

巻頭言

1 今、本当に求められているもの —科学的知識の必要性

高嶋哲夫

解説

10 小型モジュール炉 (SMR) を巡る 国際動向とそのインパクト

国際的に小型モジュール炉 (SMR) への関心が高まっている。米国や英国、カナダでは政府が積極的に開発を支援しはじめ、国際機関の報告書も相次いでいる。

田中隆則

15 原子力発電所用電力・制御ケーブルの 火災時燃焼特性の実験的評価

原子力発電所で使用される電気ケーブルに過電流が流れることによって発生するケーブル火災についての検討が、国内外で進められている。

松田昭博, 梶島 一, 石橋 隆, 笠原文雄

解説シリーズ

20 プラントへのIoT活用と安全・セキュリティ 対策 セキュリティ・安全技術

IoT がもたらすリスクへの対策技術として、今後特に重要になる考えられる暗号処理 (軽量暗号, 秘匿情報処理), デバイス・装置認証, システム安全・セキュリティ分析について紹介する。

福澤寧子

Column

- 23 核融合で遊んだ少年はきっと生き残る 井内千穂
「原発遊園地」の悲しい物語 川口マーン恵美
みえるもの・みえないもの 北岡哲子
日本語と英語サイトの放射線の伝え方の違い 妹尾優希
「若手の原子力離れ」は本当か 竹内純子
HLW 処分政策を再考する 渡辺 凜

時論

2 福島イメージのアップデートに向けて

会合で心がけていることがある。目の前の舞台と客席とを区切る「目に見えない壁」を、いかにして壊すかということだ。

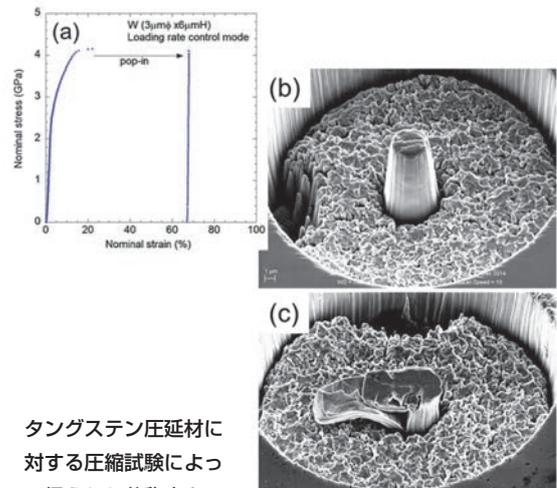
開沼 博

連載講座 原子力材料評価のための最新ナノ ミクロ分析技術の新展開 (第4回 / 最終回)

37 ナノインデンテーション法による 強度特性評価

材料の局所的な機械的強度を調べるために広く用いられているナノインデンテーション法の現状と課題について概説し、原子力・核融合材料研究への応用について述べる。

笠田竜太



タングステン圧延材に対する圧縮試験によって得られた公称応力-公称歪み曲線(上)と圧縮前後の走査型電子顕微鏡

サイエンスコミュニケーション 第1回

31 原子力の科学コミュニケーション

岸田一隆

サイエンス

26 短時間 & 高エネルギー分解能計測装置の小型化を目指して—多画素超伝導検出器のための多重読出回路

計測時間や装置体積を大幅に増加せず、既存エネルギー分散分光装置の元素識別能力の飛躍的改善を図るため、多画素超伝導検出器と超伝導多重読出回路を備えた分光器を想定し、後者を研究している。

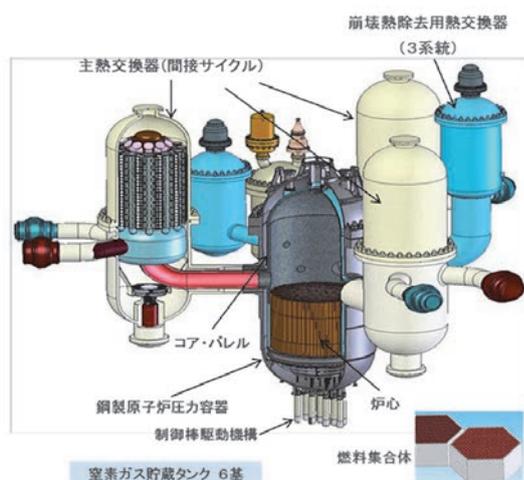
神代 暁

連載講座 第4世代原子炉の開発動向 (第5回)

42 ガス冷却高速炉

ガス冷却高速炉は熱効率が45%以上と高く、発電以外にも水素製造やプロセス加熱利用が期待されている。ただし、その実現のためには炉心燃料・材料や崩壊熱除去系等の技術開発が必要だ。

佐藤浩司



GFR2400の原子炉と1次系設備

談話室

57 原子炉主任技術者の在り方—現状と課題

木村逸郎

理事会だより

58 理事の仕事について

木下 泉

理事会からのお知らせ

59 研究の信頼維持について

4 NEWS

- 仏、ASTRID 計画縮小を検討
- 第5次エネ基、2030年の原子力は20～22%と明記
- 海外ニュース

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1回)

32 核融合炉の安全性とトリチウム

核融合炉で安全上最も考慮を要するのはトリチウム燃料の閉じ込めだ。この連載では、原型炉実現に向けたトリチウム研究の最新情報を整理し、今後の研究・将来展望を解説する。

林 巧

報告

47 高レベル放射性廃棄物の「地層処分事業に関する学習」から考える

地層処分に関する学習および研究所等の見学を通し、考え感じたことを報告する。

浅野智恵美

Short Report

52 新たな選択肢「放射性廃棄物の資源化」を考える—アンケート結果から見えてきた内容

藤井恵美, 川島正俊, 藤田玲子

55 アジアの若者が見る原子力—タイ及びマレーシアの大学生との討論を通じて

大島拓洋, 村本武司, 浅原 章

- 51 From Editors
- 60 会報 原子力関係会議案内、人事公募、新入会一覧、2018年度会費請求のお知らせ、英文論文誌 (Vol.55, No.7) 目次、主要会務、編集後記、編集関係者一覧
- 61 日米欧原子力国際学生交流事業派遣学生レポート「University of Maryland 滞在記」中野勇輝
- 62 JNST・TNST 特集号研究論文募集のお知らせ

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。

今、本当に求められているもの —科学的知識の必要性

巻頭言



作家

高嶋 哲夫 (たかしま・てつお)

慶應義塾大学工学部卒。同大学院修士課程を経て、日本原子力研究所研究員となる。カリフォルニア大学留学後、作家に転身。主な著書に『メルトダウン』、『イントルーダー』、『ミッドナイトイーグル』、『福島第二原発の奇跡』がある。

四つの疑問

- (1)福島第一原子力発電所と、その他の原発を同様に扱うことは間違っている。
- (2)発展途上国では原発建設は続けられている。世界人口は当分増え続ける。
- (3)原発がなくなっても、使用済み核燃料は残る。「地層最終処分」は非現実的。
- (4)福島第一原子力発電所の廃炉については、もっと現実を見据えて対処すべき。

2015年、『世界に嗤われる日本の原発戦略』(PHP新書)を上梓した。そこでは前記の四つの課題について述べている。最初の課題については、どうしても書き残したいことがあった。

2016年、『福島第二原発の奇跡』(PHP)を書いた。福島第一原発から南に十二キロ、同様の地震、津波に襲われながら冷温停止に導いた原発がある。四系統ある電源のうち、一系統が生き残っていた。それだけでは片付けられない何かがある、と思ったからだ。

多くの現場の方たちと話したが、「恐怖はありませんでした。原発は、やかんと同じです。沸騰すれば蒸気を逃がし、水を足せば壊れることはありません」という、原子炉のリスク評価をやっていた方の言葉は、印象的だった。

過度の恐怖からの脱出

取材した方たちの意見の別れたところがある。ベントに関する考え方だ。「放射線管理区域内のものは何一つ出たくない」「原子炉が壊れてなければ、汚染は少ないのだから状況によっては躊躇なく行うべきだ」二つとも正解なのだろう。前者にこだわりすぎても、適切な処置が遅れることがある。当時、外国の科学者、エンジニアたちは、「なぜ、早くベントしない」と焦っていた。

現在、廃炉作業、故郷復帰、復興の大きな妨げとなっているのは、「汚染水」「除染土」「風評被害」などがある。これらが解決されれば、多くのことがよりスムーズに進む。「科学的に安全」が示されれば、それなりの扱い方をすべきだろう。しかし、必ずしもそうはなっていない。その根底にあるものは、科学的知識の欠如に他ならない。

もっと、科学的知識を

人は皆、自然放射線を浴びて生きている。一人当たりの年間自然放射線は、日本平均2.1ミリシーベルト、世界平均2.4ミリシーベルトだ。大気から、宇宙から、大地から、食物から受け、放射線ゼロはありえない。

原発事故のとき、福島はもとより東京からも、より遠くに逃げた人も多くいた。しかし、自然放射線は東京より、沖縄のほうが高い。

放射線は医療分野にも多く使われている。X線検査、CTスキャン、ガン治療などだ。また、東京—ニューヨーク間の飛行機での移動、宇宙旅行も放射線を浴びる。

昔、ある大学の先生と話したとき、日本では科学雑誌が売れないと嘆いていた。台湾や韓国よりも売れ行きが悪いらしい。欧米では、科学雑誌を読むことが一つのステータスになっているという。花鳥風月を重視する日本では、月を見ると心に染みるだけで、行ってみようという意識は希薄なのか。

今後、科学技術の進歩により、医療、食品、農業、工業などの多くの分野で、放射線はますます日常生活に浸透してくる。必要なのは、正しい科学的知識を持ち、きっちりルールを守っていれば、決して怖いものではないという意識を、多くの人たちに広めることだ。一般の人たちも、正しい科学知識を持つことに心がけてほしい。そうすればもっと生きやすい、便利な世の中になるに違いない。福島の問題も、より早く、合理的に収束に向かうだろう。

おそらく、言葉足らずになっている。原子力は微妙な問題を多く含んでいる。ズバリ言い切ることが出来ないところが辛い。僕の思いは、察してください。

(2018年4月24日記)



福島イメージのアップデートに向けて



開沼 博 (かいぬま・ひろし)

立命館大学 衣笠総合研究機構 准教授
 東京大学大学院学際情報学府博士課程単位取得退学。専門は社会学。著書に『はじめての福島学』『福島第一原発廃炉図鑑』など。受賞歴に第65回毎日出版文化賞人文・社会部門、第36回エネルギーフォーラム賞優秀賞など。

今年、2月10日午後、東京都渋谷区の国連大学にてパネルディスカッション「アップデートふくしま」が開催された。主催は、早野龍五(東京大学名誉教授)、越智小枝(東京慈恵会医科大学講師)、ウィリアム・マクマイケル(福島大学助教)、開沼博(立命館大学准教授)の、いずれも福島の復興にそれぞれの専門から関わってきた4名からなる「アップデートふくしま実行委員会」で、環境省と国連大学が共催。客席には275人が訪れた。

私はパネル・ディスカッションを通して、ファシリテーターを務めた。聞き慣れない人もいる言葉かもしれないが、ここで言う「ファシリテーター」とは、この手のイベントで、いわゆる「司会」「進行役」「コーディネーター」と呼ばれてきたものと思って頂いても問題ない。ただ、もう少し「付加価値」があるものだと考えながら、私はその役を引き受けてきた。その「付加価値」を具体的にいえば、「第四の壁を壊す」ということだ。

第四の壁とは、観客から右・左・後ろにある3つの物理的な壁ではなく、目の前の舞台と客席とを区切る「目に見えない壁」を指す。演劇理論などで用いられてきた言葉だ。

この「壁」は、観客側にある現実と、舞台側にあるフィクションとを区切る。だから、例えば舞台上で殺人犯が暴れまわっていても客は本当の意味での恐怖心は感じない。フィクションだと分かっているからだ。しかし、フィクションであることがあまりに意識の中で際立っていても緊張感が薄れて客は飽きる。だから、プロはその壁を崩す技を持つ。熟練した役者や芸人は、当意即妙の「客いじり」をして緊張感を取り戻す。これすなわち「第四の壁を壊す」行為だ。

福島復興や原子力に関することに限らない。しばしば、行政等の広報広聴活動がうまく行かなかったり、そう主催者が思っている参加者に不満が残るのは、煎じ詰めればこれができていないからだ。

例えば、イベントの主催者が、学会発表や事業報告会と同様のものと考えたとそうなる。それらは、舞台と客席はともに同じ文脈・現実を共有している度合いが極めて高い。それ故、この第四の壁は極めて薄い。そこで

は、ただ司会・進行すれば皆、満足する。しかし、福島の復興という政治的にも科学的にも高度・複雑化した問題かつ住民参加と情報公開がうまくいっておらず不信感が肥大化している問題でパネル・ディスカッションをしようとする、そうはいかない。知識や事実と文脈を共有しない人々が集まる現実的な観客側と、一つの話の続けることを旨とする舞台側との間にある分厚い第四の壁を壊さない限り、多くの客にはそれが一方的に演じられるフィクションに見え、白々しさを感じ、かえって不満を募らせる場となる。会の最後に会場からの質問を多少受け付けたところで、フィクションの上塗りをしているようにすら見える。

それは、近年、方方で聞く「ワークショップ形式だ、車座での対話だ、双方向だ」というような呪文をとこなえればそれで解決できるという問題ではない。形式を変えるだけならば、荒れそうな説明会で終了間際に一応質問時間をとってみたり、退屈なシンポジウムに多少一般市民を登壇させてみたりという、これまでもあった「表面的なアライヴづくり」と同程度に意味はあるが、それ以上の意味はない。結局、いくら物理的に舞台と客席をつなぎ、会議机ではなく円卓を囲んでみたところで、そこに「第四の壁を壊す」装置を工夫して設置しない限り、行政・業界担当者と一般人との間の第四の壁は壊れず、お仕着せ感に残り続ける。それは、意図としては一般住民の信頼を取り戻そうとやっていることなのかもしれないけれど、結果としては逆効果になることすらあるだろう。そこを壊すのがファシリテーターの役割だ。そう私は考えているし、自分がファシリテーターを務めるイベントではいつも企画段階からその点を熟考して現実化できるようにしている。

前置きが長くなった。長くなったのは、この「アップデート福島」を他のイベントと区別して説明する際に、上記視点が重要だと一他の主催者・関係者までそうかは知らないが—私は考えるゆえだ。

アップデート福島の目的は、その名の通り「福島イメージのアップデート」にあった。福島についてのいわゆる「風評被害」、特に福島から避難した子どもへのいじ

め問題に象徴されるような福島への差別・偏見や、世間に流布し続けるテーマといった課題の解決のために、ともすれば、多くの人の中で3.11直後の状況のままに固定されてしまったイメージを更新するための議論をすることが目指された。

ただ、それをどうするのが難しい。実行委員会では繰り返し、どうすればよいのか議論が重ねられた。そして、出てきたのが、いくつかの工夫だった。

例えばそれは、イベントを「一冊の本の編集作業」と捉えて4つのセクションにわけて構成するということがあった。実行委員会がそれぞれの立場から福島のイメージのアップデートの必要性を提起する冒頭のセッションを「序章」、放射性物質の食べ物、環境、健康への影響や福島第一原発廃炉の現状についての事実を整理する「第1章 理論編」、国内外で福島の現状をいかに伝え、どのように伝わっているのか、実践者から聞く「第2章 事例編」、そこまでの登壇者を中心に地元の高校の先生などが加わり、声明をまとめる「第3章 総括編」。それぞれのセッションで、ともすれば「専門的・形式的なご説明」になりそうなところを、伝える・伝わるべきポイントを舞台上と客席で共有しながら議論を進めていった。

「伝える・伝わるべきポイントの舞台上と客席での共有」のために、構成のみならず、議論の要点をリアルタイムで壇上奥のスクリーンに投影させることもした。仕組みは、私が議論の進行をしながら内容をPCに打ち込むというシンプルなものだ。なぜあえてこんなことをするのか。数時間に及ぶ議論をずっと集中して聞くのは実際のところ難しい。そこに多岐にわたる専門的な話が入ってきたらなおさらだ。だから、多少集中力が途切れても議論から置いていかれないように、複雑な話でも全体を把握できるようにする手法を使った。

ちなみに、2017年7月2日に福島県広野町で行われた第2回福島第一廃炉国際フォーラム(主催:原子力損害賠償・廃炉等支援機構)では、これに加えて、グラフィックレコーディングと呼ばれる手法を使った。これは、いま行われている議論を、舞台の脇で、リアルタイムに図解する技術だ。いずれにせよ、パネル・ディスカッションの全体像や会場の設備などを踏まえて「伝える・伝わるべきポイントの舞台上と客席での共有」のために必要な手法を使うことは必須だ。

同時に、会場とのインタラクションも重視した。具体的には、序章、第1章で、事前に観客に配られていた○と×が書かれた紙を使ったクイズ・意識調査を行い、理解度や課題の整理を行いながら壇上の議論を進めた。これは、もっと小規模な会場ならば、「クリッカー」などと呼ばれる、瞬時に会場の意識が分かる機材を使い、より正確に状況を把握することもできるだろう。

そのような議論の積み重ねの上で、最もこのイベントを特徴づけたのが、「第3章 総括編」で「アップデート福島声明」という声明文を作ったことだ。これは、いわゆる「議定書」や「宣言文」のように、会議でまとめられる文だが、これを壇上で、観客が見る中でまとめた。登壇者たちで、それぞれ、今日の議論のまとめとして、最も伝えたいキーワードをフリップに書く。それをまとめながら文にしていく。

当然、最初は文としては支離滅裂な、虫食いのなものからはじまる。その虫食いの部分をうまく埋め合わせ、全体をパッチワークできるように、登壇者に「この単語を出した真意は何か」「この言葉をもっと具体的に言うとか」「どうしてそう思ったのか」などと追加で質問をしていく。すると、意外と皆が似たような経験や結論を持っている部分が見えてきて、一つの文になっていく。その部分を壇上でやった。

あえてこのような手法をとったのは、先に使った表現を用いるなら「フィクション」を崩し舞台に「現実」を構築するためだ。観客は「キレイな答えをご説明されて啓蒙される」ことを求めて来ているのではない。登壇者が聞かれて迷ったり、考え込んだり、言い直したりする。抽象的な言葉の奥にあるごく私的な体験を話したり、他人の話に共感して触発されたりもする。汗をかきながら答えを探ろうとする姿を見た時に、観客はその不完全さを感じつつも、「やらせっぽい」「答えありきなのでは」という感覚とは違う感覚を持ち帰ることになる。それは、失われていた信頼の回復にもつながっていく感覚でもあるだろう。

他にも、事前にインターネットで質問を受付、当日答えきれなかったものは、Facebook上の公式ページで返答するなど、事前・事後の動きも作った。そうやってイベントの中で各所に存在する壁を崩していった。

言うまでもなく、これらの工夫をもってしても、観客の全員が満足は100%になることはない。ただ、そうだとすると、不満を少しでも減らす前提を整えることの意味は大きい。こういった作業を繰り返していくことが福島のイメージのアップデートにつながっていくだろう。

－ 参考資料 －

- 1) 「アップデート福島」
「アップデート福島」声明や当日の様子動画
http://josen.env.go.jp/update_fukushima/
- 2) 第2回福島第一廃炉国際フォーラム
当日の様子動画やグラフィックレコーディング
<http://ndf-forum.com/voice/>

(2018年4月10日記)



フランス、ASTRID 計画縮小を検討

フランス政府が高速炉「ASTRID」計画の大幅な規模縮小を検討していることがわかった。6月1日に開かれた高速炉開発会議のワーキンググループ会合で仏政府の担当者は建設コスト増を理由に、当初は出力60万kWだった計画を10~20万kWへ縮小する案を検討してい

ることを説明した。「もんじゅ」を廃炉にした日本はこの「ASTRID」計画への参加を高速炉開発の中核とする戦略を立てていたが、出力規模の縮小により今後の計画に影響がでる可能性がある。

(原子力学会誌編集委員会)

第5次エネ基、2030年の原子力は20~22%と明記

総合資源エネルギー調査会は5月16日に基本政策分科会を開き、夏に公表する第5次エネルギー基本計画の骨子を正式に決めた。2030年における電源構成では再生可能エネルギーを22~24%、原子力を20~22%にするという従来目標と踏襲するとともに、2050年までに温

室効果ガスを80%削減する政府の長期目標の実現のためには、再エネの主力電源化や安全性・経済性・機動性に優れた原子炉の追求が必要だとしている。

(同)

海外ニュース (情報提供：日本原子力産業協会)

〔米国〕

下院、ユッカマウンテン計画再開に道を拓く法案を可決

米国議会の下院本会議は5月10日、ネバダ州ユッカマウンテンにおける使用済燃料最終処分場計画の維持を目的とする「放射性廃棄物政策法(NWPA)修正法案(H. R. 3053号)」を、340対72の圧倒的多数で可決した。

同地での処分場計画は、使用済燃料と高レベル放射性廃棄物(HLW)を処分する最も迅速な道筋であり、同処分場が全面的な認可を受けて廃棄物の受け入れ準備が整うまでは、集中中間貯蔵計画を進めていくとする内容。ユッカマウンテンで処分場を建設する可能性を維持するために、ネバダ州への財政支援策などを盛り込んでいく。この問題の審議は今後、上院で行われることになるが、上院では今のところ法案が提出されていない模様。また、上院議員は概してユッカマウンテン計画の再開よりも、集中中間貯蔵計画を優先しているとの見方もあり、最終的な成立までには紆余曲折が予想されている。

商業用原子力発電所から出る使用済燃料の処分責任は、1982年のNWPAによりエネルギー省(DOE)に義務

付けられており、2002年当時のDOE長官は広範な科学技術分析調査に基づき、ユッカマウンテンを最終処分場建設の最適地に特定した。しかし、B. オバマ政権が2010年にユッカマウンテン処分場計画の打ち切りを決定したのにともない、DOEは2008年に原子力規制委員会(NRC)に提出していた同計画の建設認可申請を撤回。NRCも、それまでの審査結果から同地はすべての安全規制を100万年にわたり満たせると結論付ける一方、建設認可の審査活動を保留中である。

今回の修正法案は、共和党のJ. シムカス議員が昨年6月に提案していたもので、下院エネルギー・商業対策委員会はすでに同月、この法案を超党派で可決している。NWPAに修正が必要になった背景として、修正法案は全米39州の121サイトに使用済燃料が留め置かれている事実を指摘。処分場を立地、建設、操業する資金として、米国民は「放射性廃棄物基金」に400億ドル以上をDOEに払い込んできたにも拘わらず、廃棄物は依然として全米に散在しているとした。また、「1998年1月までに原子力発電所からの廃棄物引き取りを開始する」という法的義務をDOEが怠っているため、複数の事業者が敷地内貯蔵コストの賠償を求める訴えを連邦政府に対して起こしており、財務省が支払う判決和解金の累計

は 340 億ドルを超える見通しである。

このため、修正法案では主な条項として以下の修正点を提示している。

- ・当初の意図通りに機能しなくなった「放射性廃棄物基金」のメカニズムを改革し、複数世代にまたがるこのインフラ・プロジェクトで DOE が設備を確実に建設・運転できるよう保証する。
- ・民間の中間貯蔵施設に使用済燃料を貯蔵する、あるいは発電所敷地外で監視付き回収可能貯蔵する集中貯蔵施設を独自に開発する場合、DOE には連邦政府以外の業者と契約を交わす権限が与えられる。これらの施設は、NRC の許可に加えて、地元の州政府と自治体および影響を受ける先住部族の承認を得なくてはならない。
- ・中間貯蔵施設や最終処分場など、放射性廃棄物管理システムを受け入れる州への財政支援策に取り組むこととし、地元の関係者は当該修正法が許可した活動の影響緩和に関して、連邦政府と直接関わりを持つことを許可される。また、DOE はネバダ州の学術機関と優先的に連携し、使用済燃料の将来的な経済的価値を同州のために留保。使用済燃料と HLW がサイトに到着し次第、ネバダ州に直接資金提供できるようにする。
- ・ユッカマウンテン最終処分場の許認可において障害が発生する可能性を排除するため、サイトとなる区域を採鉱などの一般利用から永久に除外して接收し、連邦政府所有地として法制に則って利用する。
- ・中間貯蔵施設や最終処分場への輸送のため、使用済燃料を引き取った時点で DOE はその所有者としての責任を負う。

原子力協会、「早ければ 5 年後に事故耐性燃料の実用化が可能」

米国の原子力産業界がエネルギー省(DOE)や原子力規制委員会(NRC)との協力により開発中の事故耐性燃料(ATF)について、米原子力エネルギー協会(NEI)は 4 月 19 日、早ければ 5 年後の 2023 年にも商業炉での利用が可能になるとの見通しを明らかにした。

NRC 委員に対して先週行われた ATF に関するブリーフィングで、関係者全員がこのような認識で同意したと説明。米国では今年 2 月、サザン・ニュークリア社のハッチ原子力発電所(BWR, 91.1 万 kW)で初めて、ATF の試験用集合体が装荷されており、関係者間の調整が順調に進展した賜物だと指摘した。ただし、このような革新的技術の商業化を加速するには、米国における研究開発と許認可の枠組を従来のプロセスから、同時並行型のアプローチにシフトさせる必要があると強調して

いる。

福島第一原子力発電所事故後、米国では軽水炉燃料の事故耐性強化が議論的となり、議会はこの目的に資する燃料と被覆材の開発プログラムに、2012 会計年度予算から DOE に予算措置を講じることを決定。2022 年頃まで 3 段階で開発・実証戦略を進めることとなった。NEI によると原子力産業界では現在、フラマトム社、グローバル・ニュークリア・フュエル(GNF)社、ウェスチングハウス社、およびライトブリッジ社が、通常運転時と事故時両方の条件に耐え得る様々な燃料設計を積極的に開発中。目標としては、最初の ATF 実燃料を 2020 年代初頭か半ば頃に商業炉に装荷することを掲げている。

NEI の認識では、ATF は既存の燃料よりも長時間、冷却材が失われた状況に耐えるとともに、原子力発電所の安全裕度を拡大させる可能性を持つ。また、長期間の利用が可能な燃料であれば既存炉の実績向上に役立つほか、先進的原子炉用としても認可される道が拓けるとした。

12 日に開催された NRC 委員へのブリーフィングでも、サザン・ニュークリア社の D. ポスト上級副社長が ATF のこのような潜在的利点に対する期待を表明。いつか安全上の利点が適切に定量化されるようになれば、規制要件の簡素化や要件の遵守にともなうコストの縮減につながると述べた。

同氏によると、産業界は新しい燃料を 2023 年から 2026 年までに大規模配備する緊急性を感じており、理由として半数以上の既存軽水炉で 2030 年代半ばまでに運転期間が満了する事実に触れた。2020 年代半ばまでに ATF が利用可能になれば、事業者は 2 回目の運転期間延長を申請し、合計 80 年間稼働させるなかで ATF の経済的恩恵を享受することができる。この時間枠は産業界にとって非常に重要であり、これほど短期間に ATF を市場に送り出すには、NRC が技術の認証と許認可で手法の転換を図る必要があると同氏は指摘した。

〔カナダ〕

カナダ原研、SMR 実証炉の建設提案を募集

カナダ原子力研究所(CNL)は 4 月 17 日、親会社であるカナダ原子力公社(AECL)の敷地内で小型モジュール炉(SMR)の実証炉を建設・運転するプロジェクトの提案を募集すると発表した。

2026 年までに実証炉建設をカナダで成功させるという長期戦略に基づいて、世界中のベンダーから広く提案を募り、CNL が設定した審査プロセスの適用を開始する。提案された SMR 設計の技術面、事業面の利点や、

プロジェクトとしての資金調達可能性を評価するとともに、国家安全保障や健全性に関わる要件についても審査を行う。募集期間は年に2回設ける方針で、今回は5月28日までに受領した提案申請を初回分として評価する。

CNLの認識では、世界は原子力も含めて、信頼性のあるエネルギー源の活用チャンスをさらに必要としており、安全でクリーンなエネルギー供給面におけるSMRの可能性は過去10年間で徐々に認められるようになってきた。SMRには数多くの利点があり、具体的に従来の大型炉と比べてサイズと出力が小さく、モジュール式に購入・建設が可能。先行投資額も少なく済み、プラントとしての作りがシンプルで運転員数を削減出来ることなどをCNLは挙げた。

SMRはまた、従来型原子炉の特長も維持しており、それは温室効果ガスを出さずに安全で信頼性の高いエネルギー供給ができることや、柔軟性のある運転が可能なことだとした。さらに、SMRは発電のみならず、幅広いエネルギー供給システムの一環として地域熱供給やエネルギー貯蔵、脱塩、水素製造にも適用できるとCNLは指摘。これらを総合すると、カナダでSMRを建設することは非常に魅力的なことであり、様々な経済的恩恵を地元コミュニティに提供するとともに、連邦政府の地球温暖化対策にも貢献するとの考えを示している。

〔英国〕

原子力規制庁、活動計画で独自の保障措置体制構築を優先

英国の原子力規制庁(ONR)は5月1日、2018／2019年の活動計画を議会に提出し、英国独自の自立した核物質計量管理制度(SSAC)の開発など新たな保障措置体制の構築を、ONRが優先的に実施する10項目の1つに特定していることを明らかにした。

英国は来年3月に欧州連合(EU)から離脱(Brexit)するのにもない、欧州原子力共同体(ユーラトム)からも離脱予定となっていることから、ONRと政府は、Brexit後も国内民生用原子力部門が確実に活動を続けていけるよう、原子力保障措置法の施行など様々な準備作業を協力して進めている。2013年に改定されたユーラトムの「電離放射線に対する防護のための国際基本安全基準指令(BSSD)」に基づいて、新しい緊急時対策の実施に向けた支援手段も開発するとしている。

ONRは、民間原子力産業の安全規制を担当する独立の特殊法人として、2014年に正式に発足。国内の既存原子力発電所や新設計画、軍事用施設、放射性廃棄物とその輸送等について安全・セキュリティ面の規制を担当するだけでなく、ユーラトムの現行活動が円滑に進むよう

手助けすることにより、英国が保障措置上の義務を果たせるよう支援している。

2019年までの活動計画では、国内原子力産業が新たな局面を迎えつつあるとONRは指摘。具体的には、クリーン・エネルギーによる成長戦略や産業戦略における主要要素として、政府が原子力に責任を持って取り組んでいる点に言及しており、ONRとしても引き続き、Brexitで必要になる膨大な規制業務への準備を整えていく考えを表明した。

優先する分野としてはまず、「原子力セクターの安全・セキュリティ改善」を特定しており、(1)英国が国際的な保障措置基準を満たすことを可能にするSSACの開発と(2)BSSDに基づく緊急時対策の実施支援に加えて、(3)国民に代わって産業界の責任を問うというONRの中心的規制機能の維持——を挙げた。また、(4)として、ONRの規制に対する国民の信頼やステークホルダーの関与を促進するとともに、2017年のONR活動の中でステークホルダーが改善を要すると指摘した部分に取り組むとしている。

続いて、「ONRスタッフの持てる力を最大限発揮する」ため、(5)専用の教育機関を通じてONRの継承プランニングや運営能力を強化し、組織としての事業継続力、管理面やリーダーシップ面のスキルを改善すると明言。このほか、(6)スタッフの育成・管理を一貫して行える優れたリーダーを配属できるよう、ONRの運営管理構造を簡素化する、(7)ONRの方向性を維持するための全体的アクションプランを通じて、2017年の調査で改善が必要とされた部分に集中的に取り組む——も挙げている。

さらに、「優秀かつ持続可能な組織になる」ことを目指して、ONRは(8)独自のネットワークを構築してサイバー・セキュリティ対策と情報管理を強化すると指摘。また、(9)作業方法のIT化といった改革を進めて、ONRの運営環境を近代化、(10)ONR全体の効率性向上や、知識管理などの主要規制プロセスの簡素化・標準化を目標とする2020年までのプログラムを開始する——としている。

〔フランス〕

規制当局、フラマンビル3の配管溶接部の点検方法で査察

フランス初のフラマトム社製・欧州加圧水型炉(EPR)として、2007年からフランス電力(EDF)が建設しているフラマンビル原子力発電所3号機(FL3)(PWR, 163万kW)では3月、2次系の製造完了時点で発見されなかった溶接欠陥が配管で検知された。これを受けて、同

国の原子力安全規制当局(ASN)は4月11日、溶接部の点検方法に関する査察を建設サイトで実施したことを明らかにした。

その結果としてASNは、製造後の点検を実施した下請企業の組織とその作業条件が、全体的に点検の質を損なうものであったと指摘。この欠陥の調査は現在も一部について継続中だが、事業者であるEDFとフラマトム社の監督が不適切であったことも、問題の特定と改善に失敗した一因になったと述べた。この問題により、FL3の完成スケジュールと建設コストを再調整するかの判断は、追加点検やASNの許認可審査に基づいて下すことになる。EDFは発表。現在の日程では、今年の第4四半期末に燃料の初装荷を実施する予定で、総工費は中間利子を除いて105億ユーロ(約1兆3,909億円)に収めることを目指すと述べている。

EDFの10日付けリリースによると、溶接部の点検は産業界の手順に従って、同システムを製造した契約企業連合が実施しており、製造完了時には各溶接部とも基準に適合していたという。しかし、起動に先立つ規制要件の1つとして、最初の総合点検を3月21日からFL3で実施したところ、2次系配管の溶接部で「品質のバラつき」が認められたとした。このためEDFは、どの溶接部に欠陥があるか正確に把握するため、溶接部150か所で追加点検の実施を決めるとともに、品質偏差の性質と原因について報告書を作成するよう現場に指示した。それによって、安全要件を満たしていることを保証するためには正措置とその方法を特定。その上でASNに提案する考えで、すべての追加点検と報告書の作成は5月末までに完了するとの見通しを示した。

ASNは現場での査察結果から、EDFの追加点検手順は適切だと判定する一方、同様の点検を他の系統についても実施すべきだと述べた。また、EDFが提案する正措置については、5月に受け取る点検結果を踏まえ、規制当局としての見解を提示すると述べている。ASNはさらに、2次系配管の一部である主蒸気配管でも2月22日、溶接部が破断防止のための高品質保証要件から逸脱していることがEDFから報告されていた件に触れ、同様に製造時の不備に関係していると強調。この点も、EDFが開始した点検作業全体の主要部分を占めることになることを指摘している。

