

### シリーズ解説

我が国の最先端原子力研究開発  
No. 22 理化学研究所(第1回)

### 14 放射光の現状と将来—光の性能へ高まる要望と技術革新

我が国の放射光は、強いX線から高輝度ナノビーム、さらにX線自由電子レーザーへと、その利用が拡大しつつある。その放射光はこれまで、どのような役割を果たしてきたのだろうか。これからはどうなるのだろうか。

高田昌樹, 山本雅貴, 石川哲也



### 解説

### 20 世界の高速炉サイクル技術開発の動向(第2回)—各国のナトリウム冷却高速炉サイクル技術開発の現状と展望

各国が注力して開発を進めているナトリウム冷却高速炉。今回はロシアやインド、中国、米国、韓国、フランス、そして日本の現状と今後について、関連する核燃料サイクルを含めてより掘り下げて紹介する。

三島嘉一郎, 齊藤正樹, 永田 敬

### 37 ナチュラルアナログ; 自然に学ぶ地層処分—数万年先を予測する工学技術とは?(第2回)

地下環境の長期的なバリア機能を把握するためには、地球化学プロセスの“ナチュラルアナログ”による現象理解が不可欠である。

北山一美, 佐藤 努, 吉田英一

### 表紙の絵 「運河のほとり」 会沢文朗

第41回「日展」へ出展された作品を掲載いたします。(表紙装丁は鈴木 新氏)

ベルギーのゲントは、歴史的な石造りの建物を縫うように運河がめぐり、建物にはレストランやカフェとして今も人々の営みがあり、歴史的な時間と現代が融合している風景である。新緑の木々は春の到来を喜んでおり、爽やかな風が吹きぬけている。

### 巻頭言

### 1 核兵器のない世界に向けて次の知恵と行動を

田上富久

### 時論

### 2 シンビオティックな社会の構築を目指して

科学技術と人・社会・環境との関わりにおいて望ましい共生とは何か。

吉川榮和

### 講演

### 43 JCO事故後に原子力事業者が取り組んで来た活動—「2010年春の年会」原子力発電部会企画セッション講演報告

JCO事故以降、原子力事業者は安全文化の醸成活動、ピアレビュー活動、品質マネジメントシステムの導入などに取り組んできた。

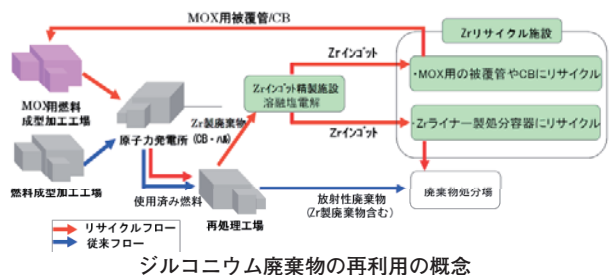
原子力発電部会

### 報告

### 47 原子力レアメタル利用の可能性—「核燃料サイクルの物質・放射線利用」研究専門委員会

原子力施設で利用あるいは発生したレアメタルを利用するためには、どのような課題を克服しなければならないか。

藤井靖彦



ジルコニウム廃棄物の再利用の概念

### 連載講座 実験炉物理: 未来へのメッセージ 次世代の安全基盤の確立に向けて(2)

### 57 臨界安全と未臨界度測定

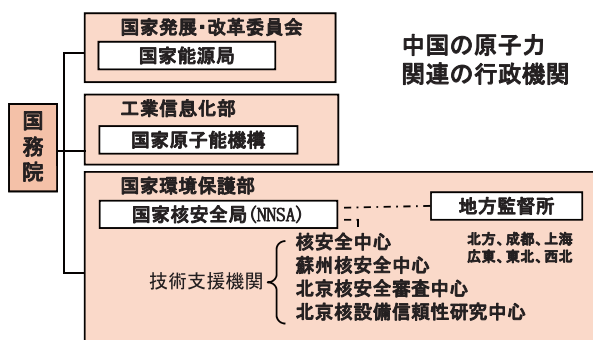
「臨界安全」とは何か。未解決の「未臨界度の絶対測定」とはいかなる技術なのか。ここではパルス中性子法、ミハルツ法、3次中性子相関法の測定原理と測定例を示す。

山根義宏

## ATOMOS Special 世界の原子力事情(9) アジア編

### 52 中国の原子力事情—目覚ましい発展を続ける原子力開発

中国では現在、21基の原発が建設中である。  
中山 元

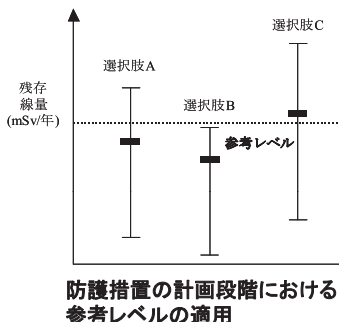


### 連載講座 ICRP 新勧告—新しい放射線防護の考え方と基準(6)

#### 62 緊急時被ばく

ICRP2007年勧告では緊急時被ばく状況における放射線防護について、総合的な防護戦略を考える中で最適な一連の防護措置を決定するという新しいアプローチをうちだした。

本間俊充



防護措置の計画段階における参考レベルの適用

### 会議報告

#### 67 中国の原子力発電への熱気

藤井澄夫

### お知らせ

#### 73 「2010年秋の大会」の見どころ

#### 委員長あいさつ/委員紹介

- 83 編集委員長あいさつ/委員一覧
- 84 部会等運営委員長あいさつ/委員一覧
- 85 企画委員長あいさつ/企画委員一覧

## 4 NEWS

- 産構審部会が産業ビジョン
- 原子力部会が報告書 推進行動計画を承認
- ヨルダンと原子力協定交渉開始
- 経産省、国内原子力発電所保安活動を評価
- 中国電に島根原子力保守管理で行政処分
- 保安院、規制課題で産業界とも意見交換実施へ
- 保安院が「原子力安全規制情報会議」を開催
- 日印政府、協定交渉を開始
- 関西電力・美浜1号40年目以降も運転へ
- 「原子力産業セミナー2010」を12月に東京、大阪で開催
- ロシア ATOMEXPO 2010に原産協会が参加団
- 超伝導体への磁気注入に世界で初めて成功
- 海外ニュース

### Relay Essay ドナウ川の畔から(4)

#### 68 ブラヴォー、ウィーン生活!

渡辺泰人

### 定点“感”測⑫

#### 69 もんじゅの運転再開の日を迎えて

橋本昭三

### ジャーナリストの視点

#### 72 核燃サイクルの現場から

西川 迅

### 19 From Editors

- 79 会報 原子力関係会議案内、主催・共催行事、人事公募、奨学基金寄付者、平成23年度奨学生募集要項、英文論文誌(Vol.47, No.9)目次、和文論文誌(Vol.9, No.3)目次、主要会務、編集後記

## WEB WEBアンケート

- 70 記事企画の努力の成果が見られたこの1年  
1年間のWebアンケート結果を横断的にまとめました。

小林容子

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

# 核兵器のない世界に向けて次の知恵と行動を



長崎市長

**田上 富久**(たうえ・ともひさ)

1956年生まれ。九州大学法学部卒業後、長崎市役所入所。長崎市観光部観光振興課主幹、長崎市企画部統計課長を経て2007年4月から現職。

2010年の核不拡散条約(NPT)再検討会議が終わった。

閉幕ギリギリまでの交渉の結果、決裂だけは避けたいという各国の“最低限の合意”によって、最終文書はなんとか採択された。しかし、その内容は「核兵器のない世界」に向けて新しい取り組みを始めようという“意欲的な合意”を期待した被爆地にとっては、決して満足できるものではなかった。

NPT体制は、「核軍縮」「核不拡散」「核の平和利用」を3つの柱とする条約である。これは、1970年当時、核保有国であった米・ロ・英・仏・中の5か国にだけ核兵器の保有を認めるという意味では、明らかに不平等な条約であるが、“持ってしまった核兵器”が世界を破滅させないようにするための当面の方策として、人間のギリギリの知恵が生み出したルールでもある。

しかし、現実には条約発効から40年の間に、インド・パキスタンがNPT非加盟のまま核兵器を持ち、同じ非加盟のイスラエルも事実上の核保有と言われている。加盟国の中でも、北朝鮮は核兵器を製造して一方的にNPT脱退を宣言し、イランはNPTのルールを逸脱して核兵器の保有志向が疑われている。NPT体制は、核兵器保有国が十分な削減努力を怠っている間に、現実として、ほころんできているのである。

世界は、次のステップに進むための新しい知恵、新しいルールを必要としている。

私は、NPT再検討会議のNGOセッションでのスピーチで、「核兵器禁止条約」への努力を訴えた。国際NGOの主導で起草され、1997年にコスタリカが国連に提出、2007年には改訂版が国連に提案された「モデル核兵器禁止条約案(mNWC)」は、核兵器廃絶に向けた総合的・具体的な国際条約案である。NPTの不平等性から脱却しており、インドなどのNPT未加入国が加入する可能性も高い。潘基文国連事務総長も2008年10月に開催された「気運を掴む—大量破壊兵器及び軍縮にかかる新たな東西合意を築くための打開策」と題されたシンポジウムの中で、「核兵器のない世界」を「世界的な公益」と位置づけたうえで、核兵器禁止条約への支持を表明している。

テロ組織に核兵器が渡る危険性も含めて、世界の状況を冷静に考えれば、世界には次のステップに進むのをためらう時間的余裕はない。一日も早く「核兵器禁止条約」成立に向けて、国連の場で具体的な取り組みを始めてほしい。そして、日本政府にはぜひそのリーダーシップを取ってほしい。

また、核の傘の中において核兵器廃絶を訴えるという“被爆国(地)のジレンマ”を越えるため、「北東アジア非核兵器地帯」の創設についても、政府は今年の民主党マニフェストに記載したとおり、検討を始めるべきである。

核兵器は造るべきではなかった。もちろん使うべきではなかった。しかし、現実には持っしまい、そして、使ってしまった。さらに、再び使う可能性さえ残っている。この現実を乗り越えるために、世界は次の知恵を行動に移す時を迎えている。

(2010年 7月5日 記)



## シンビオティックな社会の構築を目指して



吉川 榮和(よしかわ・ひでかず)

特定非営利活動法人 シンビオ社会研究会  
会長

京都大学大学院工学研究科修了(工学博士)。動力炉・核燃料事業団FBR本部副主任研究員、京都大学教授を経て、2006年より現職。京都大学名誉教授。『新リスク学ハンドブック』(三松出版)などの著書あり。

### 1. シンビオ社会研究会の設立趣旨と経緯

“科学技術の急速な進展は人々の生活の利便性向上の反面で、事故による災害や、大量生産・大量廃棄による資源の枯渇や環境破壊で人類文明存続に危惧が生じている。科学技術の人・社会・環境との調和ある発展、社会の安全と安心の確保は21世紀の重要課題である”。

これは、京都大学が1996年4月に設立したエネルギー科学研究科の設立趣意の一節である。このような問題意識のもとに、21世紀のエネルギー問題を克服していこうという意気込みである。そこでは必然的に、科学技術、人、社会、環境の融和による共生の理念が求められる。同時に、その実践方法が描き出されなければならない。

1998年4月に、エネルギー科学研究科のエネルギー社会・環境科学専攻に、「エネルギー社会システム計画」講座が、時限3年の寄附講座として設置された。これを機に同専攻では、大学と社会が「エネルギーと社会・環境の関わり」をともに考える場としてシンビオ社会研究会を発足させた。

3年後、寄附講座の終了に伴い、シンビオ社会研究会は任意団体としてその活動を継続することになった。そして、2006年12月には、特定非営利活動法人に発展的に衣替えし、より広く社会に間口を広げて、シンビオ社会の研究会を続けて行くことになった。寄附講座時代から数えれば13年目の活動に入った。

シンビオ社会研究会は、科学技術の人・社会・環境との関わりを、特に「共生社会のヒューマンインタフェース」の視点から再構成することを課題としている。すなわち、高度に複合化した現代社会では、科学技術と人・社会・環境との関わりにおいて望ましい共生(シンビオシス)関係を生成しなければならない。そのために、科学技術と人・社会・環境との関わりあいもたらす「もの」と「こと」について、人の原理を中心にしたヒューマンインタフェースの観点から再構築をしていく。共生社会の課題を、立場の異なる様々な人々が共考して、相互理解し、それぞれの人々が絆を深めて、心豊かに人生を享受できることを実感できるようにする。社会啓発、研究調査、国際協力が活動の3本柱である。

シンビオ社会研究会は、まず国内の活動から始めた。その主な成果には、地球温暖化ガス排出削減に係る技術開発や社会政策に関する一般公衆への問いかけ(社会啓蒙書2冊の出版)に始まり、高レベル放射性廃棄物処理処分についてのIT利用のリスクコミュニケーション、IT利用の計算機化ダイバート支援システム開発とその大学・高校教育への適用、学習理論による原子力組織の安全文化醸成などの研究調査、技術的リスクと心理リスク双方の方法論を俯瞰する「新リスク学ハンドブック」出版(2009年6月)がある。また、毎年3月上旬に「エネルギー環境問題の国際動向」に関する講演会を開催している(関西原子力懇談会および日本原子力学会関西支部との共催)。また、ヒューマンマシシステム研究部会とは「原子力発電所ヒューマンマシシステムに関する技術交流会」で協力している。さらには、2007年から『国際カフェサロン』を開催し定着してきている。国際カフェサロンでは、日本に滞在中の外国人有識者を講師に招き、外国人から見た日本人、日本文化への率直な感想の講演を中心に意見交換している。

NPOとして出発した当初の目玉として、第1回「21世紀の共生型原子力システムに関する国際会議(ISSNP2007)」を開催した。この国際会議を通じて得られた情報や人のつながりは、本会のその後の展開に少なからぬ影響を与えてきた。ISSNP2007は2007年7月9～11日に、敦賀市の若狭湾エネルギー研究センターで多数の参加者をえて開催し成功を収めた。ISSNP2007期間中に、中国から参加のハルピン工程大学関係者から、同大学での第2回目(ISSNP2008)の開催を要請された。この時から、シンビオ社会研究会は中国を舞台とした国際協力に足場を広げたのである。筆者は2007年9月、ハルピン工程大学に特別招聘教授として入った。その前後から、シンビオ社会研究会は2008年9月に中国ハルピンで開催されたISSNP2008に全面的に協力した。なにせハルピン工程大学ではこのような規模の国際会議の経験はなく、お互いに苦勞する点多かったが、なんとか予定通りの開催に漕ぎ着けた。そのようななかで築かれた人間関係そして絆は、シンビオ研究会がさらに発展していく上での礎と

なった。

翌2009年5月には、中国ハルビン工程大学から中国原子力界向けの英文専門誌の編集発行での協力が要請され、国際ジャーナル発行にも取り組むことになった。結果、「International Journal of Nuclear Safety and Simulation」(IJNS)という英文誌を、2010年より年4回刊行している。シンビオ社会研究会は電子ジャーナルを発行し、ハルビン工程大学はそのコンテンツを雑誌として印刷頒布するという役割分担である。これまで ISSN シリーズ開催の縁で生まれた人的ネットワークを生かし、平成22年3月末に創刊号、6月には第2号を電子ジャーナルとして発行した。英文国際ジャーナル IJNS の発行は現在、中国では原子力関係の専門英文誌がないので情報発信媒体としての意義が大きい。中国政府の認可が当面の目標だが、認可取得のためには2年以上の発行実績が必要条件である。今後、中国では、中国原子力発電の急速な伸びが見込まれる。その安全性確保と向上に対しては、シンビオ研究会としても貢献できることを目指している。同時に、IJNS 発行においては、日本の原子力界の方々の投稿や協力をお願いしたい。

## 2. 2つのリスクコミュニケーションの図式から我が国原子力事業への提言

筆者は「2つのリスクコミュニケーションの図式」を提唱している。これは、「学習理論による原子力組織の安全文化醸成」(JNES 事業、研究代表者：杉万俊夫京大教授)の研究活動の一環として提案したものである。要点は次のようなものである。

リスクという言葉が、原子力関係者とそれ以外では異なって認識されている。原子力関係者が用いるリスクは、確率論的安全評価法(PSA)で代表されるような客観的な科学的リスクである。このようなリスク評価によっては、いくらこれで安全性が高いと一般社会に説得しても、一般社会の人々はそういう事故がいつかはきっと起こるに違いないと考える傾向が見られる。それをわれわれは誤解であると考え、原発で日々発生する大小様々なトラブル報道は、その時々社会風潮やマスコミの報道ぶりによって心理的かつ主観的な不安感を助長する。そのことで原子力の社会的受容性が左右される。

一般社会のこのような心理的かつ主観的な不安感(心理的リスク)をなくす科学的リスクの伝え方には、それを(a)ゼロと思わせるようにする、もしくは、(b)実際に限りなくゼロに近づける努力ぶりと実績を示す。(a)は、まやかしであり論外である。したがって、(b)しかないのだが、トラブル発生たびにその再発防止のため品質保証活動強化を強制すれば、それはまさに規制強化になる。その結果として、原子力組織に規制対応の文書業務を増加させる。規制報告のファイルが増える一方で、現場を知らない技術者、現場に出かける時間のない技術者が増

えるのではないだろうか。

「2つのリスクコミュニケーションの図式」の要は、再発防止から一歩進めて、むしろトラブル発生の未然防止活動に組織的に取り組むことを勧める点にある。それによって、社会と組織内のリスクマネジメントのインタフェースとなるリスクコミュニケーターを育成する。コミュニケーターは、社会の心理的リスク感の動向を把握して組織にフィードバックし、当然ながらその逆も行う。こうして“2つのリスク”つまり、原子力界の考えるリスクと一般社会の捉えるリスクを繋ぎ融和させ共有感を醸成する。そのことで、コミュニケーターを媒介として、組織が一体化してリスクを低減させ、トラブルの未然防止活動に取り組んでいく。そしてそのことが一般社会にも伝わりやすくなり、透明感を増すことになる。

この図式をもとに、中越沖大地震に襲われた東電柏崎刈羽原発の運転再開に係る原子力発電技術調査委員会をめぐる状況の分析を行った。この調査委員会は、東電、原子力安全委員会、原子力安全・保安院の担当者、新潟県の意向で原子力慎重派も含めて招聘された調査委員からなる。委員会での審議は、市民やメディアに公開して数十回を超えて開催された。委員会審議の経過をその背景を含めて分析し、国際会議でその成果を発表した。

最近、UAE への原発輸出において、我が国の企業が韓国の官民一体となった猛烈な売り込みに攻勢の前に敗退したことが話題である。韓国は中越沖大地震で停止した東電柏崎刈羽原発をもって、(1)日本の原発は地震に弱い、(2)日本の原発の稼働率は6割程度と効率が悪い、(3)日本の原発はちょっとしたトラブルでもすぐに運転再開できないが、韓国では1日で再開できると宣伝したという。UAE 原発受注競争で韓国が挙げたなかでも、日本の原発はちょっとしたトラブルでも運転がすぐ再開できないという背景には、保安院および安全委員会による許可だけではそう簡単には事態が打開しないということがある。そこには、原子力事業者が地域との共生のために交わっている安全協定という我が国独特の紳士協定がある。

その一方、原子力安全委員会は、立地地域の了解を得るのは原子力事業者の一義的責任としている。柏崎刈羽原発の運転再開は、我が国の原発の稼働率向上と地球温暖化ガスの排出量削減に寄与する。新潟県技術委員会の席上での東電関係者のリスクコミュニケーターとしての奮闘と粘り強い努力を多とする次第である。その事情は、なにも東電関係者に止まらず、電力事業各社を始め広く原子力界が共有すべきことであると思う。そのためにも、技術と社会のシンビオティックな関係を構築するための理念と方法論が多様な視点から開発され共有されることを期待している。

(2010年 7月25日 記)



このコーナーは各機関および会員からの情報をもとに編集しています。お近くの編集委員(目次欄掲載)または編集委員会 hensyu@aesj.or.jp まで情報をお寄せ下さい。資料提供元の記載のない記事は、編集委員会がまとめたものです。

## 産構審部会が産業ビジョン 原子力システム輸出を 法制度の整備支援も

経済産業省の産業構造審議会産業競争力部会(部長=伊藤元重・東京大学経済学研究科教授)は6月1日、日本産業の今後のあり方を示す報告書「産業構造ビジョン」を取りまとめた。政府が今後、取りまとめる「新成長戦略」を見据え、2月より計6回にわたり、産業界の重鎮ら参画のもと議論してきたもの。

今回、まとめられた最終版では、前回会合での骨子案に対し、意見公募なども踏まえ、「世界の主要プレーヤーと市場の変化に遅れた日本産業の『行き詰まり』を直視」、「戦後成長の『成長の神話』からの脱却」といった視点から、「産業構造の転換」、「企業のビジネスモデル転換の支援」、「『グローバル化』と『国内雇用』の二者択一からの脱却」、「政府の役割の

転換」からなる政府・民間を通じた「四つの転換」を冒頭に掲げ、「国を挙げて産業競争力強化に乗り出す」姿勢を打ち出した。

その上で、今後の産業構造転換の方向性として、まず、「インフラ関連/システム輸出」、「環境・エネルギー課題解決産業」、「文化産業」、「医療・介護・健康・子育てサービス」、「先端分野」を成長を牽引する戦略5分野に掲げたほか、これらを支える主要産業として、製造業、エレクトロニクス・IT産業、エネルギー産業について、今後の方向性とアクションプランを述べている。また、各分野・業種間の横串的な議論を踏まえ、日本のアジア拠点化、人材力強化など、9項目の横断的施策を示した。

(資料提供：日本原子力産業協会)

## 原子力部会が報告書 推進行動計画を承認 国内外の積極方策示す

総合資源エネルギー調査会の第25回原子力部会(部会長=田中知・東大院教授)が6月4日、経産省で開かれ、同省が報告書(案)「原子力発電推進行動計画—安全と信頼—世界の原子力新時代における日本の挑戦」を提示し、3月から4回にわたって審議してきた内容を取りまとめ、了承した。

鳩山由紀夫首相の退陣を受けて、同日午後の衆参各本会議で、民主党の菅直人副総理・財務相の首相指名を前に、会議の冒頭、増子輝彦・経産副大臣が挨拶し、「政権が変わっても、政策は継続されていく。報告書の題名には『安全と信頼』をあえて付け加えさせてもらった。エネルギー基本計画や政府の成長戦略の大きな柱となるものだ」と語った。

報告書では具体的な取組として、(1)新增設・リブレース、設備利用率の向上等を推進するための基本的取組、(2)立地地域住民や国民との相互理解と立地地域における地域振興、(3)科学的・合理的な安全規

制の充実に向けた対応、(4)核燃料サイクルの早期確立と高レベル放射性廃棄物処分等に向けた取組の強化、(5)ウラン燃料の安定供給に向けた取組の強化、(6)原子力の国際的課題への対応——を挙げた。

2020年までに9基の原子力発電所の新增設と設備利用率約85%(現状約60%)、2030年までには少なくとも14基以上の新增設と設備利用率約90%の実現を目指すとしている。

燃料サイクルについても、原子力発電の優位性をさらに高めるものとして、「確固たる国家戦略として、引き続き着実に推進する」と強調しているほか、原子力産業の国際展開を積極的に進めていくことは、我が国の経済成長のみならず、世界のエネルギー安定供給、地球温暖化問題、さらには原子力の平和利用の健全な発展にも貢献する、との意義を強調している。稼働率の向上や、既設炉の有効活用を図る方針も確認した。

(同)

## ヨルダンと原子力協定交渉開始 第1回をアンマンで

原子力発電導入を目指すヨルダンと日本政府は6月13日、日ヨルダン原子力協力協定の第1回締結交渉をヨルダンの首都アンマンで行った。

日本から小泉勉・外務省不拡散・科学原子力課長を交渉団長に関係省庁の関係者が、ヨルダン側からカマル・アアラジュ原子力委員会副委員長を交渉団長に関係者が出席した。

原子力の平和利用に関する協力を推進することを目的に、原子力協定の締結に向け、今後の取り進め方について議論したほか、協定内容に関する協議を

行った。同国との原子力協力では09年4月、東京で石田資源エネルギー庁長官とスハイル・アル・アリ計画・国際協力相が、経産省とヨルダン原子力委員会との間の原子力発電協力の枠組みを定めた合意文書に署名している。

ヨルダンは2030年にエネルギー自給率100%を目標とし、また、水不足解消を図る海水淡水化のため、2019年に1基の原子力発電所の運転開始を目指している。

(同)

## 経産省、国内原子力発電所保安活動の評価を発表 新検査制度下で試行

経済産業省の原子力安全・保安部会「検査の在り方に関する検討会」(委員長＝関村直人・東京大学工学系研究科教授)は6月14日、国内原子力発電所の保安活動の状況を客観的に評価する「保安活動総合評価」を取りまとめた。09年度より本格運用を開始した新検査制度の実効性向上を目的に試行されたもの。

具体的な評価は、発電所で発生した事故故障、検査で指摘された事項等に関する影響ごとに、安全機能、放射線影響、品質保証の観点から、「Ⅰ」～「Ⅴ」の5段階(逸脱・リスクの重い順)に区分した「安全重要度評価」(SDP)と、安全性にかかる運転状況を計画外停止回数などの運転実績指標を用いて、「レベル1」から「レベル3」および「安全運転上の問題なし」(同)に区分した「安全実績指標評価」(PI)の2つを組み合わせ、各号機ごとの保安活動の総合評価を導く。

総合評価は、「課題は見いだされなかった」、「軽微な課題が見いだされた」、「課題が見いだされた」、「重要な課題が見いだされた」、「許容できない課題

が見いだされた」の5段階で、「課題が見いだされた」、「重要な課題が見いだされた」、「許容できない課題が見いだされた」の評価となった号機については、抽出された課題内容を、次年度の検査・審査計画に反映することとしている。

このほど、取りまとめられた09年度試行結果では、「課題は見いだされなかった」と「軽微な課題が見いだされた」が29プラント、「課題が見いだされた」と「重要な課題が見いだされた」が23プラントで、「許容できない課題が見いだされた」はゼロだった。保守管理不備が問題となっている中国電力島根1、2号機は評価留保となっている。原子力安全・保安院では、今回の試行結果について、保安活動は「概ね適切に維持・運用管理されている」などとしている。

本制度については、評価方法の充実など、高度化を引き続き行っていくことが重要との考えから、今後3年程度、さらに試験的運用を実施し、より精緻化を図っていく。

(同)

## 経産省 中国電力に行政処分 島根原子力保守管理不備で

経済産業省は6月15日、中国電力島根原子力発電所で判明した保守管理不備を受け、原子炉等規制法に基づき、再発防止対策を明確化するよう、保安規

定の変更命令を発出した。これにより、保安規定の変更が認可されるまでの間、同1、2号機は運転できないこととなる。これに先立ち11日、直嶋正行経

産相は、同社・山下碩社長を東京・霞ヶ関の同省庁舎に呼び寄せ、同社に対し、大臣名文書による嚴重注意処分を行うとともに、処分内容を通知した。

今回の保守管理不備問題で、中国電力は3日、去る3月末から実施してきた点検実績調査の最終報告で、島根1, 2号機の点検周期を超えている機器数が511か所、点検計画表と実際との不整合が1,160か所あったとし、再発防止の検討を報告している。こ

れに対し、原子力安全・保安院は、同社の事案を受けた対応は「適切なもの」と評価する一方、点検計画表の策定段階、実施段階、反映段階のそれぞれに問題があり、実態との乖離が生じ、保守管理体制と品質保証システムが十分に機能せず、法令に基づく発電所保安規定に反し、原子力に対する国民の信頼を損なうこととなったとしている。

(同)

## 保安院、規制課題で産業界とも意見交換実施へ 10月に原子力安全規制情報会議

経済産業省の原子力安全・保安部会基本政策小委員会(委員長＝北村正晴・東北大学名誉教授)は6月21日、今年2月に取りまとめた「原子力安全規制に関する課題の整理」への取組状況について、原子力安全・保安院より報告を受けた。その中で、保安院は今後、産業界とも積極的に議論を展開していく方向を示した。

同小委員会は、「課題の整理」で、安全規制を取り巻く環境変化等をとらえ、「安全規制における経験と知見の活用」、「規制対象の変化を見越した取組」、「経済的・国際的な状況変化への対応」、「ステークホルダー・コミュニケーションに関する取組」、「機能的な規制機関への取組」の観点から、計42細目の課題を抽出した。これら規制課題に対する取組状況を保安院が整理、報告した。

