

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning) は、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉作業に必要な技術の研究開発に国として一元的に取り組むこと を目的として、2013年8月に設立された。そして、2014年8月に原子力損害賠償支援機構が原子力損害賠 償・廃炉等支援機構(NDF: Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation) に改組されてからは、廃炉戦略の立案・研究開発プランを策定するNDF、現場作業を担う東京電力、廃炉 に必要な技術の開発を実施するIRID、という役割分担が明確化された。

現在までに、解析コードなどを用いて類推した内部の情報に加え、宇宙線ミュオンを活用した炉内透視 やロボットを活用した格納容器内部調査などの結果を通して、よりプラント内部の実態を把握できるよう になりつつある。本稿では、国際廃炉研究開発機構(IRID)が取り組んでいる研究開発の概要として、特 に燃料デブリ取り出しに向けた研究開発の現況を中心に紹介する。

The International Research Institute for Nuclear Decommissioning (IRID) has been founded in August 2013 and fully committed to research and development of technologies required for addressing the urgent issue of decommissioning the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (F1NPS). Since the Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (NDF) was reorganized from the Nuclear Damage Liability Facilitation Fund in August 2014, the roles of the four major entities involved in the decommissioning have been clarified; the Japanese Government and the NDF that is reasonable for formulating decommissioning strategies and R&D plans, Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. (TEPCO) that is responsible for on-site operations, and IRID in its capacity of leading R&D for F1NPS decommissioning technologies.

It has become more clear the reactor condition by observation using reactor penetration technology with cosmic ray muon and by investigation inside the reactor containment vessel using remote controlled robots, in addition to the estimated information with performance analysis codes. This paper describes the outlines of R&D results conducted by IRID so far, and shows especially the current status of R&D for fuel debris retrieval in three reactors of F1NPS.

<sup>\*:</sup>技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 研究管理部

<sup>(</sup>R&D Management Department, International Research Institute for Nuclear Decommissioning)

### 1. IRIDの概要

## 1.1 IRIDの構成

技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning)は、「将来の廃炉技術の基盤強化を 視野に、当面の緊急課題である東京電力福島第一 原子力発電所の廃炉に向けた技術の研究開発に全 力を尽くす」ことを理念として、2013年8月1日 に設立された。組合の構成は、下記の通りで、い わゆる「オールジャパン体制」が構築されている。

- ①国立研究開発法人:2法人(日本原子力研究開発機構:JAEA、産業技術総合研究所: AIST)
- ②メーカー等:4社(㈱東芝、日立GEニュー クリア・エナジー(㈱、三菱重工業(㈱、(㈱アトッ クス)
- ③電力会社等:12社(北海道電力(株)、東北電力
   (株)、東京電力ホールディングス(株)、中部電力
   (株)、北陸電力(株)、関西電力(株)、中国電力(株)、
   四国電力(株)、九州電力(株)、日本原子力発電(株)、
   電源開発(株)、日本原燃(株))

### 1.2 IRIDの役割

福島第一原子力発電所の廃炉に向け、Fig.1に 示す通り、4つの機関が密接に連携し、一体と なって取り組む体制が確立されている。「政府(経 済産業省)」は、中長期ロードマップの決定等を通 じ、大方針の策定・全体の進捗管理を行う。「原子 力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)」は、政府 の活動を支援する廃炉戦略の立案・研究開発プランの策定他を実施する。「東京電力ホールディングス・福島第一廃炉推進カンパニー」は、廃炉の現場作業を行う。そして、「IRID」は、研究開発の実施を行う役割を担っている。

#### 1.3 中長期ロードマップ

「東京電力㈱福島第一原子力発電所の廃止措置 等に向けた中長期ロードマップ」(中長期ロード マップ)<sup>1)</sup>は、現時点の知見や号機ごとに異なる 状況の分析をもとに策定されているもので、2015 年6月12日に第3回目の改定がなされた。その中 で、今後の現場状況や研究開発成果等によって見 直しが行われることを前提に、廃炉工程の目安も 示されている。中長期ロードマップの概要を、 Fig. 2に示す。