〔フィンランド〕

建設中のオルキルト3号機、今秋に燃料初装荷

フィンランドで2005年からオルキルト原子力発電所3号機(PWR, 172万kW)(OL3)を建設中のティオリ

スーデン・ボイマ社(TVO)は、今秋にも同炉で燃料の初装荷を開始できる見通しになったと4月号のニューズレターで明らかにした。

同炉では世界で初めて、仏アレバ社(現フラマトム社)製・欧州加圧水型炉(EPR)を採用したことから、規制関係書類の認証作業や土木工事で想定外の時間を消費。このため、当初2009年に予定されていた運転開始は、最新のスケジュールで2019年5月に繰り延べられた。TVOは現在、送電網への接続を12月に計画しており、これに先立ち3月下旬に国際原子力機関(IAEA)の運転開始前安全評価チーム(Pre-OSART)を受け入れ、一層の強化が必要な部分について勧告を受けたとしている。

OL3建設工事の遅延にともなう超過コストと損害賠償については、TVOは3月中旬、工事を請け負った当時のアレバ社と独シーメンス社の企業連合と包括的な和解契約を締結。同連合から合計4億5,000万ユーロ(約598億円)の支払いを受けることになったほか、OL3の完成までに必要な人的、技術的資源も、フラマトム社から提供を受けるとした。TVOによると、OL3の起動を成功させるためにフラマトム社の専門家がすでに発電所に詰めているのに加え、同社の親会社となったフランス電力(EDF)からも追加の専門家が派遣される予定である。

現場では4か月前から温態機能試験が始まっており、燃料を装荷せずにプラント全体のレベルで初めて、原子炉やタービンの機能を確認中。一次系の温度と圧力を通常運転と同じレベルまで徐々に上昇させ、200以上の系統試験を実施する。これらを完了させた後、フィンランド放射線・原子力安全庁(STUK)がOL3の安全性を評価。政府が運転許可を発給してようやく、241体の燃料集合体の装荷作業が始まることになる。燃料の装荷後も一部の温態機能試験を改めて実施する必要があり、実際の起動まで綿密なプロセスを時間をかけて踏んでいく考えを表明している。

IAEAのPre-OSARTは、3月22日にOL3における18日間の評価作業を完了した。同チームの国際的な専門家11名は同炉における良好事例として、スタッフの技能と知識を改善する効果的なシステムが敷かれている、建設・起動段階の安全文化を評価する際に系統的な手法を導入している、などを特定。一方、改善を要する点としては、管理者側からスタッフに期待する事項を適切に設定して明確に伝えるべきだとしたほか、異物の混入を防ぐプログラムや防火対策を強化すべきだと勧告した。

なお、現在の温態機能試験段階ですでに若干の遅れが生じている。TVOは全体的な基本スケジュールについてサプライヤー側の報告を待っているところであり、最

新の運転開始日程に影響が及ぶかは、まだ判断できないとしている。

〔欧州〕

フォーラム、政策方針書で原子力の負荷追従性能を強調

フォーラム(欧州原子力産業会議連合)は5月7日に新しい政策方針書を公表し、柔軟な運転が可能な原子力発電所は出力が変動し易い再生可能エネルギー源(vRES)を補う最良のパートナーになり得るとの見解を強調した。

太陽光や風力といった再生エネは欧州の電力システムを低炭素化する有効なツールの1つであるものの、出力が天候に左右されるという間欠性が大きな課題となっている。そのため、天候とは無関係に大規模発電が可能な唯一の低炭素電源である原子力も含めて、vRESを他の低炭素電源と組み合わせる必要性が生じていると指摘。原子力はベースロード運転にのみ適しているとの誤解が一般にはあるが、この方法こそ、CO₂排出量の削減とエネルギーの供給保証という2大目標を、欧州が同時に達成する一助になると訴えている。

同方針書によると、化石燃料輸入への依存や地球温暖化に対する懸念から、欧州連合(EU)は再生エネの開発拡大政策を進めており、2020年までに最終エネルギー消費に占める再生エネの割合を20%、2030年までに27%~35%に引き上げることを重要目標に掲げている。しかしながら、間欠性のある再生エネが急速に拡大するにつれ、必要に応じて柔軟に電力供給できる発電技術が必要になってくる。

EU本部における近年の議論では、低炭素な電力システムの実現に向けて、エネルギー源の移行を可能にする柔軟な送電網がますます求められている。これに対してフォーラムは、柔軟性という概念そのものを1つの目標とするよりも、電力システムの信頼性を損なわずに適正価格で低炭素な電力供給を実現する1手段として、柔軟性を捉えるべきだと認識。電力システムの低炭素化という別目標を達成しつつ、どのオプションを組み合わせれば十分な柔軟性が得られるかについて、考え方をシフトさせる必要があるとした。

一般的に、原子力発電は柔軟性の低いベースロード電源として捉えられているが、実際はいくつかのEU加盟国において、送電網の安定性や柔軟性という要請に十分な解決策を提供しているとフォーラムは強調。技術的に見て、既存の原子力発電所でも新しい原子炉設計でも、周波数制御と負荷追従運転の両方をこなす性能があるものの、EU域内のいくつかの国では負荷追従運転の

必要性がない一方、フランスを含めたいくつかの国では恒常的に負荷追従運転を行っている事実に触れた。

ただし、負荷追従運転を実行するには2つの要素を考慮しなければならず、フォーラムはまず、系統運用機関と安全規制当局が設定する条件など、規制面での枠組を挙げた。また、市場環境を考慮した上で事業者が下す経営判断にも基づいていると指摘。原子力発電所は初期投資が巨額である一方、化石燃料発電に比べて燃料費と運転コストが比較的低いため、概してフル出力運転が最良のオプションと考えられている理由を説明した。

このような背景を踏まえた上でフォーラムは、以下の点をEUのエネルギー政策として保証すべきだと勧告した。すなわち、EUの電力システムを低炭素化する重要電源として原子力発電は長期的に必要なため、低炭素電源に対する長期的な投資が可能かつ、適切に機能する電力市場を確保すること。また、CO₂排出枠の取引価格を長期的に予測できるよう、EU域内のCO₂排出量取引制度(EU-ETS)を正しく機能させる必要があるとした。さらに、原子力発電への負荷追従運転要請が増えていくのに合わせ、再生エネの割合が拡大している電力システムの中で、柔軟な運転が可能な電源に報酬を与えられるよう、適切なメカニズムを電力市場に盛り込むことも重要だと強調している。

〔ロシア〕

海上浮揚式原子力発電所、立地点に向けて出港

ロシアの民生用原子力発電公社であるロスエネルゴアトム社は4月28日、サンクトペテルブルクのバルチック造船所(BZ)で建設中だった海上浮揚式原子力発電所「アカデミック・ロモノソフ」が、予定通り、最終立地点となる極東地域北東部チュクチ自治管区のペバクに向けて出港したと発表した。

航海は2段階で行われる計画で、まず、燃料を装荷しない状態で、サンクトペテルブルクからバルト海を経由し、デンマーク付近およびノルウェーの海岸沿いに同発電所をムルマンスクまで曳航。同地で今秋にも燃料を装荷し、搭載している出力3.5万kWの原子炉「KLT-40S」を2基、起動することになる。運転可能な状態にした後、2019年の夏頃に北極海経由でペバクに曳航して港湾インフラ設備と接続。2019年中の営業運転開始を目指すとしている。

BZでは、2016年7月に同発電所の係留試験が始まったのに続き、昨年はタービン・ローター調整機器のセッティング作業などを実施。ペバクでも、昨年10月から係留用陸上設備を含む港湾インフラの建設工事が始まっ

ており、今年1月にはロシア建設省傘下の設計評価機関である国家専門家審査会が同発電所の運転を承認した。

チュクチ自治管区では、1970年代から電力需要の約80%を賅ってきたビリビノ原子力発電所(1.2万kWのRBMK×4基)が2019年から順次、閉鎖される予定。アカデミック・ロモノソフはこれらに代わって、同地区に電力と熱エネルギーを供給する計画である。

〔中国〕

世界初のWH社製AP1000に燃料装荷

中国核工業集团公司(CNNC)は4月25日、世界初のウェスチングハウス(WH)社製AP1000として完成予定の三門原子力発電所1号機(PWR, 125万kW)で、燃料の装荷を開始したと発表した。

国家核安全局(NNSA)が同日に燃料装荷許可を発給したのを受け、CNNCは夕方から浙江省の同発電所で157体の燃料集合体を安全かつ適切に装荷中だと説明。三門でのこのような成功経験を通じて、中国における原子力発電所の建設レベルや機器製造能力をさらに改善し、原子力強国となるための道を進むとしている。

三門では同じくAP1000を採用した2号機が、1号機から8か月間のインターバルを置いて建設されているほか、山東省の海陽原子力発電所でもAP1000が2基建設中。NNSAは昨年の7月後半に三門1号機、8月初頭に海陽1号機の包括的な安全審査を終えた後、国家能源局などととも補足の審査を両炉で実施しており、海陽1号機でも近いうちに燃料装荷許可が発給されると見られている。

2017年3月にWH社が米国の連邦倒産法に基づく破産申請を行った後、米国内でAP1000を建設中だった事業者のうち、A. W. ボーグル3、4号機増設計画のオーナー企業がプロジェクトの続行を決めた一方、V. C. サマー2、3号機増設計画のオーナー企業は同年7月、両炉とも完成を断念すると発表した。中国の原子力産業界でも波紋が広がり、AP1000技術の導入・国産化を担当していた国家核電技術公司(SNPTC)、および親会社の国家電力投資集団公司(SPIC)は、破産申請日に直ちに対応協議を実施している。WH社の経営陣とも電話会議を行い、現行契約に基づく協力の継続意思が同社にあることを改めて確認。両社は三門と海陽、両プロジェクトの重要性を鑑み、全力を傾注してこれらの運転開始を実現することで合意していた。

SPICによると、中国の国営原子力企業や関係企業、

機器製造企業は長期にわたって協同努力を重ねており、第3世代原子力発電所の研究開発や設計、機器製造、エンジニアリングと建設、運転管理については、すでに十分な能力を身につけた。このため、中国版のAP1000である「CAP1000」や中国が知的財産権を保有する出力拡大版「CAP1400」の建設において、WH社の破産申請が実質的な影響を及ぼすことはないとの認識を示している。

三門1号機の今後の作業についてWH社は、臨界条件達成後に送電網に接続し、定格出力ですべての試験が無事に完了するまで、出力上昇試験を段階毎に進めていくと説明。中国が将来を見通した原子力プログラムを進めていることや、国家経済に対するクリーンな電力の供給に努めていることから、そのパートナーであることを誇りに思うと述べた。その上で、今後も同国に対する技術移転や技術の国産化、インフラ開発などへの協力を通じ、原子力産業界の発展を支援していくとの考えを表明した。

〔国際〕

IAEAがSMR技術作業部会の初会合開催

国際原子力機関(IAEA)は5月2日、小型モジュール炉(SMR)など中小型原子炉の開発に関する新しい技術作業部会(WG)の第1回会合を、4月23日から26日までウィーンで開催したと発表した。

革新的な安全性能を有する先進的なSMRが、2020年代前半にも世界市場に出回り始めるとIAEAは予測しており、SMR技術を開発中あるいは開発検討中の加盟国に対して適切な支援プログラムを提供するための、IAEAへの提案事項をまとめるのが主な目的。SMRのユーザー国向け一般要件の最初の案文作成を目指して、年内にもコンサルティング会合を開催することを提案事項に含めたとしている。

IAEAによると、世界では現在、50ものSMR設計概念が様々な段階で開発中で、SMRへの関心は高まりつつある。その利点としては、化石燃料発電所の低炭素な代替オプションになり得るなど、幅広いユーザーのニーズに応えられる可能性があると指摘。また、安全性が改善されるという特長に加えて、熱供給や海水脱塩といった発電以外の分野への利用にも適していること、工場で組み立てたSMRを需要のある場所に輸送・設置し、単機あるいは複数モジュールで建設することも可能であることなどを挙げた。

小型モジュール炉(SMR)を巡る国際動向とそのインパクト

原子力環境整備促進・資金管理センター 田中 隆則

近年、海外において小型モジュール炉(SMR)の開発に向けての様々な取り組みが行われている。特に、米国、英国、カナダにおいては、政府も積極的に開発を支援する動きがみられており、IAEAやOECD/NEAなどの国際機関においても、SMRに関連する報告書が取りまとめられるなど、国際的にSMRへの関心が高まっている。このようなSMRの特性を分析し、今後、世界のエネルギー需給に与える影響を考察する。

KEYWORDS: *Small Modular Reactor, Reactor Design Strategy, Reserch and Development*

I. はじめに

筆者は、これまで、エネルギー総合工学研究所(IAE)に勤務し、原子力分野の調査研究を行っていたが、昨年10月末の退任前に、小型モジュール炉(SMR)の国際動向に関して所内の関係者で調査を進め、そのエネルギー市場へのインパクトについて検討を行っていた。ここでは、そのIAEにおける調査研究の成果を紹介する。

1. 新型炉開発とSMR

2011年に発生した福島第一原子力発電所事故は、原子力災害の影響の甚大さを認識させるものとなり、各国の原子力政策に大きな影響を与えた。また、電力市場を始めとするエネルギー市場の自由化の進展に伴い、投資回収に長期を要する原子力事業は、リスクの高いものと見なされ、新設が難しくなってきた。

これまでに、シェールガスの生産技術の革新により、国際石油情勢は大きく変貌し、再生可能エネルギー技術の進歩は、その供給シェアを大きく伸ばしている。また、IT技術は、スマートグリッド/デジタルグリッドの成立を可能としている。

一方、地球温暖化問題は、国際的に喫緊の課題となっており、これまで以上に効果的な対策を大規模に進めることが求められている。変貌するエネルギー情勢の中で、このようなニーズに対応するため、原子力をはじめ

とするエネルギー技術のイノベーションへの期待も高まっている。

原子力技術に関しては、これまで、第四世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)等の枠組みにおいて、高度な安全性、持続可能性、良好な経済性等を開発目標とした革新的原子炉の研究開発が進められている。GIFで取り上げられている炉型のうち、高温ガス炉、高速炉を中心にその研究開発が、米、英、仏、露、中、印といった国々で進められている。

これらの炉型も含め、最近になって注目されているのが、小型モジュール炉(Small Modular Reactor)である。SMRは、安全性の向上、自由化市場への対応、原子力産業の活性化など様々な視点から優れた特性を持つと期待され、米国、英国、カナダを中心として開発へ向けての取組みが見られる。さらには、アジア、中東等の諸国でもSMRなど革新的原子炉を含む原子力の研究開発・導入への関心が高まっている。

2. SMRへの期待

従来、SMRは、中小型炉(Small and Medium Reactor)に対して使われており、IAEAにおいても、そのような使い方をしてきたが、国際的な小型モジュール炉の開発の動きを受け、現在は、IAEAも含め一般に小型モジュール炉をSMRと呼んでいる。このSMRは、次のような特性を持っており、従来の大型炉と比べ、安全性の向上、電力自由化への対応、スマートグリッドへの適合性、などの点で時代のニーズにこたえるものとなるとの期待が持たれている。

SMR Development in the World and its Impact on Energy Sector : Takanori Tanaka.

(2018年2月20日 受理)

- ・フルパッシブなど革新的な安全設計が期待され、内蔵放射能が小さいことともあり、リスクの低減に伴い合理的な安全基準の適用や防災計画エリアの縮小などが可能
- ・ほとんどを工場で組み上げる生産方式の採用が可能となり、品質の維持・向上を達成しやすい
- ・燃料取り換え不要、あるいは取替頻度を小さくすることにより、メンテナンスが容易となり、核セキュリティ上のメリットもある
- ・電力需要が小さい地域や電力グリッドの未発達な地域(途上国等)への普及が可能となる
- ・熱供給と併せた活用の自由度が拡大する
- ・初期投資が抑えられ、早期の投資回収、段階的な容量増加など柔軟な選択が可能となり、電力自由化市場に対応した経営戦略にマッチする

II. 国際機関における SMR の位置づけ

1. 国際原子力機関

国際原子力機関(IAEA)は、軽水炉(軽水/重水)の技術に関する検討を行う(TWG-LWR)を中心に、革新炉やSMRに関する検討を行っている。また、SMRに関するワークショップ、技術会合、コンサルタント会合などを2012年から数多く開催している。2014年9月には、SMRの開発状況等を取りまとめた報告書「Advances in Small Modular Reactor Technology Developments」¹⁾を公表している。現在も、SMRの技術ロードマップや環境影響評価に関する報告書や安全に関するTECDOCなどを取りまとめているところである。IAEAの安全基準に基づく協力を基礎として、各国の規制機関(幹部)が規制に関する知識や経験の共有を図るフォーラム(RCF: Regulatory Cooperation Forum)は、2017年9月22日、IAEA 61st General ConferenceのSide Eventsとして、第8回会合を開催し、SMRに特化した許認可プロセスをテーマとして取り上げ、議論が行われた。このような活動がPilot Projectとして行われ、2018年1月規制上の課題を取り上げた報告書が作成された。また、IAEAの共同研究プロジェクト(CRP: Coordinated Research Project)において、SMRに関するものが実施、あるいは計画されている。具体的には、「Design and Performance Assessment of Passive Engineering Safety Features in Advanced Small Modular Reactors」が2017年7月に3年計画で開始された。SMRのうち、特に現在開発中のPWR型のものを中心に検討される。また、「Development of Approaches for Determining Technical Basis for Emergency Planning Zone (EPZ) for SMR」が2018年から開始される予定となっている。IAEAの革新的原子炉開発プロジェクト(INPRO)においても、工場生産型のSMRの普及に関するケーススタディが実施されている。

2. 経済協力開発機構/原子力機関

経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)においても、加盟国のSMRへの関心の高まりを踏まえ、2016年12月、報告書「Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment」²⁾を公表した。この中で、SMRの経済性評価を行い、原子力市場への影響を分析し、将来の普及予測を示している。また、米国とロシアを対象としてケーススタディを行い、SMRの可能性と課題を検討しており、それらの結果に基づき、提言等を取りまとめている。

III. 各国の動向

1. 米国

米国においては、原子力技術、原子力産業におけるリーダーとしての位置づけを維持することが、安全保障の観点からも不可欠との視点があり、SMRも含めた原子力技術開発への積極的な取り組みが見られる。なお、英国やロシアなどと同様、軍事用原子炉の維持・開発ニーズがあり、関連産業が存在している点は、日本と異なる環境にあることに留意する必要がある。米国議会下院は、2017年1月、新型原子炉技術の研究開発促進法案を可決、上院環境・公共事業委員会で審議中である。法案では、原子力発電における米国のリーダーシップ維持の観点から、新型原子炉許認可を効率化するため、エネルギー省(DOE)と原子力規制委員会(NRC)が連携して取り組むことを求めている。³⁾

DOEにおいては、次世代革新炉としてガス炉(NGNP)の開発支援を行ったが、民間との共同開発のフェーズに移行できないまま、開発は中断されている。現在は、SMRの早期導入に向けて次のような支援を行っている。

- ・LTS(Licensing Technical Support program): 新しい原子力技術に関する許認可対応を支援する制度。SMRは、革新的な炉型であり許認可リスクが大きいことから、支援対象としており、NuScaleの軽水型SMRが支援を受け、NRCの設計認証の審査を受けているところ
- ・GAIN (Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear): 産業界や大学・研究機関に対する革新技術の研究を支援。DOEの国立研究所を活用

NRCは、出力30万kW以下の軽水炉をSMRと定義しており、非軽水炉型の炉は、出力に関係なくnon-LWR型の革新炉とのくくりで取り扱うなど、用語については、注意が必要であるが、DOEの支援を受けたNuscale(アイダホ国立研究所内に建設予定)の設計認証を受理し審査を行っており、2020年9月に審査を終了するとのスケジュールを公表している。その他、2件(BWXT mPower, SMR-160)についてPre-Applicationが出されているが、いずれも軽水炉型であり、既存の規

制基準の延長上で対応可能と思われる。しかし、SMRに特有の課題もあるため、10数件に亘る課題(ソースタームの計算方法、緊急時計画の要件、など)を抽出して検討を行っている。その多くは、軽水炉型SMRのみならずnon-LWRにも適用されるものである。許認可に関しては、これらの設計認証申請のほか、TVAがClinch River Nuclear(CRN)siteに複数のSMRを設置するとのEarly Site Permitを申請している。⁴⁾

また、NASAはDOEと協力して超小型軽水炉(Kilopower)の開発を進めている。

SMRを巡る産業界の動きは、活発である。SMR設計の商業化を進めている米国企業14社が連合して「SMR START」を創設し、米国で開発されるSMRの国内建設と将来的な輸出を加速するには、官民の連携が不可欠である旨、DOEをはじめとする政府、議会等への働きかけを行っている。原子力イノベーション連合(NIA)は、原子力分野の技術革新と革新炉の商業化を提唱する技術者、学者、企業・投資家、環境保護団体など連合組織であるが、2017年10月11日、政府に対してSMRの開発・商業活動に対して支援を呼びかける報告書を取りまとめた。⁵⁾この報告書では、コスト面も含めたSMRの優位性や、再生可能エネルギーと組み合わせた電力システムの構築可能性、などをアピールするとともに、許認可や税制面など、技術開発後の競争条件整備を求める提言が盛り込まれている。

原子力機器の製造技術復活に向けて、先進的製造技術に取り組む先進的原子力製造センター(CANM)を発足させるなど、積極的な取り組みも進められており、NuScaleの内蔵型SGの開発もここで実施予定とのことである。

2. 英国

英国は、マグノックス炉の運転終了と石炭火力の低減方針のもと、大型軽水炉の新設(ヒンクリーポイント、ホライズン等)に向けて進んでいる。しかし、これらのプラントはいずれも海外のベンダーによる事業であり、国内の原子力産業の振興の観点からSMRの開発を求める声が、議会、政府、研究機関、産業界から挙がってきている。

2014年、国立原子力研究所(NNL)は、政府からの委託を受け、SMRの市場性や技術に関するFSを実施し報告書を取りまとめた。⁶⁾その中で、有望な技術として4種類のSMR(ACP100, NuScale, mPower, Westinghouse SMR)を選定している。英国の官民連携シンクタンク、エネルギー技術研究所(ETI)は、2016年9月、2030年までにSMRを開発するための政策的な取組等に関する報告書を公表し、熱電供給システムとしての利用を推奨している。

このような動きの中、前政権(キャメロン、オズボー

ン)の下、ビジネス・エネルギー・産業戦略省(Department for Business, Energy & Industrial Strategy)は、原子力の革新的技術開発において英国がリーダーシップをとるための施策の一環として、SMRの開発と商業化および資金調達に対する市場の関心を正確に把握するため、SMRコンペ(フェーズ1)を2016年3月に開始、関心表明を行った38件のうち、33件が適格とされたとの報道はあったが、2016年秋までにフェーズ1を終えるとのスケジュールが示されていたにもかかわらず、締め切りを過ぎても政府からの正式な発表はなかった。このような政府の対応を踏まえ、2017年5月には、議会上院・科学技術委員会が、報告書「Nuclear research and technology: Breaking the cycle of indecision」⁷⁾において、原子力産業の振興に向けて政府が必要な決断を行う必要性を指摘し、研究開発支援の拡大、GEN-IVへの参加、NNLへの資金供与などを求めた。また、SMRコンペの工程が守られていない点に政府の戦略決定ができない問題が表れているとも指摘している。なお、SMRを巡っては、これまで議会で下院から開発支援を行う前に市場性を確認すべきとの指摘もなされており、議会、政府共に、SMRの推進に疑問の声もあると思われる。

産業界においては、軍事用の小型原子炉技術を持つロールスロイスを中心に、積極的にSMRの開発を進め国内のサプライチェーンと雇用の創出を図る必要があると主張し、政府に対して働きかけを行っている。なお、国際市場を目指すには、英国企業のみでは困難であり、海外企業との連携が必要とされている。製造技術の開発のため、2017年7月、原子力先端製造研究センター(Nuclear AMRC)が開設されている。

3. カナダ

カナダにおいては、政府系研究機関を中心として、SMR実現に向けた取り組みが行われているが、特徴的な点は、規制機関において、多くのSMRのベンダーからの設計に対する事前審査サービスへの申し込みを受け、審査が進められていることである。

CNL(Canadian Nuclear Laboratories)は、SMR技術を優先研究課題に位置付け、チョークリバーサイトにおいて2026年までに商業炉としての成立性を示すことを目標としている。2017年6月、ベンダーや研究者やユーザー等に対してSMRに対する関心表明を求めた。8月9日に応募は締め切られたが、80機関から関心表明があり、そこにはCNLサイトでの設置提案も含めSMRのプロトタイプや実証炉の建設を提案するものも19件含まれていたとのことである。それらは2017年10月に取り纏められサマリーレポートが公表された。⁸⁾CNLは、この結果を踏まえ、AECL(Atomic Energy of Canada Ltd.)のサイトにSMR実証炉を建設する提案を募集した(2018年6月11日締切)。

第1表 CNSCにおけるPre-Licensing Vendor Design Reviewの状況一覧(CNSCの公開情報を基に作成、2018年2月現在)⁹⁾

開発者	炉の名称 (炉型)	出力 (MW-e)	申請 フェーズ	評価開始日	評価状況
Terrestrial Energy Inc.	IMSR (改良型溶融塩炉)	200	1	2016年4月	終了
			2	2017年11月	協定調整中
Ultra Safe Nuclear Corporation/ Global First Power	MMR-5MMR-10 (高温ガス炉)	5~10	1	2016年12月	実施中
LeadCold Nuclear Inc.	SEALER (溶融鉛炉)	3	1	2017年1月	バンダーの 要請で保留
Advanced Reactor Concepts Ltd.	ARC-100 (液体ナトリウム炉)	100	1	2017年秋	実施中
URENCO	U-Battery (高温ガス炉)	4	1	2018年春 (暫定)	協定調整中
Moltex Energy	Moltex Energy Stable Salt Reactor (溶融鉛炉)	300	1 & 2	2017年12月	実施中
SMR, LLC. (A Holtec International Company)	SMR-160 (加圧軽水炉)	160	1	未定	協定調整中
StarCore Nuclear	StarCore Module (高温ガス炉)	10	1 & 2	未定	協定調整中

規制機関 CNSC(Canadian Nuclear Safety Commission)は、正式な許認可手続きとは異なるサービスとしてバンダーに対する原子炉設計の事前審査(Pre-Licensing Vendor Design Review)を行っている。フェーズ1において、設計が規制基準全般に亘り適合しているかを評価(12~18ヶ月)、フェーズ2において、許認可上障害となる可能性のある点を同定する詳細な評価(約24ヶ月)が行われる。2018年2月時点においてSMR8件が申し込みをしており、1件の軽水炉以外の7件が非軽水炉型SMRとなっている。既に1件は、フェーズ2に進んでおり、3件がフェーズ1、1件がフェーズ1を中断、3件が審査に向けて調整中である。

議会(天然資源委員会)は、2017年6月、岐路にある原子力セクターとの表題のレポートを纏め、SMRについても言及しているが、SMR開発へ向けた政府の支援を勧告しており、SMRの推進に前向きである。

また、広大な地域を抱えた州政府も独自の検討を行っている。オンタリオ州政府(Ontario Ministry of Energy)は、北部遠隔地の鉱山地域に設置可能なSMRについて、HATCH社にFS調査を依頼し、2016年6月、報告書が取りまとめられた。現在、鉱山地域などでは、ディーゼルによる発電がおこなわれているが、それに対して、SMRは、熱供給が可能でもあり、期待がもたれている。報告書では、まず、ショートリストにおいて9つのSMR技術に絞り込まれた後、4つ(SFR, LFR, GCR(2タイプ))が利用に適したものとして取り上げられている。

4. その他の国々

上記以外の国においても、SMRを巡って下記のような動きがある。

- ・アルゼンチンは、研究炉の開発・建設経験を活かし、発電または海水淡水化等に用いるPWR型SMR(CAREM-25)を建設中である。
- ・中国においては、精華大が中心となりペブルベッドHTGR型SMRの開発が進められている。
- ・韓国は、未来創造科学部(MSIP)主導でシステム一体型・先進モジュール炉(SMART)を輸出プラントとすべく、開発を進めている。
- ・上記のほか、ロシアや中国においては、船用原子炉技術をベースとして浮揚式原子力発電所(ロシア:KLT-40S, 中国:ACPR50S)を建設している。
- ・インドネシアは、インドやロシア、中国と高温ガス炉等の共同開発を計画、サウジアラビアは、アルゼンチン(CAREM)や韓国(SMART)、中国(高温ガス炉)からSMRの導入を計画している。

以上のように、原子力発電(あるいは熱供給)施設の導入が未経験の国も含め、SMRを巡って様々な動きがみられる。

なお、日本においては、過去にSMRの開発を積極的に進めていた例があるが、現在は、ほとんどが中断している。今後、国際的な動向を注視し世界市場を目指した取り組みを期待したい。

IV. SMRの課題と求められる対応

国際的にSMRへの期待が高まっていることは確かであるが、SMRは、実現までに解決すべき課題も多く抱えている。それらのうち、特に主要な課題を記す。技術と併せて、ビジネスモデルの革新も必要になると考えられる。

1. 経済性

従来、より大規模な出力を持った原子炉を開発することにより、スケールメリットを実現しコスト削減を図ってきた。出力の低減は、その方向に反するアプローチであり、経済性が低下するとの本質的な問題を抱えている。当然、小型化に伴う、安全系の簡素化、運営体制の合理化などのコスト削減メリットが想定されるが、同一設計で数多くの製造を行う量産効果が必要となると考えられる。なお、電力自由化の環境下においては、投資リスクの縮小が求められ、少ない投資で早期に資金回収が図れるとのメリットとの関係から、経済性の低下が相殺される面もある。

2. 許認可

現行の軽水炉は、多くの許認可経験が規制側、事業者側ともに積み上げられてきているが、それでも、新設炉の審査には多くの時間とリソースが費やされている。SMRの場合、軽水炉であっても革新的な設計がなされるなど、従来と異なる設計思想や技術が適用されており、許認可に要する負担が膨大なものとなるリスクがある。少ない投資と時間で実現し得ることに優位性を持つはずのSMRがかえって、大型炉以上に規制上の負担を求められる可能性があるわけである。現在、国際標準炉とされ、複数の国の規制機関が審査を行っている炉に関しては、国際的な組織として多国間設計評価プログラム(MDEP: Multinational Design Evaluation Programme)が設立され、規制経験を国際的に共有するシステムが活用されている。SMRにおいては、MDEPの枠を広げ、必ずしも複数の国が審査をしていなくても、特定の国の経験を迅速に共有する国際的な仕組みが求められる。特に、現在SMRの審査に携わっている米国、カナダの経験の共有が期待される。

3. 製造技術

SMRは、小型でモジュール生産型であることから、これまでの立地場所で建設を行う大型炉とは異なる工場生産型に移行していくと考えられる。このため、製造技術についても、低価格汎用品の活用拡大、廃止措置・核燃料のバックエンドの取り扱いの革新など、従来の手法・技術にとらわれない検討が必要である。

V. 結び

これまで、世界の主要なベンダーは、大型の原子力発電炉の開発を進めてきており、SMRの実現可能性については、懐疑的な見方が付きまとっている。IAEAやNEAの報告書においても、まだ、1基も実稼働していない状況において、言わばカタログのみで今後の市場への適合性を判断するのは難しいとしている。

一方、数年前の時点からは、状況が変化してきていることも事実であり、2013年にSMRへの期待に疑問を呈するレポートを出したUnion of Concerned Scientists(UCS)もその後、SMRを巡る現在の国際的な動向については、特段の発言をしていない。

各国において積極的にSMRの開発に向けた動きがあることを概観したが、SMRは、前述の課題に対応し、自由化市場の中で普及が始まった場合、脱炭素社会の需要、スマートグリッドやデジタルグリッドの進展、より高い安全性(より低い放射性物質拡散リスク)を求める社会的要求との親和性、などの観点から、大型炉と共存す

る形で世界に普及する可能性があると考えられる。

エネルギー総合工学研究所においては、従来から大型の発電炉である次世代軽水炉の開発を進めてきており、そのニーズは今後の新設・リプレースにおいて続くものと考え、国内のメーカー、電力各社と協力して引き続き開発に携わっている。しかしながら、筆者は、同時に、「エネルギーの未来を拓くのは技術である」との、視点から、技術開発に挑戦して行くことが重要と考えており、わが国が長年培ってきた優れた原子力技術を生かし、SMRの開発にも取り組んでいくことを期待したい。その中で、世界をリードする人材の維持・育成も行われていくものとする。

なお、わが国のエネルギー需給における原子力の役割については、エネルギー基本計画の見直しの際に検討がなされているが、SMRの開発については、必ずしも国内のエネルギー供給と直結しない面もあり、産業政策の視点を入れつつ、世界のエネルギー問題にどのように貢献するかといった、よりグローバルな視点での取り組みが必要と思われる。

— 参考資料 —

- 1) ADVANCES IN SMALL MODULAR REACTOR TECHNOLOGY DEVELOPMENTS 2016 Edition, A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS).
- 2) NEA Nuclear Development (2016) Small Modular Reactors: Nuclear Energy Market Potential for Near-term Deployment.
- 3) 115th CONGRESS 1st Session H.R.590.
- 4) <https://www.nrc.gov/reactor/new-reactors/smr.html>
- 5) Matt Bowen, Ph.D., NUCLEAR INNOVATION ALLIANCE, Enabling Nuclear innovation Leading on SMRs, Oct. 2017.
- 6) NATIONAL NUCLEAR LABORATORY, Small Modular Reactors (SMR) Feasibility Study, Dec.2014.
- 7) HL Paper160, Science and Technology Select Committee, 3rd Report of Session 2016-2017, Nuclear research and technology: Breaking the cycle of indecision.
- 8) PERSPECTIVES ON CANADA'S SMR OPPORTUNITY, Summary Report: Request for Expressions of Interest, CNL's Small Modular Reactor Strategy.
- 9) <http://nuclearsafety.gc.ca/eng/reactors/power-plants/pre-licensing-vendor-design-review/index.cfm>

著者紹介



田中隆則 (たなか・たかのり)

原子力環境整備促進・資金管理センター(専門分野/関心分野)原子力政策, 原子力安全規制, セイフティカルチャー, 放射性廃棄物対策

原子力発電所用電力・制御ケーブルの火災時燃焼特性の実験的評価

筑波大学 松田 昭博, 他

原子力発電所で使用される電源・制御用の電気ケーブル(以下, 単に「ケーブル」という。)に過電流が流れることによって発熱・発火し, 併設ケーブルが延焼するケーブル火災について, ケーブル間及びケーブルトレイ間の延焼可能性についての検討が国内外で進められてきた。また, 近年では高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault)による電気盤の損傷に関連して, 盤内外のケーブルを介した火災による損傷の拡大が懸念されている。これらのケーブルは, 被覆材及び絶縁材がポリエチレン等を含むことから, 温度や放射線等の外部環境に影響を受けて高分子材料の性能が劣化することが知られており, これらの劣化現象と燃焼特性の関係についても検討を進めておく必要がある。そのため, 関連するケーブルの燃焼特性, 経年劣化等に関する研究について背景を説明するとともに, それらの実施例について紹介する。

KEYWORDS: Nuclear Power Plant, Electric Cable, Fire Accident, Accelerated Thermal Ageing Tests, Elongation at Break, Flammability Test

I. はじめに

1975年の米国ブラウズフェリー原子力発電所の火災事故後, 原子力発電所に設置された機器等において火災が発生した場合の安全機能の喪失によるリスクに関する試験研究が国内外で行われている。1976年から1983年頃にかけて, 事業者及びプラントメーカーによって, 電気ケーブル(以下, 単に「ケーブル」という。)火災及び電気盤火災に関する試験研究が実施され^{1)~7)}, 得られた成果は当時のJEAG4607-1986(原子力発電所の火災防護指針)に反映された。同指針の成果の一部は, 火災リスクに対し, 「火災の発生防止」, 「火災の検知・消火」及び「火災の影響軽減」のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じることを求める現行の「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」に取り入れられている。また, 2013年に, (一社)原子力安全推進協会によって「原子力発電所のケーブル・電気盤火災実証試験に関する評価報告書」が作成され, その中で, 事業者及び

プラントメーカーによってこれまでに実施された試験研究の内容についてレビューがなされた⁸⁾。これらの試験研究では, おおまかにケーブル, 電気盤等について, それぞれが火災源となった場合に隣接する他の安全系機器の健全性が損なわれないことの確認, もしくは, 健全性が損なわれない隔離距離の評価を実施している。なお, ケーブルが火災源となることを想定した試験では, 実際にプラントで使用されているケーブルを用い過電流によってケーブル火災が発生する事象を再現している。

定格電流値の5~7倍の過電流でケーブル火災を発生させた場合, 発火によってケーブル内部の導体が断線し燃焼が中断する。燃焼が中断したケーブルに併設されたケーブルの電気性能(主に導線間の絶縁抵抗)を測定することで, ケーブルトレイ内の後続火災の可能性が評価できる。そのため併設するケーブルの絶縁性能に及ぼす火災の影響について, ケーブル間及びケーブルトレイ間の延焼可能性についての検討が進められてきた。

2011年3月の東北地方太平洋沖地震により東北電力株式会社女川原子力発電所1号機の高圧電源盤(6,900V)において, 高エネルギーアーク損傷(HEAF: High Energy Arcing Fault)が発生し, 同電源盤に連結された他の電源盤に損傷が広がった。また, HEAFに起因する火災の影響により, 隣接する電源盤が延焼するとともに

Experimental Study of Combustion Characteristics of Power and Control Cables for Nuclear Power Plant in Fire Accidents : Akihiro Matsuda, Hajime Kabashima, Takashi Ishibashi, Fumio Kasahara.