発電所新検査制度に対応した保守管理体制の関連では、先般、島根1, 2号機を除く国内52プラント

の評価結果が公表された「保安活動総合評価」について説明があり、委員からは、国際水準と比較した際の整合性、社会から見たわかりやすさの点で、さらに検討を行い、より制度を充実させていくべきといった意見があった。

産業界とのコミュニケーション活性化については、保安院幹部による電力総連との意見交換、「原子力エネルギー安全月間」活動に伴う施設訪問などがこれまでの実績として報告されたほか、今後の取組としては、品質保証の実施状況や安全規制上の課題に関する経営層との意見交換や、産業界と規制当局とのラウンドテーブル・ディスカッションも近く行うこととしている。産業界、自治体、一般消費者など、多様なステークホルダーとの集中的議論の場として、「原子力安全規制情報会議」を10月7, 8日に開催し、安全規制の見直しに活かしていく。

(同)

## 原子力安全・保安院が「原子力安全規制情報会議」を開催—9月から参加受付

原子力安全・保安院は10月7, 8日の2日間、都内で「原子力安全規制情報会議」を開催する。原子力安全・保安部会基本政策小委員会が今年2月にまとめた原子力安全規制をめぐる課題などに関する5つの視点をもとに、多様なステークホルダーが集中的に議論する予定。内容は以下の通り。

### 1. 開催趣旨

原子力安全規制を巡る環境の変化や原子力安全に

についての一般社会の関心の高まりなどを踏まえ、(1)規制活動における多くの課題について、原子力安全・保安院自らが、その活動実績や活動計画について公開の下で説明を行うとともに、産業界、自治体、一般の方々等と安全への取組等についての意見交換を行うこと、(2)その結果を安全規制活動の不断の見直しに活かし、安全規制に対する一般社会の理解促進と信頼醸成につなげることを目的として、多様な



ステークホルダーと集中的に議論する「原子力安全規制情報会議」を開催します。

## 2. 実施概要

- (1) 主催：経済産業省原子力安全・保安院
- (2) 開催日：10月7日(木), 8日(金) 9:00~18:00
- (3) 開催場所：経済産業省庁舎内会議室(東京都千代田区霞が関1-3-1)

## (4) プログラム：

- ①基調講演
- ②プレナリーセッション(保安院の10年間の活動や安全規制活動について論議)
- ③テクニカルセッション(最近の国際的原子力を取り巻く環境の変化による我が国の安全規制の対応, プラントの運転年数が延びることによる保守管理, また, 中間貯蔵や放射性廃棄物など新しい規制分野の拡大, さらに原子力安全を巡る社会背景に一般社会の関心の高まりなどの環境変化に的確に対応していくため, 本年2月に 原子力安全・保安部会基本政策小委員会で取りまとめられた5つの視点(「経験と知見」, 「規制対象の変化」, 「国際的な状況変化」, 「ステークホルダーコミュニ

ケーション」, 「機能的な規制」)を踏まえて, 規制活動における課題10テーマについて, パネラーと会場(傍聴者)と意見交換を行う。

## (5) パネル参加(予定)

原子力安全・保安院, 原子力安全委員会, 原子力関係独立行政法人, 地方自治体, 国際機関, 大学等教育・研究機関, 学協会, 電気事業者, メーカー, 報道関係者などから約50名(10セッション:各5名)。

## 3. 傍聴者の応募等

- (1) 定員：一般参加者含め300名程度(事前登録制)
- (2) 参加費：無料
- (3) テクニカルセッションのプログラムの詳細及び応募の仕方：9月初旬に原子力安全・保安院 HP (<http://www.nisa.meti.go.jp/index.html>)においてテクニカルセッションの詳細プログラムを公開しますので, こちらを参照していただき, 参加申込みをお願いします。

(資料提供：原子力安全・保安院)

## 日印政府、協定交渉を開始 岡田外相が「産業政策に貢献」と意義強調

日本政府はインドと原子力協力協定締結に向けた第1回交渉を6月28, 29日の両日, 東京都内で行った。2国間交渉の開始は, 岡田克也外相が25日の記者会見で初めて明らかにした。核不拡散条約(NPT)に加盟せず核保有にまで至ったインドとの平和利用協力を目指す意義について, 岡外相は2年前の原子力供給国グループ(NSG)のインドへの例外的輸出承認以降の世界的な趨勢, 地球温暖化対策への貢献, 我が国のエネルギー・産業政策などへの寄与などを挙げ, 唯一被爆国としての国民感情がある中で, 「総合判断して, 非常に苦しい判断ではあるが, 協定締結をめざすことにした」と説明した。G20トロントサミットに出席していたシン・インド首相は27日, 菅直人首相との首脳会談で, 「日本との間で協議のプロセスが始まったことを喜ばしく思う」と述べた。

東京での2国間交渉には, 日本側から北野充・外務省南部アジア部審議官(日インド原子力協定担当日本外務省特別代表)を交渉団長とする関係省庁の関係者が, インド側からゴータム・バンパワレ外務省東アジア局長を交渉団長に関係者が出席した。

今回の交渉では, 日印間で, 今後の取り進め方についての議論のほか, 協定の内容に関する協議を行った。次回はインドでなるべく早い機会に開催する方針だ。

27日(日本時間28日)のトロントでの日印首脳会談では, シン・インド首相が, 日本が環境・エネルギー問題といったグローバルな課題について, 指導力を発揮していることを歓迎しているとした上で, 「民生用原子力分野でもさらに協力関係を築いていきたい。日本との間で協議のプロセスが始まったことを喜ばしく思う」と述べた。

これに対して菅首相は、「民生用原子力分野での協力について、「インドによる原子力の平和的利用のために協力できることは大いにあると思う。政府

としてもさまざまな形で協力したい」と述べた。

(資料提供・日本原子力産業協会)

## 関西電力・美浜1号40年目以降も運転へ

関西電力美浜発電所1号機(PWR, 34万kW)は6月28日、原子力安全・保安院より、40年目以降の運転に係わる長期保守管理方針の認可を受けた。同機は今年11月に1970年の運転開始から40年を迎えるが、今回の認可により、日本原子力発電敦賀1号機に次ぎ国内2基目、PWRでは初の40年を超す原子力プラントとして、運転を継続することとなる。

関西電力は、今回認可となった長期保守管理方針の範囲内で、美浜1号機の運転を最長10年程度とする方針を決定するとともに、電力の安定供給、地域の発展に貢献すべく、後継機設置の可能性について検討を開始することとしている。同社は昨年、法令に基づき、美浜1号機の長期保守管理方針を含む高

経年化技術評価を実施、国に対し、これを踏まえた保安規定の認可申請を行った。同機の高経年化技術評価は、運転開始から60年の期間までを仮定している。

これを受け、保安院は審査を実施、運開30年時点での高経年化技術評価が、その後の運転経験、技術的知見にも反映されているほか、着目すべき経年劣化事象の抽出、機器・構造物の健全性評価、耐震安全性評価など、同院の専門家ワーキング・グループによる審査を踏まえ、いずれも技術的妥当性を確認、総合的な審査の結果、その長期保守管理方針を認可した。

(同)

## 「原子力産業セミナー2012」を12月に東京と大阪で開催、参加企業を募集

原産協会は、主に大学生・大学院生を対象に、原子力産業の理解促進を図るとともに、企業・機関と学生の就職活動支援を目的として、2006年度より毎年「原子力産業セミナー」を開催している。第5回となる今年度のセミナーは、本年12月11日に東京・新宿エルタワー30階「サンスカイルーム」で、12月18日に大阪・ハービス OSAKA 地下2階「ハービスホー

ル」で開催する。

前回の「原子力産業セミナー2011」では、43社(延べ60社、東京会場37社、大阪会場23社)の会員企業によるブース展示に、全国から1,116名の学生が来場した。

(同)

## ロシア ATOMEXPO 2010に原産協会参加団を派遣

原産協会の服部理事長を団長とする9名からなる参加団が、6月5～12日までロシアを訪問した。同団は、7～9日にモスクワで開かれたロシア最大の原子力展示会と原子力会議「アトムエクスポ2010」に参加し、服部理事長はプレナリー・セッションで講

演。また、キリエンコ・ロスアトム総裁ほかのロシア原子力首脳と意見交換し、またカリーニン原子力発電所、クルチャトフ研究所、原子力大学等の関係原子力機関を訪問・見学した。

(同)

## 動画配信のご案内

原産協会では、原子力関係の情報を毎月、動画配信(インターネット・テレビ)「Jaif Tv」として、原産協会ホームページ(<http://www.jaif.or.jp/>)か

ら、無料でお届けしている。

2010年6月～8月の番組は以下の通り。

・新規導入にむけて動きだしたベトナム—原子力

発電計画の概要—(6/15公開)

・加速する原子力ネッサンス—世界の原子力発電開発—(7/15公開)

・京都大学原子炉実験所のいま(仮題)(8/16公開)

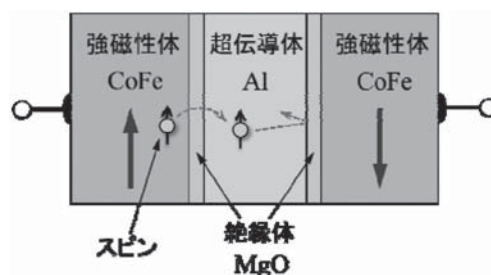
(同)

## 超伝導体への磁気注入に世界で初めて成功—超伝導を用いた量子コンピュータへ道を拓く

東北大学金属材料研究所の高橋三郎助教とIBMアルマデン研究所のStuart S. P. Parkin博士、Hyunsoo Yang博士、See-Hun Yang博士、日本原子力研究開発機構先端基礎研究センターの前川禎通センター長の研究グループは共同で、超伝導体へスピンと呼ばれる磁気を注入して超伝導を制御することに世界で初めて成功した。スピンとは電子がもつ自転のような性質のことで、この超伝導状態でのスピンは、通常の状態に比べて100万倍も安定であることがわかった。

前川センター長らは1999年に、電気抵抗がゼロの超伝導体を2つの強磁性体(磁石)ではさみ、超伝導体と強磁性体の間に薄い絶縁膜を挿入した積層構造のトンネル接合デバイスを考案。このデバイスでは、電圧を印加することにより超伝導体にスピン(磁気)を注入できること、磁石の相対的な向きを変えることにより超伝導を制御できること、それにより大きな抵抗の変化(トンネル磁気抵抗効果)を引き起こすことを理論的に予言しており、その実験的検証が望まれていた。

本研究グループはアルミニウム(超伝導体)、コバ



二重トンネル接合デバイスの概念図

ルト鉄(強磁性体)、酸化マグネシウム(絶縁体)からなる高品位の二重障壁トンネル接合デバイスを開発し、理論的に予言されていたスピン注入による大きなトンネル磁気抵抗変化の観測に成功した。これは、スピンは超伝導体で非常に安定に存在し続けられることを明らかにしたもので、従来の考えを修正するものである。この研究成果は、超高感度センサーや量子コンピュータの量子計算デバイスへの応用が期待される。

(参考：<http://www.jaea.go.jp/02/press2010/p10060701/index.html>)

(資料提供：東北大学、日本原子力研究開発機構)

### 海外情報 (情報提供：日本原子力産業協会)

[米国]

#### ウレンコ社の遠心分離工場が完成

大手濃縮企業のウレンコ社は6月2日、米ニューメキシコ州ユニスで建設中だった遠心分離法ウラン濃縮施設「ウレンコUSA/LES(最終処理目標5,700トンSWU)」が完成したと発表した。

米原子力規制委員会(NRC)の最終承認が得られ次第、営業運転が可能となる。操業は、同社の米国子会社のUSA/LES社が担当。同施設は、NRCの

建設・運転一括許認可を完遂した初の事例となる。

[ドイツ]

#### メルケル政権、財政再建計画で原子力事業者に課税

ドイツのA・メルケル政権は6月7日、来年から2014年まで4年間の財政再建計画の中で、原子力事業者に対し年間23億ユーロの課税を検討していることを明らかにした。既存原子炉の運転期間を延長する交換条件と見られていることから、7月に公表さ

れる国家エネルギー計画の中で具体的な政策変更が示される可能性に期待が高まっている。

ドイツでは国内で稼働する原子炉17基のうち、ネッカー、ビプリスA、イザールなど、5基の原子炉が数年以内に法定の発電枠を使い切り、強制閉鎖期限を迎える。稼働中原子炉の運転期間延長は現政権の公約の一つでもあるが、国民の反原子力的な認識をはばかり、運転期間延長の見返りに何らかの形で拠出金を求めてくるであろうことは分析家の間ではおおむね予測されていた。

総額800億ドルの経費削減を目指した財政再建計画の中で同政権は、「助成金の減額と環境保護関係の計画見直し」の項目で、「総合的なエネルギー政策の一環として、原子力発電所の運転期間を延長するには負担金が必要だ」と指摘。「CO<sub>2</sub>排出量削減のためのコスト上乗せで電気料金が増額され、原子力発電事業者は余剰の利益を得ることになる」と強調しており、「これだけでも原子力事業者への新たな課税は正当化される」と言明した。

また、原子力発電所の廃止措置やアッセⅡ廃棄物処分実験場の浄化コストについても事業者が公平に負担すべきだと説明している。

## TVA, ベルフォンテ計画で環境声明書

米アラバマ州・ベルフォンテ原子力発電所の最終環境影響声明書(FSEIS)補足案が、6月21日に約1か月間の公開諮問期間を終えた。これは建設中止になっていた同発電所の完成計画についての判断材料とするため、テネシー峡谷開発公社(TVA)が5月に公表していたもの。

州北部に位置する同サイトで、TVAは1974年から120万kW級PWRとなる1,2号機の建設を開始したが、88年に電力需要の低下等を理由に作業を停止。建設許可も米原子力規制委員会(NRC)に取り消しを要請した。その後は、同サイトの活用について、いくつかのオプションを検討。07年にはNRCによる原子力発電所の新たな許認可システムの実用性と適性を評価するため、ニュースタート企業連合の一員として、3,4号機となるAP1000.2基の建設・運転一括認可(COL)を申請している。

1,2号機用の敷地を活用する実質的な選択肢

は、(1)未完の1,2号機のうち1基を完成させる、(2)最新型のAP1000を1基、新たに建設する、(3)何も建設しない——の3種類。TVAの要請によりNRCは昨年、同発電所のオリジナルの建設許可を復活させ、今年1月に、同許可を「建設延期状態」に移行させた。

FSEISはTVAがこれらの選択肢の中から最終判断を下すために必要となる5種類の詳細調査の一つで、これで4種類までが完了。あとは建設に必要な財政オプションの評価調査を残すのみとなった。

## [フィンランド] ポシバ社のHLW処分調査施設の 建設掘削が処分深度に到達

フィンランドで使用済み燃料・深地層処分の実施主体となっているポシバ社は6月17日、地下岩盤特性調査施設(ONKALO)の掘削工事で最終処分深度となる地下420mに達したと発表した。ONKALOでの研究情報は2012年に予定している使用済み燃料処分場の建設許可申請で必要となることから、プロジェクト推進において大きな節目を迎えることとなった。

同国では原子力発電所から出る使用済み燃料は再処理せず、高レベル放射性廃棄物(HLW)として深地層に直接処分する方針。電力2社の出資により設立されたポシバ社が最終処分の研究開発や処分場の建設・操業を実施することになっている。1999年に同社が選定したユーラヨキ地方のオルキルトは、2000年に同国政府が最終処分場建設サイトとして原則決定、翌年には議会も承認した。同サイトの精密調査のために2004年に着工したONKALOは、最終的に処分施設の一部として利用されることになっている。

ポシバ社によると、これまでの坑道掘削と研究により、地上での掘削と計測で得られた理解——すなわち、オルキルト岩盤が処分場として適しているということが確認された。最終処分場となる深部では合計5本の研究用ニッチ(短い坑道)を掘削し、岩盤の応力や水理化学、水の浸透性などといった特性の詳細調査を実施する。

試験・実証用の坑道2本は、処分用坑道とキャニスタ孔に適した岩盤量を特定し、規制要求項目を満

たした坑道を掘削するための準備体制を示すために掘る予定。岩盤深部ではまた、機器・メンテナンス施設のための掘削も行う計画で、これらすべての作業は2011年までに完了することになっている。

ポシバ社はすでに、深度350m部分で岩盤応力の調査を始めているほか、地上では換気用建屋の基礎工事作業に集中している。

## オルキルト3号機で圧力容器設置

フィンランドのオルキルト原子力発電所3号機(OL3)の建設工事で、仏アレバ社は6月21日、圧力容器を原子炉建屋内に設置した。

フィンランド規制当局とのコミュニケーション不足による建設作業の遅れ、冷却系配管の再製造などにより建設スケジュールは大幅に遅れているが、同発電所を保有するティオリス・デン・ボイマ(TVO)社によると、2013年には送電開始できる見通しである。

この日、大型クレーンで建屋内に吊り込まれた圧力容器の重さは420トンで、直径5.3m、高さは10.6m。これを皮切りに、冷却系配管や主要ポンプ建屋の作業、蒸気発生器(SG)の吊り込みなど、大型重機器の設置作業を開始し、原子炉建屋の二重コンクリート壁打設などを含めた作業を秋までに完了することになっている。

燃料の装荷は2012年末頃を予定しており、数か月間の起動フェーズを経て、13年中に送電を始める。

[スウェーデン]

## 議会が脱原子力撤回法案可決、既存炉10基の建て替え可能に

スウェーデン議会は6月17日、約30年前に制定した脱原子力政策の撤回法案を賛成174、反対172の僅差で可決した。現在稼働している原子炉10基の建て替えが可能になるほか、事故時に原子力事業者が支払う賠償金額が引き上げられることになった。しかし、同法案の発効期日は政府提案の今年8月から来年1月1日に修正されている。票決数が伯仲していた点からも、今年9月の総選挙で原子力問題が争点の一つとなることは確実。近年の調査でも引き続き、同国国民の過半数が原子力に好意的という結果

が出ているとはいえ、反原子力の社会民主労働党が巻き返した場合、現実に新たな原子炉建設まで漕ぎ付けるか否かは微妙な状況だ。

スウェーデンでは米TMI事故の翌1980年の国民投票の結果を受け、2010年までに原子力発電所を全廃するという方針を国会で決議。99年にパーセベック1号機、2005年に同2号機を早期閉鎖した。06年の総選挙で、12年ぶりに社会民主労働党政権から中道右派4党による連合政権に交代。代替電源の見通しが立たない現状を背景に、一部与党が「原子炉の新設を排除しない」とする報告書を作成したほか、07年に政府も原子炉全廃の期限を撤回するなど、徐々に脱原発政策撤廃の機運が高まってきていた。09年2月になると政府は脱原子力政策の撤廃を盛り込んだ長期エネルギー戦略を公表し、大規模な政策転換を決意。同年中は6月の議会承認を受けて、新規炉の建設禁止措置撤廃法案の作成準備を進めていた。

今回の決定事項として明記されたのは、現在稼働中の原子炉10基に限り、既存の原子力3サイト(フォルスマルク、リングハルス、オスカーシャム)での建て替えが可能ということ。ただし、これらの建て替え計画に国の助成金が交付されることはない。

また、原子力発電所の所有者は事故時の損害賠償について全面的な責任を負うとし、必要な場合は、事業者の保有資産すべてを要求されることもあり得る。事業者が支払う賠償額は、パリ条約で1事故あたりの責任限度額が7億ユーロに改正されたことに鑑み、現在の30億ユーロから120億ユーロ(12億ユーロ)に引き上げられる。

[ロシア]

## ロスアトム社と仏電力、原子力協力で覚書調印

ロシアの原子力総合企業であるロスアトム社は6月19日、フランス電力(EDF)と原子力分野における協力覚書(MOU)に調印した。

これは両者が今後、研究開発や原子燃料、既存炉および建設中原子炉等の項目で協力していく枠組みとなるもの。双方の産業サイトや施設の相互訪問を含む教育訓練、および知見を交換する基盤として機能する。協力項目ごとに委員会を設置するほか、これらを統括する戦略委員会を創設することになって

いる。

EDF はこれまでに、米国や中国でフランス製・欧州加圧水型炉(EPR)の売込みを行っているほか、英国とイタリアではEPR建設のための合弁事業を設立した。ロシア側としては、このように海外展開活動の活発なEDFと連携することで、西欧その他の市場に参入する狙いがある模様。

一方、EDFは昨年末にH・プログリオ氏を新たな会長兼CEOに迎えており、同会長が目標とする保有原子炉の稼働実績向上や運転寿命延長、世界市場における地位の回復などに、ロシアとの協力を役立てていくと見られている。

## ロストフ4号機でコンクリート打設

露ロスアトム社傘下の原子力発電企業であるエネルギーアトム社は6月21日、黒海北部・ボルゴドンスク地方のロストフ原子力発電所で4号機(100万kW級VVER)のコンクリート打設を行った。

土木建築工事を請け負ったのは同2、3号機と同じく原発建設企業であるアトムエネルギープロジェクト社のニジニ・ノボゴロド支部で、これまでに約300立方メートルのコンクリートを原子炉建屋の基盤プレートに注入済み。同炉は2016年頃に営業運転を開始し、北コーカサス統一エネルギー・システムに接続される予定だ。

同発電所ではすでに、出力100万kWのVVERである1号機が稼働中で、昨年12月から試運転を開始した同2号機(100万kW)の発電量は、6月18日現在で10億kWhに達した。続く3号機(100万kW)も昨年10月に着工しており、14年の営業運転開始を目指して建設工事中である。

### [インド]

## カナダと原子力協力協定に調印

インドとカナダの両国政府は6月27日、原子力平和利用協力協定(NCA)に調印した。カナダの原子力産業が急成長の見込まれるインド原子力市場にアクセスしたり、合弁事業を立ち上げる際の法的枠組みとなるもので、双方の国内批准手続きを経て発効する。

今回の調印は、カナダで20か国・地域(G20)首脳

会議が開催されたのを機に、両国首相同席の下で行われた。NCAにより、カナダは国際原子力機関(IAEA)の保障措置下にあるインドの民生用原子力発電施設について協力が可能。取り引きされる核物質や関連機器、カナダが開発した技術等は平和利用目的となることが国際条約レベルで保障される。

また、シン首相が出発する前のインドでのブリーフィングによると、原子力の農業、医療、工業各分野での開発利用のほかに、放射性廃棄物管理や原子力および放射線分野での安全確保、環境防護など、幅広い分野で協力していくとしている。

カナダは1960年代~70年代にかけて、重水を減速材に使用するCIRUS研究炉や発電用CANDU炉1基(ラジャスタン1号機)をインドに供給。しかし、インドがCIRUS炉の使用済み燃料からプルトニウムを抽出し、1974年に核実験を実施したため、翌年から同国への原子力援助を停止していた。インド側はその後、ラジャスタン1号機の技術をベースに自主開発した加圧重水炉を中心とする原子力利用を推進。08年に原子力供給国グループ(NSG)が同国への原子力資機材禁輸を解除して以降は、米国やフランスを始め、カザフスタン、アルゼンチン、ロシアなどがインドと2国間の原子力協定を締結した。韓国とは現在交渉中であるほか、日本とも6月末からようやく、協定締結に向けて交渉を開始している。

### [ベトナム]

## ズン首相、2030年までに14基・1,500万kWの開発計画を承認

ベトナムのN・T・ズン首相は6月23日、2030年までに8サイトで原子炉14基を運開させるとした原子力発電長期開発計画を承認した。原子力発電所の設計から機器の製造、建設、設置、操業および保守点検に至るまで、ベトナム原子力産業界が徐々に参画の度合いを深めていき、独自の管理体制および効果的な開発利用体制の確立を最終的な目的としたもの。さしあたり、30年までに1,500万~1,600万kWの原子力発電所を建設し、総発電設備容量の約1割を原子力とする計算だ。

ベトナム原子力委員会(VAEC)を改組して発足した原子力エネルギー機構(VAEI)によると、同計画では30年間で3分割し、2015年までの第1段階では

初号機建設に必要なタスクを実施する。すなわち、投資計画およびサイトの承認に続いて主契約者を選定、プロジェクト管理要員や技術者の訓練などを行う。また、国内原子力産業が将来的に発電所開発の各部門に深く関わっていけるよう体制と政策を整備する。

20年までの第2段階では、ニントゥアン第一発電所の建設を完了。ベトナムの初号機となる1号機の営業運転は20年に、同2号機は21年に開始させる。また、ニントゥアン第二発電所の建設工事を開始するとともに、後続原子力発電所のサイト選定を実施する。

30年までの最終段階では、原子力を同国の主力電源の一つとして開発。設計技術のマスターを目標に据え、諸外国のパートナーとともに設計作業に当たり、契約総額の3～4割に相当する作業への参加を目指す。

設備容量は2020年までに100万kW程度を商業運転させることとし、25年までに800万kWに拡大。30年には総発電設備容量の約10%に相当する1,500万kWとなるよう、開発を進めていく計画だ。

建設サイトとしては、ニントゥアン省の2地点を含め、中南部のピンディン省、フーイエン省、中部のクアンガイ省、および北中部のハーティン省の5県に8地点を検討中。各サイトに4～6基、合計14基を建設するとしている。

## [ブラジル]

### アングラ3号機の建設計画が始動

ブラジルの電力会社であるエレクトロニュークリア社は6月1日、同社がアングラ原子力発電所で進めている3号機の建設計画で、近々にも原子炉建屋のコンクリート打設を実施すると発表した。同機はアングラ1,2号機に続くブラジルで3基目の原子炉となる予定で、建設工事が順調に進めば、2015年にも営業運転が開始される。

コンクリート打設の実施は5月31日付で同国の原

子力委員会(CNEN)から送付されてきた部分的な建設認可によるもの。エレクトロ社ではいずれ、原子炉や非安全系関連の構造物組立ても可能になるとしており、当面は原子炉建屋等の建設に努力を傾注する。

アングラ3号機の建設は1976年、独シーメンス社に対する135万kW・PWRの機器発注で始まったが、同国の景気後退等に伴い80年代半ばに中断。すでに6億ユーロ(約680億円)相当の機器を購入済みだったが、新たな計画では仏アレバ社に出力140万kWのPWRを発注する。完成までの必要経費は84億リアル(約4,280億円)と見積もられている。

## [国際]

### GNEP, 名称を IFNEC に変更

国際原子力エネルギー・パートナーシップ(GNEP)第6回運営グループ会合が6月16日から17日にかけてガーナのアクラで開催された。17か国のパートナー国が参加し、8か国のオブザーバー国と2つのオブザーバー国際機関が参加した。日本からは梶田内閣府大臣官房審議官らが参加した。

会合では、GNEPの枠組みの変更について、(1)名称をInternational Framework for Nuclear Energy Cooperation(IFNEC)とする、(2)効率的かつ安全・セキュリティ・核不拡散の最高水準に適合する方法で、原子力の平和利用促進を確実にしていくことを目的に、参加国相互に有益なアプローチを探求するために参加国が協力するフォーラムの提供を基本原則とする、(3)参加国のコンセンサスに基づく招待状を受けるとオブザーバー国/機関として扱われ、「ミッションに関する声明」を承認すると参加国となる、(4)GNEPパートナー国は自動的にIFNEC参加国となり、IFNECの活動は参加国の総意で決定、(5)GNEPの執行委員会、運営グループ、作業グループによる運営体制はIFNECでも継続される——と合意された。

## 我が国の最先端研究開発

## シリーズ解説 第22回

## 放射光の現状と将来

## 光の性能へ高まる要望と技術革新

(独)理化学研究所・播磨研究所  
・放射光科学総合研究センター 高田 昌樹, 山本 雅貴, 石川 哲也

我が国の放射光は独自の技術革新により、強い X 線から高輝度ナノビームへと、先端光源の実現を世界に先駆けて果たしてきた。この先端光源は、物理、化学、工学、物質科学、生命科学、地球科学、ナノテクノロジーなど、多様な科学技術分野の先端を拓く研究開発ツールとして活用され、科学技術の発展に貢献している。その結果、さらなる先端計測法の開発に多くの要望が出され、今まさに X 線自由電子レーザーという、未踏の光を手に入れようとしている。本稿では、放射光の発展の歴史を踏まえ、放射光のサイエンスにおいて果たす役割について、現状と将来を概観する。