廃炉作業終了までの期間を第1期~第3期までの3つに区分し、現在は第2期の燃料デブリの取り出し準備のための研究開発を進めている。



Fig. 1 Role of four organizations



Fig. 2 Overview of mid- and long-term road map

## 1.4 IRIDの研究開発プロジェクト

研究開発の段階は、一般的に「①基礎研究」、「② 基盤的研究」、「③応用開発」、「④実用」の各段階 がある。この中で、IRIDの研究開発スコープは、 「基盤的研究」の一部から、「応用開発」及び「実 用」段階の一部までを担っている。

2017年3月現在、IRIDでは14の研究プロジェ クトが推進されている。これら燃料デブリ取り出 しに必要な技術開発は、Fig.3に示すステップに 位置付けられる。燃料デブリ取り出し前の第1ス テップとして、先ずは、対応可能な範囲で「1.建 屋内の線量を下げる」必要がある。次に、取り出 しの対象となる「2.燃料デブリの状態を知る」こ とで、燃料デブリ取り出しの計画を立案すること が可能となる。実際の燃料デブリ取り出し前の準備作業として、「3. 格納容器(PCV)からの漏え いを止める」、「4. PCVに水を張る」ことを実施す る。その後、「5. 燃料デブリを取り出す」ことが行 われる。取り出した燃料デブリについては、「6. 燃料デブリを運び出し、保管する」ことも必要に なる。これらステップに沿い、Fig. 4に示す14の 具体的な研究プロジェクト(PJ)が推進されている。

### 1.5 TMI-2事故との違い

1979年3月28日に発生した米国スリーマイルア イランド原子力発電所2号炉(TMI-2)の事故は、 福島第一原子力発電所の事故と同様に「冷却材喪 失による燃料冷却不全」に分類される事故である



Fig. 3 Development of technology required for fuel debris retrieval



Fig. 4 IRID R&D projects

が、両者には、大きな違いが存在する。TMI-2事 故では、燃料が冷却不全により溶融したものの、 圧力容器(RPV)内に留まり、RPV及びPCVは 健全であった。一方、福島第一原子力発電所の事 故では、燃料溶融後、燃料デブリとなって、RPV を破損し、PCV内に落下した。また、PCVも破損 にまで至り、TMI-2以上の難しさが存在する。

### 2. 燃料デブリの推定・調査

#### 2.1 総合的な炉内状況の把握

燃料デブリ取り出しに先立ち、各号機の炉内の 状況を事前に推定・調査をしておくことは、燃料 デブリ取り出し計画を立案する上で必要不可欠な ものである。現在、炉内状況の推定・調査の結果 を一元的に纏めて評価するために、①解析コード による評価結果、②実測データ・実験等による分 析結果、③現場調査により得られた結果の3つの 結果に基づくアプローチを総合的に評価すること を実施している。そして、その評価結果について は、Fig.5に示すデブリ分布・RPV・PCV状態の 推定図 (例として2号機のものを掲載)<sup>2)</sup>として纏 めている。本推定図については、新たな現場調査 結果や知見等が得られる都度、見直し・改定がな されていく。この一元化された情報を各研究プロ ジェクト、廃炉作業プロジェクト間で共有しなが ら、全体プロジェクトが進められていく。

#### 2.2 解析コード評価結果の一例

事故時プラントデータ等の情報に基づいた解析 コード(MAAP)による解析結果<sup>3)</sup>の一例をFig. 6に示す。これらの解析結果に基づき、プラント 挙動を理解・把握しておくことは、現在のプラン ト状況を推定する上で、貴重な情報となる。

解析結果から、1号機は、地震発生後比較的早 い段階で、炉心溶融に至っていることが確認され た。また、3号機は、地震発生後2日後の3月13 日に、2号機は、3機の中で最も遅く地震発生後 3日後の3月14日に炉心溶融に至っていること も、確認されている。これらのプラント挙動に関 する情報が、今後の炉内状況把握のために、大い に参考となる。