(2018年3月19日 受理)

に、多くの機器やケーブルが焼損を受けた。このような HEAF 事象は、国内外の原子力発電所の電気盤で発生しており、盤内外のケーブルを介した火災による損傷の拡大が懸念されている。HEAF の現象把握及び火災の発生条件に係る検討については、女川 1 号機の HEAF 事象を模擬した試験等⁹⁾を著者らが実施しており、HEAF が火災源となった場合のケーブルの延焼可能性については今後一層の試験研究が必要であると考えられる。

これらのケーブルは、温度や放射線等の外部環境に影響を受けて絶縁材料の性能が劣化することが知られている。原子力発電所に敷設されたケーブルは長期間使用されることから、これらケーブルの劣化現象と燃焼特性の関係については、検討を進めておく必要がある。国外では、NRC(米国原子力規制委員会)が中心となって、高温環境及び放射線照射によって劣化を促進したケーブルの圧縮剛性、破断時の伸び(Elongation at Break : EAB)、酸化誘導時間等を計測している¹⁰⁾。また、ケーブルの劣化評価に関する研究が、国内での取り組みを含めてなされている¹¹⁻¹³⁾。これらの研究において、放射線照射によるケーブルの経年劣化、さらにケーブルの経年劣化が LOCA(Loss of Coolant Accident)試験に及ぼす影響等については検討が進められているが、ケーブルの経年劣化が燃焼特性に及ぼす影響についての検討例は少ない。本稿ではケーブルの燃焼特性と経年劣化の評価について、最近我々が実施した研究例を紹介する。

II. ケーブルを対象とした火災時燃焼特性の評価

1. ケーブルの燃焼特性試験¹⁴⁻¹⁵⁾

本試験では、図 1 に示すケーブルトレイ模型に敷設されたケーブル束の一部を $\phi 10$ のカートリッジヒータ(図 2)に置き換えて、ケーブルトレイ内における過電流ケーブルの発熱を模擬した。また、複数の過電流ケーブルを模擬する場合には、それに合わせてケーブルをカートリッジヒータに置き換えた。燃焼試験は、図 3 に示すコーンカロリメータ試験装置にケーブルトレイ模型を設置して実施した。

燃焼試験はポリエチレンの絶縁材を用いた高難燃ノンハロゲンケーブル(NH ケーブル)及びエコマテリアルケーブル(EM ケーブル)を対象とした。NH ケーブルは「JIS C 3521」, 「IEEE std.383」等の垂直トレイ燃焼試験を、EM ケーブルは「JIS C 3005」の難燃試験(傾斜試験)をクリアするものである。図 4 にヒータ位置とケーブルの温度計測点を示す。ヒータ中心部及びヒータ近傍のケーブル表面の温度を熱電対によって計測し、ヒータへ通電する電流を温度コントローラーによって調整した。ヒータの設定温度は 750°C 及び 850°C、ケーブルの温度測定点はケーブル中央(± 0 mm)及び中央から ± 50 mm, ± 100 mm とした。燃焼試験は、ケーブルトレイ模型に 5



図 1 試験に用いたケーブルトレイ模型

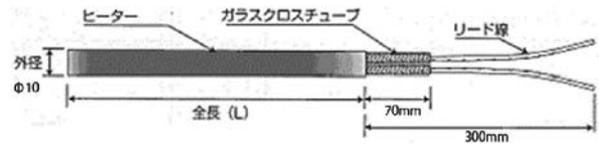


図 2 カートリッジヒータ外観(L=200mm)

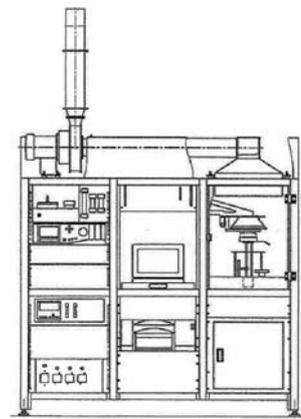
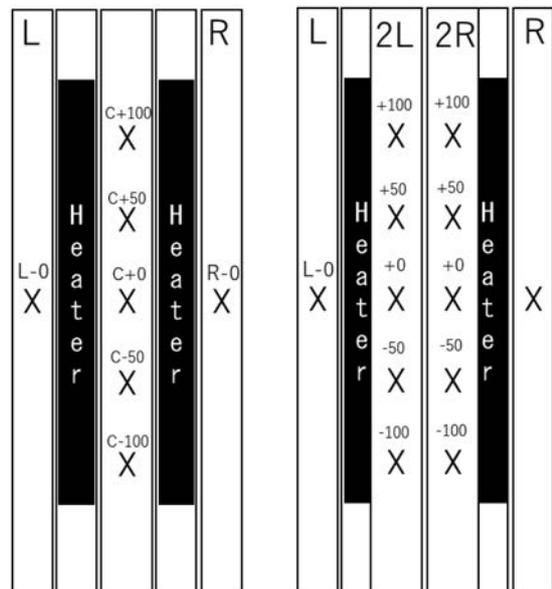
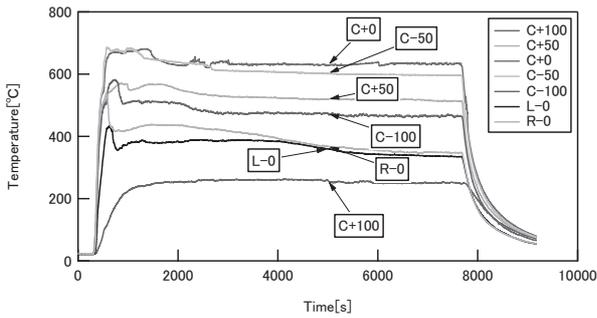


図 3 ケーブルの燃焼試験装置外観(コーンカロリメータ)

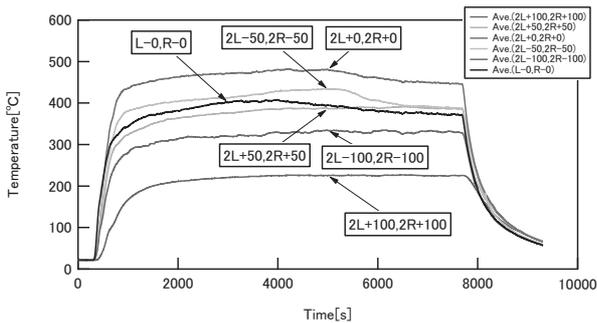


(a) 平積ケース (b) 積層ケース

図 4 ケーブルの設置状況及び計測位置



(a) ケーブル温度の経時変化(平積ケース)



(b) ケーブル温度の経時変化(積層ケース)

図5 ケーブル(NH-CEE/F 1.25sq)の燃焼特性試験(750℃)

本平積みにしたケース(平積ケース)と、平積ケースの上部にさらに2本積層したケース(積層ケース)で実施した。また、試験時間は最長で2時間とし、併設ケーブルの温度と絶縁抵抗及び絶縁抵抗が損失する際の時間を計測した。

平積ケースにおける中央ケーブル温度と、積層ケースにおける上部ケーブル温度を図5に示す。条件はどちらもヒータ2本、ヒータ長さ200mm、ヒータ温度750℃である。図4(a)の平積ケースにおけるCenter(C+0)の最高温度は約673℃とヒータ温度から80℃程低い結果となった。また、平積ケースでは発火を確認した。図4(b)の積層ケースでは、上部ケーブルの左右Center(L-0,R-0)の最高温度は約417℃、図4(b)に示していないものの下部の中央ケーブルは約585℃まで上昇したが発火は確認できなかった。このことから、ケーブルトレイ内部のケーブルに比べ表面のケーブルが過熱されると発火しやすいことがわかった。積層ケースが発火しなかった原因として、上部にある2本のケーブルによって発火に必要な空気が十分に供給されなかったためと考えられる。

2. ケーブルの経年劣化試験¹⁶⁾

EM ケーブルは電源用(CE/F)で断面積が2mm²の銅製の導線を2本含むものを、NH ケーブルは制御用(CEE/F)で断面積が1.25mm²の銅製の導線を2本含むものを用いた。EM ケーブルは90℃、80℃及び70℃の温度でそれぞれ10日、20日及び40日、一方、NH ケー

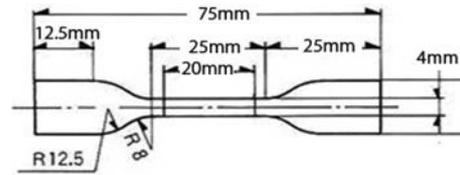
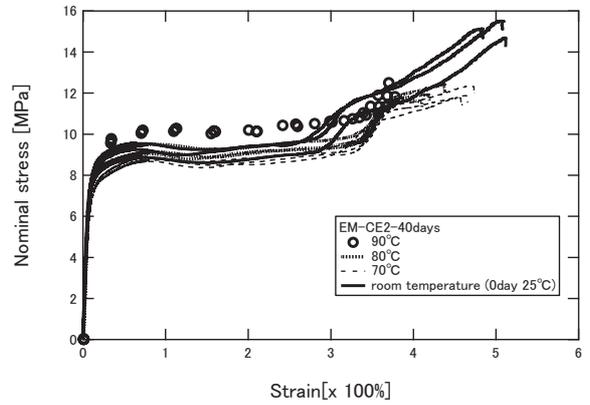
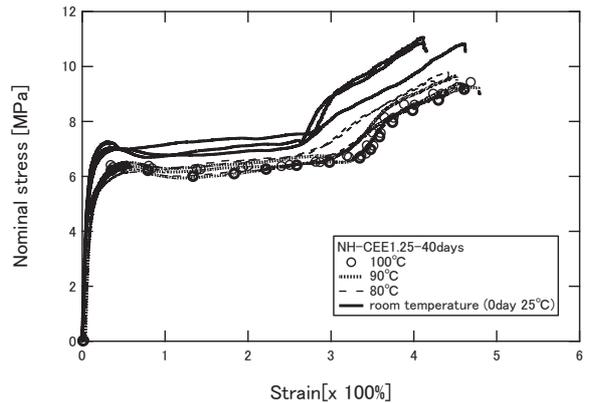


図6 試験片形状(JIS K 6251-6)



(a) EM-CE/F (EM-CE/F 2.00sq)



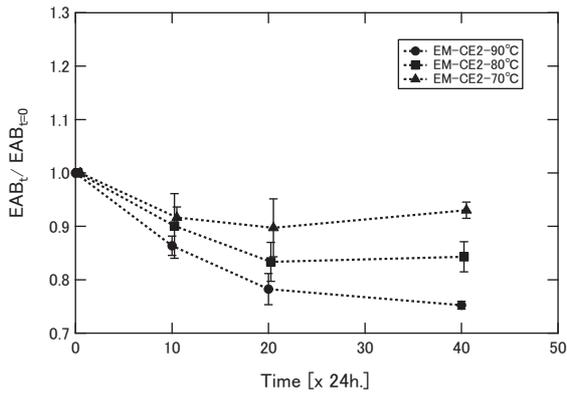
(b) NH-CEE/F (NH-CEE/F 1.25sq)

図7 応力-ひずみ曲線に及ぼす熱劣化の影響

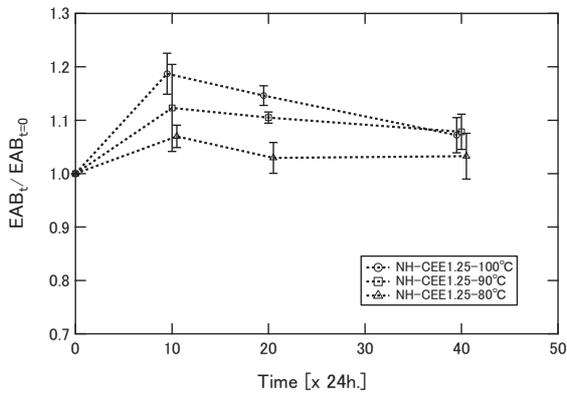
ルは100℃、90℃及び80℃の温度でそれぞれ10日、20日及び40日の間熱劣化させた。

図6にJIS規格の加硫ゴム物理試験に係る6号形試験片¹⁷⁾(JIS K 6251-6)を示す。今回ケーブルのシース材より試験片を作成し、引張試験で同試験片のEABを計測した。

図7に熱劣化させた試験片(n=3)の応力-ひずみ曲線を示す。図7(a)にEMケーブルを70℃、80℃、90℃で40日間熱劣化した際の試験結果を示す。EMケーブルは、9MPa程度まで弾性的性質を示した後、塑性変形し剛性がほぼ一定のまま伸びだけが大きくなる。その後、再度剛性が上昇して破断した。EMケーブルのEABは、熱劣化温度の高いものほど小さくなる傾向が確認できる。図7(b)にNHケーブルを80℃、90℃、100℃で40日間熱劣化した際の試験結果を示す。NHケーブルで



(a) EM-CE/F (EM-CE/F 2.00sq)



(b) NH-CEE/F (NH-CEE/F 1.25sq)

図8 未劣化の破断時伸び(EAB_{t=0})で基準化した熱劣化後の破断時伸び(EAB_t/EAB_{t=0})と熱劣化期間の関係性

は、熱劣化温度の高いものほどEABは大きくなる傾向が確認できる。また、剛性については熱劣化前と比較して小さくなった。剛性が小さくなる原因としては、ケーブルの無機系難燃剤である金属水酸化物が熱劣化促進によって脱水吸熱反応を起こし、シース材を傷つけたためであると考えられる。

図8に未劣化の破断時伸び(EAB_{t=0})で基準化した熱劣化後の破断時伸び(EAB_t/EAB_{t=0})と熱劣化期間の関係性を示す。90°Cで40日間熱劣化をさせたEMケーブルでは、図8(a)の様にEAB_t/EAB_{t=0}が約0.75となった。図9にラーソン・ミラーパラメーター(LMP)法を用いてEMケーブルの試験結果を整理した結果を示す。ここではEABとLMPの関係性を25°Cと仮定している。90°Cで40日間熱劣化をさせたEMケーブルでは、EABが約0.75となっているため、およそ40年程度の経年劣化に相当すると推定される。また、図7(b)及び図8(b)に示すように今回試験を実施したNHケーブルについては、熱劣化を促進した場合にEABが大きくなる傾向があるため、LMPによる推定は行えていない。なお、これらの熱劣化試験に用いた熱劣化を促進したケーブルの燃焼試験を実施した。その際のNHケーブルの総発熱量と時間の関係(平積み、ヒータ温度750°C)を図10に

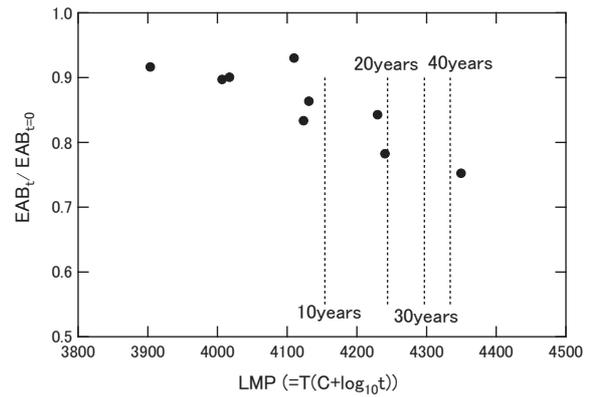


図9 LMPパラメーター法による劣化期間の推定 (EM-CE/F 2.00sq)

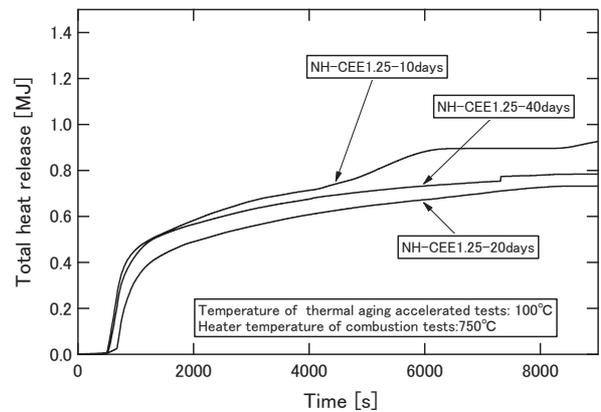


図10 ケーブルの燃焼熱に及ぼす熱劣化期間の影響

示す。試験の結果から、NHケーブルについては発火・延焼したものの、総発熱量の変化は劣化期間にかかわらず最大で20%程度であり、発熱の傾向についても大きな差は認められなかった。

3. 熱分解ガスのGC-MS法による成分評価¹⁶⁾

ケーブルの燃焼特性試験において、ケーブル種類、本数及び熱源ヒータの位置によって、発火の有無が生じた。そのため、GC-MS(ガスクロマトグラフ質量分析)装置を用いて、燃焼試験中のケーブル近傍のガスを採取し、そのガスを分析することで、可燃ガスの有無及びその濃度について調査した。

ガスの分析装置は、ガスクロマトグラフ質量分析計GCMS-QP2020を用いた。可燃ガスの濃度を正確に測定するために、ガス分析用標準ガス(ODOR-J14)を用いて、GC-MS装置のキャリブレーションを実施した。表1に標準ガス組成及びその濃度を示す。ケーブルの燃焼特性試験において発生したガスをGC-MS装置を用いて分析したところ、プロピオンアルデヒド(CH₃CH₂CHO)が高い濃度で検出されたため、図11に各種ケーブルの燃焼試験中のプロピオンアルデヒドの濃度と時間の関係性を示す。燃焼試験の開始時にプロピオンアルデヒドが高い濃度で発生しており、時間の経過とともにその濃度

表1 標準ガス(ODOR-J14)の化合物及び濃度

化合物	検出値	化合物	検出値
CH ₃ CH ₂ CHO	9.52 ppm	C ₆ H ₁₂ O	10.12 ppm
(CH ₃) ₂ CHCHO	10.19 ppm	C ₇ H ₈	9.71 ppm
N-C ₃ H ₇ CHO	9.66 ppm	N-C ₈ H ₁₀	9.87 ppm
C ₄ H ₈ O ₂	10.09 ppm	P-C ₈ H ₁₀	9.76 ppm
ISO-C ₄ H ₉ OH	10.12 ppm	C ₆ H ₅ C ₂ H ₃	9.67 ppm
ISO-C ₄ H ₉ CHO	10.10 ppm	O-C ₈ H ₁₀	9.71 ppm
N-C ₄ H ₉ CHO	10.12 ppm		

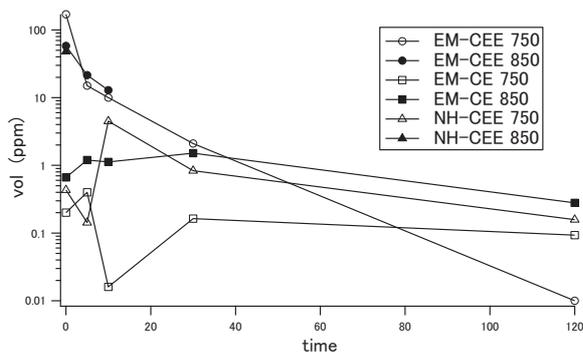


図11 ケーブルの燃焼におけるプロピオンアルデヒド濃度と試験時間の関係

が低下する結果となっている。このことから、ケーブルが発火する際にはその近傍にプロピオンアルデヒドの様な可燃性のガスの濃度が高いことが推定される。このような熱分解ガスのGC-MSによる成分評価は、ケーブルの詳細な燃焼解析や火災解析コードの火源の入力データとして今後活用が期待されると考えられる。

III. まとめ

国内外で実施されてきた原子力発電所を対象としたケーブルの燃焼特性及び経年劣化等に関する検討について背景を説明するとともに、これまでに実施した研究例について紹介した。なお、本解説で示した実験等の結果は、原子力規制庁の事業として実施した成果の一部である。

— 参考資料 —

- 三菱重工業株式会社, 電気盤内機器の防火実証試験(その1), MHI-NES-1061(2013).
- 三菱重工業株式会社, 電気盤内機器の防火実証試験(その2), MHI-NES-1062(2013).
- 三菱電機株式会社, 原子力プラント デジタル制御装置 火災防護実証試験報告書, JEJP 5400-9019(2013).
- 三菱重工業株式会社, 難燃性制御・計装ケーブルのトレイ内分離性実証試験, MHI-NES-1058, (2013).
- 三菱重工業株式会社, 非難燃性制御・計装ケーブルの分離性

実証試験, MHI-NES-1059, (2013).

- 三菱重工業株式会社, 非難燃性ケーブルのケーブルトレイ内分離性実証試験, MHI-NES-1060(2013).
- 東芝, ケーブル, 制御盤および電源盤火災の実証試験, 平成25年6月, TLR-088(2013).
- (一社)原子力安全推進協会, 原子力発電所のケーブル・電気盤火災実証試験に関する評価報告書, JANSI-SFP-02(2013).
- 梶島 一, 土野 進, 原子力発電所における高エネルギーアーク損傷(HEAF)に関する分析, NRA 技術報告, NTEC-2016-1002(2016).
- Robert J. Lofaro et. al, Aging and condition monitoring of electrical cables in nuclear power plants, BNL-NUREG-65548(1998).
- Expanded materials degradation assessment, NUREG/CR-7153,ORNL/TM-2013/532(2014).
- JNES, The final report of the project of “assessment of cable aging for nuclear power plants,” Report SS-0903 (2003).
- JNES, “Guide for Cable Environmental Qualification Test for Nuclear Power Plant,” Appendix 6 in The Final Report of the Project of “Assessment of Cable Aging for Nuclear Power Plants,” Report SS-0903(2003).
- 平成27年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポーネント火災時熱劣化評価試験)事業受託業務成果報告書, 平成28年3月.
- 松田 昭博, 原子力発電所用電気ケーブルの火災時燃焼特性の実験的評価, 日本学術会議 安全工学シンポジウム2016講演論文集(2016)
- 平成28年度原子力施設等防災対策等委託費(コンポーネント火災時熱劣化評価試験)事業受託業務成果報告書, 平成29年3月.
- JIS K 6251:2010 加硫ゴム及び熱可塑性ゴム-引張特性の求め方(2010).

著者紹介

松田昭博 (まつだ・あきひろ)

筑波大学 システム情報系
(専門分野/関心分野)機械工学, 計算力学, FDS シミュレーション

梶島 一 (かばしま・はじめ)

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
(専門分野/関心分野)原子力施設の火災防護

石橋 隆 (いしばし・たかし)

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
(専門分野/関心分野)原子力施設における閉じ込め(フィルタ)機能, 火災影響評価

笠原文雄 (かさはら・ふみお)

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ
(専門分野/関心分野)原子力プラントの安全解析, シミュレーションの信頼性, 火災防護

プラントへのIoT活用と安全・セキュリティ対策

セキュリティ・安全技術

大阪工業大学 福澤 寧子

インフラシステムを構成するあらゆるコンポーネントをネットワークに接続し、高度できめ細かなプロセス監視や制御、運転支援、保守支援などを実現するIoT(Internet of Things)が期待されているが、同時に十分なセキュリティ対策、安全対策が不可欠である。IoTがもたらすリスクへの対策技術として、今後特に重要になると考えられる暗号処理(軽量暗号, 秘匿情報処理), デバイス・装置認証, システム安全・セキュリティ分析を紹介する。

KEYWORDS: *System Safety, System Security, Risk Analysis, STAMP/STPA, Lightweight Cryptography, Certification Scheme*

I. IoTシステムとその特徴

物理システムとサイバースystemが緊密に連携する、いわゆるCyber Physical Systems(CPS)はIoTの好例であり、スマートグリッドやスマートシティが挙げられている。CPSの制御モデルは、図1に示すように、実世界の情報をセンサで収集し、その情報をサイバースpaceの強力な計算能力を用いて処理し、結果としての制御情報をアクチュエータにより実世界にフィードバックするモデルである¹⁾。例えば、スマートシティの構成要素である自動車は、内部に多数のセンサと電子制御ユニットを有し、高度に進化した制御システムであるが、センシング情報は車載情報端末を介して収集され、サイバースpaceで処理された情報を自動車にフィードバックして、コネクテッドカー、自動運転カーとして制御するCPSでもある。

CPSをセキュリティや安全に関するリスクの観点でみると、いくつかの特徴が挙げられる。

- (1) 物をIT化するためのセンサやRFID(Radio Frequency Identifier)などの低リソースデバイスだけでなく、クラウドに代表される強力な計算機能力が接続される。
- (2) 制御システムにおいてもオープン化(OSや通信プロトコル等)が進行し、さらに部品、装置は世界中の国

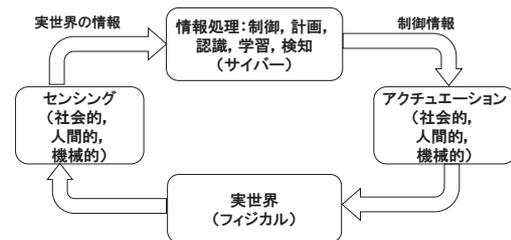


図1 Cyber Physical Systems 制御モデル図¹⁾

や地域から調達し、接続される。

- (3) 制御やサービスの高度化を図るために、様々なシステムやシステムを構成するコンポーネントが複雑に連携する。

II. 安全・セキュリティ技術

IoTシステムの安全やセキュリティに関するリスクは、脅威や脆弱性などで定義される²⁾。偶発的な脅威に対抗する「安全」と、意図的な脅威に対抗する「セキュリティ」を確保するためには、人や組織を含むシステム全体をライフサイクルにわたって、安全・セキュリティの計画、セキュア開発・実装、脆弱性検知・攻撃検知、攻撃・対策情報共有、人材育成など多様な観点から備えていく必要がある。CPSにおいても、同様に備えていく必要がある。

ここでは、今後特に重要になる安全・セキュリティ技術という観点から前述のCPSの特性を鑑みて、(1)軽量暗号・秘匿情報処理、(2)デバイス・装置の認証、(3)システム安全・セキュリティ分析手法を紹介する。

Applications of IoT to plants and issues of safety and security on the applications ; Security and safety technologies : Yasuko Fukuzawa. (2018年2月23日 受理)

■前回タイトル

IoTとCPSの応用可能性とCPS応用例

1. 軽量暗号・秘匿情報処理

IoTシステムに繋がるデバイス・装置には、例えば送受信データを秘匿したり、改ざんを検知するために、暗号を中心としたセキュリティ機能が不可欠である。しかし、センサやアクチュエータ、RFIDなどの低リソース(処理能力、メモリ)デバイスでは、セキュリティ機能を搭載することが負担である。リソースが限られている場合には、軽量暗号 ISO/IEC29192³⁾を採用することが望ましい。「軽量」の性能指標には、ハードウェアでの実装サイズ、消費電力量、組込みソフトウェアでの実装におけるメモリサイズなどがあり、それぞれの観点において従来の暗号方式に比して最適化されている。また、軽量暗号の分類としては、ブロック暗号、ストリーム暗号、ハッシュ関数、メッセージ認証コード、認証暗号があり、(独)情報処理推進機構の CRYPTREC 暗号技術ガイドライン(軽量暗号)⁴⁾などを参考に、用途に応じて選択することが重要である。

一方、クラウドシステムは、CPUやファイルなどのリソースをオンデマンドで大規模に確保できるため利便性が高く、大量のセンシングデータを集める CPS では不可欠なシステム構成要素である。しかし、クラウドシステムの採用はシステム管理者による不正アクセスやデータ漏えい、分析にともなうプライバシー情報の漏えい等の懸念をもたらす。このため、クラウドシステムに格納するデータは機密性を確保するために、暗号化することが望まれるが、データ分析などの処理を行うためには暗号化したデータを復号しなければならず、情報漏えいの懸念は払しょくされない。このリスクの低減策として、暗号化した状態のまま、所望のデータ処理を実現する秘匿情報処理の研究が進んでいる⁹⁾。共通鍵暗号や公開鍵暗号、準同型暗号技術を応用することで、例えば同じ平文の異なる暗号文間でデータを比較でき、複数の分析キーワードが暗号化データベース中に出現する頻度や相関ルールを調べることが可能になる。図2は秘匿情報処理の動作イメージを示しているが、暗号化のための鍵はユーザの手元のみで管理されるので、クラウドシステム側では暗号化されたデータを復号できず、情報が漏洩することがない。データを暗号化したまま情報処理を行う秘匿情報処理は、現時点では、実用的な処理時間で実現できる処理の種類に限りがあるが、情報漏洩の心配が軽減されることから情報の利活用と安全性を両立させる技術として期待されている。もちろん、軽量暗号の処理や

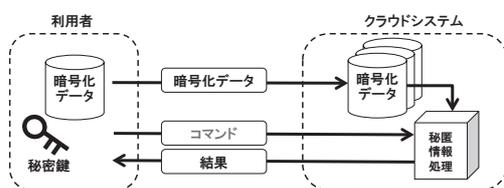


図2 秘匿情報処理の動作

クラウドシステムを介した秘匿情報処理を、安全かつ効果的に実現するためには、鍵管理も重要である。

2. デバイス・装置の認証

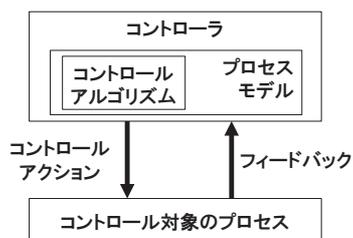
CPSの2つ目の特性として、システムやシステムを構成するコンポーネント・部品はオープン化やグローバル化が進む中で調達、サプライチェーンの構築がなされていることが挙げられる。オープン化では、独自のOSや通信プロトコルを採用していた制御装置においても、WindowsやLinuxなどのOS、汎用のソフトウェアや通信プロトコルが採用されることになる。オープン化は技術や事業の発展を加速させるが、同時に攻撃や脆弱性などのリスクに関わる情報も共有され、攻撃の機会が増すことに繋がり、被害が大きくなるという側面がある。その一方で、セキュリティに関わる開発や管理は国内外のサプライヤに委ねられている。すなわち、システム間の接続、統合が不可欠なCPSでは、システムやコンポーネント、部品をグローバル社会から調達しつつ、サプライチェーン全体でセキュリティや安全にかかわるリスクを如何に低減するかが課題である。

対策の一つは、デバイスや装置、システムに対して、セキュリティの要求仕様を示して開発し、評価するというプロセスが正しく実施されたことを保証することであり、ISO15408⁵⁾はそのためのセキュリティ評価基準である。これは、セキュリティ要件リストを規定するものではなく、セキュリティ評価の枠組を提供するものである。すなわち、利用者はセキュリティ要件を明らかにし、開発者は要件に対する製品のセキュリティ属性を示し、評価者はセキュリティ要件や属性を製品が満たしているか否かを検査する枠組みである。制御機器向けには、同様のセキュリティ評価基準として、EDSA (Embedded Device Security Assurance) 認証⁶⁾がある。これらの認証製品を採用することで、システムとしての高い安全性を目指すことができる。