## I. はじめに

放射光は相対論的速度を持つ荷電粒子の軌道が曲げられるとき、軌道の接線方向に放射される電磁波である。かつては高エネルギー加速器内で荷電粒子からエネルギーを奪う邪魔者であった。しかしながら、従来のランプや放電管などにはない優れた光源特性をもち、真空紫外域から X 線に至る広い波長範囲をカバーすることから、幅広い科学技術分野に不可欠な光源となっている。特に最近の物質科学、生命科学研究においては、構成要素の機能を原子・分子レベルで理解することの重要性が非常に高まっており、それに対応可能な高エネルギー光を供給する放射光の役割は拡大を続けている。一方で、物質機能発現においては、構成要素間の相互作用の様態に関する知見を得ることも重要であり、それにも放射光は多くの寄与をしている。

本稿では、放射光源の発展をたどり、生命科学や物質科学への応用の現状を紹介したうえで、将来を展望してみたい。

II. 光源加速器の進化<sup>1)</sup>

1960年代に円形加速器の偏向電磁石から出る放射光の利用研究が、高エネルギー物理学研究用加速器に寄生する形で開始された(これらは第一世代放射光施設と呼ばれる)。1970年代になると放射光利用専用蓄積リングの建設が、世界各地で進んだ。東大田無キャンパスの SOR リングは真空紫外領域でその嚆矢をなすものであり、その後、より短波長の X 線領域で、フォトンファクトリー(PF, 日本)、NSLS(米国)などいくつかの放射光専用蓄積リングの建設がすすめられた。放射光利用専用蓄積リングの偏向電磁石から出る放射光をもっぱら利用するものを第二世代放射光施設という。1980年代に入ると、ウィグラーやアンジュレータと呼ばれる挿入光源の試験開発がすすめられ、そのなかでも干渉効果によって高い輝度が達成できるアンジュレータに最適化した放射光施設建設が計画されるようになった。これらは第三世代放射光施設と呼ばれており、真空紫外～軟 X 線領域では、米国ローレンスバークレー国立研究所での ALS, ドイツ・ベルリンの BESSY-II, イタリア・トリエステの ELETTRA などがこれに相当する。X 線領域では1990年代に欧州連合がフランス・グルノーブルに建設した ESRF を皮切りに、米国・アルゴンヌ国立研究所の APS, 日本の SPring-8 と続いた。

光増強器であるアンジュレータは、蓄積リング加速器の直線部分に主として強磁場永久磁石による周期的交番

*Present Status and Future Perspective of Synchrotron Radiation Research*: Masaki TAKATA, Masaki YAMAMOTO, Tetsuya ISHIKAWA

(2010年 6月28日 受理)



磁場を形成し、電子ビーム軌道をこの磁場によって振動させることによって放射光を発生させるが、干渉効果によってある特定のエネルギーで放射場が増強される。アンジュレータは電子を通すための薄い超高真空チェンバーの外側に磁石列を配置するものが一般的であるが、高エネルギー加速器研究機構(KEK)で超高真空チェンバー内に磁石列を配置する「真空封止型アンジュレータ」が開発され、SPring-8ではX線用の標準アンジュレータとして採用されることになった。真空封止型アンジュレータでは、原理的には磁極間距離を無限小に近づけることが可能であり、磁場の空間波長を小さくしても電子位置に磁場を形成することが可能となる。このことに注目して、SPring-8とブルックヘブン国立研究所の間で磁場の空間波長の小さなミニポールアンジュレータの共同開発が進められ、中規模蓄積リングとミニポールアンジュレータの組合せでアンジュレータX線の発生の可能性が実証された。

この成功によって、高エネルギー蓄積リングによるX線アンジュレータ光利用から建設コストの小さな中規模エネルギー蓄積リングでのX線アンジュレータ光利用という、放射光施設建設の方向性の変化が起こり、スイス(SLS)、フランス(SOLEIL)、英国(Diamond Light Source)、中国(SSRF)、オーストラリア(Australian Synchrotron)など、このコンセプトに基づく新光源が続々と完成した。また、建設中の施設も米国ブルックヘブン国立研究所のNSLS-II、スペイン(ALBA)、台湾(TPS)など多数がこのコンセプトで進められている。

アンジュレータを中心に据えた第三世代光源の建設が始められた1990年代の半ばに、次世代光源としてのX線自由電子レーザーの議論が始まった。自由電子レーザー自体の発想は1971年のMadeyの提案に遡る<sup>2)</sup>。アンジュレータを光源とするキャビティを構成し、放射場で電子ビームにマイクロバンチを形成することによって、コヒーレントな放射場を発生させるものである。しかしながら、この方式ではキャビティを構成するために反射率の高いミラーが必要になり、それが存在しない高エネルギー領域では実現が困難である。したがって、Madeyの方法は主として赤外領域の自由電子レーザーに応用されてきた。

自由電子レーザーの高エネルギー化に寄与したのは、以下に述べる自己増幅自発放射(Self-Amplified Spontaneous Emission:SASE)原理の発見である<sup>3)</sup>。電子ビームを長いアンジュレータに通すと、アンジュレータで放射された光と電子ビームの相互作用によって、電子ビーム中に放射された光の波長と同じ周期をもつマイクロバンチが形成される。マイクロバンチされた電子ビームがアンジュレータで放射する光は、前方で正の干渉を起こし、コヒーレントな放射場を形成する。しかしながら、X線領域でSASE原理を用いた自由電子レー

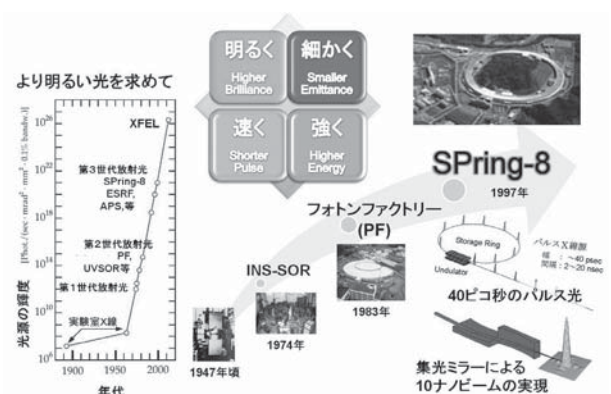
ザーを実現するためには、エネルギー広がり、空間広がり、角度広がりのいずれもが小さな電子ビームが必要となり、このためリング型加速器ではなく線形加速器をベースとした施設が検討された。

最初のSASE型X線自由電子レーザーは米国スタンフォード線形加速器センター(SLAC)でLinac Coherent Light Source(LCLS)として計画された。これは、SLACで長年にわたって高エネルギー物理実験に使われてきた2マイル線形加速器の一部を利用し、その後ろに長いアンジュレータを設置して、X線自由電子レーザー(XFEL)とするものである。LCLSは2009年4月にレーザー飽和に到達し、それ以降、軟X線領域での利用研究が行われているが、2010年秋からは硬X線利用研究が開始されることになっている。

これに引き続き、ドイツ・ハンブルグのDESYで超伝導線形加速器によるリニア・コライダーとXFEL施設を併設するTESLA計画が策定された。この計画のリニア・コライダー部分は認められず、XFELのみの施設としてEU全体の計画となり、Euro-XFELとして2015年ころの利用開始を目指した建設が進められている。

米国やドイツでの計画が盛んに議論されていたころ、日本ではSPring-8の運転がようやく始まり、長尺ビームラインや、長尺アンジュレータなどの独自の技術開発が進められた。真空封止型で27mの長尺アンジュレータを完成させ、また1kmビームラインでコヒーレントX線の威力を示した日本の研究者には、米国やドイツの計画を議論する会議にしばしば出席要請があった。そこでXFELの可能性を認識するとともに、短周期磁場が可能な真空封止型アンジュレータを用いたXFELのコンパクト化の議論が始まることになった。その結果は、理化学研究所で2001年からのSPring-8 Compact SASE Source(SCSS)に向けての研究開発プログラムに結実し、その中での独自コンポーネント開発が、2006年からの国家基幹技術としてのXFEL施設建設へと繋がっていった。

線形加速器ベースのXFELはリング型の放射光源と比べて設置可能なビームライン数が少ないという弱点が



第1図 我が国の主な放射光の発展の歴史

ある。また、SASE作用を起こすには臨界電荷量が存在し、そのためにレーザー光強度が非常に大きくなり、多くの場合、試料を壊しながら計測が行われるとの推量となされてきた。多数の利用者が同時に利用可能な、蓄積リング型光源と類似の性格を持ち、しかもある程度のコヒーレント X 線を発生可能な光源として、エネルギー回収型線形加速器(Energy Recovery Linac: ERL)をベースとしたものがあり、様々な提案がなされたが、最近、蓄積リング型光源を究極的に高性能化すると ERL と同様な性能が得られることが指摘されている。

### Ⅲ. 生命科学研究への活用

放射光における生命科学研究は、放射光というプローブを使って原子・分子レベルで生命機能を明らかにすることを目標とする。現状では生命活動の素過程を原子・分子の構造を通じて解明するタンパク質の構造解析を中心に、小角散乱やイメージングなどの手法により様々な空間・時間分解能での研究が進められている。ここでは、タンパク質結晶構造解析による構造生物学の現状を紹介する。

生命機能を実現する多種多様なタンパク質はゲノムに記録された遺伝情報を基にアミノ酸の1本鎖として合成される。タンパク質は、機能を発現するための複雑だが合理的な固有の3次元立体構造をそれぞれ持っており、その立体構造は主に結晶構造解析法により解析されている。

タンパク質結晶構造解析における放射光の役割は従来、解析が困難であった微小結晶や巨大格子結晶などへの“解析対象の拡大”と“構造決定の簡便化・迅速化”である。特に、前者については第三世代の放射光施設 SPring-8により実現された高輝度放射光は、タンパク質結晶構造解析の実験手法や解析精度などに飛躍的な進歩をもたらし、今まで回折強度不足で構造解析できなかった微小サイズ結晶からの構造決定を可能にしている。

#### 1. SPring-8が実現した放射光ビームラインの役割

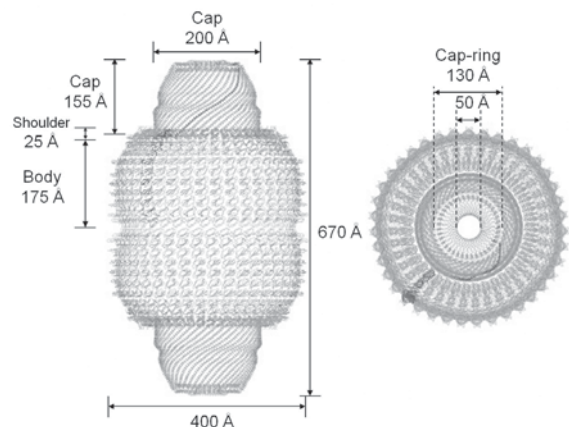
“解析可能範囲の拡大”は、第三世代放射光の最大の特徴である小さな光源サイズと高いビーム平行性を持った高輝度放射光を発生する挿入光源装置アンジュレータが大きな役割を担っている。

構造生物学 I ビームライン(BL41XU)は SPring-8の標準アンジュレータを光源とし、水平方向と垂直方向それぞれ独立な2枚の集光ミラーを採用した大強度微小ビーム・ビームラインである。これらの組合せにより、100  $\mu\text{m}$  弱のサイズに集光された高輝度 X 線( $10^{13}$  X 線光子/秒)が利用可能である。この高輝度 X 線は小さすぎて解析できなかった厚さ20  $\mu\text{m}$  の筋小胞体カルシウムポンプ<sup>4)</sup>など膜タンパク質の20~30  $\mu\text{m}$  の微小結晶から

の構造決定を可能にした。また、この高輝度放射光は、良質なタンパク質結晶が得られた高電位 Fe-S タンパク質(high potential iron-sulfur protein: HPIP)<sup>5)</sup>等の電子伝達系や加水分解酵素などについて、1  $\text{\AA}$ を超える原子レベル分解能での構造解析を可能にした。そして、X 線では不可能と思われていた水素原子の可視化にも成功している<sup>6)</sup>。

一方、大阪大学蛋白質研究所は、ウイルスなど巨大な生体超分子複合体の構造決定を目的とした、生体超分子複合体構造解析ビームライン(BL44XU)を SPring-8内に所有する。生体超分子複合体の結晶は、格子定数が大きいいため、通常の結晶に比べその回折強度が極端に弱い。さらには、結晶性の低いものや X 線損傷を受けやすい結晶が多い。そこで、大阪大学蛋白質研究所はアンジュレータを光源として、ビームを平行化するコリメータミラーとピンホールを組み合わせた準平行光光学系を採用し、格子長の長い結晶からの低ノイズデータ収集に最適化したビームラインを建設した。その結果、これまで細菌の多剤排出蛋白質(AcrB)<sup>6)</sup>をはじめ膜タンパク質やウイルスの構造決定に成功し、その威力を発揮している。その象徴的な成功例として、2009年に発表された、分子量約1,000万の世界最大のタンパク質である巨大粒子ボルト(Vault)<sup>7)</sup>の構造決定がある(第2図)。

上記のような放射光計測技術の進展に基づき、2010年度から理研ターゲットタンパク質ビームライン(BL32XU)の運用が開始された。このビームラインは、発現・精製・結晶化が難しい膜タンパク質やタンパク質複合体などの構造決定を、マイクロビーム放射光により10ミクロン以下の微小結晶からでも可能とする、マイクロビーム・ビームラインである。現在までに1ミクロン角の高フラックス・マイクロビームの集光実験に成功しており、これまで BL41XU でさえ不可能であった10ミクロン以下の微小結晶の構造解析を可能にして、より一層の“解析範囲の拡大”を推進し、生命科学の発展に貢献することが期待されている。



第2図 Vault 外殻の全体構造

## 2. 生命科学研究の将来

以上のように、生命科学の分子論的基盤を構築するためのタンパク質の構造機能研究では、放射光は必要不可欠なツールとして広く認知されている。今後、生命科学における放射光の役割は、得られた分子論的理解を礎として、多様な生体高分子が会合・離散して機能する“生命の階層システム”における、複雑かつ精緻に仕組みられた相互作用やそのダイナミクスを解明するためのプローブとして期待されている。このため、生体超分子複合体、細胞小器官(オルガネラ)、細胞さらには生体器官など生体システムのイメージングを可能にする XFEL の利用研究にむけて、様々な階層レベルでの生体試料の直接動的構造観察のための実験手法の開発が進められている。

## IV. 光源性能が物質科学研究を変える

物質科学研究に果たしてきた放射光の主な役割は、実験室では得られない強力な X 線源としての役割である。その超強力 X 線源は、散乱・回折・分光・イメージング等の多様な計測技術により、物質のミクロ、マクロの構造や電子状態の詳細な情報を与えてきた。また、放射光の持つビームの平行性は、計測データの精度の向上も同時にもたらした。その結果、超伝導、磁性、巨大磁気抵抗効果を示す新規材料、半導体デバイス、フラーレン・ナノチューブ材料など、先端材料の原子配列や電子状態を次々と明らかにし、新材料の開発や探索に貢献してきた。しかし、SPring-8が登場し、その計測技術の開発が進んだことで、第三代放射光の持つ光源性能が、物質科学研究における放射光活用の方向性を大きく変えつつある。その主なものとして、①フラックスの強さから輝度の高さへ、②低エミッタンス運転がもたらした極めて高い平行性、③パルス特性を活かしたピコ秒の時間分解能の活用等が挙げられる。特に、SPring-8での光源性能を活かした集光技術の急速な進歩が、近年の放射光ナノビームの利用を実現し、物質科学における放射光の役割に大きな変革をもたらしつつある。本章では、SPring-8での物質科学への利用の変革を、その始まりとなったナノビームと時分割計測を組み合わせた「ピンポイント構造計測」<sup>8)</sup>をベースに紹介する。

### 1. ピンポイント構造計測

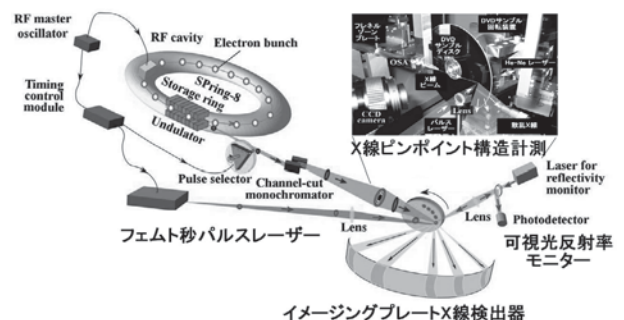
放射光源のパルス特性を使って物質の反応現象を観測する時分割実験が、放射光パルスの時間幅であるピコ秒のスケールで実現できることは、最近よく知られるようになった。そして、数年前から ESRF や PF 等でも、その計測技術の開発が進められてきた。しかし、パルス特性を使った時間分解計測だけでは、通常の数ミクロンサイズの放射光ビームの観測領域で、場所によって時間

がずれる反応現象を時間平均したものとなる。このことは、観測した現象の時間分解能に任意性と曖昧さをうみだしてしまう。それを克服するためには、できるだけビームサイズを絞り、観測する領域をナノのスケールまで小さくすることが必要である。SPring-8では、パルス特性によるピコ秒の時間分解を、100ナノメートルに集光したナノビームを使って物質の反応現象を観測する「ピンポイント構造計測」の開発を2004年に開始し、2009年に完成させた。そして、DVDの高速光記録のメカニズムを解明するための応用研究を、パナソニック(株)と共同で行った。日常生活で、われわれが使っている DVD 製品は、合金材料であるゲルマニウムアンチモンテルル( $\text{Ge}_2\text{Sb}_2\text{Te}_5$ : GST)の薄膜が、数十ナノ秒という高速で結晶からアモルファスへ相変化することを利用して光記録を行う。この DVD 材料の結晶相—アモルファス相の相変化現象の時分割構造計測を、ピンポイント構造計測を応用して行った。

第3図は、ピンポイント構造計測の模式図と実際に DVD 試料を装着して計測を行っている様子の写真である。放射光のパルス光をパルスセクターで1パルスずつ切り出し、フレネルレンズを用いて DVD 試料上に集光し照射する。相変化を起こさせるフェムト秒レーザーを、放射光のパルス光とピコ秒の精度でタイミングを合わせ、放射光が照射されているナノスケールの領域に正確に照射し、レーザーポンプ・放射光プローブの時分割実験を行っている。得られた計測結果より、DVD 製品に使われている高速光記録材料であるゲルマニウムアンチモンテルル( $\text{Ge}_2\text{Sb}_2\text{Te}_5$ : GST)と、銀インジウムアンチモンテルル( $\text{Ag}_{3.5}\text{In}_{3.8}\text{Sb}_{75.0}\text{Te}_{17.7}$ : AIST)の結晶化過程に違いがあることを明らかにし、ピンポイント構造計測の実現性と有用性を証明した<sup>9)</sup>。

### 2. ナノビーム物質科学の展開

ピンポイント構造計測ではフレネルレンズによる放射光ビームの集光を行ったが、集光技術ではその間、SPring-8において大きな進展があった。それは、大阪大学との共同研究で、微粒子表面と加工物表面間の化学反応を用いた超精密加工法(EEM加工)の開発である。



第3図 ピンポイント構造計測システムと DVD 相変化現象の時分割計測への応用

これにより, 加工表面原子を原子単位で除去できる精密な Kirkpatrick-Baez ミラーが作製可能となった。その結果, 高輝度放射光のビームサイズを10ナノビーム以下のサイズまで小さくできるようになってきた<sup>10)</sup>。このような要素技術開発により, 物質科学研究が, 放射光の光源を有効に活用したナノビーム利用を基盤とする, より先端性を求めた方向へと向かいつつある。そして, 最近では, 燃料電池開発の成否の鍵をにぎる触媒化学の研究のために, XAFS 計測や軟 X 線イメージングをナノビームによるピンポイント計測技術の開発が行われるようになってきた。このような動向は海外でも顕著で, 大型放射光施設である APS, ESRF をはじめ, 第 II 章の「光源加速器の進化」でも紹介された世界各地で新設される 3 GeV 放射光施設でも, 利用研究者からのナノビームの利用の要望が前提となりつつある。

### 3. 物質科学の研究拠点として

上記のような光源性能の活用の動きは, 放射光を利用するユーザーの専門研究分野にも変遷を与えはじめている。これまで, ユーザーの大半が放射光計測の専門家であったが, 放射光を利用しなかった多くの物質科学の専門家が参入し, 多数を占めるようになってきた。すなわち, 利用研究者の専門分野の分布は, 計測技術の進歩とともに, その新しい計測技術を求める新たな物質科学研究分野の研究者の参入を促進するようになった。例えば, 低エミッタンス運転による高い平行性のビームとダイヤモンド位相子の開発が, 偏向特性を活用した高精度の XMCD, 磁気散乱計測へと展開し, 放射光の新たな磁気構造物性研究の創成が行われている。そして, ナノビーム活用による顕微計測の実現によりスピントロニクス分野が SPring-8 から創られつつある。その他, 薄膜の小角散乱法や小角広角同時計測技術の発展が, ソフトマター分野での利用の拡大につながり, 産業界と学術が合同して産学連合体を形成し, 時分割計測とナノビームの応用によるプロセス工学利用も目標として包含したフロンティアソフトマター開発産学連合体ビームラインの建設へと結実した。これは, 学術が光源の高度活用を導く, 新しい産業利用と言える。今年度に入ってから, 文部科学省による「低炭素社会構築に向けた研究基盤ネットワークの整備」において, ナノビームライン整備によるグリーン・ナノテク研究支援のための放射光分析基盤の形成も始まった。このように, ナノビーム物質科学の拠点としての位置づけは, 様々な形で, 広範なサイエンス分野への利用研究として, 形作られてきている。

一方で, ナノビームだけではなく, 光のコヒーレンスの活用も物質科学の展開に大きな可能性を持っている。すでに, 代表的な例として, X 線回折顕微鏡による並進対称性をもたない非結晶材料の電子密度イメージングの研究が進められている。しかし, 現在の SPring-8 の光

源性能では, 得られるイメージの結果に限界があり, 建設中の XFEL の完成, 利用開始が待たれている。XFEL の登場は, 強力な物質科学の研究ツールとしての放射光源の可能性について, SPring-8 の登場の際には想像もつかなかったような, 光に対する研究者の意識を覚醒させるであろう。XFEL をポンプ光としたポンププローブ実験も計画されており, メタマテリアルなどの新物質相, 非線形 X 線光学材料など, これまでの物質科学を超える新たなサイエンスの創成が期待される。

## V. おわりに

XFEL の登場により, レーザーが可視光～近紫外で開発してきた多くの計測手法が直接 X 線領域に拡張される可能性が出てきた。しかしながら, 現状の XFEL は時間的コヒーレンスが乏しく, この点を改善するためのシーディング技術の開発が急がれている。また, 臨界強度が存在する SASE-XFEL の欠点を克服するために, 非常に困難なキャビティ型 FEL に挑む XFEL-Oscillator (XFELO) も提案されている。

一方で, リング型光源を高度化する試みも多数提案されており, 当面の目標は電子ビームの低エミッタンス化により X 線領域での回折限界ビームを作ることにある。これは従来の蓄積リング型光源では困難とされ, ERL などが検討されたが, 最近の議論では蓄積リングでかなりの可能性があるようである。

より低エミッタンス化が進めば, リング型光源での XFELO が可能になり, 実際すでに ERL と XFELO の組合せが検討されている。これが蓄積リング光源で可能となれば, 建設コスト, 運営コストが低廉な高性能光源が実現できることとなり, 今後, 長期的に目指すべき方向性の有力な候補と考えられる。

### —参考文献—

- 1) 石川哲也, 応用物理, **74**, 429-438 (2005).
- 2) J. M. J. Madey, *J. Appl. Phys.*, **42**, 1906-1913 (1971).
- 3) K-J. Kim, *Nucl. Instrum. Methods*, **A250**, 396-403 (1986).
- 4) C. Toyoshima, *et al.*, *Nature*, **432**, 361-368 (2004).
- 5) K. Takeda, *et al.*, *J. Struct. Biology*, **169**, 135-144 (2010).
- 6) S. Murakami, *et al.*, *Nature*, **419**, 587-593 (2002).
- 7) H. Tanaka, *et al.*, *Science*, **323**, 384-388 (2009).
- 8) 木村 滋, 田中義人, 山田 昇, 高田昌樹, 放射光, **22**, 231-240 (2009).
- 9) Y. Fukuyama, *et al.*, *Appl. Phys. Express*, **1**, 045001 (2008).
- 10) H. Mimura, *et al.*, *Nature Phys.*, **6**, 122-125 (2010).

## 著者紹介

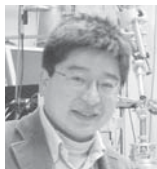
高田昌樹(たかた・まさき)

(独)理化学研究所 播磨研究所  
(専門分野)放射光構造物性

石川哲也(いしかわ・てつや)

(独)理化学研究所 播磨研究所  
(専門分野)X線光学

山本雅貴(やまもと・まさき)

(独)理化学研究所 播磨研究所  
(専門分野)放射光ビームラインの利用技術  
開発

## From Editors 編集委員会からのお知らせ

○学会誌記事執筆者のための

テンプレートを用意しました  
執筆要領と合わせてご利用下さい<http://www.aesj.or.jp/atomos/atomos.html>○「投稿の手引」「和文論文テンプレート」を  
改定しました。<http://www.aesj.or.jp/publication/ronbunshi.htm>—最近の編集委員会の話題より—  
(8月6日 第2回編集幹事会)

## 【学会誌関係】

- ・新法人移行に伴う規程類の検討状況の報告およびコメントがあった。規程等の分類について調整することになった。
- ・学会誌 Web アンケートの不具合について状況報告があった。8月中旬に復帰予定。
- ・記事企画が偏らないよう編集連絡会でブレイン・ストーミングすることにした。

## 【論文誌関係】

- ・規程類の改訂について検討し、方針を確認した。規約扱いの投稿規程は投稿規定と表現を改め、また、要領は内規または、内規の下部文書に変更する。
- ・原子力学会賞論文賞の推薦論文を決定した。
- ・英文誌 Supplementとして発行した論文集が英文誌本体のインパクトファクターへ著しく影響したため、種々検討の結果、今後の発行は中止し、代わりに新たに会議録論文シリーズ Progress in Nuclear Science and Technology を発行することを承認した。
- ・Progress in Nuclear Science and Technology 出版要領の原案を検討した。
- ・英文誌の海外出版社からの発行に関して、編集委員アンケート結果、エルゼビア社との交渉結果が報告された。次回、総合的な比較をして、編集委員会としての方向性を定めることとした。
- ・Web 審査システムの開発進捗状況が報告された。
- ・印刷経費の上昇に伴う原価割れ回避のため、2011年度の論文誌の定価、会員価格、書店卸価格をおおむね20%値上げすることとした。

編集委員会連絡先&lt;&lt;hensyu@aesj.or.jp&gt;&gt;

## 世界の高速炉サイクル技術開発の動向 第2回

## 各国のナトリウム冷却高速炉サイクル技術開発の現状と展望

(株)原子力安全システム研究所 三島 嘉一郎,

東京工業大学 齊藤 正樹, 三菱 FBR システムズ(株) 永田 敬

本連載の第1回は「加速する高速炉開発：2020年に商用炉の運転開始」と題して主要国で活発化している開発計画を中心に紹介した。今回は、各国が開発に力を注いでいるナトリウム冷却高速炉(SFR)と関連する核燃料サイクルについて、2009年12月にIAEA主催で開催された高速炉システム国際会議(FR09)の発表内容を中心に、その前後の情勢も含めて紹介したい。

ロシアは、これまでのSFRの豊富な経験、今後に向けては多目的SFR実験炉の建設、安全性向上や高速炉サイクルのプラットフォーム計画など、充実した技術基盤をアピールしている。インドは、燃料形態の変遷(炭化物燃料、酸化物燃料、金属燃料)、原子炉と併設で建設している核燃料サイクル施設、高増殖を確保するための金属燃料への工夫など、独自技術での開発を目指している。中国は、今年7月に初臨界を達成したSFR実験炉で経験を積むとともに、ロシアなどとの技術協力を進めつつある。高速炉システムの設置計画は明確に定まっていないが、開発実績があり影響力の大きい米国の動向も注目すべきところである。一方、韓国、フランス、および我が国は、将来展望において多くの共通点を持つ。

## I. ロシア

## 1. 高速炉開発の先頭を走るロシア

ロシアは、1954年、世界初の実用規模の原子力発電を開始し、2010年現在、発電用原子炉31基(発電容量23 GWe)を運転する世界第4位の原子力大国となっている。その中の1基が、現在世界で唯一商用発電をしているベロヤルスク原子力発電所の高速炉 BN-600(電気出力600 MWe)である。

ロシアの原子力開発は高速炉によるクローズド(閉鎖型)核燃料サイクルの確立を基本目標とし、多くの国が高速炉開発から撤退、低迷する中、1950年代から高速炉の研究開発を一貫して推進している。その研究開発は、

オブニンスクの物理エネルギー研究所(IPPE)が中心機関となり、ボチバール無機材料研究所(VNINM)、原子炉科学研究所(RIAR)、エネルギー技術研究所(NIKIET)、実験機械製造設計局(OKBM)などの関係機関が参加し、国営原子力企業 ROSATOM の下、高速炉の幅広い分野で精力的に進められている。

FR09には、ロシアのこれらの関係機関から、海外からの参加国の中では最多の約50名の専門家の参加と約50件の論文発表(口頭およびポスター)があり、高速炉開発に関するロシアの意気込みと実績がうかがわれた。以下に、ロシアにおける高速炉開発の最新の状況と今後の計画などについて述べる。

## 2. 幅広い野心的な高速炉開発プログラム

ロシアの原子力開発計画は、2000年5月に旧原子力省が策定した原子力開発基本戦略をベースとし、2006年10月にロシア連邦政府が制定した原子力産業発展を促進する連邦特別プログラムにおいて、国内の原子力発電のシェアを2006年時点の約16%(発電設備容量23 GWe)から2020年に22%(43 GWe)、2030年に25%(60~65 GWe)に引き上げることが目標とし、高速炉については、2014年に現在ベロヤルスク原子力発電所サイトに建設中の

*Trends of Fast Reactor Cycle Technology Development in the World No.2 ; Current Status and Prospects of Sodium-cooled Fast Reactor Cycle Technology Development in Each Country*: Kaichiro MISHIMA, Masaki SAITO, Takashi NAGATA.

