

巻頭言

- 1 温暖化問題へのソリューションを提供する日本 杉山大志

時論

- 2 立地地域の誇りと責任、そして覚悟 種市治雄
- 4 我が国の電力・エネルギー政策に求められる「現実感覚」 室伏謙一
- 6 ベリホフ名誉総裁，ロシア原子力の今昔を語る 千野境子

特集 2018 年秋の大会から

原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価

- 17 原子力発電所の長期運転への取り組み—高経年化への対応 岩崎正伸
- 20 機器・構造物の経年劣化事象への対応—経年劣化影響評価 新井 拓
- 23 電気計装設備（ケーブル）の劣化影響評価について 石井伸拓
- 27 コンクリート構造物の劣化影響評価について 島本 龍, 森下友一朗, 北川高史

Short Report

- 31 福島復興・廃炉推進に向けた学協会連絡会の取り組み—秋の大会での理事会セッションから 企画委員会

解説

- 33 福島第一原子力発電所廃炉の技術戦略について—廃炉の道筋と戦略プラン 2018

NDF は 1F 廃炉に向けた技術戦略プランを毎年、取りまとめている。戦略プラン 2018 では、燃料デブリ取り出しや廃棄物対策を中心とした内容から、汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出しまで検討範囲を広げた。 福田俊彦

- 38 酸化物分散強化型（ODS）フェライト鋼被覆管の開発—組織制御・特性発現メカニズムを中心に

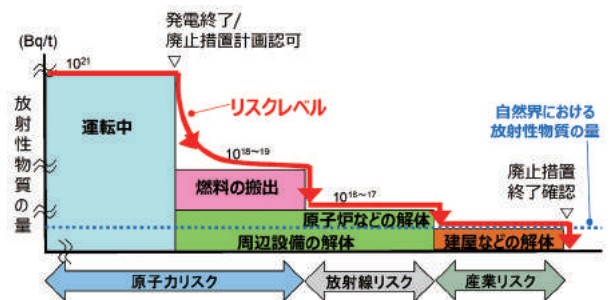
我が国の独自技術である ODS フェライト鋼被覆管の組織制御や優れた材料特性の発現メカニズムを、物理冶金学に基づいて解説する。 鵜飼重治

解説シリーズ

安全かつ効率的な廃止措置に向けて（1）

- 48 我が国の原子力施設廃止措置の現状と課題について

東日本大震災を契機に、本格的な廃炉の時代を迎えようとしている。廃止措置を安全かつ効率的に進めるために、解決すべき課題は何か。日本、英国、米国の現状を 3 回にわたって紹介する。 山内豊明



運転段階から廃止措置の各段階のリスク

FOCUS 国内外の原子力教育事情（2）

- 63 京都大学原子核専攻・原子核工学コース 高木郁二, 中島 健

43 Scientific Wanderlust Across The Ocean 海の向こうの研究放浪記 —太西洋横断飛行編

河野俊彦

解説シリーズ

最先端の研究開発 量子研究開発機構 (2)

53 標的アイソトープ治療の研究開発

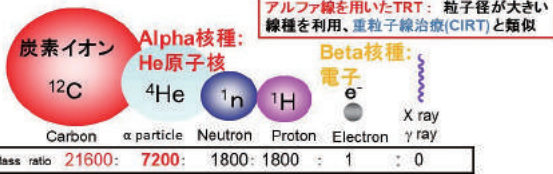
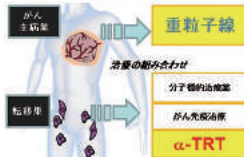
個別化医療に直結する「診断と治療の一体化」なプローブの開発により、核医学分野では、診断用 PET/SPECT 核種による診断と核種の付け替えによる治療、すなわち標的アイソトープ治療の新時代を迎えている。

東 達也

α線核医学治療の特徴

- α線は電子の7,200倍重く、透過性が低い。
- α線は高線エネルギー付与High LET、生物学的効果比が高くRBE
- α線はDNA二本鎖切断を起こし、より修復されにくい
- α線：体内での飛行はがん細胞数個分程度で、がん細胞のみを殺滅し、周囲の正常臓器への放射線障害が最小限

副作用の少ない重粒子線とα-TRTの組み合わせは理想的なGOL志向のがん治療



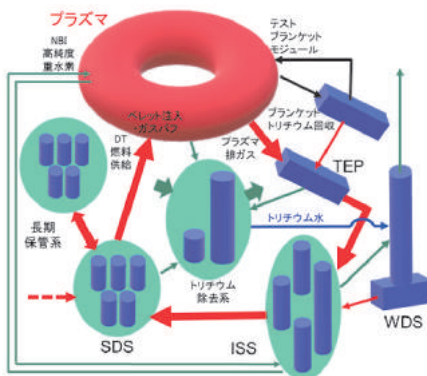
アルファ線を用いたTRT: 粒子径が大きい線種を利用、重粒子線治療(CIRT)と類似

連載講座 核融合トリチウム研究最前線 —原型炉実現に向けて (第8回)

58 トリチウムプロセッシング

重水素-トリチウム燃料で動作する核融合炉は施設内に燃料循環システムを設ける。そのシステムは大流量の重水素-トリチウム流を処理しなければならない。

磯部兼嗣, 岩井保則



ITER トリチウムシステムの構成

14 Column

- 「138 億年のモグラたたき」 井内千穂
- 「トリチウム水に関するニュースへの欧州の関心」 妹尾優希
- 「福島住民の「物語」に耳を傾ける」 服部美咲
- 「分野横断的課題」 坂東昌子
- 「2年前も今も」 渡辺真由
- 「やっぱり再エネは革命的だ」 渡辺 凜

談話室

66 ラドン療法の治療実績と研究動向

光延文裕

68 カリファ大学原子力工学専攻での講義と滞在の記

島津洋一郎

会議報告

70 将来の原子力を担うリーダーを育成

河野裕子

科学コミュニケーション 第8回 (最終回)

71 イノベーションの重要性

岸田一隆

理事会だより

72 創立 60 周年に向けて

岡嶋成晃

- 8 News
- 30 From Editors
- 73 会告 2019・2020 年度代議員選挙について
- 75 会報 原子力関係会議案内、次年度会費請求のお知らせ、フェロー基金および原子力の安全向上に資する活動基金寄付者芳名一覧、「2019 年春の年会」見学会案内、英文論文誌 (Vol.56, No.2) 目次、主要会務、編集後記、編集関係者一覧

学会誌に関するご意見・ご要望は、学会誌ホームページの「目安箱」(<https://www.aesj.or.jp/publication/meyasu.html>)にお寄せください。

学会誌ホームページはこちら
<http://www.aesj.net/publish/atomos>

温暖化問題へのソリューションを提供する日本

巻頭言



キャノングローバル戦略研究所 上席研究員

杉山 大志 (すぎやま・たいし)

東京大学工学系研究科物理工学修士，電力中央研究所，国際応用システム解析研究所などを経て現職。産業構造審議会等委員を歴任。IPCC 第6次評価報告書第3部会総括執筆責任者。最新刊「地球温暖化問題の探究」を12月に上梓，Amazon 他で発売中。

日本は世界にどう貢献するのか。G20 に向けた議論がなされている。検討は多岐にわたるが，温暖化問題についてはどうすればよいか。

過去の環境問題は，アフォーダブルな(=受容可能なコストでの)技術の開発によって解決してきた。発電所・化学工場等の SO_x 等の排煙は，排煙脱硫装置によって解決してきた。自動車の NO_x 等の排ガスは，三元触媒装置によって解決してきた。温暖化問題も，実は同じことが起きてきた。シェールガス技術の開発により，米国では天然ガス火力発電が石炭火力発電を経済的に置き換え，CO₂排出が減少した。LED 照明は，白熱電灯や蛍光灯を駆逐し，液晶フラットディスプレイはブラウン管ディスプレイを駆逐し，何れも大幅な省エネをもたらした。原子力発電はもちろんアフォーダブルな技術として火力発電を代替して CO₂削減をもたらした。他にも，エアコンでのインバーター利用など，無数のアフォーダブルな技術が CO₂削減をもたらしてきた。

ひとたび CO₂削減技術がアフォーダブルになれば，それは政策介入なしでもしばしば普及する。若干の政策的な後押しがあれば，ますますそれは早まる。これからも，アフォーダブルな CO₂削減技術が続々と現れるだろう。自動車は，自動運転，電気自動車，シェアリングといった革命的变化によって，大幅な CO₂削減が可能になる。これは，運輸部門に留まらない。自動運転の車が動き回るということは，オフィスや家庭ではロボットが動き回ることになる。オフィス，家庭では AI による省エネが始まっているが，これが本格化する。そして本丸は工場である。AI・IoT 等を活用して，どこまで工場の生産性は向上するか。革命的な生産性の向上は，大幅な省エネを意味する。情報技術だけではなく，材料技術にも期待が持てる。炭素繊維強化プラスチックによって，すでに旅客機が軽量化されて省エネが進んできたが，これが自動車にも利用されつつある。

いずれも，技術的な課題は多くある。しかしイノベーションのペースは速い。温暖化問題で議論される 2050 年，2100 年といったタイムスパンの中であれば，以上で述べたような技術はどれもこれも相当に進歩するだろう。ここに，温暖化問題解決のチャンスがある。そこで日本の役割であるが，イノベーションを通じてアフォーダブルな CO₂削減技術を生み出し，温暖化問題へのソリューションとして世界諸国に提供することにある。広範な製造業基盤を有し，イノベーション能力のある国は，世界でも数えるほどしかなく，日本は一角を占めている。イノベーションに重きを置いた温暖化対応戦略は，米中新冷戦等で緊張を高める国際関係において国力を維持しなければならないという安全保障上の要請にも適い，もちろん経済成長にも寄与する。

日本は CO₂削減技術のイノベーションにコミットをする。そこでの主役は民間企業であるが，イノベーションを促す為には，政府は何をすべきか。基礎研究や実証試験への支援はもちろん必要である。省エネ行政は，規制強化をするのではなく，民間がアフォーダブルな省エネを進めるにあたって有益な情報を提供することに努めるべきである。そして最も重要なことは，良好な事業経営環境を提供することだ。そのひとつとして，電力供給は安価で安定していなければならない。ここにはもちろん原子力発電の役割がある。

(2018 年 12 月 10 日 記)



立地地域の誇りと責任，そして覚悟



種市 治雄 (たねいち・はるお)

六ヶ所村商工会会長

1966年9月生 青森県六ヶ所村出身

1995年トヨタ工業株式会社代表取締役

2001年青森県商工会青年部連合会会長，2005

年原子力産業と地域・産業振興を考える会副

会長，2018年六ヶ所村商工会会長

福島第一原子力発電所の事故以降、原子力を取巻く状況は混迷が続きその動向は一層深刻化することが懸念されるが、改めて原子力政策の円滑な推進が図られることを切望するところである。また、原子力発電所の再稼働が飛躍的に進展することが期待できない昨今ではあるが、原子力発電に代わり老朽化した火力発電所の稼働による綱渡り的な電力供給が長期化し、二酸化炭素の排出量増加による地球温暖化や化石燃料の輸入増加に伴う電力料金の高騰など、我が国の持続的な経済成長の阻害要因となっていることは誰もが知るところである。エネルギーは国民の安定した生活や経済活動を支える基盤であり、原子力発電はその中でも大きな役割を担ってきたが、果たしてエネルギーの安全保障上これで良いのかと疑問と不安を禁じえない。原子力規制委員会による新規制基準適合性審査は遅々として進展せず、現在再稼働が認められた原子力発電設備は僅か9基(2018年11月現在)にとどまり、立地地域には疲弊と閉塞感すら漂っている。とりわけ、青森県においてもむつ市・大間町・東通村・六ヶ所村および周辺自治体を含めた立地地域では、原子力施設の建設計画や事業の推進に大きく寄与してきたが、何れの事業も停滞を余儀なくされ一刻も早い事態の終息が望まれるところである。本稿では、原子力施設と立地地域との共生関係に関して地元住民の立場から、今やらなければいけないことは何か、これからの日本の未来に何を託し何を引継ぐべきか考察するため、以下の項目について所見を述べさせていただくこととした。

- ▶ 第5次エネルギー基本計画における原子力発電および核燃料サイクル政策の課題。
- ▶ 先行き不透明なバックエンド対策に関して即刻見通しを明らかに。



第5次エネルギー基本計画に関しては、概ね従来の基本計画を踏襲した表現にとどまってはいるものの、原子力発電と核燃料サイクルに関する記述について国の原子力政策に対する姿勢としてはやや消極的な印象を持たざるを得ないのが実感である。各電力会社においては、原

子力発電設備の老朽化や採算性などの観点から廃炉を決定、あるいは廃炉が検討されている発電設備の増加が予想されるなか、原子力発電の電源構成比率(20~22%)を考慮した新增設およびリプレースに関しての方針が示されなかったことは国民にとって大きな不利益をもたらしかねないものであり、今後の動向を注視する必要がある。原子力発電に対する依存度を可能な限り低減するとした政府方針に異論を述べるつもりはないが、刻々と変化する世界のパワーバランスとエネルギー安全保障の観点から、原子力の果たす役割は揺らぐことがないのは自明であり、新規制基準適合性審査の円滑な進展を前提とし、全ての発電所で速やかに再稼働の実現が図られるよう国の責任ある対応を強く求めたい。また、エネルギー資源の安定確保と経済性、環境適合性の観点から核燃料サイクルは全量再処理を基本とした政策が堅持されたが、核不拡散上プルトニウム利用の透明性向上を図ることを前提に厳重な管理が求められていることから、プルサーマルを計画的かつ着実に進めることが最重要課題であろうと思料される。しかしながら、第5次エネルギー基本計画および原子力委員会が示したプルトニウムの利用に関する基本方針では、プルトニウム保有量の削減に言及しているもののプルサーマルの着実な推進とプルトニウムの計画的な利用に関する具体的な方策や手順が示されないままであり、到底、国民の理解と協力を得られることなど困難ではないかと考える。更には、海外保有分のプルトニウムの着実な削減とプルトニウムの需給バランスに関する記述についても専門家の間でも疑問視され意見が分かれるところではあるが、だからこそ国民に対しては明確な方針と丁寧な説明をしていくことが国の責任ではないかと考える。とりわけ、六ヶ所村の再処理工場およびMOX工場の操業をめぐることは、その状況如何によって設備の稼働率や生産性にも深刻な影響が懸念されており、それらの整合性に関して立地地域に対しては何らの説明が一切無いまま現在に至っていることは痛恨の極みであり、核燃料サイクル事業の今後の見通しに漠然とした不安感と憤りすら覚えるところである。



また、原子力政策の議論において高レベル放射性廃棄物の処分地選定に関しての具体的な見通しが示されていないこともこれらの課題の背景として挙げておく必要がある。核燃料サイクル事業におけるバックエンド問題は、国民共通の課題として捉えられている一方で、候補地の選定は難航し課題が浮き彫りになっているにも関わらず先行きが全く不透明な状況が継続することは由々しき事態であろうと認識する。六ヶ所村には1995年に海外から返還された高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)が貯蔵(30年~50年の期間)されているが、処分地の選定が長期化することによって貯蔵期間が超過し、なしくずし的に貯蔵期間の延長を求められるのではないかと懸念する声も出始めている。俗に言う“トイレなきマンション”議論の再燃である。平成27年に閣議決定された「特定放射性廃棄物の最終処分に関する基本方針」では、安全性の確保を大前提としつつ、安定的かつ着実に進めることが最も重要であり国が前面に立って取組むとした政府方針が示されているものの、遅々として進展が見られないまま現在まで至っていることは、ひとつには国民の関心が低いことと、合わせてそれぞれのステークホルダー間の責任の所在が不明確なままこれまで先送りされてきたのではないかと考察する。他方、福島第一原子力発電所をはじめとする廃止措置を計画中の各発電所の廃棄物の処理・処分に関しても同様に、早期実現に向け可及的速やかに具体的な計画と方針が示されるべきであり、国あるいは事業者の責任ある対応を求めるものである。全国各地の立地地域においては、これまで脈々と培われてきた信頼関係が原子力推進の原動力となっていることは明らかではあるが、バックエンド問題の長期化がその阻害要因になるようなことは絶対にあってはならない。バックエンド事業の必要性に関しては広く国民の理解と協力を求めることが必要不可欠であり着実な成果が早期に得られることを強く懇願するところであるが、その一翼として貢献できるのは立地地域の洗練された理解であり、改めて地域間協力のあり方や各関係機関の連携強化を図るため今一度体制の見直しをしてみてもどうか。

◇

筆者は核燃料サイクル事業との共生関係を誇りとし、更には事業推進に使命感をもって取り組んできたところであるが、古くから産業資源に極めて乏しい本村の産業構造に、核燃料サイクル施設の立地によって一次産業を含めたそれぞれの業種業態ごとの付加価値が見出だされ、地域における産業振興に大きく寄与していることは明白な事実でもある。前述のように、核燃料サイクル政策に

関する方針は立地当初の説明とは齟齬が生じているのが実態ではあるが、そうした地域事情とは全く裏腹にこれまでの経緯や政策方針を排除した議論が展開されていることに失望を禁じえない。一方、本県における原子力産業の現状に目を転じてみると、それぞれの施設では事業着手から既に長い歳月(大間原発1976年誘致表明・東通原発1965年誘致表明・むつ中間貯蔵2003年誘致表明・六ヶ所再処理1984年立地協力要請)が経過しているものの、未だ地域が願っている原子力施設との共生関係の発展には至っていない状況は、国策(むつ製鉄、原子力船むつ、むつ小川原開発等)に翻弄され続けてきた下北半島の歴史そのものではないかと思慮するところである。当該施設の立地に関しては、国・県・村・関係自治体および事業者間での信頼関係に基づいて進められてきたはずであるが、これらの課題が長期化することによって信頼関係が損なわれる事態にまで発展することが懸念されている。

これらの諸課題に直面した現在、自らの責任において今やらなければならないことは何か、今やるべきことは何か、今できることは何かを改めて考え、より具体的な行動と姿勢を示すべき時期に来ているのではないだろうか。去る、2018年10月31日、11月1日に(一社)原子力国民会議が主催(エネルギーと環境・経済を考える会共催)した「全国立地地域全国大会」では、以下の項目を声明として満場の賛同を得られたところであるが、正に我々の行動指針として内外に対して発信していくことが我々の務めではないかと考える。

1. 新規制基準適合性審査の効率化
2. 原子力発電所の早期再稼働と長寿命化の促進
3. プルトニウム利用の促進と核燃料サイクルの政策の堅持
4. 立地地域における地域振興策の強化
5. エネルギー・環境教育とリテラシーの向上
6. 原子力人材の育成と強化

◇

国の原子力政策の推進において、立地地域は多大な貢献を果たしてきたところであり、全国各地の原子力施設の立地に関してはこれまで安全性の確保を第一義に、地域振興に寄与することを前提とした信頼関係に基づいて進展してきたが、今後も郷土の豊かで自立した輝かしい未来創造のため、立地地域としての責任を念頭に関係地域との連携強化を図りつつ課題解消に向け強い決意で臨むことが我々としての覚悟である。

(2018年11月30日記)



我が国の電力・エネルギー政策に求められる「現実感覚」



室伏 謙一（むろふし・けんいち）

室伏政策研究室 政策コンサルタント
慶應義塾大学大学院修士課程法学研究科修了。総務省、三井物産戦略研究所勤務、みんなの党代表(当時)渡辺喜美議員政策担当秘書、デロイトトーマツコンサルティングなどを経て、現在に至る。

筆者はエンジニアでも原子力の専門家でもないが、電力・エネルギー分野とは様々な形で関わってきた。

筆者と同分野との関係は、小学生の時にある種の発電所マニアで、国内の様々な発電所の資料を、下手くそな字で書いた拙い表現の葉書で各電力会社にお問い合わせ取り寄せ、ある夏休みの自由研究で火力発電所について調べ、発電燃料に石炭や石油、それにLNGというものがあることを知り、父親に頼み込んで出身地の静岡県内にある浜岡原発、新清水火力発電所(既に廃止)、井川水力発電所を見学に行ったところから始まる。

一方、政策的な関わりは、総務省の公害等調整委員会が多目的ダム建設問題やダムの運用に起因する公害事件の処理に関わったこと、行政評価局で構造改革特区の規制の特例措置(地域を限定した規制改革の実験)の評価において電力・エネルギー分野を主に担当したこと、そして、衆議院議員の政策担当秘書として、当時その党が看板政策として掲げていた脱原発、電力自由化・再生可能エネルギー導入推進のための政策作りに関わったことがあり、その後も国会議員のアドヴァイザーとして同分野関連法案に対する国会質問の作成支援等を行ってきた。

ビジネスの世界では、幾つかの電力会社と一緒に仕事をさせていただいたり、新たなエネルギー関連プロジェクトに関わったりした。

以上のように、電力・エネルギー分野に様々な立場、観点で関わってきた者として、昨今の同分野を巡る政治・政策の動きについて所感を述べてみたい。

まず、この分野への国の関与の在り方について。我が国においては、電力事業は、発電施設等の設置から管理・運営、配電電、さらには核燃料リサイクルまで、一義的には民間事業者のリスクと責任において行われることとされており、近年の電気事業法等の改正により、新規参入の自由化と相まってその傾向は更に強まってきていると言ってよい。

もっとも、電力・エネルギーは国民の生活、経済活動を支える「下部構造」であって、必要不可欠な存在であることについては、疑いを挟む余地はない。換言すれば、

我々国民は電力・エネルギーの恩恵をたっぷり、十二分に受けているということであるが、電力・エネルギーが社会インフラ、公共インフラであり、公共性、公益性が高いこと、そしてそれを担う電力会社等の事業者及びその事業活動についてもまたしかりであるということ、そうしたことについて顧みられることは、関係者や一部の専門家を除いてあまりないように思う。

公共性が高い公益事業であるにも関わらず、民間企業任せで、国の責任は徐々に縮小傾向。(事前規制から事後調整への転換なのだといった反論も聞こえてきそうだが、事後調整とは当事者間に調整が必要となった場合に国なり公的主体が出て行くという話なので、基本的には民間任せという点は同じである。)

こうした政策的な対応が、国民の間に、電力・エネルギー事業の公共性、公益性を一顧だにしない態度や、何かあれば電力会社にあらゆる責任を寄せ、押し付けければことは片付くといった、楽観主義的態度を醸成してきているように思われてならない。もし電力会社が窮地に陥ったら、どうすればいいと考えているのだろうか？自由競争に負けたのだから、市場から退場すればいいといった威勢のいいことでも考えている人が多いのかもしれない。

しかし、電力・エネルギー事業は本当に自由競争に馴染む分野なのだろうか？送電施設への投資額の巨大さ、関連施設整備から稼働までの期間、維持管理に係る人的なものを含めたコスト等を考慮すれば、とても完全に自由競争に晒すことが馴染むものではないことは明らかであろう。

加えて、一連の電力自由化で制度が複雑になり、制度上の関係者も増えたため、万が一事故が起きた時や、電力需要が急変した時の対応も複雑化し、災害や事故からの復旧に多くの時間を要することになることは想像に難くない。当然こうしたことが頻発してもらっては困るのだが、それらは電力自由化の弊害と言ってもいいだろう。

そもそも、この数年で進められてきた過度とも言える電力自由化の背景にある考え方は、与野党を問わずに言

えば、競争を導入し、競争に晒せば電気料金が下がる、原発のような発電方式はコストが高いことが明らかとなって自然に市場から淘汰されるといったものである。先にも触れた初期投資や維持管理、運営等に係るコストを考えれば、そうした考え方が非現実的な絵に描いた餅であることは容易に理解できるだろう。

こうしたことも考慮すれば、この数年進められてきた電力自由化は、つまるところ国の責任放棄に近いと表現しても過言ではあるまい。結局、重要なのは、電力の安定的な供給を、適正な利用者負担により実現し、維持することであって、ただ利用者負担、すなわち電気料金を安くすればいいといった類の話ではない。やはり国の適正な関与が必要なのである。平成7年の電気事業法の大幅改正の出発点となった、平成5年8月の総務庁行政監察局(当時)の「エネルギーに関する行政監察結果に基づく勧告：電力及びガスを中心として」、今日までつながる電力自由化はここから始まったとする論者もいるようだが、その内容は、地球温暖化防止や広域連携の推進、増加が見込まれる需要に対応するための電源立地開発の促進、分散型電源の推進等の観点から必要な措置が講じられるべきことを求めるものであって、ここ数年で進められてきた極度の電力自由化まで求めたものではない。バランスのいい内容であって、国の適正な関与を回復させるためには、電気事業法を少なくとも平成7年改正の程度にまで戻すべきなものでないかと思われてならない。加えて言えば、電力・エネルギーインフラの保有の在り方についても国の関与の在り方を見直すべきだろう。

「民間に出来ることは民間に」というのであれば、電力・エネルギー分野は民間だけでは出来ないで、「民間と国の適切な役割と責任分担で」ということだ。

次に、脱原発について。新しい技術にすぐに飛びつき、手放しで信頼しようとする傾向の強い日本、近年では「テクノロジー」なる言葉で更にその対象を広げているようであるが、その姿は技術狂と形容してもいいような状況である。技術がバラ色の未来を拓いてくれるという妄想からそろそろ目覚め、バランス感覚をもって、まさに比較衡量する習慣を身につけるべき時期にきているのではないか。

福島第一原子力発電所の事故により、原発は一旦事故が起きれば計り知れない被害、負の影響をもたらすこと

が明らかとなったことについては、否定する余地はないだろう。この事故を契機として、脱原発の機運が一気に高まり、一部の野党ではこれを電気事業法の改正、電力自由化と結び付ける動きもあった。同時に、事故を受けて全国の原発の安全性を総点検するため、全ての原発の稼働が停止された。その結果国内の電力が大幅に不足すると思いきや、節電努力や、急速に広がった太陽光等の再生可能エネルギー発電、天然ガスの活用等もあって、当時、原発抜きの体制で十分に需要を満たすことができてしまった。これを奇貨として(と言うべきかどうかは別として)、脱原発の動きに、「日本は原発抜きでもやっていける」という認識が加わることとなった。

しかし、天然ガスは海外依存度が大きく、太陽光や風力は発電量は安定的とは言えない。現状でたまたまなんとかなっている、例外的な状況と考えるのが良識であって、未来永劫再生可能エネルギーと天然ガス、最終的には再生可能エネルギー中心で日本国内の電力を賄うことが出来ると考えるのは、将来世代に対してあまりにも無責任なのではないだろうか。

これは再生可能エネルギーを否定するという話ではない。再び先の行政監察の結果・勧告を用いれば、分散型電源の一つとしては十分機能しうるし、そうした位置付けで小規模のものが各地域に設置されることについてはむしろ望ましいとも言える。ただ、再生可能エネルギーは日本全国の電力需要に関して基幹的な発電施設たりえないし、原発の代替とはなりえないということである。

こうなると、脱原発とは何のための主張なのか訳が分からなくなってくるのだが、とにかく脱原発、原発反対と唱えるというのであれば、それではまるで新興宗教である。一方で原発の再稼働を推進する側も、そうした脱原発側のある種のヒステリックな反応を懸念してか、真正面からの議論を避けているように思われ、結果として原発をめぐる冷静かつ平衡感覚を持った議論が出来ていないのではないか。

「原発は安全かと言われればそうとは言えないし、そもそも絶対の安全はない。しかし～」という認識と、その上に立った「それでも原発」という、腹の据わった、腹を括った議論が必要なのではなからうか。原子力分野の専門家諸氏の臆することなき正直ベースの問題提起が期待される。

