

福島第一原子力発電所の廃止措置における 材料技術の役割

鈴木 俊一*

1. はじめに

地震に伴う津波により福島第一原子力発電所事故が発生して、ほぼ6年が経過した。同発電所では汚染水対策など種々の課題に直面しながらも、廃炉に向けた取り組みが一步一步着実に進められている。

本稿では、同発電所における事故後の安定化対策及び現在実施中の廃止措置の概要を解説するとともに、どのような材料技術が今まで適応されてきたか、また今後どのような材料技術が必要となるか、個人的な見解も交えて紹介する。

2. 福島第一原子力発電所の事故概要と現状⁽¹⁾

2011年3月11日、東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所(以下、1F)は冷却機能を喪失し、1号機～4号機は未曾有の原子力災害を生じた。このうち、炉心シュラウド交換工事に伴い使用済燃料プールに燃料が保管されていた4号機では、震災後すべての燃料が使用済燃料プールから取り出されて、現在安定に保管されている。一方、1号機、2号機、3号機では炉心溶融を伴う大規模な損傷を生じ、使用済燃料プールからの燃料取出し並びに溶融燃料取出しのための準備等廃炉作業が鋭意進められている。ここで、1F1号機～4号機の現在の状況は以下のようである。

- (1) 1号機：事故時、水素爆発が生じた。使用済燃料プールからの燃料取出しのため、原子炉建屋上部へのカバー設置を準備中。実機データ、MAAP・SAMPSON等の事故進展解析コードによる結果や、宇宙線ミュオンによる建屋外からの燃料デブリ検知により、溶融した燃料のほとんどは原子炉圧力容器(以下、RPV:

Reactor Pressure Vessel)を貫通して原子炉格納容器(以下、PCV: Primary Containment Vessel)下部に溶け落ちていると推定。また、下部に落ちた溶融デブリはPCV下部のコンクリートと反応(以下、MCCI: Molten Corium Concrete Interaction)して、金属、セラミックス及びコンクリートが混在した材料が生成していると評価。

- (2) 2号機：事故時、水素爆発は生じなかったが、使用済燃料プールからの燃料取出し及び原子炉からの燃料デブリ取出しのため、既設の原子炉建屋上部を解体して新たにカバーを設置することを計画中。実機データ、解析による結果、及び宇宙線ミュオンによる検知により、燃料デブリは他号機とは異なりかなりの量がRPV下部プレナムに残存しており、PCV下部にも分散していると推定。
- (3) 3号機：事故時、水素爆発が生じた。使用済燃料プールからの燃料取り出しのため、原子炉建屋上部にカバーを設置するための作業を実施中。実機データ及び解析結果により、一部はRPV下部に残存しているものの、燃料デブリの多くはPCV下部に溶け落ちていると推定。
- (4) 4号機：事故時、3号機で発生した水素が4号機に流れこみ水素爆発が生じた。原子炉建屋外部にカバーを設置し、使用済燃料プールからの燃料取出しを2013年11月から開始し、2014年12月に完了。

長期間かかると予想される廃炉を促進するためには新たな発想に基づく数多くの技術開発が必要である。具体的には、国際廃炉研究開発機構(以下、IRID: International Research Institute for Nuclear Decommissioning)により、①原子炉建屋内除染、②PCV補修・止水、③PCV及びRPV内部調査、

* 東京大学大学院工学系研究科原子力国際専攻；特任教授(〒113-8656 東京都文京区本郷7-3-1)
The Role of Material Research for Decommissioning of Fukushima Dai-ichi Nuclear Power Plant; Shunichi Suzuki (Department of Nuclear Engineering and Management, School of Engineering, The University of Tokyo, Tokyo)
Keywords: Fukushima Dai-ichi nuclear power plant, decommissioning, material research
2016年9月6日受理[doi:10.2320/materia.56.140]

④燃料デブリ性状把握, ⑤燃料デブリ臨界管理, ⑥燃料デブリ取り出し, ⑦燃料デブリ収納・移送・保管, ⑧固体廃棄物の処理・処分に関する研究等とともに, RPV/PCVの健全性評価が安定化のための研究として鋭意取り組まれている⁽²⁾.

以下では, 事故初期における1F安定化作業とその後の廃止措置のうち, 材料技術に関する実績及び課題を紹介する.