(2010年 6月30日 受理)

各回タイトル

第1回 加速する高速炉開発：2020年に商用炉の運転開始  
次回では、以下を予定している。

BN-800(880 MWe)の営業運転を開始するとしている。さらに、ロシアは世界の原子力市場で20%のシェア獲得を目標に、ROSATOMの傘下に国内の原子力産業関連企業、研究機関などの全体を統合し、一体となってアジアを中心に国際市場への進出を狙っている。中国へのBN-800級高速炉の売り込みもその戦略の一つである。

2010年2月、ロシア連邦政府は連邦特別プログラム「2010年～2015年の期間、さらに2020年までの見通しを含めた新世代原子力技術」を承認した。このプログラムは、天然ウランと使用済燃料の利用効率向上を確保する原子力発電所のためのクローズド核燃料サイクルを持つ高速炉を基にした新世代の原子力技術(プラットフォーム)の開発が目標である。具体的には、鉛、鉛ビスマスおよびナトリウム(Na)を冷却材とした高速炉に関する根本的に新しい技術の開発、鉛冷却高速原型炉(BREST-300; 300 MWe)と鉛ビスマス冷却高速炉(SVBR-100; 100 MWe)の建設、高速炉用のウラン・プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料製造施設の建設、高密度燃料(窒化物燃料)製造のための施設建設、クローズド核燃料サイクル技術の開発、多目的SFR実験炉(MBIR)の設計など、さまざまな開発・建設計画が掲げられ、2020年までに連邦政府予算と予算外資金を合わせて1,283億ルーブル(約4,200億円)を投入するとしている<sup>1)</sup>。

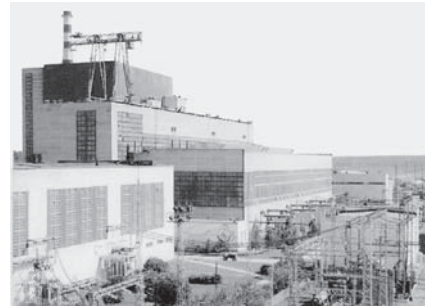
### 3. 高速炉実用化の基地、ベロヤルスク発電所

ベロヤルスク原子力発電所(BNPP)は、ウラル山脈東側にあるロシア第5の都市エカテリンブルクから北東約60 kmに位置する。現在、SFRの原型炉BN-600が運転中で、また同サイトにSFR実証炉BN-800が建設中である。さらに大型SFR商用炉BN-1200(1,220 MWe)や鉛冷却高速炉BREST-300の建設計画もあり、BNPPはロシアの高速炉実用化の一大基地になろうとしている。以下に、これらの高速炉(BRESTは除く)の運転、建設、開発状況を紹介する。

#### (1) 順調に運転を続ける高速原型炉 BN-600

BN-600(プール型)は、1980年に運転を開始して以来、ナトリウム漏洩、原子炉上部回転プラグ固着などの幾つかの不具合を経験したものの、2010年3月までの30年間の平均設備利用率は70%を超え、原型炉としては現在、世界で唯一順調に稼働しているロシア自慢の高速炉である(第1図)。

このBN-600は、2010年に運転期間が設計寿命の30年に達する。BNPPでは、BN-600の運転期間をさらに15年延長するために、原子炉構造物の照射健全性評価、蒸気発生器、ポンプおよび熱交換器の更新などを計画的に行い、2010年4月に運転期間延長の認可を得た。BN-600炉心は酸化ウラン燃料を使用し、当初は炉心高さ750



第1図 ベロヤルスク原子力発電所のBN-600

mm、平均燃焼度42.5 GWD/tであったが、その後、3回の炉心改良を行い、現在は炉心高さ1,030 mm、平均燃焼度70 GWD/tに性能向上させている。また、BN-600ではMOX燃料集合体(ペレット燃料と振動充填燃料)および被覆管材料の高燃焼度化のための照射試験などを行い、高速炉開発の一翼を担っている<sup>2)</sup>。

一方、ロシアは米露間で締結した戦略兵器削減条約(START)に基づき、解体される核兵器から生じる34トンの余剰兵器プルトニウムを軽水炉ではなく高速炉で利用する道を選択し、MOX燃料にしてBN-600とBN-800で燃焼処分する計画を進めている。その一つとして、日露協力により兵器級プルトニウムを用いた振動充填MOX燃料集合体の先行照射試験をBN-600で行い、適用性を実証している。

#### (2) 建設が進む高速実証炉 BN-800

BN-800(プール型)は1980年代に着工し、旧ソ連からロシアに体制が変わる中で建設が中断したが、チェルノブイリ事故を踏まえた安全設計の見直し、BN-600の運転知見を取り入れたシステム・機器の設計改良などを行い、2006年から本格的に建設が再開された。2009年時点では原子炉建屋などが地上階まで立ち上がり、地下階に据付ける大型機器の組立て・搬入が始まり、2012年頃の完成を目指して建設が進められている(第2図)。BN-800は、原子炉容器寸法がBN-600と同じ内径12.9 m、高さ15 mであるが、MOX燃料体数の増加、蒸気再熱式の大タービン発電機の採用、中間熱交換器の熱的裕度見直しなどにより経済性を向上させている<sup>3)</sup>。



第2図 BN-800建設サイトの状況(2009年)<sup>3)</sup>

#### 4. 高速炉時代の商用炉 BN-1200 の設計・開発

ロシアは、2020年代から大型商用高速炉を本格導入する計画である。実用化段階の大容量発電プラントとして1990年前後に SFR 商用炉 BN-1600(1,600 MWe)の設計研究が行われた。その後、出力規模が大きい BN-1800(1,800 MWe)の検討がなされたが、ロシア内の大型機器の鉄道輸送性などを考慮し、現在は BN-1200のプラント設計およびその機器開発、燃料開発などを行っている。BN-1200は、BN-600の運転経験、BN-800の設計を踏まえたプール型原子炉で、設計寿命60年の発電プラントとし、第4世代炉の指標としている高い安全性と経済性を狙っている。

BN-1200の安全システム設計は、IAEA が策定した深層防護の概念に基づき、高速炉プラントの自己防護能力(固有安全性)を高めることに焦点を置いている。具体的方策として、放射性ナトリウム漏えい事故防止のため原子炉外部の1次系配管の削除(ナトリウム純化系の原子炉内設置)、事故時の自然循環冷却、流体圧力を利用した静的炉停止システムの採用、設計基準外事象(BDBE)時の原子炉から放出される放射性ガス・ナトリウムエアロゾルの閉じ込め装置の設置などが考えられている。以上のような安全システム設計をすることにより、BN-1200の炉心崩壊事象(CDA)の発生確率を $10^{-6}$ /炉年以下にするとし、確率論的安全評価(レベル1 PSA およびレベル2 PSA)を進めている<sup>4)</sup>。

BN-1200の炉心については、MOX 燃料とウラン・プルトニウム混合窒化物燃料が検討され、前者の炉心の増殖比は第1段階で1.2、第2段階で1.3~1.35とし、後者の窒化物燃料炉心では1.45を狙っている。第1段階のMOX 燃料炉心は当初、ナトリウムボイド反応度効果(SVRE)を0近傍とし、運転サイクルでの燃焼反応度余裕を最小とする設計であった。このため炉心高さは85 cm、上部プレナムをナトリウムにした燃料としていた。しかし、SVRE の設計要件については、2008年に施行された核安全規則(NP-082-07)では冷却材密度反応度を負とする厳密な要求はなくなった。このため、炉心高さを100 cmに変更し、上部プレナムをナトリウムプレナムからウラン燃料ブランケットに、プルトニウム富化度は1領域から2領域の炉心に、燃料ピンの径を9.3 mm から10.6 mm に太径化する、などの変更を加えて経済性を向上させた最適化炉心の検討を行っている。そのほか、MOX 燃料炉心に続く窒化物燃料炉心の検討、マイナーアクチナイド(MA)燃焼サイクルの評価検討なども行っている。

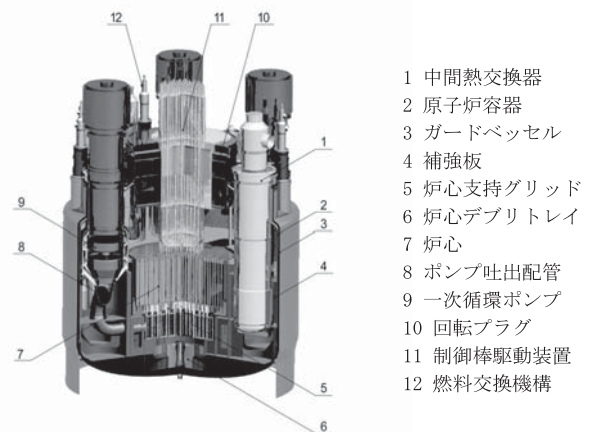
BN-1200に採用する主要機器は、BN-600、BN-800で実績がある機器、技術を基本としているが、1次循環ポンプはインペラの設計変更などにより運転寿命を4.5年

から16年に、蒸気発生器は高クロム鋼を採用し寿命を20年から30年に延長、非常用冷却熱交換器を原子炉容器内に設置するなどの設計改良を行い、これらの機器開発試験を進めている。第3図にBN-1200の原子炉概念、第1表にBN-600、BN-800およびBN-1200の主要仕様を示す<sup>5)</sup>。

#### 5. 国際協力を含めた幅広い研究開発を推進

ロシアの高速炉開発は50年を超える。この間に高速炉開発を支える機器・システムの開発・改良、炉心・燃料の開発、安全性研究など、幅広く多くの研究開発が行われてきている。高速炉の炉物理研究は、臨界実験装置BFS、実験炉BR-5/10(ループ型; 5.9/10 MWt)、高速原型炉BN-350(ループ型; 発電・海水脱塩併用炉; 熱出力650 MWt; 電気出力120 MWe; 淡水化能力約5,000 トン/h)および高速原型炉BN-600(プール型)で行われ、これらの試験・運転データをもとに、炉心解析コード群と核データベースの開発・整備が進められている。また、炉内熱流動、構造材のナトリウム中腐食と物質移行の研究、原子炉構成機器の開発なども行われている。

高速炉の核計算コードに関して、IAEA は、高速炉反応度解析の不確かさの評価・低減を目的に、1999~2006年にBN-600炉心をベンチマーク対象として、「高速炉反応度誤差の低減に関する調整研究プログラム」を実施



第3図 BN-1200の原子炉概念<sup>4)</sup>

第1表 BN-600, BN-800およびBN-1200の主要仕様の比較

主要目	BN-600	BN-800	BN-1200
熱出力(MWt)	1,470	2,100	2,900
電気出力(MWe)	600	880	1,220
炉心燃料	UO <sub>2</sub>	MOX	MOX/UPuN
取出平均燃焼度(GWD/t)	70	70~100	90~130
炉心入口/出口温度(°C)	377/550	354/547	410/550
燃料交換頻度(回/年)	2	2	1
設計寿命(年)	30	45	60



した。このプログラムは、米露の解体核処分の一環として解体プルトニウムを高速炉 BN-600 で燃焼処分するための、ロシア国内の許認可取得を国際的に支援する狙いもあった。本プログラムでは、BN-600 において酸化ウラン燃料と MOX 燃料を混在させたハイブリッド炉心、解体プルトニウムを使用した MOX 燃料の全炉心、軽水炉使用済燃料(60 GWD/t)からの回収プルトニウムと MA を混合した MOX 燃料炉心などを計算モデルとしたベンチマーク解析を実施し、これに9ヶ国10研究機関が参加している<sup>6,7)</sup>。

高速炉の安全性解析・評価については、ロシアの原子力発電所安全性総則(OPB-88/97)に従い、IAEAの深層防護の考え方を取り入れ、決定論的安全評価と確率論的安全評価(PSA)を行っており、高速炉プラントの異常過渡事象、設計基準事象(DBE)、BDBEを解析するコード群を開発・整備してきている。この解析コード群は20以上のコードからなり、その開発と検証実験が、IPPEを中心に進められている。BDBEに関する解析コード検証については、ロシアで得られている実験データだけでは不十分であり、海外の研究成果へのアクセスも限られている。ロシアは、相互に恩恵があるデータ公開の道を作るための国際協力と調査を希望している<sup>8)</sup>。

上記の炉心解析および安全解析に係る解析コードについては、ロシアは、BFS、BR-10、BN-350、BN-600および炉外試験装置、ならびに海外で実施した試験データによりコードの検証・改良をしている。これらのコード開発のために実施された具体的試験・検証の主な事例としては、2000～03年に実施された日露間のBN-600ハイブリッド炉心モデルのBFSによる臨界実験、BN-600での制御棒誤挿入模擬試験による過渡事象時のプラント応答特性データの取得と解析結果との比較などがある<sup>9)</sup>。

以上のように、ロシアは、2020年代に高速炉の実用化を目指して高速炉開発を精力的に進めている。その過程の中で高速炉の安全分野などでの国際協力も行いながら、高速炉の研究開発を進めていく考えである。

(1～5節：(株)パスコ・河西善充、東海大学・可見吉男)

## 6. 照射実績に基づく多様な燃料開発と核燃料サイクル技術開発を展開

ロシアは、SFR 実験炉 BR-5(改造後、BR-10)を1959年に運転開始して以来、BOR-60(ループ型; 60 MWt; 10 MWe)、BN-350、BN-600の運転を通じて、プルトニウム酸化燃料を皮切りにウラン炭化物燃料、ウラン窒化物燃料、混合窒化物燃料、ウラン酸化燃料、MOX燃料、ウラン金属燃料、混合金属燃料など、多種多様な燃料開発を行ってきた。また同じMOX燃料でもペレット方式と振動充填方式の製法をそれぞれ研究開発し、BN

-600での照射試験に供している。燃料の最大燃焼度は、現在までにペレット燃料で約12 at%、振動充填燃料で10.6 at%を達成している<sup>10,11)</sup>。

また、BOR-60を利用し、MAの燃焼効率化を指向した窒化物燃料や不活性母材燃料の照射実験もフランスと共同で実施しており、MOX燃料を第4世代炉であるSFRの標準燃料とするとともに、窒化物燃料を長期オプションに想定している。

被覆管材料開発は、燃料燃焼度の増大に対応して段階的に進めている。大きな流れとしては、オーステナイト系ステンレス鋼に引き続きフェライト-マルテンサイト鋼、さらに粉末冶金法による酸化物分散強化鋼(ODS鋼)へと展開を図っている。まず、オーステナイト系ではEI-847(0.06 C-16 Cr-15 Ni-3Mo-Nb)が、EP-172(0.08 C-16 Cr-15 Ni-3Mo-Nb-B)を経て、ChS-68(0.06 C-16 Cr-15 Ni-2Mo-2Mn-Ti-V-B)に改良された。その結果、冷間加工 ChS-68はBN-600の実照射で燃料最大燃焼度11.2 at%と最大照射損傷線量82 dpaを、またBN-800の照射条件で燃料最大燃焼度10 at%と最大照射損傷線量92 dpaまでの見通しを得たとしている。

一方、フェライト-マルテンサイト系では、被覆管使用温度を650℃から700℃へ引き上げる高温化に向けて、EP-450(0.1 C-13 Cr-2Mo-Nb-V-B)をもとに、EK-181(0.1 C-11 Cr-V-B-1.5 W-Ti-Ta)やChS-139(0.2 C-12 Cr-Ni-Mo-Nb-V-B-W-Ti)を開発・改良中である。これらのフェライト-マルテンサイト系被覆管により140 dpaまでのスエリング耐性を見通せるとし、2010年から照射試験による確認を予定している。さらなる高温、高燃焼度化(~180 dpa)に向け、EP-450やEK-181を母材とするODS鋼の開発も進めている。

核燃料サイクル技術では、2030年までを中期、2050年までを長期とする開発計画を明確にしている。中期計画では軽水炉(VVER、RBMK)と初期10 GWe相当基数の高速炉を対象に使用済燃料の再処理を行う。このため先進湿式による再処理施設(RT-2)を建設する。また高速炉用MOX燃料を製造する施設と軽水炉使用済燃料のMAを高速炉で燃焼する技術を開発する。さらに核拡散防止に有効な国際核燃料サイクルセンターを誘致する環境を整備するとともに、革新的な高速炉燃料サイクル技術を開発・実証するとしている。長期計画では、高速炉燃料の湿式・乾式再処理をともに行い、MOX燃料、窒化物燃料および金属燃料を含むすべての燃料製造法とMAの効率的な管理方法を開発・実証し、商用化するとしている。

「連邦特別プログラム」では、2020年までに高速炉用燃料を対象とする溶融塩再処理技術や、軽水炉用燃料を対象とするフッ化揮発法と溶融塩法の組合せ方式などの乾

式再処理技術を、工学規模で実証することを目標としている。また、RIARは、1968年に運転開始し運転期間が40年を超えた高速実験炉BOR-60(60 MWt, 12 MWe)に代わる実験炉として多目的高速実験炉(MBIR: 150 MWt)を建設し、2019年に運転開始、高速炉研究開発のベース施設の充実を図る計画である。これに先行して多目的乾式燃料再処理施設(MPC)を2015年頃建設する予定である。MPCの溶融塩法ラインでは高速炉用燃料を年間2.5トン取り扱う規模とし、乾式再処理による高速炉用燃料サイクルの技術実証を行うとしており、BN-600およびBN-800の使用済燃料120~130体とMBIRの初装荷燃料のサイクル一巡が実証計画の対象とされている<sup>12,13)</sup>。(6節: ㈱東芝電力システム社・坪井 靖)

—参考資料—

- 1) FTP “Nuclear power technologies of new generation in 2010-2015 and until 2020,” ROSATOM, (2010).
- 2) IAEA-CN-176/INV-08, (2009).
- 3) 09-08 P\*, 4) 01-04\*, 5) 01-05\*, 6) 06-13\*.
- 7) 石川真, “IAEAでの最近の高速炉物理研究活動,” 核データニュース, No. 84(2006).
- 8) 06-10\*.
- 9) Y. Khomyakov, *et al.*, “Substantiation of physical concepts of fast reactors in Russia: experience and prospects,” International Conference on the Physics of Reactors, Sept., (2008).
- 10) INV-02\*, 11) 07-05\*, 12) 05-01\*, 13) 09-04\*.

\*: 3)以降の参考資料のうち、FR09での発表論文については、“IAEA-CN-176/”および“(2009)”を省略して論文番号のみで示している。

## II. インド

### 1. 2020年には高速炉サイクル技術の世界のリーダーに

約12億人の人口を抱えるインドの電化率はまだ60%程度であり、国民1人当たりの年間電力消費量も現在700 kWh程度で、世界平均2,500 kWhに比べて低い。2004年に策定されたインド原子力省(DAE)の電力増強戦略<sup>1)</sup>では、電源設備容量を2002年時点の約140 GWe、現在の152 GWe(うち原子力は4 GWe)から2052年には約1,350 GWe(うち原子力275 GWe)に増強するという。なお、この目標値は、その後、原子力供給国グループ(NSG)が核不拡散条約(NPT)に未加盟のインドに対して民生用原子力協力を容認したことなどにより、2012~2020年に約40 GWe相当の大型軽水炉を海外から濃縮ウラン付きで導入できる見通しが得られてきたことから<sup>2)</sup>、現在DAEで見直し中と聞く。

インドは、クローズド核燃料サイクルを前提とし、国

内に豊富に存在するトリウム資源を原子力発電の中に組み入れていくインド独自の3段階の原子力開発計画を進めている。現在、その第2段階のSFRサイクルの研究開発を、チェンナイ近傍のカルパッカムにあるインディラ・ガンジー原子力研究センター(IGCAR)を中心に、2020年には高速炉サイクル技術の世界のリーダーになるとの意気込みで積極的に進めている<sup>2)</sup>。その開発にあたっては、経済性、運転性、セキュリティ向上などの戦略的観点から、複数基の炉と核燃料サイクル施設を併設するエネルギーパークを前提としている<sup>3)</sup>。インドは、NPTに未加盟であることなどにより、最近まで国際社会からの支援が得にくい状況下にあったため、これがかえってインド独自の技術開発に繋がっている。

### 2. 高速実験炉FBTR<sup>2)</sup>

1985年から定格熱出力40 MWt(13.5 MWe)のSFR実験炉FBTR(ループ型、1次・2次系とも2ループ)を運転しており、その後、蒸気発生器とタービンなどを設置して1997年から発電も行っている。このFBTRはフランスとの技術協力により入手した実験炉ラプソディの設計をベースとしているため、熱出力は同じで、炉心、1次系なども類似しているが、発電設備を有していることなどが異なる。設計当初はMOX燃料を用いる予定だったが、1974年のインドの地下核実験の制裁措置によりフランスから小型炉心用の高濃縮ウラン(濃縮度85%)が入手できなくなったため、酸化燃料に比べて高密度で高プルトニウム富化度が可能な炭化物燃料を独自に開発した。

その後、照射能力の向上とMOX燃料の照射実績を得るために炉心のハイブリッド化を漸次進めている。2009年現在の炉心には、ドライバー燃料として炭化物燃料40体、MOX燃料8体、SFR原型炉(PFBR)用MOX試験燃料集合体1体、特殊照射集合体1体の計50体の燃料集合体が装荷されている。これまでPFBRは約25年間運転されているが、炭化物燃料は無破損で、最高燃焼度165 GWD/tを達成している。また、PFBR用のMOX燃料の照射では、目標燃焼度100 GWD/tに近い92 GWD/tに達している。さらに、将来は金属燃料への転換も計画している。

FBTRは1987年の燃料取扱機の破損事故(復旧に2年)、2002年の1次ナトリウム純化系のバルブからの約75 kgのナトリウム漏洩(3ヶ月で復帰)、原子炉周囲の生体遮蔽壁水冷コイルの溶接部からの水漏れがあったが、これら以外には、大きな事故・トラブルは経験しておらず、蒸気発生器の伝熱管の破損なし、全ナトリウムポンプ4台で60万時間運転実績を達成している。

### 3. 高速原型炉 PFBR<sup>2,3)</sup>

2003年10月、公営事業を行うインド原子力発電公社(NPCIL)の下に高速炉を建設・運転するために新会社(BHAVINI)が設立され、IGCARの近傍(南側)でPFBR(500 MWe, プール型, 第4図)を2004年10月から建設中である。FBTRを含む約400炉・年にわたる世界のSFRの運転経験なども調べ上げてPFBRの設計に反映しているという。その特徴として、MOX燃料の使用、75%の設備利用率で40年運転、炉心の入口/出口温度397/547℃の高温設計、ナトリウム冷却系の2ループ化(1ループ当り4基の蒸気発生器を設置)、大口径の薄肉円筒の主容器(原子炉容器)・安全容器の使用、狭隘部の供用期間中検査(ISI)用ロボットの開発などがある。ここで燃料を、FBTRで実績のある炭化物燃料からMOX燃料に変えた理由は、これまでの世界の高速炉でのMOX燃料の安全な運転実績、高燃焼度化へのポテンシャル、商業規模での燃料製造・再処理実績などを踏まえてのことであるという。

インドの原子力規制委員会(AERB)は、1990年にPFBRの安全設計基準を策定し、これに基づいてPFBRの安全審査を行っている。なお、この基準は、2000年に軽水炉を対象に策定されたIAEAの安全要件「原子力発電所の安全：設計」(NS-R-1)とも整合していることを確認している<sup>5,6)</sup>。このPFBRおよび商用SFRの設計のために、多方面にわたる研究開発を精力的に実施してきている。その一例として、高速炉のCDAに対しては、異常な過渡変化時のスクラム失敗事象(ATWS)を種々評価している。その中で1次冷却材流量喪失時のスクラム失敗事象(ULOF)について、溶融燃料や被覆管の移動などによる正の反応度挿入に伴って放出される機械的エネルギーは、1次格納系の設計評価用として保守的に選定された100 MJに対して十分小さいと評価されている。また、第4図に示す主容器、上部シールド、中間熱交換器、崩壊熱除去系などを縮小モデルにより模擬して60回

を超える耐衝撃試験を実施し、これらの試験とFUSTINコードによる解析により構造健全性を確認している。このFUSTINコードは国際ベンチマーク解析と試験によって妥当性を検証している<sup>7)</sup>。

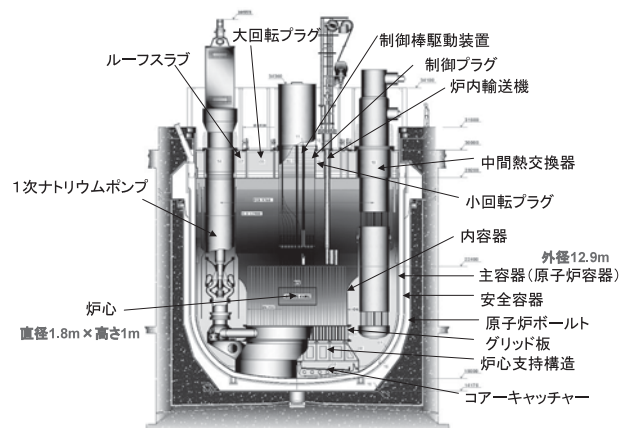
2003年9月の認可当時のPFBRの建設費(2002年2月時点でのエスカレーションなしとした場合の評価)は280億ルピー(6.22億ドル; 約750億円)と公表されている<sup>8)</sup>。これは、原材料以外はすべてインド製であることと、インドの人件費が他の先進国に比べて低いことなどが大きく影響していると推察される。2008年6月に安全容器、2009年12月に原子炉容器の据付を終え、2011年9月に臨界予定で、2012年から営業運転を開始する計画である。なお、2004年12月にスマトラ島沖地震による津波の被害を受け、その復旧工事に4ヶ月半を要したことなどのため、当初の工程を約1年延長している<sup>2,3)</sup>。

### 4. 商用高速炉 CFBR<sup>3,9,10)</sup>

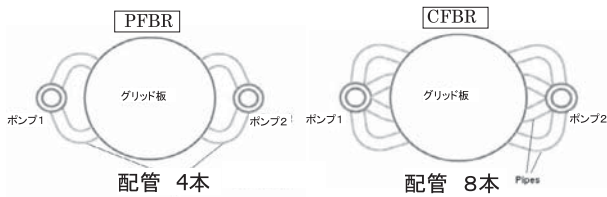
PFBRの設計や機器の製作経験を踏まえて、PFBRより経済性と安全性を向上させた同規模(500 MWe)のSFR商用炉CFBRを、2023年までにツインプラントで3セット建設する。そのうち1セットはPFBRに隣接して建設し、2020年の運転開始を目指す。他の2セットも2022年および2023年運転開始を目指す、その建設予定地はまだ決まっていない。