Fig. 5 Estimation diagram of Unit 2



Fig. 6 Accident timeline

2.3 ラジオグラフィ(ミュオン)の調査結果 宇宙線ミュオンを活用したラジオグラフィを、 1~3号機に適用し、それぞれの号機の格納容器 内の状態を調査した。Fig.7には、調査検出器設 置イメージと検出器の概要を示す。また、Fig.8

■ 炉心部や格納容器内部の高密度な場所を推定

- 透過法:物体の有無(ただし、相対的評価にとどまる)
- フラックスの変化を影として画像化
   比較的小型の検出器で可能
   内部構造の推測にはシミュレーションとの比較





に、1~3号機の調査結果<sup>4)</sup>を示す。1号機の調 査結果では、圧力容器内の炉心位置及び底部に、 高密度の物質の存在が確認できず、ほぼ燃料デブ リは、格納容器内に落下したものと推定される。 一方、2号機の場合には、通常の炉心位置には高 密度の物質が確認できないものの、圧力容器の底 部には存在が確認できる。従って、2号機では、 燃料が溶融して落下しているものの、一部は圧力 容器内に留まっているものと推定される。なお、 3号機については、圧力容器内の炉心位置および 底部に、高密度の物質の存在が確認できず、まだ 一部の燃料デブリが圧力容器内に残存する可能性 はあるものの、多くが格納容器内に落下している 可能性が高い。



Fig. 8 Investigation using muons at Unit 1, 2 and 3

#### 2.4 PCV内部調查

燃料デブリの広がりや格納容器内の損傷状況を 調査<sup>5)</sup> するために、各号機の調査内容に則した調 査用ロボットを開発し、調査を実施してきた。現 在までのPCV内部のロボットによる調査の技術 的課題としては、下記のものが挙げられる。

①高線量率環境への対応

- ・~数+Gy/h、(累積線量:~数百Gy)
- ・耐放射線性の高い電子機器、測定器、カメ ラの採用
- ・照射試験による確証、測定誤差の検証

#### ②PCVバウンダリの確保

- ・ロボットサイズ<貫通口径(走破性、搭載 機器制約)
- ・隔離弁の追設、シール機構、窒素加圧管理
- ・チャンバー内にユニット化されたケーブル
   送り機構
- ・現地施工の取り合い、PCV外装置設置エリ ア作業線量率の低減
- ③ケーブル、ケーブルマネジメント
  - ・乱巻の抑制、干渉物の回避、ロボット放置
     時の処置
  - ・ケーブル重量<ロボットのけん引力(調査 範囲を制約)
  - ・ケーブルサイズ・特性 [動力、制御、通
     信](搭載機器を制約)
- ④オペレーション
  - ・(損傷)環境に応じた走破性
  - ・自己位置の確認方法、俯瞰カメラ、後部カ メラ、ランドマークの活用
  - ・徹底した訓練、実機モックアップ試験
- 1号機におけるPCV内部調査

1号機におけるPCV内部調査は、ペデスタル 外を対象に、調査ロボットは、グレーチング上を 移動し、カメラ付き線量計を水面下に投入して調 査するものが開発された。ロボットの概要を Fig. 9に示す。また、調査内容については、Fig. 10に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 11に示す。今回 の調査結果から、ペデスタル外底面には、各機器 が覆われる堆積物の存在が判明した。そして、堆 積物表面の主線源はCs-137であると推定された。 今回の調査結果および解析結果からは、堆積物の 下に燃料デブリが存在するかどうかの推定はいま だできていない。今後、採取した堆積物の特性等 を踏まえ、次回の調査範囲と方法について検討を 行っていく。