3. 事故炉と通常炉の相違

主題に入る前に, 先ず, 事故炉と通常炉の廃止措置の違いを認識する必要がある. 1Fのような事故炉の廃炉の場合, 数多くの廃止措置作業が相互に関連しており, ある個別技術の枝葉的な詳細議論にこだわると不必要に時間がかかり, 逆にリスクを高める結果となることが懸念される. 米国スリーマイルアイランド(TMI: Three Mile Island)事故においては, 米国原子力規制庁は事前にリスクの本質を検討し, 溶融する燃料デブリを早く取り出すことが最大のリスク排除につながると判断し, 過度な規制要求を出すことによって大幅に工程が遅延してしまうことがないように安全を最優先にしながら規制案件を配慮したとのことである. TMIでは原子炉内に燃料デブリがあり原子炉を貫通していなかったことや, 水素爆発による建屋損傷と汚染拡大がなかったことなど, 1Fの事象と大きな相違点がある. このため, 1F廃炉のような更に複雑な事象に対応するためには, 個別の技術のリスクというよりも, 全体を俯瞰してトータルリスクを管理することが極めて重要な鍵となる. ここで, 事故炉(1F)と通常炉の廃止措置との間には, 以下のような大きな相違点がある⁽³⁾.

① 時間との戦い

最大のリスク要因である燃料や燃料デブリを取り出すまでの間, 耐震評価を含め, 塩水腐食, 鉄筋腐食など時間依存型の材料劣化事象を考慮する必要がある.

② 高放射線環境下の作業

多くの作業が遠隔操作であり, 高線量, 狭い空間など現場に適應する遠隔ロボット技術が必要. 但し, ロボット操作のためには足場作り, エリア確保など, 作業者が事前に行う作業が多数あり, アクセスルートの除染は必須である.

③ 既設設備がほとんど利用できない

水素爆発や炉心損傷等により多くの機器が機能喪失しているため, 状態を確認せずに設備を利用することができない.

④ 大量の放射性廃棄物

ほぼ全てが放射性廃棄物であり, 多種多様な大量の廃棄物をどのように保管, 処理, 処分するかなど, 安全を最優先にしながらも, 合理的な処理・処分を考える必要がある.

⑤ リスク管理

通常原子炉と同様の廃止措置管理では危険である. 例えば, リスクのわずかな増大も許さない工事を行うと, 結果的にリスクの大きな増大を招く. また時間的な先送りもリスク増大につながる. 現場を中心とし, 時間/空間/対象(放射性物質)を考慮した俯瞰的リスク管理を実施すること

が重要である.

⑥ 人材育成

数10年と長期にわたる廃止措置を見越し, 個々の技術のみではなく, 俯瞰的な管理のできる人材を戦略的に養成し, 現場を初めとする廃止措置に投入していくことが極めて重要である.

4. 1F廃炉に必要な材料関連技術

廃炉に必要な材料技術として先ずあげられるのは, 廃炉全工程を通じて建屋・構造物の機能を維持し, 必要に応じて補修を行うという設備保全に関する技術である. また, 燃料デブリ取出しやその後の保管に関する技術も材料面からの寄与が期待されている. 具体的には, ①原子炉建屋, 燃料プール及びPCV耐震評価, ②PCV止水技術(例, 止水用グラウト材開発), ③汚染水保管容器耐食性維持, ④燃料デブリの材料特性及び分布把握, ⑤燃料デブリ取出し用ツールの材料選定, ⑥臨界管理に必要な水質管理, ⑦取出し後の燃料デブリ長期保管, ⑧長期にわたる放射性廃棄物の管理などが相当する. また共通技術としては, 遮蔽材, 電子機器・カメラ・光ファイバー等耐放射線材料の開発や, 損傷個所の検査技術等があげられる. 但し, 問題解決にあたっては, 材料個別の課題として対応するのではなく, 構造, 機器を含むシステム全体の課題として捉えることが重要である. 例えば, 高線量環境下で使う電子部品は耐放射線性に優れた材料の使用が望ましいが, 現場環境が現状仕様を大幅に超えて現実的な材料選択ができない場合には, 放射線感受性の低い既存技術を改良する方法(例えば, 半導体素子を使った高性能耐放射線カメラではなく, 撮像管を使用する手法⁽⁴⁾)も選択肢の一つとなる. なお, 電子機器に対する放射線の影響として, γ 線照射試験により1 Gy/hourの高放射線下でも100時間以上の動作が可能なが確認されている⁽⁵⁾. 原子炉内のような更に高放射線領域では, 電子制御よりも機械制御による遠隔操作が望ましく(液圧制御ロボットも開発中⁽⁶⁾), 使用材料も要求ニーズに合わせて選定する必要がある.