CFBRの経済性を向上させるために、以下に示すような多くの対策を検討し、PFBRに比べて約25%(3~6基目で35%)のコストダウンを図ろうとしている(一部PFBRと対比して表示)。ツインプラントの採用、燃料サイクル施設との併設、建設期間の短縮(8年から5年に)、運転期間の長期化(40年から60年に)、高燃焼度化(100 GWD/tから200 GWD/tに)への対応(9 Cr-1Mo製ラッパー管、ODS鋼被覆管の採用)、設備利用率の向上(75%から85%に)、コンパクトなプラント配置と施設供用、ループ当りの蒸気発生器数の削減(4基から3基に)と長尺化(23 mから30 mに)、炉外にあった1次ナトリウム純化系を炉内設置へ、使用鋼材料の重量で約20%削減、原子炉容器径の縮小(12.9 mから12.1 mに)など。

また、インドでは将来の高速炉の安全性に適用するため、現在改訂作業中のIAEAの安全基準(NS-R-1)に準拠するとともに、PFBRの開発経験や各国の高速炉の運転経験や報告事例を参考にして、高速炉の安全基準の改定を図っている<sup>6)</sup>。安全性向上のために、受動的(温度感知電磁スイッチや電磁石など)/能動的な安全機構を新たに付加した炉停止機構の設置(信頼性向上によりCDAの発生頻度を $10^{-7}$ /炉年へ)、崩壊熱除去系の多様化、1次ナトリウム系主配管のギロチン破断を想定した場合の炉心流量の増加を目的とした主配管数の倍増(4本から8



第4図 高速原型炉(PFBR)の原子炉断面図<sup>4)</sup>



第5図 PFBRとCFBRの1次系ナトリウム配管配置<sup>3)</sup>

本に；第5図），長尺の蒸気発生器伝熱管の使用による溶接部の削減，供用期間中検査（ISI）の運用拡大などを図る。

2020年以降は，MOX燃料より高増殖（増倍率1.36～1.56）で原子炉増倍時間を短く（10～6.6年）できることが期待される金属燃料を用いた1GWeの商用炉を建設し，2027年の初号基運転開始を目指す。その後は金属燃料SFRが順次導入される予定である。その増殖率向上を図るために，金属燃料中の核物質を増やす方策を検討している<sup>8)</sup>。そのために，ジルコニウムの含有率を米国などで実績のある10%から6%程度に下げる，あるいは被覆管内にジルコニウム製ライナーを挿入して燃料と被覆管との直接接触を防止し，金属燃料中にはジルコニウムを含有させない設計検討なども行っている。

なお，FBTRを用いた金属燃料の照射試験も計画されているが，将来的には，実機に近い条件で金属燃料集合体を照射するために，300 MWtの金属燃料試験炉を建設することも計画しており，さらに500 MWeのMOX燃料高速炉の1基は，MOX燃料と金属燃料の両方に対応できる炉心設計とする予定である。

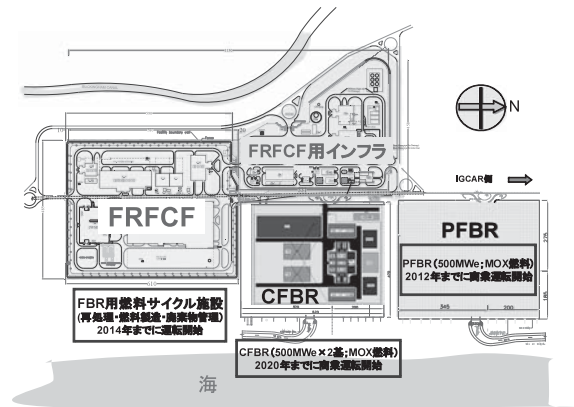
## 5. 核燃料サイクル

前述した高速炉の開発とともに，関連する核燃料サイクルの開発も並行して着実に進めている。

### (1) 再処理<sup>9)</sup>

再処理については，IGCARでFBTR燃料の再処理パイロットプラントCORAL（旧名称：鉛ミニセル）が2003年から運転中であり，これまでに150 GWD/tまでの燃焼度の炭化物燃料を処理した実績を有する。また，PFBR燃料の再処理実証プラント（DFRP；1 t/y）を建設中で，2010年にコールド試験に着手する予定である。さらに，PFBRの燃料製造，再処理，集合体の組立，廃棄物管理を行う統合型の商業用高速炉燃料サイクル施設（FRFCF）が，PFBRと併設で建設されている（第6図）。このFRFCFは2014年に運転開始を予定しており，将来増設されるCFBR2基分の燃料も処理できるよう拡張可能な設計となっている。この炉とサイクル施設との併設の考え方は，カルパッカム以外の他のサイトでも採用が考えられている。

一方，金属燃料の乾式再処理の研究も10数年前から



第6図 高速炉と核燃料サイクル施設の配置図（カルパッカムサイト）<sup>3)</sup>

行っており，工学規模の試験施設を2016年までに建設する予定である。

### (2) 燃料製造<sup>11-14)</sup>

FBTR用の混合炭化物燃料は，ムンバイにあるバーバ原子力研究センター（BARC）で，二酸化プルトニウム，二酸化ウラン，グラファイトの混合粉末を真空中で炭素熱還元して製造している。FBTRのハイブリッド炉心用と，PFBRの照射試験用およびMOX燃料は，タラプールにあるBARCの先進燃料製造施設（AFFF）で製造している。また，PFBR用の初期の数炉心分の燃料もAFFFで製造する計画であり，その後のPFBR用の炉心燃料は，カルパッカムのFRFCFで製造する予定である。さらに，金属燃料用射出鋳造設備をBARCの協力を得てIGCARに設置し，金属燃料の炉外試験を実施するとともに，FBTRに試験用金属燃料を装荷することが提案されている。

## 6. 教育訓練・人材育成<sup>15)</sup>

BARC（ムンバイ）では，原子力開発のための人材を育成するトレーニングコースが整備されている。インドでは，大学を卒業した後，ここで1年間の教育訓練を受けなければプルトニウムなどの核物質を扱うことはできないとのことで，毎年約100人，これまでに約7,000人を超える原子力技術者を教育し輩出しており，パナジー原子力委員長もこの卒業生である。また最近では，IGCARでも工学や科学のポストクのための訓練スクールが設置されている。これらを含め，教育訓練・人材育成の詳細は，第3回の記事で紹介する。

なお，筆者らが2007年11月にIGCARを訪問した際に，その入り口に掲げられていた“Atoms for Peace”の看板と，PFBRの建設現場のプレートに書かれていた「我々はインドが誇れるものを作る。そのためには，アイデアを具現化することである。」の言葉が，今のインドを象徴的に表している。

(日本原子力研究開発機構・佐藤浩司,  
MHI 原子力エンジニアリング(株)・三村 泰, 東海大学・可児吉男)

—参考資料—

- 1) R.B. Grover, *et al.*, “A Strategy for Growth of Electrical Energy in India,” Document No.10, Aug. (2004).
- 2) IAEA-CN-176/INV-06, (2009).
- 3) FRP-03\*, 4) 07-07\*.
- 5) S.C. Chetal, “PFBR Licensing Process and Experience,” IAEA/GIF Workshop on Operational and Safety Aspects of Sodium Cooled Fast Reactors, June (2010).
- 6) P. Mohanakrishnan, “Safety Criteria and Guidelines for Future Sodium Cooled Fast Reactors,” *ibid.*
- 7) 03-13 P\*.
- 8) The Hindu Business Line, Sep. 24, (2003).
- 9) 08-01\*, 10) KN-04\*, 11) 07-27 P\*, 12) 07-25 P\*, 13) 07-37 P\*, 14) 07-04\*, 15) 10-04\*.

\* : 3)以降の参考資料のうちFR09での発表論文については, “IAEA-CN-176/”および“, (2009)”を省略して論文番号のみで示している。

### Ⅲ. 中国<sup>1)</sup>

中国の高速炉開発計画は, 第1回でも述べたように, 2050年頃までに約200 GWe のSFRを導入することを目標としており, 実験炉CEFR(20 MWe)から始まり, 実証炉CDFR(600~900 MWe), 商用炉CCFR(600~900 MWe), 金属燃料実証炉CDFBR(1,000~1,500 MWe), 金属燃料商用炉CCFBR(1,000~1,500 MWe)と段階を踏みながら, かつ, 多様なオプションで展開している。中国の高速炉の共通仕様はプール型で, 使用済燃料貯蔵設備は炉内1次貯蔵, 水プール2次貯蔵というものである。第2表にその他の主要仕様を示す。

ここでは, CEFR, 実証炉CDFR, 関連する核燃料サイクルの概要について紹介する。

第2表 中国の高速炉の主要仕様<sup>1)</sup>

項目	CEFR	CDFR	CDFBR/CCFBR
電気出力(MWe)	20	600~900	1,000~1,500
燃料	UO <sub>2</sub> MOX	MOX 金属	金属
被覆管	Cr-Ni	Cr-Ni, ODS	Cr-Ni, ODS
出口温度(℃)	530	500~550	500
線出力(W/cm)	430	450~480	450
燃焼度(GWD/t)	60~100	100~120	120~150
安全系	ASDS PDHRS	ASDS+PSDS PDHRS	ASDS+PSDS PDHRS

ASDS : 能動的炉停止系, PSDS : 受動的炉停止系,  
PDHRS : 受動的崩壊熱除去系

### 1. 実験炉 CEFR の状況

実験炉CEFRは, (1)高速炉の設計, 建設, 運転に関する技術的経験を蓄積すること, (2)材料, 燃料開発のための高速中性子照射施設としての利用, (3)高速炉の各種設備の試験・実証のためのプラットフォームとしての利用, を目的として計画, 設計, 建設された。

CEFRは, 燃料としてMOX燃料(ただし初装荷は二酸化ウラン燃料), 被覆管としてCr-Ni オーステナイト鋼を採用し, 冷却システムは2ループのSFR(熱出力65 MWt, 電気出力20 MWe)である。水蒸気系も2系統となっている。

CEFRは, 1990年から設計を進め, 2000年に建設開始, 2006年から機能試験を経て2010年5月から燃料装荷を行い, 本年7月21日に初臨界を達成した。

CEFRの炉心は, 81体の燃料集合体, 3体の安全棒, 3体の燃焼補償棒, 2体の調整棒, 336体のステンレス鋼反射体, 230体の遮蔽体により構成される。さらに, 炉内には56体の使用済燃料を貯蔵する場所が配置されている。炉心高さは45 cm, 炉心等価直径は60 cmである。MOX燃料炉心の場合, 炉心全体のプルトニウム装荷量は150 kg, ウラン235の装荷量は42.6 kg(濃縮度19.6%)となっている。

### 2. 実証炉 CDFR 計画

実証炉CDFRについては, 600 MWe 高速炉炉心の予備概念設計の後, 2007年より800 MWe のCDFRの設計がスタートした。CDFRの主な目的としては, 商用発電プラントを保有すること, 工業規模でのSFRのエンジニアリング経験を積むことを挙げている。主要な設計条件としては, MOX燃料, 出口温度550℃, 線出力450 W/cm, 増殖比約1.1, 最大燃焼度120 GWD/t, 運転日数300日, 稼働率80%以上, 設計寿命40年となっている。なお, このCDFRについては, ロシアからBN-800を導入することも視野に入れている。

### 3. 核燃料サイクル

関連する核燃料サイクルについては, 以下の2つのターゲットのもとに, ステップ・バイ・ステップで開発を進めている。

ターゲット1 : プルトニウムおよびMAを含めたウラン資源有効利用

ターゲット2 : 地層処分する高レベル廃棄物のできる限りの低減

中国では, 軽水炉(PWR)燃料供給のためのフロントエンドの技術は成熟している。PWR用の100 t/年の再処理パイロットプラントおよび0.5 t/年の小規模MOX燃料製造プラント(CEFR用)がホットテスト段階であ

る。1,000 t/年の再処理プラントと50 t/年の MOX 燃料製造プラントを計画、設計中である。第3段階の CDFBR では、金属燃料の採用を計画しているため、金属燃料に関する研究開発が約20年前の研究をベースにして再開している。

中国は、クローズド核燃料サイクルとマッチした PWR-高速炉システムを基本として、ロシアとの協力も活用した積極的な高速炉戦略を展開している。

(東北大学・若林利男)

—参考資料—

- 1) IAEA-CN-176/FRP-01, (2009).

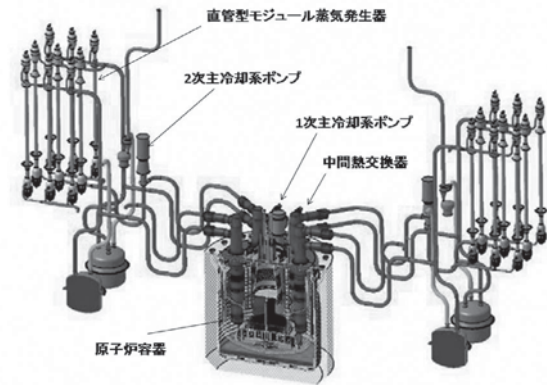
## IV. フランス

### 1. CEA 主導の実証炉計画<sup>1,2)</sup>

フランスは、実験炉ラプソディ (40 MWe), 原型炉フェニックス (250 MWe), 実証炉スーパーフェニックス (1,240 MWe) の開発経験を持ち、世界の高速炉開発を牽引してきた。1998年、スーパーフェニックスの運転終了とともに、フランスにおける高速炉開発は下火となったが、2006年、シラク大統領(当時)が第4世代プロトタイプ炉の建設を明言するとともに再興を開始し、2040～2050年に運転開始を目指す商用炉の概念検討を開始した。FR09においても26件もの研究開発の報告があり、フランスにおける高速炉開発が再スタートしたことを印象づけた。本章では、商用炉および ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) の概念検討に着目して、その概要を述べる。

商用炉については、AREVA, フランス電力株式会社 (EDF), フランス原子力・代替エネルギー庁 (CEA) の三者の協力により今後の SFR 開発を進めようとしている。性能目標は、安全要求・経済性などについて第3世代炉と同等としており、電気出力は1,500 MWe 程度としている。炉心燃料については、酸化物燃料以外の金属燃料および炭化物燃料も視野に入れた検討をしている。概念設計の例としては、電気出力1,500 MWe のプール型炉が検討されており、ツインプラントによる燃料取扱設備などの共用化およびモジュール型蒸気発生器の採用が考えられている(第7図)。

商用炉の概念検討と並行して、プロトタイプ炉である ASTRID の概念検討を進めている。ASTRID は、商用炉に採用する候補技術および安全性の実証を主要な目的としており、電気出力は600 MWe とする見込みである。2020年に運転開始を目指し、2012年には設計の主要仕様を選択し実用的な見通しを得る工程となっている。ASTRID は運転開始が2020年のため、工学規模で核燃料サイクルの実績がある酸化物燃料をリファレンスとしている。また、ODS 鋼被覆管採用の太径燃料、MA 燃



第7図 モジュール蒸気発生器システムを採用した1,500 MWe プール型炉の概念図例<sup>1)</sup>

焼などを実証するための照射炉としての機能も有する。安全性は少なくとも第3世代炉レベルとして、現在建設中の欧州加圧水型炉 (EPR) と同等の炉心損傷の防止能力と影響緩和能力を確保することとしている。また、経済性実証の観点からは、80%以上の稼働率を目標としている。投資コストは可能な限り抑えることとし、ASTRID に採用する技術は商用炉開発との整合を図ることとしている。CEA が示した ASTRID プログラムは、燃料製造のための設備の検討、および現存する試験施設の改修なども含んでいる。2010年から予備概念設計に着手し、フランス原子力安全委員会 (ASN) と議論を開始する。2012年に技術仕様を選定し概念設計を行い、2014年に“Safety option file”を ASN に提出する。2015年から詳細設計を実施し、その後、フェニックス炉に隣接して建設し、2020年頃に運転を開始するというものである。

### 2. EDF の高速炉に対する見解<sup>3)</sup>

フランスにおける SFR の商用化については、EDF が鍵を握っていると考えられる。EDF は現状で PWR (第2世代炉) を58基 (900 MWe×34基, 1,300 MWe×20基, 1,500 MWe×4基) 保有しており、さらに第3世代炉である EPR についても建設中のもの1基、計画中のもの1基を抱えている。EDF は将来の電力供給の基本的な方針として PWR のプラント寿命を50～60年に延長、その後、順次 EPR に更新、EPR のプラント寿命は60年のため2080年まで EPR で電力供給が可能な見通しであることを示すと同時に、資源有効利用や廃棄物削減の観点から高速炉導入のシナリオも検討している。

EDF は SFR を含む第4世代原子炉について研究開発を実施しているものの、予算は全体のごく一部であり、システム設計、材料開発、導入シナリオ、運転経験のフィードバック、ユーザとしての要求条件の整理など対象は限定されている。第4世代原子炉としては、すでに SFR が選択されているが、フェニックスおよびスーパー

フェニックスの経験から安全、稼働率、保守・補修性、建設費について大幅な改善を必要としており、CEAに対して要求条件の提示を行っている。

EDFはASTRIDに対し、実用炉と同仕様で出力をスケールダウンしたものをプロトタイプの場合とすると明示しており、CEAとの見解の差異が見受けられる。具体的な要求条件として、実用炉と同様の安全設計方針により設計されること、稼働率80%以上、原子炉構造内部の重要な支持構造物の検査性など、従来のスーパーフェニックスおよび欧州高速炉EFR(European Fast Reactor)のレベルと比較すると飛躍的な安全性向上が挙げられている。また、商用炉への展開を考慮して設計および建設は産業界により行われる必要があるとし、EDFはそれらを満たすプロトタイプが実証された場合には、商用炉初号基の建設を約束するとしている。

高レベル廃棄物の処分については2006年の決定に基づき、2025年に地層処分を開始することとなっているが、MAリサイクルについては2012年に実施される評価により技術的成立性が示され、他の要求条件に悪影響を及ぼさない場合にのみ導入可能としている。

EDFの見解はASTRIDへの要求条件、MAリサイクルの考え方の点でCEAとのずれを見せている。EDFは過去にスーパーフェニックスを運転した経験があり、スーパーフェニックスの運転経験を踏まえ保守・補修性の改善を要求条件として特に強調している。

### 3. 実用化シナリオ

フランスは、高速炉の実用化シナリオについては、2段階方式を提案している。すなわち、21世紀にわたって、総発電量が60 GWeでほぼ一定に推移するものと仮定し、2040年頃から寿命に達した軽水炉(全軽水炉の3分の1から半分程度)を高速炉に順次置き換え、その後しばらくの間は軽水炉と高速炉が一定の割合で併存する状態を経て、2080年頃から再び残りの軽水炉を高速炉にすべて置き換えていくという考えである。

2040年からの高速炉を20 GWe導入するために必要となるプルトニウム量は約300トンであり、ラアグ再処理工場において、PWRの使用済燃料と軽水炉用のMOX使用済燃料を処理することにより供給することを想定している。また、シナリオ上は、ラアグのUP2-800プラントは、2040年においても運転することとしており、高速炉からの使用済MOX燃料を処理する新プラントは、2050年以降に運転することとしている。

(日本原子力研究開発機構・青砥紀身、  
原子力安全基盤機構・遠藤 寛)

— 参 考 資 料 —

1)IAEA-CN-176/FRP-02, (2009).

2)IAEA-CN-176/01-12, (2009).

3)IAEA-CN-176/01-01, (2009).

## V. 韓国

### 1. 高速炉開発計画<sup>1)</sup>

韓国の高速炉計画における金属燃料およびプール型炉の採用は、米国のIFR(Integral Fast Reactor)<sup>2)</sup>と一致しており、高速炉開発において米国との協力を重視する同国の事情を反映していると考えられる。以下では、その開発計画と設計概要を説明する。

#### (1) 2028年運転開始を目指した実証炉計画

本シリーズ第1回で報告されているように、韓国では逼迫する使用済燃料貯蔵問題の解決の切り札として、金属燃料を装荷したSFRの開発が進められている。その開発は、2008年に韓国原子力委員会によって承認された「将来原子炉システムの長期開発計画」に基づいている。その計画によると、金属燃料の乾式処理技術開発と並行して、第4世代炉の技術目標を達成する金属燃料SFRを開発し、600 MWeの実証炉KALIMER-600(Korea Advanced LIquid MEtal Reactor)の2028年運転開始を目指しており、さらに、商用化を目指し1,200 MWeの金属燃料SFRの2040年頃の運転開始をも展望している。上記の通り、金属燃料SFRの設計目標は第4世代炉の技術目標と一致しており、①持続可能性：ウラン資源の有効活用、放射性廃棄物の低減、②安全性・信頼性向上：炉心損傷確率 $<10^{-6}$ /炉年、72時間の猶予期間確保、③経済性：初号基で発電コスト4¢/kWh、建設費2,000\$/kWe、④核拡散抵抗性：プルトニウムを純粋な形で分離しない乾式処理とブランケットのない炉心の適用となっている。

#### (2) 金属燃料SFRの設計概要

電気出力1,200 MWeの金属燃料SFRの標準的炉心・燃料設計<sup>3)</sup>はウラン、超ウラン元素(TRU)、ジルコニウムの3元合金金属燃料で、ブランケット集合体なし、増殖比1.0の炉心である。1次系は異常過渡をより穏やかなものにして、システム安全性を一層強化することとしている。炉型はプール型炉を採用し、SUS316鋼製の原子炉容器と炉内構造物はコンパクトで簡素な構造としている。原子炉容器内に1次冷却系機器として機械式ポンプと中間熱交換器を各4基設け、2系統ある2次系配管には2基の中間熱交換器と1基の蒸気発生器を接続する。蒸気発生器はナトリウム-水反応を排除するため2重管直管型伝熱管を採用している。2次系配管は改良9Cr-1Mo鋼とし、上記型式の蒸気発生器の採用によって、2次系配管の短縮が図られている。また、崩壊熱除去系は、通常原子炉停止時に除熱する水蒸気系に加えて、自然循環による直接炉心冷却系4系統と、2次系配

管に接続する強制循環型の2次系分岐型補助炉心冷却系2系統からなる。耐震設計としては高減衰積層ゴム免震装置による水平免震を採用している。

炉心設計に関しては、超ウラン核種の燃焼炉としての高速炉のサーベイ計算が実施されている。600 MWe, 1,200 MWe, 1,800 MWeの中・大型炉を対象に、超ウラン核種変換効率と炉心特性との関係について解析検討がなされ、その結果、燃料被覆管の厚さを調整することにより、いずれの出力においても燃焼炉として成立する見込みが得られている<sup>2)</sup>。高速炉の燃焼炉としての面に着目している点においても米国の方向と一致しており、韓国の高速炉開発が軽水炉から発生する超ウラン核種の核変換処理に主眼を置いていることを示唆している。

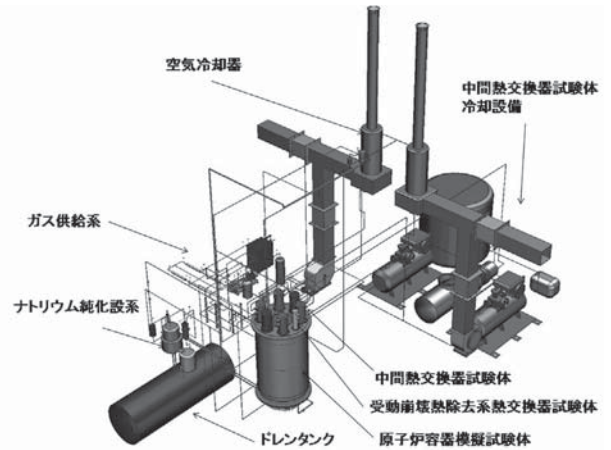
## 2. 冷却系模擬ナトリウム試験設備建設を含めた研究開発<sup>3,4)</sup>

崩壊熱除去についてはKALIMERは受動的安全性を追求している。直接炉心冷却系の熱交換器は炉内のコールドプレナムに設置されており、1次系ポンプ停止時には、ホットプレナムのナトリウム体積の膨張により、ナトリウムがホット/コールドのプレナムの仕切りを乗り越えコールドプレナムに流れ込むことにより、その熱交換器を介して崩壊熱を除去し始める。本システムの実証のため、後述の冷却系をすべて模擬したナトリウム試験による検証が計画されている。

解析コードの開発としては、システム全体の熱過渡解析を実施するコードの開発が行われている。このコードを用いて代表的な設計基準事象である制御棒引抜きに伴う過渡出力事象(TOP事象)の解析がなされ、TOP事象時の被覆管温度が制限値である700℃以下になる見込みであることが示された。このコードは1次元解析コードであるが、3次元化の開発も行われている。

ナトリウム試験については、熱流動および自然循環冷却の成立性を検証するために、原子炉容器、中間熱交換器、蒸気発生器を含め冷却系全体を模擬したナトリウム試験設備(第8図)を建設する計画となっており、建設終了が2013年、設備の性能試験が2014年、本格運用開始が2015年の予定となっている<sup>3)</sup>。この試験は冷却系全体を模擬した試験であるが、建設は実証炉設計が決定する前となっているため、試験目的は自然循環冷却の基本特性の確認および解析コードの検証などが対象となっていると考えられる。

その他の研究開発要素としては、蒸気発生器2重管の要素試験、蒸気発生器水リーク音響計、超臨界炭酸ガスサイクル開発、ナトリウム-水反応試験(計画)、ナトリウム中目視検査装置開発などが挙げられる。



第8図 韓国のナトリウム試験設備<sup>1)</sup>

## 3. 建設中の試験施設を含めた乾式処理技術開発計画<sup>5-7)</sup>

韓国は、軽水炉使用済燃料の減容処理を目的とした乾式再処理技術の開発を進めており、その一環として高速炉の金属燃料サイクル技術開発を進めている。軽水炉使用済燃料のせん断、ポロキシデーション、金属への電解還元までを工学規模で行う設備が設計・製作され、韓国原子力研究所(KAERI)のホットセルに設置されているが、米国の許可が下りず、ホット試験に着手できない状況が続いている。そこで、許可の要らないウランを用いて、遠隔操作の工学規模乾式処理プロセス試験を行うことを計画し、既設のウラン試験棟を改造・整備し、第9図に示す10 tU/年規模の乾式処理試験施設(PRIDE: Pyroprocess Integrated inactive DEMonstration facility)とするための設計を進めている。さらにこれに続いて、2016年までに工学規模施設(ESPF: Engineering-Scale Pyrochemical Process Facility; 10 t/y)、2025年までにはパイロットプラント(KAPF: Korea Advanced Pyroprocess Facility; 100 t/y)を建設する計画となっている。これらに対応して、2020年には、乾式処理と組み合わせてウラン-超ウラン元素-ジルコニウム3元合金の金属燃料集合体を遠隔で製造、2025年から実証炉の運転のために燃料集合体の量産を行う計画としている<sup>4)</sup>。

乾式処理の要素技術としては、PWR燃料の電解還元法による還元、電解精製法によるウラン回収と除染、超ウラン元素回収のための電解回収、塩廃棄物の再生と固



第9図 PRIDE概念図<sup>5)</sup>



化などの研究を進めており、ウランなどを用いたコールド試験を中心に、使用済燃料の保障措置概念の検討なども行っている。なお、韓国では、乾式処理はプルトニウムの単独分離を伴わないため、核不拡散抵抗性を高めるとしている。

金属燃料の新型被覆管開発については、わが国でも研究開発が進められている ODS 鋼と同様のフェライト-マルテンサイト系ステンレス鋼を対象としている。ODS 鋼が  $Y_2O_3$  などを添加した氧化物分散強化型であるのに対し、韓国では、添加物としてバナジウム、チタン、炭素および窒素を検討しており、これらの元素成分が、高温下における引張り強度やクリープ強度に与える影響や、熱間加工、冷間加工、焼きなましなどの各製造工程が材料特性に及ぼす影響に関する研究を行っている。

このほかに、被覆管材料とウラン-ジルコニウム合金との反応を防止するための被覆管内面のバリア材の開発、ウラン-ジルコニウムおよびウラン-ジルコニウム-セシウム合金の鑄造試験および熱伝導率や比熱などの物性値測定などを進めている。また、ウラン-ジルコニウムおよびウラン-ジルコニウム-セシウム合金の燃料を実験炉 HANARO (High-flux Advanced Neutron Application Reactor) で 3 at% 燃焼度まで照射する計画である。さらに、照射挙動モデル開発、金属燃料挙動解析コードを使用したウラン-超ウラン元素-ジルコニウム 3 元合金の炉心燃料の性能評価なども実施している<sup>5,6)</sup>。

1974年に締結された米韓原子力協定のため、使用済燃料の形質変更や転用について、韓国は米国の同意を得る必要がある。韓国が上述の乾式処理技術開発計画を実現できるかどうかは、2014年の協定満了時の改正交渉が鍵を握っていると考えられる。

(日本原子力研究開発機構・小竹庄司、  
日立 GE ニュークリア・エナジー(株)・澤田周作、  
電力中央研究所・小山正史)

#### — 参考資料 —

- 1) IAEA-CN-176/01-03 Y, (2009).
- 2) Y. I. Chang, "The Integral Fast Reactor," *Nucl. Technol.*, 88, 129 (1989).
- 3) IAEA-CN-176/06-22 P, (2009).
- 4) 09-03\*, 5) FRP-05\*, 6) 07-08\*, 7) 07-35 P\*.