# 1号機 B2調査ロボット「PMORPH(ピーモルフ)」



Fig. 9 Development of Investigation robot for Unit 1 inside the PCV



Fig. 10 Investigation outside of the Unit 1 pedestal

### (2) 2 号機における PCV 内部調査

2号機におけるPCV内部調査は、ペデスタル 内を対象に、調査ロボットは、制御棒駆動機構 (CRD)交換用レールを経由し、直接ペデスタル開 口部へ侵入して調査するものが開発された。調査 内容については、Fig. 12に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 13~16に示す。 今回の調査結果をまとめると下記の通りである。



Fig. 11 Results of Unit 1 investigation



Fig. 12 Investigation inside of the Unit 2 upper pedestal

- ①燃料デブリの一部は圧力容器からペデスタル 下部に移行した可能性がある。ただし、量と 広がりはいまだ不明。今後ペデスタル下部で の燃料デブリ落下状況の詳細調査が必要。
- ②ペデスタルプラットフォームには、事故前と 同様の空間が残っていて、大規模な機器の落 下物はないことから、次フェーズのペデスタ ル内部調査においてアクセス上の大きな障害 はないものと推定される。
- ③今後の燃料デブリサンプリングや横取出しの アクセスルートとして、格納容器貫通部:X6 ペネトレーションは一つの有力な候補となる。



Fig. 13 Inside Unit 2 pedestal (Section of platform)

■ TIP案内管サポート(28-27)より右側については,光が届いていない部分があるため,

個々のケーブルの特定は難しいが、左側と比較してケーブル損傷は少ないと見られる。 TIP案内管サポート(28-27) CR34-43 LPRM28-37 CR30-43 LPRM28-45 LPRMガイドチューブ ブルの指 傷は少ないよ うに見える N -090 TN PIPケーブルやLPRMが確認できない範囲 ※画像処理:東京電力HD Fig. 14 Inside Unit 2 pedestal (Upper section of platform, middle-right side) 見える範囲は CRD交換機 グレーチングが 存在している 奥側にケーブルを確認 (位置の特定は困難) 光が届かずPIPケーブル は見えないが, TIP案内 グレーチングの状況が 管は確認できる範囲 不明な範囲 (位置の特定は困難) PIPケーブル, LPRMケーブ ルを確認した範囲 (位置の特定は困難) PIPケーブル, LPRMケーブル PIPケーブル, LPRMケーブル が確認できない範囲 を確認した範囲 グレーチングが グレーチングが存在している 欠損している範囲 範囲(残存しているグレーチング

Fig. 15 Currently confirmed results of Unit 2 investigation

落下物



Fig. 16 Unit 2 CRD rail

### (3) 3 号機における PCV 内部調査

の一部は歪んでいる)

CRDレール

3号機におけるPCV内部調査は、ペデスタル 内を対象に、調査ロボットは、水位が高いため、 遊泳ロボットを採用した。ロボットは、格納容器 貫通部;X-53より投入し着水後、潜水によりペデ スタル入口から内部に侵入して調査を実施した。 ロボットの概要をFig. 17に示す。また、調査内容 については、Fig. 18に示す。

今回の調査結果の要約をFig. 19~20に示す。 今回3号機のペデスタル内部の状況を初めて撮影 できた。現在得られた画像データを基に、ペデス タル内部等の状況を継続確認していくが、現時点 での確認事項は、下記の通りである。

①CRDハウジング支持金具の複数個所で損傷 が確認され、CRDハウジング支持金具に溶融 物が固化したと思われるものが付着している

3号機水中ROV外観 (モックアップ機)



Fig. 17 Investigation device for Unit 3

ことを確認した。

②ペデスタル下部において、溶融物が固化した と思われるものやグレーチング等の複数の落 下物、堆積物を確認した。







Fig. 19 Unit 3 CRD rail & pedestal entrance



Fig. 20 Inside Unit 3 pedestal

### 2.5 RPV内部調查

現在、RPV及びRPV内の炉内構造物の損傷状況や燃料デブリの状態を調査するための技術開発が行われている。技術開発は、Fig. 21に示す上部

穴あけによるRPV内部調査技術とFig. 22に示す 側部穴あけによるRPV内部調査技術の2つが行 われている。



Fig. 21 Investigation inside RPV by top entry method

#### 横アクセス工法のメリット

- ① 炉心部に近い。
- 2 **炉内構造物を切断せず**に炉心にアクセスできる。
- ③ 作業エリアが使用済燃料取り出しと干渉しない。
- ④ シュラウドヘッド-上部格子板間の空間にアクセスするため燃料デブリと接触しない。