(1) 腐食対策

(a) 震災後の腐食対策⁽⁷⁾

地震に伴う津波により冷却機能が喪失し, 炉心及び燃料プールを冷却する緊急措置として海水が注入されたため, 各設備の腐食リスクが顕在化した. また3号機燃料プールでは, 崩落したコンクリート瓦礫により, プール水のpHが11.2に上昇したため, アルカリ化によるAl製燃料ラックの腐食が懸念された. このため, 弱酸であるホウ酸注入によるpH緩衝が採用され, 中和後には水質はpH 9付近で安定した. 震災後の比較的初期段階での燃料プール及び原子炉の腐食抑制策としては水の冷却とともに, ①脱酸素, ②塩分除去, ③微生物の殺菌が適宜適應された. 注水への窒素バブルにより溶存酸素は低減され, また閉鎖系のPCV/RPVにおいては更に窒素ガス封入によって酸素の溶解が低減された. 更

に、ヒドラジン注入による方法も併せて採用された。ヒドラジンは脱酸素剤($N_2H_4 + O_2 \rightarrow N_2 + H_2O$)としてボイラー設備やPWRプラントでの実績が豊富であり、また殺菌作用があることから、微生物対策に対しても有効である。TMIでは油混入などによる水質悪化の結果、微生物(藻)が原子炉炉内で繁殖して燃料デブリ検知に支障が生じ、1年近く工程が遅延したとの苦い経験がある⁽⁸⁾。微生物の繁殖は当時米国では予期していなかった事象であったが、1Fにおいては近隣ダムから冷却水を供給したこともあり、早期に対策が検討された。放射線の効果については、その後、日本原子力研究開発機構(以下、JAEA: Japan Atomic Energy Agency)により評価され、放射線環境下ではヒドラジンはより高い脱酸素効果を示すことが確認された⁽⁹⁾。なお、ヒドラジンは高温で熱分解が生じて水素が発生することや、解離によりpHが上昇しスケール障害が生じるリスクが想定されたため、水温の低下が確認されてから、順に使用済燃料プール、原子炉系へと注入された。



また使用済燃料プールでは、塩化物イオン濃度を10 ppm程度まで低減するため、モバイル型装置を用いて、①油分や放射性物質等の除去、②RO(逆浸透膜)/ED(電気透析)による浄化、③イオン交換樹脂による水質改善が行われた。原子炉系については水処理設備を通じて同様に塩分除去が行われており、現状は約数百ppbと地下水レベルまで低減している。

以上、腐食対策について述べたが、対策技術の長所と短所を熟慮した上で、段階を踏んで実機に適用されてきている。

(b) PCV等構造物健全性評価⁽²⁾

今後の原子炉建屋及びPCVの機能維持を継続するためには、将来起こるかもしれない地震を想定した耐震評価が求められるが、長期健全性評価にあたっては、事故直後に高温履歴を受けその後再冠水されたコンクリート部材の強度変化や海水による鉄筋腐食、並びに原子炉系主要配管材である炭素鋼の腐食減肉を考慮に入れる必要がある。燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法は、周辺環境並びに作業員への被曝低減の観点から確実な工法である。但し、冠水に伴い水重量が増加することや、その後の作業である燃料デブリ取出しのための重機や放射性物質飛散防止用セルの設置等により、建屋・構造物への負荷が増加する。また取出し前には、PCVやRPVの蓋を開け系統が開放されるため、大気中の酸素が系統内に侵入する可能性もある。ここで、損傷を受けた建屋・構造物の評価に対して、十分に保守性のある現行許容基準を適用することが適切であるかどうかには議論の余地がある。何故ならば、過度に保守的な条件を満たすために技術的難易度の高い補修作業を行うことは、作業の長期化とともに、多くの作業員被曝を生じる恐れがあるなど、トータルで見ると逆にリスクが高くなる可能性があるためである。このような課題に対しては、構造物の許容状態とは何かを時間

