J Nucl Sci Technol. 2021;58:416–425.
- [15] Okuzumi N. Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Fuel Debris Extraction Technology Development Status [Internet]. Tokyo, Japan; 2021 [cited 2021 Jul 19]. Available from: <https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2021/06/20210526kouensiryoku.pdf>.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」廃炉に向けた技術開発の現状
Progress of R&D for the decommissioning of The Fukushima Daiichi NPS

(4) IRID の研究開発概況

(4) Overview of IRID R&D

*奥住 直明¹¹ 国際廃炉研究開発機構

1. 緒言

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)は、2013 年 8 月の設立以来、廃炉技術の基盤強化を視野に、当面の緊急課題である福島第一原子力発電所廃炉作業に必要な研究開発に取り組んできた。福島第一原子力発電所廃炉の最大の課題は溶融した燃料が冷えて固まった燃料デブリの取り出しである。燃料デブリ取り出しに際しては燃料デブリの状況を把握する必要がある。今までに宇宙線ミュオンを使った原子炉内部透視技術開発を行い 2015 年から 2017 年にかけて 1～3 号機の内部を透視し元々の炉心位置には燃料がほとんど存在しないとの情報を得た。これらの情報をもとに各号機の燃料デブリの状況をより詳細に把握するため、遠隔による原子炉格納容器(PCV)内部調査技術を開発し、2015 年から 2019 年にかけて PCV 内部の調査を実施した。この結果 2 号機、3 号機については、原子炉圧力容器(RPV)の土台である RPV ペデスタル底部に堆積物が広がっている様子を捉えた画像を得ることができた。本報告では燃料デブリ取り出しに関わるその後の技術開発状況について紹介する。

2. 原子炉格納容器(PCV)内部詳細調査技術開発

1 号機は RPV ペデスタル内部へのアクセスルートである X-6 ペネトレーション周囲の線量が高く、作業員が長時間滞在することが困難であるため、他のペネトレーション(X-100B)を使用して PCV 内部のグレーチング上に形状変化型ロボットを投入し調査を実施してきた。しかしながら現在までのところ燃料デブリの存在を直接確認するには至っていない。このためより詳細な調査を実施するため、新たな調査装置(ボート型アクセス装置)を開発した。ボート型アクセス装置は PCV への作業員出入り口であるエアロック(X-2)内外扉にロボット投入口を設け、さらに PCV 内部グレーチングにも開口部を設けてグレーチング下にある水面及び水中に投入する計画である。ボート型アクセス装置は従来の形状変化型ロボットより大型であり、走査型超音波距離計、高出力超音波センサ、中性子検出器、堆積物少量サンプリング装置など様々な計測機器等を PCV 内部に持ち込み測定等を行うことが可能である。また小型のアクセス装置も用意しており、RPV ペデスタル下部にある点検口より内部の状況を調査することを試みる予定である。現在調査装置の開発は完了しており、PCV 内部のアクセスルートを確保するため干渉物の撤去作業などを実施している。

3. 燃料デブリの試験的取り出し

2 号機では RPV ペデスタル内部に燃料デブリと思われるものの存在を確認しており、現在更なる調査と燃料デブリの試験的取り出しを行うためのアーム型アクセス装置を開発中である。アーム型アクセス装置は英国にある核融合実験炉(JET)にて使用しているアーム型アクセス装置をプロトタイプとして英国で開発を実施した。アーム型アクセス装置は既存の X-6 ペネトレーションから PCV 内部を経て RPV ペデスタル内部にアクセスすることが可能である。干渉物となる既存構造物をアーム型アクセス装置先端に搭載する AWJ(アブレイシブ・ウォーター・ジェット)装置により切断、除去した後、各種測定装置により RPV ペデスタル内部の詳細調査を実施し、その後試験的取り出しを実施する予定である。現在英国での開発が終了して国内への輸送も完了し、引き続き国内で開発を継続している。その後檜葉にある JAEA 遠隔

技術開発センター内に設置したモックアップ設備を使用して組み合わせ試験および操作員の訓練などを実施していく計画である。

4. 結言

RPV 内部調査に向けた技術開発、燃料デブリの段階的な取り出し規模の拡大技術開発、取り出し規模の更なる拡大のための技術開発などについて、引き続き技術検証を行っているところである。

(本報告内容は、経済産業省「廃炉・汚染水対策事業費補助金」で得られた成果に基づくものである。)

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定である。

原子力学会 廃炉委 HP https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Naoaki Okuzumi¹

¹International Research Institute for Nuclear Decommissioning