3. システム安全・セキュリティ分析手法

CPSの特性の3つ目として、様々なシステムが複雑に連携することが挙げられる。CPSを安定運用するために、リスク分析、制御が不可欠であるが、多数の装置やシステムが接続され、コンポーネント関係が複雑になるCPSでは、装置やシステムの物理的な故障だけでなく、コンポーネント間の相互作用などのシステム特性に関する不備を特定できる分析手法が不可欠である⁷⁾。つまり、システムやコンポーネントが故障せずに、仕様通りに正しく動作していても、認識の不整合・矛盾が不適切な相互作用をもたらす、アクシデントを引き起こすことになるからである。

従来から知られているFMEA/FTA⁸⁾等の分析手法は、コンポーネントの故障事象の連鎖を表す事故モデル

図3 基本構成となるコントロールストラクチャ¹¹⁾表1 分析手法の特徴比較¹³⁾

相違点 手法	焦点	タイプ	アプ ローチ	分析 時間	担当者	有効用途
FTA/ FMEA	コンポーネント異常	ブラックリスト型	狭・深	長	専門家	コンポーネント故障・異常の深い解析
STAMP/ STPA	コンポーネント間の相互作用異常	ホワイトリスト型	広・浅	短	一般エンジニアも可	コンポーネント故障・異常に起因しないシステム動作や人・環境との適合性異常の解析

であり、相互接続などのシステム特性に関する異常を検出するには適していない。一方、STAMP (Systems-Theoretic Accident Model and Process) /STPA (STAMP based Process Analysis)^{10~12)}は、システム理論を背景とする新しいシステム安全分析手法であり、運用系を含むシステムや人を含む連携システムの分析に適しており、昨今注目されている。STAMP/STPAでは、事故はコンポーネントの故障のみを原因とせず、コンポーネントの振る舞いやコンポーネント間の相互作用が、システムの安全制約(物理的、人的、社会的制約)を違反した場合に起こると考える。まず、安全制約やアクシデントに至るハザードを定義し、図3に示すようなコントロールストラクチャを作成する。そして、分析したいアクシデントやハザードに関する不適切なコントロールアクションをガイドワードに則って識別する。さらに、不適切なコントロールアクションを誘発する要因をガイドワードに則って特定する。最後に、特定した誘発要因を制御・除去するための安全制約を導出する。分析対象とするアクシデントやハザードとして、セキュリティ事件や脅威・脆弱性を設定することで、セキュリティ問題を分析することもできる。現在、STAMP/STPAは多様な分野(航空宇宙、医療、鉄道、自動車、サイバーセキュリティ等)への適用が進められており、手法の特徴や有効性の明確化が期待されている。

なお、表1はFMEA/FTAとSTAMP/STPAの特性の比較を示している。この特性の違いからもわかるように、後者ではコンポーネントの故障による相互関係の不備を特定し、前者ではコンポーネントの故障原因を詳細に解析し、定量的に評価することになる。つまり両者は

補完関係にある¹³⁾。

III. まとめと今後の課題

本稿ではIoTの好例であるCPSに着目して、注目すべきセキュリティ・安全技術を述べた。セキュリティ・安全は、対象システムの進化や環境に応じて変わるものである。例えば、従来システムでは利用者としてオペレータなどの訓練を受けた人を想定していたとしても、CPSへの進化に伴い、セキュリティに関する知見が少ない一般ユーザが参加することにもなる。また、時間の流れとともに、新たな脆弱性や攻撃方法が明らかになることも考えられる。さらに今後は、プラント設備の老朽化や現場作業員の高齢化などに対応するために、ビッグデータやAIなどの先進技術の活用が期待されている。このような変化にもセキュリティ・安全技術が対応していくことが必要である。

— 参考資料 —

- 1) 加藤：「サイバーフィジカルシステム：1. サイバーフィジカルシステムの概要と動向」, 情報処理, 95巻, 9号, pp.910-915 (2014).
- 2) ISO, Risk management- Principles and guidelines, ISO 31000:2009, (2009).
- 3) ISO/IEC 29192, Information technology - Security techniques -
- 4) IPA, CRYPTREC 暗号技術ガイドライン(軽量暗号).
<http://www.cryptrec.go.jp/report/cryptrec-gl-0001-2016-j.pdf> (2017.3).
- 5) 15408 ISO/IEC 15408-1,2,3 Common Criteria for Information Technology Security Evaluation (2009,2008).
- 6) 米国国際計測制御学会セキュリティ適合性協会.
<http://www.isasecure.org/>
- 7) 福澤, 嶋田：「サイバーフィジカルシステムのためのITリスクマネジメント技術」, 電気学会C部門論文誌, Vol.136, No. 8, pp.546-549 (2016).
- 8) 柚原, 氏田：「システム安全学」, 海文堂 (2015).
- 9) 長沼, 吉野他：「安全なビッグデータ分析をクラウド上で実現する秘匿分析技術」, 日立評論, Vol.96, No.07-08, 490-491 (2014).
- 10) Nancy Leveson, "Engineering a Safer World : Systems Thinking Applied to Safety", The MIT Press (2012).
- 11) IPA/SEC,「はじめてのSTAMP/STPA」, 2016年3月.
- 12) IPA/SEC,「はじめてのSTAMP/STPA(実践編)」, 2017年3月.
- 13) 永井, 福澤：「新システムセキュリティ解析手法STAMP/STPAの有効性に関する一考察」, 電子情報通信学会SCIS2016, 2B3-1.

著者紹介



福澤寧子 (ふくざわ・やすこ)

大阪工業大学

(専門分野/関心分野)情報セキュリティ

核融合で遊んだ少年はきっと生き残る

フリージャーナリスト 井内 千穂

4月9日、東京で開催された原産年次大会の開会セッションは突如 TED カンファレンスと化した。登壇者は初来日のテイラー・ウィルソン氏。14歳の時に自宅のガレージで小型核融合炉を作った天才少年は、23歳になった現在、ネバダ大学で研究を続ける核物理学者にして起業家でもある。立ち上げた会社はその名もプロメテウス。「一つのことにとどまらなくてラッキーだった」という彼の関心領域は、放射線生物学、材料の放射線合成からロボティクス、同位体地球化学、軍備管理に核不拡散まで幅広い。

セッション後の記者会見で印象に残ったのは、福島第一原発の事故が7年前の彼にも大きな影響を与え、目下、自社で開発中の小型モジュール式核分裂炉のアイデアにつながったこと。7年後の「日本ならではの」廃炉現場をこのたび初めて訪ね、ぜひ最先端の科学技術の粋を見たいと彼は述べた。

原子力と人類の未来に目を輝かせ、事故のリスクも廃棄物の問題も、解決できるのは科学と技術だという信念が明晰な言葉に表れる。身振り手振りで語る彼が、ふと、前日に見たNHKの「人類誕生」で描かれた人類の祖先とダブって見えた。初めて道具を作り、見たこともないムール貝を食べたのはこういうヒトではなかったかと。二足歩行を始めたヒトを当時のサルは蔑んだかもしれない。進化の過程には、貝など口にするぐらいなら死んだ方がマシと主張したヒトの仲間もいただろう。しかし、貝を食べる好奇心を持ったヒトだけが飢餓を免れたという。善悪や正誤ではなく、サバイバルゲームだ。

幼い頃は宇宙飛行士になりたかったというウィルソン氏が、近い将来、夢を叶えて宇宙へ飛び出すシーンが目に浮かぶ。ロケットの動力はもちろん小型モジュール式原子炉。それは、到達した星でも発電できる炉なのだ。そう彼は熱く語る。

Column

「原発遊園地」の悲しい物語

作家 川口マーン 恵美

ドイツの、オランダとの国境近くのカルカーという町に、1985年、ナトリウム冷却の高速増殖炉が完成した。激しい反対運動に見舞われながら、14年の年月をかけてようやくできた原発だ。しかし、その翌年のチェルノブイリ事故が致命的で、抗議行動は収拾がつかなくなった。政府はそれでも稼働しようと頑張ったが、結局、州が稼働を認可しなかった。つまりカルカーは、1ワットの発電もせずに幕を閉じた悲劇の原発だ。

原発に使われる材質は鉄鋼も何も最高級品質。核燃料は設置されていないから汚染の心配も無く、それら新品の機械が次々に売り払われた。1998年に首相に就任したシュレーダーは、原子炉施設を中国に売ろうと奔走したが、やはりその商談も、反対派の声に潰されたという。

その他の建物は解体にお金がかかりすぎるので、敷地ごと売りに出した。オランダの投資家が300万ユーロ(推定)というはした金で買取り、遊園地にした。ドイツ人が自分で招いた結果とはいえ、悲しい話だ。

それ以来、巨大な冷却塔の壁には、銭湯の富士山のごとく、アルプスの山々の絵が描かれ、ロッククライマーがぶら下がっている。入り組んだ施設の中は、ピラミッドの下の墓場のような、お化け屋敷風の探検テリトリーとなった。外にはメリーゴーランド、1,000床のホテルもできた。

HPには、Kernieパーティーとか、Kernieパークという単語が頻繁に出てくる。Kern(核)という言葉が可愛くしたもので、さしずめキャラクターの“核ちゃん”か。かつての反対派は、オランダからの遠征組が多かったというから、“核ちゃん”は嫌がらせなのか、気の利いた冗談のつもりなのか？それらすべてを、ドイツ人はじっと無視。すごい人たちである。

みえるもの・みえないもの

日本文理大学工学部
特任教授 北岡 哲子

「見て見ぬふり」の効果は大きい。人は、加齢による容貌の衰えや家人の欠点等、見ても仕方がないことを見ないようにすれば、心穏やかに生きられる。

一方、視えないものを視て確認しなければいけない現実もある。先日ある番組で、セシウムを計る場面が映し出されていた。3・11以降、一躍有名になったガイガーミュラーカウンターは、目視できない放射線を可視化する。この計器は1928年ドイツのハンス・ガイガー博士と弟子のヴァルター・ミュラーにより開発されたが、彼らには自国の樫の森で計測する機会はなかったに違いない。

また、目に見えないからよいこともある1936年に開催されたベルリン五輪は、古代と近代のオリンピック精神のつながりを具現化するため、オリンピアからベルリンまで沿道5か国3,075kmの聖火リレーと、表彰台で金メダリストに月桂樹とオリンピアオーク(樫)の苗木の授与を実施した。樫は古代ギリシャの主神ゼウスが好んだ神木であり、ドイツ国民が国の樹として愛し誇りにしている。

9個の金メダルを獲得した日本にも9本の樫が渡ったけれど、三段跳びの田島直人氏の受賞した苗木だけが生育し、田島氏の母校である京都大学グラウンド横に移植され20m近い大樹となった。残念なことに、2008年に害虫被害で伐採されたが、その種子から培われた田島の樫2世が日本各地で脈々と成長しており、新国立競技場に植えようという声もある。樹木がオリンピア精神に基づく平和と友好の絆を、後世にリレーするのだ。

絆は、目に見えない。しかし、人の心で量ることができる。目を閉じても見えるもの、それが尊い証かもしれない。

Column

日本語と英語サイトの放射線の伝え方の違い

コメニウス大学
医学部英語コース 妹尾 優希

スロバキアよりこんにちは。先日、スロバキアの学生に向けて、福島について話をする機会がありました。その際に放射線量の比較に分かりやすい資料がないか、ネット上のコンテンツを見ていて気になる点があったので紹介させていただきます。

日本語の検索では、放射線量と身体への影響を表した逆ピラミッド型の早見表をよく見かけました。一見分かりやすそうな表ですが、時間の単位がバラバラなものが多くありました。これらの表では、日本と海外の一人当たりの自然放射線量(mSv/year)、レントゲン撮影の医療被ばく量(mSv/time)、東京とニューヨーク間往復での被ばく線量(mSv/approx.30h)などを比較しています。中には、吐き気、白血球の減少や脱毛などといった症状がでる被曝量を比較しているものもありますが、その単位が/秒なのか/年であるのかが明記されているものは少ないです。また、日本語のサイトではデータの出典元が不明瞭である事が多いとも感じました。

対して、英語でのネット検索では、日本の報道内容や、放射線関連の研究者のコメントをまとめた記事がトップに出てきます。一般の方向けの記事は、細かな放射能汚染の数値の記載は少ないですが、元となる研究データが探しやすく、より信ぴょう性のあるデータへ辿り着く事ができます。

馴染みのない単位を用いた記事と、研究者の名前と共に研究概要を伝える記事では、前者の方が混乱を招きやすいです。日本語の検索では、個人のブログや週刊誌の記事が多く、エビデンスに基づく記事が埋もれてしまっている状態です。放射能についての理解を促す目的のサイトは、出典元を明確にし、分かりやすく正しい情報の提供を心がける事が、風評被害や情報混乱を防ぐ為に必要と考えます。

「若手の原子力離れ」は本当か

国際環境経済研究所
理事・主席研究員 竹内 純子

福島原子力発電所事故以降、学生の原子力離れ、若手研究者の不足が危惧されている。私もここ数年多くの原子力関係者の方とお会いしたが、ほとんどがベテランの方たちであった。日本の原子力技術の先細りを懸念していたところ、先日、嬉しい想定外に遭遇した。

原子力学会北関東支部の総会で講演の機会をいただいたのだが、それに先立って行われた若手研究者たちのポスター発表会は非常に充実した内容であった。学会の一つの支部の研究発表会であり、35歳以下という制約の中で、これほどの熱気を感じられるとは、正直予想していなかった。

しかも皆なんとも楽しそうに研究成果を説明してくれるのだ。放射線管理の現場経験をもとに、ある数値の検出手順を大幅に簡素化する手法を確立したと話す女性は、足元のバッグから持参した実験器具を取りだし、「何時間もかけた作業が、このチューブが抜けてしまってゼロからやり直しになることが度々あった。それを無くせば現場の負担は大きく減らせる」と話してくれた。正直に言えば、私は彼女の説明してくれたことの十分の一も理解できていなかったであろう。しかし、研究の価値と彼女の熱意は十二分に伝わった。「原子力には夢と笑顔が無い」などというのは、私の思い込みであったと反省した次第だ。

政策論として考えれば、日本の原子力の未来は決して明るくない。電力市場が完全に自由化された以上、原子力発電所の新設や建替えへのチャレンジは期待しづらい。政治的なサポートもなく、訴訟のリスクなど事業環境の不透明さは増すばかりだ。原子力政策の議論はいつまでも出口が見えないが、この技術に携わることに誇りを持つ彼らに対して、恥ずかしくない議論をせねばなるまい。

Column

HLW 処分政策を再考する

東京大学大学院
工学系研究科 原子力国際専攻 渡辺 凜

高レベル放射性廃棄物(HLW)の処分政策へどのように市民の意見を取り入れることができるかを研究している。修士研究では、政策の指針を決める「価値観」と、その指針を実現するための「(技術的)方策」を切り離し、前者を市民から聞いて、後者を専門家に考えてもらう、という手法を提案した。東海村独自の研究支援事業の支援の下、同村の若手市民およそ30人をインタビューし、政策案をまとめた。

この研究を紹介すると、全国で統計的に有意な調査をしなければ結果を一般化できない、という指摘をしばしば受ける。確かに、調査規模を拡大すれば「日本人一般のHLW政策に対する価値観」を明らかにできる。しかし、政策を「決める」のではなく「考える」上で、統計的知見がどれほど役に立つだろうか。

政策を「考える・再考する」とき、より直接的に重要なのは賛否の数や分布ではなく、賛否の理由だ。たとえば、「現行政策は地域間の公平性をおろそかにしていると思うから、賛成できない」。この意見を反映するには、「低レベル廃棄物も含めればより公平な政策となるのではないだろうか」。政策を「考える」とは、このように問いを重ね、問題の核心に迫っていくプロセスである。そのプロセスに資する意見ならば、サンプルが少なからうと、匿名のつぶやきだろうと、原子力ムラの村長の主張だろうと、関係ないではないか。

意見のある人の「属性」や「人数」ではなく、「意見」を見る。利害関係を留保して、全員が市民として議論する。一度試してみれば、HLWへの異なる処し方が見えてくるかもしれない。特にHLW政策の場合、必ず年月を要す。じっくり議論の中身を見直しながらでも遅くない。

サイエンスよみもの

短時間 & 高エネルギー分解能計測装置の小型化を目指して 多画素超伝導検出器のための多重読出回路

産業技術総合研究所 神代 暁

材料の蛍光 X 線分析や放射性物質の遠隔・非破壊・短時間分析に適したエネルギー分散分光装置に備えられた半導体検出器を、桁違いに優れたエネルギー分解能を持つ超伝導検出器で置き換えると、元素・同位体に対する識別能力の飛躍が期待される反面、小受光面積・小計数率に起因する計測時間増大が懸念される。多画素化による懸念克服は、超伝導検出器が備えられた極低温下と信号処理装置のある室温との間の配線数を増やし、これが、極低温への流入熱増大と分光器の体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機の過負荷をもたらす。このジレンマ緩和のため、極低温下で、1本の読出線上に複数画素の出力を束ねる超伝導多重読出回路が研究されている。本稿では、多重読出回路に関する世界潮流を概説し、産総研の研究を紹介する。

KEYWORDS: *Microwave Multiplexer, Frequency-Domain Multiplexing, Superconducting Quantum Interference Device (SQUID), Superconducting Detectors, Transition Edge Sensor (TES), Metallic Magnetic Calorimeter (MMC)*

I. はじめに

エネルギー分解能の高い放射線検出器によるエネルギー分散分光(EDX)は、材料評価や核燃料検査に革新をもたらす。まず、電子線照射により試料の微細構造を観察する電子顕微鏡に、電子線励起蛍光 X 線検出器を装着すれば、構造に加え組成分析も可能とする「分析電子顕微鏡」を実現できる。従来の半導体 EDX 検出器では、エネルギー分解能 ΔE が波長分散分光(WDX)に桁以上劣る¹⁾。一方、EDX は、WDX の宿命であるスリットと分光結晶角度による波長掃引が不要なため、入射光利用効率が高く、計測時間が短い¹⁾。シリコン(Si)検出器($\Delta E=120\text{eV}@E\approx 6\text{keV}$)に比べエネルギー分解能が1桁以上優れる超伝導検出器を備えた EDX^{2, 3)}は、WDX に対し、同程度の ΔE と短時間計測の特徴を併せ持つ。これ一台で、多数試料のスクリーニング検査用 EDX と、少数試料の精密分析用 WDX の併用という呪縛からの脱却が期待される。次に、原子力発電所での核燃料管理

には、ごく一部抽出したサンプルを破壊・化学分析し、元素比や同位体組成比を求めていた。この手法は高精度な反面、分析時間が長く、作業途上での事故発生の懸念を払拭できない。これに対し、核燃料が発する放射線から元素比・同位体組成比を非破壊検出できれば、分析時間短縮、作業事故の回避、全数検査への道が拓かれる。 $\Delta E\approx 500\text{eV}@E\approx 100\text{keV}$ のゲルマニウム(Ge)検出器⁴⁾による検査が検討されているが、 $\Delta E\approx 50\text{eV}$ の超伝導検出器⁵⁾で置換えることにより、元素・同位体識別能を介した分析精度向上⁶⁾が期待される。

このように ΔE に優れ EDX の飛躍的精度向上を期待できる超伝導検出器であるが、半導体検出器に比べ受光面積が2-3桁小さく、信頼できる統計量にまで光子計数を稼ぐには、長い計測時間を要する。体積を大きくすると超伝導検出器の ΔE は悪くなるので、単画素の受光面積を抑えつつ多画素化により計数率増大を狙う。この時、多画素化に伴い本数が増大する超伝導検出器-室温信号処理回路間の配線は、室温から極低温への流入熱を増大し、分光器の体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機の強化を必要とする。この問題解決のため、極低温下で、複数画素出力を1本の読出線に束ねる多重読出回路(Multiplexer; MUX)の研究開発が盛んである。

Toward Volume-Reduction of High-Resolving Spectrometers with Short Measurement Time; Superconducting Multiplexers for Superconducting Detector Array : Satoshi Kohjiro.

(2018年3月20日受理)

本稿では、MUX 研究の世界潮流に触れた後で、超伝導転移端検出器 (TES) 読出を図る私達の研究を紹介する。

II. マイクロ波帯多重読出法 (MW-Mux)

1. 各種多重読出法とその比較

MUX としては、時間多重 (Time Division Multiplexing; TDM), コード多重 (Code Division Multiplexing; CDM), 周波数多重 (Frequency Division Multiplexing; FDM), マイクロ波帯周波数多重 (Microwave Multiplexing; MW-Mux) の 4 通りが提案, 研究されて来た⁷⁾。TDM は技術が最も成熟した MUX であり, X 線分光用 256 画素 TES-TDM システムが供給されている。一方, 1 画素に着目すると, 信号検出時間が 1 系統の読出線あたりの多重化画素数 U に反比例することに伴い, 信号対雑音比 (SNR) が \sqrt{U} に反比例して悪くなる。 $U=32$ から $U=40$ への増大により TES エネルギー分解能 ΔE の 2.6eV ⁸⁾ から 2.8eV への劣化が報告されており, TDM における U は, この辺りが上限と見込まれる。CDM の SNR は原理的に U に独立であり, $U=32$ の動作実証時の平均値 $\Delta E=2.8\text{eV}@E=5.9\text{keV}$ ⁹⁾ から, この原理を基に, $U=40$ へも ΔE の劣化なしに充分対応できるとともに, 読出回路雑音の $1/2 \times \sqrt{U}$ 倍の増大に目をつむれば $U=92$ も可能と見積もられた⁹⁾。TDM は読取対象画素を, CDM は各画素の極性を時間的に切り替えるため, U 増大には, 両者とも過渡応答時間の小さなスイッチの開発が必要となる。FDM はスイッチを使わず, 画素毎に独自の共振周波数で信号を変調し, U 個の周波数を持つ信号群を 1 本の読出線に多重化するため, TDM や CDM の制約は被らない。一方, TDM や CDM においては, TES バイアスが直流で良いのに対し, FDM は交流駆動を要する。これが TES 動作の安定性を損なっているとの報告¹⁰⁾ があり, $\Delta E < 3\text{eV}@E=5.9\text{keV}$ での同時読出実証画素数は, TDM や CDM に比べ遥かに小さい 2 画素¹¹⁾ に留まっている。

2. MW-Mux の原理・特徴

スイッチを用いず, 直流バイアスの TES と TES より発熱の小さな読出回路素子を使うとともに, 他の 3 方法に比べ潜在読出帯域が 2~3 桁大きい多重化法が MW-Mux^{12~14)} であり, 最近, 研究者人口が増えて来た。図 1 に MW-Mux の構成を示す。画素毎に共振周波数 f_R の異なる共振器の一端を, 超伝導検出器と 1:1 に接続された超伝導量子干渉素子 (SQUID) と呼ばれる非線形インダクタンス L_S で終端し, 他端を結合キャパシタ経由で 1 本のマイクロ波読出線に結合した構造をとる。 L_S は, 入射光子のエネルギーに比例した超伝導検出器からの出力電流値に依存し変化する。これが, 共振器の終端条件を介して, f_R 値および $f \approx f_R$ におけるマイクロ波透過率 (図 1(a), (b) の Port (端子) 1-2 間) の周波数依存性 $S_{21}(f)$ を変化させる。画素毎に f_R が異なっている

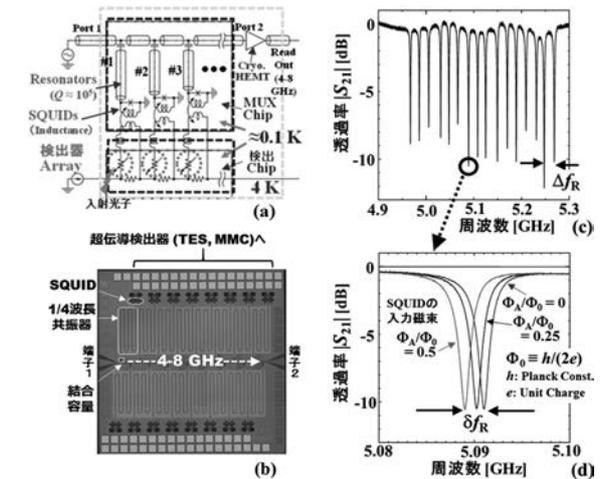


図 1 MW-Mux の構成 (a) 等価回路 (b) 産総研製チップ (c) マイクロ波透過率 vs. 周波数 (d) SQUID 磁束による周期変化

ので, 全画素の $S_{21}(f)$ 情報が周波数軸上に並ぶ (図 1(c))。この時, 1 本の読出線上への原理的な多重化画素数 U は, 次式で表される。

$$U = B / (k f_S) \quad (1)$$

但し, $\kappa = \Delta f_R / f_S \approx 10$ (クロストーク $\leq -30\text{dB}$ を得るに要する κ 値), Δf_R は隣接共振周波数間隔, f_S は 1 画素あたりの信号周波数帯域, B は, 本質的にはチップ後段に配置した極低温高電子移動度トランジスタ (High-Electron-Mobility Transistor; HEMT) 増幅器で決まる読出周波数帯域である。TDM, CDM, FDM の 3 方式では, MW-Mux とは異なり, SQUID を入力電流から出力電圧への変換器および極低温での微弱信号を室温で扱うに適した大きさの信号に増幅するための電圧増幅器として用いた。このため, 消費電力 (発熱が冷凍機の熱負荷となる) は, SQUID が TES を遥かに上回った。また, 電圧増幅器用 SQUID より入力側で多重化するため, (1) 式の B は, SQUID 電圧増幅器の帯域 ($\approx 10\text{MHz}$) の制約を受けた。これに対し, MW-Mux では, SQUID を TES 以下の消費電力に抑えた零電圧バイアスで用いた極低温冷却系の熱負荷を極力抑えている。また, SQUID 後段の広帯域 HEMT で多重化することで, SQUID より 2~3 桁大きな $B \approx 4\text{GHz}$ が期待できる。以上 2 点により, MW-Mux は, U 増大に関し他の 3 方式に比べ有利と言える。

3. 他機関での MW-Mux 研究

米国標準研究所 (National Institute of Standards & Technology; NIST) の Mates らは, ガンマ線検出用 128 画素 TES を, 入出力わずか 1 本ずつのマイクロ波同軸線が極低温から室温に読出すシステムを開発し, 89 画素の平均で $\Delta E = 55\text{eV}@E = 97\text{keV}$ のエネルギー分解能を得た¹⁵⁾。この分解能は, 5 年前に NIST が TDM 法により 32 画素 / 系統 \times 室温処理回路 8 系統 = 256 画素 TES

をベースとするガンマ線検出システムを開発し、その中の 236 画素の平均値として得た値 $53\text{eV}^{(5)}$ に遜色ない。従来の TDM システムにおける読出回路の極低温-室温間の配線数は、本 MW-Mux システムと同等の 128 画素規模への換算値が約 60 本であったのに対し、MW-Mux では、マイクロ波入力・出力用の 2 本の同軸ケーブルと変調磁束(各画素共通)印加線 2 本を要するのみである。これにより、TES 分光器の体積・消費電力・価格を支配する極低温冷凍機を強化せず画素数を増大できる MW-Mux の優位性を示すことに成功した。

NIST と共同で、ガンマ線以外の検出に資する多画素 TES 読出用 MW-Mux の研究に、複数の機関が着手している。例えば、天文観測用 X 線 TES(米国航空宇宙局ゴダード研究所; NASA-GSFC), 基礎物理用 X 線 TES(イタリアミラノ大学), 放射光利用材料分析用 X 線 TES(米国 SLAC 国立加速器研究所), 宇宙背景放射観測用サブミリ波帯 TES ボロメータ, ミリ波天文用 TES ボロメータ(米国ペンシルバニア大学)等が挙げられる。中でも、NASA-GSFC は、5 画素読出の平均値 $\Delta E = 3.0\text{eV}@5.9\text{keV}$, 28 画素読出の平均値 $\Delta E = 3.4\text{eV}@5.9\text{keV}$ の優れたエネルギー分解能を得た¹⁶⁾。特に前者は、雑音計測からの予測値や CDM 読出時の値 $\Delta E = 2.8\text{eV}$ に殆ど遜色がない。

ドイツ Heidelberg 大学では、金属磁気カロリメータ(Metallic Magnetic Calorimeter; MMC)読出用の MW-Mux を開発している。当面 64 画素読出を目標としているようであるが、論文¹⁷⁾には 3 画素の実験データが掲載されているのみである。最高性能の画素では、MW-Mux で読出した MMC の $\Delta E = 53\text{eV}@5.9\text{keV}$ (光子入射なし $\Delta E = 42\text{eV}$), 白色雑音域での SQUID 入力磁束換算読出雑音 $0.9\mu\Phi_0/\sqrt{\text{Hz}}$ (但し、 $\Phi_0 = h/(2e)$ は磁束量子、 h はプランク定数、 e は単位電荷)を得た¹⁷⁾。また、MW-Mux の実験的な振舞いを説明するため理論的な検討がよくなされている。例えば、共振 Q 値が、SQUID への印加磁束に対する依存性を持つという、他機関の MW-Mux では見られない現象を、SQUID 内のジョセフソン接合素子の電流-電圧特性上のサブギャッ

プリーク電流の多さに起因すると説明付け、実験結果とモデル計算との良い一致を得た¹⁷⁾。

III. 産総研での MW-Mux 研究

海外でのこのような取り組みに対し、日本では、産業技術総合研究所(産総研)が唯一、東京大学大学院工学系研究科原子力工学専攻(東大), 原子力研究開発機構, 宇宙航空研究開発機構(JAXA), 首都大と共同で MW-Mux 研究を進めて来た。本章では代表的課題の概要を述べる。

1. 読出回路単体

(1) 共振器-SQUID 直接結合による設計簡素化

冷却半導体増幅器の帯域 4-8GHz の範囲で分布する共振周波数 f_R に対し、SQUID への入力磁束による f_R の最大変化幅 δf_R (図 1(d)) を一定値としたい。そのためには、共振器-SQUID 結合度を f_R に依存して画素毎に変化させる必要がある¹⁸⁾。他機関では、共振器-SQUID 間を相互インダクタンス M_{MW} を介した磁気結合^{13, 14, 17)} (図 2(a)) としている。一方、TES からの信号入力線と SQUID 間には、 M_{MW} よりも大きな相互インダクタンス M を介した磁気結合を要する。 $M_{MW} \ll M$ 実現のため、SQUID 近傍に TES との磁気結合用コイルを巻き、その外側に共振器との磁気結合コイルを這わせるデバイス構造¹⁴⁾ を採る。この時、 M_{MW} 値は、共振器-SQUID 間結合コイルのみならず、TES-SQUID 間結合コイルの形状や寸法にも依存する。このため、画素数増大時の設計が複雑になる。これに対し、産総研では、SQUID を構成するリング状超伝導電極の左右分枝の非対称度 a のみで共振器-SQUID 間結合強度を決定できる直接結合法¹⁹⁾ を採用した。直接結合法(図 2(b), (c))では、同一の構造・形状・寸法の SQUID リングにより、 f_R にあわせて広範囲の a 値設定が可能ゆえ、画素数増大時の設計が磁気結合法に比べ緩和される¹⁸⁾。

(2) 高い応答性を得るための共振器の材料

MW-Mux の感度向上と読出雑音低減には、急峻な周波数特性を持つ共振器が必要とされる。共振器のマイク

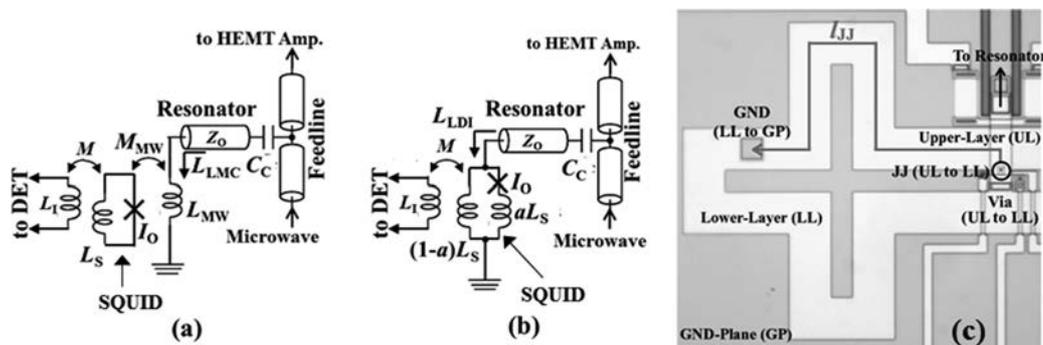


図2 共振器と SQUID との二結合方式 ((a)磁気結合同型 (b)直接結合同型)および(c)直接結合同型採用のチップ(図1(a)で MUX Chip と記述された破線長方形部)中心部。SQUID 電極の接地穴“GND(LL to GP)”の位置(線路長 l_{JJ})による非対称パラメータ a 調整が可能。

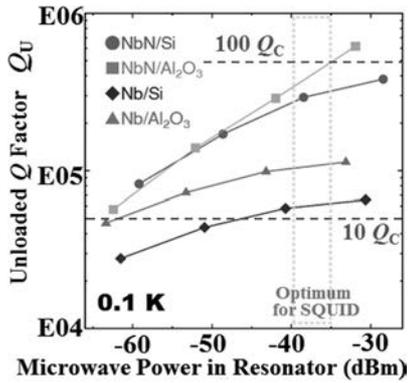


図3 4種類の材料の共振器の性能指数である無負荷 Q_U と、共振器内マイクロ波電力 P_{Res} との関係(温度 0.1K)

ロ波に対する損失の逆数として定義される無負荷 Q_U が大きい程、一般的に周波数特性が急峻となる。このため、低マイクロ波損失の電極・基板材料の選択が重要になる。他機関の MW-Mux では、Si 基板上のニオブ (Nb) のみを材料としているが、産総研では、基板材料 2 通り (Si, サファイア (Al_2O_3)) × 電極材料 2 通り (Nb, 窒化ニオブ (NbN)) の 4 種材料の共振器を試作し、 Q_U を比較した²⁰⁾。図 3 は、共振器に蓄積されるマイクロ波電力 P_{Res} と Q_U の関係である。図 3 より、4 種類いずれも P_{Res} に従い Q_U は増大し、共振器以外の損失の逆数 Q_C より 1 桁大であった。特に、SQUID が最低雑音動作する $-40 \leq P_{Res} \text{ (dBm)} \leq -35$ の領域では、Si より Al_2O_3 , Nb より NbN が、高い Q_U 値を得た。