軸を考慮して見極めた上で、安全確保が可能なクライテリアを設定することが肝要であり、学協会の専門的意見を取り入れた検討が必要であると思う。

(c) その他機器の耐食性評価

上記以外として、汚染水処理設備の機器や保管容器の耐食性評価、注水系配管の高流速環境下における流動腐食などが腐食評価として重要である。例えば、汚染水はゼオライト等を用いてセシウムなどの放射性物質を取り除き、容器に保管されている。高濃度セシウム保管容器には多少の塩分を含む水が残存しているため、容器材料であるSUS316Lの孔食や応力腐食割れが懸念された。JAEAは、放射線環境下での腐食試験を実施し、容器に内包されているセシウム吸着材のゼオライトが鉄の腐食電位を自然電位よりも低下させ、海水塩分による容器腐食を発生しにくくすることを見出した⁽¹⁰⁾。この結果は、容器構造物と内包される機能材との接触も重要な材料評価項目であることを示唆している。

(2) 冠水のための補修材開発⁽²⁾

前述のように冠水工法は理想的な工法であるが、水張前にはPCV漏えい個所の特定と補修が必要となる。PCV下部止水のためには、汚染水中にある大型構造物(例、直径約10mのドーナツ状タンクでリング外径約30mの圧力抑制室(S/C: Suppression Chamber))から、小さな漏えい部(合計約5cm径程度)を検知し、更に高濃度汚染水中で補修する必要があり、技術的に極めて高い困難が予想される。このためIRIDでは、PCV下部とS/Cとを繋ぐ直径約2mのベント管内に遠隔操作でグラウトを注入するなどの工法で、新たな水バウンダリーをS/Cよりも上流側で構築することを計画している。ここで燃料デブリ(現在約100kW/基と推定)の冷却を目的として、1プラントあたり1日約100tonの水が注入されているため、グラウトは流水条件下で固化する必要があり、新たな水中不分離コンクリートが開発されている。またPCV上部には電気ケーブル等を通すための貫通部が数百ある他、定期検査時に作業員や機器が入れる大型ハッチがある。これらにはシール材として高分子材料が使われているため、事故時に高温となり損傷した可能性が高い。このため上部冠水のためには、被曝を極力低減可能な簡易的補修技術(例、グラウト封入や遠隔溶接技術)が必要となる。

(3) 燃料デブリ特性評価⁽²⁾⁽¹¹⁾

燃料デブリを取り出すためには、先ず生成物の基本特性を理解することが重要である。燃料棒は二酸化ウラン製の燃料ペレットとそれを収納するジルカロイ2製の燃料被覆管から構成される。燃料被覆管は8×8本や9×9本の束となってジルカロイ4製のチャンネルボックスに収納されており、中央部には水が流れるウォーターロッドが配置されている。チャンネルボックス4体の中央には核反応を制御する十字型の制御棒が挿入される。十字型の翼であるステンレス製の制御棒ブレードには、中性子吸収材である粉末状ボロン

B₄C がステンレス製チューブに収納されて並べて配置されている。事故により冷却が失われ高温になるとまず約800°Cで被覆管が破裂し、約1200°Cで被覆管が急速酸化、約1250°Cで制御棒が内部のB₄Cとステンレスの共晶反応を伴い溶融、約1500°Cで燃料の溶融が開始する。2000°C近くなると燃料溶融が急速に速まり、溶けた燃料はRPV底部へと移動し、炉内の構造物であるステンレス鋼、ニッケルやRPV材の低合金鋼などと反応する。制御棒や炉内計装用管は原子炉の下から挿入されているため、落下した燃料デブリはこれらの管あるいはRPVと管との溶接部を溶かしてRPVを貫通し、PCV底部へと流れ落ちると推定されている。PCV底部に落ちた燃料デブリはコンクリートと反応し、CO₂、H₂等ガスを出しながらコンクリートを浸食する。このように、温度上昇とともに種々の材料による溶融が生じて拡散・移動する。ここで燃料デブリの主成分はU-Zr-Oの固液二層であるが、拡がりを含めた流動挙動を把握することは、事故進展を評価する上で重要なだけでなく、将来の取出しに必要な燃料デブリの位置推定、更には取出し後のデブリ成分推定にも極めて重要な示唆を与える。燃料デブリの溶融・凝固を伴う流動は、温度、相変態、粘性、表面張力など複雑に絡み合った数多くの因子の影響を受けるが、これはまさに鉄冶金において培われてきた溶融金属流動評価が参考となる領域である。また粒子法による流れ解析も、高粘性材の流体挙動評価をする上で有望なシミュレーション技術である。材料と流体の評価が融合すれば、材料から流れ、流れから材料を推定でき、例えば、数個所のサンプリング調査で得られた材料組成の情報から流れを推定して、他の箇所の材料組成を推定することも理想的には可能となるだろう。材料-流体ハイブリッド評価技術が進歩すると一つ一つが複雑で手間のかかる高線量下作業を大幅に簡略化することができ、取出・保管を含めた廃炉の加速化に対して大きな貢献が期待される。また燃料デブリ取出しにあたっては、燃料デブリの物理的・化学的特性の他、硬さ・靱性などの機械的特性を把握することも重要である。事前にこれらの情報を推定するため、IRID研究としてJAEAは模擬デブリを作製し各種データを取得している。その結果、硬さについては(Fe, Cr, Ni)₂(Zr, U)等の金属では約10 GPa以下、(U, Zr)O₂、(Zr, U, Ca)O₂等の酸化物では約15 GPa以下、制御材のホウ化物ZrB₂では約20 GPa以下となった。このように、燃料デブリ取出し治具の設計では、高硬度材や延性材が不均一に多数混在している点を考慮にいたした上で材料選定を行う必要がある。また単に硬さのみならず、取出し速度や切削時の粉塵の舞い上がり、水中・気中施工の可能性などの評価も重要である。特に燃料デブリ粉塵の舞い上がりは、作業中の放射性物質閉じ込めに対し最も考慮すべき事象であり、レーザーを含む熱的手法を選択した場合には粉塵防止策を慎重に検討する必要がある。