\* : 4) 以降の参考資料のうち FR09 での発表論文については、"IAEA-CN-176/" および ", (2009)" を省略して論文番号のみで示している。

## Ⅵ. 日本

### 1. 高速炉開発

#### (1) 実証炉開発に向けたプロジェクト<sup>1,2)</sup>

わが国では旧動力炉・核燃料開発事業団を中心に1960

年代から本格的に高速炉開発を開始し、1977年に実験炉「常陽」、引き続いて1994年には電気出力280 MWeの原型炉「もんじゅ」の臨界を達成するなど、着実に技術開発を進めてきた。その後、1995年に「もんじゅ」のナトリウム漏れ事故があり、また電力事業者から高速炉の経済性向上を望む声が強まって、高速炉開発の方針を根本から見直すことになった。それを受けて、1999年から2006年まで日本原子力研究開発機構(原子力機構)は日本原子力発電(株)と協力して「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究」を実施し、将来の実用化段階においても通用する高い性能を有するプラント概念の選定と構築を進めた。その成果は国の委員会により評価され、文部科学省は「高速増殖炉サイクルの研究開発方針について」(2006年11月)をまとめた。また経済産業省がまとめた原子力立国計画(2006年8月)では、「実証炉と関連核燃料サイクル施設の2025年までの実現および2050年より前の商用炉の導入」という技術の実証・実用化のステップが示された。

これらを受けて2006年から始まった「高速増殖炉サイクル実用化研究開発」(FaCT: FAsT reactor Cycle Technology development)プロジェクトでは、2010年に革新的な技術の採否を判断し、2015年までに開発目標が達成可能な実証施設および商用施設の概念設計を行うとともに、実用化に至るまでの研究開発計画を提示することを目指して、精力的に設計検討および研究開発を進めている。ここで実証炉および実用炉はJSFR (Japan Sodium-cooled Fast Reactor) と呼ばれ、保守・補修性が優れている点、将来的な2次系削除により大幅合理化の可能性のある点からループ型を採用している。

#### (2) 開発中のJSFRのプラントコンセプト

JSFR (1,500 MWe) は、安全性や信頼性の向上だけではなく、次世代軽水炉やその他のエネルギー源に比肩する高い経済性を達成するために様々な革新技術を取り入れた斬新なSFRである。特に経済性については、「もんじゅ」の後継炉として1999年度まで概念設計研究が行われた高速実証炉よりも大幅に向上させるものとし、そのため各機器の徹底的な小型・軽量化が追及された。商用炉の開発目標と主要仕様を第3, 4表に、1次系・2次系の鳥瞰図とヒートバランスを第10, 11図に示す。

炉心燃料は、サイクルコストの低減と稼働率向上のため、高燃焼度および長期サイクル炉心を指向するとともに、ウラン資源の有効活用のためフレキシブルな増殖性能を持たせるものとし、MOX燃料を用いた高内部転換型の炉心を構築した。なお、MOX燃料と比べて高い増殖比や燃料インベントリーの低減が期待できる金属燃料は、代替案として並行して検討を続けている。

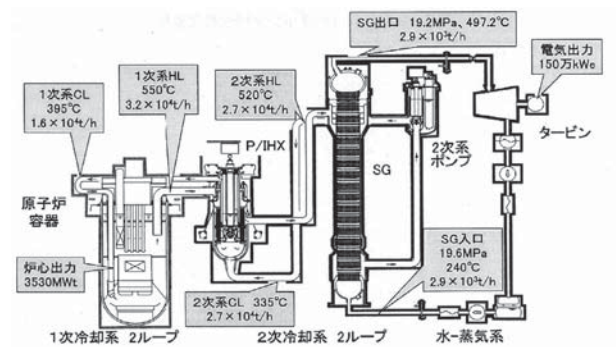
経済性向上については、炉内燃料交換方法の工夫によ

第3表 商用炉の開発目標<sup>1)</sup>

項目	目標
安全性および信頼性	・受動的安全性の確保 ・再臨界回避
持続可能性—資源有効利用	・低増殖炉心と高増殖炉心を設定
持続可能性—環境保全性	・超ウラン元素のリサイクルと燃焼
経済性	・次世代軽水炉と同等の経済性

第4表 商用炉の主要仕様<sup>2)</sup>

炉型式	ナトリウム冷却ループ型炉
炉心・燃料型式	均質2領域炉心(MOX燃料)
ヒートバランス	1次系: 550°C/395°C 2次系: 520°C/335°C
ループ数	2ループ
崩壊熱除去系	DRACS(直接炉心冷却系) × 1系統 + PRACS(1次系共用型炉心冷却系) × 2系統
1次系配管方式	上部流入方式
主循環ポンプおよび中間熱交換器	1次系ポンプ組込型 IHX(中間熱交換器)
SG型式	一体貫流型縦置有液面直管型密着2重伝熱管式
NSSS材料	原子炉容器: 316 FR 鋼, 冷却系機器: 改良9Cr鋼
燃料交換方式	単回転プラグ+切込型炉心上部機構+パンタグラフ式燃料交換機
燃料貯蔵方式	EVST(炉外燃料貯蔵槽)貯蔵方式
原子炉建屋格納容器構造方式	矩形 SCCV(鋼板コンクリート製格納容器)
建屋免震方式	水平免震
再臨界回避方策	改良内部ダクト型集合体の採用



第11図 JSFRのヒートバランス

る原子炉容器のコンパクト化, 低熱膨張率の高Cr鋼の採用による配管長の短縮, 主冷却系の系統数削減(2ループ化)および中間熱交換器とポンプの一体化(ポンプ組込型中間熱交換器)により機器物量を大幅に削減した。

また, 鋼板コンクリート造の矩形格納容器の採用により建屋容積を大幅に低減するとともに, 高燃焼度化を可能とする燃料材料の採用により18ヶ月以上の長期運転サイクルによるプラント稼働率の向上を図っている。

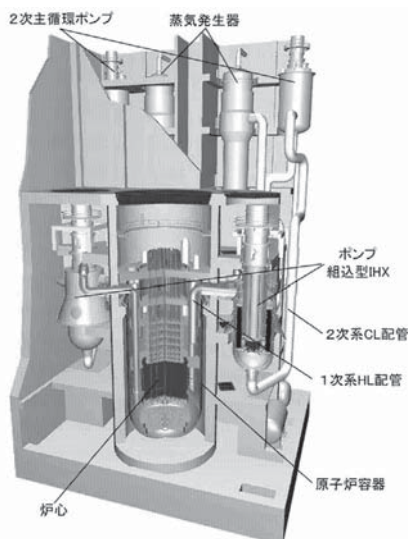
安全性向上のためには, ATWSに対しても炉心損傷を防止できる受動的炉停止機構(SASS: Self Actuated Shutdown System)の導入と, 異常時の炉心崩壊熱を受動的に除去できるように自然循環能力の強化を図っている。さらに, 日本からの新たな安全設計概念の提案として, CDA時にも熔融燃料プールの集中などによって厳しい再臨界に至ることを回避できる炉心概念(すべての燃料集合体に内部ダクトを設けて熔融燃料の流出を促進させる構造)が示された。また, 中越沖地震を踏まえた厳しい地震条件への対応を可能とする高性能の免震システムを採用している。

さらに, 信頼性向上のために, ナトリウムバウンダリーを二重化してナトリウム漏えい時の影響範囲を限定するとともに, 保守・補修性向上対策としてナトリウム中での検査や補修を可能にする装置の実現を目指している。

(3) FaCTプロジェクトにおける研究開発

FaCTプロジェクトでは, JSFRの技術的な成立性を見通すため, 設計検討に加えて, これまでに得られた各種研究開発成果および取得中の成果を評価して, 2010年度末までに設計で採用できる革新技術を選定すべく作業が進められている。FR09では, そのうちの主要な研究開発の現状について, 以下のような報告があった。

まず安全関連では, 2系統の炉停止系の挿入に失敗する仮想的なケースにおいても, 炉心冷却材の温度上昇によって自然に炉停止できるSASSが開発されている。これまで, 保持力特性試験, ナトリウム中過渡応答試験, ナトリウム中耐久性試験, 「常陽」を用いた主要材料およびSASS試験体の照射試験を行い, 制御棒が誤落下し



第10図 JSFRの1次系および2次系の鳥瞰図

ないことを確認している。また、自然循環により崩壊熱を除去する受動的崩壊熱除去系、およびCDA時に熔融燃料を排出し再臨界によるエネルギー放出を抑制するための内部ダクトを有する燃料集合体の実験的検証が、カザフスタンの試験炉(IGR)を用いて着々と進められている。

原子炉容器については、切込型炉心上部機構と新型燃料交換機による炉内燃料取扱システムの成立性がコンパクト化の鍵を握っている。この新型燃料交換機については、実規模モックアップ試験による成立性確認試験により、位置決め精度、速度、耐震強度が確保できる見通しを得ている。また、起動・停止時の熱過渡を緩和するための炉壁冷却システムを不要にするホットベッセル概念の採用に向けた研究開発、遮蔽厚の削減のための高性能遮蔽材の開発、2007年に発生した中越沖地震を包絡する基準地震動にも対応できる設計・評価手法の開発などが行われている。

冷却系2ループ化の観点から、大口徑配管の採用、および高温強度に優れ熱膨張率の低い改良9Cr-1Mo鋼の採用に向けて、流力振動評価、材料試験などの研究開発が進められている。特に、改良9Cr-1Mo鋼については、溶接部でクリープ強度が低下し、その熱影響部から内部損傷(タイプIV損傷)が発生する可能性が指摘されていた。しかし、これまでの試験から、十分に保守的な許容応力を設定すれば、その範囲内で配管の設計が可能であることが成果として示されている。

機器の成立性の観点からは、ポンプ組込型中間熱交換器の振動・摩耗評価、直管二重管型蒸気発生器の部分試作などが実施され、現在までのところ成立性に係る重要な課題は確認されていない。その他、燃料取扱システムの簡素化に関し、MA含有燃料に対応した新燃料輸送キャスク、複数燃料集合体の輸送ポットおよび乾式燃料洗浄技術の開発が、また、建屋関連として、鋼板コンクリート構造格納容器(SCCV:Steel plate reinforced Concrete Containment)、積層ゴムとオイルダンパの組合せによる免震システムなどの開発も行われており、それぞれ成立性が見通しが得られている。

一方、金属燃料に関する研究開発としては、CDA時の熔融燃料の固化挙動に着目したCAFE試験が行われている。金属燃料は融点近傍でスティール成分(被覆管・ラッパ管)と共晶を形成するため、共晶・固化共存挙動に注目した基礎的試験データが取得されている<sup>3,4)</sup>。

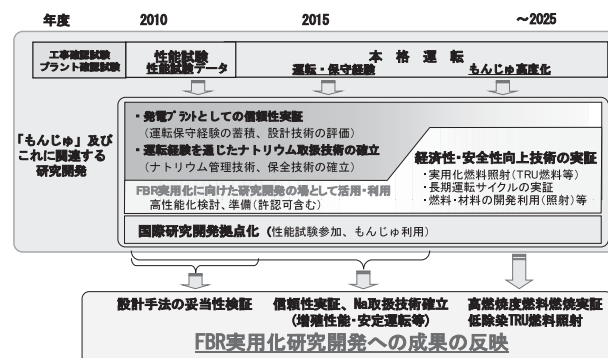
(4) 「もんじゅ」の運転再開と将来構想<sup>5)</sup>

実証炉開発に並行して「もんじゅ」を利用した計画については、FR09およびそれに続いて開かれた敦賀セッションの一つの大きなテーマであった。「もんじゅ」の運転再開については国内および海外からの関心が高く、その技術的な成果を国内外の高速炉の開発に活用することへの期待が多く寄せられた。

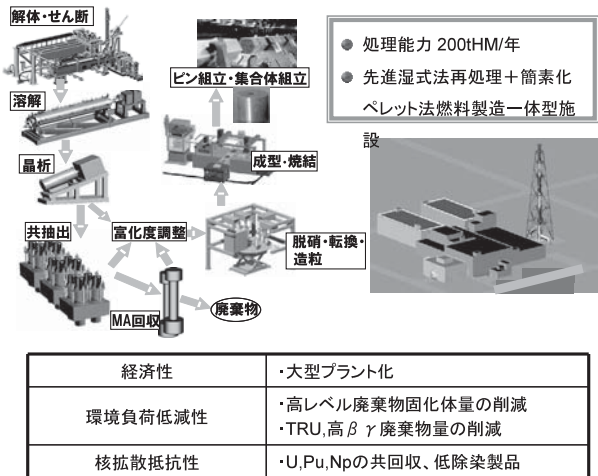
日本の国産技術が集約された「もんじゅ」は、1994年4月5日に初めて原子炉内で核分裂反応が持続される臨界に達し、1995年8月29日に発電を開始した。しかし、発電炉として本格的に運転される前の性能試験中の1995年12月8日に、2次主冷却系でナトリウムが漏えいした。以来14年5ヶ月の間運転を停止していたが、2010年5月6日に性能試験を再開した。この停止期間中にナトリウム燃焼に関する知見の充実、SFRの設計解析コードの改良と検証、ISI技術開発などが進められてきた。

今後の予定として、2010年度から3ヵ年計画で行う出力運転期間中の性能試験において、発電用の水・蒸気系を備えたSFRの運転の信頼性を実証する(第12図)。これらの「もんじゅ」の運転による試験の成果は、実証炉・商用炉の運転技術の確立に役立てていく。さらに、「もんじゅ」を高速炉実用化に向けた研究開発の場として利・活用するための準備を進め、高速炉の経済性・安全性を向上させる技術を実証するための国際的な中核拠点としていく計画である。

一方、停止期間中に行われた国の安全規制活動として、FR09において次のような報告がなされた。「もんじゅ」の燃料は、長期間の運転停止中に<sup>241</sup>Puが崩壊し<sup>241</sup>Amが増加している。この燃料の組成変化に伴うボイド反応度の増加やULOFへの影響などの評価が行われ、安全性が確認されている。確率情報を用いた安全規制の観点からは、「もんじゅ」のアクシデントマネジメント策の妥当性評価の結果とともに、地震時PSAによる残余のリスク評価や保安規定の設定根拠など、リスク情報に基づく規制(Risk Informed Regulation)を実施するために必要な技術開発の状況や、今後の炉心燃料の高性



第12図 「もんじゅ」の利用構想<sup>5)</sup>



第13図 核燃料サイクルシステム概念

能化に向けた高速炉燃料の技術基準策定の考え方やその策定状況なども紹介された。

## 2. 核燃料サイクルの開発<sup>6)</sup>

FaCT プロジェクトの核燃料サイクルシステムでは、軽水炉サイクルから高速炉サイクルへの移行を視野に入れて、先進湿式法による再処理技術および簡素化ペレット法による燃料製造技術の組合せについて研究開発を進めている(第13図)。核燃料サイクルシステムについては、システムとして既存の技術にない様々な革新技術の採用を目指しており、それらの研究開発によりプロセスと機器の両者の成立性を見極める予定である。FR09では、革新技術の開発の状況が報告された。

### (1) 先進湿式法再処理

MA をリサイクルする核燃料サイクルシステムとして、工程を簡素化した遠隔自動燃料製造法の採用を目指しているため、再処理で核分裂生成物(FP)の高除染を必要としない。その結果、使用済燃料溶解液中のウランの約7割をあらかじめ粗取りする晶析技術の導入により、後工程の処理量を大幅に削減する設備合理化も可能となる。一方、従来の再処理技術にはないMA回収機能を付加する必要がある、経済性の面で一長一短がある。しかし、施設全体では従来型再処理技術を採用した場合に比べ建設費が半減するなど、合理化に寄与する部分の効果が大きい。晶析技術やMA回収技術など革新技術が必要であるが、先進湿式再処理法では東海再処理施設や六ヶ所再処理工場における多くの湿式再処理法共通の技術的知見を活用できることから、高い確度で技術的実現性を見通すことができる。

持続可能性、経済性および核不拡散性の向上に関する「晶析技術による効率的なウラン回収システムの開発」では、これまでに照射済燃料を用いたホット試験により、プルトニウムやFP核種の同伴挙動を把握し、プロセス

条件を評価するとともに結晶精製技術の検討にも着手している。

### (2) 簡素化ペレット法燃料製造

燃料製造では、経済的合理性を向上させ、かつ、MAやFPを含有する原料の飛散防止、発熱影響緩和などに配慮するため、従来の粉末取扱工程などを大幅に簡素化したペレット製造法の開発を進めている。

簡素化ペレット法プロセスの工学規模での成立性を見通すため、プルトニウム富化度調整から、MOX原料粉調整、ペレット成型、焼結・酸素対金属比(O/M)調製までの一連の工程のMOX試験を進めている。また、これらの量産設備開発をコールド試験やウラン試験により実施している<sup>4)</sup>。特に、新たな造粒技術(転動造粒)は、従来の有機物添加剤の代わりに水を用いることで工程の合理化に寄与する技術であり、工学規模のMOX試験と模擬粉末試験による量産設備試験において良好な特性を持つ造粒粉が高い収率で得られていることから、高い確度で実現性を見通すことができることが示された<sup>7)</sup>。

一方、これらの高放射線・高発熱の燃料を取り扱うため、セル内設備を遠隔で保守する技術や量産取扱工程での除熱技術の開発を、コールドモックアップ試験などにより進めている<sup>8)</sup>。FaCTプロジェクトでは最大5%MA含有の均質燃料サイクルを前提に、これらの成立性を評価している。一方、米国からは、より高濃度のMA含有燃料を非均質でリサイクルする際の技術上の課題を整理し、これらの詳細評価が今後必要であることが報告された<sup>9)</sup>。

### (3) 金属燃料サイクル

金属燃料サイクルについての研究開発も、FaCTプロジェクトの中で、電力中央研究所が中心となって着実に進められており、FR09でその最新の成果が報告された。

MA含有金属燃料については、物性評価、製造技術開発、照射挙動評価などの系統的な研究開発が実施されている<sup>10~12)</sup>。再処理関係については、プロセス開発並びに実用化を見通した機器開発などを実施している<sup>13~15)</sup>。特に陰極/陽極モジュールによるウラン回収試験や、液体カドミウムの移送を伴う半連続式陰極による模擬元素回収試験により、プロセス処理速度向上策の検討に進展が見られている。

(日本原子力研究開発機構・青砥紀身,  
此村 守, 船坂英之, 滑川卓志,  
三菱 FBR システムズ(株)・神島吉郎,  
原子力安全基盤機構・遠藤 寛)

— 参考資料 —

- 1) IAEA-CN-176/01-02, (2009),
- 2) 01-07\*, 3) 03-11P\*, 4) 03-12P\*, 5) 01-11\*,
- 6) 05-02\*, 7) 07-23P\*, 8) 05-07\*, 9) 05-06\*,
- 10) 07-26P\*, 11) 07-28P\*, 12) 07-34P\*,

13) 05-18P\*, 14) 05-20P\*, 15) 05-22P\*.

\* : 2)以降の参考資料のうちFR09での発表論文については, “IAEA-CN-176/”および“, (2009)”を省略して論文番号のみで示している。

## Ⅶ. 米 国

### 1. 原子力政策動向

米国は二酸化炭素排出量の削減などを目的に, 原子力技術の拡大を想定しており,

- (1) 既存プラントの寿命延長(現行の40年から60年に)
- (2) 新規プラントの建設(2020年までに6~8基)
- (3) 輸送・産業部門における原子力の貢献策の模索(ハイブリッド車の充電, 熱利用, 水素製造など)
- (4) 持続可能な核燃料サイクルの開発
- (5) “ゆりかごから墓場まで”核拡散防止を図った核燃料サイクルの確立

という5つの戦略目標を設定した。

本戦略に基づき, 安全でクリーンかつセキュリティの高い原子力エネルギーを国内および国際的に展開していくとしており, まずはそのための政策的課題を明らかにし, グローバルなエネルギーニーズに応えていきたいとしているが, 具体的な計画については不透明な状況にある。

### 2. 核燃料サイクル開発の進め方

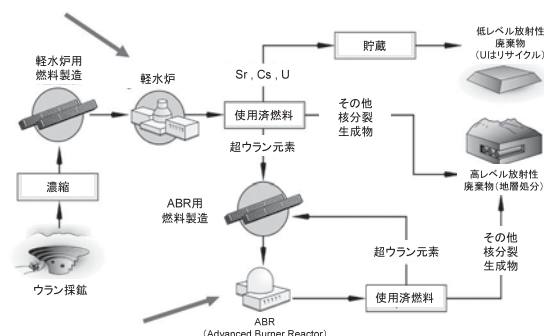
米国では昨年の政権交代まで, ユッカマウンテン最終処分場の建設を前提とし, 既存技術の範囲内での原子力技術開発を目指してきた。しかし政権交代によって, より長期的な観点から研究を進める路線となり, 「科学的研究方策(Science-based research approach)」へと方針転換を図っている。

核燃料サイクルについては, バックエンド政策検討を目的としたブルーリボン委員会を設立し, 様々なオプションを検討中である。クローズド核燃料サイクルに関する検討も行われており, 高速炉はこのサイクルの要となる。高速炉は燃焼炉または増殖炉とすることが可能であり, オプション選定のための基礎研究が現在行われている。いずれのオプションを選択するにせよ, プラント建設コストの低減が重要な課題となる<sup>1)</sup>。

また, FR09において, 制度的手段や新技術追求の試みの紹介があり, 現状では核拡散を完全に排除する技術は存在しないものの, 技術と設計によって国家的核拡散の脅威を低減できるとの見解が示されている。

### 3. 炉の開発状況

米国はブッシュ前大統領(共和党)が2006年に, 国際原子力エネルギー・パートナーシップ GNEP 構想<sup>11)</sup>を提唱



第14図 核燃料サイクル構想(GNEP 構想)<sup>11)</sup>

し, その中で燃焼炉としてのSFRの開発を積極的に推進してきた(第14図)。しかし2009年1月のオバマ政権(民主党)発足により, SFRの実用化を急がない方針に転換され, 現在は基礎研究を中心に開発が進められている。特に安全技術やシミュレーション技術については着実に開発が進められており, FR09において以下のような発表があった。

#### (1) 安全

冷却材ボイド反応度の低減や受動的炉停止機構の重要性については従来から認識されていたが, シビアアクシデントを対象とした最近の安全評価研究においては, リスク情報を活用した決定論的アプローチとしての安全設計の検討が行われている。

世界中に多数基の高速炉建設が計画されることを考慮した場合には, CDAのリスクを低減させることに主要課題があると認識されている。なお, 酸化燃料高速炉と金属燃料高速炉のどちらがよりCDAのリスクを低減可能であるか議論が分かれており, 最新の評価手法を用いた比較研究が実施されている<sup>3)</sup>。

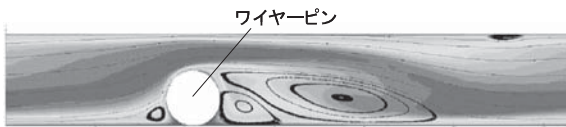
また, SFRのULOHS(除熱源喪失型事象時のスクラム失敗), ULOF, UTOP(反応度挿入型事象時のスクラム失敗)事象に対する不確かさ解析に関する研究が進められており, 840 MWtの燃焼炉型SFRに対する解析も行われている<sup>4)</sup>。

#### (2) シミュレーション技術

高速炉への先進シミュレーションの応用については, FR09において多数発表があり, 物理現象を容易に統合できるシミュレーション技術<sup>5)</sup>, 多群核断面積生成コードMC2-3<sup>6)</sup>, CDA解析用のSAS4A/SASSYS-1コードを汎用コードSTAR-CDに結合した多次元解析<sup>7)</sup>などが紹介された。特筆すべきは, 実験においても確認困難な, ワイヤーピンを考慮した燃料集合体内における熱流動解析の結果である<sup>8,9)</sup>。本解析結果を第15図に示す。

### 4. 燃料の開発状況

米国では現在, 金属燃料の研究に多くの力が割かれて



第15図 ワイヤーピン周辺の熱流動解析結果<sup>8,9)</sup>

おり、廃棄物管理や核拡散抵抗性向上の観点から、超ウラン元素含有燃料について研究が進められている。試験施設の不足によって大規模な実証が不可能であることが課題となっている一方、前述の方針転換もあって、モデリングとシミュレーションに力が入られるようになってきている<sup>10)</sup>。

FR09では、アルゴンヌ国立研究所から、炭化物および窒化物燃料を用いた先進燃焼炉の特性評価<sup>11)</sup>、小型炉4Sの金属燃料設計、先進燃焼炉用燃料としてのU-Mo合金の評価などの発表があったが、いずれも解析あるいは予備的検討によっておのおのの燃料概念の有効性を示すものであった。なお、FR09では報告がなかったが、アイダホ国立研究所においては、超ウラン元素含有金属燃料の物性測定、製造試験、先進試験炉ATRによる照射試験(AFC-2)などを実施中である。

## 5. 国際協力の状況

SFRのプロトタイプ開発に関しては、日・仏・米が同様な計画を有していることから、2008年に国際協力の覚書が交わされている。燃料開発については、初装荷時はMOX燃料から始め、その後、MA含有MOX燃料に進むことが3国で協議され、計画を具体化している。

また、コスト低減のために直接的または間接的に効果のある技術を確認し合い、幾つかの分野で協力を進めている。原子力機構の大型ナトリウム施設、CEAのナトリウム試験施設TRIPOT、米国エネルギー省(DOE)の過渡安全性試験炉TREAT、CEAのゼロ出力炉MASURCAなど、研究開発施設を共用することも検討されている。

## 6. まとめ

米国では昨年の政権交代以降、高速炉サイクルに関する原子力政策が不透明な状況にある。しかし高速炉を含む核燃料サイクルの研究開発に関しては、着実に基礎研

究を進める方針であり、今後の実用化に向けた開発に期待したい。

(三菱重工業株・國嶋 茂, 電力中央研究所・尾形孝成)

### —参考資料—

- 1) IAEA-CN-176/FRP-07, (2009).
- 2) 05-14\*, 3) 03-02\*, 4) 03-08\*, 5) 06-09\*,
- 6) 06-15\*, 7) 06-17\*, 8) KN-06\*, 9) 06-18\*,
- 10) INV-03\*, 11) 07-10\*.