(2018年11月19日記)



ベリホフ名誉総裁，ロシア原子力の今昔を語る



千野 境子 (ちの・けいこ)

産経新聞客員論説委員

早稲田大学卒。1967年産経新聞社に入り，マニラ特派員，ニューヨーク支局長，外信部長，シンガポール支局長，論説委員長などを経て現職。東南アジア報道で98年，ボーン・上田記念国際記者賞を受賞。著書は近刊『戦後国際秩序の終わり』（連合出版）など多数。

今年10月，ロシアを訪れた折りにロシア科学アカデミー界の重鎮である，クルチャトフ研究所名誉総裁のエフゲニー・ベリホフ氏にお会いする機会を得た。

2016年春に「日本・ロシア間の学術交流の促進に寄与」した功績で旭日中綬章を受章したベリホフ氏は日本にも馴染み深い。クルチャトフ研究所からそう遠くないシックで瀟洒な自宅を訪ね，同研究所の歴史から核開発を止めない北朝鮮など今日的な話題まで，ベリホフ氏の日々の思索の一端に触れた。

本誌の読者はご存知とは思いますが，クルチャトフ研究所について簡単に説明すると，ソ連時代に核兵器や原子力発電の開発を担った核物理学者イーゴリ・クルチャトフの名前を冠し，前身は1943年に設立されたソ連科学アカデミー第2研究室で，核兵器の開発が目的だった。

第二次世界大戦下，各国は密かに原爆開発に着手し，その秘密情報をキャッチしたソ連もまた40代になるかならないかの若いクルチャトフに，原爆開発プロジェクトを任せたとの。ベリホフ氏は言う。

「ご存知のように，原爆は最初にアメリカが開発し広島と長崎に使った。それを見て我々が懸念したことは，次はどこに使われるのだろうかということ，そして(原爆)対抗する武器(という課題)を解決しなければならない，つまり我々も(原爆を)開発しないといけないということだった。今，北朝鮮の核保有が非常に大きな問題に発展しつつあるが，当時アメリカの原爆利用はあまりにも突出していた。本来的に原子力の利用は必ずしも爆弾に特化したものではないのだが，残念ながらそのような趨勢で我々も(核開発を)せざるを得なかった。」

私の勝手な思い込みかもしれないが，ベリホフ氏の口調にはどこか悔恨が感じられる気がした。原子力開発が平和利用ではなく，原爆から始まったからだ。もっとも1935年生まれの本氏がクルチャトフに関わるようになったのは戦後，学生になってからで，研究者としてであった。初期の時代の様子をこう語る。

「ここはもともと閉鎖地区だった。ドイツ人の学者や技術者が連れて来られて，彼らの協力で研究は進められた。研究の成果が出て彼らが去った後，開発はロシア側

に委ねられた。当時ドイツは戦争の相手，つまり敵だったが，原爆製造と言う目的においては，ロシアも英国もドイツから入れざるを得ないと考えたわけだ。」

技術者たちの居住区は敷地も建物も現在よりずっと大きく，ドイツ人研究者たちの住まいもこの中にあったという。戦争は日本への2発の投下を以って終わる。ソ連がセミパラチンスク(現カザフスタン)で初の原爆実験に成功したのは1949年，戦後になってからだった。

「原子力の利用はその後も続けられ，クルチャトフ氏を中心になってこの研究所を創設することになった。だが戦争が終わり国は予算を縮小し，大変厳しい環境の中で研究者たちは原子力のすべての分野での研究・開発を続けざるを得なかった。」

原爆の開発も続けたのか尋ねると，「それは私ではなく，中央政府が答えること。また事実上続けていたとしても原爆の開発は終わっている」との答えだった。そして「アメリカを例にとると，原爆の開発と原子力発電の開発は別の組織だが，ロシアの場合はクルチャトフ研究所がそこを1つにして行った」とも。

この間，クルチャトフ研究所は1991年にはソ連原子力・産業省から独立して国立研究センターへ，さらに2010年には首相府に直属する一段高い立場である国家研究センター(NRC)となった。

原爆開発はアメリカに後れを取ったロシアだが，原子力発電(原発)では，1954年に黒鉛減速炉を建設し運転を開始，アメリカに先んじた。黒鉛減速炉と言えば，すぐ連想されるのは1986年のチェルノブイリ原発事故だ。もともと設計上の問題が指摘されていた黒鉛減速型原子炉は，結局世界史上最悪の事故を引き起こした。私は事故がソ連崩壊へのダメ押しになったのではないかと考えているが，因果は逆で体制が崩壊の淵に瀕していたからこそ事故は起きたとも言えるかもしれない。

しかしベリホフ氏のみならず，今回ロシアを訪れ国营原子力公社ロスアトムの関係者と話した際にも感じたのは，「チェルノブイリ後遺症」とでも呼ぶような原発への後ろ向きで否定的な感情がほとんどないように思われたことだった。関係者や専門家に限らない。ロスアトムに

よれば、世論調査で「フクシマ」後に一旦五分五分になった原発の賛否も、現在では賛成が75%、反対は25%という。状況が万事、日本と随分と違う。

この違いはどこから来るのだろうか。東京電力福島第一原発事故は発生からまだ7年10カ月、対してチェルノブイリは事故からすでに30年以上が経過した。またソ連解体後、チェルノブイリ原発はウクライナの帰属となり、もはやロシアのものではない。さらに言えば、ウクライナではその後親露派の政権が倒れ、ロシアによるクリミア併合等もあり両国関係は冷却化した。物理的にも心理的にもチェルノブイリはロシアから遠くなった。しかし果たしてこれだけが理由なのだろうか。

ロシアでは古いチェルノブイリ型原子炉がまだ残っているものの、順次新型の原子炉に建て代えられている。事故後安全対策にもかなり力を入れ、今では原発の技術や建設に自信を隠さない。さらには国際協力の必要性も強調するのだ。ベリホフ氏は言った。

「世界で斬新な発電所というのは、様々な国々との協力の中でやって行くものだ。もちろんアメリカや日本、ロシアもいろいろな意見があって、齟齬もあったりするが、それ自体が協力の形だ。そういうところから（協力が）上手くいくようになればいい。例えば高速炉については問題がいろいろあって、新しい燃料を使った炉を開発する必要があるが、一朝一夕には答えが出ない。」

「今、クルチャトフとして最重要で研究開発しているのは環境負荷を最低限にすること、放射能を出さないということだ。クルチャトフでは優秀な研究者たちがそうした技術の実現化に向けて研究を続けている。そのような技術を使った発電所が、将来は一般的になっていくのではないか。」

ベリホフ氏は話を続けた。

「ロシアは今、世界で一番原発を建設している。安全性も高いと思う。自分で言うのも恥ずかしいが、自分たちは世界のリーダーとして最高の技術を開発していると思う。しかしだからと言って各国との協調をしないというわけではない。今、いろいろな分野で共同開発も行っている。日本との協力について言えば、日本には日本の独自の開発分野があり、そこはロシアがどうこうするのは難しいかもしれないが、フクシマを見て、何らかの協力をしたいと今も思っている。例えば日本もロシアも使えるような新しい燃料の開発ということはあると思う。フレキシブルに開発していく。もっとも世の中は協力ばかりではなく、競争ということもあるし、それぞれの国がそれぞれの意向をもってやっている。」

日米中、韓国、EUなどと共にロシアも参加する大型の国際協力である国際熱核融合実験炉(ITER)ではクルチャトフ研究所がロシアの中核機関となっている。そも

そもITERはクルチャトフが開発したトカマク型装置を採用しているのだ。2007年10月の第1回ITER理事会でベリホフ氏は副議長を務めている。

ところで私はベリホフ氏が冒頭、北朝鮮について言及した時から、北の核開発をどう見ているのか興味が湧いた。答えにはちょっと意外な部分も含まれていた。

「我々は北とか南とか言っているが、あれはひとつの朝鮮だ。そういう意味ではアメリカもロシアも原爆を持っているわけだから、持てないということはない。将来的には北と韓国が一緒になって開発していくだろう。」

私が「そうだと『日本も核開発を』という声が出て来るだろう」と言うと、ベリホフ氏はしばし沈黙の後こう答えた。

「核はイスラエルすら持っている。しかし日本に関しては、ロシアは日本を一番仲が良い国と思っているので、そうした中で日本が世界を震撼させること(核開発)をすることが日本にとって果たして良いのかどうか。確かに今、世界では戦争もなくなっていないし、武器もある。だがそれをどうするのかと言ってもどうしようもないかもしれない。世の中は変わる。例えばウクライナという国はロシアと友好関係にあったが、今やこんな風(敵対)になってしまった。人間が存続するということがすごく大事なことだが、人間を否定するような動きが世の中にはないわけではない。原爆もそうだが、人間がお互いを抹殺するような動きは世の中を成立させない。基本的には人間を大事にするということなのだが、世界を見ると、人間は意図しないでも、人間を大事にせず、人間性を否定してしまうようなことがないではない…。」

話のトーンが段々哲学的になってきたとの感想を漏らすと、ベリホフ氏は頷き、「世界のリーダーにとって今、哲学が非常に大事になって来ているのではないか」と述べた。真顔だった。科学アカデミーの大御所、ベリホフ氏の元には世界からさまざまなリーダーがやって来る。アップルの共同設立者、スティーブ・ジョブズもその1人。今も彼の遺した会社とは関係があるそうだ。

最後に原子力の将来について見解を尋ねた。

「あまり先のことまでは分からないが、人間の生活にはエネルギーが必要だ。その場合、原子力の活用ということがもっとも大事な課題ではないか。今、世界では原子力の発展に関して異論もあるが、やはり原子力からエネルギーを得るという形は続く。そこが一番大事なことではないか。」

(2018年11月19日記)

－ 参考文献 －

- 1) 『ロシアの原子力開発』(神谷考司、津田憂子著、科学技術振興機構研究開発戦略センター)。

原子力発電所の長期運転への取り組み —高経年化への対応—

関西電力 岩崎 正伸

事業者は、原子力発電所の安全性・信頼性向上のため、きめ細かい保守管理活動を継続するとともに、長期供用に対する機器・構造物の健全性を高経年化技術評価の中で確認するなど、原子力発電所の安定した長期運転に向けた取り組みを継続してきた。福島第一原子力発電所事故以降、国内の原子力発電所の大部分は長期停止が続いた状態となっているが、経年劣化の大半は適切な保管措置や取替えを含めた保守管理活動により健全な状態が維持できている。また、一部の経年劣化について、この長期停止に伴う経年劣化の影響を確認した結果、長期停止状態における機器・構造物の経年劣化は技術的な障壁となり得るものではない。

KEYWORDS: *Long-Term Operation, Long-Term Shutdown, Aging*

I. はじめに

原子力発電所の安全性・信頼性の維持向上のために、状態に応じた適切な保守管理活動を実施してきており、国内外のトラブル事例や最新知見を踏まえた予防保全対策として機器の取替などにも取り組んできた。その上で、高経年化技術評価を実施し、60年の運転期間を想定した機器・構造物の健全性を確認するとともに、評価結果に基づく長期保守管理方針を策定してきた。

こういった中、福島第一原子力発電所事故を受け、原子炉等規制法が改正され、運転期間延長認可制度が導入された。また、原子力発電所の設計等に関する新規制基準も導入され、基準適合のための対応や自主的な安全性向上対策に、必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、大部分のプラントは長期停止したままの状態にある。

以上の経緯を踏まえて、改めてこれまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態が機器・構造物の経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

II. 長期運転への取り組み

1. 高経年化への対応

原子力発電所の高経年化対策として、1996年4月に通商産業省(現：経済産業省)資源エネルギー庁が「高経年化に関する基本的な考え方」をまとめ、基本方針を示し、

The Activities for Long-Term Operation of Nuclear Power Plants ; Actions for aging evaluation : Masanobu Iwasaki.

(2018年10月31日 受理)

以降、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下、実用炉規則という)に基づいて、供用年数が30年となるプラントでは60年の運転を想定した高経年化技術評価を実施、長期保守管理方針の策定等を実施して、国はその妥当性の評価、確認を行ってきた。

2008年8月には、実用炉規則がさらに改正され、長期保守管理方針が原子炉施設保安規定の認可事項となり、美浜発電所1、2号機などでは、40年目の高経年化技術評価を実施し、長期保守管理方針を定めた保安規定変更認可申請を行い、国の審査を経て認可を受けている。

こういった高経年対策に対する活動を実施している中、2011年に東日本大震災による福島第一原子力発電所事故が発生し、2013年7月に改正された原子炉等規制法に基づき、新規制基準への適合性を求められるとともに、原子力発電所の運転期間を運転開始から40年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り最大20年まで延長できるとする運転期間延長認可制度が導入された。

運転期間延長認可制度では、原子炉圧力容器などに対して特別点検を実施し、それらの結果も踏まえた設備に対する60年を想定した劣化状況評価、長期の保守管理方針の策定が必要となる。また、運転期間延長認可のためには、劣化状況評価の結果等が審査基準に適合する必要がある、規制基準への適合のための安全性向上対策などに係る工事計画の認可を得ている必要がある。

2. 保守管理活動

原子力発電所では、機器・構造物の経年劣化が徐々に進行して故障等に至ることがないように適切な保守管理活動を継続的に実施している。例えば、運転パラメータの監視や巡視点検、状態監視技術による機器の劣化傾向診

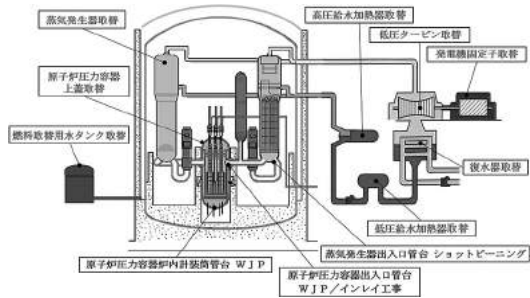


図1 大型機器の取替え実績(PWRの例)

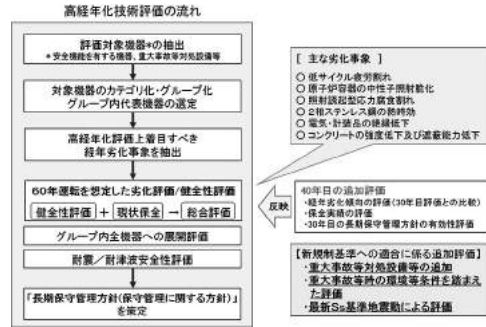


図3 高経年化技術評価フロー

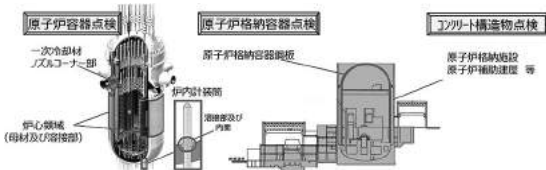


図2 特別点検の概要(PWRの例)

断、ポンプなどの定期的な起動試験といったプラント運転中における日々の活動を通じて機器・構造物の健全性を確認し、経年劣化等の兆候の早期発見に努めるとともに、定期的にプラントを停止し、詳細な非破壊検査や機器を分解した部品レベルの点検を行っている。さらに、この保守管理活動の中で、国内外の原子力発電所におけるトラブル事例等に基づき、補修・取替等の予防保全対策活動を積極的に実施してきている。このように、日常的な点検・監視や積極的な予防保全活動を実施することにより、原子力発電所の機器、構造物におけるトラブルの未然防止を図っている。大型機器の取替え実績を図1に示す。

また、プラントの供用期間を40年から延長しようとする場合は、原子炉压力容器、原子炉格納容器およびコンクリート構造物に対して、運転期間延長認可制度の下で、供用期間が40年近く経過した機器・構造物の劣化状況を詳細に把握することを目的とした特別点検を実施している。特別点検の概要を図2に示す。

なお、福島第一原子力発電所事故を受け、大部分のプラントは長期停止状態となったが、事業者はこの長期停止期間中においても、満水保管あるいは乾燥保管といった経年劣化を抑制するための保管対策を取るとともに、保管状況に応じた適切な保守管理活動として、巡視点検や定期試験、検査等を実施することで、通常時と同様に、機器・構造物の維持管理に努めている。

3. 高経年化技術評価

事業者としては、このような保守管理活動を通じて原子力発電所の機器・構造物の健全性を維持しているが、供用期間が30年を経過するような原子力発電所については、高経年化対策制度の下、10年毎に実施する高経年化技術評価によって長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を評価し、現状の保全項目に追加すべきも

のがないかを確認している。

高経年化技術評価では、安全機能を有する全ての機器・構造物を評価対象とし、材料、使用条件等を踏まえ、対象機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出整理し、長期運転を想定した場合の機器・構造物の健全性を確認する。高経年化技術評価の評価フローを図3に示す。

例えば、摩耗や腐食のような経年劣化事象は、日常的な監視、検査等で劣化の傾向を把握し、必要に応じて補修、取替をする等、長期間の供用であっても日常的な保全活動によって適切に管理できる。一方、原子炉压力容器に想定される中性子照射脆化をはじめとした経年劣化事象については、日常的な保全活動に加え、長期間の供用に際して機器・構造物の健全性に及ぼす影響を詳細に把握すべき事象であり、高経年化技術評価では着目すべき経年劣化事象と称して、長期運転(例えば60年間)における経年劣化事象の発生・進展状況を想定した上で機器・構造物の構造/機能健全性の確認を行う。さらに、現状の保全活動が適切であるかの評価もあわせて行い、長期運転に対する総合的な評価を行っている。

評価に当たっては、最新の規格基準や国内外のトラブル事例などの最新知見、評価時点までの運転実績、運転経験を反映した評価を行うとともに、最新の技術基準への適合のために追加される設備や、重大事故等時の環境条件なども考慮した技術評価を行っており、また、冷温停止状態を前提とした経年劣化に対する技術評価についても実施し、プラントの長期停止が機器・構造物の健全性に及ぼす影響についても確認している。これらの評価の結果、今後の10年間の運転期間に現状保全項目に追加して実施すべき新たな保全策があれば長期保守管理方針が策定され、原子炉施設保安規定に明記される。

Ⅲ. 長期停止に伴う経年劣化の影響

福島第一原子力発電所事故以降、現在も多くの国内原子力発電プラントにて、新規基準への適合に係る審査や対策工事に必要な期間を確保して着実に取り組んでいることから、運転再開となっていない状況にあり、これ

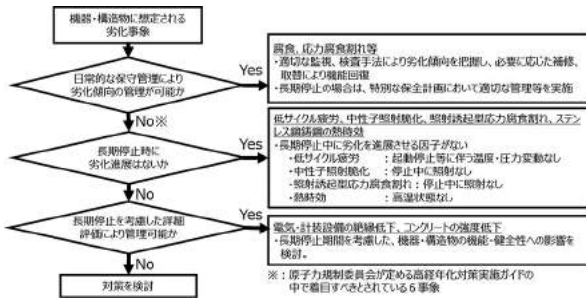


図4 長期停止期間を考慮した経年劣化事象の検討フロー

経年劣化事象	概要
低サイクル疲労	停止期間中は大きな圧力・温度変動がないため、疲労の蓄積を考慮する必要はない
中性子照射脆化	停止期間中は放射線の影響を受けないため、脆化の進展を考慮する必要はない
照射誘起型応力腐食割れ	停止期間中は放射線の影響を受けないため、感受性への影響を考慮する必要はない
ステンレス鋼誘起の熱時効	停止期間中は高温状態とならないため、脆化の進展を考慮する必要はない
電気・計装設備の絶縁低下	停止期間中の原子炉格納容器内等の環境は運転中と比べ温度・放射線ともに著しく低いが、劣化は進展する可能性がある
コンクリート構造物の強度低下及びひび割れ能力低下	停止期間中の熱、放射線及び機械振動の影響は、運転中と比較して著しく低いが、中性化、塩分浸透は、進展する可能性がある
その他の経年劣化事象	停止期間中、設備の使用状況等に応じ、各劣化事象に対する保守管理計画を定め適切に実施し、必要なものは機能回復を図っていることから、プラントの運転期間に影響を与えない

図5 長期停止による劣化影響検討結果

まで実施してきた高経年化対策におけるプラント状態とは相違した状況となっていることから、長期停止期間に伴う経年劣化の影響について検討した。

検討に際しては、機器・構造物に想定される劣化事象に対して、図4に示すように、各劣化事象に対して実施している保守管理および健全性評価を基に、3つのカテゴリーに分類して長期停止状態の影響を管理・評価することができるかという視点で検討および確認する。

まず、日常的な保守管理により劣化傾向を把握している腐食といった劣化事象に対しては、適切な監視や検査により、劣化傾向を把握し、必要に応じて取替等といった機能回復が可能であり、長期停止期間中においても、長期停止状態を加味した適切な保守管理を行うことで機器・構造物の健全性を確認することができる。

また、日常的な保守管理に加えて、長期運転に対する健全性評価を行う中性子照射脆化のような経年劣化事象に対しては、劣化事象における影響因子が停止期間中にも劣化を進展させるか否かを検討することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

さらに、長期停止期間中においても劣化進展の可能性が否定できないような劣化事象に対しては、長期停止期間を考慮した詳細評価を実施し、その劣化程度を把握した上で、管理することができるかどうかを評価することで、機器・構造物の健全性を確認することができる。

これらの経年劣化事象における長期停止の影響については、原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響評価2、3および4にて詳細を述べているが、長期停止期間においても、適切に日常的な保守管理を実施すること、および経年劣化の発生・進展を把握、評価することにより、機器・構造物の機能・健全性に影響はないことを確認した。長期停止による劣化影響の検討結果を図5に示す。

IV. まとめ

これまで、事業者は、原子力発電所の安全性・信頼性の維持向のため、きめ細かい保守管理活動を継続する

とともに、プラントの長期供用に対する機器・構造物の健全性を高経年化技術評価の中で確認し、それに基づく長期保守管理方針を着実に履行するなど、原子力発電所の安定した長期運転に向けて取り組んできた。

福島第一原子力発電所事故以降、国内の原子力発電所の大部分は長期停止が続いた状態となっているが、経年劣化事象の大半は、適切な保管措置や取替えを含めた保守管理活動により健全な状態が維持でき、運転状態に関わらず、プラントの運転期間を制限するような劣化事象ではない。また、一部の経年劣化事象は、日常的な保全活動だけでなく、プラントの長期運転に際しては詳細な評価も実施する必要があるが、そのような経年劣化事象の進展はプラントの実稼働時間に依存するものが大半であり、長期停止状態における経年劣化事象の進展は考慮する必要はないか、あるいは非常に緩やかで限定されるものである。

以上のことから、長期停止状態における機器・構造物の経年劣化は長期運転に際して技術的な障壁となり得るものではないと言える。

－ 参考文献 －

- 1) 高浜発電所(1・2号発電用原子炉施設)の運転期間延長の認可申請書 添付書類(特別点検結果報告書, 劣化状況評価書, 保守管理に関する方針書).
- 2) 美浜発電所(3号発電用原子炉施設)の運転期間延長の認可申請書 添付書類(特別点検結果報告書, 劣化状況評価書, 保守管理に関する方針書).
- 3) 東海第二発電所の運転期間延長の認可申請書 添付書類(特別点検結果報告書, 劣化状況評価書, 保守管理に関する方針書).

著者紹介



岩崎正伸 (いわさき・まさのぶ)
関西電力 原子力事業本部

機器・構造物の経年劣化事象への対応

—経年劣化影響評価—

電力中央研究所 新井 拓

軽水炉の金属製の機器や構造物は運転中に繰返し荷重負荷、中性子照射、300℃前後の冷却水や蒸気などの環境に曝される。このような環境に曝された場合、疲労、中性子照射脆化、応力腐食割れ、熱時効、腐食などの経年劣化を生じる可能性がある。これらの経年劣化事象が進行すると機器・構造物の健全性が損なわれる可能性があることから、軽水炉を安全に運転するためには、経年劣化事象を適切に管理することが必要である。本稿では軽水炉における金属製の機器・構造物の経年劣化事象への対応についてまとめた。

KEYWORDS: *Metallic Components of LWR, Material Aging, Aging Evaluation*

I. はじめに

機器・構造物の経年劣化対応では、日常的な保全活動を継続的に実施すると共に高経年化技術評価により長期運転を想定した機器・構造物の健全性を確認している。摩耗や腐食、応力腐食割れなどの劣化事象については、日常点検や定期事業者検査において発生や進行状態を把握できることから、日常的な保全活動による管理を行っている。一方、低サイクル疲労や原子炉压力容器の中性子照射脆化など、運転時間の経過と共に劣化が進行する経年劣化事象については、日常保全に加えて運転期間30年以降10年毎に行う高経年化技術評価により劣化の進行を予測し、必要に応じて長期的な対応を行っている。

II. 高経年化技術評価

高経年化技術評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所の高経年化対策実施基準」(PLM実施基準)¹⁾に基づいて行われる。まず、評価対象となる安全機能を有する機器、常設重大事故等対処機器に対して、機器・構造物の部位毎に想定される経年劣化事象を抽出する。次に、抽出した劣化事象に対して運転期間60年と想定した上で構造及び機能に対する健全性を評価する。さらに、耐震及び耐津波性を有する機器・部位については、経年劣化を考慮した耐震/耐津波安全性評価を行う。これらの結果と日常保全を合わせた総合評価を行い、必要に応じて長期保守管理方針に反映する。高経年化技術評価の流

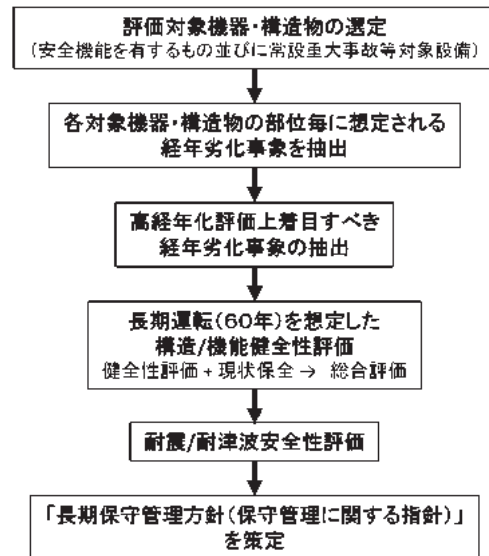


図1 高経年化技術評価の流れ

れを図1に示す。

高経年化技術評価の対象となる主要な経年劣化事象を以下に示す。

- ① 低サイクル疲労
- ② 中性子照射脆化
- ③ 照射誘起型応力腐食割れ
- ④ ステンレス鋼熱時効
- ⑤ 電気計装品の絶縁低下
- ⑥ コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下

III. 主要な経年劣化事象への対応

1. 応力腐食割れ

応力腐食割れ(SCC)は、材料と環境及び応力の3因子

が重畳した時に割れが生じる現象である。これまでに PWR, BWR いずれの炉型においても軽水炉冷却水環境中でステンレス鋼やニッケル基合金溶接金属で SCC 損傷を経験してきた。SCC 対応は、SCC 発生の防止(予防保全)と発生した SCC の管理の 2 つに分けられる。SCC は材料、環境、応力の 3 因子の重畳により発生する現象であることから、3 因子のうちの一つ以上の因子を取り除く、もしくは因子の影響を減じることにより発生の防止、抑制が可能である²⁾。この基本的な考え方を基に、各種ピーニングなどの応力改善、耐 SCC 材料への変更などの予防保全技術が開発され、実用化されている。一方、発生した SCC に対する管理は日本機械学会の維持規格³⁾に基づいて行われている。SCC を発生させる応力因子は溶接残留応力であるため、供用期間中検査において、溶接継手に対して超音波を用いた非破壊検査を行う。同検査で SCC が検出された場合には、評価期間を定めた上で亀裂進展評価と健全性評価を行い、健全性評価結果により継続運転の可否を判断し、必要に応じて補修または取替えを行っている。また、PWR では原子炉容器上蓋、BWR では炉心シュラウドの取替えなど大型構造物の一体取り替えによる SCC 対策が行われた実績もある^{4, 5)}。