(3) 画素間クロストーク & 直線性誤差の低減

画素数 U 増大に伴い、画素信号間の干渉が問題となり、画素間クロストーク低減の重要性が増す。また、高エネルギー分解能の分光計実現のためには、入射光子エネルギーと読出回路出力との間に、高い線形性と広いダイナミックレンジが求められる。私達は、入出力特性の線形からのずれ(直線性誤差)が画素間クロストークに比例することを世界で初めて、およびクロストーク低減に効果あるチップ上の共振器群配列方針を見出した²¹⁾。例えば、チップ上で 0.5mm 離れた隣接画素間の共振周波数間隔 Δf_R の 20MHz から 80MHz への増大は、クロストーク量を約 1/15 に低減し、直線性誤差を $E/\Delta E \approx 10^3$ の分光に適用可能な 2×10^{-3} 程度に抑えた²¹⁾。

2. 超伝導転移端検出器 (TES) との協調動作

(1) 読出性能評価

共同研究を行う東大で開発した硬 X 線・ γ 線検出用 TES^{22, 23)} への ^{57}Co 線源からの照射実験において、本 MW-Mux を信号読出に用いた。立上時間 $\approx 0.1ms$ のパルスを忠実に読出せており、読出回路が本目的に充分な高速応答性を持つことが示された。また、光子エネルギー分布の解析(図 4)により、 $\Delta E = 101eV @ 122keV$ を得た²⁴⁾。ここで、零バイアス TES (零雑音) の雑音スペ

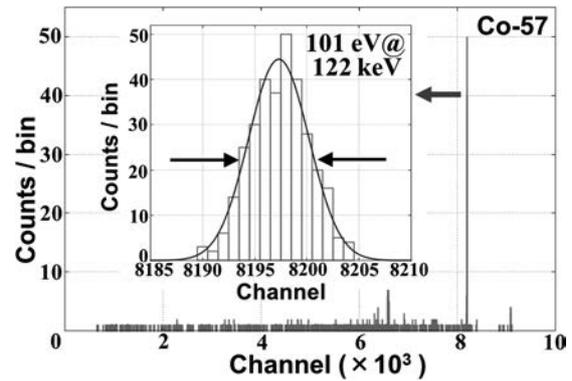


図4 産総研製 MW-Mux で読出した ^{57}Co 照射下の東大製 TES 出力と、理論曲線とのフィッティングによる ΔE 算出

クトルから見積もった読出回路の ΔE への寄与は約 61eV であった。TES や冷凍機振動等、読出回路以外に起因する雑音の寄与は $\sqrt{(101^2 - 61^2)} = 80eV$ となる。すなわち、現状の読出回路は、分光器の総合的 ΔE を $101 - 80 = 21eV$ 程劣化させる程度の雑音源となっている。

(2) 更なる低雑音化に向けて

分光器の本質的 ΔE がより低いシステムや、更に低雑音の TES 読出に供するためには、読出雑音の低減が求められる。白色雑音域(私達の場合、約 100Hz 以上の周波数帯)の読出雑音は、冷却 HEMT 増幅器雑音に支配され²⁵⁾、SQUID 入力磁束換算値では NIST に劣らない $1.0 - 1.5 \mu\Phi_0 / \sqrt{Hz}$ を得ているが、TES 電流換算値は $35 - 52 pA / \sqrt{Hz}$ と NIST の報告値 17pA の 2~3 倍である。理由は、TES-SQUID 間の結合度(図 2(b)の M 値)が NIST の 1/3 以下のためである。理論上、 M の 2 倍化は問題なく実現可能と考えており、更なる M 増大に基づく電流換算雑音の低減可能性を検証する計画である。これにより、読出雑音の寄与を $\Delta E \leq 30eV$ に低減できる見込みである。

3. 大規模多重化へ向けて

(1) 式より、 U 増大には B 増大を要する。本来、極低温 HEMT 増幅器が B を制約するが、現状は、図 1(a) に示すマイクロ波出力の接続先である室温信号処理系内の Analog-Digital 変換器 (ADC) の帯域 ($E/\Delta E \approx 10^3$ の分光に必要な約 14bit の場合、約 1GHz) に制約される。また、帯域以外にも、 U 増大に伴い重畳される信号電力が、ADC の雑音寄与度を高めるとともに、増幅器や周波数変換器の非線形性を介した入出力特性の歪や広い周波数帯にわたる雑音(スプリアス)をもたらす。NIST 等他機関では、 U 増大に耐え得る広帯域・大電力・低スプリアスの室温処理回路開発を目指している。私達は、1 個の室温処理回路に画素数 U の処理を任せるのではなく、 U より小さな画素数 M を扱う帯域 1GHz 以下の汎用室温信号処理回路 N 系統を並列化し、系統毎にマイ

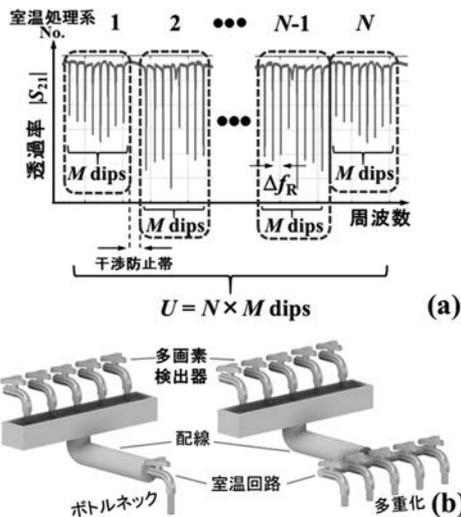


図5 極低温統一配線&室温分散処理型の概要 (a) N 系統室温処理回路の周波数割当 (b) 情報量や信号電力を水量に例えた従来型(左)と本提案(右)の違い

クロ波帯への周波数変換時の基準周波数を個別に定めることにより、図5に示すように、周波数軸上の隣接領域に各室温回路が扱う M 画素の読出信号情報を当てはめ、それらの合計により $U (= M \times N)$ 画素の信号処理を行う極低温統一配線 & 室温分散処理型 MW-Mux を提案²⁶⁾した。そして、 $N=2$, $M=3$ の場合の基本動作を実証するとともに、従来型 MW-Mux に比べ遜色ない低雑音性と低い画素間クロストークが得られることを示した²⁶⁾。

IV. まとめ

半導体検出器に比べ X 線・ガンマ線の分光能力が桁違いに高い超伝導検出器の計測時間短縮と分光器の小型化・低消費電力化・低廉化とを両立するための鍵となる MW-Mux の世界的研究動向と日本の研究開発を紹介した。中でも、汎用部品の基で、1本の読出線あたりの多重化画素数を、原理的な制約値にまで増大できる極低温統一配線 & 室温分散処理型 MW-Mux の基本動作実証と性能評価を行い、本方式の有効性を示した。今後は、本方式により数十画素規模から始め、数百画素にまで動作実証を行う予定である。

付記

本稿は、以下の方々との共同研究に基づく。平山文紀、山森弘毅、佐藤昭、永沢秀一、福田大治、佐藤泰、日高睦夫(以上、産総研)、入松川知也、大野雅史、高橋浩之(以上、東大)、中島裕貴、山崎典子、満田和久(以上、JAXA)、高崎浩司(原子力研究開発機構)、山田真也(首都大)。チップは、産総研の共用施設 CRAVITY (Clean

Room for Analogue digital superconductivity)²⁷⁾ で作製された。本研究は、科研費補助金 JP15H02251 (2015~17年度)、23360182 (2011~13年度)、および文科省原子力基礎基盤戦略研究イニシアティブ (2014~16年度) の支援を受けた。

— 参考資料 —

- 1) 合志陽一, 佐藤公隆編, エネルギー分散型 X 線分析 半導体検出器の使い方, 日本分光学会, 測定法シリーズ 18, 学会出版センター (1989).
- 2) D. A. Wollman et al., J. Microsc. 188, 196 (1997).
- 3) www.starcryo.com.
- 4) C. A. Klein, IEEE Trans. Nucl. Sci., NS-15, 214 (1968).
- 5) D. A. Bennet et al., Rev. Sci. Instrum., 83, 093113 (2012).
- 6) A. S. Hoover et al., Nucl. Instrum. & Meth. Phys. Research A 652, 302 (2011).
- 7) J. N. Ullom, D. A. Bennett, Supercond. Sci. Technol., 28, 084003 (2015).
- 8) W. B. Doriese et al., J. Low Temp. Phys., 184, 389-395 (2016).
- 9) K. M. Morgan et al., Appl. Phys. Lett., 109, 112604 (2016).
- 10) L. Gottardi et al., Appl. Phys. Lett., 105, 162605 (2014).
- 11) H. Akamatsu et al., J. Low Temp. Phys., 184, 436-442 (2016).
- 12) K. D. Irwin, K. W. Lehnert, Appl. Phys. Lett., 85, 2107 (2004).
- 13) J. A. B. Mates et al., Appl. Phys. Lett., 92, 23514 (2008).
- 14) J. A. B. Mates, Ph. D thesis, Univ. Colorado (2011).
- 15) J. A. B. Mates et al., Appl. Phys. Lett., 111, 062601 (2017).
- 16) W. Yoon et al., J. Low Temp. Phys., in press, <https://doi.org/10.1007/s10909-018-1917-0> (2018).
- 17) S. Kempf, et al., Supercond. Sci. Technol. 30, 065002 (2017).
- 18) Y. Nakshima, et al., IEICE Elect. Exp., 14, 20170271 (2017).
- 19) F. Hirayama et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 23, 2500405 (2013).
- 20) T. Irimatsugawa et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 27, 2500305 (2017).
- 21) F. Hirayama et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 27, 2500205 (2017).
- 22) S. Hatakeyama, et al., IEEE Trans. Appl. Supercond., 25, 2101603 (2015).
- 23) M. Ohno, IEICE Trans. Electron, E100-C, 283 (2017).
- 24) 入松川知也, 東京大学大学院工学系研究科博士論文 (2018).
- 25) S. Kohjiro et al., J. Appl. Phys., 115, 223902 (2014).
- 26) S. Kohjiro, F. Hirayama, Supercond. Sci. Technol., 31, 035005 (2018).
- 27) <https://unit.aist.go.jp/neri/cravity/ja/index.html>

著者紹介



神代 暁 (こうじろ・さとし)
産業技術総合研究所 ナノエレクトロニクス研究部門
(専門分野/関心分野) 超伝導エレクトロニクス

原子力の科学コミュニケーション

青山学院大学 岸田 一隆

知識を広め、情報を共有し、価値観の違いをあぶり出し、未来のあり方を語り合い、合意形成を図る。こうしたことが、コミュニケーションの目的のひとつです。コミュニケーションの題材が科学に関する場合、それを「科学コミュニケーション」と呼びます。科学コミュニケーションを成立させるためには、いくつもの難しいポイントが横たわっています。特に、原子力関連の科学コミュニケーションには、原子力分野特有の難点があります。そのことは、原子力に携わる人たちなら皆さん、実感していることでしょう。ですが、この難しさを嘆く以前にそもそも知っておくべき「科学コミュニケーションとはどういうものか」ということについては、あまり深く理解されていないように感じます。このシリーズでは、科学コミュニケーションについて、初歩の段階から解説していこうと思います。よろしくお付き合いください。

解説するには、事例を元にお話しするのがわかりやすいかと思います。そこで、この連載シリーズでは私も関与した一般市民向け公開シンポジウム(2018年3月17日開催)を例にとりたいと思います。これは内閣府ImPACTプログラムに関連したもので、「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」と題されたシンポジウムでした。このシンポジウムの内容と構成には、科学コミュニケーションに関連した多くの意図やテクニックが埋め込まれています。これらを一つひとつ読み解いていくことにしましょう。

全体の構成は、一般向けの公開シンポジウムによくある形をとっています。前半と後半に分かれており、前半は「講演」、後半は「パネル討論」です。パネル討論に先立って、私が「科学コミュニケーションの重要性」と題した短いトークを行いました。そして、パネル討論が終わり、シンポジウム全体のプログラムが終了したあとに、講演者・パネリスト・聴衆が自由に話し合うことができる「フリータイム」を設けました。

パネル討論におけるファシリテーターは、私が務めました。ファシリテーターというのは会議の議事進行役や司会者のことだと思われがちですが、もともとは「集団活動の促進者」の意味合いがあります。あくまで中立の立場を守りながら、「場の雰囲気を作り」「意見を引き出し」「整理してまとめる」のがファシリテーターの仕事で

す。なかでも「場の雰囲気を作る」ことは、とても大切な作業ですので、ここであえて強調させていただきます。

パネル討論では、最初と最後にちょっとした工夫をこらしました。各パネリストたちにあらかじめ大きな画用紙2枚と黒いマジックを配布しておきます。パネル討論の冒頭、その画用紙に「あなたは小学生時代に何になりたかったですか」という質問に対する回答を書いてもらいました。制限時間は30秒です。パネリストたちには何の予告もしていませんでしたから、完全なる「無茶振り」です。そして、パネル討論の最後では、2枚目の画用紙に、「今のあなたの目標や夢は何ですか」という質問に答えてもらいました。

この2枚の画用紙を使った企画は、一見するとシンポジウムのテーマとは何の関係もありません。人によっては時間の無駄のように感じるでしょう。ですが実は、きわめて重要な役割を果たしているのです。

このように、シンポジウムに施されたさまざまな科学コミュニケーション上の工夫については、号を改めて解説することにして、再びコミュニケーションの難しさに戻ることにしましょう。

通常の科学コミュニケーションの難点は、国によって微妙な違いがありますが、日本の場合は「無関心」が大きな壁となっています。関心の薄さが豊かなコミュニケーションを阻害してしまうのです。

ところが、原子力の科学コミュニケーションの場合は、さらに別の難点が存在します。それは、当事者の多くが、「結論はすでに決まっています、コミュニケーションによってそれを変わるつもりはない」という態度で臨んでいるということです。

これは、一般市民の側も専門家の側も持っている傾向です。原子力に肯定的な人の側も否定的な人の側も持っている傾向です。このようなことは、他の科学コミュニケーションのシーンではあまり見られません。もし始めから、自分が何も変わるつもりがなかったら、はたしてコミュニケーションは成立するのでしょうか。「原子力の科学コミュニケーション」は、それだけ困難でやりがいのある題材です。このシリーズを通じて、一緒に考えていきましょう。

(2018年4月12日記)

核融合トリチウム研究最前線

——原型炉実現に向けて——

第1回 核融合炉の安全性とトリチウム

量子科学技術研究開発機構 林 巧

核融合炉は固有の安全性を有するが、その利点を活かし安全性の追求を最優先に、社会との適合性が高いエネルギー源として選択され得るよう社会的受容性を高める必要がある。核融合炉で安全上最も考慮を要するのはトリチウム燃料の閉じ込めであり、核融合原型炉の実現に向けて、トリチウムに係る研究開発の進展と情報発信は必要不可欠である。本連載講座では、原型炉実現に向けたトリチウム研究の最新情報を整理し、今後の研究・将来展望を解説する。

KEYWORDS: Fusion reactor, Tritium, Safety, Fusion fuel cycle, Tritium confinement, Detritiation system, Accountancy, ITER, ITER-TBM program

I. はじめに

核融合エネルギー研究開発は、現在、「第三段階核融合研究開発基本計画」(平成4年6月原子力委員会決定)、及び、「今後の核融合研究開発の推進方策について」(平成17年10月原子力委員会核融合専門部会策定)に基づき実施されている。また、同専門部会で、核融合原型炉の実現に向け、戦略的なロードマップを策定し、産学官で共有してオールジャパン体制で推進する必要性が指摘¹⁾された。これを踏まえ、「原型炉開発のために必要な技術基盤構築の中核的役割を担うチーム」(平成25年1月)²⁾や、「原型炉開発総合戦略タスクフォース」及び「原型炉設計合同特別チーム」(平成27年6月)などが設置・結成され、核融合原型炉の概念設計及び研究開発が開始されている。さらに、現在、欧・日・米・露・中・韓・印の7極で進めているITER計画や、日・欧で進めている核融合原型炉に向けた幅広いアプローチ活動(BA活動)などの国際協力、及び国内研究などの進捗を踏まえ、「原型炉研究開発の推進に向けて(仮称)」(平成29年4月、科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 第10回核融合科学技術委員会)の議論が進められ、「推進方策報告書」の原型炉に向けた中間チェックアンドレビューの見直しやそのためのアクションプランが、議論されている。

この議論の中で、「原型炉の目的は、核融合炉の技術的実証と経済的実現性を明らかにすること」とし、研究開

Research frontier of tritium for fusion reactor - toward the DEMO reactor - (I); Safety aspect of fusion reactor and tritium: Takumi Hayashi.

(2017年10月30日 受理)

発では「核融合の利点を活かした安全性の追求を最優先に、社会との適合性が高いエネルギー源として選択され得るよう社会的受容性を高めることが極めて重要である」としている。本連載講座のタイトルにある「核融合トリチウム」は、核融合炉における主たる可動性放射性物質として、その安全取扱実証はもとより、燃料としての自己充足性を満足する総合的なトリチウム増殖の実現も、原型炉の重要な目標として位置付けられている。

したがって、本連載講座では、この核融合燃料としてのトリチウム研究開発について、核融合原型炉の実現に向けた進展と課題を整理する。まず、第1回としては、核融合炉の安全性について再確認し、核融合炉におけるトリチウム取扱技術の概要を解説するとともに、今後の原型炉に向けたトリチウム研究開発の横断的課題を整理する。個別の研究課題については次回以降にそれぞれの分野の専門家の先生方から解説いただくが、前述のアクションプランが議論される中で、多くの識者から幅広いご意見をいただければ幸いである。

II. 核融合炉の安全性

1. 安全上の特徴

核融合炉の安全を議論する上で最も特徴的な事項は、多くの解説書³⁾にも記載されているように、原理的に再臨界が生じないなど、核融合反応自身が固有の安全性を有することである。よって、核融合炉で安全上、最も考慮を有するのは、可動性の放射性物質(Radio-Isotopes: RI)を如何に閉じ込めて安全に取り扱うかという点につきである。

(1) 可動性の放射性物質(RI)

現状の核融合炉設計においては、その反応の相対的な

容易さから、重水素(D)と三重水素(トリチウム:T)を燃料とする核融合炉の設計が進められている。核融合炉における可動性のRIとしては、燃料であるトリチウムの他、主に真空容器内でプラズマとブランケットやダイバータなど第一壁との相互作用で発生し得る放射化ダストと、真空容器等の冷却水中に生成し得る放射性腐食生成物(Activated Corrosion Products: ACPs)がある。その量は、ITER(サイト内)で、トリチウムが3kg以下(更に固体廃棄物内に最大1kgと想定)、放射化ダスト(WやBeなど)が真空容器内にそれぞれ100kgレベル、ACPは堆積物として10kg以下で冷却水系統毎にクラッドやイオンとして60g以下、と評価されている⁴⁾。原型炉では、燃料備蓄(3GWthの炉の場合、1ヶ月相当分だと約13.5kg-トリチウム)や、運転制御安定性、定期点検及び第一壁の交換頻度(ダストやACP)の考え方によって、サイト内の量や分布は幅広く変化し得る。このように、核融合炉は、そのサイト内でトリチウム燃料の生産、加工、再処理などのプラントを常時稼働させながら運転する必要があり、特にトリチウムは種々の化学形で存在することを認識する必要がある。

(2)核融合炉が内包するエネルギー

核融合炉では、通常運転時において、核融合反応により発生するエネルギーの他に、プラズマ中に磁気や熱エネルギー(ITERでは、300MJや400MJ)が、超伝導コイルに巨大な磁気エネルギー(ITERで50GJ)が、蓄積されている^{3,4)}。さらに、核融合原型炉ではそれらに加え、トリチウム燃料生産のための機能材料(BeやLi材料)と冷却水などとの化学反応エネルギーや、主に第一壁の高放射化による崩壊熱エネルギーが存在する。よって、これら内包エネルギーのRIの閉じ込め性能への影響を十分考慮する必要がある。

2. 異常時の考慮

核融合炉では、常時、トリチウム燃料を中心として相当量の可動性のRIが、固有の安全性を持つ核融合反応とは別に、相当量の電磁力や熱エネルギーと常に共存している。したがって、地震力のような外的起因の荷重だけではなく、なんらかの運転異常により、共存するエネルギーが引き起こし得る、過度な電磁力や過加圧、過加熱や化学反応などの内部起因の荷重が、可動性のRIを内包する閉じ込め障壁(真空容器や各種トリチウムプラント機器、及び建屋)を侵さないよう設計するとともに、万一の場合にも、環境への可動性RIの放出を最小限に緩和する機能を備える必要がある。

ここで、可動性のRIの内、放射化ダストやACPは、異常時にもフィルターやイオン交換樹脂などで捕捉することが比較的容易であることから、最終的には燃料であるトリチウムをどのように閉じ込めて安全に取り扱うかが最も重要である。

3. 平常時の考慮

前述のように、核融合炉では、高純度のトリチウム燃料(DT: 約50GBq/cm³)をサイト内で常時数kg循環して取り扱うため、サイト内での保有分布に応じて適切に区画する。つまり、1区画内のトリチウム量を制限して分散管理する。その際、計画的な保守点検の考え方に依存して区画化(トリチウムの閉じ込め境界)位置が大きく異なるが、常時段階的な負圧管理の下で、ALARAの観点から、十分なトリチウム除去性能を有する機能障壁を設け、安全に運転する必要がある。

一方、トリチウムは、その検出感度の高さ故、法的基準値以下の排出濃度(5mBq/cm³-HTO以下/3ヶ月平均値)で管理しても、周辺環境では、宇宙線起因のトリチウムなどの季節変動等を含めてトリチウムが検出可能である。したがって、社会的受容性の高い核融合炉を目指すためには、固有の安全性に満足することなく、上記を考慮して、長期的・統計的な環境トリチウム調査を継続するなど、サイト内外における自然界でのトリチウム濃度変動を理解するところから、さらに安心な管理を実現しなければならないと考える。

このような整理は、日本にITERを誘致しようとした際に、原子力安全委員会(当時)で議論され、2つの安全委員会見解が出されている^{5,6)}。また、その委員会見解に基づき、文部科学省で「ITERの安全確保について」という安全確認の考え方が整理されている⁷⁾。原型炉では、その目的や設計に依存して、ITERとは安全上の性格が若干異なるであろうが、検討の基礎としては十分参考にするべきものとする。

III. 核融合炉でのトリチウム取扱技術

図1に、核融合原型炉プラントの系統概念と放射性物質(トリチウム燃料)の流れのイメージを示した。詳細は今後の連載で紹介頂くが、ここでは主な系統・設備構成と取扱技術を概説する。

1. 燃料サイクルシステム

核融合炉の燃料サイクルシステムは、主燃料循環系と増殖ブランケットトリチウム回収系に大別できる。前者は、主に真空容器内から排出される未燃焼の燃料を精製、同位体分離し、濃度調整して再注入する循環処理ループである。基本的に、燃料の精製は水素同位体のみを溶解拡散させて分離回収するパラジウム膜拡散器を、水素同位体の分離には液体水素を蒸留する深冷蒸留塔を利用する。分離した重水素やトリチウムは、必要に応じ、同位体比を調節して再注入する。基本過不足分の重水素やトリチウムは、金属水素化合物としてウランやジルコニウムコバルトなどの貯蔵ベッドをバッファーとして安定吸蔵保管もしくは加熱放出供給される。なお、原型

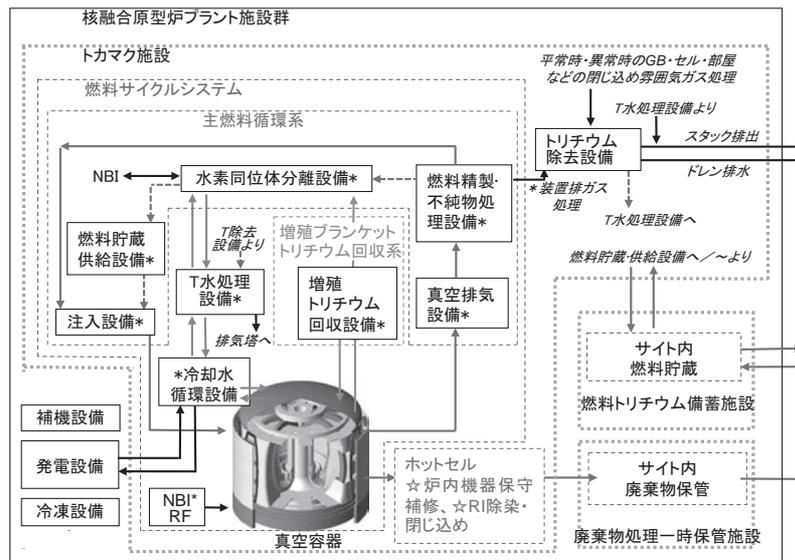


図1 核融合原型炉プラントの系統概念と放射性物質(トリチウム燃料)の流れ

炉においても、注入した燃料の約95%以上(推定値: ITERでは99.7%以上)が、DT核融合反応($D+T \rightarrow He+n$)で生成したヘリウム(He)などと共に一旦真空容器外に排出される。いま、熱出力で3GWthを想定すると、トリチウムは1日で約450g程度消費することになるが、反応率が5%程度であったとすると、少なくとも消費量の20倍の燃料を1日に循環処理しないといけない。但し、ITERの主燃料循環系は200Pam³/s(最大熱出力0.5GWth, 反応率=0.3%)で設計されることから、原型炉で反応率が1.8%を超えれば、主燃料循環処理量はITERよりも少なく済む計算になる。また、定常運転になれば水素同位体分離要求は軽減するため、一部のみを分流処置し、軽水素のみを除去すればよい。(図1)

後者は、真空容器内に設置する増殖ブランケット(日本は、現在、固体増殖・水冷却方式を主案としている)において、リチウムと核融合中性子の核反応により製造したトリチウムを不活性ガスでパージしてブランケット外に追い出し、トリチウムを回収する設備である。現在、ITERテストブランケットモジュール(TBM)計画では、トリチウム回収設備など補機系を含めて一式をITERに持ち込み、ITERを利用して核融合炉でのトリチウムの自給生産に必要な技術を検証する予定である。このITER-TBM(1モジュール)での結果を踏まえ、原型炉では真空容器内全面に配置した増殖ブランケット全体で、最低でも、燃焼分のトリチウムは生産(回収)出来ないといけない。

2. トリチウム閉じ込めシステム

トリチウムは多重閉じ込め概念⁸⁾を適用して安全に取扱管理するが、それぞれの閉じ込め障壁は、物理的障壁である真空容器や気密容器(一次障壁)と、グローブボックス(GB)やセル(二次障壁)、部屋や建屋(最終障壁)な

どと、機能障壁であるトリチウム除去設備(DS)をそれぞれ組合せて構成する。

DSの機能要求は主に、①通常時の一次障壁からの排ガス中のトリチウム除去、②保守時の一次二次障壁周りの雰囲気トリチウム濃度制御、③汚染拡大防止のための定常的な段階的負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去、④異常時の二次及び三次障壁の負圧維持及び排出ガスのトリチウム除去による環境影響緩和などである。

トリチウムは水素の同位体なので、トリチウムを除去するには、触媒で酸化し、トリチウム水蒸気を除去(吸着か交換)する。このトリチウム除去性能は、許認可上極めて重要な要求値であり、例えば、ITERでは、設計値で99.9%、非火災異常時で99%、火災時で90%の性能確証が要求されている⁹⁾。実際のトリチウム除去設備の設計においては、II章で整理したように、異常に備えた平常時からのトリチウム区画管理の考え方、特に区画内火災などを十分考慮して、上記要求を満たすことが重要である。なお、DSで回収・除去したトリチウムは、トリチウム水(T水)処理設備で処理して最終的には主燃料循環系の水素同位体分離設備などを介して、燃料に戻すことになる。

3. 計量管理

II章で記載したように、核融合炉ではトリチウムは施設内の各所に種々の化学形で分散して存在し得るため、運転管理上は可能なかぎり、それぞれの設備、ループ、区画などで出入り管理をしていくことが重要である。一方で、許認可上は、施設内のトリチウムが許可の範囲内において安全に取り扱われていることを証明することが計量管理上重要であり、サイト内でのプラント配置設計にも大きく依存するが、大枠としては核融合炉本体関連建屋(例えば図1のトカマク施設)、廃棄物処理一時保管

施設、及び燃料トリチウム備蓄施設あたりでの計量管理が適切ではないかと考える。

なお、原型炉で本格的にトリチウム燃料の自給を実証する段階においては、生産したトリチウム量をどのように評価できるかが非常に重要となる。これは、増殖ブランケットでのトリチウム生産が中性子トリチウムとの核反応によることから、その物理的な核反応断面積の誤差(±5%)を超えた精度での計量管理が原理的に困難であることによる。一方で、核融合炉は設計にも依存するが、ほぼ日々生産したトリチウムで運転を継続するのであり、上述の運転制御上の計量管理の継続と安全許認可管理上の計測監視の継続を通して、計量できたトリチウム量を実態として管理することを考えるべきではないかと思うが、近年検討されている放射性同位元素の防護措置¹⁰⁾とも整合して、今後議論すべき課題と考える。

IV. 原型炉に向けた課題と研究開発

原型炉に向けた研究開発課題は、トリチウムに関してもアクションプランで整理されている。狭義には燃料サイクルであるが、炉設計、ブランケット、ダイバータ、加熱(中性粒子ビーム入射:NBI)、核融合炉材料、安全性や保守なども連携して進めていく必要がある。具体的課題は、後の講座で議論いただくこととして、横断的な部分を以下に整理しておきたい。

1. 人材確保

核融合炉を設計、建設し、安全に運転していくためには、燃料であるトリチウムの安全取扱技術が確立し、その経験の蓄積のもとで、プラント設計が適切になされるべきである。漸く、国際協力のもとでITERという実験炉を建設し、重水素とトリチウム(DT)を燃料として核融合エネルギーの科学的・技術的実現性を実証する段階にきているが、本格的なDT実験は2036年以降と計画されている。日本では、1990年代に日米核融合研究開発協定のもとで、核融合燃料循環処理技術のある程度実証した経験はあるが¹¹⁾、それ以降、核融合分野でのトリチウム研究者技術者は少なく、さらに減少傾向にあり、如何に技術継承をするかを含め、人材確保は重要な課題である。今後より一層、既存の原子力分野を支える国内企業や大学研究機関との連携協力が不可欠である。

2. 大量トリチウム取扱施設の確保

核融合炉のトリチウム技術開発を推進していく上で、ある程度の大量トリチウム取扱施設の確保は不可欠である。2016年度以降、量研(QST)が原子力機構(JAEA)から分離し旧放医研と統合して以降、現状、ITERのDSの調達分担でJAEA施設(TPL:50g-T規模)を2020年度末までの予定でQSTが借用しているが、核融合研究

のための大量トリチウム取扱施設(1g-T規模以上)は国内に存在していない。欧州はITERのトリチウム施設が建設されつつあり、韓国は重水炉(CANDU炉)でのトリチウム取扱を実施している。また、米国、ロシア、中国、インドは別途トリチウム技術が存在し得ると想定すると、ITER計画に参加する7極の中で日本だけが核融合トリチウムの大量取扱施設がない現状は打開する必要がある。現状でも、富山大学を中心として(QSTには六ヶ所研にも)、10mg規模のトリチウムを取り扱う施設は存在し、多くの物理化学的基礎研究が行われており、その活動は他極をリードしているが、TPLの後をどうするかは重要な課題である。QSTの六ヶ所研において核融合中性子源施設の整備計画とともに検討しつつあるが、規模は小さくてもITERのトリチウムプラントを補完し、原型炉に向けたDT燃料の連続循環処理運転を総合的に実証できる設備群(100g-T規模)を整備する必要があり、冒頭のアクションプランでもある程度は認識されているが、早急に具体化する必要がある。

3. ITERの有効活用

上述のように、ITERは7極の国際協力の下で、建設が進められており、そのトリチウムプラントは2035年末からのDD及びDT試験に向けて、段階的に整備されていくことになる。これらは、米国(TEP:燃料精製・不純物処理設備)、欧州(ISS:水素同位体分離設備及びWDS:T水処理設備)、韓国(SDS:燃料貯蔵供給設備)、日本(ADS:トリチウム除去設備)などが分担して調達し、2028年から2031年頃にITERサイトに統合され、DD/DT試験に向け、2031年頃に最初のトリチウムを輸送してトリチウムを用いた統合運転試験に入る予定となっている。

この据付・統合、試運転、統合運転試験などは、原型炉のプラント設計に非常に重要であり、現地で情報を共有し有効に活用するべきである。しかしながら、より有効に技術情報を入手・咀嚼するためには、現地参加する研究・技術者が、日々起こり得る事象にできるだけ現場で接する必要がある、最低限のトリチウム取扱経験を積んだ放射線作業従事者として参加すべきである。

一方で、Ⅲ章で記載した、ITERを利用したTBM計画では、増殖ブランケットとしては小規模であるが、「固体増殖・水冷却方式のITER-TBMの開発・製作を具体化し、性能が要求水準を満たすことを確認する必要がある」¹²⁾と要求されている。このため、自前で増殖トリチウム回収設備やTBM用の冷却水循環設備などの補機系を含めて、ITERに持ち込んで段階的に試験を行う。

V. 結びにかえて

核融合トリチウム研究最前線—原型炉実現に向けて—

という連載講座の第1回として、核融合炉の安全性とトリチウムと題し、過去の検討からITERの現状及び科学技術・学術審議会の核融合科学技術委員会での議論などを含めて、近況を整理した。

核融合原型炉の実現に向けて、トリチウムに係る研究開発は、経済性の観点からも安全性の観点からも不可欠の分野であり、社会に見える形での技術的成熟を効果的に発信していく必要がある。そのためには、多くの関連研究者技術者が連携協力し、互いに人材や資源確保及び効率的運用に最大の努力をする必要がある。

上記の観点も踏まえ、本連載講座では、本稿を含め以下のように12回を予定している。

- 第2回：「トリチウムバランス」
- 第3回：「初期装荷トリチウム」
- 第4回：「固体トリチウム増殖ブランケット」
- 第5回：「液体トリチウム増殖ブランケット」
- 第6回：「トリチウム透過」
- 第7回：「トリチウム蓄積」
- 第8回：「トリチウムプロセッシング」
- 第9回：「トリチウム閉じ込め」
- 第10回：「トリチウム計測」
- 第11回：「トリチウム施設管理」
- 第12回：「トリチウム研究・将来展望」

－ 参考資料 －

- 1) 原子力委員会核融合専門部会、報告書「原子力政策大綱等に示している核融合研究開発に関する取組の基本的考え方の評価について」、平成21年。
- 2) 文科省核融合研究作業部会、報告「核融合原型炉開発のための技術基盤構築の進め方について」、平成25年1月。
- 3) テキスト核融合炉専門委員会、特集/テキスト核融合炉(トカマク炉設計とその基礎となる炉心プラズマ物理、炉工学技術)、プラズマ・核融合学会誌、Vol.87, Supplement, 平成23年2月。
- 4) ITER EDA Documentaion Series No.24 “ITER Technical Basis”, IAEA, Vienna, 2002.
- 5) 原子力安全委員会、見解「ITERの安全確保について」、平成13年8月6日。
- 6) 原子力安全委員会、見解「ITERの安全規制のあり方について」、平成14年6月3日。
- 7) 文部科学省、「ITERの安全確保について」ITER安全規制検討会報告書、平成15年11月28日。
- 8) 林巧他 プラズマ・核融合学会誌 73(1997)1341-1346.
- 9) 林巧他 プラズマ・核融合学会誌 92(2016)440-443.
- 10) 規制庁 核セキュリティに関する検討会、報告書「放射性同位元素に対する防護措置について」平成28年6月。
- 11) S.Konishi,etc.,Proc.IEEE 15th SOFE(1993)P204-207.
- 12) 平成26年8月、原子力科学技術委員会、核融合作業部会。

著者紹介



林 巧 (はやし・たくみ)

量子科学技術研究開発機構

(専門分野/関心分野)核融合炉を目指したトリチウム理工学、ブランケット工学、材料開発

材料の局所的な機械的強度を調べるために広く用いられているナノインデンテーション法の現状と課題について概説し、原子力・核融合材料研究への応用について述べる。

KEYWORDS: *Nanoindentation, depth-sensing indentation test, hardness, mechanical property, irradiation hardening, ion-irradiation*

I. はじめに

押し込み硬さ試験は、圧子を押し込まれた材料の変形抵抗の尺度としての押し込み硬さを調べる強度特性評価試験の一種である。微小な試験片や機器そのものの表面近傍における強度特性を微破壊的に評価できるため、製品の品質検査に用いる工業技術としてのみならず、材料科学に関する研究手法としても広く用いられている。原子力材料分野においても、原子炉材料や核融合炉材料に特有の機械的強度特性変化を引き起こす中性子照射の影響を評価する際に有用な方法であると認識されており、軽水炉圧力容器の照射脆化機構の解明等に貢献している。

近年、押し込み時の荷重と変位を連続的に測定する計装化押し込み試験法、特に超微小荷重領域では一般的にナノインデンテーション法と呼ばれる新しい押し込み硬さ試験法の利用が様々な学術分野や産業分野において拡大している。原子力材料分野においては、イオン照射した材料の表面硬化挙動を調べるために用いられることが多い。イオン照射法は、重照射が可能であること、ヘリウムや水素のような核変換元素の同時注入が可能であること、放射化が無いあるいは小さい、などの利点から、中性子照射の模擬手段として、核融合炉構造材料の研究を中心に、軽水炉材料の照射脆化機構に関する研究にも応用されている。しかし、照射損傷を与えられる深さが表面から数 μm 程度に限られるため、機械的強度特性評価にはナノインデンテーション法等のような超微小試験技術 (Ultra-Small Testing Technologies, USTT) が用いられている。

Recent development of nano/micro-scale analytical techniques for nuclear materials (4); Evaluation of mechanical properties of nuclear materials by using nanoindentation : Ryuta Kasada.