\*: 2) 以降の参考資料のうちFR09での発表論文については、“IAEA-CN-176/”および“(2009)”を省略して論文番号のみで示している。

## VIII. おわりに

今世紀の前半に実証炉の開発を経て、2020年から2050年までに商用炉の運転開始を目指して、ロシア、インド、中国、フランス、日本、韓国が精力的に研究開発を進めている。高速炉は人類共通の開発課題であるので、今後は、人的資源や資金の有効活用のため、各国の競争が基本ではあるが、国際的な技術協力がより一層重要になるであろう。また、高速炉開発と並行して核燃料サイクル技術開発も戦略的に進めることが重要である。さらに、経済性や安全性に加え、プルトニウムのリサイクルの本格的な実用化に向けて、核不拡散・核セキュリティにはより一層細心の注意を払う必要がある。最後に、プルトニウムのみならず、アメリカウムを中心としたMAリサイクル(有効活用)についても慎重に議論を進めていく必要があるだろう。(東京工業大学・齊藤正樹)

### 著者紹介

三島嘉一郎(みしま・かいちろう)

(株)原子力安全システム研究所

(専門分野/関心分野)原子炉工学, 熱流体工学, 原子炉安全工学, 高経年化対策

齊藤正樹(さいとう・まさき)

東京工業大学

(専門分野/関心分野)原子炉の安全性, 核不拡散・核セキュリティ科学技術

永田 敬(ながた・たかし)

三菱FBRシステムズ(株)

(専門分野/関心分野)原子力構造工学, プロジェクト管理

## ナチュラルアナログ；自然に学ぶ地層処分

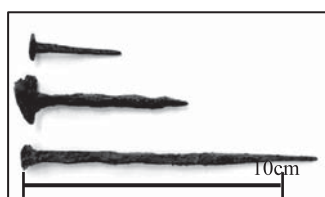
## 数万年先を予測する工学技術とは？ 第2回

原子力発電環境整備機構 北山 一美，  
北海道大学 佐藤 努，名古屋大学 吉田 英一

放射性廃棄物の地層処分では地下環境の長期的なバリア機能の把握が必要である。長期的なバリア機能を検討するにあたり，酸・塩基や酸化還元反応は地下処分場において避けることのできない地球化学的プロセスであり，“ナチュラルアナログ”による現象理解が不可欠である。

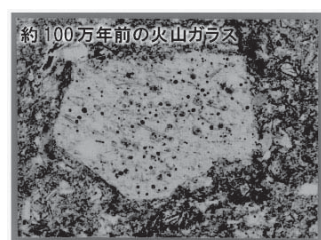
連載の第1回における「ナチュラルアナログの段階的な展開」で示したように，ナチュラルアナログの今後の進展は，地層処分と密接な関連をもって進んでいくものと考えられる。第1，2図は，その段階的アプローチにおける第一段階のナチュラルアナログの例である。

第1図は，古代ローマ時代の遺跡で発見された約1900



第1図 古代ローマの釘

年前の釘であり，粘土層中に埋設され，酸素とは触れることのない環境ではほとんど腐食が進行しないことを示している。



第2図 泥質岩中の火山ガラス

第2図は，およそ100万年前に堆積した粘土質の泥質岩層の中に埋まった火山ガラスの例である。この例でも，粘土は内部の物質をそのまま保存する能力があることを示している。

これらの例のように，実際の現象の中に地層処分システムと類似している現象が含まれていることを直感的に理解できるのが第1段階であるが，第2段階では，地層処分の環境におけるバリア性能やその長期挙動を説明することに主眼を置く。そのためには巨視的，形式的なアナログというよりは，反応が実際に起きている境界(以下，反応フロントという)での微視的反応に着目したアナログにおいて反応プロセスを理解していくことが重要である。そこで，まず地層処分のいくつかの要素を取り

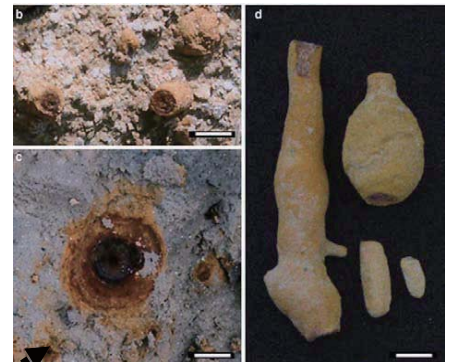
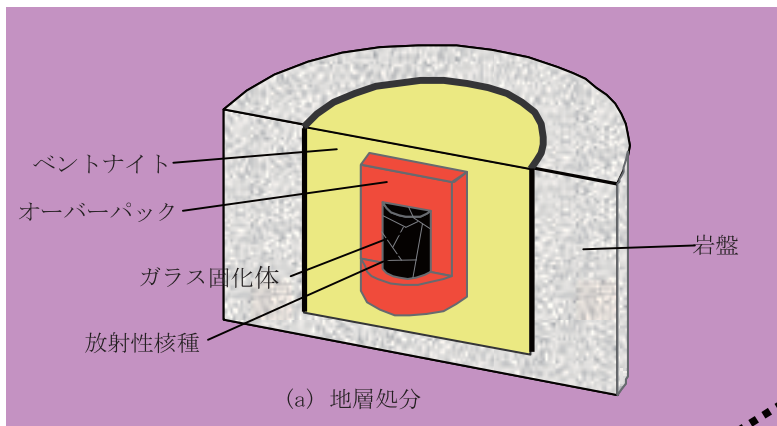
出して，具体的なイメージを明確にしていくことにする。

第3図(a)に示すように，地層処分における主要な要素は，①廃棄体中の様々な放射性核種，②人工バリアを構成する各要素(ガラス固化体，オーバーパック，ベントナイト，コンクリート等)，③ニアフィールドと呼ばれる廃棄体を定置(処分)する近傍の人工構築物や岩盤，④処分施設外側の地質環境等である。これらのシステムの挙動は，様々な観点から，FEP(feature, event, process)と呼ばれる手法でそれらの現象を網羅的に拾い上げて，どの現象に着目するかは，影響の大きさ，事象の起こりやすさ等を勘案し，主に専門家の判断に委ねてきている。その着目する現象の取捨選択にあたっては，実験的・理論的アプローチにより影響を記述し，核種の移行や人間生活圏での影響評価等と結びつけてきた。しかしながら，これらの判断に超長期の挙動が十分加味されてこなかったことも事実である。

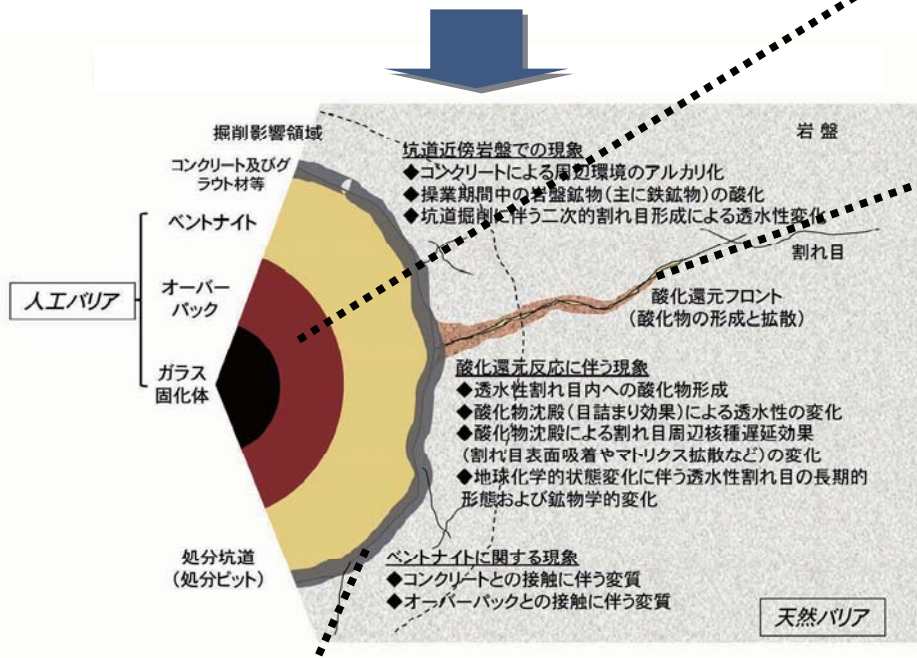
安全性を高め効率的に地層処分を実施するためには，人工バリア周辺に限っても，廃棄体に含まれるそれぞれの核種が人工バリアの各要素内，バリアの境界部，ニアフィールドを構成する各要素それぞれに対し，地下深部の地球化学特性のもとでどのように反応するのか，またその挙動をどのように記述するのかを明確にしていく必要がある。また地質環境に眼をやっても，処分施設が成立するようこれを支える岩盤の力学特性や熱的特性，放射性核種の移行を支配する岩盤の割れ目や粒子特性，透水性，地下水の地球化学特性等，様々な項目が考えられる。何が本当に重要な反応過程であるかについては，具体的な評価プロセスを見直す議論も必要になる。

ナチュラルアナログの地層処分への適用は，超長期の観点から見て地層処分の安全性を担保する重要プロセスの理解が妥当であるか，現在明確に事象が特定できていないニアフィールドでの事象はどうか，様々なプロセスを超長期にわたって理解することにより，さらに合

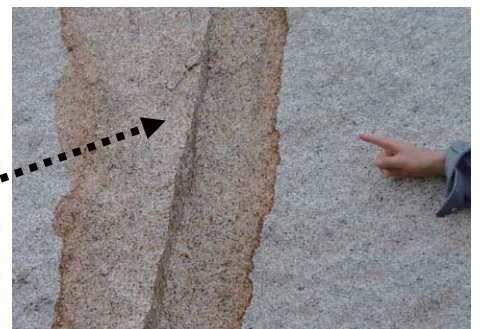
*Natural analogues/Supporting geological disposal : Gaining Evidence of Predictability on 100 ka Timescales :*  
Kazumi KITAYAMA, Tsutomu SATO, Hidekazu YOSHIDA.  
(2010年 7月15日 受理)



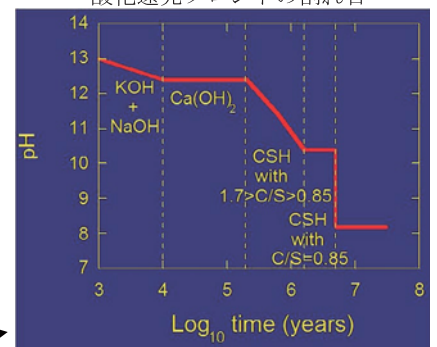
(c) 鉄酸化物のノジュール (高師小僧) スケールは1センチメートル



(b) NF周辺岩盤における地球科学的プロセスの例 (掘削～操業～閉鎖後)



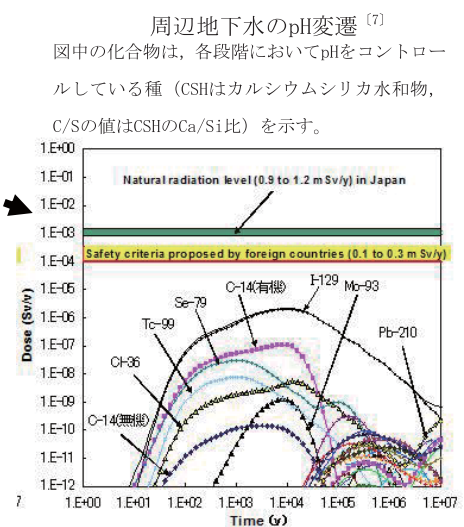
(d) 花崗岩中の割れ目に形成される酸化還元フロントの割れ目



(e) セメントの劣化に伴う処分場



(g) オマーンの高アルカリ泉湧出孔周辺と処分場近傍で予想される地球化学反応



(f) TRU放射性廃棄物処分のリファレンスケースにおける線量評価<sup>(6)</sup>

第3図 地層処分とナチュラルアナログの例



理的な地層処分とはいかなるものか、を考える上で大きな貢献が期待できる。これらは第1回で述べたように、初期条件や境界条件を明確にしつつ、具体的反応フロントでの実挙動を確実にしかも定量的に理解していくことによって実現されよう。このことはナチュラアナログ研究における第2、第3段階の進展に期待しなければならないが、今回はそれらの目標に向かって進みつつある最前線の研究を具体的に紹介してみたい。本稿では、反応フロントの酸・塩基、酸化還元反応に注目していくつかの例を示す。

地層処分では、地下坑道近傍は廃棄体だけでなく、人工材料と岩石・鉱物、そして地下水とそれによって運ばれる溶質など、地下の地質環境に影響を与える様々な要素や物質が混在した状態になる。これらの各要素の状態変化と周辺地質環境への影響は、処分場となる地域の岩種や地下水の性質などによって、必ずしもすべてが同一になるとは限らない。しかし第3図(b)で示した現象の多くは、発生規模の大小はあるものの地下環境で生じると考えられるプロセスであり、それらのほとんどが酸・塩基、酸化還元反応に伴うものである。

人工バリア機能の観点からは、坑道支保や周辺岩盤の亀裂充填のために使用予定のセメント材と地下水の反応によって処分場周辺が高アルカリ環境になることが予想され、高アルカリ地下水とベントナイトや周辺岩盤の長期相互作用と核種移行への影響の理解が重要となる。また、TRU廃棄物処分の場合は、人工バリア材として多量のセメント材が使用されることが予想されるため、高アルカリ環境における現象や他のバリア材への影響の理解がより重要となってくる。

天然バリア機能の観点からは、酸化還元反応に伴って形成される酸化物の数千年～数万年以上の長期的挙動と、核種移行への影響の理解が重要となってくる。したがって、ここでも“ナチュラアナログ”は不可欠となる。

酸・塩基反応や酸化還元反応等、反応フロントに関わる天然の現象にはいろいろなものが存在する。高アルカリ環境においても、広範に認められるものではないが、限られた地質条件のサイトに行けば、そこで繰り上げられる地球化学反応過程について詳細に調べることができる。これらは非常に広範囲にわたるため、それらのすべてを解説することはできないが、ニアフィールド環境で将来かなりの確度で遭遇すると思われる“類似現象”について紹介するとともに、人工バリアや天然バリアへの影響、あるいは最終的には工学的な処分技術へどのように反映させていけばいいのか、といった観点で解説してみたい。



## I. 酸化還元反応に関するナチュラアナログ

先に示したように、酸化還元反応は人工バリアおよび天然バリア機能に対して、処分場閉鎖後も長期的に影響を与える可能性がある。現在の安全評価上のシナリオでは、地下坑道周辺に形成された酸化反応領域は、それを取り巻く地下環境が還元状態を維持していれば、地下坑道が埋め戻された後は再び還元状態に戻ることが想定されている。果たしてそうなのだろうか。その長期的な現象に対する答えを出すには、やはり自然界での類似現象(アナログ)に学ぶしかない。

第3図(c)は、「高師小僧」と呼ばれる約30万年前に堆積した泥質な地層中に見られる鉄酸化物の濃集体(ノジュール)である。写真にも示すように、これは還元状態( $E_h = -100$  mV程度)の泥質な堆積層の中にまるでカプセルのように残っているものである。これまでの分析の結果、地層の堆積当時に形成され、現在まで地層中に保存されてきたものであることがわかってきた<sup>1,2)</sup>。つまり、鉄酸化物が約30万年間還元状態の地質環境中に酸化物のまま保存されてきたのである。そのメカニズムの詳細は文献を参照して頂きたいが、簡単に言えば、堆積時の植物の根の廻りに、生化学的に生じた酸化還元反応によって鉄酸化物(正確には結晶度の低い水酸化鉄)が沈殿・濃集し、最終的には鉄酸化物のみが緻密な殻をもったカプセル状となって、埋没後も周辺の還元状態から隔離された状態で保存され現在に至ったものである。これは、酸化物の沈殿が難透水性の殻を形成し、埋没後には逆に周辺の還元剤の浸透を防ぐ役割を担うことで隔離されてきたと考えられる<sup>3)</sup>。同様のアナログプロセスは、実は堆積層だけでなく、次に示すように、結晶質岩(花崗岩)においても確認されている。

第3図(d)は、結晶質岩中に形成された酸化還元フロントである。これは、いわゆる風化現象ではなく、酸化還元反応が風化よりも選択的に進行した現象である。ここでもっとも移動している元素はFeであり、酸化還元フロントはFeが酸化してできる赤褐色の部分としても容易に確認することができる。このフロントの形成時期あるいは保存された期間は、先ほどの高師小僧の事例ほど明確ではないが、地質学や地形学などの知見から数十万年前に形成されたものと考えられる<sup>4)</sup>。ここでも、緻密な還元状態の結晶質岩マトリクス中に浸透した酸化物(ここでも主に水酸化物)は、その後、還元されることなく保存されてきたことを示す。このような現象は、最近の調査から日本の花崗岩では、地表から地下300 mくらいまでの透水性割れ目などに伴うことが認められている<sup>5)</sup>。

自然界で認められるアナログ事例は、酸化還元反応に伴って形成された酸化物や酸化還元フロントは、いった

ん形成されると周辺の地質環境が還元状態となっても(あるいは還元剤を有していても)必ずしも還元状態に戻るとは限らないことを示唆している。では、このような状態がNF環境に形成された場合、多重バリア機能にどのような影響を及ぼすのだろうか。バリア機能に関してこれらの自然現象は、何を私たちに示してくれているのだろうか。

地質環境中に存在する鉄酸化物(あるいは水酸化鉄)は、元素を吸着する吸着材として働くことが知られている。その吸着元素の事例の1つとして、ウランが知られている。実は、第3図(d)で紹介した結晶質岩中の鉄酸化物部分には、ウランが濃集していることがわかっている。これは、ウランも酸化還元反応が移動・濃集に欠かせない元素の1つだからである。したがって、結晶質岩中においてもFeの酸化還元反応と岩石内部へのマトリクス拡散とともにウランは移動し、そして酸化物に吸着・固定されたと考えられる。さらに酸化物の役割はそれだけではない。酸化物が鉱物粒界に沈殿することによって目詰まりが生じ、透水性が低くなることも確認されている。

つまりこれらの自然界で見られる現象は、NF地下環境で生じた酸化物は、処分場閉鎖後もおそらく還元されずに岩石マトリクス中に拡散した状態で残留する可能性のあることを示している。一方で、必ずしもその酸化物が、天然バリア機能を低下させるとは限らないことも示してくれている。坑道周辺の岩盤にしみ込んだ酸化物は、水理学的に物質移動に対してはより緻密な状態を形成し、放射性物質が移行しにくくなる状態を産み出すだけでなく、酸化物の吸着効果によって地球化学的にも天然バリア機能を高める要素として働く可能性が考えられる。このような効果は実験でも確認されている。

これらの実験的なアプローチをも含めた定量的な評価手法とその結果については、次回第3回において、その工学的手法としてどのように天然の長期的な現象評価に近づけていくのかの部分も含めて紹介したいと思う。

## II. 高アルカリ環境における陰イオン核種の挙動に関するナチュラルアナログ

第3図に示したように、セメント材の劣化により生成する高アルカリ地下水とベントナイトや周辺岩盤との相互作用が、安全評価上、重要な天然素過程の1つとして注目を集めている。セメント材の劣化による地下水の高アルカリ化は顕著であり、劣化の初期にはpH 13程度で、pH 12を超える期間も長期間持続することが予想されている(第3図(e))。したがって、アルカリ溶液中での溶解(変質)速度が速いケイ酸塩を主成分とするベントナイトや周辺岩盤への影響が懸念されているのである。また、このような高アルカリ環境下では、周辺岩盤中に存

在する鉱物の表面が負に帯電しており、地層処分場で鍵を握る陽イオン核種の静電的吸着は期待できても、陰イオン核種のそれは期待できないし、実験的にもそれを支持するデータが示されている。このことは、放射性ヨウ素や炭素、塩素、テクネシウムなどの陰イオン核種を多量に含むTRU廃棄物処分の安全評価で大きな問題となっており(第3図(f))、特に弱吸着性のヨウ素では安全評価の際に吸着されることを想定していない。ただし、核種が固相に分配されるメカニズムは、静電的吸着だけではない。新しい固相が生成する際に固相の構造中に取り込まれたり、陰イオン交換能を有する鉱物中に取り込まれる可能性もある。一方、高アルカリ環境では沈殿によって容易に2次鉱物が生成するので、高アルカリ地下水の移動に伴う空隙率や透水性の低下が十分予想されるし、核種を含むコロイドが凝集して地下水中を移動しにくくなる等、安全評価上、プラスに働くことも十分考えられる。以上の背景から、高アルカリ環境におけるナチュラルアナログ研究が求められているのである。

高アルカリ地下水に関するナチュラルアナログ研究として最も有名なものは、ヨルダンのマカリーンにおける研究<sup>8-10)</sup>と、オマーンにおける研究<sup>11)</sup>である。

マカリーンでは、高温熱変成を受けた泥灰岩(泥と石灰岩の主成分である炭酸カルシウムが混合する岩石)と地下水の反応によって高アルカリ地下水が生成している。マカリーンの泥灰岩は、主成分である炭酸カルシウムが熱によって“焼かれた岩石”となっているので、炭酸カルシウムが主成分の石灰岩を“焼いて”作るセメントとよく類似した鉱物組成を有している。そのため、水と反応する対象物のアナログ性が明確であり、現在でも継続されている数少ないナチュラルアナログ研究の1つとなっている。このプロジェクトでは、高アルカリ環境に関わる様々な研究が行われているが、泥灰岩と地下水の反応による鉱物組み合わせの変化が実験やモデルで予想されたものとよく一致していた結果は、セメント物質の劣化モデルの妥当性を示したのものとして有名である。

一方、オマーンではpH 11を越える高アルカリ泉が湧出し、放射性廃棄物処分で問題となっている高アルカリ地下水の地球化学的インパクトを評価するためのナチュラルアナログとして、英国のオープン大学を中心としたプロジェクト研究<sup>12)</sup>が行われた。オマーンの高アルカリ泉は、オマーンに広く分布する超塩基性岩が水と反応して蛇紋岩という岩石に変化する際に生ずることが明らかとなっており<sup>12)</sup>、超塩基性岩の蛇紋岩化が認められる地域では高アルカリ泉が湧出する可能性がある。事実、オマーンで認められるような高アルカリ泉は、キューブス、フィリピン、イタリアなど、世界各地で報告例がある。したがって、マカリーンとは異なり、世界の様々な地域での研究が可能である。

オマーンの高アルカリ環境下では、周辺岩盤中に存

ペーシエーション(化学種別)に関するデータベースのブラインドテスト、コロイド、微生物活動について調べられたが、高アルカリ泉の源となる超塩基性岩がマグネシウムや鉄を主成分とする岩石であるために、カルシウムを主体とするセメントとのアナログ性が問われ、高アルカリ環境のナチュラルアナログ研究の中心はマカリーンにシフトした。

高アルカリ環境を対象とした大規模なナチュラルアナログ研究はこの2つのサイトで行われたものだけであるが、上述した安全評価上の重要課題である、「高アルカリ環境における弱取着性陰イオン核種の移行遅延」に対する回答は得られていない。筆者のうち佐藤らは、この問題を解決するために、オマーンオフィオライトの高アルカリ泉と2次生成鉱物の生成過程、安全評価上、鍵を握る核種の挙動解明のための研究<sup>13,14)</sup>に着手した。上述のように、オマーンの高アルカリ地下水を生む岩石はセメントとは異なるが、オマーンの高アルカリ泉とセメントの劣化により生じる高アルカリ間隙水の化学的性質は酷似しており、岩石や地下水との相互作用プロセスにおいて両者を区別することはできない。

オマーンの高アルカリ泉周辺では、河川に流れる地表水との反応により多種多様な白色の沈殿物が認められる(第3図(g))。この反応プロセスは、処分場で使用されているセメントから浸出してくる高アルカリ水と周辺地下水との反応アナログと考えることができるので、セメントの間隙や天然バリア内の亀裂でも同様の沈殿反応が生ずる可能性が高い。この沈殿物や反応前後の水の分析により、弱取着性の陰イオンであるヨウ化物イオンは、沈殿物中のアラゴナイト( $\text{CaCO}_3$ )に取り込まれていることが明らかとなった<sup>14)</sup>。中性領域で行われた実験ではあるが、ハロゲン陰イオンがアラゴナイトに取り込まれやすいことは実験的にも認められている<sup>15)</sup>。したがって、アラゴナイトが生成する、あるいは生成を予測できる環境であれば、ヨウ化物イオンの移行遅延を期待できる可能性が高い。少なくとも、現状(ヨウ化物イオンの天然バリア材への分配係数は0)よりも大きな分配係数に設定することが可能となり、それに応じて地下水中のピーク線量予測値が低くなる。

第3図(g)で示した沈殿物は、現在進行形で生成されたものである。しかし、高アルカリ泉周辺では過去に堆積したアラゴナイトを含む沈殿物が地層中に存在し、それらの年代測定とヨウ素の含有量や存在形態を詳細に調査することによって、アラゴナイトに取り込まれたヨウ素の長期挙動についても明らかにすることが可能である。取り込まれたヨウ素の長期挙動については、現在鋭意調査中である。

上述のナチュラルアナログ研究で得た情報を自然に学ぶ工学技術として反映するならば、人工バリア内でヨウ素イオンの移行遅延を期待したい場合、意図的に人工バ

リア内にアラゴナイトが生成するようにセメントのブレンド内容を実験的に検討することになる。処分場周辺で期待するのであれば、処分場から漏えいする高アルカリ水と周辺の地下水との反応により、天然バリア内の亀裂中でアラゴナイトが生成することを予想するためのモデリングを検討することになる。安全評価上、鍵を握る核種の移行遅延を、処分場内で生成する2次鉱物に期待する際に必要となる工学技術については、次回詳細に解説する。

以上のナチュラルアナログ研究の具体例により、地層処分におけるいくつかの要素のふるまいについての挙動理解につながるであろうことを実感いただけたら、本解説の主な目的は達成されたことになる。例えば第1段階の例において、鉄は条件さえ整えば優に1000年を超えても腐食が進みにくいこと、またその現象に基づく取り扱いにより定量的な意味合いが垣間見えてきたものと思う。第2段階を示した酸化還元反応に関するナチュラルアナログの例では、酸化還元反応に伴って形成された酸化物や酸化還元フロントはいったん形成されると周辺の地質環境が還元状態となっても、必ずしも還元状態に戻るとは限らないことを示している。また、オマーンの例では、高アルカリ環境で生成される2次鉱物にヨウ素が取り込まれている事実が示されており、地層中に残された情報から、取り込まれたヨウ素の長期挙動に関する情報が得られる可能性があることがおわかりになったであろう。

今回紹介した例は、現在のところ直接第3段階に達しているとは言い難いが、これらの天然の事象を、十分適切な初期条件、境界条件、さらに周辺岩盤の地球化学的条件のもと、具体的な挙動について詳述できれば、またその例示の数を増やし共通要因を体系化することができれば、ナチュラルアナログの(様々なトレーニングにより)現象の科学的解明の段階から、ナチュラルアナログの工学的な利用、適用の段階に発展できるものと確信する。

今回はこれらいくつかの経験を踏まえた、工学的適用に向けた議論、展開を進めていきたいと考えている。

#### —参考文献—

- 1) 吉田英一, 松岡敬二, “愛知県豊橋市高師原台地から産する「高師小僧」”, 名古屋大学博物館報告, **20**, 25-34 (2004).
- 2) H. Yoshida, K. Yamamoto, Y. Murakami, K. Matasuoka, “Formation of biogenic iron-oxide nodules in reducing sediments as an analogue of near-field redox reaction products”, *Phys. Chem. Earth*, **31**, 593-599 (2006).
- 3) H. Yoshida, K. Yamamoto, Y. Amano, N. Katsuta, T. Hayashi, “The persistence of Fe-oxyhydroxides in a reducing geological environment: implications for the post-closure safety of radioactive waste repositories”.

- Environ. Geol.*, **55**, 1363-1374(2008).
- 4) F. Akagawa, H. Yoshida, Y. Yogo, K. Yamamoto, "Redox front formation in fractured crystalline rock: an analogue of matrix diffusion in oxidizing front along water conducting fracture", *Geochem. Explor. Environ. Anal.*, **6**, 49-56(2006).
- 5) H. Yoshida, M. Takeuchi, R. Metcalfe, "Long-term stability of flow-path structure in crystalline rocks distributed in an orogenic belt, Japan", *Eng. Geol.*, **78**, 275-284(2005).
- 6) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構, TRU 廃棄物処分技術検討書—第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ, JNC TY1400 2005-013, FEPC TRU-TR2-2005-02, 556(2005).  
(<http://www.jaea.go.jp/04/be/docu/tru/TOP.htm>)
- 7) A. Alkinson, UKAEA Technical Report, AERE-R-11777, (1985).
- 8) W. R. Alexander, R. Dayal, K. Eagleson, J. Eikenberg, E. Hamilton, C. M. Linklater, I. G. McKinley, C. J. Tweed, *J. Geochem. Explor.*, **46**, 133-146(1992).
- 9) H. N. Khoury, E. Salameh, I. D. Clark, P. Fritz, W. Bajjali, A. E. Milodowski, M. R. Cave, W. R. Alexander, *J. Geochem. Explor.*, **46**, 117-132(1992).
- 10) C. M. Linklater, Y. Albinsson, W. R. Alexander, I. Casas, I. G. McKinley, P. Sellin, *J. Contam. Hydrol.*, **21**, 59-69(1996).
- 11) I. G. McKinley, A. H. Bath, U. Berner, M. Cave, C. Neal, *Radiochim. Acta*, **44/45**, 311-316(1988).
- 12) C. Neal, G. Stanger, J.I. Drever(ed.), *The Chemistry of Weathering*, 249-275(1985).
- 13) T. Sato, N. Akita, S. Arai, *Geochim. Cosmochim. Acta*, **66**, S 1, A 669(2002).
- 14) S. Anraku, K. Morimoto, T. Sato, T. Yoneda, *Proc. ICEM'09 Conf*, Liverpool, UK, CD-ROM, (2009).
- 15) Y. Kitano, M. Okumura, *Geochem. J.*, **7**, 37-49(1973).
- 16) K. Kitayama, *Proc. ICEM'09 Conf*, Liverpool, 16339, UK, CD-ROM, (2009).