2. 一般腐食

金属材料の腐食現象は、炭素鋼で認められる機器の表面が均一に腐食していく全面腐食とステンレス鋼などにおいて認められる局所的に腐食が進行する局部腐食に大別される。これらの腐食現象は、機械的な強度の低下やバウンダリ機能の喪失をもたらす可能性があるため適切な保全管理を実施する必要がある。全面腐食、局部腐食のいずれも材料と環境により発生条件が異なることから、材料と使用環境に応じて対策が行われている。設計段階においては、使用材料の選定、表面塗装やライニングによる表面保護など腐食を抑制する設計がなされている。運用段階においては、日常的に目視点検を行うことにより塗膜の状態確認を行い、必要に応じて再塗装などの補修を行っている。また、塗装やライニングを施していないが環境の影響で腐食が懸念される機器についても、定期的な分解点検等の際に腐食の発生状況の確認と必要に応じた対応を行っている。

3. 配管減肉

軽水炉の系統配管では、水や蒸気の流れにより配管内面の腐食・壊食が促進される配管減肉事象が生じることがある。配管減肉現象としては、流れ加速型腐食(FAC)と液滴衝撃エロージョン(LDI)があり、それぞれ、全面的な減肉進行による大規模な破口や局所的な減肉によるピンホールリークを生じさせる可能性があるため、適切な保全管理を行う必要がある。配管減肉の管理は日本機械学会の配管減肉管理規格(以下、減肉管理規格)⁶⁾に基づいて、定期事業者検査時の肉厚測定に基づく減肉管理

を行っている。さらに、減肉管理規格に則った適切な管理に加え、配管材の低合金鋼やステンレス鋼への変更、PWR 2 次系での冷却材の高 pH 化などの耐 FAC 性の向上や配管レイアウト変更による流動因子の影響緩和などの予防保全対策を行っている。

4. 低サイクル疲労

耐圧バウンダリを構成する冷却材配管、圧力容器、蒸気発生器、加圧器の管台部などの形状不連続部においては、プラントに起動・停止等の温度や圧力の変化(過渡)により低サイクル疲労を生じる可能性がある。このため運転期間を通して低サイクル疲労に対する健全性を確保する必要がある。設計段階においては、日本機械学会の設計建設規格⁷⁾に基づき、保守側に設定して設計過渡事象と過渡回数を基に運転期間中に疲労損傷が発生しないように設計される。高経年化技術評価においては、評価時点までの過渡実績を基に評価期間末期までの過渡を保守側に設定した上で疲労評価を行う。さらに環境の影響を受ける部位については、日本機械学会の環境疲労評価手法⁸⁾に基づく評価を行っている。

5. 中性子照射脆化

軽水炉の構造健全性確保において最重要機器である低合金鋼製の原子炉圧力容器は、燃料の核分裂反応により発生する中性子の照射を受ける。低合金鋼は中性子照射を受けると延性-脆性遷移温度が上昇し、上部棚破壊靱性が低下する中性子照射脆化を起こす。中性子照射脆化が生じて直ちに破壊が生じることはないが、圧力容器内面に亀裂が存在し、かつ、亀裂先端に大きな荷重が作用する場合には破壊が生じる可能性を考慮する必要がある。原子炉圧力容器は製造時に非破壊検査を実施し、亀裂等の欠陥が存在しないことを確認している。また、運転中に亀裂を発生する劣化事象も想定されない。しかし、原子炉圧力容器は軽水炉の健全性確保における最重要機器であることから、日本電気協会の電気技術規定「原子炉構造材の監視試験方法[2013年追補版]」⁹⁾に基づき監視試験と予測式による脆化量評価を行い照射脆化の進行を監視すると共に、「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」¹⁰⁾に基づき、PWR の過圧熱衝撃に対する健全性評価を行っている。

6. 照射誘起型応力腐食割れ

ステンレス鋼製の炉内構造物は、炉心支持機能や冷却機能(冷却材の流路確保)を有することから、運転期間を通してその構造健全性を維持することが重要である。ステンレス鋼が中性子照射を受けると引張り強度の増加と伸びや破壊靱性の低下が生じる。また、冷却水に接し、引張りの応力が働いている場合には、中性子照射誘起型応力腐食割れ(IASCC)が発生する可能性がある。IASCC の発生には、中性子照射量のしきい値があり、これを超える場合には IASCC に対する健全性評価が必要となる。PWR では、バッフルフォーマボルトが、BWR

では上部格子板や炉心シュラウドがIASCCに対する健全性評価の対象である。これらの部位に対する健全評価では、原子力安全推進協会の炉内構造物点検評価ガイドライン^{11~13)}に基づき健全性の確認を行っている。

7. ステンレス鋼の熱時効

オーステナイト系ステンレス鋼は、機械的強度と耐食性に優れ、製品の最終形状に近い形に鋳込めることから、PWRやBWRの弁やポンプケーシング、PWRの主冷却材配管などに幅広く用いられている。ステンレス鋼は、軽水炉の運転中の冷却材温度に長時間曝された場合に引張強度が増加すると共に弾塑性破壊靱性値、延性亀裂抵抗などの靱性が低下する。この現象を熱時効と呼ぶ。熱時効により直ちに破壊を生じる訳ではないが、熱時効による靱性低下と亀裂が存在する状態で亀裂先端に地震等により大きな力が作用した場合には、延性亀裂が進展し、破壊を生じる可能性がある。熱時効の程度は、フェライト量が高い程、運転温度が高い程、大きくなることから、運転温度が250℃以上の機器を対象にフェライト量と作用応力の観点から評価機器・部位を選定している。ステンレス鋼機器では運転中に亀裂を発生させる劣化事象は想定されないが、欠陥検出性が悪いことを考慮し、保守的な亀裂を想定した上で、健全性評価を行っている。これらの評価について日本原子力学会のPLM実施基準¹⁾に規定されている。

IV. プラント長期停止の影響

プラントが長期停止した場合の影響については、以下のように大別できる。起動・停止も含むプラント運転時に発生する応力変動、中性子の照射、高温の冷却水や蒸気等への暴露により劣化事象が進行する低サイクル疲労、中性子照射脆化、IASCC、熱時効、応力腐食割れ、配管減肉については、プラント停止時は劣化が進行しない、もしくは、進行の度合いが非常に小さくなる。一方、一般腐食については、例えば、大気腐食のように常温でも発生、進行する腐食事象があることから長期停止中においても劣化が進行する場合がある。ただし、このような部位については日常点検による保全を基本としており、長期停止期間中も運転期間中と基本的に同じ管理を行っていることから長期停止による健全性への大きな影響はないと言える。

V. おわりに

金属製の機器や構造物に対する経年劣化事象につい

て、日常保全と高経年化技術評価と長期保守管理方針に基づく保全により対応している。各劣化事象に対する評価方法は日本原子力学会標準、日本機械学会規格、日本電気協会規定、原子力安全推進協会の炉内構造物の点検評価ガイドライン等に定められている。

— 参考文献 —

- 1) 日本原子力学会標準, 「原子力発電所の高経年化対策実施基準:2015」, AESJ-SC-P005:2015, 日本原子力学会, 2015年.
- 2) 日本機械学会発用原子力設備規格 設計建設規格事例規格, 「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」, JSME S NC-CC-002 日本機械学会.
- 3) 日本機械学会発用原子力設備規格 維持規格, JSME S NA1-2016, 日本機械学会.
- 4) 九州電力ホームページ;
http://www.kyuden.co.jp/genkai_history_a.html
- 5) 山下裕宣他, 「BWRプラントにおけるSCC対策の実機適用と評価」, 保全学3(3), 2004年.
- 6) 日本機械学会発用設備規格 配管減肉管理に関する規格(2016年版), JSME S CA1-2016(2016).
- 7) 日本機械学会発用原子力設備規格 設計・建設規格(2016年版) 第I編軽水炉規格, JSME S NC1-2016, 日本機械学会, 2016年.
- 8) 日本機械学会発用原子力設備規格 環境疲労評価手法(2009年版), JSME S NF1-2009, 日本機械学会, 2009年.
- 9) 電気技術規程, 「原子炉構造材の監視試験方法[2013年追補版]」, JEAC4201-2007[2013年追補版], 日本電気協会, 2013年.
- 10) 電気技術規程, 「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」, JEAC4206-2016, 日本電気協会, 2016年.
- 11) 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会, 「PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト](第2版)」, JANSI VIP-05-第2版, 原子力安全推進協会, 平成26年3月.
- 12) 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会, 「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[上部格子板](第2版)」, JANSI-VIP-11-第2版, 原子力安全推進協会, 平成27年3月.
- 13) 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会, 「BWR炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心シュラウド](第5版)」, JANSI-VIP-06-第5版, 原子力安全推進協会, 平成27年3月.

著者紹介

新井 拓 (あらい・たく)

電力中央研究所 材料科学研究所 軽水炉保全特別研究チーム
(専門分野/関心分野)金属材料, 破壊力学/
経年劣化評価, 健全性評価



電気計装設備(ケーブル)の劣化影響評価について

東京電力ホールディングス 石井 伸拓

原子力発電所の電気計装設備の絶縁低下については、設置環境における温度・放射線の影響により、経時的に絶縁体の劣化が進行していくため、経年劣化に対する試験・評価や定期的な保全活動を踏まえて、健全性の維持に取り組んでいる。経年劣化に対する試験・評価はプラント運転中の厳しい環境を想定した保守的な寿命評価を実施し、その年数に基づき取替え等の管理を保守的に行っている。今回は、プラント停止中の温度・放射線はともに低いことに着目し、停止中の経年劣化への影響程度を評価した結果、劣化状況評価の結果に有意な影響は与えないことを確認した。

KEYWORDS: *Electric Instrumentation Equipment, Cable, Aging, Insulation Degradation*

I. はじめに

原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象(異常状態環境)が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない(耐環境性能を有する)ようにしておく必要がある。電気・計装設備の絶縁低下については、設置環境における温度・放射線の影響が主要因となり、経時的に絶縁体の劣化が進行していく事象である。

電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格(「原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐燃焼性試験方法に関する推奨案」(以下「電気学会推奨案」という)¹⁾や、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」(以下「ACA ガイド」という)²⁾等)に基づく経年劣化に対する試験・評価や定期的な絶縁抵抗測定等による保全活動を踏まえて、必要に応じて取替えを実施することで、健全性の維持に取り組んでいる。

なお、長期健全性試験(環境認定試験)の健全性評価年数はプラント運転中の厳しい環境に晒されている状態(稼働率 100%)を想定し、保守的に健全性を評価し、その年数に基づき取替え等の管理を行っている。一方、プラント運転中に比べ停止中は、温度・放射線ともに低い状況であり、停止中における劣化速度は、運転中に比べると遅いと考えられる。

Ageing Management Technical Evaluation for Insulation Degradation of Electric / Instrumentation Equipment :
Nobuhiro Ishii.

(2018年10月30日 受理)

以上の経緯を踏まえて、耐環境性能を有する電気・計装設備のうち、最も普遍的な設備であるケーブルを代表例として、これまでの高経年化対策における経年劣化への対応を整理するとともに、プラントの長期停止状態がケーブルの経年劣化に及ぼす影響について確認し、取りまとめた。

II. 電気・計装設備に想定される主要な劣化事象への対応

1. 電気・計装設備の絶縁低下について

電気・計装設備には、その諸機能を達成するために、種々の部位にゴム、プラスチック等の高分子材料及びプロセス油等の有機化合物材料が使用されている。これら材料は、環境的(熱・放射線等)、電氣的及び機械的な要因で劣化するため、絶縁特性が低下し、電気・計装設備の機能が維持できなくなる可能性がある。

絶縁低下は、通電部位と大地間、あるいは通電部位と他の通電部位間の電氣的独立性(絶縁性)を確保するため介在されている高分子絶縁材料が、環境的(熱・放射線等)、電氣的及び機械的な要因で劣化するため、電気抵抗が低下し、絶縁性を確保できなくなる現象である。

なお、原子力発電所の安全性を確保するためには、通常運転環境内での経年劣化による絶縁低下に加え、環境条件が著しく悪化する事象(異常状態環境)が発生したとしても、その性能を維持して、安全系の電気・計装設備の機能が脅かされることのない(耐環境性能を有する)ようにしておく必要がある。そのため、異常状態環境内で機能要求される電気・計装設備の絶縁低下を全て高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出している。

絶縁低下は電気・計装設備全般に関係する経年劣化事

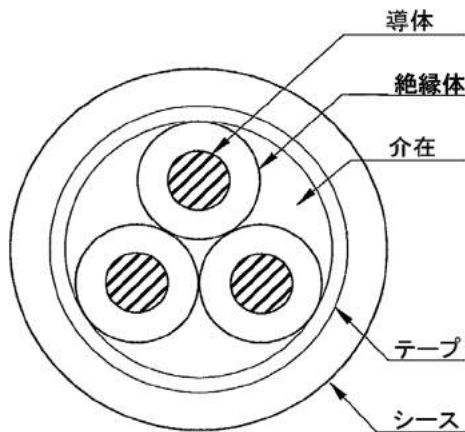


図1 ケーブルの一般的な構造

象であるが、ここでは耐環境性能を有する電気・計装設備のうち、最も普遍的な設備であるケーブルを代表例として説明する。図1にケーブルの一般的な構造を示す。

2. ケーブルの絶縁低下に対する影響因子

ケーブルの主要な影響因子は通常環境においては、熱・放射線であり、事故時の環境においては、蒸気暴露の観点に加わってくる。これは、耐環境性能が必要なケーブルは通常運転中には熱や放射線に曝されて劣化し、更に、冷却材喪失事故等の事故による蒸気暴露、高温、高放射線環境下においても機能維持が必要となるためである。例えば格納容器内の事故時の温度、放射線レベル等の監視のための信号を伝送するケーブルなどについては、このような状況において健全性を確保すべく、検証がされている。

この試験・検証手法について、IEEE(米国電気電子学会)規格やIEC(国際電気標準委員会)規格の要求事項のほか、国内の型式試験で得られた知見の調査・検討等が行なわれ「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針(JEAG 4623-2008)」が規格としてとりまとめられており、ケーブルについては「電気学会推奨案¹⁾」の手法が追認されている。なお、電気学会推奨案は、IEEE383(IEEE Standard for Qualifying Electric Cables and Splices for Nuclear Facilities)等の規格を根幹として作成されたものであるが、IEEE383等は、米国をはじめ欧州等においてもケーブルの評価手法として一般的に用いられており、世界標準的な手法である。

また、さらに原子力プラントでの使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法を確立することを目的として、当時の原子力安全基盤機構において、「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究」が実施され、その成果を踏まえた「ACAガイド」²⁾が発行され、新たな試験・検証手法として提案されている。

そのため、近年の高経年化技術評価においては、これら双方の規格を踏まえたケーブルの経年劣化に対する環境認定試験を行ない、その試験条件と実機環境における評価期間を比較し、必要に応じてその評価期間内に取替

えを実施することで健全性の維持を図っている

3. 電気・計装設備の絶縁低下への対応

耐環境性能が必要な電気・計装設備の絶縁低下に対する対応は、各種規格(「電気学会推奨案」や「ACAガイド」等)に基づく経年劣化に対する環境認定試験を行い、その試験条件と実機環境における評価期間を比較し、必要に応じてその評価期間内に取替えを実施することで健全性の維持を図っている。

また、ケーブル全般に関する現状の保全活動として、定期的な絶縁抵抗測定や機能試験等を実施し、点検で有意な絶縁低下が認められた場合には、取替え等の設備対策を行うこととしている。

Ⅲ. 長期停止の影響(電気・計装設備の絶縁低下)

1. 長期停止の影響

ケーブルを含む電気・計装設備の絶縁低下については、設置環境における温度・放射線の影響が主要因となり、経時的に絶縁体の劣化が進行していく事象である。

これらの環境条件については、プラント運転中に比べ停止中は、温度・放射線ともに低い状況であり、停止中における劣化速度は、運転中に比べると遅いと考えられる。

表1は、運転期間の延長申請をした高浜発電所1号機、高浜発電所2号機、美浜発電所3号機および東海第二発電所について、それぞれ寿命が短いと評価された

表1 最も環境の厳しいケーブル布設環境の比較

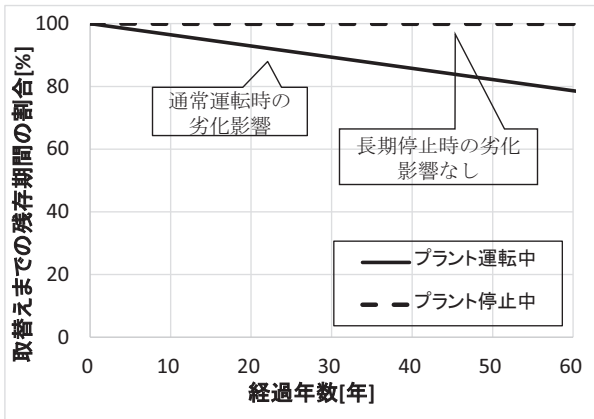
プラント	布設区分	実布設環境条件			
		温度[°C]		放射線量率[Gy/h]	
		通常 運転中	停止 期間中 ^{*1}	通常 運転中	停止 期間中
高浜発電所 1号機	格納容器内 (ループ室)	50	24	0.013	0.001以下 ^{*3}
	格納容器外 (MS区画 ^{*2})	40	24	0.0009	— ^{*4}
高浜発電所 2号機	格納容器内 (ループ室)	48	24	0.0202	0.001以下 ^{*3}
	格納容器外 (MS区画 ^{*2})	40	24	0.0009	— ^{*4}
美浜発電所 3号機	格納容器内 (ループ室)	31	24	0.3882	0.001以下 ^{*3}
	格納容器外 (MS区画 ^{*2})	40	24	0.0013	— ^{*4}
東海第二 発電所	格納容器内	65.6	25	0.25	0.001以下 ^{*3}
	原子炉建屋内	40	25	0.00015	— ^{*4}

※1：停止期間中の原子炉格納容器内各温度計指示の平均値のうち、最大値に若干の裕度を加えた値

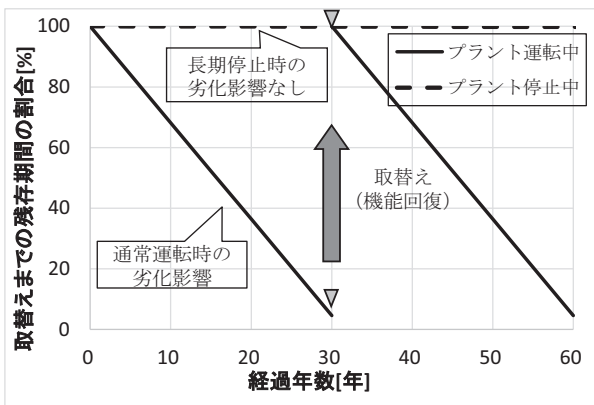
※2：主蒸気配管・主給水配管中間建屋区画及び主蒸気配管ディーゼル建屋区画

※3：0.001Gy/hは、定検中の近傍エリア環境線量等量率を踏まえた保守的な値

※4：格納容器外であり、極めて放射線量率が低いと考えられるため影響なしとした



(a) 高浜発電所 1号機の場合



(b) 東海第二発電所の例

※：取替えまでの残存期間の割合

$$= (1 - (\text{経過年数} / \text{長期健全性試験を踏まえて各環境条件から算出した取替えが必要となる年数})) \times 100$$

 なお、取替えまでの残存期間の割合が0になったとしても、事故時雰囲気にも暴露されない状態であれば、直ちに絶縁機能が喪失するわけではない。

図2 運転中・停止中におけるケーブル劣化進展状況の模式図

ケーブルを対象として、運転中および停止中における布設箇所の平均温度・放射線量率のデータを示したものである。当該表から分かるとおり、運転中に比べて停止中は、温度・放射線とも低い状況であることが分かる。

これら実機環境測定結果から PWR の代表として最も厳しい環境である高浜発電所 1号機の格納容器内ケーブルを、BWR として東海第二発電所の格納容器内ケーブルを例に、運転状態(運転中、停止中)の違いによるケーブルの経年劣化への影響程度を比較したものを図2に示す。この図は、電気学会推奨案におけるケーブルの劣化に対する指標として、取替えまでの残存期間の割合が各運転条件において経年とともに減少する様子を示したものである。

図2より、高浜発電所 1号機及び東海第二発電所ともに、運転中は経年的に劣化が進展する(実線)が、停止中はほとんど劣化が進展しない(破線)と評価できる。

2. 長期健全性試験条件, 評価結果への影響

次に1.に示した前提のもと、以下では、高浜発電所 1

号機及び東海第二発電所のケーブルに関して「電気学会推奨案」及び「ACA ガイド」に基づく長期健全性試験の評価に対し、前述のプラント停止中の環境が10年間継続された影響を追加考慮し、評価結果にどの程度影響するものであるかを確認した。検討内容について以下に示す。

(1) 電気学会推奨案に基づく検討

ここでは、難燃 PH ケーブル(高浜発電所 1号機)および難燃 PN ケーブル(東海第二発電所)を例として、通常運転時の劣化想定に加え、10年間の停止の劣化を想定した場合、電気学会推奨案の手法に基づく評価結果にどのような影響が生じるか検討を行なった^{3, 4)}。

結果は表2に示すとおり、電気学会推奨案の手法に基づく長期健全性試験条件は、難燃 PH ケーブル(高浜発電所 1号機)では実機環境に基づく60年間(稼働率100%)の運転期間を想定した劣化に10年間の停止期間を想定した劣化を加えた条件を包絡しており、難燃 PN ケーブル(東海第二発電所)では実機環境に基づく30年間(稼働率100%)の運転期間を想定した劣化に10年間の停止期間を想定した劣化を加えた条件を包絡していることを確認した。なお、難燃 PN ケーブル(東海第二発電所)は評価期間を迎える際にケーブルを取替えることで60年間の絶縁性能を維持できる。また、各ケーブルにおいて、運転中の劣化条件に、停止期間の劣化条件を加味した場合でも、劣化影響は僅かであることを確認した。

(2) ACA ガイドに基づく検討

次に、(1)と同様に難燃 PH ケーブル(高浜発電所 1号機)および難燃 PN ケーブル(東海第二発電所)を例として、通常運転時の劣化想定に加え、10年間の停止の劣化を想定した場合、ACA ガイドの手法に基づく評価結果

表2 電気学会推奨案に基づく長期健全性試験条件および各使用条件に対する劣化条件

プラント(ケーブル)	試験条件(通常運転相当)		「通常運転時」の使用条件に基づく劣化条件	「通常運転時 + 10年間の停止時」の使用条件に基づく劣化条件
高浜発電所 1号機 (難燃 PH ケーブル)	温度	140℃-9日	126℃-9日 (67℃ ^{※2} -60年)	126℃-9日 ^{※1} (67℃ ^{※2} -60年 + 29℃ ^{※2} -10年)
	放射線(集積線量)	500kGy	7kGy	7kGy ^{※1}
東海第二発電所 (難燃 PN ケーブル)	温度	121℃-251時間	121℃-251時間 (65.6℃-30年)	121℃-251時間 ^{※1} (65.6℃-30年 + 25℃-10年)
	放射線(集積線量)	66kGy	66kGy	66kGy ^{※1}

※1：端数処理により、数値上の影響なし
 ※2：動力用ケーブルトレイに布設されているため、評価においては、運転状況毎の通電による温度上昇等を考慮した

表3 ACAガイドに基づく長期健全性試験条件および各使用条件に対する劣化条件

プラント (ケーブル)	試験条件 (通常運転相当)		「通常運転時」 の使用条件に 基づく劣化条 件	「通常運転時 + 10年間の 停止時」の使 用条件に基づ く劣化条件
	温度・ 放射線			
高浜発電所 1号機 (難燃PHケーブル)	温度・ 放射線	100℃- 94.8Gy/h 4003時間	100℃-94.8Gy/h 4,003時間 (67℃ ^{※2} - 0.0130Gy/h 28年)	100℃-94.8Gy/h 4,003時間 ^{※1} (67℃ ^{※2} - 0.0130Gy/h-28年 + 29℃ ^{※2} - 0.001Gy/h-10年)
東海第二 発電所 (難燃PNケーブル)	温度・ 放射線	100℃- 94.7Gy/h 6990時間	100℃-94.7Gy/h 6,990時間 (65.6℃- 0.250Gy/h 28年)	100℃-94.7Gy/h 6,990時間 ^{※1} (65.6℃- 0.250Gy/h-28年 + 25℃- 0.001Gy/h-10年)

※1：端数処理により、数値上の影響なし

※2：動力用ケーブルトレイに布設されているため、評価においては、運転状況毎の通電による温度上昇等を考慮した

にどのような影響が生じるか検討を行なった^{3,4)}。

結果は表3に示すとおり、ACAガイドの手法に基づく長期健全性試験条件は、最も厳しい環境に設置されている難燃PHケーブル(高浜発電所1号機)、難燃PNケーブル(東海第二発電所)のいずれにおいても、実機環境に基づく28年間(稼働率100%)の運転期間を想定した劣化に10年間の停止期間を想定した劣化を加えた条件を包絡していることを確認した。なお、各ケーブルは評価期間を迎える毎にケーブルを取替えることで60年間の絶縁性能を維持できる。また、各ケーブルにおいて、運転中の劣化条件に、停止期間の劣化条件を加味した場合でも、停止期間の劣化影響は僅かであることを確認した。

IV. まとめ

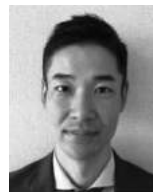
ケーブルを含む電気・計装設備は、絶縁低下に対する技術評価及び保全活動を適切に実施している。

難燃PHケーブル(高浜発電所1号機)および難燃PNケーブル(東海第二発電所)を例として、通常運転中の劣化に10年間の停止中の劣化を考慮して劣化状況評価に与える影響を検討した結果、停止時の劣化は極めて小さく、劣化状況評価の結果に有意な影響は与えないことを確認した。なお、電気・計装設備は取替えが可能であり、これまでも適宜取替えがなされているものである。そのため、停止中の劣化を踏まえた取替え対応を適切に行うことで、停止中の劣化影響が問題になることはない。

— 参考文献 —

- 1) 「原子力発電用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐燃焼性試験方法に関する提案案」, 電気学会(昭和57年11月電気学会技術報告(II部)第139号)。
- 2) 「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド(JNES-RE-2013-2049)」原子力安全基盤機構(平成26年2月)。
- 3) 高浜発電所運転期間延長認可申請書(1号発電用原子炉施設の運転の期間の延長)の添付書類二「高浜発電所1号機 劣化状況評価書」, 関西電力株式会社(平成27年4月(平成28年4月一部変更))。
- 4) 東海第二発電所運転期間延長認可申請書(発電用原子炉施設の運転の期間の延長)の添付書類二「東海第二発電所 劣化状況評価書」, 日本原子力発電株式会社(平成29年11月24日)。