その他、燃料デブリの熱力学的特性、海水塩と燃料デブリとの高温反応、核反応抑制材のGdの分布状況、MCCI生成物の材料特性評価など、取出しのみならず、その後の保管も見据えたデータ整備が必要である。このうち事故時に海水塩

が燃料デブリに含まれたかどうかは燃料デブリの長期保管に重要な情報となる。高野ら⁽¹²⁾は、海水中の塩素イオンは事故高温時に塩素として蒸発し、海水残留成分のマグネシウムやカルシウムは燃料デブリに溶け込んで硬度を上昇させる一因になると推定している。この例はまさに事故により生成した材料(組成・成分)が燃料デブリ取出しのみならず、収納・保管にまで幅広く影響することを示唆しており、今後も継続して幅広くデータを取得し、事象の理解を深めることが、材料専門家に求められている。

(4) 燃料デブリ収納缶⁽²⁾

取出した燃料デブリを保管する収納缶に求められる安全機能は、①自然放熱等による除熱、②軽量化、③遮蔽、④気密性向上による閉じ込め、⑤形状管理等による未臨界維持、⑥水素発生抑制、⑧防食、⑨火災等の防災である。このうち、防食管理と水素管理については、燃料デブリ収納後にどれだけ含有水を乾燥できるかがポイントとなる。防食技術の他、高性能水素触媒の開発も必要となる。

(5) 放射性廃棄物の処理・処分⁽²⁾

操業廃棄物は、基本的な廃棄物性状に係わる情報は把握されており、比較的管理された状態にある。一方、福島第一事故廃棄物は、種類、量、物理的・化学的特性など多くの不確実性があるため、インベントリーの把握とともに、いかに廃棄物を安定化させるかが重要な開発要素となる。長期的な安定化の観点からは、コンクリート固化技術、ガラス固化技術、防食技術などの材料関連技術が重要である。

5. 燃料デブリ取出しに向けて考慮すべき視点⁽²⁾

燃料デブリを取出すためには、以下の視点が重要である。

- (1) 1Fにおける燃料デブリ取出し作業は、TMI-2と比較して一層の困難が予想される。作業全体戦略、取出し工法、デブリ取出しツールの開発、廃棄物対策については、学問領域を越えて国内外の叢智を結集する必要がある。
- (2) 燃料デブリ取出し達成のためには、腐食評価も含め、関連する各プロジェクトの目的・ゴールを明確にした上で、部分最適ではなく全体最適となるように計画し、柔軟に技術開発を行う必要がある。
- (3) 戦略の策定にあたっては、End-State(最終的にどうしたいか)を考え、実現可能な様々なオプションを検討し、その結果、第一案だけでなく必ず代替案を準備しておくことが重要である。

材料はすべての基本であり、上記視点を踏まえ、廃炉のニーズと材料シーズを適切にマッチングすることが肝要である。