Fig. 22 Investigation inside RPV by side entry method

- 3. 燃料デブリ取り出し工法
- 3.1 燃料デブリ取り出し主要3工法

燃料デブリ取り出し工法を検討するに当り、技術的課題は、i)放射性ダストの閉じ込め機能の 確保、ii)遠隔操作技術の確立、iii)被ばく低減・ 汚染拡大防止技術の確立、にあった。これらの技 術的課題を克服する工法<sup>6)</sup>として、Fig. 23に示す 通り、①冠水-上アクセス工法、②気中-上アクセ ス工法、③気中-横アクセス工法の3工法が主要 工法として検討されてきた。これら3工法の中 で、NDFは、2017年夏頃に定める「号機毎の燃料 デブリ取り出し方針の決定」に向け、「③気中-横 アクセス工法から検討を進めて行く」ことで、現 在検討が進められている。 「冠水工法」については、PCV内で燃料デブリを 冠水する工法であることから、「放射性ダストの 閉じ込め機能の確保」として有利な工法である反 面、「冠水領域のPCVの止水技術の確立」、「耐震 評価」等の面で解決しなければならない技術的課 題が多い。

「気中工法」の中で、「横アクセス工法」が先行 する工法として選択されている点は、現在までの PCV内部調査の結果、PCV内に燃料デブリが落 下している可能性が高いこと、今後原子炉上部で 行われる使用済燃料の取り出し作業との干渉が少 ないこと、などから横アクセス工法が有利である ことによる。PCV内の燃料デブリが取り出され た後に、RPV内の燃料デブリを取り出すために、 「上アクセス工法」が必要となる。



Fig. 23 Development of fuel debris retrieval methods

3.2 上アクセス工法

上アクセス工法では、Fig. 24に示す通り、閉じ 込めと遮へいの要求を満足し、かつ建屋負荷を許 容範囲内に収めるために、燃料デブリの搬出ルー トとして、2つのルートについて検討が行われて いる。また、燃料デブリ取り出し装置について も、Fig. 25に示す通り現状RPV内部の損傷状況 が分からないことから、2つの方式で検討してい る。Fig. 26には、上アクセス工法における燃料デ ブリ取り出しのイメージ図を示す。 ■ 上アクセス工法は、閉じ込めと遮へいの要求を満足し、かつ建屋負荷を許容範囲 内に収める工法として、搬出ルートを以下の2ルートについて検討。



Fig. 24 Route of carried out for debris by top entry method

■ 現状はRPV内部の損傷状況が分らないので、以下の2ケースについて検討。



Fig. 25 Devices for debris retrieval by top entry method



Fig. 26 Image of debris retrieval process by top entry method

# 3.3 横アクセス工法

横アクセス工法でも、Fig. 27に示す通り、燃料 デブリの搬出ルートとして、2つのルートの検討 を行っている。「PLAN-A」は、原子炉建屋に隣接 して燃料デブリ搬出建屋を増設した上で、原子炉 建屋外壁を開口し、燃料デブリ取り出し直後に収納缶に入れ、燃料デブリの動線を短くするプランである。一方、「PLAN-B」は、既存の原子炉建屋大物搬入口を活用し、燃料デブリを外部へ搬出するプランである。

■ デブリ搬出ルートについて、以下の2ケース(PLAN-A、B)について検討。



Fig. 27 Route of carried out for debris by side entry method

「PLAN-A」方式においては、さらに、燃料デ ブリにアクセスする方式として、「アクセスレー ル方式:PLAN-A」と「アクセストンネル方式: PLAN-A'」の2つの方式が検討されている。 「アクセスレール方式」のコンセプトを、Fig. 28