著者紹介



石井伸拓 (いしい・のぶひろ)
東京電力ホールディングス株式会社 原子力設備管理部設備技術グループ
(専門分野/関心分野)原子力発電所の電気・計装設備設計

コンクリート構造物の劣化影響評価について

中部電力 島本 龍
 日本原子力発電 森下 友一郎
 関西電力 北川 高史

原子力発電所のコンクリート構造物は、設計および施工時の品質管理活動により、耐久性が確保された構造物であるが、運転開始後も技術者による保守管理活動が継続的に行われている。高経年化技術評価においては、コンクリートの強度低下等の劣化事象に影響を及ぼす劣化要因毎に長期的な健全性評価を実施しており、保守性の高い評価体系となっている。プラントの長期停止時に進展の可能性が否定できない要因に、コンクリート強度低下事象に対する中性化および塩分浸透が挙げられるが、いずれも将来にわたって大きな裕度をもって健全性が確保されている。

KEYWORDS: Aging, Long-Term Shutdown, Carbonation, Chloride Penetration

I. はじめに

本報では、原子力発電所のコンクリート構造物の維持管理活動の概要および長期的な健全性を確保するための維持管理活動である高経年化技術評価の概要を述べるとともに、プラントの長期停止状態がコンクリート構造物の経年劣化に及ぼす影響について考察する。

II. コンクリート構造物の維持管理活動

原子力発電所のコンクリート構造物は、設計および施工が高度な知識および経験を有する技術者によって行われている。耐久性の確保に関しても、要求仕様を定め、施工時の品質管理において仕様が満たされていることを確認したうえで、国による使用前検査を受検しており、品質が確保された信頼性の高い構造物となっている。また、運転開始後においても技術者による保守管理活動が継続的に行われているが、参考となる日本建築学会の原子力発電所建築物の維持管理に関する技術指針¹⁾(以下、「維持管理指針」)では、基本的な考え方として、「現状の健全性を確保するための維持管理」および「長期的な健全性を確保するための維持管理」の二つに区分されている。現状の健全性を確保するための維持管理では、現状の構造物の健全性を確認するために、定期点検や臨時点検を行い、劣化事象の有無もしくはその程度を評価し、必要に応じた対策を講じる。一方、長期的な健全性を確保す

るための維持管理では、将来にわたって構造物の機能を維持することを目的に経年的な劣化を対象にした点検を行い、劣化事象が現れる前からその原因である劣化要因の影響の程度を把握するとともに、進展予測などにより長期的な影響を評価し、必要に応じた対策を講じる。

III. コンクリート構造物の高経年化技術評価

維持管理指針では、長期的な健全性評価の基本方針として、「構造安全性および遮蔽性に影響を及ぼす劣化要因に着目して実施する」とされている。コンクリート構造物の高経年化技術評価においては、まず要求機能として支持機能、遮蔽機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象を抽出している。そして、各事象に影響を及ぼす劣化要因毎に長期的な健全性評価を行うことで、劣化事象の評価としており、このことはコンクリート構造物の評価における大きな特徴であるといえる。

原子力発電所のコンクリート構造物の性能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象は、「コンクリートの強度低下」および「コンクリートの遮蔽能力低下」である。これらの経年劣化事象は、原子力発電所のコンクリート構造物が曝される様々な環境条件とその程度に応じて生じる。この経年劣化事象を生じさせる原因となる環境条件を経年劣化要因と呼び、原子力発電所の特徴や評価実績を考慮して、高経年化対策上着目すべき要因の主なものとしては、表1のように整理される。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価では、これらの経年劣化要因に着目した評価を行っており、経年劣化事象が生じる手前でその要因の程度を評価しているという点で、より保守性の高い評価となっている。

About the deterioration influence evaluation of concrete structure : Ryu Shimamoto, Yuichiro Morishita, Takashi Kitagawa.
 (2018年10月31日 受理)

表1 経年劣化事象と経年劣化要因

要求機能	経年劣化事象	経年劣化要因
支持機能	コンクリートの強度低下	熱
		放射線照射
		中性化
		塩分浸透
		機械振動
遮蔽機能	コンクリートの遮蔽能力低下	熱

コンクリート構造物の高経年化技術評価において確認すべきは、経年劣化事象がコンクリート構造物としての要求機能に影響を及ぼさないことである。

コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下といった要求機能に影響を及ぼすことが否定できない経年劣化事象に対して、まずはその事象を引き起こす手前の要因に対して評価を実施している。仮に要因の進展が顕著であったとしても、ただちに事象が顕在化するものではなく、更にいえば事象が顕在化したとしても部材または構造物としての要求機能に影響を与えないことを技術的に確認することにより健全性が保たれているものと判断できる。したがって、要因に対して評価していること自体に相当の保守性が含まれているものである。

それぞれの劣化要因に対しては、学協会の技術指針等(維持管理指針他)に既往知見や実験結果等を踏まえて長期的な健全性に対する技術評価の手法や基準が定められている。原子力発電所のコンクリート構造物の高経年化技術評価においては、保守管理活動を踏まえた技術評価により、長期健全性を適切に評価している。

IV. 長期停止に伴う経年劣化の影響

コンクリートの強度低下および遮蔽能力低下に影響を及ぼす要因の中には、その進展が運転時の環境のみならず、長期停止時の環境においても進展の可能性が否定できないものがある。しかし、事業者の保守管理活動や高経年化技術評価の結果を鑑みると、健全性に関して大きな問題になるものではないと考えられる。

表1に挙げた経年劣化要因のうち、原子力発電所の運転に依存する「熱」、「放射線照射」、「機械振動」は、長期停止期間中には生じない、またはほとんど生じないことから、これらに起因した経年劣化事象は進展しないと考えられる。一方、「中性化」、「塩分浸透」は、長期停止期間中の環境においてもコンクリート構造物に作用することから、これらに起因した経年劣化事象は進展する可能性がある。したがって、コンクリート構造物において、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化事象および経年劣化要因としては、「コンクリートの強度低下」に対する「中性化」および「塩分浸透」が挙げられる。「中性化」については、本来アルカリ性であるコンクリー

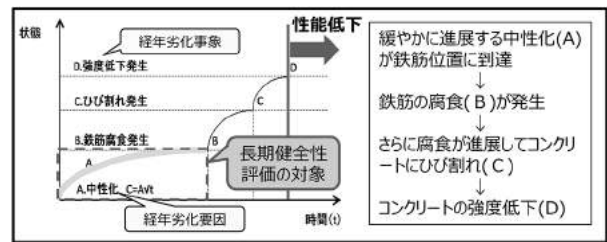


図1 中性化による部材強度低下影響の概念図

トが大気中の炭酸ガス等の外部環境の影響を受けて表面から徐々にアルカリ性を失っていく現象である。中性化が鉄筋位置まで進むと、鉄筋の腐食保護機能が低下し、水分および酸素の供給により鉄筋が腐食する可能性が高まる。中性化は、経過時間に対して進展が緩やかであり、コンクリート部材の強度低下は、中性化が鉄筋位置に到達しただけでは生じず、その後に腐食が発生し、さらにそれが進展し、コンクリートにひび割れや剥離が生じるまでになって初めて発生する。図1に中性化によるコンクリート部材の強度低下への影響の概念図を示す。

高経年化技術評価は、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、コンクリートの強度低下という経年劣化事象を引き起こす手前の要因を対象に実測値や環境条件を踏まえた進展評価により行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象(コンクリートの強度低下)として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

「塩分浸透」については、飛来塩分および海水とその飛沫により、コンクリート表面に付着した塩分に含まれる塩化物イオンがコンクリート内部に浸透していく現象である。塩化物イオンが鉄筋位置まで進むと、鉄筋の腐食保護機能が低下し、水分および酸素の供給により鉄筋が腐食する可能性が高まる。高経年化技術評価は、経年劣化の影響が最も厳しくなると想定される部位を選定した上で、経年劣化事象を引き起こす手前の要因を対象に実測値や環境条件を踏まえた進展評価により行っており、評価手法自体に保守性が含まれる。また、劣化要因に対する健全性評価を行い、劣化事象(コンクリートの強度低下)として生じる前に対策を講じることを維持管理の基本としている。

さらに、「中性化」および「塩分浸透」いずれについても、仮に評価対象部位において評価基準値まで進行しているかまたは進行する可能性が認められたとしても、耐力評価を行い、当該部位を構成する部材または構造物の耐力が設計荷重を上回っていることが確認されれば、安全性を確保し得ると判断されることが、原子力規制委員会による審査基準²⁾にも記載されている。

したがって、原子力発電所のコンクリート構造物は、高経年化技術評価における評価結果以上に、「中性化」お

表2 コンクリートの中性化の評価・検証例

プラント	評価対象部位	中性化深さ				鉄筋が腐食し始める時の中性化深さ ^{※2}
		測定値 (調査時の 運転開始後 経過年)	推定値 ^{※1}			
			調査時点 の中性化 深さ (推定式)	運転開始 後60年時 点の中性 化深さ (推定式)	【参考】 運転開始 後70年時 点の中性 化深さ (推定式)	
高浜 発電所 1号機	外部遮蔽壁 (屋内面)	0.2 (40年)	3.8 (森永式)	4.7 (森永式)	4.8 (森永式)	7.0
	原子炉補助建屋 (基礎マット)	3.4 (40年)	4.3 (岸谷式)	5.3 (岸谷式)	5.7 (岸谷式)	10.0
	取水構造物 (気中帯)	0.1 (40年)	2.2 (岸谷式)	2.7 (岸谷式)	3.0 (岸谷式)	8.75
高浜 発電所 2号機	内部コンクリート (上部)	0.2 (39年)	3.3 (森永式)	4.0 (森永式)	4.1 (森永式)	6.0
	タービン建屋 (内壁および床)	1.8 (39年)	3.2 (岸谷式)	3.9 (岸谷式)	4.2 (岸谷式)	8.0
	取水構造物 (気中帯)	0.3 (39年)	2.2 (岸谷式)	2.7 (岸谷式)	3.0 (岸谷式)	8.55
美浜 発電所 3号機	内部コンクリート (上部)	0.5 (38年)	4.3 (森永式)	5.3 (森永式)	5.5 (森永式)	6.0
	原子炉補助建屋 (基礎マット)	4.3 (38年)	3.1 (岸谷式)	5.3 (√t式)	5.7 (√t式)	10.0
	取水構造物 (気中帯)	0.1 (38年)	2.0 (岸谷式)	2.5 (岸谷式)	2.7 (岸谷式)	8.55
東海 第二 発電所	タービン建屋外壁 (屋内面)	4.0 (38年)	2.9 (岸谷式)	5.0 (√t式)	5.4 (√t式)	6.0
	取水口構造物 (気中帯)	1.0 (36年)	1.2 (岸谷式)	1.6 (岸谷式)	1.7 (岸谷式)	6.4

※1: 岸谷式³⁾、森永式⁴⁾および実測値に基づく√t式⁵⁾による評価結果のうち最大値を記載

※2: かぶり厚さから評価した

よび「塩分浸透」による強度低下に対して十分な裕度を有していると考えられる。

なお、これまでに高経年化技術評価実績があるPWRおよびBWRの各代表プラントを例として、仮に10年間の停止期間を追加的に考慮した場合の経年劣化要因(中性化および塩分浸透)の評価結果に与える影響を検証した。その結果を表2および表3に示す。いずれも、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因(中性化、塩分浸透)による経年劣化事象(コンクリートの強度低下)に対して、十分な裕度を有しており、停止期間を考慮した場合でも評価結果に有意な影響を与えないものと考えられる。

V. まとめ

原子力発電所のコンクリート構造物は、前述のとおり品質が確保された信頼性の高い構造物である。例えば、中性化および塩分浸透に対する重要な抵抗要素である「かぶり厚さ」(鉄筋表面からコンクリート表面までの距離)については、中性化や塩分浸透が鉄筋位置まで容易に達しないよう十分に余裕のある設計仕様を定めると

表3 コンクリートの塩分浸透の評価・検証例

プラント	評価対象部位	調査時期	鉄筋位置での塩化物イオン濃度(%)	鉄筋の腐食減量($\times 10^{-4}$ g/cm ²) [※]			
				調査時点	運転開始後60年時点	【参考】運転開始後70年時点	かぶりコンクリートにひび割れが発生する時点
高浜 発電所 1号機	取水構造物 (気中帯)	2015年 (40年)	0.05	3.5	5.8	7.2	88.1
	取水構造物 (干満帯)	2015年 (40年)	0.05	0.5	1.2	1.7	88.1
	取水構造物 (海中帯)	2015年 (40年)	0.33	7.2	14.6	18.8	90.1
高浜 発電所 2号機	取水構造物 (気中帯)	2015年 (39年)	0.21	10.7	21.1	26.6	90.1
	取水構造物 (干満帯)	2015年 (39年)	0.04	0.4	1.2	1.7	90.1
	取水構造物 (海中帯)	2015年 (39年)	0.17	3.1	7.1	9.3	90.1
美浜 発電所 3号機	取水構造物 (気中帯)	2015年 (38年)	0.11	4.8	10.4	13.5	90.1
	取水構造物 (干満帯)	2015年 (38年)	0.01	0.0	0.0	0.0	90.1
	取水構造物 (海中帯)	2015年 (38年)	0.24	3.9	10.4	13.9	90.1
東海 第二 発電所	取水口構造物 (気中帯)	2015年	0.04	1.7	3.4	4.2	62.3
	取水口構造物 (干満帯)	2014年	0.05	10.3	18.1	21.5	67.7
	取水口構造物 (海中帯)	2014年	0.05	0.4	1.1	1.5	62.3

※: 森永式⁴⁾による評価結果

もに、施工においてその仕様が満たされていることを使用前検査で確認している。また、運転開始後は、定期的な点検と、点検により得られたデータに基づく健全性評価を行い、保全活動のPDCAを回すことで、維持管理の継続的な改善を図っている。このように信頼性の高い品質が確保された原子力発電所のコンクリート構造物は、構造物や部材の物理的な寿命が相当に長いと考えられ、前述のとおり、中性化および塩分浸透による評価結果もこれを裏付けるものとなっている。さらに、高経年化技術評価では、中性化や塩分浸透のような経年劣化要因に基づく評価だけでなく、「コンクリートの強度低下」という経年劣化事象そのものについても、採取したコンクリートコアの強度試験を実施し、取得されたコンクリート強度が設計基準強度を上回っていることを確認している。

以上のことから、原子力発電所のコンクリート構造物は、長期停止期間中に進展が想定される経年劣化要因(中性化、塩分浸透)による経年劣化事象(コンクリートの強度低下)に対して、高い安全性を有しており、将来にわたり、大きな裕度をもって健全性が確保されていると考えられる。

－ 参考文献 －

- 1) 日本建築学会, 「原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説」, 2015年.
- 2) 原子力規制委員会, 「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」, 2013年.
- 3) 日本建築学会, 「鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説」, 2016年.
- 4) 森永繁, 「鉄筋の腐食速度に基づいた鉄筋コンクリート建築物の寿命予測に関する研究」, 東京大学学位論文, 1986年.
- 5) 土木学会, 「コンクリート標準示方書[維持管理編]」, 2013年.

著者紹介



島本 龍 (しまもと・りゅう)
中部電力 原子力本部



森下友一朗 (もりした・ゆういちろう)
日本原子力発電 開発計画室



北川高史 (きたがわ・たかし)
関西電力 原子力事業本部



From Editors 編集委員会からのお知らせ

－ 最近の編集委員会の話題より －

(1月15日第6回論文誌編集幹事会)

- ・平成30年11月16日～12月15日に英文誌へ33論文, 和文誌へ5論文の投稿があった。
- ・投稿分野割の見直しを進めることとした。
- ・福島事故関連記事の英文化作業の進捗状況が報告された。第1巻は校閲が終了, 第4巻の校閲中。
- ・編集委員会運営細則の最終案を幹事会承認した。編集委員会のメール審議にかける。
- ・英文論文誌特集号実施要領の改訂案を検討した。
- ・第1, 4, 7, 11分野にも Pre-Screening を正式に導入することとした。

(1月15日第7回学会誌編集幹事会)

- ・学会誌のカラー化について検討した。冊子体はモノクロ, 立ち読みのページはカラーとする案が出された。今後も引き続き検討していく。
- ・60周年記念企画の記事進捗について確認した。
- ・12月号のアンケート結果の報告があった。4月号のアンケート結果を待ってそれを加えた纏めの記事を執筆予定。
- ・巻頭言, 時論, その他の記事企画の進捗状況を確認し, 掲載予定について検討した。
- ・学会誌編集委員会の会議資料のペーパーレス化について審議した。参加者はPCやタブレット端末を持参して会議に参加し, それらを使用して資料を閲覧する。次回の会議より運用を始める。

編集委員会連絡先<hensyu@aesj.or.jp>

福島第一原子力発電所廃炉の技術戦略について

廃炉の道筋と戦略プラン 2018

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF) 福田 俊彦

原子力損害賠償・廃炉等支援機構では、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」を毎年取りまとめてきた。戦略プラン 2018 では、従来からの主な変更点として、燃料デブリ取り出し及び廃棄物対策を中心とした内容から、汚染水対策及び使用済燃料プールからの燃料取り出しまで検討範囲を広げた内容としている。また燃料デブリ取り出し方針で示されたステップ・バイ・ステップのアプローチの考え方や、最近の進捗、今後必要な取組をまとめている。本稿では、戦略プラン 2018 の概要を示す。

KEYWORDS: *Technical Strategic Plan, Decommissioning, Fuel Debris, Waste Management, Fukushima Daiichi Nuclear Power Station*

I. はじめに

原子力損害賠償・廃炉等支援機構(以下「NDF」という)は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法に基づく業務の一環として、政府の「東京電力ホールディングス(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」(以下「中長期ロードマップ」という)に技術的根拠を与え、その円滑・着実な実行や改訂の検討に資することを目的として、「東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン」(以下「戦略プラン」という)を 2015 年以降毎年取りまとめてきた。本稿では、2017 年 4 月に戦略プラン 2017 を公表してから約 1 年間の現場や技術開発等の進捗を踏まえて、2018 年 10 月に取りまとめた戦略プラン 2018¹⁾の概要を示す。

II. 廃炉に関する役割と技術戦略プラン

1. 廃炉に関する役割分担

福島第一原子力発電所の事故から 7 年が経過する中、短期的な対応については一定の見通しがついてきた。また、中長期的な対応については、政府の中長期ロードマップが 2017 年 9 月に改訂され、燃料デブリ取り出し方針の決定及び固体廃棄物についての基本的な考え方の

取りまとめがなされた。

このように廃炉のフェーズが移行しつつある中で、東京電力ホールディングス(株)(以下「東京電力」という)はプロジェクト管理体制の強化に取り組んでいる。また、資金面においても廃炉をより確実に実施していくため、原子力損害賠償・廃炉等支援機構法の一部を改正する法律が 2017 年 5 月に成立し、同年 10 月に施行された。同法に基づき、NDF には廃炉等積立金管理業務が追加され、毎年度、NDF が定め主務大臣(経済産業大臣)が認可した廃炉に要する金額を東京電力が NDF に積み立て、NDF と東京電力が共同で作成して主務大臣が承認した「廃炉等積立金の取戻しに関する計画」(以下「取戻し計画」という)に基づいて、東京電力は廃炉等積立金を取り戻し、廃炉を実施していくこととなった。

廃炉等積立金制度の下において NDF は、「廃炉等積立金の取戻しに関する計画の作成方針」により、取戻し計画に盛り込むべき作業目標及び主要作業を東京電力に対して提示するとともに、東京電力の取組内容について、プロジェクト遂行の観点から妥当性の評価を行うことなどを通じて、廃炉の適正かつ着実な実施を支えていく。図 1 に、上記運用を含め、福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割を示す。

2. 戦略プランの位置づけ

これまでの戦略プランでは、中長期的な廃炉戦略として燃料デブリ取り出しと廃棄物対策という 2 つの主要課題に重点を置き、検討を進めてきたが、今後、燃料デブ

Technical Strategy on Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station; A roadmap of decommissioning and Technical Strategic Plan 2018: Toshihiko Fukuda.

(2018 年 10 月 31 日 受理)

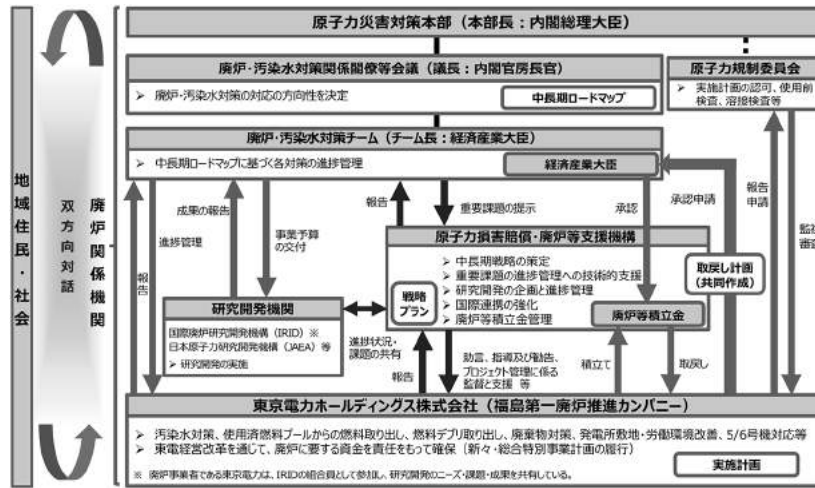


図1 福島第一原子力発電所の廃炉に係る関係機関等の役割

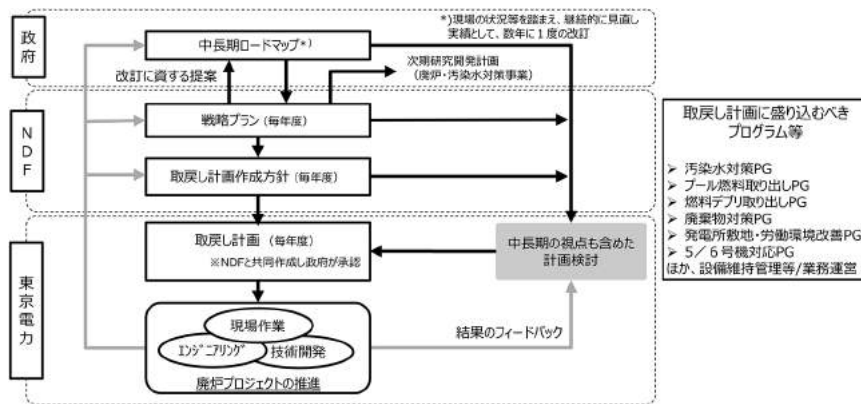


図2 廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付け

り取り出しの具体化を進めていくには、汚染水対策や使用済燃料プールからの燃料取り出し等との関連性を踏まえた検討が必須となる。このため、今後の戦略プランにおいては、汚染水対策及び使用済燃料プールからの燃料取り出し等も含めた構成とし、廃炉の取組全体を俯瞰した中長期的視点での方向性を提示することとした。図2に、廃炉等積立金制度を踏まえた戦略プランの位置付けを示す。

Ⅲ. リスクの低減戦略としての福島第一原子力発電所の廃炉

1. 福島第一原子力発電所廃炉の進捗状況

福島第一原子力発電所の廃炉においては、「事故により発生した通常の原子力発電所にはない放射性物質に起因するリスクを、継続的、かつ、速やかに下げること」を基本方針とし、原子力規制委員会が「特定原子力施設への指定に際し東京電力株式会社福島第一原子力発電所に対して求める措置を講ずべき事項」において要求している安全上必要な措置を講じており、一定の安定状態で維持管理されている。また、これまでに実施した様々なリスク低減対策の結果、多核種除去設備等を用いた汚染源の除去、陸側遮水壁による地下水の建屋流入量の抑制に

よる汚染水発生量の低減²⁾、遮へい機能を有する固体廃棄物貯蔵庫による廃棄物の管理等のようにリスク低減が継続的に図られている。

2. 放射性物質に起因するリスク低減の考え方

戦略プランでは、各リスク源が有するリスクレベルを、潜在的影響度と管理重要度を軸として図3のとおり評価した。「十分に安定管理がなされている領域」に持ち込むことをリスク低減戦略の当面の目標としている。

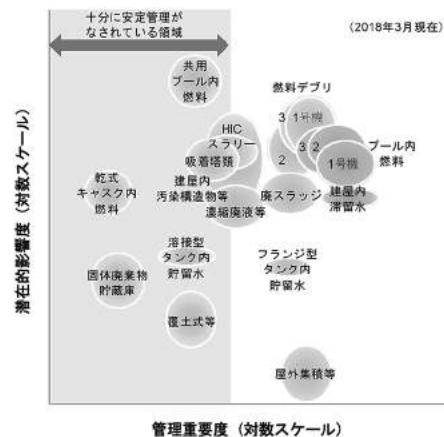


図3 主要なリスク源が有するリスクレベルの例

IV. 福島第一原子力発電所の廃炉に向けた技術戦略

本章では、燃料デブリ取り出し、廃棄物対策、汚染水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出しの分野ごとに、目標、戦略、技術課題と今後の計画を整理するとともに、プロジェクトの総合的な取組の必要性等を示している。以下に主な要点を示す。

1. 燃料デブリ取り出し

(1) 目標

安全対策をはじめ周到な準備をした上で燃料デブリを安全に回収し、これを十分に管理された安定保管の状態に持ち込む。

また、2019年度の初号機の燃料デブリ取り出し方法の確定、2021年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始に向け、燃料デブリ取り出し方針に従い、必要な取組を進める。

(2) 戦略、技術課題と今後の計画

① 初号機の燃料デブリ取り出し方法確定に向けた検討の進め方

初号機の燃料デブリ取り出し方法は、これまでの研究開発の成果やPCV内部調査結果等を基に、各号機ごとの燃料デブリ取り出しシステムの概念検討とその現場適用性の評価に基づいた各号機ごとの燃料デブリ取り出しシナリオを作成し、このシナリオとサイト全体の計画を組み合わせて検討した複数の全体シナリオから、最も合理的なシナリオを特定することで、2019年度までに確定する。図4に、燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討フロー(案)を示す。

② ステップ・バイ・ステップのアプローチの考え方

燃料デブリ取り出しに当たっては、燃料デブリ取り出し方針に従ってステップ・バイ・ステップのアプローチで進めていく。そのイメージの一例は次のとおりである。

内部調査は、現場環境を変えない範囲で行い、この調

査結果を燃料デブリの取り出し方法の検討等に用いる。また、PCV内部より燃料デブリを採取し、分析等を行うことにより、その性状(形状、存在状態、組成等)を把握する。燃料デブリの採取に当たっては、これが燃料デブリを移動させる行為を伴うため、次段階における安全確保の評価に資する情報を取得し、これにより燃料デブリ取り出し方法の実現性の精度向上等を図る。

燃料デブリ取り出しは、その初期段階では、現場の状態を大きく変えない範囲で小規模な燃料デブリ取り出し作業を行う。これにより、その後に予定される大規模な取り出しにおける作業・装置を見極めていくための各種情報の取得や検証を行い、燃料デブリ取り出し期間を通じた作業の効率化等を図り、より効率的な燃料デブリ取り出しを行っていく。