(2018年1月16日 受理)

■前回タイトル

第3回 イオンビームを用いた照射劣化の *in-situ* TEM 観察

本稿では、原子力材料の照射硬化を評価することを念頭に、ナノインデンテーション法について概説する。また、測定や解析において注意すべき事項についても指摘する。

II. ナノインデンテーション法

1. 計装化押し込み試験法の概要

ナノインデンテーション試験に用いる装置は、圧子押し込み時の荷重と変位を連続的に測定可能な計装化押し込み試験装置の中でも超微小荷重領域まで使用できるものであり、国内外で商用化されている。国際標準化機構 (ISO) によって制定された「金属材料の硬さと材料パラメータ評価のための計装化押し込み試験」に関する規格である ISO14577¹⁾ に即した測定が可能であることに加えて、それぞれ独自の手法や環境での測定が可能となっている。ISO14577 では計装化押し込み試験によって得られる押し込み硬さとして、押し込み硬さ H_{IT} とマルテンス硬さ HM (および HM の派生である HM_s と HM_{diff}) が定義されている。これらの押し込み硬さを得るためには、ピッカース圧子かバーコピッチ圧子を用いることができるが、超微小荷重試験では圧子先端の理想形状を得やすい三角錐圧子であるバーコピッチ圧子を用いることが多い。押し込み深さが小さくなると、圧子先端の丸みの影響が顕著となり、理想的な形状の面積関数からの乖離が大きくなるため補正が必要となる。後述する Oliver-Pharr (O-P) 法では、既知のヤング率とポワソン比を有する標準試験片 (溶融石英等) の測定結果を元に多項式型の面積関数を取得する。ISO14577 には、AFM による圧子表面の直接計測による方法も記載されているが一般的に用いることは困難である。ただし、微小試験荷重において HM を測定する際には、このような直接計測に頼らざるを得ないと思われる。また、試験機のフレームコンプライアンスも結果に影響しうるため、面積関数の取得の前に補正が必要となる。

インデンテーション硬さ H_{IT} は、圧子による荷重負荷時の材料と圧子の接触投影面積で試験力を除した GPa (N/mm^2 も可) の次元を有する硬さである。 H_{IT} の導出には圧子による負荷時の接触投影面積を求める必要がある。Oliver と Pharr によって 1992 年に発表されたナノインデンテーション試験によって得られる除荷曲線からインデンテーション硬さとインデンテーションヤング率 E_{IT} を評価する方法 (O-P 法)²⁾ は、今日ではナノインデンテーション試験の標準的な方法として定着している。除荷曲線の傾きから接触剛性を求め、Sneddon の弾性接触理論に基づいて接触深さ h_c を求め、面積関数から接触投影面積を得て、 H_{IT} と E_{IT} を得ることができる。 E_{IT} を得るためにはポワソン比を別途取得しておく必要がある。弾性パラメータである E_{IT} の値は、 H_{IT} の評価結果の信頼性を検証する上で重要な指標となるため、常に合わせて示すべきデータである。また、ISO14577 の 2015 年版では、Sneddon の弾性接触理論では無視されている面内方向の弾性変位の補正法も提示されているが、面積関数の取得の段階から従来の方法とは異なる結果を与えるため、取り扱いには注意が必要である。インデンテーション硬さの解析法の和文解説は³⁾ に詳しい。

一方のマルテンス硬さ HM は、接触点を超えて材料を押し込んでいる圧子表面積で試験力を除した GPa (N/mm^2 も可) の次元を有する硬さである。尚、HM と定義を同じくする押し込み硬さとして、かつて検討されていた動的硬さ DH やユニバーサル硬さ HU もあるため、過去の文献データを読む際には注意が必要である。また、引っ掻き硬さのマルテンス硬さとは当然ながら異なる。

ISO14577 には記載されていないが、Oliver と Pharr は、一度の押し込み試験で深さ方向に連続的に接触剛性を測定し、押し込み硬さや押し込みヤング率の押し込み深さ依存性を評価可能な接触剛性測定法 (CSM 法) についても提案している²⁾。深さ方向に対して連続的に押し込み硬さの分布を取得できることは、深さに対して傾斜的に強度特性が変わるイオン照射材の評価において大きな利点である。ただし、接触剛性が高い材料に CSM 法を適用するとエラーが生じる場合があることが指摘されており⁴⁾、筆者のこれまでの経験上でも、押し込み深さが 100nm 未満の場合では信頼できる測定が難しいことや、材料によっては押し込み深さが数百 nm においても通常の方法で得られた H_{IT} よりも低いインデンテーション硬さが得られることが度々見られるため、CSM 法の適用には注意が必要である。CSM 法と歪み速度ジャンプ法を組み合わせることによって、インデンテーション硬さの歪み速度依存性を取得する方法が開発されており⁵⁾、イオン照射材への適用も試みられている⁶⁾。

2. 計装化押し込み試験法の課題

(1) 原理的な課題：パイルアップ効果

O-P 法では、圧子によって押し込まれた材料の圧子周辺の変形が沈み込み型であることを想定している。しかし、材料によっては盛り上り (パイルアップ) 型の押し込み変形を示すことがあり、この場合 O-P 法によって得られた H_{IT} は本来の定義である「押し込み時の接触投影面積」に基づく評価とはならず、O-P 法で得られた接触投影面積は、パイルアップを考慮した実際の接触投影面積よりも過小評価になるため、 H_{IT} および E_{IT} は過大評価となってしまう。現状の ISO14577 では、パイルアップ効果に関しては試験機のフレームコンプライアンス補正時の注意点以外に特に言及がない。インデンテーション硬さの定義は、圧子負荷時の材料における平均圧力と一致するように指向していると思われるが、パイルアップ効果の存在は、 H_{IT} を曖昧なものにしてしまっている。

これまでにパイルアップの補正法として、除荷後のパイルアップ量を直接計測する画像計測法や、ヤング率補正法等が提案されている^{7,8)}。画像計測法については、計装化押し込み試験法の利点を失ってしまうため、なるべく避けたい方法である。ヤング率補正法は、 E_{IT} が固有の値 (他の手法で確定したヤング率等) を取ると仮定することによって接触投影面積を補正する方法である。ヤング率が未知の材料や、薄膜-基材系のような押し込み深さによってヤング率が変わる材料系には適用できないが、自己イオン照射材のようにヤング率が大きく変化しないと考えられる場合には期待できる。しかし、ヘリウム同時注入のように、ヤング率に影響を及ぼし得る照射条件も有りうるため、このような仮定を伴わないパイルアップ補正法の開発を進めているところである。

(2) 押し込み試験体系における課題：押し込みサイズ効果

材料の強度特性には intrinsic あるいは extrinsic な要因により様々なサイズ効果が存在し、多くの場合において “Smaller is stronger.” となる。錘圧子を用いるビッカース硬さ試験では、得られるビッカース硬さが押し込み荷重あるいは深さに依存しない、いわゆる「硬さの相似則」が成立することが期待されるが、微小荷重試験では押し込みサイズ効果、すなわち Indentation size effect (ISE) が存在することが古くから知られている。かつて ISE は材料表面の加工硬化や酸化層等の不均一性や圧子先端形状に起因する extrinsic な現象であると考えられていた。しかし、Nix と Gao がひずみ勾配理論と「幾何学的に必要な (Geometrically necessary; GN) 転位」に基づくモデルを 1998 年に提案して以来⁹⁾、微小荷重領域において見られる ISE は押し込み試験体系における本質的な材料変形挙動によるとの考えが主流となっている。Nix-Gao モデルでは、圧子に押し込まれた材料中には材料表面に垂直なバーガースベクトルを持つ GN 転位ルー

プが形成すると仮定し、押し込み変形によって統計的に蓄積する転位と合わせて強度(押し込み硬さ)に寄与する。GN 転位ループの密度は押し込み深さの増加によって低下するため、押し込み硬さ H は次のような h^* の長さスケールを有する押し込み深さ依存性を有することになる。

$$(H/H_0)^2 = 1 + h^*/h \quad (1)$$

ここで、 H_0 は押し込み深さ $h \rightarrow \infty$ の時の押し込み硬さとなる。実験的には H_{IT} の押し込み深さ依存性を取得して、Nix-Gao プロット ($H^2 - h^{-1}$ のグラフ) から外挿して H_0 を求め、この H_0 を押し込み深さや押し込み荷重に依存しない「バルク相当インデンテーション硬さ」として、ISE フリーのインデンテーション硬さとして用いることができる^{10, 11)}。

ISE のモデルや理論的取り扱いについては議論の余地が多く残るため、バルク相当インデンテーション硬さを外挿するためにあくまでも現象論的なモデルとして Nix-Gao モデルを用いることに留まっており、ISE に関する更なる検討が必要である。

(3) 技術的な課題：面積関数や表面位置の決定

計測化押し込み試験法の日々の使用において現場で問題となるのは、面積関数と表面位置の決定である。表面位置の影響については服部の解説に記されている¹²⁾。圧子が材料表面に最初に接触した位置が押し込み深さ $h=0$ となるのだが、表面の状態は必ずしも常に理想的ではなく、また、周辺環境の振動により自動表面検知機構が表面位置を誤判断することもあるので、試験終了後の表面位置の確認は必須である。古いナノインデンテーション装置の中には、自動的に認識された表面位置より浅いデータが自動削除されてしまうものもあるので、その場合制御ソフトの更新をお勧めする。面積関数については、定期的な確認を要する。ダイヤモンド製の圧子といえども、日々の使用とともに先端は丸みを帯びていくので、面積関数は変化するためである。後述するイオン照射材の評価においては、照射影響を計測可能な深さ領域である数百 nm までにおいて先端の丸みの影響が大きいため、面積関数の決定には特に慎重さが求められる。

III. 硬さ相関

ナノインデンテーション法を従来のビッカース硬さ試験の代替として用いたいという要求は多い。実際に、ナノインデンテーション法で一般的に用いられる三角錐形状のバーコピッチ圧子の理想的面積関数は、四角錐形状のビッカース圧子のそれとほぼ同一と一致するように設計されている。なお、バーコピッチ圧子には、オリジナルバーコピッチ圧子と改良型バーコピッチ圧子があり、接触深さと接触投影面積の関係を示す理想的面積関数が若干異なるので注意が必要である。改良型バーコピッチ

圧子の面積関数の方が、ビッカース圧子の面積関数により近いように設計されている¹⁾。

ISO14577 には、ビッカース硬さ HV とインデンテーション硬さの換算式が、

$$HV[\text{kgf/mm}^2] = 92.62 H_{IT}[\text{GPa}] \quad (2)$$

と与えられている。この換算式は、HV が kgf/mm^2 の次元を持つことと圧子表面積に基づき定義されていること、また H_{IT} が Pa の次元を持つことと接触投影面積を元に定義されていることのみを考慮して得られたものであり、その適用には (ISO14577 にも記載されているように) 注意が必要である。従来の押し込み試験においても言えることであるが、ISE の存在などによって、異なる荷重での試験結果を比較することは困難な場合が多い。例え同一の試験力であっても、式(2)による H_{IT} からの換算値は、実際に測定した HV とは一致しない場合が多い。よって誤解を避けるためにも、 H_{IT} から得られた換算値を HV として表記するべきではない。

現状では HV と H_{IT} の相関の理論的な取り扱いに限界があるが、経験的な相関式については多数提案されている。特に、原子力材料分野では、これまでに中性子照射材料に対する HV のデータが豊富であるため、そのような相関式に対するニーズがある。例えば、Rice と Stoller は、中性子照射したフェライト系合金および鋼を対象として、1gf までの荷重で得られたナノインデンテーション硬さ HN と試験力 0.2kgf で得られたビッカース硬さ HV (単位を GPa に換算) を調べ¹³⁾、それぞれの照射による変化量について、

$$\Delta HV[\text{GPa}] = 0.937 \Delta HN[\text{GPa}] \quad (3)$$

の関係を示した(ここで HN は H_{IT} と同等であると考えてよいと思われる)。このような経験則は限定された範囲においては有用であるものの、より確かな相関論の構築が求められる。一方で、未解決の課題があるにせよインデンテーション硬さは圧子接触時の材料に加わる平均圧力としての定義に基づいていることから、目的によってはそもそも圧子接触時の接触面積を直接測定していないビッカース硬さの推定を経由するよりも、直接的に引張流動応力の推定に用いる方が適切であるかもしれない。今後の検証が待たれるところである。

計装化押し込み試験の結果からビッカース硬さを推定するには、荷重負荷時の押し込み深さから理想的に圧子表面積を求めて定義されるマルテンス硬さの方が、ビッカース硬さ HV との良い相関が期待できる。もちろん、ビッカース硬さ試験が除荷後の圧痕の対角線長さから理想圧子表面積を計測していることから、常に両者が一致するとは限らない(詳しくは文献¹⁴⁾のダイナミック硬さに関する章を参照)。関連する解析法として、計装化押し込み試験の結果よりビッカース硬さを予測する方法として、原子力材料分野において用いられることがある「Inamura method」がある¹⁵⁾。本手法は、理論的には

ビッカース硬さではなく、バルク相当のマルテンズ硬さを導出しているのであって、それがビッカース硬さと一致するとの仮定が内在していることは知られておらず、イオン照射材に適用する際には注意が必要である。

IV. イオン照射材の評価

核融合炉環境におかれる構造材料は、数10dpa以上の重照射と高い中性子エネルギーによって生じる核変換ヘリウム生成によって、強度特性の劣化が生じる。核分裂炉による中性子照射では核融合環境を模擬することに限界があり、中でも重照射と核変換ヘリウム生成に関する研究は、イオン加速器を用いた模擬照射実験に頼る状況である。

数MeV程度の重イオンビームを用いたイオン照射法では、材料表面から数 μm 程度の損傷を与えることになる。このような微小深さ領域の強度特性評価のためのツールは、ナノインデンテーション法にほぼ限定される。筆者らは、前述したNix-Gaoモデルをイオン照射材に適用し、ISEのみならずイオン照射材特有の損傷勾配効果(Damage gradient effect)と背面軟質層効果(Softer substrate effect)を判別可能な解析モデルを提唱している¹⁰⁾。本手法によって、イオン照射部のビッカース硬さの推定が可能であることが示されている¹⁶⁾。また、(1)式を微分することによって、

$$H_0(h) = \sqrt{H(h)^2 - \frac{1}{h} \frac{dH(h)^2}{d(1/h)}} \quad (4)$$

という関係を得て、バルク相当インデンテーション硬さの押し込み深さ依存性 $H_0(h)$ を導出する拡張Nix-Gaoモデルを提案している¹⁷⁾。図1には、6.4MeVの Fe^{3+} イオン照射したFe-9Cr二元合金のインデンテーション硬さの深さ依存性から得られたバルク相当インデンテーション硬さの押し込み深さ依存性について、ヤング率補正の影響も併せて示す。本モデルを適用することによって、イオン照射材から、イオン照射部のみならず背面にある非照射部のバルク相当インデンテーション硬さも合わせて取得できることがわかる。

V. 今後の展開

以上のように、イオン照射材の照射硬化の評価を中心に、ナノインデンテーション法によるインデンテーション硬さの解析法と硬さ相関論の現状と課題について述べた。今後、面積関数や表面位置の決定をはじめとして、現場のユーザーに帰する責任が大きい計測・解析過程を共通化して実施できるような基盤の整備が必要である。特に、中性子照射材へのナノインデンテーション法の適用は限定的であるため、管理区域施設において評価可能な関連装置の整備を進めていきたいと考えている。

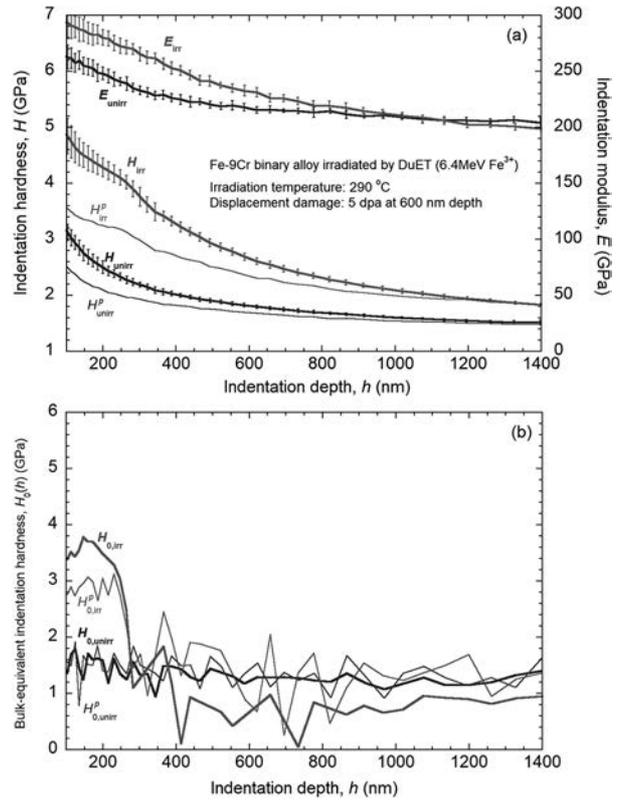


図1 CSM法によって得られた6.4MeVの Fe^{3+} イオン照射したFe-9Cr合金(およびその非照射材)の(a)インデンテーション硬さ H と押し込みヤング率 E の押し込み深さ依存性(添字irrは照射材, unirrは非照射材を示す)ヤング率補正したインデンテーション硬さ H^p も併せて示す(b)バルク相当インデンテーション硬さ H_0 およびヤング率補正したバルク相当インデンテーション硬さ H_0^p の押し込み深さ依存性

最近では、ナノインデンテーション法によって強度特性を直接評価しようという研究も進んでいる。例えば、フラットパンチ圧子を装着したナノインデンテーション装置によって、集束イオンビーム加工装置で作製したマイクロピラーに対する圧縮試験を行うことによって、微小領域の強度・変形特性を調べることができる。例としてタングステン(タングステン)の圧延面・方向に垂直な断面に直径 $1\mu\text{m}$ のマイクロピラーを作製して圧縮試験を行った結果を図2に示す。降伏応力とともに、脆弱な結晶粒界面の破壊に伴うpo-in現象が明確に示されている。このような技術を用いることによって、マルチスケール性を有する照射脆化挙動に及ぼす統計的性質と力学的性質の直接的な評価が可能となり、新材料開発研究や照射硬化機構に関する基礎研究のみならず、安全性に関わる基盤的な知見を取得することも可能になると期待される。

- 参考資料 -

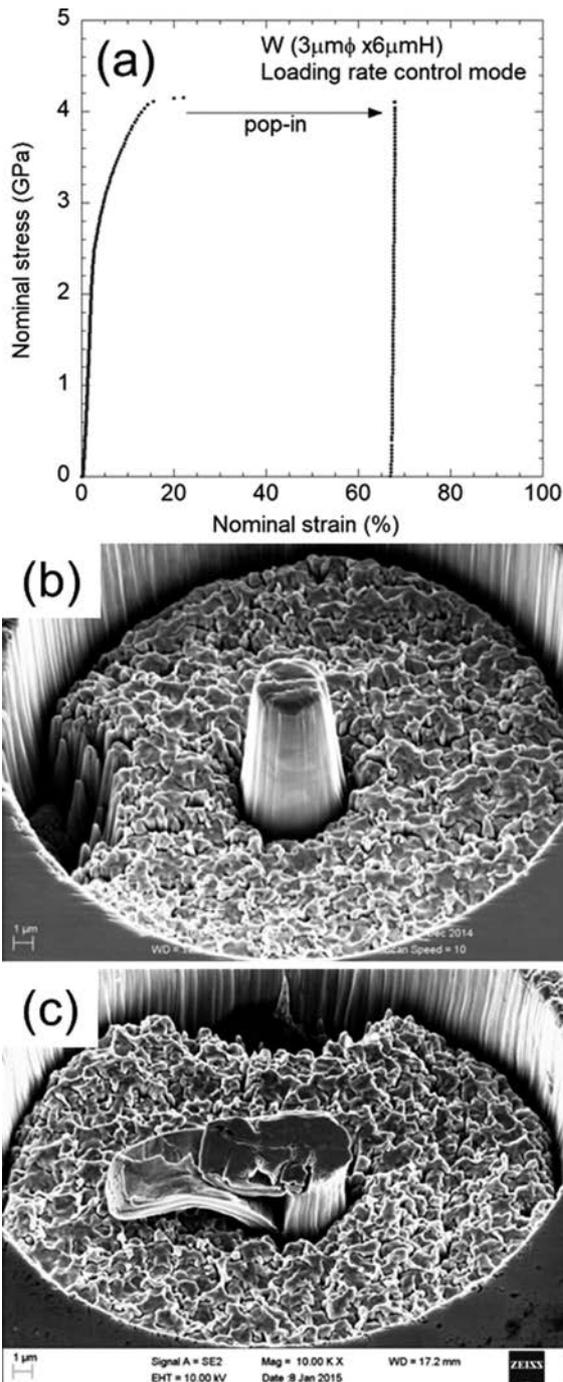


図2 タングステン圧延材に対するマイクロピラー圧縮試験によって得られた(a)公称応力-公称歪み曲線と(b,c)圧縮前後のマイクロピラーの走査型電子顕微鏡像

- 1) ISO14577-1 "Metallic materials — Instrumented indentation test for hardness and materials parameters —" Part I: Test method", 2015.
- 2) W.C. Oliver and G.M. Pharr, J. Mater. Res. 7 (1992) 1564.
- 3) 大川登志郎, ナノインデンテーション法に関する基礎知識, トライボロジスト 61 (2016) 382.
- 4) W.C. Oliver and G.M. Pharr, J. Mater. Res. 19 (2004) 3.
- 5) V. Maier, K. Durst, J. Mueller, B. Backes, H.W. Höppel, M. Göken, J. Mater. Res. 26 (2011) 1421.
- 6) R. Kasada, S. Konishi, D. Hamaguchi, M. Ando, H. Tanigawa, Fusion Eng. & Des. 109 (2016) 1507.
- 7) G.M. Pharr et al., J. Mater. Res. 24 (2009) 653.
- 8) E. Hasenhuetl, R. Kasada, Z. Zhang, K. Yabuuchi, Y.-J. Huang, A. Kimura, Mater. Trans. 58 (2017) 749.
- 9) W.D. Nix and H. Gao, J. Mech. Phys. Solids, 46 (1998) 411.
- 10) R. Kasada, Y. Takayama, K. Yabuuchi, A. Kimura, Fusion Eng. & Des. 86 (2011) 2658.
- 11) 笠田竜太, 材料試験技術 60 (2015) 18.
- 12) 服部浩一郎, 精密工学会誌 79 (2013) 1185.
- 13) P.M. Rice, R.E. Stoller, "Correlation of Nanoindentation and Conventional Mechanical Property Measurements", in: Mater. Res. Soc. Symp. Q, vol. 649. 2001.
- 14) 中村雅勇, 硬さ試験の理論とその利用法, 森北出版(株), 2012.
- 15) 稲村元則, 鈴木敬愛, 生産研究 42 (1990) 257.
- 16) K. Yabuuchi, Y. Kuribayashi, S. Nogami, R. Kasada, A. Hasegawa, J. Nucl. Mater. 446 (2014) 142.
- 17) R. Kasada, S. Konishi, K. Yabuuchi, S. Nogami, M. Ando, D. Hamaguchi, H. Tanigawa, Fusion Eng. & Des. 89 (2014) 1637.

著者紹介



笠田竜太 (かさだ・りゅうた)

東北大学金属材料研究所 原子力材料工学
研究部門

(専門分野/関心分野) 核融合炉材料, 原子
力材料, 照射効果, ナノインデンテーショ
ン, メカニカルアロイニング, 環境効果,
コーティング

第4世代原子炉の開発動向

第5回 ガス冷却高速炉(GFR)

日本原子力研究開発機構 佐藤 浩司

冷却材としてヘリウムガスを利用するガス冷却高速炉(GFR)は、正味熱効率が45%以上と高く、発電以外にもその高温熱の産業(水素製造、プロセス加熱等)利用が期待されており、また、閉燃料サイクルと組み合わせることにより、持続可能性(ウラン資源の有効利用及び高レベル放射性廃棄物の発生量・毒性低減)等を有するシステムとすることができるため、第4世代原子力システムの候補概念の1つとして欧米で開発が進められている。ただし、GFRはこれまで建設経験がないため、その実現のためには高中性子束下で高温・高燃焼度に耐えうる炉心燃料・材料、信頼性の高い崩壊熱除去系等の枢要技術開発が必要である。

KEYWORDS: GFR, Gas-cooled Fast Reactor, Generation-IV reactor, GIF, Helium, Brayton cycle, GFR2400, ALLEGRO, Experimental Demonstrator, EM²

I. はじめに

ガス冷却高速炉(Gas-cooled Fast Reactor: GFR)の開発は、当初1960年代から1980年代にかけて米国や欧州で、液体金属冷却炉(LMFBR)に代わる選択肢として概念設計検討が行われた。米国ジェネラル・アトミックス(GA)社では、GCFR(Gas-cooled fast reactor)プログラムとして、冷却材としてヘリウムガスを用いた300MWeの実証炉の、また、欧州ではガス冷却増殖炉協会(GBRA)の支援の下で、ヘリウムガス乃至は炭酸ガス(CO₂)冷却材を用いた1,000MWeの実用炉GBR1-4の予備的な設計研究が行われた。しかし、これらの初期の設計は、LMFBRの燃料設計(ステンレス製金属被覆管内にウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料を充填した構造)をベースとしたものであったため、燃料の金属被覆管の安全裕度が小さいことと、炉心の熱慣性が小さいことに伴う1次系配管破断による冷却材喪失事故(LOCA)時の炉心安全性確保が困難であるとの理由で、GFRの開発活動は1980年代に一旦終了した^{1~3)}。

2000年から始まった第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)で第4世代炉として6つの候補概念の1つとしてGFRが選定され、2006年には、EU、フランス、スイス及び日本でGFRのシステム協定を締結して、GFRの実用炉概念の検討とそれを実現するための実

験・技術実証炉 ALLEGRO の開発が進められてきた。現在、EUでは、ナトリウム冷却高速炉の代替概念として、このGFRは位置づけられている。2010年には、中欧のチェコ、スロバキア及びハンガリーの3ヶ国がALLEGROの建設を目指して研究協力するために覚書(MOU)を締結してコンソーシアムを設立し、2012年にポーランドがこれに参画し、2013年8月にはこれらのヴィシエグラード4ヶ国(V4国)が研究開発拠点としてV4G4 Center of Excellence(CoE)をスロバキアに設立した⁴⁾。2015年にはV4国は、GFRシステム運営委員会のEUの正式メンバーとなった。また、フランスの原子力・代替エネルギー庁(CEA)は、2017年4月からV4C4 CoEの連携メンバーとして技術協力をしている。なお、スイスは、2015年11月にGFRシステム協定から脱退している。

一方、米国GA社では、2008年に新たにGFRプログラムを立ち上げ、エネルギー増幅モジュール(Energy Multiplier Module: EM²)の開発を進めている²⁾。

日本では、1999年7月~2006年3月に実施した高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)において、実用化候補概念の一つとしてGFRの概念設計検討が行われた⁵⁾。

II. ガス冷却高速炉の特徴⁶⁾

GFRは、冷却材のヘリウムが化学的に不活性、核的に安定、減圧反応度係数が小さい、単相で沸騰しない、透明なため保守・補修が容易であり、炉心出口温度が850℃で正味熱効率が約45%以上と高く、発電以外にも高温熱の産業利用(プロセス加熱、水素、合成炭化水素燃

The development status of Generation IV reactor systems (5); Gas-cooled Fast Reactor (GFR): Koji Sato.