【PLAN-A】アクセスレール方式~取り出しイメージ~ テフリ搬出方法

- ペデスタル「内」デブリ⇒X-6ペネからアクセスレールをペデスタル内に挿入させ、ロボットアームを使って回収。
- ペデスタル「外」デブリ⇒機器ハッチからロボットアームを使って回収。



~29に示す。「アクセスレール方式」は、連結した 複数のセルをPCV貫通部に直結させ、そのセル 内に備え付けているアクセスレールをPCV内に 伸ばし、そのアクセスレールを利用して取り出し 装置をペデスタル内に持ち込む方式である。



Fig. 29 Layout of PLAN-A using access rail

### デコミッショニング技報 第56号 (2017年9月)

「アクセストンネル方式:PLAN-A'」のコンセ プトについては、Fig. 30~32に示す。「アクセス トンネル方式」は、原子炉建屋に隣接した新規建 屋内に設置する作業セルとPCV貫通部間に、ト ンネルを設置し、取り出し装置や取り出した燃料 デブリを移動する方式である。この方式は、原子 炉建屋1階で発生する作業を減らすことで、作業 員被ばくを軽減するとともに、原子炉建屋1階床 への荷重をトンネル分のみの荷重とすることで軽 減を図ることを狙いとしている。

【PLAN-A´】アクセストンネル方式~トンネル構築~



Fig. 31 Construction of access tunnel

PLAN-Bのコンセプトを、Fig. 33~34に示す。 このプランでは、燃料デブリの外部への搬出入は 既存の原子炉建屋大物搬出入口を利用する。原子 炉格納容器内部へのアクセスは、既存のX-6ペネ トレーションを利用するとともに、その脇に新開 口を設置して、装置搬入と燃料デブリ、廃棄物の 搬出の動線を分けていることが特徴である。



Fig. 33 Concept of PLAN-B



Fig. 30 Concept of PLAN-A'

【PLAN-A´】アクセストンネル方式~デブリ搬出~



Fig. 32 Debris retrieval methods of PLAN-A'

PLAN-Bでは、PLAN-Aの「アクセスレール式」と 同じように、アクセスレールを利用して燃料デブ リ取り出し装置をペデスタル内に持ち込む。セル が原子炉建屋内に収まるようにセルの一部を移動 式とし、燃料デブリ取り出し装置及び回収した燃 料デブリは移動台車で搬出入する点が、PLAN-A と異なる。

【PLAN-B】PCV新開口方式



Fig. 34 Image of debris retrieval by PLAN-B

# 4. 基盤技術の開発

### 4.1 除染技術

PCV・RPV内部調査や燃料デブリ取り出し作業 等の現場作業実施前には、可能な限り除染を行 い、作業環境の改善(線量低減)を行っていく必 要がある。IRIDで取り組む除染技術開発の概要 を、Fig. 35に示す。

### 4.2 PCV補修・止水技術

燃料デブリ取り出し作業の前準備として、PCV からの漏えい・止水の実施が必要となる。これら の技術開発の概要を、Fig. 36に示す。これらの技 術開発として、「ベント管止水技術」、「サプレッ ションチェンバー(S/C)内充填止水技術」<sup>7)</sup>、 「S/C脚部補強技術」の開発を行い、JAEA楢葉遠 隔技術開発センターで実規模レベルの試験を実施 している。



Fig. 35 Outline of technology for decontamination and dose reduction



Fig. 36 Outline of technology for repair and water stoppage of PCV

### 4.3 燃料デブリ取り出し関連技術

燃料デブリ取り出し関連技術の概要を、Fig. 37 に示す。燃料デブリ取り出しのための切削技術に ついては、「コアボーリング加工」、「レーザガウジ ング加工」を始めとして、多くの技術開発が行わ れている。燃料デブリ取り出し時の被ばく低減対 策としての汚染拡大防止技術・遮へい技術の開発 も実施している。「上アクセス工法作業ステップ 確認試験」、「遮へいプラットフォーム機能確認試 験」、「RPV内面シール性能確認試験」等、を実施 して、各開発技術の性能を確認している。また、 燃料デブリそのものへのアクセス技術として、 「位置決め/反力支持装置」、「ペデスタル内アク セスレール」、「柔構造アーム」他、多くの技術開 発が実施されている。