③ その他

上記の他に、内部調査の継続実施や研究開発の加速化・重点化の必要性、安全確保、燃料デブリ取り出し工法及び安定保管に関する技術要件と課題、必要な検討内容等を整理している。

2. 廃棄物対策

(1) 目標

保管・管理の取組として、当面10年間程度に発生する固体廃棄物の物量予測を定期的に見直ししながら、固体廃棄物の発生抑制と減容、モニタリングをはじめ、適正な廃棄物保管管理計画の策定・更新とその遂行を進める。処理・処分に向けた取組として、性状把握から処理・処分に至るまで一体となった対策の専門的検討を進め、2021年度頃までを目処に、固体廃棄物の処理・処分方策とその安全性に関する技術的な見通しを示す。

(2) 戦略、技術課題と今後の計画

① 処理・処分方策等の技術的な見通しのための目標

中長期ロードマップにおいては、2021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示すこととされている。

固体廃棄物は、取組の進捗にしたがってその全体像が

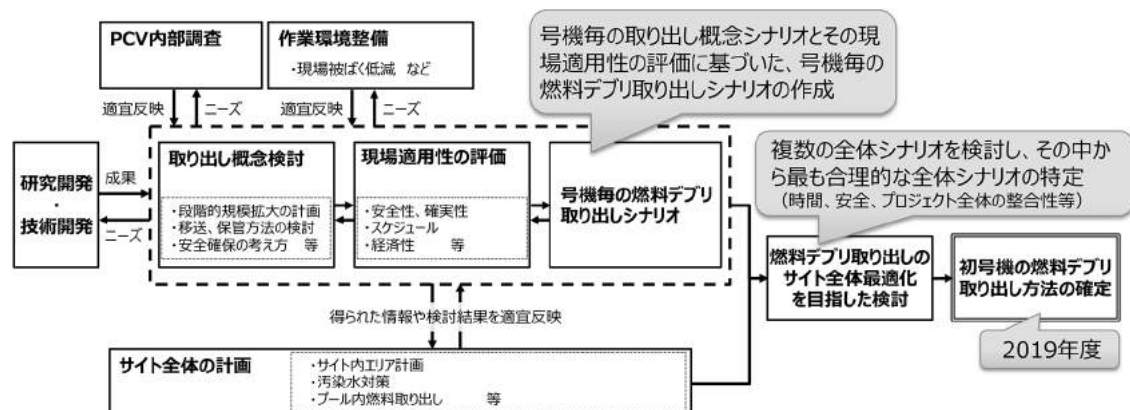


図4 燃料デブリ取り出し方法の確定に向けた検討フロー(案)

順次明らかになってくるものであることから、2021年度頃は依然として必要な性状に関する情報を蓄積しつつある段階にあることを念頭に、技術的な見通しのための具体的目標を次のとおり整理した。

- ・福島第一原子力発電所で発生する固体廃棄物に適用可能な処理技術を踏まえた安全かつ合理的な処分概念の構築、処分概念の特徴を反映した安全評価手法の整備
- ・性状把握のための分析・評価手法の明確化
- ・処分を念頭に置いた安定化、固定化のための実機導入が期待される処理技術の明確化
- ・先行的処理の方法を合理的に選定する方法の構築
- ・処分を念頭に置いた処理技術が明確となっていない固体廃棄物については、2021年度までに開発した一連の手法を用いて処理・処分方策を設定できる見通し
- ・廃棄体化前までの保管・管理に係る課題と対策の明確化

②その他

性状把握については、分析の目的を、処分前管理を中心としたものとして分析対象核種の見直しを行うとともに、分析方法の簡易・迅速化の検討を進め、効率的な分析手法を確立する取組を通じて、2020年度末には、精度の高い固体廃棄物の性状把握をするための体制、技術等の構築を目指す。

保管・管理については、水処理二次廃棄物の当面のリスク低減策として、脱水処理や一時保管施設から高台の保管施設への移動のための抜き出し・移送を進める。また、水処理二次廃棄物の安定化・固定化及び廃棄体化技術について、実処理に適用できる見通しのある処理技術の抽出、廃棄体仕様の設定を行う。

3. 汚染水対策

(1)目標

汚染水問題に関する3つの基本方針(汚染源を「取り除く」、汚染源に水を「近づけない」、汚染水を「漏らさない」)³⁾の下、2020年内の建屋内滞留水の処理完了を目指す。また、燃料デブリ取り出し等の廃炉工程との関係を整理するとともに、長期を見据えた汚染水対策の在り方についての検討を進める。

(2)戦略、技術課題と今後の計画

①中長期ロードマップに示された対策の遂行

汚染水問題に関する3つの基本方針に基づいたサブドレン機能の強化や陸側遮水壁の造成等により、建屋周辺の地下水の安定的な管理がなされている等、汚染水の大宗がコントロールされる状況になってきたことから、建屋内滞留水の処理完了に向けて一層の対策を進める。

②燃料デブリ取り出しとの関係を踏まえた汚染水対策

中長期ロードマップの目標工程に従って2020年内に

は原子炉建屋を除く建屋内滞留水の処理が完了するため、原子炉建屋内で滞留水を回収して浄化した後に冷却材として再使用する循環冷却系の成立性に向けた検討を進める。また、PCV内から原子炉建屋内へ冷却水が大量漏えいした場合に備えて、原子炉建屋内の滞留水と地下水の間の適切な水位差の設定等についても検討する。

4. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

(1)目標

1~3号機の作業計画については、中長期ロードマップにおいて既に示されており、これに基づいてプール内燃料の取り出しを開始する。1~4号機の使用済燃料プールから取り出した燃料については、乾式キャスク仮保管設備への移送により容量を確保した共用プール等において、当面の間、適切に保管する。また、取り出した燃料については、長期的な健全性の評価及び処理に向けた検討を行い、この結果を踏まえ、2020年度頃に将来の処理・保管方法を決定する。

(2)戦略、技術課題と今後の計画

①プール内燃料の取り出し

水素爆発等による影響を受けた1~3号機の原子炉建屋で貯蔵されているプール内燃料は、可及的速やかに管理重要度の低い共用プールに移送する計画であり、号機ごとの状況に応じて、適切かつ具体的な作業計画を立案して対応する。

②取り出した燃料の適切な保管

プール内燃料の取り出しにあたって、共用プール及び乾式キャスク仮保管設備における適切な容量確保のため、乾式キャスク仮保管設備の増設等を進めていく。

③処理保管方法の決定

プール内にある健全な使用済燃料、事故前から破損している燃料、使用済燃料プールへのガレキ落下の影響が懸念される燃料等について通常の使用済燃料と同等の扱いを阻害する技術的な要因の有無を整理・確認し、この結果等を踏まえ2020年度頃に将来の処理・保管方法を決定する。

5. 福島第一原子力発電所廃炉プロジェクトの総合的な取組

同時並行的に、かつ、相互に関連を持ちながら進められる取組の全体としての整合性と成立性を確保しつつ、リソースの配分やスケジュールを最適化することが重要である。このため、この複雑かつ重層的な大規模プロジェクトを、適切な規模の管理単位で個別プロジェクトとして管理する一方で、プロジェクト間の相互関係を踏まえて、廃炉プロジェクト全体として総合的に進めていく。また、中長期的な視点でもサイト全体を見渡し、中間的な目標を可能な範囲で想定しながら、廃炉全体計画を策定・検討していく。図5に、プロジェクト間の相互

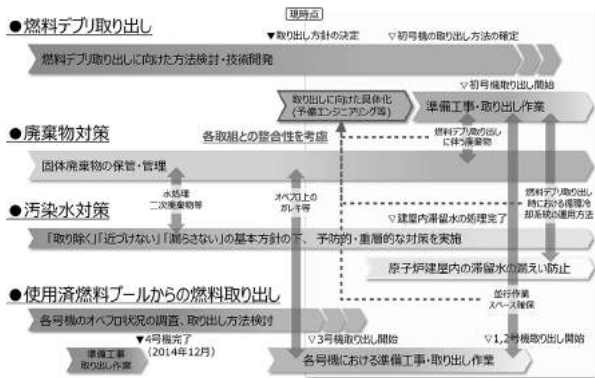


図5 プロジェクト間の相互関係

関係を示す。

V. 研究開発への取組

1. 研究開発の全体像

福島第一原子力発電所の廃炉には様々な課題が存在しており、その解決のための研究開発は、基礎・基盤研究から応用研究、開発・実用化に至るまで、産学官の多様な実施主体により行われている。NDFでは、これらの活動を有機的に結び付け、現場の課題を研究開発によって効率的に解決していくために、廃炉・汚染水対策チーム会合決定に基づき、「廃炉研究開発連携会議」を定期的に開催している。

2. 現場作業・エンジニアリングにおいて必要な廃炉研究開発

廃炉を実現するために実施される現場適用を念頭に置いた研究開発としては、東京電力が実施する技術開発要素を含むエンジニアリングと、国の廃炉・汚染水対策事業に採択された補助事業者が実施する研究開発プロジェクトが存在する。特に今後は、エンジニアリング上の検討により必要性が明らかとなった研究開発課題が適時的確に実施されることが重要である。当面は、予備エンジニアリングの進捗により研究開発課題が抽出され、さらに、プロジェクト管理を通じてその実施のタイミングが固まってくるのが想定される。このようなプロジェクトベースのスケジュール感で研究開発を管理する体制を実現するため、NDFと東京電力が共同で推進するプロジェクト管理体制の下で適切に情報共有を行っていく。

3. 廃炉プロジェクトを確実にする基礎研究及び研究開発基盤の充実

(1) ニーズから導き出された重要研究開発課題とその戦略的推進

廃炉を安全着実かつ効率的に推進するためには、中長

期をにらんだ研究開発戦略を立案することが重要であるためNDFでは、「研究連携タスクフォース」を設置して、戦略的かつ優先的に取り組むべき重要研究開発課題を抽出した。さらに廃炉基盤研究プラットフォームにおいて重要研究開発課題について検討を進め、研究開発戦略が策定された。

(2) 中長期を見通した基礎研究拠点・研究開発基盤の構築

廃炉プロジェクトを技術面においてより着実なものとしていくためには、研究拠点や研究施設・設備の構築、人材の育成等が必要不可欠である。

2017年4月には、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 廃炉国際共同研究センター(以下「JAEA/CLADS」という)の国際共同研究棟が福島県富岡町に開所し、文部科学省の委託事業である英知事業は、NDFの提案を受け、2018年度新規採択課題からJAEA/CLADSを中核とした体制により実施されている。

また、ハードウェアとしての研究開発基盤の構築も重要であり、JAEA 楡葉遠隔技術開発センターの本格運用開始(2016年4月、福島県楡葉町)など、福島県内を中心に、中長期を見通した研究開発基盤が構築されつつある。

VI. おわりに

本稿では、2018年10月に取りまとめた戦略プラン2018の概要を示した。戦略プランの内容については、プラント内部調査や詳細な検討状況を踏まえ、今後とも見直しを行い、福島第一原子力発電所に係る廃炉の安全かつ着実な進捗に繋げていく。

— 参考資料 —

- 1) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2018, 2018年10月2日。
http://www.dd.ndf.go.jp/jp/strategic-plan/book/20181002_SP2018FT.pdf
- 2) 廃炉・汚染水対策チーム会合、事務局会議(第57回)資料2, 2018年9月7日。
- 3) 原子力災害対策本部、東京電力(株)福島第一原子力発電所における汚染水問題に関する基本方針, 2013年9月3日。

著者紹介



福田俊彦(ふくだ・としひこ)

原子力損害賠償・廃炉等支援機構
(専門分野)原子力発電所の建設・保守・運営管理・廃炉、品質マネジメントシステム、耐震・構造工学

酸化物分散強化型 (ODS) フェライト鋼被覆管の開発 —組織制御・特性発現メカニズムを中心に—

北海道大学 鵜飼 重治

我が国の独自技術である 12CrODS フェライト鋼被覆管の再結晶組織制御、マルテンサイト系 9CrODS 鋼における残留フェライト相形成、およびアルミナ保護被膜を有する FeCrAl-ODS フェライト鋼の高温強度/耐水蒸気酸化制御について、それらの発現メカニズムを物理冶金学に立脚して解説した。FeCrAl-ODS フェライト鋼は軽水炉の事故耐性燃料被覆管として注目され、その実用化技術開発がオールジャパン体制で進められている。

KEYWORDS: ODS, FeCrAl, Recrystallization, α/γ transformation, Alumina, Oxidation

I. 緒言

酸化物分散強化型 (Oxide Dispersion Strengthened) フェライト鋼は耐照射性に優れたフェライト鋼母相にナノサイズの酸化物粒子を微細分散させて高温強度を飛躍的に向上させる技術として、近年世界的に活発に研究されている。原子力材料の国際専門誌である Journal of Nuclear Materials に掲載されている論文で、ODS フェライト鋼を対象とする研究は近年ジルカロイ、タングステンとともに大変多く、原子力材料 3 本柱と言っても過言ではない。我が国の ODS フェライト鋼被覆管の実用化技術開発は高速炉用として行われ、これまで世界の ODS フェライト鋼開発をリードしてきた。最近ではアルミナ保護被膜を有する FeCrAl-ODS フェライト鋼が軽水炉 BWR の事故耐性燃料被覆管として注目され、その実用化技術開発が進められている。ODS フェライト鋼被覆管開発の現状については、すでに本誌¹⁾に解説記事が掲載されている。本稿では日本原子力学会の依頼により、日本原子力学会特賞学術業績賞の研究対象である ODS フェライト鋼被覆管の組織制御技術や優れた強度特性について、それらの発現メカニズムを物理冶金学 (材料熱力学, 材料強度学, 相変態, 高温酸化など) に立脚して、できるだけ平易に解説した。

Development of ODS Ferritic Steel cladding ; focusing on mechanism for microstructure control and characteristic realization : Shigeharu Ukai.

(2018 年 9 月 22 日 受理)

II. 開発経緯

ODS フェライト鋼開発は、動力炉・核燃料開発事業団 (現: 日本原子力研究開発機構) にて 1986 年に着手された。当初は日米共研の基に米国 International Nickel Company (現: スペシャルメタルズ社) が製造した ODS フェライト鋼である MA957 押出棒 (14Cr-1Ti-0.17Mo-0.17Y₂O₃: mass%) を用いて、国内にて 3 ロール圧延機による被覆管への製管試験を行った。しかし MA957 は極めて硬く 1,300 °C でも再結晶しないため、被覆管への製管は困難と判断し MA957 の適用を断念して、1987 年に独自の合金設計に基づく材料開発を開始した。そのポイントは既存の焼鈍炉で対応できる 1,200 °C 以下で十分再結晶するように Ti 濃度と過剰酸素濃度を下げたことである。ここで過剰酸素濃度とは鋼中に含まれる全酸素から Y₂O₃ として存在する酸素を除いたもので、複合酸化物の生成に使われる酸素濃度に相当する。しかし、再現性良く再結晶組織を形成することは困難で大変苦労した。これに関しては III-1 節で述べる。

平成 7 年頃から 9Cr マルテンサイト系として、 α/γ 変態を利用することにより、ピルガー圧延機の適用と相まって、寸法精度の良い被覆管を再現性良く製造できるようになった。9Cr マルテンサイト系 ODS 鋼の課題は使用温度である 700 °C でのクリープ強度が低いことであり、これを克服するため独自の組織制御技術を開発し、優れたクリープ破断強度を達成した (III-2 節参照)。平成 11 年から平成 18 年まで実施された実用化戦略調査研究 (FS), 引き続いて平成 23 年に福島原発事故が起こる

まで実施された高速増殖炉サイクル実用化研究開発 (FaCT) では、9Cr マルテンサイト系 ODS 鋼を実証炉用被覆管として位置付け、照射試験と実用化製造技術開発が行われた。

平成 25 年度から平成 28 年度までの文科省原子力システム研究開発事業では軽水炉の安全性を飛躍的に高めるため、事故耐性燃料として FeCrAl-ODS フェライト鋼被覆管の開発に取り組んだ。平行して平成 27 年度からは経産省の軽水炉 BWR への導入に向けた実用化技術開発が進められている。

III. 材料組織・特性の制御と発現機構

1. 再結晶被覆管の組織制御

12CrODS フェライト鋼被覆管は室温から融点までフェライト単相組織であるため、その製造では再結晶による組織制御を利用する。最初に Y_2O_3 粉末と合金粉末をボールミルでメカニカルアロイング (MA) 処理した後、これらの MA 粉末を熱間押出しで固化成型して素管にする。その後、素管から 4 回の冷間圧延 (1 回の圧延率は約 50%) と軟化のための途中焼鈍を繰り返して外径 8.5 mm で肉厚 0.5 mm の被覆管に製管する。しかし製管された被覆管の結晶粒は圧延方向に細かく伸長した針状組織になるため、使用温度の 700 °C では結晶粒界で集中的に変形して被覆管周方向のクリープ破断強度が著しく低下する。これを回避するため再結晶処理を施すが、途中の軟化焼鈍でいったん再結晶してしまうと、その後いくら冷間圧延しても再結晶しないことが経験的に分かっている。

一般に再結晶の駆動力は冷間圧延で導入された歪エネルギーであり、これは加工履歴に依存して数十 J/mol (数 MJ/m³) で酸化粒子のピン止め力と同等レベルであるため、再結晶が起こるかどうかが酸化粒子の分散状態や圧延率に依存する。そのため被覆管製造では再結晶しない最適な途中焼鈍温度を決定するための先行試験が必要で、このことが圧延処理工期を長くしコストアップを招く要因となる。このように、いったん再結晶してしまうと、その後冷間圧延しても再結晶を繰り返して起こし難いことがこの材料の組織制御を面倒なものにしている。以下にその理由を解説する。

圧延や再結晶の制御では、これらの加工熱処理で形成される集合組織の理解が不可欠である。フェライト鋼の典型的な再結晶集合組織は良く知られているように $\{111\}\langle 112 \rangle$ である。この再結晶集合組織を冷間圧延すると、図 1 に示すような方位回転ルートを経由して、最終的に $\{100\}\langle 110 \rangle$ 安定方位が形成されることを明らかにした²⁾。ここで重要なことは $\{100\}\langle 110 \rangle$ には局所歪が蓄積しないことであり、そのことを図 2 を用いて具体的に説明する。この例では圧延面と圧延方向は (001) $[-110]$ である。圧延方向は $[-110]$ で bcc 結晶である鉄

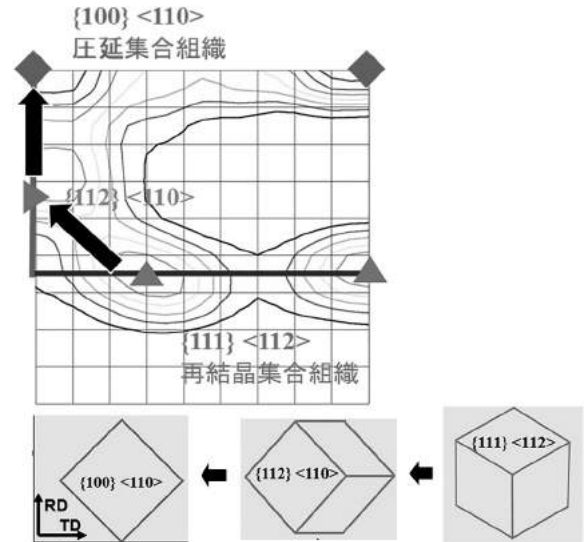


図 1 後方散乱電子回折 (EBSD) 測定による Orientation Distribution Function (ODF) 上に表した再結晶集合組織の冷間圧延で形成される結晶方位回転ルート

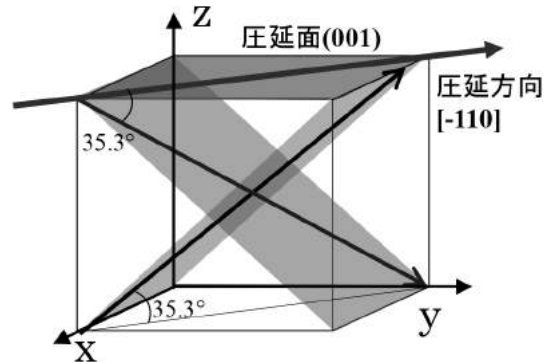


図 2 圧延面、圧延方向とすべり系の関係

のすべり系は $\{110\}\langle 111 \rangle$ であるから、 $[-110]$ に対し Schmid 因子がゼロでない組み合わせは以下の 4 通りである。

- ① (01-1) $[-111]$ と (011) $[-11-1]$
- ② (101) $[-111]$ と (-101) $[-11-1]$

図 2 には①のすべり面とすべり方向を描いている。これらのすべり系の $[-110]$ 圧延方向に対する Schmid's 因子は全て $1/\sqrt{6}$ である。圧延面法線と圧延方向を含む (110) 面内で、すべり方向は圧延方向をはさんで $\pm 35.3^\circ$ の対称関係にある。従って、等価な二つのすべり系が交互に活動するため圧延による結晶方位回転は起こらない。非対称な結晶方位回転が起こらないため、再結晶粒の生成条件である不均一変形組織が形成されないことになる³⁾。事実、図 3 に示すように、再結晶材の冷間圧延で形成される $\{100\}\langle 110 \rangle$ 方位には局所歪が蓄積していないことを実験的にも確認している。

12CrODS フェライト鋼の再結晶被覆管製造では、経験的に途中の焼鈍で再結晶させず回復組織とし、最終被覆管形状まで冷間圧延した後の最終熱処理で再結晶させるプロセスを採用している。このプロセスは材料学的に

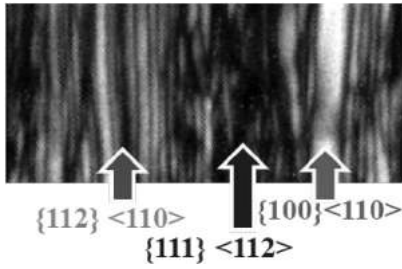


図3 EBSDで測定したImage Quality (IQ)マップによる結晶方位と蓄積歪の関係

も根拠があることが説明され、同様のフェライト系である FeCrAl-ODS フェライト鋼被覆管の製造にもこのプロセスを適用している。

2. 9CrODS 鋼における残留フェライト相の形成機構

マルテンサイト系 9CrODS 鋼では、 γ/α 変態を利用して軟化したフェライト相状態で最終被覆管形状まで冷間圧延を行った後、圧延方向に細かく伸長した針状組織を最終焼きならし・焼き戻し熱処理で α/γ 変態を利用して等軸化するという新たな製造技術を開発した。製造した被覆管は焼き戻しマルテンサイト組織であるが、図4に示すようにフェライト相が残留しているのが特徴である。このフェライト相は焼きならし熱処理で本来のオーステナイト相内にフェライト相として残留したもので、変態を経験していないため超微細な酸化粒子を含有し硬質である特徴がある⁴⁾。その結果、図5に示す700℃クリーブ破断強度から分かるように、残留フェライト相を含む F/M 複相組織からなる 9CrODS 鋼被覆管の破断寿命はマルテンサイト単相に比べて約2桁伸長する。これはマルテンサイト相中のブロック境界などで生じる局所的な変形促進に対し、硬質の残留フェライト相が複合材料的に変形抵抗として働くことに因る⁵⁾。

Y_2O_3 を除く Fe-9Cr-2W-0.2Ti を左側に取り炭素濃度を変化させた場合の擬二元系状態図を図6に示す。焼きならし温度である 1,050℃ではオーステナイト単相であるにもかかわらず、フェライト相が残留し、これが 9CrODS 鋼被覆管の高温強度を支配していることになる。そこで、残留フェライト相の生成機構を図7に示した 1,050℃でのフェライト(α)相とオーステナイト(γ)相のギブス自由エネルギー曲線を用いて熱力学的に解説する。室温から 1,050℃に加熱すると、 $M_{23}C_6$ 炭化物は溶解する。フェライト相の炭素固溶量は 0.01 mass% 以下でほとんど固溶しないのに対し、オーステナイト相は炭素を十分に固溶する(2 mass%程度)。 $M_{23}C_6$ 炭化物が分解してフリーになった炭素がフェライト相の微小領域に集りその組成が図7の①になったとする。これは極く微小領域であるため、フェライト相の平均の炭素濃度は 0.01 mass% 以下で変わらない。この微小領域の炭素濃

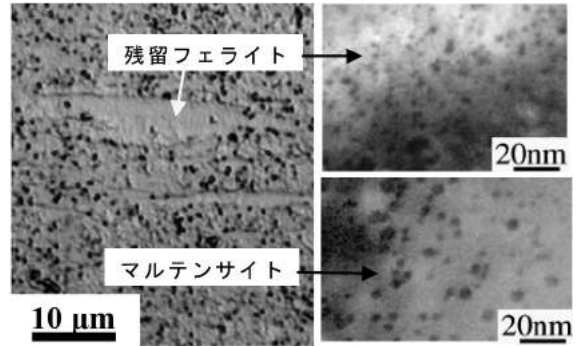


図4 マルテンサイト系 9CrODS 鋼被覆管の組織：残留フェライト相で超微細な酸化粒子が存在

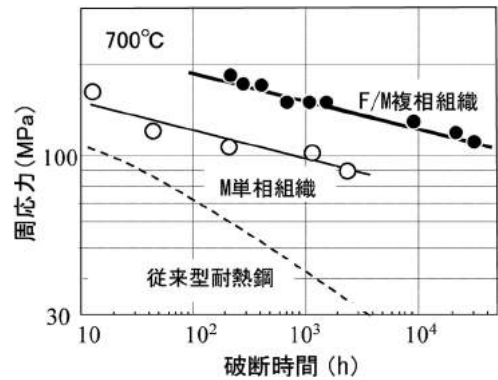


図5 9CrODS 鋼被覆管の 700℃クリーブ破断強度

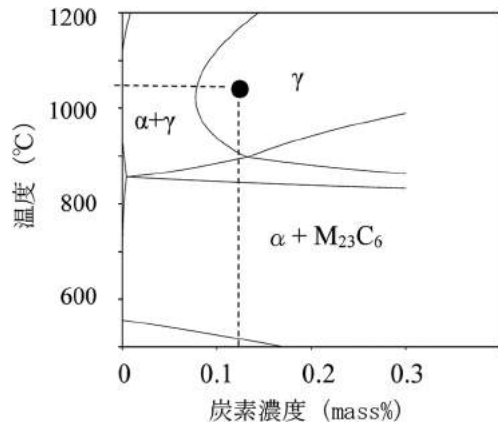


図6 擬二元系状態図(左側：Fe-9Cr-2W-0.2Ti)

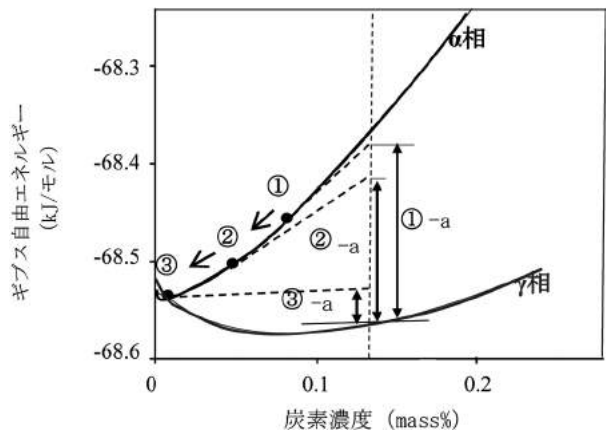


図7 1,050℃における α 相と γ 相の自由エネルギー曲線

度がたまたまオーステナイト相の組成である 0.13 mass% になった時のフェライト相の 1 モル当たりの自由エネルギーは①の接線を延長して炭素濃度が 0.13 mass% の時の値に相当する(これを部分モル自由エネルギー、あるいは化学ポテンシャルと言う)。この値はオーステナイト相の自由エネルギーに比べ①-a だけ高い。これがフェライト相からオーステナイト相が生成するための駆動力である。 $M_{23}C_6$ の溶解に伴いオーステナイト相内に炭素が濃化して、フェライト相周りの微小領域の炭素濃度が②, ③になると、駆動力は②-a, ③-a に低下する。フェライト相は炭素を固溶しないが、このように仮想的な物質を想定して、目的量を導出する考え方は熱力学ではしばしば用いられる手法である⁶⁾。