(2018年4月5日 受理)

■前回タイトル

第4回 鉛冷却高速炉

表1 ガス冷却高速炉と高温ガス炉との違い

	ガス冷却高速炉	高温ガス炉
中性子スペクトル	高速中性子	熱中性子
減速材	無し	有り(黒鉛)
燃料	炭化物燃料ピン	被覆粒子燃料
炉心の出力密度	100MW/m ³	4~10MW/m ³
冷却材出口温度	850℃	900~1,000℃

料の製造)が可能等の特長がある。

その一方で、ヘリウムガスは熱伝達率が小さく熱輸送力も液体金属に比べて約2桁劣るため、熱輸送力の向上と除熱性能を確保するために高圧・高流速での運転(大きなポンプ動力)が必要で燃料ピン等の振動防止対策も必要となる。また、炉心の出力密度が約100MW/m³と比較的高い反面、炉心構造材・冷却材の熱慣性が小さいため、LOCA時の炉心の温度上昇が急峻となるため、信頼性の高い崩壊熱除去系が必須で、さらに高温・高速中性子照射に耐え得る燃料・材料等の開発が必要である。

なおGFRは、同じヘリウムガス冷却材を用いる高温ガス炉とは、耐高温構造材料、ガスタービン発電、ブローア、水素製造等の高温熱利用等の技術開発課題は共通であるが、表1に示すように、利用する中性子スペクトル領域、減速材の有無、燃料形態、炉心出力密度、冷却材出口温度等が大きく異なる⁷⁾。

III. 国内外の開発状況

1. 海外の開発状況

以下では、欧州で開発中のGFRの実用炉概念GFR2400と実験・実証炉ALLEGRO、並びにGA社のEM²について紹介する。

(1) GFR2400^{6~8)}

GIFの技術ロードマップ(2002年)⁹⁾では、SiC被覆の混合炭化物燃料(UPuC/SiC)、平均出力密度100MW/m³、小型の熱・電気出力600MWt/288MWe、熱効率48%、1次系圧力9MPa、ヘリウムガスタービンをを用いた直接ブレイトンサイクルをレファレンスシステムとしていた。(図1)

しかし、2007年以降は、持続可能性を維持(ブランケット無しでbreak-even達成)し、高温ガスタービンに係る開発リスクの低減とタービンの作動流体の選択肢に柔軟性を持たせる観点から、高熱伝導率で高密度の炭化物ペレット燃料を耐熱性セラミック(SiC/SiC複合材料)被覆管内に充填したピン型燃料を用いた熱・電気出力2,400MWt/約1,100MWeの大型炉(GFR2400)、間接サイクル(2次系にヘリウム-窒素ガスタービン、3次系に水-蒸気タービン(ガスタービンの排熱を利用))をレファレンスシステムとしている(図2、図3)。なお、このようなガスタービンと蒸気タービンを組み合わせた複合サイクルは、既に天然ガス火力発電プラントでオープン

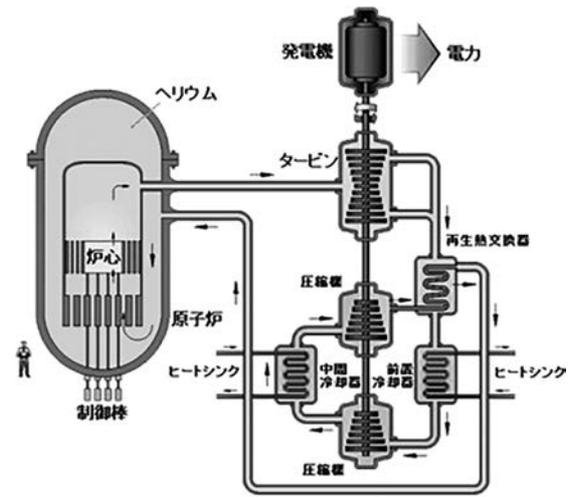


図1 理想的なGFR概念

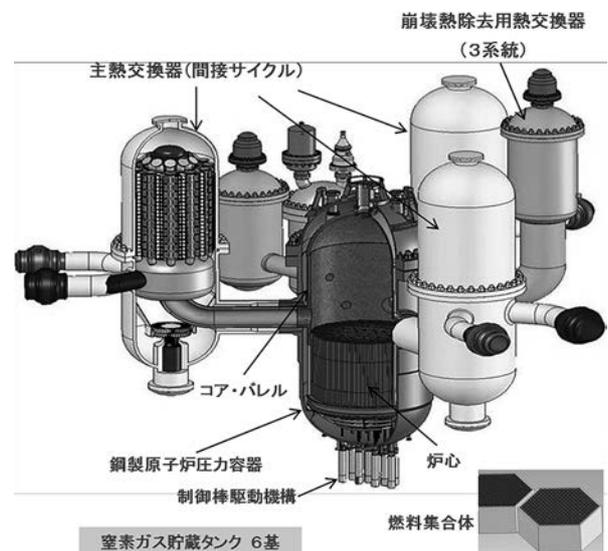


図2 GFR2400の原子炉と1次系設備

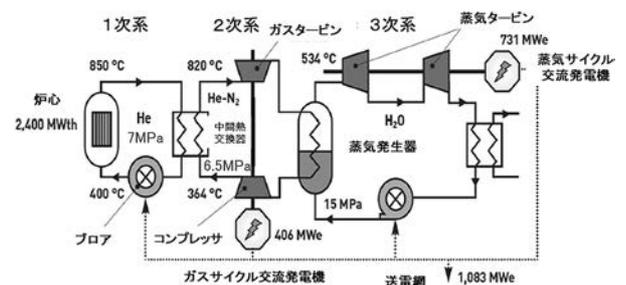


図3 GFR2400の冷却フロー

サイクルとして実用化されているが、GFRの場合には閉サイクルでのガスタービン技術を確認する必要がある。

プラントの特徴として、ヘリウムガスの炉心出口温度が850℃と高温のため、正味熱効率が約45%と高く、発電以外にも水素製造等の高温熱利用が可能である。しかし、ヘリウムガスは除熱能力が小さく、高出力密度(約

100MW/m³)で運転される GFR には高温ガス炉のような熱慣性の大きい黒鉛減速材が存在しないため1次系配管破断による冷却材喪失(減圧)事故(LOCA)時に全交流電源喪失(SBO)事象を重ねた場合にも、自然循環で崩壊熱除去ができるように3系統の独立した崩壊熱除去系を持ち、1次系は耐圧製のガードベッセル内に収納されており(図4)、減圧事故時には窒素ガス貯留タンク(6基)からヘリウムより重い窒素ガスが格納容器内へ放出され、自然循環冷却に必要な背圧とガス密度が確保できて崩壊熱除去ができるように工夫されている。

(2) ALLEGRO^{6~8}

GFR はこれまで建設経験のない革新的な概念であるため、V4G4 CoE では、GFR の実現可能性の実証と GFR 固有技術(燃料・燃料集合体概念、運転・制御技術、安全システム等)の定量化・確認を目的として GFR の実験・技術実証炉 ALLEGRO の開発を進めており、現行計画では現在は予備的概念設計段階であるが2021年から概念設計を行い、2025年以降に基本設計・詳細設計・サイト選定・許認可・建設・運転に進める予定である¹⁰⁾。

ALLEGRO のレファレンス仕様は、2009年にCEAが取りまとめた熱出力75MWt、炉心出力密度100MW/m³で、発電設備を持たないため、炉心で発生した熱は、1次系(2ループ)、2次系(水冷却)を介して大気中へ放熱される。1次系は全て耐圧製のガードベッセル内に収納されている。(図5)

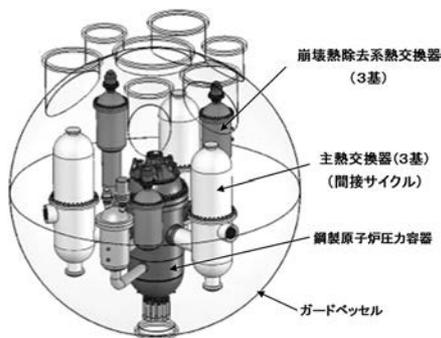


図4 GFR2400の球型ガードベッセル

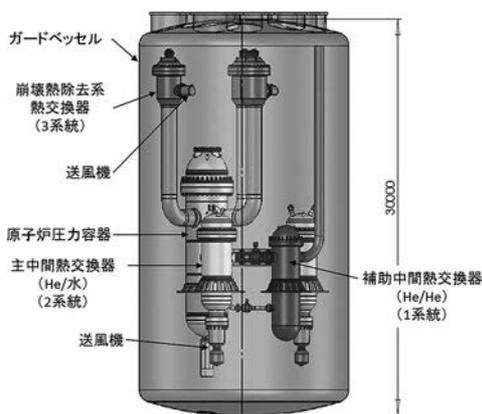


図5 ALLEGROのガードベッセル

初期炉心は、既存技術で達成可能な酸化物燃料(MOX燃料)ピン集合体で構成し、炉心入口/出口温度を260℃/530℃としてGFR燃料(混合炭化物ペレット燃料)の照射試験(照射燃料集合体の入口ガス流量を下げて炉心出口温度を850℃にして照射)を行い、将来的には全炉心をGFR燃料に交換し、炉心入口/出口温度400℃/850℃での運転を予定している。ただし、このMOX燃料を用いた初期炉心の安全解析結果から、LOCA+SBOを想定した場合には、現行の炉出力及び発熱密度条件下では、過渡時に金属燃料被覆管の融点を越える恐れがあるため、現在、GFR燃料照射ニーズを損なわない範囲内で、炉出力と出力密度を共に下げる方向での最適炉心設計の検討が進められている。また、初期炉心では取扱い易さの観点からMOX燃料の代わりにUO₂燃料の採用についても検討している。

(3) EM²²⁾

米国ではGA社が2008年から独自に、熱・電気出力500MWt/265MWe、直接ブレイトンサイクル(ガスタービン)の小型モジュール炉EM²の概念設計を進めている。

炉心燃料は、ピン型のポーラス状の炭化物中空低濃縮ウランペレット燃料(平均濃縮度14.5%)と炭化物中空減損ウランペレット燃料を軸方向に非均質に充填した構造で、炉心燃料の外周には重金属反射体(Zr₃Si₂)とそのさらに外周にはグラファイト反射体が設置されている。(図6)原子炉とガスタービンを含む電力変換ユニットは、耐圧製の2つのチェンバーからなる格納容器(ガードベッセル)内に収納されている。この格納容器は航空機衝突や竜巻等の外部事象にも耐えられるように地下に設置されており、さらに格納容器を収納する建屋の下部には免震装置が設置されている。(図7)

ヘリウムガスの炉心出口温度は850℃で、発電方式として直接ブレイトンサイクル(ガスタービン)と低沸点の有機媒体を用いたオーガニック・ランキンサイクルを組

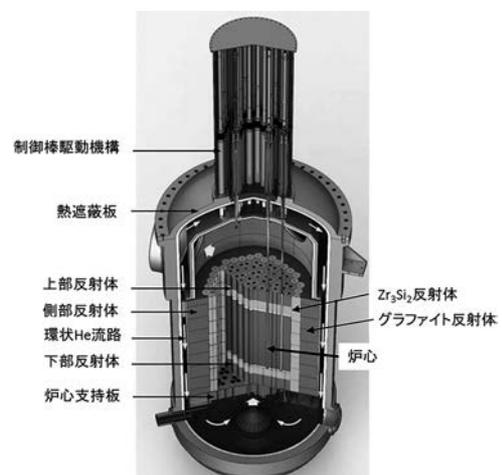


図6 EM²の原子炉断面図

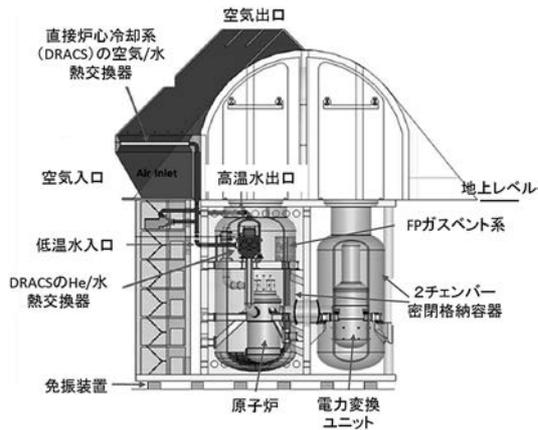


図7 EM²の格納容器と崩壊熱除去系(DRACS)

み合わせることで、正味熱効率53%を達成できるとしている。また、FPガスのベントシステムの採用によりピン内圧力は常に1次系ヘリウム圧より低く維持されるため、SiC-SiC複合材被覆管への燃焼に伴う機械的負荷(PCMI)は最小化されるよう工夫されている。

EM²の初期炉心は、軸方向にフィッサイル燃料とファータイル燃料を交互に配した構造で、ファータイル燃料領域まで燃焼領域が徐々に広がっていくコンセプト(convert-and-burn core design)であるため、燃料交換とシャフリング無しで約30年の長期運転が可能で、モジュールを組み合わせることで小型炉から大型炉まで対応が可能な概念である。大型炉としては、4モジュール(1,060MWe)を1セットにしたものをレファレンスとしている。

崩壊熱除去系として、2系統の直接炉心冷却系(DRACS)を有しており、安全上の特長として、同規模の熱出力を持ったナトリウム冷却高速炉のFFTF(400MWt)やPFR(650MWt)の炉心部の重金属装荷量は約3トンであるのに対して、EM²炉心には約41トンの重金属を装荷していることにより炉心の熱慣性が大きいことと相まって、GA社はLOCA+SBO事故等を想定した事象推移においても安全性を保てる」と評価している。

2. 日本の開発状況⁵⁾

日本では、1999年7月～2006年3月に実施した高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究(FS)において、実用化候補概念の一つとしてGFRの概念設計検討が行われた。検討の結果、GFR実用炉のレファレンス概念として被覆粒子型窒化物燃料を横方向冷却コンパートメント型集合体構造、乃至は六角ブロック構造などで冷却する炉心構造で、発電方式として直接サイクルガスタービンを採用した熱・電気出力2,400MWt/1,100MWeのものが選定された。(図8)しかし、FSフェーズIIの評価では、被覆粒子燃料の開発や高温耐性に優れた材料の開発など概念の成立性を左右する基礎的な技術課題があるため、GFRは「主概念にはない魅力を有し、将来ニ

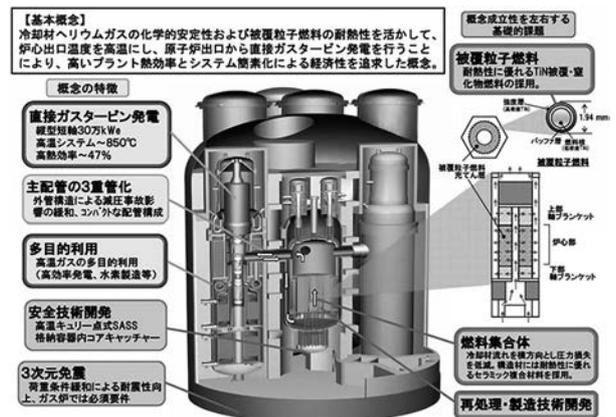


図8 FS フェーズIIで構築したGFR実用炉概念

ズなどの不確実性を考慮し、選択肢に多様性を持たせる概念」として補完概念の一つとして選定されたが、その後、国の予算が主概念として選定されたナトリウム冷却高速炉に重点化されたため、原子力機構でのGFR開発の実質的な進展は無い。

一方、京都大学では炉心材料としてSiC/SiC複合材の研究を行ってきており、最近では、2011年の東電福島第一原子力発電所事故を契機として始まった軽水炉のジルカロイ被覆管に代わる事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel)としてSiC/SiC複合材を用いた被覆管の研究開発も行っている。2013年に、京都大学はGIF GFRシステムの燃料・炉心材料暫定プロジェクト管理委員会にも加入して活動を行っている⁴⁾。

3. 主要な開発課題への取組状況

GFRの実現を左右する重要な開発課題として、燃料・材料、崩壊熱除去系、ガスタービン等がある。これらの開発課題の中でガスタービン技術等については、高温ガス炉と共通する技術開発課題であり、開発フェーズが先行している高温ガス炉の技術開発に負うことが可能であるが、燃料・材料と崩壊熱除去系の開発は、GFR特有の課題である。以下では、この内、燃料・材料の開発状況について紹介する。

(1) 燃料・材料の開発

GFRの最重要な開発課題は、炉内の熱的、機械的および高速中性子束環境に耐えることができる堅牢な高温耐火性燃料および炉心構造材料の開発である。安全性(および経済性)の観点から、事故時の自然循環除熱のためには炉心の圧力損失が低いことが要求される。また、高発熱密度を得るために、燃料中のアクチニド体積割合が高い方が好ましい。GFR燃料の選択肢として、これまで燃料の種類(酸化物、窒化物、炭化物燃料)、燃料形状(ペレット型、被覆粒子型、板状燃料等)、被覆材(金属、セラミックス等)等の種々の組み合わせを比較評価した結果、欧米では、混合炭化物燃料ペレット(UPuC)をSiC/SiC複合材被覆管内に充填したピン型構造が最も有

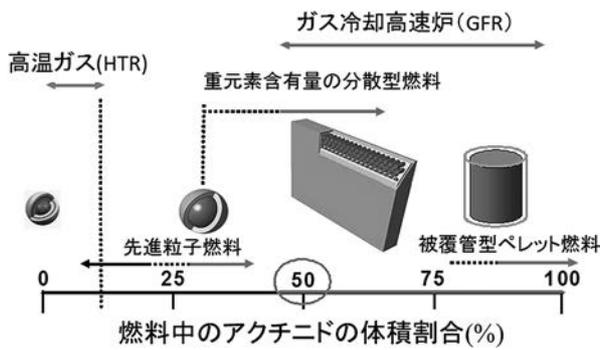


図9 GFRの燃料候補概念

望な概念として選択されている。(図9)

混合炭化物燃料については、インドのナトリウム冷却高速実験炉FBTRの炉心燃料として1985年から使われており、これまでに金属被覆管を用いた燃料ピン(0.7PuC+0.3UC)で最高燃焼度165GWd/tを達成している²⁾。米国GA社では、ノルウェーのハルデン炉でEM²燃料の照射試験を実施中である。また、V4G4 CoEはALLEGROの燃料開発のため、2017年6月にはロシアに建設中の多目的研究炉(MBIR)を用いた国際研究センターと研究協力覚書に署名している¹¹⁾。

IV. 今後の展開

高速中性子スペクトルとヘリウムガス冷却材の利点を活用した持続可能性のあるGFRは、ナトリウム冷却高速炉の代替概念として長期的な開発オプションとして魅力があるが、その実現可能性を見極めるためには炉心燃料や崩壊熱除去系の開発等の課題解決が必要である。同じヘリウム冷却材を用いる超高温ガス炉(VHTR)の技術開発レベルは、既に性能確認段階にあるが、このVHTRは燃料のワンスルーを前提とする概念であるため、GIFの目標の持続可能性を満足するものではないが、このVHTRをGFRのプリカーサ(先行的な原子炉)として、材料等の共通する開発課題については、互いに協力

していくことが望まれる。また、GFRの開発を加速するためには、GIF GFRに関心を示している米国のGA社の、GIF GFRの概念設計・安全等の各種プロジェクト管理委員会への参画が望まれる。

— 参考資料 —

- 1) A.E. Waltar, et al., (監訳者)高木直行, 高速スペクトル原子炉, ERC出版, 2016.
- 2) H.Choi and R.W.Schieicher, The Energy Multiplier Module (EM²): Status of Conceptual Design, Nuclear Technology, Vol.200:2, 106-124, 2017.
- 3) W.E.G.van Rooijen, Gas-Cooled Fast Reactor: A Historical Overview and Future Outlook, Science and Technology of Nuclear Installations, Vol.2009, 965757, Hindawi Publishing Corporation, 2009.
- 4) GIF Annual Report 2014, Gen IV International Forum, 2015
- 5) 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズII技術検討書-(1)原子炉プラントシステム, 日本原子力研究開発機構, 日本原子力発電株式会社, JAEA-Research 2006-042.
- 6) B. Hatala, Gas Cooled Fast Reactor, INPRO Dialogue Forum on Generation IV Nuclear Energy Systems, IAEA, 2016.
- 7) F.Carre, et.al., High Temperature Reactors (VHTR & GFR), Proc. of GIF Symposium, 2009.
- 8) R. Stainsby, et al., Gas cooled fast reactor research in Europe, Nuclear Engineering and Design, Vol.241, 2011.
- 9) A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, GIF-002-00, 2002.
- 10) L. Bělovský, et al., The ALLEGRO Experimental Gas Cooled Fast Reactor Project, IAEA-CN245-574, FR17, 2017.
- 11) News, Russia's MBIR centre to co-operate with V4G4, News of Nuclear Engineering International, 2016.

著者紹介

佐藤浩司 (さとう・こうじ)

日本原子力研究開発機構

(専門分野/関心分野)高速炉サイクルの研究開発, 安全設計・評価, 国際協力/海外の高速炉サイクルの開発動向



報告

高レベル放射性廃棄物の「地層処分事業に関する学習」から考える

NACS 消費生活研究所 浅野 智恵美

高レベル放射性廃棄物の処分は、原子力発電の賛否によらず、考えなければならない課題である。しかし、原子力政策を取り巻く不安や不信感が国民の中に根強く残る状況は、地層処分事業を進める上で大きな阻害要因となっている。人々が理解を深めるためには学習の積み重ねが重要である。地層処分に関する学習および研究所等の見学を通し、考え感じたことを報告する。

KEYWORDS: *high-level radioactive, NUMO, deep geological repository, opportunities for learning, JAEA, entry, quality, dry cask*

I. はじめに

原子力発電にともない発生する高レベル放射性廃棄物の最終処分は、原子力を利用してきたすべての国が向き合わなければならない避けては通れない共通課題である。すでに発生している廃棄物を現世代で解決するための方向性を、安全性と透明性を重視し、明確にしていくことが求められている。この問題の重要性を国民全体が十分理解する必要がある。しかし、多くの国民が問題の存在を知らない、または無関心のまま過ごしている。世代間の倫理公平性、処分事業と地域共生のあり方など、将来世代のために一人ひとりが自分事として考えることが重要となる。

地層処分事業に関する説明をこれまでに幾度か拝聴した。原子力関連はとかく専門用語が多く難しい。曖昧な認識や不安感、疑問、想像し難いことなどを多々散見する。そこで、原子力発電環境整備機構(以下、NUMO)が主催する「地層処分事業推進のための学習の機会提供事業」を活用し、学びの機会を得たことについて報告する。

II. 地層処分事業に関する学び

1. これまでの経緯

地球温暖化をはじめとした環境問題や社会が生み出す様々な問題が、産業活動のみならず消費活動から派生している。資源・エネルギーの枯渇や高レベル放射性廃棄物の処分のあり方などの課題が、私たちの暮らしを取り巻いている。安全・安心な暮らしを保ちつつ、どう歩

Think from 'learning on geological disposal project' of high-level radioactive waste : Chiemi Asano.

(2018年1月15日 受理)

進めていくべきかを考えることは一層重要となっている。

暮らしに欠かせないエネルギーについて生活者の視点で考え、話し合い、判断し、情報発信することを目的に、2016年秋に「ライフ & エナジー」というグループを設立した。会員は消費者教育等に携わる4名をはじめ、エネルギーについて学ぶフリーライターやフリーアナウンサーなどの計7名で構成されている。

「地層処分事業推進のための学習の機会提供事業」とは、NUMOが地層処分事業について全国の国民に理解を得るため、地層処分に係る学習を希望する団体等を対象に地層処分に関する勉強会や講演会、関連施設見学会等の自主的な学習活動を支援するものである。

この事業を活用し、2016年度は幌延深地層研究センターの見学および北海道大学大学院工学研究院の小崎完教授から地層処分に関する講義を拝聴した。地層処分の概念、日本の地層処分の技術的成立性、安全評価の考え方、技術と知見を継承していく重要性、今後の見通し等について学びを深める機会を得た。2017年度は事前学習およびNUMO担当者との意見交換を経て、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(以下、JAEA)核燃料サイクル工学研究所、日本原子力発電(株)東海第二発電所等を見学した。

2. 事前学習および意見交換会

2017年8月7日に事前学習として、NUMO担当者から科学的特性マップの位置づけ・要件・基準等について概要を伺った。その後、意見交換を持った。

(1)意見、質問とその回答(一部抜粋)

Q. 学校で高レベル放射性廃棄物の処分について考える

学習を取り上げてほしい。学習教材があっても教育カリキュラムに載っていないため、折角の教材が十分活用されておらず、年齢に応じた積み重ね教育や専門機関と教育現場の連携がとれていない。自分で考える力をつけ、ディベートなどを取り入れ異なる立場で討論をするなど、若年層からきちんと教えていかないと効果が出ない。無関心層の若い世代へのアプローチも大切である。エネルギー教育がしっかり行われてこなかったツケが来ている。

- A. 学習教材は2016年度、教育ワークショップにおいて出席委員のご意見等をもとに小・中学校用の教材を完成させ、2017年3月に全国の教育委員会および資源エネルギー庁のエネルギー指定校等に配布した。小中学校を中心に同教材を活用した授業を実施いただいている他、NUMO職員が高等専門学校に出前講座等で出かけている。次世代層が正しく知り、自らにとって重要な課題として学習し、情報に触れる機会や学習機会を拡大・充実していく。
- Q. 先生や学生の理解が進むことが大切ではないか。
- A. NUMOホームページで大学生による北欧訪問記を紹介している。YouTubeで動画の閲覧もできる。科学的特性マップ公表後は、NUMOホームページ等の閲覧回数のページビューが200%以上に増加した。
- ①核のゴミ処分 マジ討論～20代の私たちが考えたこと
2016年12月3日 9:30～10:00 BSフジで放映
- ②ガリレオX(エックス) 原発のゴミをどうするか？
2015年10月25日 11:30～12:00 BSフジで放映
- Q. フィンランドやスウェーデンの国民および地域住民が、なぜ処分地決定の賛成に動いたのかなど、先進各国の関係者の話を聞きたい。シンポジウム等の開催は、東京だけでなく地方にも目を向けるべきである。
- A. 世界各国にNUMOのような機関があり、情報共有を行っている。どの国も理解促進活動に苦労はあるが、事業者や規制当局等に対する信頼度が日本とは異なる側面が垣間見える。2016年3月28日に、東京で国際シンポジウムを開催した。基調講演をされた、地層処分事業の実施主体であるスウェーデン核燃料・廃棄物管理会社(SKB社)の副社長は、「対話の場に反対派の方を排除しなかった。サイト選定プロセスにおける透明性の確保と、対話を持ち続けることが重要。多様な意見を取り入れ、ディスカッション、コミュニケーションを深めていったら、全体の雰囲気が変わっていった」と述べている。今後も海外諸国の地層処分における取組みを多くの皆さまにご紹介する機会を作ってまいりたい。
- Q. 高レベル放射性廃棄物に対する拒否反応がある。放射性廃棄物の処理は、今ある廃棄物を処理するためなのか、原発の再稼働後も発生する高レベル放射性廃棄物をも処理すると考えているのか、福島第一原

発のデブリはどうするのか、その説明が必要と考える。

- A. 原子力発電がわが国のエネルギー需要を支える有力な電源である以上、今後も稼働を続ければ高レベル放射性廃棄物は増え続ける。NUMOはそれを踏まえて、ガラス固化体が4万本以上埋設可能な施設を1か所、建設させていただきたいと考えている。国内に存在するガラス固化体と、原子力発電所等のプールにある使用済み燃料を、今後再処理した際のガラス固化体を合わせると、すでに国内に約25,000本相当のガラス固化体があることになり、将来世代に先送りすることなく地層処分を進める必要があることを皆さまにご理解いただきたい。その一方で、廃炉措置となる福島第一原子力発電所では、高レベル放射性廃棄物を含む燃料デブリの問題があることも事実であり、わが国が直面している問題について、一般の方に分かりやすく説明することが大切と考えている。
- Q. 無人島など人の住んでいない場所を地層処分地として優先的に捉えることはできないか。
- A. 無人島であっても管轄する自治体のご理解は当然必要であるうえ、建設時に人が居住できるようインフラ整備を進める等の課題もある。
- Q. 沿岸海底域での地層処分の有り方はどうとらえたらよいか？人の居住地域から離れた海底域に建設すると考えると、負担感や不安が減る。
- A. 国の研究会では、陸地から斜坑を掘って沿岸海底下に処分施設を建設する場合の技術的検討も行われており、技術的には可能との結論が出ている。ただし、陸地から真っすぐ下に掘って処分施設を建設する方がコスト的には安いほか、地下水が海水だった場合の対応等も考慮する必要がある。

(2) 学びと感想

講義形式で話を一方的に聞く受け身の姿勢ではなく、少人数によるディスカッションが持て、不明瞭な点が明確になった。自分の言葉で意見や疑問をNUMO担当者に差し上げ、その場でリアルタイムにお答えいただけた能動的な関わりは、確かな学びにつながった。他者の意見や疑問から、双方向で学びを得ることもできた。

次世代層を含め一人ひとりが地層処分の問題を真剣に考えていくためにも、正しい判断ができる世代を育てていく必要がある。教育界への継続連携を構築していただきたい。スウェーデンやフィンランドとは国の政策が違うため、エネルギー問題や高レベル放射性廃棄物の処分に対する国民の意識感情もおおのずと異なる。そこに教育問題が関わってくる。子どもだけでなく大人が関心を持ち、家庭で親子が話し合うことも大切となる。

3. 核燃料サイクル工学研究所の見学

翌8月8日午前、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構(JAEA)核燃料サイクル工学研究所を訪問した。研究所の概要説明を伺った後、バスで研究所構内を移動し、地層処分基盤研究施設(ENTRY)および地層処分放射化学研究施設(QUALITY)内を見学した。

リスク規模の予測、人工バリアや岩石は地下水に溶けた放射性物質が拡がるのをどのように遅らせるのか。再処理技術開発センターにガラス固化技術開発部が位置付けられているが、高レベル放射性廃液の固化安定化技術は世界的に見て進んでいるのか。JAEAと高エネルギー加速器研究機構(KEK)が共同で茨城県東海村に建設・運営している大強度陽子加速器施設J-PARCでは、次期計画として、放射性廃棄物に含まれる長寿命核種を短寿命核種へ変換させる技術開発を目ざしているが、その実現可能性が気になった。放射性廃棄物の潜在的なリスクの低減に期待したい。

JAEAは1995年1月にガラス固化技術開発施設にてガラス固化体の製造を開始し、2002年6月に使用済み燃料の累積処理量1,000トン達成した。再処理業務を終えた施設の廃止を検討しており、全施設の廃止までにおよそ70年、1兆円が必要とのこと。高レベル放射性廃液の処理、取り出し、高放射性固体廃棄物の取り出し、高レベル放射性廃棄物処理施設の廃止はハザード・リスクが非常に高く安全面に不安を感じる。

使用済み核燃料を再処理する東海再処理施設の廃止措置計画は、1兆円という多大な費用が掛かること等から批判もある。六ヶ所村に建設中の再処理工場が稼働し、いずれ廃止される際は、その数倍の莫大な費用が発生すると予測されている。費用対効果の面から、原子力発電は安いという概念は当てはまらなると感じる。

4. 東海第二発電所の見学

8月8日午後は、日本原子力発電(株)東海第二発電所を訪問した。概要説明を伺った後、専用バスで構内を移動し、使用済燃料乾式キャスク貯蔵施設を見学した。使用済燃料乾式キャスク貯蔵は2001年に運用開始され、施設の貯蔵容量は約250tU、冷却、遮蔽、閉じ込め、臨界防止の4つの機能を持つ。使用済燃料は原子炉から1定期検査に約1/4づつ取り出されること、原子力発電の廃炉から高レベル放射性廃棄物の排出はゼロであり、低レベル放射性廃棄物のみであることなどを知った。

(1) 質疑応答

日本原子力発電(株)の原子力発電は停止しているが、事業を維持できているのはなぜかとの質問には、日本原子力発電(株)は日本に商用原子力発電を導入するため、電気事業連合会加盟の電力会社9社と電源開発等の出資によって設立された。その電力会社が卸売り売電先となっており、その売電契約により発電は出来なくても発

電所を維持するための固定料金は入ってくると回答を得た。

東海第二発電所は現在39年目である。40年で廃炉になるのかとの問いには、2018年11月28日で40年を迎えるが、現在、新規規制基準のルールにある運転期間延長認可申請について検討している。また、現在は、新規規制基準適合性に係る審査に全力で対応している最中である。更に8月に実施される茨城県知事選は、再稼働の是非が選挙の争点の一つとなっており、政治的なハードルや国の政策的なハードル等もあると伺った。

東京電力は沸騰水型原子炉(BWR)を、関西電力は加圧水型軽水炉(PWR)を利用しているなど異なるのは、海外技術がわが国に導入されたためであり、世界的にはPWRの方が多く、どちらかという主流であるとの情報を得た。

(2) 学びから得たもの

使用済燃料乾式キャスクに触れた際、掌に温かさを感じた。使用済燃料が原子炉から取り出されるまでは炉の中で臨界に至っていたこと、ドライキャスクに貯蔵された今も熱を持っていること等から、核燃料のエネルギーの強さを感じた。

使用済燃料は乾式キャスク貯蔵施設に一定期間貯蔵後、外部へ搬出時は輸送リスクに備えるため、乾式キャスク貯蔵施設より一旦発電所プールへ戻され、試験に合格した輸送用専用キャスクに移し替えられた後に、東海港から日本原燃(株)の六ヶ所再処理工場等へと輸送される予定。乾式キャスクが輸送キャスクを兼ねていれば、使用済燃料を移し替えるリスクや手間、コスト等を低減できる。

使用済燃料乾式キャスクの貯蔵作業VTRに蓋を手作業で閉める箇所があった。人間による目視や手作業を行う際は、ヒューマンエラーにつながらないように配慮が必要と感じた。

ドライキャスク建屋の入口脇に、米国アリゾナ州では原野に使用済燃料がコンクリートキャスク貯蔵されている写真が掲げられていた。筆者が米国に在時はトルネードに備え地下室のある家に住んでいたが、この写真を拝見し、テロへの備えやハリケーン、トルネードなどの災害発生に対し、国によって原子力政策およびリスク対応に大きな違いがあると感じた。

日本原子力発電(株)が置かれている厳しい現状を知り、経営状態が難しい中、前に進む困難さを痛感した。

Ⅲ. 安全に対する思い

地層処分は地下300mより深い岩盤に高レベル放射性廃棄物(ガラス固化体)を埋め、数万年から約10万年にわたって生活環境から遮断(隔離)する必要がある。10万年後に人類や地球はどうなっているのかを予測することは非常に難しい。安全性の分析・評価において超長期

にわたる実証実験が不可能であり、遠い未来に発生する未知の出来事や想定外に対する不安を払拭しきれない。一方で、原子力発電所が再稼働し、高レベル放射性廃棄物がさらに増えていくことにリスクの高まりを感じる。

技術的には信頼できるが、安全であると確信を持てるほど科学的な根拠は確立していないと感じた。技術面、地域の選定、運営面など総合的に安全と断言できる十分な知見を有しておらず、現段階で安全であると判断することはできない。しっかり考えていくためにも、学習を続けていきたい。

仮に、建設・搬入の途上で予期せぬ大地震が発生した際、人的被害や汚染が発生しないか？これまでも、活断層がないと言われていた場所で大きな地震が発生している。科学的特性マップで半島のほとんどが深緑で塗られた能登では、2007年に2000棟超の家屋が全半壊し、死者1人、負傷者300人以上に上る地震が発生した。いつでもどこでも地震が起こりうる日本は、地震大国という側面を持つ。北欧をはじめ欧米各国と大きく異なる特異な地域であり、一概に世界の動向と同等に考えるのは安直な判断につながると考える。高レベル放射性廃棄物は10万年という超長期保管が必要であるからこそ、地震や火山の隆起等のリスクがない場所、より安全な場所を慎重に選定する必要があると考える。

なお、高レベル放射性廃棄物を地上に置いておくリスクは、地層処分より遥かに大きいと認識する。新しい知見と技術が見つかり、たとえば化学分解等で高レベル放射性廃棄物をゼロにできたらと切望するが、現時点ではそれは叶わない。

IV. 学習の機会を得て

もんじゅ廃炉の行方やプルサーマル計画等は今後どうなるのか。地層処分に関する学びを重ねていく過程で、新たな疑問が芽生えた。そこで、35項目の質問を後日NUMOに送付したところ、すべての項目に丁寧な回答をいただいた。NUMO担当者の熱意と誠意ある対応に信頼を深めるとともに、改めて感謝を申し上げたい。このような関係性の構築が重要であると認識する。