#### 4.4 要求安全機能に適合するシステムの開発

燃料デブリ取り出し作業時に要求される安全機 能として、①冷却機能、②閉じ込め・バウンダリ 機能、③火災・爆発防護機能、④未臨界維持機能 がある。これらの要求される安全機能に適合する システムの検討を実施しており、Fig. 38に安全機 能に係るシステムの概念図を示す。これら安全系 システムを成立させるための要素技術(負圧管理 技術、他)の検討も進められている。

#### 4.5 収納・移送・保管技術

燃料デブリ取り出し後、取り出した燃料デブリ



Fig. 37 Outline of technology for fuel debris retrieval



Fig. 38 Design concept of safety system for fuel debris retrieval

の収納・移送・保管についても、技術開発が必要 となる。Fig. 39に、これらの収納・移送・保管技 術の概要を示す。燃料デブリの収納缶について は、「臨界管理」、「水分の放射線分解による水素発 生対策」等、独自の技術開発が必要となる。

#### 収納缶の設計 ⇒1F固有の課題に対処



Fig. 39 Concept of technology for collection, transfer and storage of fuel debris

#### 4.6 固体廃棄物の処理・処分技術

中長期ロードマップでは、固体廃棄物に関し て、①2017年度(平成29年度)内に、「廃棄物の処 理・処分に関する基本的な考え方」を取りまとめ る、②2021年度(平成33年度)頃までを目処に、 処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見 通しを得る、こととしている。

IRIDでは、固体廃棄物に関して、Fig. 40に示す 研究内容を実施している<sup>8)</sup>。検討方法は、「デー タの蓄積を待つことなく、これまで蓄積された処 理・処分の技術や知識を用いて廃棄物の処理・処 分方法を幅広く評価し、廃棄物の性状把握の進展 に合わせてそれらを繰り返し実施し、処理・処分 方策を絞り込んでいく | ことで行っている。



Fig. 40 Concept of technology for treatment and disposal of solid waste

#### 5. むすび

2017年3月現在、IRIDで推進している14の研 究プロジェクトは、経済産業省「廃炉・汚染水対 策事業費補助金」の一部として実施されている。 IRIDは、今後も国内外の叡智を結集し、廃炉に必 要な研究開発を効率的・効果的に実施するという 設立目的に沿って、研究開発活動を通じ、福島第 一原子力発電所の廃炉に係るリスク低減とそれに 向けた安全確保、環境保全などに、着実に効果を 上げるよう、積極的に取り組んでいく。

### 参考文献

- 1) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議,"東京電力 (株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向け た中長期ロードマップ,"平成27年6月12日.
- 2)技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)・ 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所 (IAE), "総合的な炉内状況把握の高度化 平 成28年度成果報告,"平成29年6月.
- 3)技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)・ 一般財団法人エネルギー総合工学研究所 (IAE), "解析・評価等による燃料デブリ分布の 推定について,"平成28年10月4日.
- 4)技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)・ 東京電力ホールディングス株式会社他,"福島 第一原子力発電所3号機ミュオン測定による炉 内燃料デブリ位置把握について測定状況(中 間報告),"2017年7月27日.
- 5) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID), "燃料デブリに迫る," IRID シンポジウム2017 in いわき, 2017年 8 月 3 日.
- 6) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID),
  "燃料デブリの取り出し," IRID シンポジウム
  2017 in いわき,2017年8月3日.
- 7)技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID),
   "原子炉格納容器止水実規模試験の概要,"2017 年6月29日.
- 8) 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID),
   "固体廃棄物の処理・処分に関する研究開発最終 報告,"平成29年8月.