フェライト相がオーステナイト相に変態するということは α/γ 異相界面がフェライト相側に移動して、フェライト相が駆逐されることである。酸化粒子は α/γ 異相界面をピンングしてその移動を妨げる。ピンング力には様々なモデル式が提案されているが、 α/γ 異相界面エネルギーとして 0.32 J/m^2 、フェライト中の酸化粒子の直径を 2 nm とし、西澤らの提案式⁷⁾を用いて予測すると、ピンング力は 56 J/モル (8 MJ/m^3) となる。前述の図 7 に示した③-a は 35 J/モル (5 MJ/m^3) であることから、変態の最終段階ではピンング力が変態の駆動力を上回り、フェライト相が残留することになる。

このように、9CrODS フェライト鋼の高温強度を支配している残留フェライト相の生成は ODS 鋼に特有のものである。残留フェライト相の体積割合が多すぎると α/γ 変態の割合が低下し変態による組織制御が効果的でなくなるが、逆に少ないと高温強度が不十分となる。9CrODS フェライト鋼では残留フェライト相が 10~20% になるように、Ti 濃度と過剰酸素濃度で制御している。

3. 事故耐性 FeCrAl-ODS フェライト鋼被覆管における高温強度と耐水蒸気酸化の制御

福島第一原子力発電所の重大事故では、ジルカロイと高温水蒸気との莫大な発熱を伴う酸化反応が主要な要因の一つとなり炉心溶融と水素爆発に到ったことに鑑み、水蒸気酸化に対する抵抗性が格段に優れたアルミナ保護被膜を有し、事故時高温強度にも優れた FeCrAl-ODS フェライト鋼を開発した。これは文科省の原子力システム研究開発事業(平成 25 年度~平成 28 年度)において実現したものである。

基本成分は Fe-12Cr で Y_2O_3 は多めの 0.5 mass% とした。アルミナ保護被膜を $1,000^\circ\text{C}$ 以上でも安定化させるため Al を高濃度(6 mass%) で添加すると粗大な Y-Al 酸化粒子($YAlO_3$) が生成してしまうため、0.4 mass% の Zr を複合添加して $YAlO_3$ の代わりに微細な Y-Zr 酸化粒子($Y_4Zr_3O_{12}$) を分散させることにより高温強度

の向上を図った。作製した被覆管の事故時 $1,000^\circ\text{C}$ でのクリープ破断強度は Al を添加していない高速実証炉用 9CrODS 鋼と同等かそれ以上であり、オーステナイト系耐熱鋼を凌駕する極めて優れた強度特性を示す。

この材料の $1,000^\circ\text{C}$ での変形機構は以下のように考えられる。図 8 は $1,000^\circ\text{C}$ クリープ試験で得られた各応力での最小歪速度を両対数プロットしたものである。この曲線の傾きは応力指数である n 値に該当し、これから変形機構を推定することが可能である。高応力側では傾きが大きく、 n 値にすると 8 程度であることが判明し、その変形機構は転位クリープ支配である。応力の漸減に伴い傾きは低下し、粒界すべり支配の n 値=2 に漸近する。被覆管への負荷応力は事故時に $1,200^\circ\text{C}$ 程度の高温になったとしても 100 MPa 程度までなので、この応力範囲では変形は粒界すべりに因る。さらに応力が低下し 80 MPa 以下では、再度傾きが大きくなる(n 値の増大)領域が出現する。この領域の歪速度は破線で示した粒界すべりによるよりもさらに 1 桁~2 桁小さい。この変形は粒界すべりによって発生する粒界 3 重点での応力集中を転位の粒内移動で緩和するプロセスに律速されていることを明らかにした⁸⁾。このことは粒界すべりにも「しきい応力」が存在することを意味している。いずれにしても、事故時高温で 100 MPa 程度以下の条件では、被覆管の変形・破壊は粒界すべりに律速されていると言える。

12Cr-6Al の組成にしておけばアルミナ連続保護被膜が生成して、水蒸気酸化は十分防止可能である。しかし、添加した Zr はアルミナの粒界に ZrO_2 の形態で偏析すると、これを介する酸素イオンの急速な内方拡散で酸化が加速的に進行することが知られている。高温強度と耐水蒸気酸化を両立させるためには、Zr 添加材で水蒸気酸化を抑制可能な技術開発が不可欠である。メカニカルアロイングの最大の特長は溶解法では ppm オーダーでしか固溶しない酸素を Fe_2O_3 の形態で強制的に導入して、多量の酸素を強制固溶できることである(これ

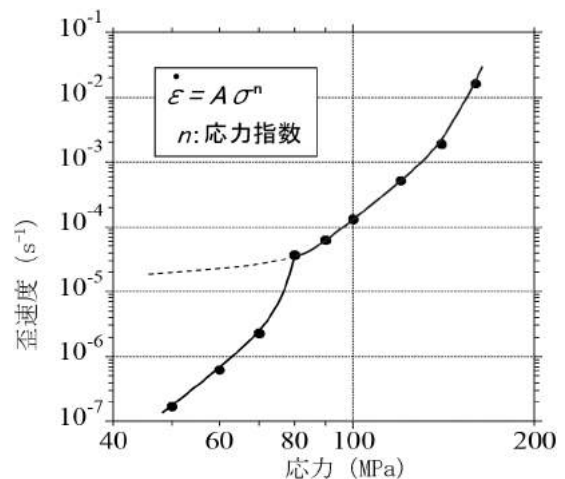


図 8 FeCrAl-ODS フェライト鋼の $1,000^\circ\text{C}$ における歪速度と応力の関係

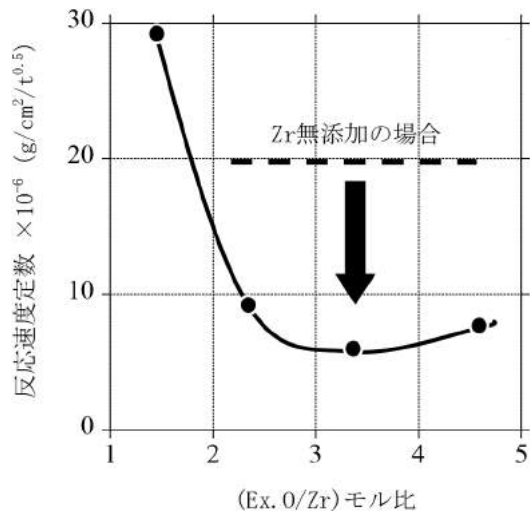


図9 0.37 mass% Zr 添加した FeCrAl-ODS フェライト鋼の水蒸気酸化速度(1,400℃)：横軸は過剰酸素濃度と Zr 濃度のモル比

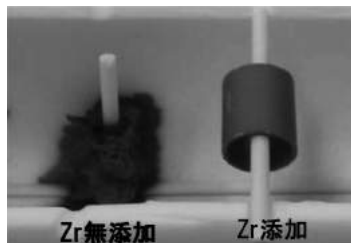


図10 Zr 添加 FeCrAl-ODS フェライト鋼被覆管の1,450℃で4時間水蒸気酸化後の外観写真：Zr 無添加材と比較

を過剰酸素という)。この技術を利用して、製造段階で添加した Zr が ZrO_2 になるに十分な過剰酸素を強制固溶させると、生成した ZrO_2 は Y_2O_3 と 3:4 の比率で結びついて微細な複合酸化物粒子 $\text{Y}_4\text{Zr}_3\text{O}_{12}$ を形成して、マトリックス中の Zr 活量を十分低いレベルまで低下させることができる。図9から分かるように、過剰酸素と Zr のモル比を 2.0 (ZrO_2 生成に相当) 以上に設定すると、添加した Zr は微細な酸化物粒子で固定され、マトリックス中の Zr 活量は低下して水蒸気酸化反応が抑制されることを明らかにした⁹⁾。これにより、高温強度と耐水蒸気酸化の両立が可能になった。

さらに図9から、過剰酸素を十分供給さえすれば、Zr 添加はむしろ水蒸気酸化を抑制することが分かる。これは Zr の活性元素効果と呼ばれる現象で、適正量の Zr 添加はアルミナ粒界に沿ったカチオン元素の外方拡散を抑制して耐酸化を改善することが知られており、これは Zr の化学的な効果とすることができる。

さらに水蒸気温度が1,450℃まで上昇すると、Zr 添加の効果がより顕著になる。図10は Zr 添加材と無添加材を1,450℃の水蒸気中に4時間晒した後の外観写真であり、Zr 無添加では被覆管は跡形なく粉碎しているのに対し、Zr 添加すると元の形状を健全に保っている。これは、Zr によってアルミナ被膜の剥離が抑制され、水

蒸気と母材の直接接触による Fe-酸素共晶反応に起因する溶融を防止できたことに因る。これに関し、アルミナの高温クリープ変形は粒界すべり支配であり、Zr 添加で大幅に高温クリープ変形を抑制できることが佐久間らのグループより報告されている¹⁰⁾。このことを考慮すると、アルミナの剥離防止は Zr 添加によるクリープ変形の抑制によると考えられ、これは Zr の機械的効果とすることができる。

IV. 将来展望, まとめ

我が国の ODS フェライト鋼開発は約 30 年前に高速炉の実用化燃料被覆管の本命として着手され、この間の地道な技術開発により世界トップレベルの技術を誇っている。高速炉開発はもんじゅの廃炉が決定し、今後は国際協力を中心に開発の合理化が検討されているが、海外(中国、インド、欧州)では、ODS フェライト鋼への期待度は益々高まっている。福島第一原子力発電所の事故以降は、事故耐性燃料被覆管の開発が世界的規模で活発化している。我が国では FeCrAl-ODS 合金製被覆管が比較的早期に適用可能な候補技術として、オールジャパン体制でその実用化技術開発が進められている。これらの材料開発や材料評価は、材料学的に正しい方向で着実に進めることが重要なことは言うまでもない。そういった観点から、本稿では ODS フェライト鋼開発の枢要技術であり我が国の独自技術でもある項目について、材料科学に基づく理解の一端を解説した。今後の開発の参考になれば幸いである。

— 参考資料 —

- 1) 鵜飼重治, 大塚智史, 皆藤威二, 日本原子力学会, アトモス, Vol.54 No.11 (2012)750-754.
- 2) L. Bin, S. Ukai, et al., Materials Transaction, 53 (2012) 652-657.
- 3) 古林英一著, 再結晶と材料組織, 内田老鶴圃, 2000年.
- 4) S. Ukai and S. Ohtsuka, Energy Material, 2(2007)26-35.
- 5) S. Ukai, S. Ohtsuka, et al., Materials Science and Engineering A 510-511 (2009)115-120.
- 6) 高木節雄, 津崎兼彰共著, 材料組織学, 朝倉書店, 2000年.
- 7) 西澤泰二著, ミクロ組織の熱力学, 日本金属学会, 2005年.
- 8) R. Kamikawa, S. Ukai, et al., J. Nucl. Mater., 511 (2018)591-597.
- 9) S. Ukai, N. Oono, et al., The Ninth Pacific Rim International Conference on Advanced Materials and Processing (PRICM9), Kyoto, 2016.
- 10) S. Yasuda, H. Yoshida, et al., Materials Transaction, 45 (2004)2078-2082.

著者紹介



鵜飼重治 (うかい・しげはる)
北海道大学
(専門分野/関心分野)原子力材料,
物理冶金学, 金属物理学

From Abroad

Scientific Wanderlust Across the Ocean

—海の向こうの研究放浪記，大西洋横断飛行編—

ロスアラモス国立研究所 河野 俊彦

北米大陸から大西洋を飛び越え、その先のフランスの研究所での一風変わった会議や IAEA での国際協力プロジェクトで待ち構える議論三昧の日々と小さなフェルマータ、そしてイタリアで開催する国際会議を、アメリカで研究生活を続ける日本人の視点で綴る。大西洋とパリを繋ぐセーヌ、欧州を横断するドナウ、そしてアルプスの水を湛えるコモ湖へと、水分を求め乾きを癒す研究の旅である。

KEYWORDS: *research abroad, transatlantic flight, organizing international meetings, IAEA coordinated research project, CEA, life in los alamos*

I. はじめに

まずは表題からと、この文章を書き始めたところで、Ocean の綴はこれでよかったかと辞書を引き、その語源が地中海に対する外洋と知った。日本に住んでいれば太平洋(Pacific Ocean)を渡ることはしばしばあるが、大西洋(Atlantic Ocean)を超えることは滅多にない。自分が生まれて初めて大西洋を越えたのは、アメリカ出張に繋げてヨーロッパでの国際会議に参加、つまり地球一周した際のことである。普段なら英語と日本語が交互に聞こえてくる機内アナウンスが全て外国語、乗客に日本人が見当たらない、機内食がなんだか佻しいという些細当然なことに、非日常を感じた。こういう体験はもう一生無いだろうと漠然と思っていたのが、今では年に数度の transatlantic の旅する職場なので人生なんて分からない。もっとも仕事の関係上、目的地はパリかウィーンばかりで少々つまらないのも事実。

などと言うと、海外出張はご褒美という意識が残る一部の層から反発されそうであるが、出張が週末を跨がない限り観光する余裕は無く、旅の楽しみと言えば夕餉の一時くらいなものである。土曜日に New Mexico を発ち、翌日欧州到着、月曜から金曜まで会議をこなして土曜日に帰国というのが定番パッケージ。とは言え、自由時間が全く作れない訳ではなく、長時間フライトを耐えて余りある体力が許すなら、到着当日の美術館程度は楽しめよう。もっとも海外の巨大な美術館巡りは、得てし

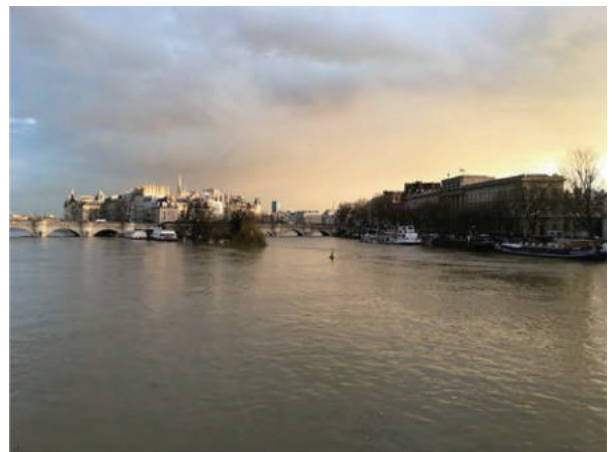


写真1 Seine の夕暮れ

てインドアハイキングになりがちである。

それはさておき、transatlantic 出張の主な目的は研究関連の会議参加にある。フランスではパリ郊外にある CEA Bruyères-le-Châtel(以下 CEA)を訪問することが多く、ウィーンは勿論 IAEA となる。そんな大西洋を越える仕事の旅、その一端を紹介したいと思う。なお固有名詞についてはカタカナ表記が難しいものがあるので、パリのような人口に膾炙した地名を除き、極力現地表記を用いる。

II. 近そうで遠い欧州

太平洋を越えるフライトからすれば、大西洋便は時間も短くて楽に見えるが、それは海を越える部分の話。旅程のかなりの割合が、アメリカ国内移動時間となる。早朝 3 時、middle of nowhere が代名詞のここ Los Alamos

Scientific Wanderlust Across The Ocean ; Crossing the Atrantic Ocean : Toshihiko Kawano.

(2018 年 10 月 25 日 受理)



写真2 Orsay 美術館から Seine を望む

の自宅を出て、Albuquerque 空港 (ABQ) まで車で 2 時間弱。巨大ハブ空港の一つである Atlanta まで 3 時間。そこからパリ便へ乗り換えても、フライトマップはいつまでも北米の地名を表示し続ける。ここから欧州に飛ぶと、翌朝着となる便が普通である。パリに早朝 6 時に到着するという便に至っては、翼よあれが巴里の灯などと悠長なことを言う暇もなく、半日以上睡魔との戦いとなる。早朝着便ならそのまま仕事へ直行すれば一泊分節約できる、まるでエリートビジネスマンのようではないかと。それがいかに浅はかな考えであったかは、身を以て体験した。ああいうのが可能なのは、ビジネスクラスを利用する本当のエリートだけ。エコノミーの座席に長時間詰め込まれていた体は、立て続けに 8 時間の会合を耐えるだけの柔軟性を完全に失っている。

アメリカから大西洋・太平洋どちらを越えても翌日着となるが、最初の頃はこれに慣れず、2 度ほど失敗した。ホテルにチェックインするまで一日ずれていたことに気づかず、昨晚の no-show をペナルティとして請求されたことがあった。あるいは現地到着が会議開始日になっているという旅程表のミスに出発直前まで気づかなかったことで、国際会議に遅刻するという醜態を晒した。まさか旅程を間違っていましたとも言えず、会議主催者には退っ引きならぬ事情でと伝えておいた。

Ⅲ. パリへ飛ぶ

1. 議題のない会議

職場と CEA が原子核物理に関する協定を結んでおり、両研究所間の交流は活発である。自分が関係するのは主に理論原子核物理と核データ関係の共同プロジェクトであるが、実験のプロジェクトでも理論計算のサポートとして論文共著者に入ることもある。CEA の理論グループは微視的理論を用いた核構造並びに反応の研究を伝統的に行っており、比較的大規模な計算物理を得意とする。一方自分からはあまり細かいことには拘らず、パソコン程度の計算で物理現象を理解しようとするのが多

い。やや両極端なアプローチではあるが、定期的な意見交換を行うことでお互いに得られる知見も多く、隔年程度の頻度でパリに出向き、一週間の会合を行っている。議事日程は定めず、お互いに興味あるテーマについてひたすら議論する謂わば brainstorming であり、research retreat (黙想会) のアイデアに近い。議論好きなお国柄なのでかなり消耗するが、そこから生まれた共著論文も幾つかある。会合自体はインフォーマルであるが内輪で閉じたものではないので、話を聞きつけた第三者が紛れ込むことがある。IAEA やフランス、ベルギーの大学からの参加もあったが、参加人数が増えるごく普通のワークショップと変わらないので、自分としてはあまり大袈裟にしたくないところである。

このような会合は学会ではないので、出張の手続きとしては operational となる。適当な訳を思いつかないが、職務上必要な活動の一貫となるだろうか。外遊のように見えるかもしれないが、普通の国際会議に比べてはるかに真剣勝負で手は抜けない。10 年ほど前に始めたイベントであるが、集中して議論ができるので生産性も高い。現地赶赴かずともビデオ会議で良いのではないかとされるかもしれないが、顔を突き合わせての議論には及ばない。機会があれば日本の大学・研究機関とも同様の活動ができないかと考えているが、そちらは議事日程の無い会合には消極的のようである。

フランスの教育システムは少々変わっており、一定の条件を満たせば研究所職員でも学位論文の指導ができる。CEA にも Ph.D 学生が何人か来ており、研究に活気を与える要因の一つになっている。学位審査に外国から人を招くこともしばしばあり、自分も何度か学位審査の席についたことがある。最初の体験では、学位論文と講演は全てフランス語で行うのが決まりで、質疑応答は英語でも良いというものだった。さすがにこれは少々肩身が狭いので二度目は遠慮しようとしたら、今は英語でも良いらしい。実際、つい最近あちらから送られてきた学位論文原稿は全て英語で、もしこれがフランス語だったら審査委員は引き受けない。学位審査に外国人を入れるというのもユニークだと思うが、基本的には学位取得がそんな外国人から却下されることもあり得ると言うのだから、まさに真剣勝負である。

ところでフランス人は本当に議論好きで、何時間も堂々巡りの議論につきあわされたことが何度もあった。ああ言えばこう言うの応酬であるが、そこでの方法論を自分なりに学んできた。それは相手の話題の軌道修正に乗らないことである。例えばこういうこともあると例外を提示してきても、いやそんな話はしていないと突っぱねる。とにかく本流の話題をひたすら進める。相手を黙らせてしまっても不穏な空気へと発展することは稀で(と自分が思っているだけかもしれない)、少々畏怖混じりの信頼関係を積み上げていけるようである。

2. 花の都に滞在すること

CEA は Arpajon というパリ郊外 (Île-de-France) にあり、付近に宿泊施設は殆ど無いので、パリ市内にホテルを取る。RER と呼ばれる電車で近くまでは行けるのだが、そこからは誰かに車で迎えに来てもらう必要がある。レンタカーを使う手もあるが、パリ市内の運転は、博多での運転に慣れた自分でも極力避けたいと思う。ところが MIT の故 A. Kerman 教授はパリでの運転を楽しんでおられ、夕方パリへと戻る教授の車に同乗させて頂いたことがある。そしてそれがあまり良い考えではなかったことを悟るのに時間はかからなかった。車内での教授との会話は、どうしても原子核理論の話へ向かっていく。議論が佳境に入るとパリへ戻る高速道路の入り口をうっかり通り越してしまい、「おまえのせいだ」と怒られたときは心底震え上がった。人が運転しているとき、 α 粒子クラスタの前平衡過程放出について語るべきではないと学んだ瞬間である。

パリでの宿泊先は次第に Saint-Michel から Luxembourg の地域に固定されてきた。Charles-de-Gaulle 空港 (CDG) から RER で乗り継ぎ無しで到着できるし、カフェの多い Saint-Germain-des-Prés は食事に便利である。一度あちらの友人と地域の住宅街に佇む小さなレストランで夕食をしたことがある。もちろんメニューは全てフランス語なのだが、それ以上に「メニューに載ってない料理」を店主が早口でまくし立てるから敵わない。友人が店主と何やら相談すると、彼は一旦厨房へと戻り、巨大な舌平目を持って現れた。どうやらこれを今から捌くからということらしい。デザートを選ぶ段では、隣のテーブルの客が、この店ではミルフィーユを注文しろと指定してくる始末。なんとも楽しいレストランで、ここは行きつけの店なのかと友人に尋ねたら「いや、ネットの評判が良かったから」。今どきの青年である。

IV. ミラノへ飛ぶ

3年に一度、Como 湖湖畔の小さな村 Varenna で、原子核反応機構に関する国際会議を開催している。2018年が第15回会合なので、非常に歴史ある会議でもある。この会議に最初に参加したのは2000年のことで、風光明媚な開催地の素晴らしさはともかく、講演内容や議論水準の高さに大変感銘を受けつつ尻込みもした。主催者であった E. Gadioli, P. Hodgson 両教授の引退の後、LANL と CERN が引き継ぎ、会議を継続している。かつては静かな所であったが、次第に観光客の波が押し寄せ始め、今では会議主催側がかなり早くからホテルを押さえておかないと、宿泊もままならない人気スポットとなりつつある。

元々は前平衡過程の理論と測定を軸足に置いた会合であったが、両教授の意向もあり、原子核反応の広い範囲にわたる話題を網羅している。原子核構造、少数多体系から核分裂、医療応用、天体核物理、原子力など多様性を持たせ、参加者の専門分野外の交流を刺激しようという目論見もある。毎回会議終了後、参加した方々からこの会議は是非続けて欲しいとの嬉しい声が寄せられ、それが次回への慣性力となっている。

アメリカとスイスの研究所がイタリアで会議を開くというのは少々変則的であるが、実は CERN 側がミラノ大学に縁あるイタリア人で、現地の交渉を担当している。会場の Villa Monastero は、かつての高級別荘の一部を会議場として貸し出しており、敷地全体は植物園として公開されている非常に美しい場所である。以前は施設も古くトラブルもたまにあったが、現在はしっかりとした会議施設に改築され、設備も整ったものになっている。その分、使用料が値上がりしたのは仕方ない。



写真3 Como 湖から眺める Varenna, Italy

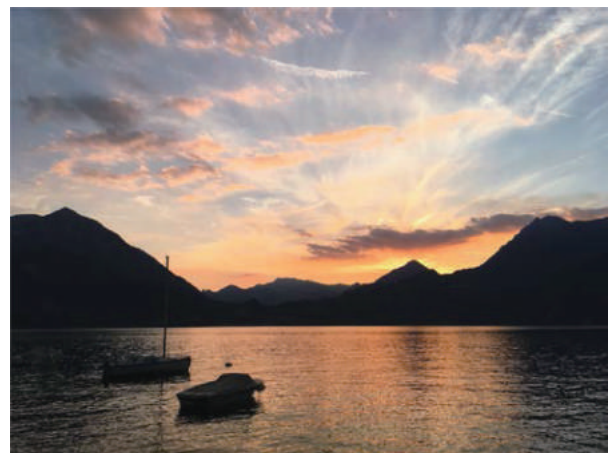


写真4 Como 湖の夕暮れ

V. ウィーンへ飛ぶ

1. 専門家として選ばれること

ウィーンの巨大な Stephan 大聖堂に圧倒されたのは、22歳のヨーロッパ放浪のときだった。もう一生この雄姿を目にすることは無いからしっかりと目に焼き付けておこうと思っていたのに、今では年に2度ほどその前で友人と待ち合わせて夕食へ出かけているのだから、縁とは異なるものである。もちろんこの言葉の用法は正しくないが、教会は女性名詞(die Kirche)なのであながち間違いでもあるまい。ならば「雄姿」に問題があるのではないかと問われそうだが、大聖堂は男性名詞(der Dom)である。かつて Karlsruhe に滞在した経験からドイツ語は少々分かるので、ウィーンへの旅はずっと気楽である。

IAEA が主催する CRP(Coordinated Research Project) に、縁あって途切れることなく参加している。かつてプロジェクト半ばで転職し、書類手続き上 IAEA 側を悩ませたこともあったようだが、それにも懲りずに呼んで頂けるのは僥倖である。CRP 以外にも単独の会合への参加があるのですっかり IAEA 常連気分になっているが、あくまで偶然であり、各加盟国の専門家が参加者を推薦し、IAEA の承諾を得る。IAEA 側としてもプロジェクト進捗が滞らないよう、人選には注意しているようである。活発な中堅研究者を招待することはプロジェクト成果に直結するため、特に生産性の高い人はこういう場に招かれるチャンスが高い。現在日本からも数名、常連組に肩を並べる優秀な研究者が出てきている。勿論そうなるためには、国際会議での講演や論文などの成果が重要なことは言うまでもない。

核データ関連 CRP については IAEA の大塚氏らが原子力学会誌 2018 年 2 月号で紹介されているので詳細は省くが、核データに関連する重要課題に対し、IAEA が国際協力の場を提供する。自分が今現在行っている仕事の内容と重なっていれば、CRP 参加で知見を広げることが非常に意義がある。しかし、例えば核融合開発に特化

したデータライブラリ FENDL のような、合衆国が直接恩恵を得るのが難しいプロジェクトへの参加は、少々微妙な作文を要する。理論計算の高精度化が期待できるのか、中性子実験への応用が可能である等。アメリカで就職して以来、こういった justification の英作文を数多くこなし、その技術だけで本が一冊書けそうな勢いである。ちなみに、国際協力の場での visibility を上げ leadership を示すというのも、立派な justification である。