最終処分地の見通しが立っていない中、安全安心を目指して日夜たゆまぬ研究が進められていることが見学者から判った。研究にかける情熱が担当者から伝わってきた。熱心な説明を研究者の方々からいただき、理解を深めることができた。また、原発事業者の考えを知り、使用済核燃料の貯蔵現場を見ることができたことは放射性廃棄物に対する理解に役だった。研究施設等を訪れ、現場担当者と直接言葉を交わし、現地を見て学習を重ねていくことは質の高い学びにつながる。研究業務と見学者対応の両立は大変であると察するが、国民に理解を深めてもらう事業として続けてもらいたい。

家庭から出るゴミと同じように、高レベル放射性廃棄

物は国民がエネルギーを使って出たゴミであること、地層処分の方法や研究の進捗状況を伝えていきたい。

V. 今後に向けて

日本で最初の原子力発電が行われたのは1963年10月26日である。一方、高レベル放射性廃棄物の処分問題については、原子力発電が開始される前の1961年より、原子力委員会で検討が始まっている。とはいえ、科学者や原子力発電の関係者は、いずれ蓄積されていく高レベル放射性廃棄物のリスクを、なぜ当初から国民に知らせなかったのか。後世の人たちからその点が問われる。20世紀、21世紀の人類が排出した危険物である高レベル放射性廃棄物に対し、責任を痛感する。

2000年に特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律が制定され、実施主体であるNUMOが設立された。原子力発電の事業が始まり約40年の年月が経過した21世紀に入ってから、「原子力発電のエネルギーを享受してきた現世代の責任」と言われ始めたことに一抹の違和感を抱く。日本に限らず原子力発電を導入した世界各国に言えることだが、ゆりかごから墓場までの政策なしに、高レベル放射性廃棄物の処理方法が確立していない状況で原子力事業が推進されてきたことは非常に残念である。

フィンランド、スウェーデンなどは処分場の決定に際し、地域住民はなぜ誇りを持つことができたのか。処分地決定プロセスにおいて、財政が逼迫する自治体の立候補を待つのではなく、スウェーデンのエストハンマル市のように「ハイテク技術が集まる工業地帯になる」という前向きな認識を持ち、胸を張って処分地を受け入れる方策を日本でもとることはできないか。地層処分事業地に決定したことに誇りを持ち、国民全体がその地に敬意と感謝の気持ちを持つことが重要となる。

過去を顧みると、原子力発電所が誘致された頃と今では様々な指標が異なる。社会や自治体、事業者は人の意思や環境負荷を無視して、算盤尽くで動く発想は捨てなければならない。交付金が町を豊かにする発想ではなく、地域住民が立ち上がり、魅力ある町づくりを進めていくことが重要となる。先行する諸外国の行方に関心を持ち、国際シンポジウム、国際セミナー等から学んでいきたい。

一方、福島第一原発の燃料デブリから出る高レベル放射性廃棄物量と処理方法は未定である。早急に対処が進むよう切に願う。原子力発電を再稼働すると、さらに高レベル放射性廃棄物が積み上がっていくことに対する説明はすべきである。処分施設の完成後は無人となり、地下深くに高レベル放射性廃棄物の処分施設が存在することになる。立地地域の経済や雇用に貢献できない状態になった際のフォローや対応策の提示が今後必要となる。

核燃料サイクル事業は継ぎはぎのパッチワークのよう

に感じる。いつまでたっても完成しない六ヶ所村の核燃料再処理工場、高レベル放射性廃棄物の最終処分地が決まらない現状など、政策の一部にもどかしさと矛盾を感じる。核燃料サイクル政策を見直すことは容易ではないが、課題が山積している現状を冷静に見極め、方向性を修正していくことも今後は考える必要がある。この先の未来のために、今を生きる私たちがしっかり考え、処分地を決めなければならない。

いずれにせよ、地層処分事業を早急に進めていくことが重要である。学習の機会を通し学びを重ね、考え知り

得たことを消費者講座等で伝え、共に考えていきたい。

著者紹介



浅野智恵美 (あさの・ちえみ)

NACS 消費生活研究所主任研究員
環境カウンセラー。地球温暖化防止、省エネ、3R、ごみ削減、生物多様性、海のエコラベル、消費者教育等をテーマとした講座をおし学校教育、企業、自治体事業等に携わる。

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－

(6月5日第11回論文誌編集幹事会、第12回学会誌編集幹事会)

【論文誌関係】

- ・平成30年4月16日～5月15日に英文誌へ22論文、和文誌へ4論文の投稿があった。
- ・英文誌掲載論文の編集委員会推薦論文(エディターズチョイス)の作成要項を承認した。
- ・福島廃止措置関連論文等英文化WGから、進捗状況の報告があった。学会創立60周年記念事業の一環として実施することとした。
- ・廃止措置関連特集号の論文募集に関して報告があった。
- ・英文誌 International Advisory Board に関する運営細則を承認した。
- ・和文論文誌投稿の手引およびテンプレート、英文誌のテンプレートそれぞれの改定案を承認した。

- ・各グループの平成29年度活動報告と平成30年度活動計画が紹介された。特に論文審査関係で編集委員による遅滞が多数発生しており、その対策を検討した。

【学会誌関係】

- ・60周年記念号記事企画の各組織への依頼状、原稿フォーマットを確認した。
- ・9月号の「風評被害への対応」企画の掲載予定記事の進捗状況を確認した。
- ・第50回(H29年度)学会賞で、複数の委員による記事候補の検討結果を受け、4件の記事提案書が提出された。すべて承認されたので、執筆者へ打診する。
- ・巻頭言、時論、その他記事の企画の進捗状況を確認し、掲載予定を検討した。

編集委員会連絡先<hensyu@aesj.or.jp>

新たな選択肢「放射性廃棄物の資源化」を考える —アンケート結果から見えてきた内容—

科学技術振興機構 藤井 恵美, 川島 正俊, 藤田 玲子

内閣府の ImPACT プログラムで実施している「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」のこれまで3年半の研究成果を報告すると共に、成果として得られつつある「新たな処分方式」と「クリアランスレベルの提案」について幅広く一般の方々から意見をいただき、残された研究期間(1年)の「資源化」のまとめ方に反映するためにシンポジウムを開催した。シンポジウムのアンケートからは研究のコンセプトに賛同する意見を多くいただいた。従来から引き継がれて伝えられていた廃棄物処理・処分などの従来技術と対応方法に関して、技術により新たな選択肢があることへの見識とその具体的開発が、現状の閉塞感打開への技術実現につながるとの期待が多くあることが分かった。

I. はじめに

総合科学技術・イノベーション会議(CSTI)が主導する ImPACT プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」では、原子力発電所からの使用済み燃料を再処理した際に発生する高レベル放射性廃棄物の問題へ「新しい選択肢」を提示することを目指している¹⁻²⁾。この問題は、原発賛成・反対にかかわらず、後世代への負担を軽減するためには、避けて通れない問題である。

本プログラムでは後世代への負担を軽減することはもちろんのこと、放射性廃棄物の資源化という新たな価値を創出することにも挑戦している。この社会的課題への挑戦がスタートして4年目となり、研究者・専門家による斬新かつ着実な研究開発の積み重ねにより、少しずつ成果が出始めている。それらの成果が今後どのように産業・社会へインパクトを与えるか、参加者の皆様とともに考えるために、一さあ、始まる“資源化”という未来—というシンポジウム³⁾を3月17日に開催した。

今回の公開シンポジウムでは、科学コミュニケーションの専門家を招き、参加者の皆様と一緒に議論し、より広い視野で“放射性廃棄物の資源化”という新しい価値創りに挑戦していきたいと考えた。

当日は、約100名の参加があり、そのうち8割が原子力関係者であった。基調講演「科学技術を使いこなすために—科学知と生活知のギャップを考える」(東大 佐倉先生)、ImPACTの技術成果紹介(5件)、パネル討論「高レベル放射性廃棄物の資源化」を行った。参加の方々のアンケート結果から見えてきた内容を紹介する。

プログラムを図1に示す。第1部と第2部間の休憩

時間に質問用紙を記入いただき、パネル討論の際に回答あるいはパネル討論のテーマとした。

II. “科学知と生活知のギャップ”とは

今回の基調講演にある“科学知と生活知のギャップ”はどのような意味なのだろうか? 「新たな技術選択肢」が社会で納得されていくうえで、必要な視点と、佐倉先生は説く⁴⁾。先生は「低線量被曝でもワクチンでも、専門的な知識が社会でうまく機能しないことがしばしばある³⁾。」ことをもっと真剣にとらえる必要があるとコメントした。

“科学知と生活知のギャップ”の概略をあえて短く紹介すると次のように言える。

生活知は、生活者の側の考え方とか規範とか価値観を優先して蓄積された知恵と言える。科学知(専門知)は、科学的な「正しさ」を優先している。

比喩的に、天動説(生活知)と地動説(科学知)で言うと、日常生活という場面では天動説の方が合理的だし有意義ですぐれた知識体系である。この場合、地動説が科学的に正しいとわかっているが、日常生活では無意識に天動説で表現している(朝日は東からのぼって、夕日が西に沈む)。

III. アンケートの結果

第1部と第2部パネル討論の間の休憩時間に回収した質問用紙には30件の質問・意見が寄せられた。内訳は①実現性/技術16件、②コスト/エネルギー収支8件、③科学コミュニケーション4件、④地層処分2件、⑤国際動向1件などであった。

パネル討論の冒頭に②に関しては以下のような回答を

ご挨拶および招待講演	
13:00-	開会の挨拶および趣旨説明/藤田玲子(ImPACT プログラム・マネージャー)
13:05-	内閣府挨拶—藤田プログラムの意義—/鈴木富男(内閣府 参事官)
13:10-	基調講演「科学技術を使いこなすために—科学知と生活知のギャップを考える—」 佐倉統(東京大学 教授)
第1部 プログラム紹介・成果報告	
13:45- 14:00	全体概要「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」の取り組み 藤田玲子(ImPACT プログラム・マネージャー)
14:00- 14:15	研究発表1：偶奇分離—原発のゴミから資源を高効率で分別する— 緑川克美(理化学研究所 チームリーダー)
14:15- 14:30	研究発表2：核変換—放射性物質を高効率で短寿命・無害化する— 櫻井博儀(理化学研究所 副センター長)
14:30- 14:45	研究発表3：加速器—核変換を実用化する革新的機器を開発する— 奥野広樹(理化学研究所 副部長)
14:45- 15:00	研究発表4：新たな処分方式に向けて—より安全に処分する方法を考える— 西原健司(日本原子力研究開発機構 研究主幹)
15:00- 15:15	研究発表5：クリアランスレベルの提案—安心して再利用するための基準を調べる— 高橋千太郎(京都大学 教授)
	休憩
第2部 パネル討論「高レベル放射性廃棄物の資源化」	
15:35- 15:45	科学コミュニケーションの必要性/岸田一隆(青山学院大学 教授)
15:45- 17:00	討論 テーマ「高レベル放射性廃棄物の資源化」 ファシリテーター：岸田一隆(青山学院大学 教授)
	パネリスト： 藤田玲子(ImPACT プログラム・マネージャー) 西原健司(日本原子力研究開発機構 研究主幹) 高橋千太郎(京都大学 教授) 佐倉統(東京大学 教授) 滝順一(日本経済新聞 編集委員)
17:00-	閉会の挨拶/藤田玲子 ImPACT プログラム・マネージャー
-18:00	フリートーク(受付横ロビーにて、登壇者と意見交換できます。)

図1 公開シンポジウムプログラム

した。すべての長寿命核分裂生成物(Long-lived Fission Products(LLFP))を核変換するのではなく廃棄物の負担軽減や資源化できる可能性のある核種にまずは限定して研究を進める。加速器単独のエネルギー収支は良くな

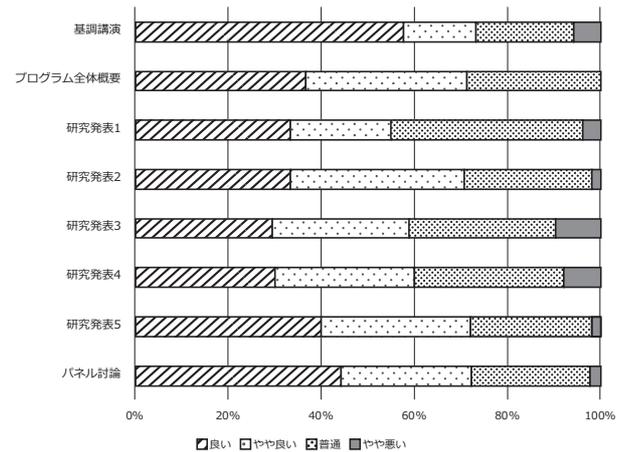


図2 アンケート集計結果

いが、システム全体のバランスを見れば、全FPを核変換するわけではないので問題ない。加速器単独のエネルギー収支が良くないという課題は最終的にはコストで評価することになる。

アンケートは各講演に対し、“良い”から“悪い”までの5段階評価すると共に“理由・ご意見・ご感想など”を記述いただいた。アンケート集計結果を図2に示す。

全体としての満足度(良い・やや良い)は67%あり、普通を含めると96%であった。

各講演に関するご意見・ご感想についての概要と主な意見は以下のとおりである。

1. 基調講演

科学知と生活知のギャップの理解はできたが、それらのギャップをどう埋めれば良いか、具体的な解決策を求める声が多くあったが、その答えは与えられるものではなく、一人一人が考えていくことにより、納得できる解決策となるのではないか。答えを求めているということは、今回の講演は、考えるための良いきっかけになるであろう。

2. 全体概要

プログラムのコンセプト・発想・目的・取組については、前向きな意見が多くあった。もう少し時間をとり、全体像の理解を深める場を持つことが今後の課題である。

- ・HLWを資源にするのは良いコンセプトだが、そのための投入エネルギーなどデメリットを踏まえた全体評価が知りたい。
- ・資源小国日本にふさわしい発想。久々のクリーンヒットと思う。

3. 偶奇分離(同位体のうち、偶数核種と奇数核種を分けること)

やや難しかったという印象を持たれる方が多かったが、処理コスト、投入エネルギーなど、技術的側面にとどまらず、より実現へ向けた質問もあった。

- ・イオン収率増大に向けた努力に期待。
- ・素晴らしい成果と感じた。自動イオン化準位の説明をもう少し詳しく聞きたい。

4. 核変換

分かりやすかったという感想が多い一方で、専門的なコメントもあり、参加者の知識にばらつきがある。核反応データの充実が期待される。

- ・ZrやPdの核破砕データが充実してきており、他のLLFPについてもデータ取得を進めていただきたい。
- ・核変換技術の一部を知ることができ、特に逆運動学が面白い。

5. 加速器

分かりやすかった、難しかったと、意見にばらつきが、他の講演よりもある。加速器という、一般生活になじみのないものなので、加速器の歴史の話が出てくるのは良かった、という感想もあった。参加者の知識の開きが他の講演に比べて一番大きく、また、前提として専門的な知識を分かり易く説明することが課題である。

- ・核変換の実用化に不可欠な革新的加速器の実現が可能との自信がうかがえた。
- ・大強度のビームを実現する上での技術的課題があることが理解できた。

6. 新たな処分方式

考え方、見方に関しては良い評価だった。情報開示の重要性をあらためて認識できた。

- ・最後にどう廃棄物を処分するかをフレキシブルに考えていて面白い。
- ・地層処分事業の道にはいつでも見返しの余地が残されているとの現実的見方が良い。

7. クリアランスレベルの提案

非常に分かりやすいという感想が多かった。クリアランスレベルの決め方についても、処分方式同様、プロセスをわかりやすく説明すること(情報開示)が重要である。これからの課題は、社会認知、社会的受容性を得ることである。

- ・非常に新しい試みで面白く、本事業の有用性を決定づける研究である。

- ・レベル設定のプロセスは良く解ったが、この考え方が社会認知されていないと思う。

8. パネル討論

分かり易い、おもしろい、人選の評価が良いという意見があった。深い認識ができたという意見がある一方、課題が広がりすぎ、という意見もあった。今後の課題は、会場からの声もまじえた双方向なパネル討論を実現し、議論を深め、社会的認知を広めることである。

全体を通しての意見・感想は下記のとおりである。

- ・コンセプトは面白い
- ・重要な役割を果たすことに期待
- ・資源化という新たな切り口は革新的、面白い
- ・まだ、全体プロセスとしての完成図が見えない
- ・多くの分野がかかっているので、多くの人に周知して大きな枠組での議論が必要
- ・チャレンジングなテーマ&広範囲に可能性のあるテーマで検討していることは良い。
- ・会場とのやりとりと議論を希望する。

IV. おわりに

本シンポジウムのアンケートを通して、「放射性廃棄物の資源化」というテーマに対しては挑戦的だが、研究開発する意義について賛同が多く得られたと言える。シンポジウムへ参加いただいた多くは、「放射性廃棄物」問題に大きな関心をもっている原子力関係の方々であった。従来から原子力の課題といわれている廃棄物処理・処分領域への関心の高さと、従来技術との対比に注目しつつ、技術により新たな選択肢を切り開くことへの見識・期待、特に現状の閉塞感打開への技術実現につながるのと期待が多くあることが分かった。しかしながら、技術や実用化に関しては緒についたばかりであり、今後の課題も多くある。多くの若手研究者に参画いただき、コンセプトから新しい日本発の研究開発を今後も精力的に進めていきたい。

また、廃棄物の施設のある六ヶ所村など現地でもこのようなシンポジウムを開催して欲しいとの要望があり、リスクコミュニケーションの実践にも努力したい。

— 参考資料 —

- 1) 藤田玲子, "ImPACT プログラム「核変換による高レベル放射性廃棄物の大幅な低減・資源化」を起点として", 日本原子力学会誌, Vol.58(2), p.28-30(2016).
- 2) <http://www8.cao.go.jp/cstp/sentan/about-kakushin.html>
- 3) https://www.jst.go.jp/impact/hp_fjt/symposium/
- 4) http://scienceportal.jst.go.jp/columns/interview/20150203_08.html

(2018年4月27日記)

アジアの若者が見る原子力 —タイ及びマレーシアの大学生との討論を通じて—

名古屋大学 大島 拓洋
東京工業大学 村本 武司
福井大学 浅原 章

修士コースの3名の学生がタイ及びマレーシアを訪問し、原子力を学ぶ同世代の学生とお互いの国の原子力について討論する機会を得た。彼らとの交流を通して、日本人から見た日本と彼らから見た日本との認識の違いや、国が違えども共通した課題があることがわかった。これらを踏まえて、将来の原子力分野の担い手として求められる素養や、今後学んでいくべき側面について、参加学生各々が感じたことを所見として紹介する。

I. はじめに

平成28年度「グローバル原子力人材育成ネットワークによる戦略的原子力教育モデル事業」の一環として、優れた国際感覚、高いコミュニケーション能力や情報発信能力をみがくため3名の修士コースの学生がタイのチュラロンコン大学及びマレーシア国民大学(UKM)へ併せて1週間滞在した。両国の原子力事情や現地の学生との討論を概観するとともに、交流を通じて得られた参加学生の経験を紹介する。

II. タイ・マレーシアでの討論の内容

1. タイの原子力事情とチュラロンコン大学との討論

タイの原子力事情について、タイでは放射線の応用以外の分野の高等教育が十分とは言えず、そういう分野の場合は学生を海外に留学させて知識を身につけさせるという説明があった。今後タイが原子力発電を導入するためには、自国内で原子力教育を充実させることが課題となるが、それは一朝一夕に実現するものではない。また、福島第一原子力発電所事故を受け、2020年の原発導入に向けた計画が再検討されることになったことによる影響は少なくない。

討論では、社会問題に関するトピックが関心を引き、タイの学生からは、「これからタイが原子力発電を導入するにあたって、どのようなことに気をつけるべきだと思うか」という質問があった。これに対して私共から、「信頼を保ちつづけることが重要であり、どのように政策を進めていくかという戦略が大事だと思う」、また、「一度失った信頼を取り戻すことは非常に難しい。情報公開とリスクマネジメントは、信頼を保つための有効な

ツールであると思う」と付け加えた。

2. マレーシアの原子力事情と UKM との討論

UKMの学生からは、マレーシアはアジアの原子力エネルギー利用の仲間入りを目指す一方、福島第一原子力発電所事故による原発導入計画の延期や、市民による強い反対運動に直面しているという説明があった。そして、彼らの抱えている一番の問題は、政府が国民から信頼されていないということだ。政府がやることにに対しては何であれ国民は反対しているため、今の政府のままでは原発の導入がより困難となっている。しかしたとえ政府が変わったとしても、その新しい政府に原発を進める意思があるかどうかは不明であり、先行きがわからない。

UKMの学生の関心は原発導入の方向に向けられていると感じ、日本の学生から、「唯一の被ばく国であり、かつ、未曾有の原子力災害を引き起こした日本が、原発を輸出しようとしている。もし、仮に日本がマレーシアに原発を輸出しようとしてきたとしたら、それは受け入れられると思うか」という質問を投げかけてみた。意外にも、彼らはいずれの質問に対しても肯定的であった。「日本は世界でも有数の原子力技術を持っていて、かつ、原爆や事故など、多くのことを経験している。日本の技術は事故によってさらに改善されているはずだから、もっと世界に積極的にそれを広めていくべきだと思う。私としては、日本がマレーシアの原発を輸出するのは“あり”だと思う。受け入れられると思う。」というのが、彼らが総じて同意した見解であった。アジアのこの二つの国が日本に対して持つ印象は、私たちが思っているよりも良いのではないかと感じた。

Ⅲ. 参加学生の所見

1. 名古屋大学 大島 拓洋

タイ・マレーシアの学生との討論と交流を通して、原子力が抱える共通の問題はあるが、解決する方法が大きく異なるのではないかと考えさせられた。討論においては、両国の学生は原子力の技術面だけでなく、自国の社会問題についても言及する機会があった。両国とも日本とは異なるエネルギー問題や、歴史・宗教的な背景を持っていることが分かった。例えば、日本では福島事故の原因究明と、放射性廃棄物の最終処分に関する不安が根強い。タイでは原発導入の法整備が進んでおらず、福島の事故を受け、建設計画の見直しが行われている。また、マレーシアも同様に、福島事故以降原発導入に慎重になっていることが分かった。

日本は二国間協定を締結することで原子力関連技術の輸出を行っており、日本企業による海外での原子力発電所建設の計画も進められている。このようなグローバルな原子力産業の場で、私共が活躍するには、技術面を学ぶだけでなく、日本や他の国々が抱えるエネルギーに関する社会問題についても学ぶ必要があると痛感した。今後は語学だけでなく他国の文化に関する知識と、社会風土に適応する能力も磨いていきたい。

2. 東京工業大学 村本 武司

今回の海外訪問では、各国における原子力利用の現状を現地の学生や先生方との討論を通して身をもって理解することができた。それぞれの国で原子力分野における政策や技術水準は異なるが、国民との合意形成という共通した課題があった。この課題解決のためには、IAEAの提唱するグローバルスタンダードや原子力先進国で成功したコミュニケーション方法を参考にしつつ、自国の文化や風土にあった合意形成の手法を試行錯誤して纏めていく必要があると考える。なぜならば、今回の海外訪問で国によって効果的なコミュニケーションの仕方が大きく異なることを実感したためである。

さらに、国内外の同世代の学生との繋がりを深めることができたことも大きな成果の一つであった。派遣前の段階から参加学生同士でメールやSkypeで綿密な打ち合わせをし、当日は討論などで意見を交わすだけでなく、食事の席などでは他愛もない話もした。これらの過

程の中で、お互いの考え方、文化の共通点や相違点に気づき、多くのことを学びつつ繋がりも持つことができた。今一学生に過ぎない我々ではあるが、将来の原子力分野を担う世代として、今回得たこの小さな繋がりを国際協力などにおける大きな繋がりへと発展させたい。この刺激を糧に、将来の原子力分野の担い手として、勉学に励むことはもとより様々なことに挑戦し学んでいきたい。

3. 福井大学 浅原 章

今回の研修は、お互いの研究を紹介して科学的・技術的な知見を共有するだけでなく、討論を通じて政治情勢や社会的・文化的・地理的背景といった多様な観点から原子力の理解を深める有意義な機会でもあった。とりわけ、日本人が認識している日本の原子力と、国外の人々が認識する日本とでは少なからずギャップがあり、それは国家間の文化・社会の状況に由来しているものがあると実感出来、非常に有益であった。自国の資源や他国との輸出入の関係がその国の原子力利用の政治的判断に及ぼす影響の大きさもよく見て取ることも出来た。ある国の原子力事情を知るためには、その国の社会や文化といった背景事情を理解する必要があると実感した。

その一方で、国外の原子力事情に精通した日本人の学生はどれほど居るのだろうかという危惧の念も抱いた。仮に文系か理系かの偏った知識しか持たず、外国語を十分に使えないとなると、手に入れることのできる情報も偏ったものとなり、グローバル社会における日本の情勢・価値についての認識を誤ることになりかねない。それを防ぐためにも、他国を知り、国家間の相互関係についても学ぶ今回のような訪問は非常に有益ではないかと思う。筆者自身、今後も国内外での様々な活動に積極的に参加して、世界の原子力業界において日本が今後果たすべき役割を常に考えていきたい。

Ⅳ. これから

今回はわずか1週間足らずの短い海外研修であったが、相互に知見を共有して国際感覚を磨き、新たな示唆を得ることは十分可能であることが分かった。今後は、言語と国境の壁を越えた経験を重ね、将来の原子力分野を担うグローバルな原子力人材となることを目指す。

(2017年8月31日記)

I. はじめに

筆者は、国会に設けられた東京電力福島第一原子力発電所事故調査委員会の参与として調査のお手伝いをした中で、事故時の原子炉主任技術者(炉主任)の役割に注目して調査し、事故を起こした1~4号機の炉主任として1人がすべてを兼務していたことおよびその炉主任は1週間ほども現場に行かなかったことに驚いた。そこで、「事故時の原子炉主任技術者の在り方の再検討」を本誌(私の主張)に寄稿した¹⁾。その後、原子力規制委員会が新たに原子炉の規制基準を制定するに際して意見を聞かれた筆者は、上記のことを踏まえて原子炉主任技術者の重要性を主張した。ここではその後の状況について報告し、今後の課題を提起したい。

II. 改善されたこと

まず原子炉等規制法の下にある実用炉規則の中で、ただし書きとして認められていた複数の原子炉の炉主任兼務は削除された。これによって原子炉毎に炉主任がしっかりと選任されることになった。さらに原子力発電所(原発)の現場でも、平時はもちろん事故時においても炉主任の重要性が認識され、その役割が保安規定の中に明記されるようになった。このことは保安規定の審査基準に示されている。

III. 原発訪問と炉主任との意見交換

上記のように事故時の炉主任の在り方は著しく改善されたように聞いたが、再稼働した原発の現場で本当にしっかりと根付いているか、筆者は自ら訪問して確かめることにした。それに先だって新規制基準に沿って取られた種々の対策や設備ももちろん見学した。

さて実際に再稼働した原発というと、現時点で4か所、原子炉として加圧水型(PWR)6基のみである。具体的には、九州電力の川内(2基)、四国電力の伊方(1基)および関西電力の高浜(2基)と大飯(1基)の各発電所である。新規制基準に合格するための審査からいろいろな工事や設備の設置に長期間を要したのに加え、再稼働に対して厳しい地方自治体や住民運動があり、さらに運転にストップをかける裁判所まであって、再稼働はいずれも茨の道であった。筆者は特にお願いして大飯以外の原発を訪問し、重要なところを見学した後、炉主任と意見交換する場を設定していただいた。これら3カ所の原発訪問記の詳細は別報に譲る²⁻⁴⁾。

意見交換のため、まず炉主任とその代行者に会って挨拶した。真に粉骨砕身の努力によって再稼働を達成し、さらにそれ以後も毎日保安の監督に徹しているだけに、いずれも毅然として根性があるようで感銘を受けた。

炉主任方から出た意見を以下に列記する。(1)運転員や他の炉主任とのコミュニケーションを密にして、プラント情報収集に努めている(高浜では安全の統括者がいる)。(2)災害時に炉主任が活躍できるかどうかは、普段から炉主任が所員から信頼されているかどうかにかかっている。(3)再稼働のすべての工程に参加し、気になることがあれば担当者と徹底的に議論した。(4)保安規定の改定にも加わった。(5)原子炉起動後、通常運転に復帰するまで運転パラメータを常に監視した。(6)異常事態に対して冷静な判断があるので、自己研鑽に努めている(あまり忙しすぎないで、余裕を取るよう助言)。

もちろん炉主任だけで原子炉の安全性がすべて担いられるものではないが、これら三つの原発では炉主任がしっかりと保安の監督を行なっていて、これなら大丈夫という気がした。

IV. 今後の課題

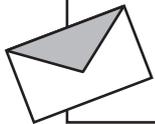
- (1)現在の炉主任方の能力と根性を将来にわたり保ち続けるにはどうすべきか?
- (2)電力会社などで、炉主任免状保持者の確保が難しくなっているらしいがこの対策は?
- (3)炉主任試験制度そのものの再検討。筆記試験問題の内容についても十分に検討すべきである(必要以上に難しいと言う声もある)。
- (4)炉主任の育成を目指す東京大学専門職大学院原子力専攻以外の大学の原子力関係学科・専攻においても、将来原子炉関係の仕事を目指す学生に対し、炉主任の試験に合格するような教育をすべきでないか?
- (5)原発のみを見てきたが、試験研究炉でも炉主任の問題があるのでは?
- (6)本学会でも、原子炉の安全性向上の一環として、炉主任に関する諸問題を検討していただきたい。

― 参考資料 ―

- 1) 木村逸郎, 本誌, Vol. 54, 755 (2012).
- 2) 同, エネルギーレビュー, 2016-2, 42 (2016).
- 3) 同, 同誌, 2017-6, 42 (2017).
- 4) 同, 同誌, 2018-1, 43 (2018).

(2018年3月29日記)

理事会だより



理事の仕事について

平成 28 年の 6 月に理事に就任してほぼ 2 年が経ちました。この間の経験から理事がどのような仕事をしているのかを紹介し、その中で私が主に担当してきました編集委員会の仕事について概略をご説明します。

原子力学会には理事会以外に皆様ご存知のように、企画委員会、総務財務委員会、編集委員会などの常置委員会、また福島特別プロジェクト、役員候補選任小委員会などの理事会直轄の委員会、さらに YGN 学生連絡会なども含めて、平成 29 年 6 月の時点で合計 23 件の委員会や連絡会などがあります。理事は学会の会務(企画、総務、財務、編集など)を処理して学会業務の組織的かつ効率的な運営を図るため、これらの委員会や連絡会にメンバーとして参加しています。6 月の第 1 回理事会でその年度の理事の分担が決まります。平成 29 年度を例に挙げると、会長は 23 件中 12 件、副会長は 9~11 件、会長・副会長以外の理事は 6~7 件の委員会や連絡会のメンバーとなり、円滑な運営に努め、重要な案件は理事会に付議しています。それぞれの委員会や連絡会の中での役割は、委員長・主査・代表、副委員長・副主査・副代表、幹事、委員、特別委員があります。例えば、私の場合、平成 29 年度は、編集委員会の委員長、総務財務委員会の委員、国際活動委員会の委員、ダイバーシティー推進委員会の委員、役員候補選任小委員会の委員、広報情報委員会の特別委員、会員サービス委員会の特別委員でした。委員会の開催頻度は、各委員会でも異なっており、年に 3~4 回程度のものから、総務財務委員会、企画委員会、編集委員会のように毎月開催されるものもあります。一人当たり平均して 1ヶ月に数回程度委員会・連絡会等に出席することになります。会長や副会長はさらに頻度が高いと思います。私は勤務先が都内ですので問題はありますが、特に地方から新橋の事務局に来られる理事の方々は、ご自身の本務が忙しい中、移動時間も含めて多くの時間を割かれていると思います。このような委員会や連絡会で審議された案件が、理事会で担当の理事から審議案件や報告案件として説明されます。理事会は 1 年に 8 回程度開催され、多くの審議案件などを処理します。例えば、今年の 3 月 20 日に開催された理事会では、審議事項が 14 件、報告事項が 11 件ありました。

ここで私が担当しました編集委員会について紹介します。原則として毎月第一週の火曜日の午前に論文誌の編集幹事会が、また午後学会誌アトモスの編集幹事会が

開催されます。編集委員会の主要なミッションは、英文・和文論文誌、および学会誌アトモスの編集・出版に関する事で、それぞれ論文誌編集長、および学会誌編集長を中心に仕事が進められており、編集担当理事は理事会と両編集幹事会の橋渡しが主な役割です。特に、通常の業務以外の新たな刊行物の編集・出版に関する事項は、理事会に付議しています。

例えば、論文誌の編集幹事会では、福島第一原子力発電所の事故後に学会誌や和文論文誌に日本語で掲載された事故関連の解説記事や論文などを国外の関係者等に周知し、将来にわたり保存するため英訳し出版することとしました。これについて編集担当理事として理事会で、翻訳する論文・解説記事などのタイトル、総ページ数などの規模、完成までのスケジュール、予算などを説明し、翻訳作業について承認をいただきました。出版の形態については論文誌編集幹事会で検討中であり、成案を得次第、理事会で説明し審議していただく予定です。

また、来年 2 月に学会は創立 60 周年を迎えますので、学会誌編集幹事会では、来年 4 月に 60 周年企画誌を発行することを考えております。メインテーマとして、まだ仮の案ですが「これまでをふりかえり、今後を展望する - 創立 60 年を迎え、学会は何をなすべきか」とし、現在構成などを詰めているところです。これについても、理事会で報告し情報を共有しています。なお、理事会でも学会全体としての行事を検討しています。

最後に事務局の役割について付け加えておきたいと思っています。各理事には、企画担当、総務担当、財務担当、編集担当など主な担当会務が割り当てられ、それぞれ責任を持って務めておりますが、実質的に学会業務の円滑な推進を支えているのは事務局の方々です。理事会、各委員会とも事務局の方々のおかげで仕事が滞りなく進んでいます。現在、委員会などに事務局の方々はおブザーのような位置づけで出席されていますが、事務局の方々がより前面に出て、積極的に意見を述べられたりした方が議事進行の効率化が図られるのではないかと常々感じています。

(理事 木下 泉)

「理事会だより」へのご意見、ご提案の送り先
rijikaidayori@aesj.or.jp