IAEA の主催する CRP は規模も様々だが、核データ関連は専門性が高いせいか、10 人程度の会議が多い。会合のスタイルはほぼ固定されており、最初に各参加者のプレゼンテーション、主要議題についての自由な討論、そして会議の総括と次回までの To-Do リストの作成といった流れである。勿論、積極的な国際協力を惜しまず申し出る人もいるが、IAEA が援助するのは旅費までで、研究活動そのものは各自の手弁当である。たとえそれが参加者本来の業務内容でなくとも、CRP 参加を表明したからには手を動かす義務はある。どれだけの作業を誰に委託するのか、どこまで引き受けるのか、会議後半はそんな小競り合いが続く。やや主観的ではあるが、日本人 CRP 参加者はそういった業務外作業の多くを引き受けてしまいがちで、CRP への貢献は非常に大きいように見える。しかしながらそういう一見無駄に見える積み重ねが対外的な視程を伸ばすのは確実で、先行投資の価値は十分あると思う。

IAEA の会議はなるべく広く参加国を募るため、参加者にはあまり馴染みの無い顔も多い。そういう場で新たな研究の種が見つかることもある。IAEA で知り合ったグループの実験データ解析の手伝いを買って出たこともある。自分の本来の仕事ではないので、マネージメント側から小言を言われても仕方ない面もあるが、将来何処かで必ず役立つことを経験的に知っている。自分の仕事ではないからと手を動かすことを億劫に思うのは、その先の繋がりを自ら抑制しているようなものかもしれない。

2. 音楽の都に滞在すること

さて、大都市パリとは異なり、ウィーンは小さく纏まりつつも密度の高い芸術の都である。美術館・博物館の眩い展示、G.Klimt や E.Schiele の退廃的な世紀末ウィーンの香りがそこかしこに漂う。会議に拘束されるのは夕方まで。その後は何をしようと自由なので、コンサートへと出かける。ニュー・イヤーズ・コンサートでお馴染みの楽友協会 Wiener Musikverein の大ホール、もしくは Wiener Konzerthaus、IAEA の会合日程が決まればコンサート予定をすぐさま確認してチケットを手配する。G.Mahler の第 8 交響曲の演奏会を見つけた時、チケットの高さに一瞬躊躇したもの、気を取り直して



写真 5 Vienna, Austria



写真6 Wiener Musikverein

オンライン購入しようとしたらその瞬間に売り切れてしまい、一生の不覚と悔やんだ。その後は、体験は買えないとの言い訳を座右の銘に、高額チケットは教養への投資と割り切っている。

楽友協会でのコンサートと言うと格式高いように聞こえるが、観光客もそれなりに紛れ込んでおり、少々カジュアルな程度なら目立ちはしない。とは言え、ネクタイ程度はしておいた方が無難である。コンサート休息时间、小さなバーへと人が殺到するが、誰も列を作ったりはせず、文字通り押し寄せて人垣を作る。少々値が張るが、ここで飲む Sekt と呼ばれるスパークリングワインが密かな楽しみの一つである。もっともコンサート後半の睡魔とどう戦うかは、あくまで自己責任。

VI. おわりに

渡米後、特に欧州の研究者との交流が増えた。仕事に

対する態度や進め方に日米欧それぞれ特色が出るのが面白く、多様性との接点が研究生活の糧になっている。明確な議題も無く海外の研究所を訪問するのは、傍目には贅沢に見えるかもしれない。しかしながら、こういった機会を持つことが確実に結果に繋がっていくからこそ、研究予算をそういう活動に割くのを躊躇すべきではないと思う。可能であれば、こういった企画を日本にも持ち込みたいと考えているが、この提案を受け入れてくれる機関は少なそうである。同様に、専門性を絞った国際会議の主催もそれなりに費用がかかるものではあるが、科学技術の進歩に役立っていると確信するからこそ続けられるものである。Como 湖での会議の他、2007 年から複合核に関連した国際会議の企画に積極的に関与している。内容的には Como の会議と重なる部分が多いものの、こちらは低エネルギー原子核反応に関する専門家の講演を集め、原子力技術への応用にもつながるものである。こういった活動は、ある意味自分自身の時間を圧迫するものではあるが、やはり科学技術の進展という視点に立つなら十分に合理的な選択であろう。もっともそのせいで、グループ内では最も低い性能のコンピュータ環境に甘んずるのは仕方ない。今年こそはもっと高性能なコンピュータを買おうと考えていたものの、つい最近それをポスドクに取られたばかりである。

著者紹介



河野俊彦 (かわの・としひこ)

ロスアラモス国立研究所 理論部門
(専門分野/関心分野)核物理, 核反応理論,
核データ

安全かつ効率的な廃止措置に向けて

第1回 我が国の原子力施設廃止措置の現状と課題について

日本原子力発電 山内 豊明

原子力施設の廃止措置を安全かつ効率的に進めることは、当該施設による被ばくリスクを低減し、経済的負担を少なくすることであり、原子力産業界のみならず国民にとっても望ましいものである。原子力発電所等の廃止措置は世界各国でも進められている。本解説シリーズでは、今回の第1回で、我が国の廃止措置の現状と課題を紹介する。第2回で日本が初めて商業炉を導入した英国の経験、第3回では世界で最も廃止措置が進んでいる米国の経験を紹介する。

KEYWORDS: Decommissioning, Program & Project Management, Decommissioning Mind, Radioactive Waste Disposal Facility, Decommissioning Fund, Regulation

I. はじめに

東日本大震災以降、我が国の多くの原子力施設が廃止措置段階に移行することとなった。廃止措置を安全かつ効率的に進めることは、当該施設に残存する放射性物質による被ばくリスクを低減するとともに経済的負担を少なくすることとなる。従って、廃止措置が円滑に進まないことは原子力業界だけでなく、国民にとって好ましいことではない。一方、その実施にあたっては、これまでの原子力開発で経験してきたこととは異なる課題を解決していく必要がある。

II. 我が国の原子力施設の廃止措置の現状について

2011年3月の東日本大震災以前、我が国の商業用原子力発電所は54基が運転中、3基が建設中、廃止措置は東海と浜岡1,2号の3基のみであった。その後、僅か7年の間に表1のような状況になっている。

震災後の新規制基準により、運転年数が原則40年、最大でも60年に制限されたため、今後も廃止措置段階に移行する原子力発電所は増えていくことも想定される。

商業用原子力発電所以外でも、東海再処理施設、ふげん、もんじゅ、人形峠ウラン濃縮施設など日本原子力研究開発機構が有する大型原子力施設の多くが廃止措置段

Current Situation and Challenges on Decommissioning (1) ; For safe and efficient Decommissioning : Toyoaki Yamauchi.

(2018年9月14日 受理)

表1 我が国の原子力発電所の状況

状況	基数	備考
運転中 (定期検査中含む)	9基	川内1,2号,高浜3,4号,玄海3,4号,大飯3,4号,伊方3号
運転準備中(設置許可済)	6基	高浜1,2号,美浜3号,柏崎6,7号,東海第二
安全審査手続き中	12基	浜岡3,4号,島根2,3号,志賀2号,泊1~3号,女川2号,敦賀2号,東北東通1号,大間
検討中	10基	柏崎1~5号,志賀1号,女川3号,玄海2号,浜岡5号,東電東通1号
停止検討中	4基	福島第二1~4号
廃止措置準備中	4基	大飯1,2号,伊方2号(計画申請中),女川1号
廃止措置実施中	11基	東海,ふげん,浜岡1,2号,美浜1,2号,玄海1号,島根1号,敦賀1号,伊方1号,もんじゅ
廃炉に向けた取組中	6基	福島第一1~6号

2018年11月末現在(建設中プラント含む)

階に移行している。

これら原子力施設の廃止措置を安全かつ効率的に進めることは、我が国の原子力業界にとって極めて重要な課題となっている。商業用原子力発電所の廃止措置計画では30~40年で廃止措置を完了する計画となっている。最も長い計画では東海再処理施設の70年である。

これまでの我が国の廃止措置実績として、研究開発炉のJPDRで解体を終了し、一部の廃棄物埋設を行ったこと、商業炉では東海と浜岡1,2号で解体を進めているものの、諸外国に比べて知見は多いとは言えない。安全かつ効率的に廃止措置を進めるために、海外経験や海外の制度を反映していくことも有効と考えられる。

III. 廃止措置の課題について

廃止措置はプロジェクトである。これを安全かつ効率

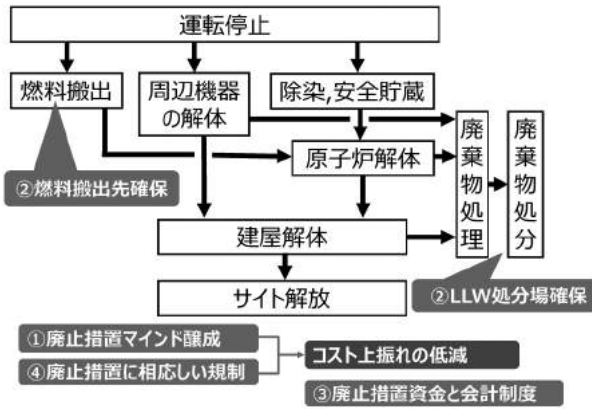


図1 廃止措置の標準的な工程と課題(制約条件)

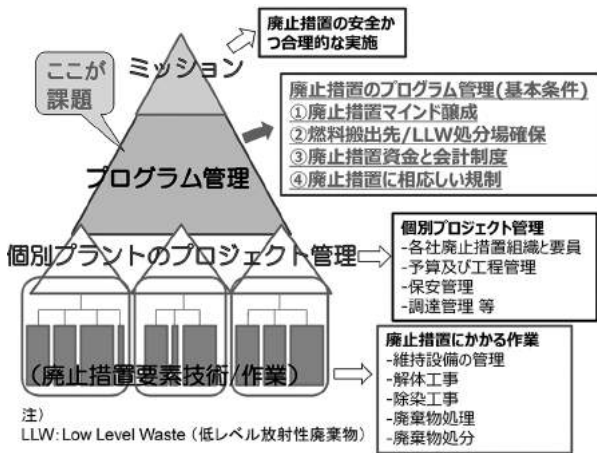


図2 廃止措置のプログラム/プロジェクトマネジメント

的に進めるには、技術より、マネジメントが重要である。特に米国と比べて制度や環境が十分とは言えない日本においては、図1、2で示す4つの課題、すなわちプログラムマネジメント整備を進めないと個々の施設の廃止措置プロジェクトは進まない。

これらの環境整備に当たっては、廃止措置実施者、地元自治体、規制行政庁など多くの利害関係者の複雑な利益相反などがあるため、廃止措置実施者の努力だけでは進まない。関係者間の理解/調整と協力を経て、課題を解決していく必要がある。以下に、4つのそれぞれの課題と考察を記述する。

1. 廃止措置組織とカルチャー/要員とマインド

発電事業者は低廉な電気を発電し安定供給する組織であり、それを合理的に行うための設備インフラと組織カルチャーが構築されている。原子力発電所の運転の大きなコスト構造としては、その6割が設備費(減価償却費+修繕費)であり、残り2割が燃料費等、2割が人件費となっている。発電に伴う収益は発電量に比例して電気料金から得られることとなる。そのため、発電事業のビジネスモデルとしては、設備費や人件費を含めた運営費以上に発電による収益が上回れば、利益ができることにな

<原子力産業における3業種>



<自動車産業における3業種の例>



図3 業種の違い

るため、安定的に発電するマインドが重要である。従って、原子力仕様の高い信頼性を持った設備や、多重化されたサプライチェーン、規制体系にまで取り入れられた品質保証システム、過度に保守的な判断なども稼働率を上げるための措置であれば理解できる。そして、発電設備が壊れないよう、「マイプラント」として大切に設備を維持管理するインフラと組織マインドが構築されている。また、研究開発組織は、社会に役立つ新しい技術を研究開発する組織であることから、経済性よりも革新的な技術を開拓するカルチャーが構築され、それに相応しいシステムが構築されている。

しかし、廃止措置は運転保守や研究開発とは全く別のカルチャーとマインドに変えていかないと、効率的に進められない。昨日まで電気を作っていた大切な「マイプラント」を効率的に解体/処分するマインドに切り替えなければならないのである。ここで、廃止措置段階には利益を生み出す生産物がないため、コストを優先するマインドが重要となる。具体的には、廃止措置段階のコスト構造は半分が解体費、残りは処理処分費であり、解体費や処理処分費の内訳の大部分は人件費となっている。従って、オーナーズコストも含めた人件費を如何に削減するかが工程以上に優先すべきこととなる。そのため、オーナー業務の効率化(本当に必要な仕事だけにする)や一般産業並みの設備信頼性、品質保証、サプライチェーンの簡素化など、これまで長い年月をかけて運転カルチャーで構築された原子力産業の市場構造を変えていくマインドがないと合理的な廃止措置は達成できない。この切り替えは、頭では理解しても、一朝一夕で実行に移していくことは難しい上に、日々動いている現場での判断は切り替えが効かない。

この3業種の違いは、自動車産業を例にとって言えば、自動車製造メーカー、運送業、スクラップの違いと同じくらい違うのである。(図3参照)

別の例で言えば、個々のプレイヤーの守備範囲、役割と攻守のルールが厳格に決められている野球を発電事業だと仮定すると、廃止措置は臨機応変なプレーが必要となるサッカーに例えられる。発電を停止して廃止措置に移行するということは、昨日までプロ野球のチームだったプレイヤーにサッカーボールとルールブックを渡して、今日からJリーグのチームとしてプレーさせるよう

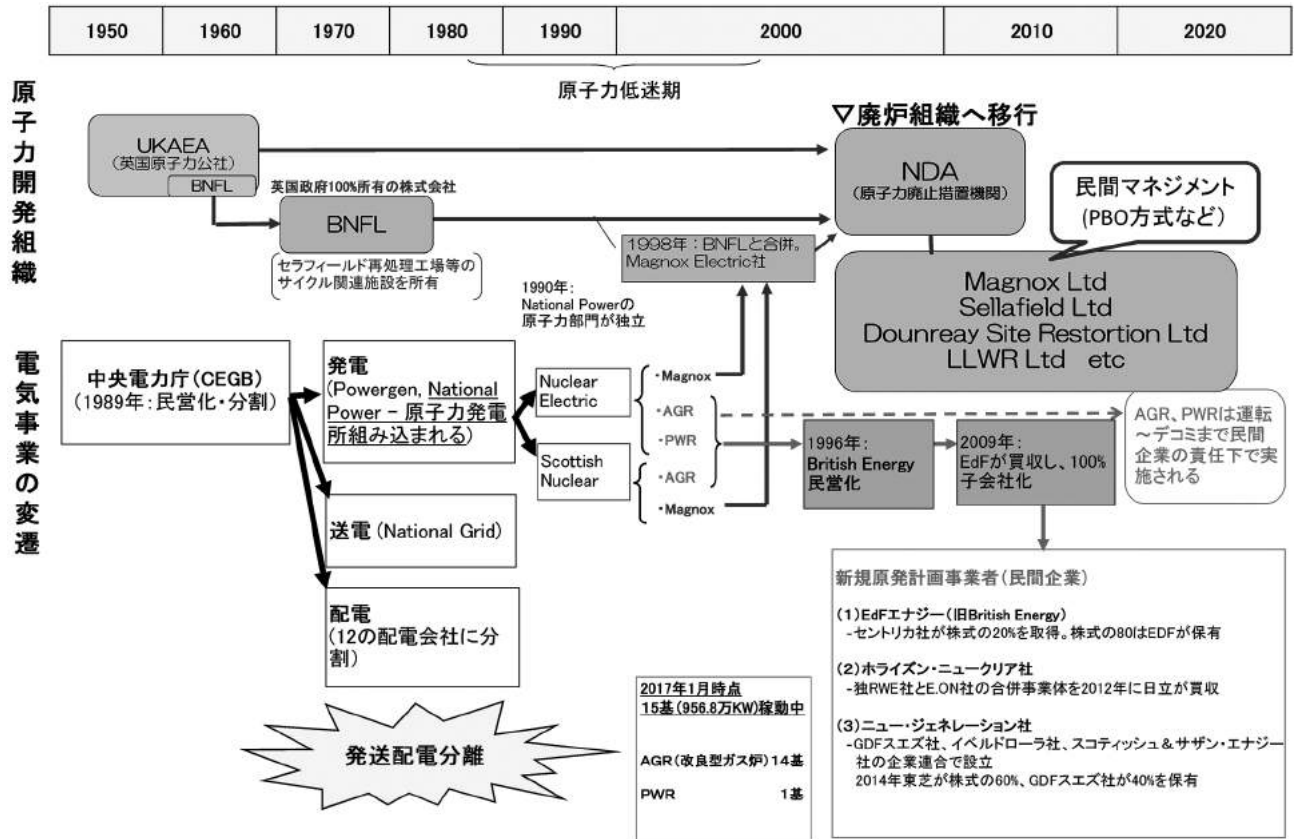


図4 英国の原子力組織の変遷

なもので、最初から上手くできる訳がない。頭でルールを理解することと上手くプレーできることは別次元である。急にゲームのルールが変わったら、プレイヤーは戸惑うのが普通である。ましてや長い間、発電カルチャーだった組織のカルチャーを変えていくのは、とても難しい。さらに、サッカー選手と野球選手を相互に異動させては、強いチームができる訳がない。廃止措置組織と発電組織を分離しないと日本に廃止措置カルチャーは根付いていかない。このように、発電から廃止措置の切り替えは容易ではないが、研究開発組織からの切り替えは一層困難であると想像できる。

我が国の現行炉規制法では、原子力事業者に廃止措置も義務付けられている以上、法律の枠内で事業者が別組織に廃止措置の実施責任を任せることは難しい。法律上、原子炉と廃棄物埋設施設の譲渡の条文はあるが、許可事業単位での譲渡であり、個別廃止措置施設すなわち炉毎、施設毎ではない。

よって、我が国においても廃止措置に相応しいマインドとプロジェクトマネジメントのスキルを持った専門家を養成するとともに専門家が機能するような体制を構築していく必要がある。これまでの原子力事業者のマインドでは効率的な廃止措置/廃棄物処分はできないのである。住人のいなくなった実家を自分で合理的に後片付けするのは難しいといわれていることが証左である。

なお、マインドの変更は事業者だけでなくサプライ

チェーンや地元自治体、規制も発電事業との違いを理解して協力しないと効率的にはならない。そのために、廃止措置を合理的に進めるインセンティブを付与する仕組みが重要となる。

海外においては、例えば、米国の Zion 発電所では発電会社 Exlon 社から廃止措置会社 EnergySolutions 社 (ES 社) に廃止措置基金と併せて所有権を移転して廃止措置を行ったように、効率的に廃止措置を実施することが利益につながるインセンティブの仕組みを作っている。規制行政庁 NRC もこの仕組みに合意して、合理的に廃止措置を進めている。また、英国では、2005 年に政府系原子力開発機関 BNFL では合理的な廃止措置ができないことが認識され、組織を改組して、原子力廃止措置庁 (NDA) と運営組織 (Magnox Ltd, Sellafield Ltd 等) に分離して、廃止措置を効率的に進めている。(図4 参照)

フランスでは、原子力エネルギー庁 CEA、電力会社 EDF とともに予算や要員を独立させた廃止措置/廃棄物処分部門を組織内に作って進めている。

2. 処分場立地等

現時点で我が国には、廃止措置で発生する放射性廃棄物の処分施設(余裕深度/ピット/トレンチ)はいずれも存在しない。東海の L3 廃棄物処分について、規制基準の適合性審査手続きが進められているだけである。この放射性廃棄物処分場の立地問題は、火葬場や一般廃棄物処

分場などのいわゆる迷惑施設の立地問題と基本的に共通の課題 NIMBY (Not In My Back Yard) である。

放射性廃棄物処分場がなければ、廃止措置で出てくる廃棄物はどこにも持ち出せず、廃止措置は停滞する。すなわち、現存施設はいつまでも残り続けることになる。そもそも、廃止措置や廃棄物処分は放射線被ばくリスクを最小化する行為である。放射性廃棄物の処分施設の原子力リスク(熱核反応のリスク)はゼロであり、RI と同じ放射線被ばくリスクだけになるが、地下に埋設処分してしまうとそのリスクも格段に小さくなる。なお、処分場確保が困難な場合、海外では中間貯蔵というケースがあるが、その場合廃棄物製作の手戻りがないように、予め規制当局も含めた関係者間で、Waste Acceptance Criteria (WAC) を定めて合意しておくことが必要であると国際機関でも認識されている。

因みに、米国では、処分場の立地責任は地方自治体に課されており、この処分施設の放射線被ばくリスクを正しく理解して、早く立地を進めた自治体ほど多くの利益を得ている。英国、フランス、スペイン等の多くの諸外国では放射性廃棄物処分の責任は、政府系機関が負っている。唯一日本だけが、発生者責任として、放射性廃棄物処分場の立地や費用負担等すべて事業者責任とされているが、事業者だけの努力では立地を進めるのは難しい。火葬場や一般廃棄物処分場の立地責任は公的機関になっているが、それでも立地するのは容易ではない。廃止措置の4つの課題のうちこの処分場立地の課題が、利害関係者も多く、複雑な関係になるため、最も難しい課題である。

また、放射線量がバックグラウンドと同等レベルのものを放射性物質として扱う必要のない物と国が確認する制度「クリアランス制度」が10年以上前に制定されたが、事業者/規制者ともに規制手続きに係る負荷が大きいこと及び業界内等での再利用という制約によって、円滑な運用が進んでいない。クリアランス対象物は物量的に放射性廃棄物より多いこと、廃止措置の初期段階から発生することから、喫緊の課題としてリスクに応じた規制手続きの適正化と再利用制約の解除判断を行うことが望まれる。

3. 資金制度

現在、日本の商業用原子力発電所の廃止措置資金は内部引当金制度として構築されている。一般に退職引当金などの内部引当金制度と同じ会計システムとなっている。内部引当制度での課題として、廃止措置を進めることで引当金残高が取り崩されていくこととなるため、電力会社に廃止措置を進めるインセンティブが生まれにくい仕組みとなっている。だからと言って、現在の原子力発電を取り巻く状況で外部拠出基金等への切り替えは困難である。加えて、一般的な習熟効果を踏まえた学習

カーブから、廃止措置を先に進めた方が、先行の経験知を活用できず、多くの費用が掛かる可能性があるということで、早く廃止措置を進めるインセンティブが生まれにくい仕組みになっている。

米国では早くから廃止措置費用見積の公平公正評価と基金化を行っている。急な制度変更は難しいとしても、少しずつでも資金制度について制度を改善していく必要があると考えられる。

4. 規制制度

現在、日本の原子力の規制制度は「揺りかごから墓場まで」と、原子力施設の建設～運転～廃止措置までを同じ組織、かつ運転規制をベースとして廃止措置段階で明らかに不要となる規制を除外するような方法で廃止措置の規制を行っている。確かに、運転段階では規制要件を満たさなければ運転を許容しないことで、潜在リスクの増加を避けて安全を担保することができる。しかし、廃止措置や廃棄物処分は現存リスクを低減するための行為であり(図5参照)、その行為を進めるために一時的に僅かであるがリスクが高まる特徴を有する。従って、運転段階と同じような仕組みで廃止措置作業や廃棄物処分を規制して、それらの作業を制限すれば、廃止措置作業が停滞し、リスク低減活動が進まないことになる。さらに、廃止措置施設全体のリスクは、停滞している時間とともに少しずつ増加していくこととなる。

米国、英国、フランスなど海外の原子力規制はこれらこのことを理解した上で、運転規制組織と廃止措置/廃棄物処分規制組織を分離するとともに、運転規制とは別のルールを適用して廃止措置施設/廃棄物処分施設のリスクを低減するような規制としている。経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)では、規制者と事業者の Joint Meeting の場を設けて、どのように作業にかかる安全とリスク低減のバランスを取りつつ廃止措置/廃棄物処分を進めるか、同じテーブルで議論する機会を設けている。

また、IAEA のグレーデッドアプローチの概念は、リスクの大きさに応じて、規制や事業者のリソースを配分していく統合的アプローチとして定義されている。安全評価だけのグレーデッドアプローチではなく、規制基準

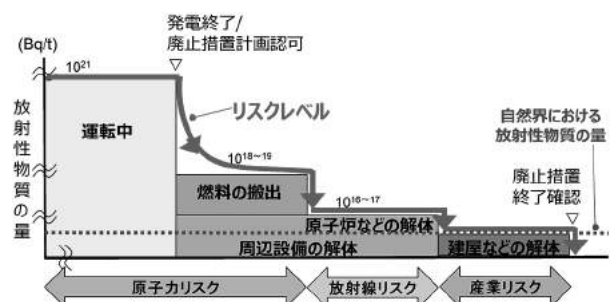


図5 運転段階から廃止措置の各段階のリスク

や人的リソース配分も含めたグレーデッドアプローチが重要と考える。

以上のように、廃止措置や廃棄物処理処分に係るリスクを正しく理解して、これらを進めるための規制にすることが国際的な流れとなっている。

IV. 原電の取組み

原電は我が国初の商業用原子炉である東海発電所の廃止措置の準備期間を含めて、20年以上にわたり廃止措置部門を組織して取り組んでいる。これまでの廃止措置実施において、技術的には大きな問題なく進めてきたが、プロジェクトとしては多くの教訓(Lessons Learned)を学ぶこととなった。そこで、米国の廃止措置専門会社ES社と提携して、我が国の廃止措置を合理的に進めるべく、廃止措置マネジメント手法等の導入、運営を進めている。具体的には、原電社員をZion発電所に派遣するとともに、敦賀1号にES社社員を受け入れて、ES社のプロジェクト管理システムを敦賀1号に導入して、原電社員と一緒にプロジェクト管理を行っている。まだ、敦賀1号の廃止措置は開始されたばかりであるが、この実施に併せて、米国流のプロジェクト管理システム(図6参照)の有効性を確認していく予定である。

V. おわりに

廃止措置の共通課題について考察も含めて記述したが、これらの課題の対応は非常に厄介で慎重に進める必要がある。なぜなら、課題によっては、個人/個別組織の利害と全体の利害が相反するため、これを無理に進めようとしても抵抗が生じることがある。一方で、廃止措置を安全かつ効率的に進めるために、我が国の現状のシス

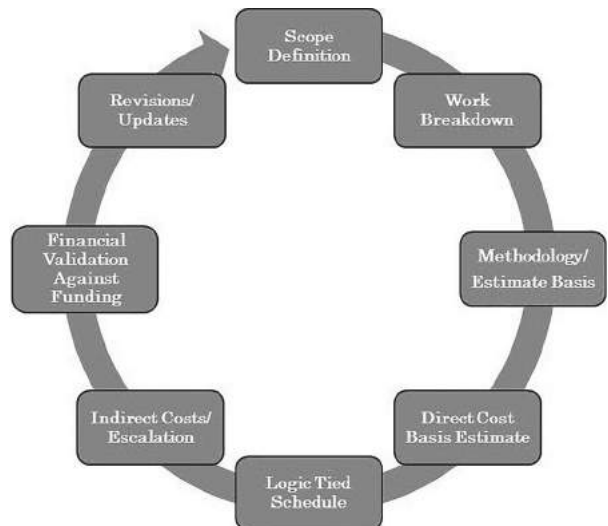


図6 廃止措置プロジェクト管理システム

テムを改善していく必要がある。冒頭に記したように、廃止措置を安全かつ効率的に進めることは、全ての国民にとって望ましいことである。廃止措置施設が増えた今、廃止措置が事業として合理的に、また、若者が廃止措置に自らの人生をかけて取り組むことができるような魅力を持った、モチベーションの高い事業となるよう、努力していきたい。

著者紹介



山内豊明 (やまうち・とよあき)

日本原子力発電

(専門分野/関心分野)廃止措置、放射性廃棄物対策、原子力工学、プログラム/プロジェクトマネジメント

最先端の研究開発 量子科学技術研究開発機構

第2回 標的アイソトープ治療の研究開発

量子科学技術研究開発機構 放射線医学総合研究所 東 達也

個別化医療に直結する「theranostics(診断と治療の一体化)」なプローブの開発により、核医学分野では、診断用 PET/SPECT 核種による診断と核種の付け替え(治療用核種への置換)による治療、すなわち標的アイソトープ治療(Targeted Radioisotope Therapy/ TRT)の新時代を迎えている。近年 α 線製剤としてラジウム 223 が前立腺癌領域で初めて臨床応用され、従来の β 核種を凌駕する治療効果を示している。 α 線製剤の高い治療効果(高 LET, 高 RBE)と安全性は幅広い注目を浴びており、次なる α 線核種としてアクチニウム 225 やアスタチン 211 の医学利用も期待されている。現時点で α 線 TRT の臨床応用は少ないが、国内でも複数の TRT 臨床試験が始まり、臨床応用が期待されている。最新の TRT 研究開発の現状を概説する。

KEYWORDS: Targeted Radioisotope Therapy, theranostics, ^{68}Ga , ^{177}Lu , ^{225}Ac , ^{211}At , PSMA

I. はじめに

「theranostics(therapy と diagnosis を合わせた造語)(診断と治療の融合)」の概念が医学分野で広がりつつある。これは、個々の癌種別に特徴的な生物学的・病理学的な特性、薬理反応、代謝系、遺伝子といった共通のバイオマーカー・分子標的を利用した診断に基づく治療、すなわち「個別化医療(precision medicine)」時代に合致した潮流と言える。最近核医学分野では、「theranostics」なプローブが続々と開発され、分子標的による PET/SPECT 核種による診断と核種の付け替え(治療用核種への置換)による治療・標的アイソトープ治療(Targeted Radioisotope Therapy/ TRT)の新時代を迎えている。診断用標識核種を治療用核種に置換えることにより、治療適応性の診断に基づく適格な治療が容易となった(図 1)。さらに治療用核種のオプションが増えて、従来の β 核種のみならず、 α 線核種の利用も可能となり、治療対象疾患の拡大(稀少疾患から前立腺癌などの common disease へ)とともにその可能性が大きく広がっている。本稿では、TRT 分野における最新の知見と将来展望を提示したい。

Research and Development of Targeted Radioisotope Therapy :
Tatsuya Higashi.

(2018 年 11 月 1 日 受理)

II. TRT に用いられる治療用核種

従来 TRT には β 線核種(^{131}I , ^{89}Sr , ^{90}Y)のみが用いられてきたが、新規の β 線金属核種ルテシウム 177(^{177}Lu)が欧米では近年広まった(国内では未承認)(いずれも原子炉での核種製造)(図 1)。 ^{177}Lu は β 線飛程が最大 1.7mm と短く骨髄抑制など副作用が少ないこと、さらに γ 線も放出し半減期 6.65 日と長いため、投与後撮影により投与薬剤の体内分布が撮影できるという利点があり、 ^{90}Y にとって代わりつつある。

また、近年の放射性核種製造技術(とくに加速器による製造技術)の進歩で、 α 線核種を用いた TRT が可能になりつつある¹⁾。 α 線製剤としてラジウム 223(^{223}Ra)が前立腺癌領域で初めて臨床応用され、従来の β 核種を凌駕する治療効果により生命予後の延長を示し²⁾、米国 FDA, 欧州 EMA で 2013 年保険承認された。前立腺癌という、いわゆる common disease を対象としたことで、 ^{223}Ra による TRT は巨額の市場規模を示す「ブロックバスター薬(1 千億円規模の売り上げを誇る製剤)」として世界的に注目されている。国内でも ^{223}Ra は 2016 年に承認され、初年の 2017 年には国内治療件数約 4,353 件と従来国内最多の TRT であった甲状腺癌の ^{131}I 治療(年間約 4,487 件)に匹敵する件数に達している³⁾。

α 線 TRT と β 線 TRT の違いを示す⁴⁾。 β 線 TRT で

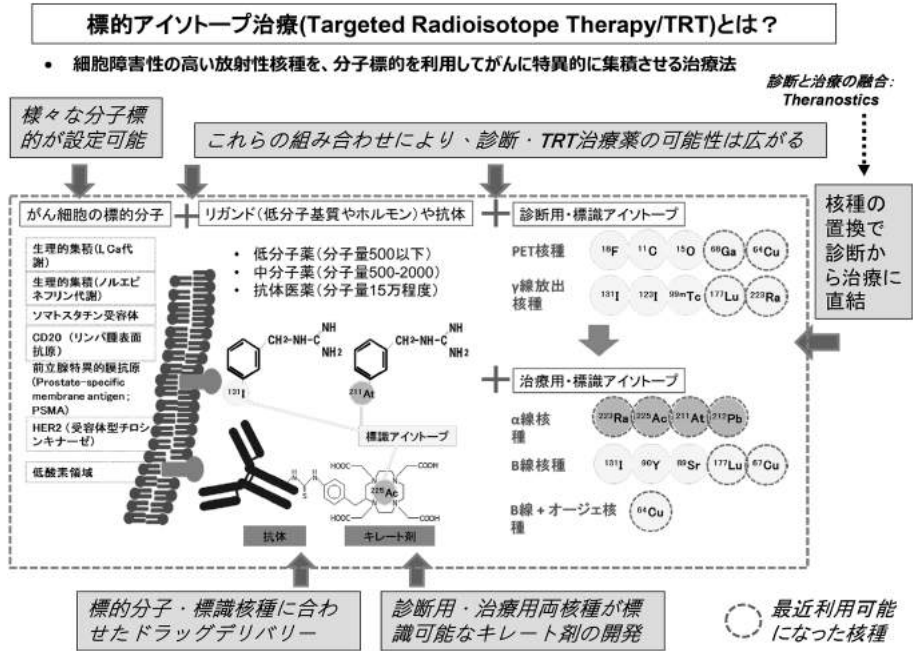


図1 theranostics としての核医学診断と治療

α 線核医学治療の特徴

- ・ α 線は電子の7,200倍重く、透過性が低い。
- ・ α 線は高線エネルギー付与:High LET、生物学的効果比が高く:RBE
- ・ α 線はDNA二本鎖切断を起こし、より修復されにくい
- ・ α 線:体内での飛程はがん細胞数個分程度で、がん細胞のみを殺滅し、周囲の正常臓器への放射線障害が最小限

副作用の少ない重粒子線と α -TRTの組み合わせは理想的なQOL志向のがん治療

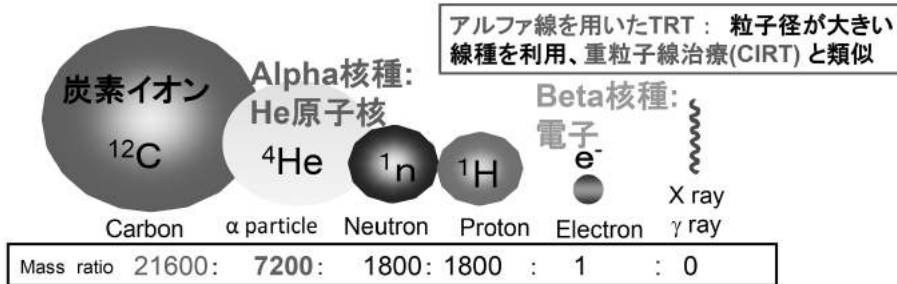
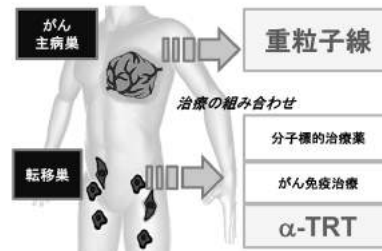


図2 α 線核医学治療の特徴

は β 崩壊により放出された電子による電離作用をがん治療に用いるのに対し、 α 線TRTでは α 崩壊により電子の7,200倍重いヘリウム原子核(陽子2個と中性子2個)が飛び出し、がん細胞のDNA二本鎖を高率に切断する(β 線では一本鎖切断のみ)ため、DNA修復機転が働きにくく殺細胞効果が高い。また組織内飛程が μm 単位と短く(β 線では mm 単位)、飛程内に高いエネルギーを落とすため(線エネルギー付与/Linear Energy Transfer/LET)、生物学的効果比(Relative Biological Effect/RBE)が高いという特徴がある(図2)。同じく高

LET、高RBEである重粒子線治療(炭素線では電子の21,600倍重)に似た高い治療効果を有し、通常のX線外照射、 β 線TRT等で難治性の腫瘍にも治療効果が期待される。また α 線は遮蔽が容易で紙でも遮蔽可能なため、 γ 線 β 線の両者放出核種である ^{131}I では γ 線遮蔽のため専用のRI治療病室が必要だが、 α 線TRTでは専用病室は不要となる。さらに、 α 線は飛程が短く腫瘍細胞の数個分程度しか届かないため正常細胞への影響はほとんどなく、 β 線TRTで問題となる骨髄抑制などは起こりにくい。

現在, ^{223}Ra に続く次世代の α 核種としてはアクチニウム 225 (^{225}Ac) やアスタチン 211 (^{211}At) などが世界的に注目されているが, 臨床使用の経験はまだ少ない。

III. 前立腺特異抗原関連の TRT 製剤の現状

前立腺癌は国内でも急増しているが, 既存の画像診断の診断能がやや低く, 血清中 prostate specific antigen (PSA) 値や生検が基本的な診断ツールである。昨今 prostate-specific membrane antigen (PSMA) が TRT 分野で注目されている。PSMA は前立腺上皮細胞にて発現するトランスフェリンレセプターと 54% の相同性を有する膜貫通型タンパク質で, 前立腺癌, とくに転移性およびホルモン抵抗性前立腺癌において高発現している⁵⁾。抗体製剤や低分子阻害剤・リガンドが開発され, 前者が主に ^{89}Zr (半減期 78.4 時間), 後者が ^{18}F (半減期 110 分), ^{68}Ga (半減期 68 分) などで標識され, 診断に使われている。標識核種を ^{177}Lu などの β 線核種に置換えて核医学治療にも応用可能な製剤も多い⁶⁾。

さらに α 線核種 ^{225}Ac (半減期 10 日) 標識 PSMA-617 による転移性去勢不応性前立腺癌 (mCRPC) (末期に近い) への治療での CR を含む高い治療効果の報告が注目された⁷⁻⁹⁾。PSMA-617 は腫瘍細胞へ高浸透と腎臓からの再吸収低減を目指して開発された低分子阻害剤の一種で, 汎用性の高いキレート剤 DOTA (1, 4, 7, 10-テトラアザシクロドデカン-1,4,7,10-テトラ酢酸) による標識化合物であり, ^{68}Ga , ^{90}Y , ^{177}Lu , ^{225}Ac と容易に標識可能である。米国では ^{225}Ac (半減期 10 日) 標識抗体 (J591 抗体) による mCRPC 治療の臨床試験が 1 件開始されている¹⁰⁾。

これら PSMA 関連製剤や α 線核種は核医学会, 泌尿器学会も含めて国内でも幅広く注目を集めており, 早期の臨床応用が切望されているが, 現状では国内では臨床使用できない。

IV. ソマトスタチン受容体 TRT 製剤の現状

神経内分泌腫瘍 (neuroendocrine tumor/NET) に対する TRT も大きく進歩しつつある。診断は FDG の陽性率が低く, ^{111}In 標識ペンテトレオチドによるソマトスタチン受容体シンチグラフィの高い診断能が早くから期待されたが, 国内では 2015 年と保険承認が遅れ, 未だに診断しか出来ない¹¹⁾。これに対して諸外国では当初の SPECT 製剤から, ^{68}Ga 標識した DOTATOC, DOTATATE などの PET 製剤による診断, さらに治療用 β 線放出核種 ^{90}Y , ^{177}Lu 標識に置換えての治療応用 Peptide Receptors Radionuclide Therapy (PRRT) へと進んでおり, 現在欧米では診断薬 ^{68}Ga -DOTATATE がすでに承認され (GalioMedix[®] や NETSPOT[®]), 治療

薬 ^{177}Lu -DOTA TATE (LUTATHERA[®]) も 2017 年 EMA, 2018 年 FDA 承認された。一方, 国内では診断薬 ^{68}Ga -DOTATATE は未だ使用できないが, 治療薬 ^{177}Lu DOTATATE の phase I 試験が 2017 年より開始されており, PRRT の臨床展開が国内でも現実味を増してきた。依然 PRRT の治療効果は根治的治療でなく, 姑息的なものにとどまっております¹²⁾, 威力の強い α 線製剤等に期待が集まっている。

ちなみに, この十数年の欧米での theranostics 分野の発展に大いに貢献した診断用 PET 核種といえば, ^{68}Ga といえる。多くの治療用金属核種と置換が容易な ^{68}Ga は, 他の PET 核種と異なりサイクロロン製造ではなく, 欧米では $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ ジェネレータを用いて供給されてきた¹³⁾, 国内では未だ臨床使用できない。薬機法 (医薬品, 医療機器等の品質, 有効性及び安全性の確保等に関する法律, 旧薬事法) 上の $^{68}\text{Ge}/^{68}\text{Ga}$ ジェネレータの取り扱いが曖昧なため承認作業が開始できず, 臨床研究等に当たっての大きな障壁となってきた。関係省庁, メーカーなどの協力で早期の臨床使用が認められるよう, 日本核医学会では活動中である。

V. 低酸素イメージング・治療製剤 Cu-ATSM

放射性 Cu(II)-diacetyl-bis(N4-methylthiosemicarbazone) (Cu-ATSM) は Cu の酸化還元親和性により, 低酸素等の電子過剰状態にある組織にて選択的に還元され, 停留することを利用した低酸素イメージング剤としてわが国で開発され¹⁴⁾, 脳の膠芽腫で有意に ^{62}Cu -ATSM の集積が高いとのヒトでの診断研究が報告されている¹⁵⁾。ポジロン放出核種かつ β 線も放出する ^{64}Cu (半減期 12.7 時間) を用いれば PET 診断が可能で, TRT として治療にも応用可能であり, まさに theranostics を具現化したものと言える。2018 年 7 月より脳腫瘍を対象として ^{64}Cu -ATSM の試験が, 国産治療用 TRT 薬剤の日本初の医師主導臨床試験として量研機構と国立がん研究センター中央病院の共同にて開始された (現在承認されている TRT 製剤は, すべて海外で製造されたもので, 国産の放射性治療薬を用いた試験は, 本試験が初めてである)¹⁶⁻¹⁸⁾。今後のさらなる発展を期待したい。

VI. TRT における線量評価

放射線治療において線量評価は, 治療適応の判断, 腫瘍への照射線量の事前予測, 治療時の実線量の計測, 正常臓器への被ばく線量評価による安全性の確保など, 個別化医療において必須の項目であるが, これまで従来の TRT では十分ではなかった。 ^{131}I による甲状腺癌治療では投与量は経験的な決定が主であり, ^{90}Y イブリツモマブチウキセタンや ^{89}Sr , さらに ^{223}Ra でも体重あたり一律で投与量は決定され, 体内分布の測定も十分に行わ

211At標識製剤MABGを用いたTRT前臨床研究

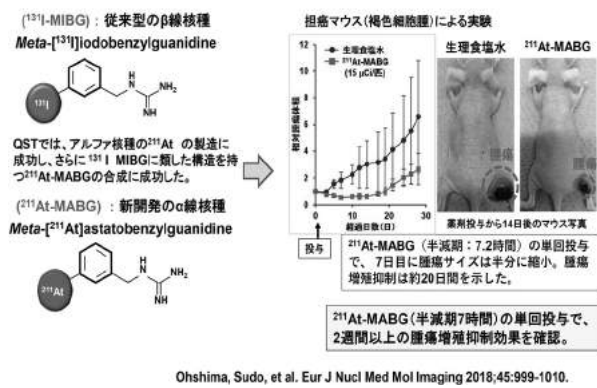


図3 ^{211}At 標識製剤MABGを用いたTRT前臨床研究

れない。一方、最新のSPECT/CTやPET/CT市販機では、MIRD法をベースとした線量評価可能な計測ソフトのOLINDA/EXM[®]が標準搭載された機種が登場し、欧米では臨床上も線量評価が標準となりつつある。個別化医療の観点では、1. 治療前評価のため、診断用PET/SPECT核種製剤を用いた癌や正常臓器への線量評価や、2. 治療時モニタリングとして、治療時の β 線や α 線核種標識薬剤の体内動態確認のため、同時放出される γ 線・ポジトロン等を用いた線量評価を行うことが求められる。 ^{177}Lu は β ・ γ 線放出核種であり、欧州ではすでに後者、また ^{68}Ga の置換えにより前者も徐々に臨床応用されつつある¹⁹⁾。

α 線核種は高い治療効果の反面、強い副作用も懸念材料となる。安全性を担保した有効な個別化医療としてのTRTの観点から線量評価は必須であるが、その評価法は未だ確立されていない。 α 線核種は壊変形式が一般的な β 線核種に比べて複雑で、線量評価の計算モデルも核種ごとに個別化が必要で、実臨床での線量評価は複雑で煩雑となる。当面は生体での動態・局在がほぼ同じと仮定して診断用PET/SPECT核種製剤による評価に、生物学的効果比・RBE(Relative Biological Effectiveness)などを用いた広い安全係数を加味しながら、投与量の決定がなされることになろう。前述の ^{225}Ac -PSMA-617治療でも、正常組織の耐容線量を加味した線量評価による体重あたりの投与量の決定(RBE=5を用いている)にとどまっており、個別化医療としての患者個人の至適投与量の決定にはほど遠い⁸⁾。治療時モニタリングに関しては、 α 線核種は一般に画像としての検出は困難な事が多く、現状では画像を線量評価に利用することは難しい。 α 線核種では組織内飛程に対応したマイクロ・マクロを融合した線量評価方法の確立が今後の検討課題であり、量研機構でも検討中である²⁰⁾。

VII. α 線放出核種製剤の国内研究開発の状況

これまで甲状腺癌や一部の悪性リンパ腫、NETなどの比較的市場規模の小さな癌腫を対象としてきたTRTは、 α 線製剤 ^{223}Ra の登場で前立腺癌という大きな市場規模を有する注目の医療分野となった。巨額を要する新薬開発では製薬企業の参入が不可欠だが、ブロックバスター医薬品の登場は、製薬企業の新薬開発への参入を促し、今後のTRT製剤開発への追い風となる。上述の ^{225}Ac -PSMA-617による進行前立腺癌への治療奏効の報告は大きな反響を呼んでおり、 α 線核種を用いた治療薬の開発は今後の核医学診療の大きな柱となるだろう。

α 線製剤の国内開発には、中大型のサイクロトロンが必要であり、我々量研機構や大阪大学などの核医学中核施設がその研究開発の中心となっている。我々量研機構でも ^{211}At など新規 α 線放出核種製剤を用いた動物モデルでの前臨床検討にて成果を挙げつつある²¹⁻²³⁾。とくに悪性褐色細胞腫などの神経内分泌腫瘍を対象とした ^{211}At 標識MABGでは著明な治療効果を示しており²¹⁾、従来のベータ線TRT製剤である ^{131}I 標識MIBGでは達成しえなかったCRやPRなどの顕著な治療効果が得られるものと臨床的にも期待されている(図3)。現在、量研機構と福島県立医科大学との共同研究にて、臨床応用に向け鋭意準備中である。大阪大学からも ^{210}At 標識製剤を用いた動物モデルでの前臨床検討の報告が出ており²⁴⁾、国内ではアスタチン標識製剤を中心とした研究開発が盛んである。

一方、 ^{223}Ra に続くもう一つ次世代 α 核種として注目のアクチニウム225(^{225}Ac)に関しては、 ^{225}Ac 標識PSMA-617による転移性去勢不応性前立腺癌への治療での高い治療効果の報告から⁷⁻⁹⁾、世界的にそのニーズはより高まっている。 ^{225}Ac はDOTAなどの金属キレートで比較的容易に標識操作が可能のため、低分子薬や抗体薬など幅広い薬剤との標識核種としての応用性が高く、さらに大きな期待が寄せられている。ところが、 ^{225}Ac そのものの安定的で大用量の核種製造方法は未だに確立されておらず、世界的にも核種製造技術・設備の開発競争が激化している。国内での ^{225}Ac 製造、 ^{225}Ac 標識製剤の研究開発に関しては、日本メジフィジックス社や量研機構を中心に進める大型研究「セラノスティクス概念を具現化するための創薬拠点整備を伴う、抗体等標識治療薬(アルファ線)とコンパニオン診断薬の開発」が日本医療研究開発機構(AMED)の平成29年度「医療研究開発革新基盤創成事業(CiCLE)」に採択され研究開始しており、今後の発展が期待されている²⁵⁾。

今後はさらに、前臨床試験施設の整備、製造上の安全性の担保、設備や廃棄に関わる法規制、合成装置の薬機法承認、薬剤の保険承認などの普及、ガイドライン等の

標準化など課題が山積しているが、日本核医学会では規制当局、製薬企業とも連携しつつ、課題の解決を進めている。国産の治療用 TRT 製剤の承認が突破口となり、本邦においても 10 年以内には TRT 全盛時代が開くものと確信している。

－ 参考文献 －

- 1) Nagatsu, et al. Production of $(211)\text{At}$ by a vertical beam irradiation method. *Appl Radiat Isot.* 2014; 94: 363-371.
- 2) Parker C, Nilsson S, Heinrich D, et al. Alpha Emitter Radium-223 and Survival in Metastatic Prostate Cancer. *N Engl J Med* 2013; 369: 213-223.
- 3) 絹谷正剛ら, 日本アイソトープ協会医学・薬学部会 全国核医学診療実態調査専門委員会. 第 8 回全国核医学診療実態調査報告. *RADIOISOTOPES*, 67, 339-387 (2018).
- 4) 細野眞. α 線内用療法の現状と展望. *Isotope News* 2013. No. 711. 7 月号 2-7.
- 5) Gregorakis AK, Holmes EH, Murphy GP. Prostate-specific membrane antigen: current and future utility. *Semin Urol Oncol.* 1998; 16: 2-12.
- 6) Lütje S, Heskamp S, Cornelissen AS, et al. PSMA Ligands for Radionuclide Imaging and Therapy of Prostate Cancer: Clinical Status. *Theranostics*. 2015 Oct 18; 5: 1388-401.
- 7) Kratochwil C, Bruchertseifer F, Giesel FL, et al. ^{225}Ac -PSMA-617 for PSMA targeting alpha-radiation therapy of patients with metastatic castration-resistant prostate cancer. *J Nucl Med.* 2016; 57(12): 1941-1944.
- 8) Kratochwil C, et al. Targeted α -Therapy of Metastatic Castration-Resistant Prostate Cancer with ^{225}Ac -PSMA-617: Dosimetry Estimate and Empiric Dose Finding. *J Nucl Med.* 2017; 58(10): 1624-1631.
- 9) Kratochwil C, et al. Targeted α -Therapy of Metastatic Castration-Resistant Prostate Cancer with ^{225}Ac -PSMA-617: Swimmer-Plot Analysis Suggests Efficacy Regarding Duration of Tumor Control. *J Nucl Med.* 2018 May; 59(5): 795-802.
- 10) <https://clinicaltrials.gov/ct2/show/NCT03276572>
- 11) 窪田和雄. 神経内分泌腫瘍の PET・SPECT. *内分泌甲状腺外会誌* 32(2): 112-115, 2015.
- 12) Lee A, Chan DL, Wong MH, et al. Systematic Review on the Role of Targeted Therapy in Metastatic Neuroendocrine Tumor (NET). *Neuroendocrinology.* 2017; 104(3): 209-222.
- 13) 中山守雄. 核医学技術の基礎「ジェネレータの原理と臨床への適用(99Mo/99mTc, 68Ge/68Ga を中心に)」。 *臨床核医学* 47(6): 88-90, 2014.
- 14) Fujibayashi Y, Taniuchi H, Yonekura Y, et al. Copper-62-ATSM: a new hypoxia imaging agent with high membrane permeability and low redox potential. *J Nucl Med.* 1997 Jul; 38(7): 1155-60.
- 15) Tateishi K, Tateishi U, Sato M, et al. Application of ^{62}Cu -diacetyl-bis (N4-methylthiosemicarbazone) PET imaging to predict highly malignant tumor grades and hypoxia-inducible factor-1 α expression in patients with glioma. *AJNR Am J Neuroradiol.* 2013; 34: 92-9.
- 16) <http://www.qst.go.jp/information/itemid034-004317.html>
- 17) https://www.ncc.go.jp/jp/information/pr_release/2018/0717/index.html
- 18) 吉井幸恵, 吉本光喜, 東達也, 細野眞. 放射性薬剤 ^{64}Cu -ATSM による内用療法における退出基準・病室に係る基準に関する検討. *核医学* 55: 77-87, 2018.
- 19) Kabasakal L, AbuQbeitah M, Aygün A, et al. Pre-therapeutic dosimetry of normal organs and tissues of (^{177}Lu) -PSMA-617 prostate-specific membrane antigen (PSMA) inhibitor in patients with castration-resistant prostate cancer. *Eur J Nucl Med Mol Imaging.* 2015 Dec; 42(13): 1976-83.
- 20) Kodaira S, Li HK, Konishi T, Kitamura H, Kurano M, Hasegawa S. Validating α -particle emission from ^{211}At -labeled antibodies in single cells for cancer radioimmunotherapy using CR-39 plastic nuclear track detectors. *PLoS One.* 2017 Jun 28; 12(6): e0178472.
- 21) Ohshima Y, Watanabe S, Tsuji A, et al. Therapeutic efficacy of α -emitter meta- ^{211}At -astato-benzylguanidine (MABG) in a pheochromocytoma model. *J Nucl Med.* 2016 May 1; 57(suppl 2): 468-8.
- 22) Li HK, Morokoshi Y, Nagatsu K, et al. Locoregional therapy with α -emitting trastuzumab against peritoneal metastasis of human epidermal growth factor receptor 2-positive gastric cancer in mice. *Cancer Sci.* 2017; 108: 1648-1656.
- 23) Li HK, Sugyo A, Tsuji AB, et al. α -particle therapy for synovial sarcoma in the mouse using an astatine- ^{211}At -labeled antibody against frizzled homolog 10. *Cancer Sci.* 2018; 109(7): 2302-2309.
- 24) Ikeda H, Hayashi Y, Takahashi N, et al. Application of astatine- ^{210}At : Evaluation of astatine distribution and effect of pre-injected iodide in whole body of normal rats. *Appl Radiat Isot.* 2018 Sep; 139: 251-255.
- 25) https://www.nmp.co.jp/corpo/csr/key_topics/randd.html

著者紹介



東 達也 (ひがし・たつや)

量子科学技術研究開発機構 放射線医学総合研究所
(専門分野・関心分野) 腫瘍核医学, 核医学診断・治療