### 「連載講座「軽水炉プラント」「高速炉の変遷と現状」」書籍 残部販売のご案内

2009年12月に発行いたしました書籍「連載講座「軽水炉プラント」「高速炉の変遷と現状」」は残部の販売を行っております。数量僅少となっておりますので、購入ご希望の方はお早めのご注文をお願い致します。お問い合わせはメールにて《rensai-yoyaku@aesj.or.jp》までご連絡下さい。

『「軽水炉プラント—その半世紀の進化の歩み」「高速炉の変遷と現状」』, 日本原子力学会編集委員会編, A4判, 176ページ, 定価2,000円(送料サービス)

#### ◆軽水炉プラント—その半世紀の進化の歩み 目次

1. 原子力発電前史
2. 軽水型発電炉の誕生
3. 日本の研究用原子炉の始まり
4. 日本の原子力発電の始まり
5. 米国および日本の軽水炉の改良研究(PWR)
6. 軽水炉の改良研究(BWR)
7. 日本の軽水炉開発(1)—軽水炉の導入(PWR)
8. 日本の軽水炉開発(2)—軽水炉の導入(BWR)
9. 日本の軽水炉開発(3)—PWRの改良標準化(1)
10. 日本の軽水炉開発(4)—第1次改良標準化計画(BWR)
11. 日本の軽水炉開発(5)—PWRの改良標準化(2)
12. 日本の軽水炉開発(6)—第2次改良標準化計画(BWR)
13. 日本の軽水炉開発(7)—PWRの改良標準化(3)

14. 日本の軽水炉開発(8)—第3次改良標準化計画(BWR)
15. 今後の軽水炉開発(1)—導入計画中の軽水炉(1)
16. 今後の軽水炉開発(2)—導入計画中の軽水炉(2)
17. 今後の軽水炉開発(3)—第2次改良標準化計画(BWR)

#### ◆高速炉の変遷と現状 目次

1. 高速炉の誕生
2. 高速炉形式の変遷
3. 米国の高速炉開発の歴史(1)
4. 米国の高速炉開発の歴史(2)
5. 欧州・アジアの高速炉開発の歴史
6. 日本の高速炉開発の歴史(1)
7. 日本の高速炉開発の歴史(2)
8. 高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究の成果
9. 再処理関連の歴史と現状
10. 最近の高速炉の位置づけと国内外の開発動向

## 講演

# JCO 事故後に原子力事業者が取り組んで来た活動

## 「2010年春の年会」原子力発電部会企画セッション 講演報告

## 原子力発電部会

原子力発電部会は、2010年3月27日、茨城大学で開かれた「2010年春の年会」において、福井大学大学院工学研究科 飯井俊行教授を座長に迎え、「JCO 事故後に原子力事業者が取り組んで来た活動」をテーマとした企画セッションを設けた。

企画セッションでは、日本原子力研究開発機構から「JCO 事故と安全文化醸成活動について」、日本原子力技術協会から「原子力施設のより高い安全性と信頼性を目指した、ピアレビュー活動について」、中部電力から「品質マネジメントシステムの運用状況について」が説明された。本稿では、これら講演内容について紹介する。

### I. JCO 事故と安全文化醸成活動

#### 1. はじめに

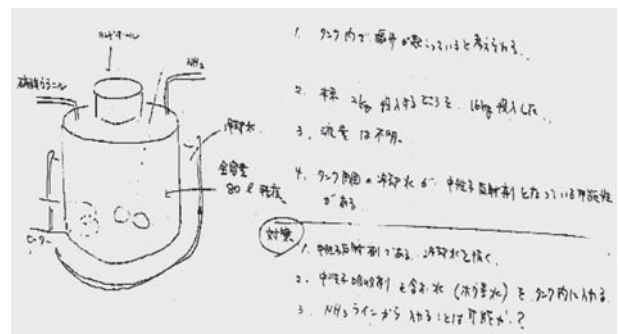
1999年9月30日、東海村にある燃料加工工場のJCO（株）ジェー・シー・オーにおいて、燃料加工の工程中に臨界状態に達し、核分裂連鎖反応が生じた。この事故の影響で作業員2名が死亡し、事故現場から半径350 m 以内の住民約40世帯への避難要請、500 m 以内の住民への避難勧告、10 km 以内の住民への屋内退避等の呼びかけがなされた。事故終息に必要な情報も不足していた<sup>1)</sup>。この事故は、わが国における安全文化の重要性認識の転換点となった。

#### 2. 安全文化の経緯

安全文化については、1986年のチェルノブイリ原子力発電所の事故を契機に、IAEA の国際原子力安全諮問グループ(INSAG: International Nuclear Safety Advisory Group)の報告「チェルノブイリ事故の事故後検討会議の概要報告」<sup>2)</sup>の中で「チェルノブイリ事故の根本原因は、いわゆる人的要因にあり『安全文化』の欠如にあった」と言及された。その後、わが国においても、JCO 臨界事故、電気事業者の点検記録における不正、関西電力美浜発電所の2次系配管破損事故等、これら安全文化の欠如に起因すると思われる事故等が発生している。これらの事故、事象の中でJCO 臨界事故は、世界各国に影響を与え、人的な因子についてもさまざまな問題を含むものであった。

*Activities by Nuclear Related Organizations after JCO Accident for Building up Safety Culture : Operation and Power Division, Atomic Energy Society of Japan.*

(2010年 6月7日 受理)



第1図 JCO 臨界事故で初めて作成された図<sup>1)</sup>

これらを受け、2007年8月9日に「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下、「実用炉規則」という)および「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」の一部を改正する省令において、原子力安全・保安院(以下、「保安院」という)は、保安規定に「安全文化を醸成するための体制に関すること」を記載することを求めた。

#### 3. 安全文化の要素

JCO 臨界事故は、安全文化の構成要素のさまざまな点に疑問を投げかけている。まず、トップマネジメントのあり方として、安全を最優先する考え方はどうであったのか、業務効率との関係をどのように捉えていたのか、安全教育が十分でなかった点、法令の遵守が十分でなかった点、現場の作業管理のあり方、事故終息に対する取組み等々が取り上げられてきた。

保安院は、JCO およびその後の事態を踏まえ、ガイドラインの中で安全文化の14の項目を挙げている。① トップマネジメントのコミットメント、② 上級管理者の明確な方針と実行、③ 誤った意思決定を避ける方策、④

常に問いかける姿勢, ⑤報告する文化, ⑥良好なコミュニケーション, ⑦説明責任, 透明性, ⑧コンプライアンス, ⑨学習する組織, ⑩事故・故障等の未然防止に取り組む組織, ⑪自己評価または第三者評価, ⑫作業管理, ⑬変更管理, ⑭態度や意欲。また, これら一つひとつの項目について, それぞれの劣化兆候を定め, 評価するものである。日本原子力研究開発機構においても, 「もんじゅ」を始めとして取り組んできているところである。

#### 4. 論点

第1に, 法律・規制という, 国としての定めと, 事業者の事業推進の立場からくる課題の解決という視点, 第2に, 事業を推進する上で, 経営としての安全の位置づけ, 現場での安全の確保, 教育, 安全確認などがある。

さらに, 全体に共通する視点として, 小さな異常が発生した場合の捉え方, 仕事の仕組みの中での連絡・相談の仕方も重要な視点であり, また, 事業の透明性, 説明責任のあり方等, 社会の中での視点で議論をし, より高度なものとしていくことが重要と考えられる。

これらの検討のためには, JCOの事故のような具体的事例の原点に戻り確認をしていくことが重要である。事故を振り返りながら, 事故時の問題点と課題, さらに現状とこれからの課題について, 論点として取り上げた。

#### 5. 結言

JCO 臨界事故以降, わが国の原子力施設においては, 「安全文化」および「法令遵守」というキーワードで組織風土の醸成がなされている。原子力に携わる者として, それぞれの醸成のための仕組みを構築し, それを行うための意識改善等が必要なのは言うまでもないが, これらは, 自らの意思によって醸成していかなければいけないものであり, 規制側のガイドラインをそのまま倣うことではない。保安規定にそれら安全文化の醸成が盛り込まれて, 数年が経過するが, この機会に自らの安全文化の度合いを第三者的な立場で確認することが, さらなる文化のスパイラルアップに重要である。

## II. 原子力施設のより高い安全性と信頼性を目指した, ピアレビュー活動

### 1. はじめに

1979年の米国スリーマイル島原子力発電所2号機の事故後, 同年に米国原子力発電運転協会(INPO: Institute of Nuclear Power Operations)が設立され, 翌1980年に, 自主保安活動により発電所の安全性と信頼性を向上させるためのピアレビュー(米国ではエバリュエーションと呼んでいる)が始められた。さらに, 1986年のソ連(当時)チェルノブイリ原子力発電所4号機の事故後, 1989年に世界原子力発電事業者協会(WANO: World Association

of Nuclear Operators)が設立され, 世界規模でのピアレビューが1992年に始められた。

わが国では1999年にJCOの臨界事故が発生し, 同年にニュークリアーセイフティーネットワーク(NS ネット)が設立され, ピアレビューが翌2000年から開始されるとともに, 安全文化の推進と向上活動が始められた。その後も事故や不祥事が続いたため, より一層の安全性向上による原子力産業の活性化を目指し, 2005年に日本原子力技術協会(以下, 「原技協」という)が設立された。これは, NS ネットと電力中央研究所にあった原子力情報センターの機能を統合・再編するとともに, 民間規格の整備促進などの機能も備えた原子力産業界の総力を結集したものである。

### 2. ピアレビュー

#### (1) 原子力発電所のピアレビュー

「ピア(Peer)」とは「同僚」のことである。ピアレビューは, 発電所での業務経験のあるピアの知識と経験を活用し, 発電所の現場におけるレビューを行うことにより, 発電所の安全性と信頼性を向上させることである。

ピアレビューの目的は, 「長所」と「改善提言」を見つけることである。「長所」は, 原子力産業界全体で広く共有すべきと考えられる, 独自性のある優れた取り組み事項で, 多くの事業所がこれを見習うことで, 原子力産業界全体の安全性と信頼性向上につながるものである。

一方, 「改善提言」は, 原子力産業界の最高水準(ベストプラクティス)と比較するとギャップがあり, 事業所の安全性と信頼性向上のため, さらなる努力を傾ける必要のある事項である。具体的なピアレビューの手法としては, 現場において, そこに設置されている設備・機器の状態に加え, そこで働いている人間の行動や仕事を時間をかけて観察する。観察された事実をベースに, 各種業務におけるパフォーマンス(行動と結果)を業界最高水準に照らしてレビューすることで, 発電所の運営上の基本的問題点を抽出する。さらにその原因と改善のための方策を, 発電所とレビューチームが納得いくまで徹底的に議論して見つけ出すといったことを行っている。このように双方が完全に納得することを基本理念としており, こうすることが, 事業所における根本的な改善につながり, 事業所の自主保安活動を支援することになると考えている。なお, 原技協のピアレビューは, 6年ごとに日本の発電所を一巡することとしており, さらにWANOのピアレビューが6年ごとであることから, 発電所からすれば, 3年ごとにレビューを受けることとなる。発電所レビューでの改善提言の例を第1表に示す。

#### (2) メーカー等のピアレビュー

対象となるのは, プラントメーカー, 燃料加工メーカー, 燃料キャスクメーカー, 研究開発機関などの事業所である。前身のNS ネットで実施したものを含め, 2010年3

第1表 発電所レビューでの改善提言の例

分野	項目	具体例
組織と管理体制	管理の有効性	管理者が現場観察を行っておらず、現場の問題点を把握していない場合があるため改善が望まれる
運転	当直員の役割	引継ぎ中の制御盤監視方法を改善することが望まれる
保修	機器の分析・監視	発電所全体で体系的に傾向分析することが望まれる
技術支援	仮設機器に関する地震の影響	安全系機器の近くに仮置きする場合、影響評価を実施することが望まれる

第2表 メーカー等レビューでの改善提言の例

分野	項目	具体例
組織・運営	安全文化醸成の取組み	国内外の安全文化醸成活動をより広く学び、組織としての共通認識を高めることが望まれる
設計・製造	手順書	作業標準への改訂根拠を明確にすることが望まれる
トラブル事例反映	不適合管理	トラブル情報の体系的な収集と有効活用が望まれる
トラブル防止	ヒューマンエラー防止	ヒューマンエラー事象の分析を充実することが望まれる

月現在、50回実施してきた。

レビューの考え方や進め方は、基本的には発電所の場合と同じであるが、事業所の規模等を勘案の上、レビューの期間は発電所に比べ短くしている。メーカー等レビューでの改善提言の例を第2表に示す。

### 3. 透明性の確保

原技協では、ピアレビューの結果などを含め協会の諸活動については、使命の一つである透明性の確保を目指し、協会の一般用ホームページにおいて広く公開している。(http://www.gengikyo.jp/)

### 4. 結言

安全性および信頼性の向上活動は、終わりのない活動である。個人と組織が一体となって、より高みを目指し、かつ、地道に改善の歩みを続けることである。ピアレビューを始めとする原技協の諸活動が、原子力に携わる事業者の自主保安活動に組み込まれ、安全性および信頼性向上のためのPDCA(Plan-Do-Check-Action)がしっかりと回るよう、原技協としても不断の努力と働きかけを続けていく。

## Ⅲ. 品質マネジメントシステムの運用状況

### 1. はじめに

2001年以降、経済産業大臣の諮問機関である総合エネルギー調査会が、環境変化を踏まえた原子力の安全確保について検討し、品質保証を規制に取り込むことを提言したところ、2002年8月に東電問題(自主点検記録の不正)が発覚した。これを受けて、国際的な品質保証基準を採用すべきであるとの意見が高まり、ISO 9001を基本とした品質保証要求事項を定めることとなった。

2003年10月、実用炉規則に品質保証に関する規定が追加され、原子炉設置者は、品質保証計画を定め、PDCAを回して、継続的改善を実施することとなった。

2003年12月、保安院は通達を発行し、JEAC 4111-2003に基づく品質保証体系、すなわち品質マネジメントシステム(QMS)を発電所の実態に即して構築し、品質保証計画を保安規定の一部として記載することとした。

### 2. JEAC 4111の特徴<sup>3,4)</sup>

JEAC 4111-2003は、ISO 9001-2000を基本としているが、一部IAEA基準を取り入れるなど、一般的なISO 9001の考え方に対し、以下のような特徴がある。

なお、2009年3月にJEAC 4111-2003が改定され、JEAC 4111-2009が制定された。ここでは、安全文化が新たに追加されるとともに、ISO 9001-2008の制定に伴う変更がなされているが、規格の骨格についての変更はなかった。

#### (1) 顧客と製品

JEAC 4111は、汎用的な規格であるISO 9001を「原子力の保安活動」に適用するものであり、「顧客」は、保安活動の目的である「原子力安全」が引き渡される者である「国民」となる。しかし、国民を規程に盛り込むと内容が漠然とするため、国民の付託を受けた「原子力安全規制」としている。

「製品」については、国民および国民の負託を受けた規制が求める「原子力安全」を位置付けている。なお、「原子力安全」を生み出す「原子力施設」と「保安活動(業務)」も製品として定義される。「電力」は原子力安全における製品とはならない。

#### (2) 独立アセスメント

IAEA基準では、「独立アセスメント」が要求されており、これがISO 9001という「内部監査」に当たるとしている。JEAC 4111では明示されていないが、内部監査は実施部門から独立した組織により実施することが求められている。

#### (3) トップマネジメントと管理責任者

実用炉規則第7条3の3において、「原子炉設置者によって運営されていること」と定められていることか

ら、トップマネジメントは「原子炉設置者」=「社長」とされている。

管理責任者は、社長の代理としてQMS全体を見ることができ、行動できる立場の者でなければならない。なお、監査部門は実施部門からの独立性が要求されていることから、監査部門の長も管理責任者とするのが望ましいとされている。

### 3. 中部電力の取組み

中部電力は、2003年12月に社長をトップマネジメントとしたQMSを確立し、内部監査を除く品質保証活動の管理責任者として発電本部長、内部監査の管理責任者として経営考査室長を任命した。

しかしながら、このシステムは、JEAC 4111で要求されている必須の手順を作成した上で、従来の規程類を多少修正して適用したものであり、規程類間の整合性が十分にとられておらず、要求事項が不明確な部分があるなど、完成度があまり高くなかった。また、業務の見直しが十分になされないままに新たな要求事項が付加されたため、業務量や記録の量が増大する結果を招いた。

このため、2004年3月より、「QMSの中期的改善」として、業務のプロセスや要求事項を明確化し、無駄を省き、物差しをはっきりさせる等の改善を行い、2006年6月18日をもって新システムに移行した。これにより、指針は16から12に、手引は見直し範囲外の運転操作手順書を除けば251から146に削減(削減率42%)された。

一方、保安院による保安検査(年4回)では当初、JEAC 4111の項目ごとに2次文書、3次文書の整合性がチェックされ、それらの文書に従って証拠(記録)が確認されるという形態で実施されたため、検査をする側、受ける側の双方にとって負担が重かった。保安院は、事業者が自らのQMSの課題を把握し、改善する努力を行うことを前提に、品質保証に関わる保安検査を、適合性中心の検査から実効性を重視した検査に転換することを意図し、2009年度の保安検査から適用している。

中部電力は、2008年度より、自らのQMSの課題対応を開始し、2008年12月から2009年1月にかけて、現場の課題抽出活動を実施し、160件を超える意見、要望、課題などを抽出した。これらを整理し、20件の課題に整理し、改善を進めている。

このような取組みを実施してきたが、現状においてなお、QMSの規程類について次のような問題を抱えている。

- (1) 指針類本文の記載が、QMS導入以前の詳細な業務手順を規定していた形式をいまだに踏襲し、記載内容が詳細かつ膨大になっているため、遵守すべき

事項とそのための手順とが混在しているなど、利用する側にとってわかりにくいものとなっている。

- (2) QMS全体の整合性を常に保つため、要求事項の変更のみならず、手順や記録様式の変更がある場合もその都度改正を行っているため、改正頻度が年間700回にも及び、発電所員のみならず、協力会社からもキャッチアップが困難であるとの声を受けている。

このため、2010年度より、指針類のスリム化による有効性の向上を進める取組みを開始している。

### 4. 結言

QMSの導入から6年が経過し、日々の保安活動の中でQMSは徐々に定着してきた。導入当初は、業務量が増加したこと、ちょっとした不整合で保安規定違反とされるなど、現場にとってはやらされ感や保安検査からのプレッシャーが強く、ストレスの多いものとなっていた。しかしながら各電力の努力のみならず、規制機関、原技協、日本電気協会などによる助力もあり、現場でも「QMSは業務を確実にかつ効率的に実施するためのツールである」という理解が広がりつつある。今後とも、PDCAをしっかりと回して、継続的に改善していく努力を続けていく必要がある。

一方で、「QMSの運用をしっかりとやれば原子力の安全は保たれる」というようなQMS万能的な考えも生まれつつある。QMSは、固有技術(原子炉を安全に運転・保守する技術)を管理するためのツールであり、固有技術を磨かずしてQMSのみで安全を確保することはできない。原子力の安全確保をさらに確実なものとするためには、安全文化の醸成活動が重要である。

(執筆担当：日本原子力研究開発機構・金盛正至、  
日本原子力技術協会・池田 徹、  
中部電力・倉田 聡、三葛武文)

#### —参考資料—

- 1) 金盛正至, JCO 臨界事故の終息作業, JAEA-Technology 2009-073, (2010).
- 2) IAEA Safety Series No.75-INSAG-1, Summary Report on the Post-Accident Review Meeting on the Chernobyl Accident, Vienna, (1986).
- 3) 原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC-4111-2009), 2009年3月23日改定, 日本電気協会.
- 4) 原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC-4111-2009)の適用指針—原子力発電所の運転段階(JEAG 4121-2009), 2009年3月23日改定, 日本電気協会.



## 報告

## 原子力レアメタル利用の可能性

## 「核燃料サイクルの物質・放射線利用」研究専門委員会

主査 東京工業大学・藤井 靖彦

「2010年春の年会」の企画セッション・報告において発表、討議された内容をまとめたものである。原子力施設で利用した、もしくは生成したレアメタルを利用するには、レアメタルを他の物質とどう分離、回収するのかなどの技術的課題と、回収したレアメタルは放射性ではないが、利用するために社会的に受け入れられるようにするにはどのようなプロセスを取るべきかなどの安全管理、期待される技術など専門委員会で検討した視点を整理した。

## はじめに

元素を変換する錬金術は人類の夢であった。化学反応によって原子核を変える錬金術は、今となっては、非科学的ではあるが、錬金術の研究によって、多くの化学的知見が得られた。原子力が開発されたことにより、核分裂によってルテニウム Ru、ロジウム Rh、パラジウム Pd など貴金属が生成され、まさに錬金術の夢が実現した。しかし、生産物としてはウラン U から作るプルトニウム Pu 等に限定されており、核分裂で生成した貴金属は放射性廃棄物として処理されてきた。

錬金術の夢に立ち返り、これら貴金属を積極的に回収利用するためには、どんな技術が必要かという視点で2005年、日本原子力学会「核燃料サイクルの物質利用」研究専門委員会が始まった。さらに放射線の利用まで拡大し「核燃料サイクルの物質・放射線利用」研究専門委員会が2009年に設置された。この委員会の主な研究課題は以下の4テーマに代表される。

- (1) 原子力に係る元素の物質利用および分離技術
- (2) 放射線および崩壊熱利用技術
- (3) 回収金属、海水ウラン等新原子力資源利用技術
- (4) 利用に係わる導入シナリオ等の戦略的研究

原子力の利用を推進するためには、資源論(燃料となるウラン等の資源問題)、環境論(放射性物質の環境問題)、社会関係論(社会の原子力受容性)の視点が重要である。特に社会の受容性の観点では、原子力施設の安全、高レベル放射性廃棄物の処理処分、核拡散防止の3点が今後も重要な課題である。市民の安心を得るにはこれらの課題に積極的に取り組み、合理的解決策を見つけ出してゆかねばならない。中でも、放射性廃棄物を有用資源に変える技術開発、もしくは利用可能なエネルギー資源として肯定的に人類に役立てるには、原子力が長期的に

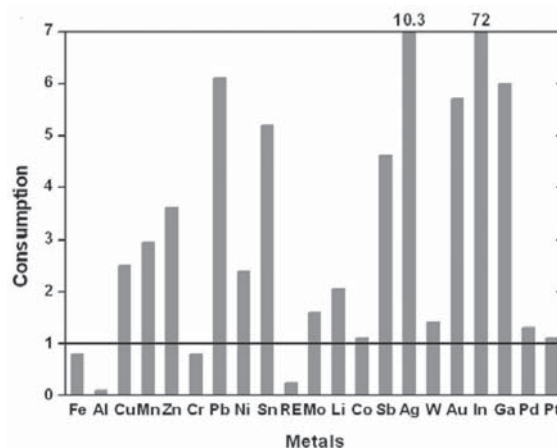
社会の支持を得る重要な鍵と考えられる。

(日本原子力研究開発機構・山岸 功/藤井靖彦)

## I. 資源としての希少金属

金属元素の枯渇不安とそれに伴う価格高騰が続いている。このような供給リスクの増大にはいくつかの原因があるが、根本的に、自然が準備した元素構成と人類の需要構成が釣りあっていないことに大きな問題がある。例えば、代表的な金属元素について、その2050年までの累積消費予測をまとめると、第1図のようになる<sup>1)</sup>。この図において、縦軸は、現有の埋蔵量を1としたときの累積消費量を示している。ここで示したほとんどの金属元素において、2050年までに現有埋蔵量を凌ぐ消費が予測されている。とりわけ銀 Ag については現有埋蔵量の10.3倍、インジウム In に至っては72倍もの消費が予測されている。

上記のような希少金属元素の世界レベルでの強いデマンドを背景として、「元素戦略プロジェクト」や「希少金属代替材料開発プロジェクト」が、それぞれ文部科学省と経済産業省の実施事業として、2007年度から開始されている。



第1図 代表的な金属元素の2050年までの累積消費予測<sup>1)</sup>

Utilization of Nuclear Rare Metal : Yasuhiko FUJII.

(2010年 5月20日 受理)

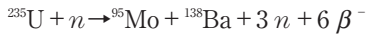
一方、核燃料サイクルに目を向けると、そこはある意味では希少金属資源の宝庫といえる。例えば、Ru, Rh, Pdといった貴金属核分裂生成物は、軽水炉の使用済み燃料1t当たり数kg生成する。また、生成する放射性同位元素の半減期も比較的に短いため、数十年の冷却を経れば、その放射能影響は無視できるまでに低下する。

分離・回収技術の確立や貯蔵・利用に際しての社会的受容が必要不可欠ではあるが、将来ますます顕著になるであろう元素危機を鑑みると、核燃料サイクルからの物質利用は、有用金属のリサイクル・資源開発・備蓄に際しての一つの重要な選択肢になりうるものと思われる。

(大阪大学・黒崎 健)

## II. 核燃料サイクルと資源

原子力発電では<sup>235</sup>Uや<sup>239</sup>Puの核分裂反応、



によって、 $7.8 \times 10^7 \text{kJ/g}^{235}\text{U}$ の莫大なエネルギーが生産され、それとともに、核分裂収率については1 fission当たり2ヶの核分裂生成物が生ずるので、個数ベースで200%の収率を持ってモリブデン Mo、バリウム Ba などレアメタルに帰属すべき元素が生成する。

第2図に示す周期表では、核分裂生成物としてセレン Se~ジスプロシウム Dyが、アクチニドとしてウラン U~キュリウム Cmまでが資源的に有意量(>10 g/t)である。このうち、希ガス、スズ Snなどを除く黒枠の元素が、いわゆる希少元素に該当する。人工元素テクネチウム Tcは希少元素に分類した。

これら元素を放射化学特性でグルーピングし、品位(高速炉使用済み核燃料(燃焼度15万 MWd/t, 5年冷却)1t当たりの元素量)、分離法、利用および既往技術との関連で仕分けたものを第1表に示す。同表に分類した元素群ごとに、概要を紹介する。Mo, ルテニウム Ru, パラジウム Pd, ネオジム Ndなどは10kgを超え、Tc, ロジウム Rh, ランタン La, サマリウム Smなど軽・中希土類はkg量あるが、重希土類になるにつれ少なくなる。燃焼度の低い軽水炉使用済み燃料では生成量も少な

第2図 核燃料サイクルのレアメタル資源  
原子力レアメタル； 31元素(>10 g/t), 希ガス, ハロゲン, Cd, Sn, Sb, Bk, Cfを含まず。

第1表 主な原子力レアメタルの仕分け

元素群	放射化学特性(Bq/g)	鉱石としての品位 (kg/t, 高速炉使用済み燃料(内側炉心)の例)及び資源的インパクト	分離法の例(SX:溶媒抽出, IXC:イオン交換クロマト)	利用の例
白金族(ルテニウム Ru, ロジウムRh)	短半減期核種を含む。Ruは備蓄後40年で<10 <sup>4</sup> Bq/g, Rhは80年で<10 <sup>3</sup> Bq/gの安全基準濃度レベルにまで低減。	Ru13.4 Rh3.7 Pd11.8 Tc3.4 量のインパクト大	触媒的電解採取法(CEE) 3級ピリジン樹脂(IXC) MIDOA(SX)	備蓄後、通常使用。触媒(水素製造、燃料電池など)利用
テクネチウムTc、白金族(パラジウム Pd)	長半減期核種を含む。ただし放射性毒性は極めて低い。			取り出し後、隔離使用。触媒利用。Tcの <sup>99m</sup> Tc(放射線治療)利用
モリブデンMo、ジスプロシウムDy、他、重希土類	取り出し時、安定。	Mo14.3 Dy0.038	MIDOA(SX)、3級ピリジン樹脂(IXC)	(高次化)Moの <sup>99</sup> Mo- <sup>99m</sup> Tc製薬原料
希土類(La, Nd, Pr, Gd, Tb)、インジウムIn	La, Ndは取り出し時、Pr, Gd, Tb, In, Ruは備蓄後50年で、それぞれ<0.1Bq/g	La5.3 Nd16.4 Pr4.9 Gd0.67 量のインパクト小	3級ピリジン樹脂(IXC)	先端産業利用
セシウムCs、ストロンチウムSr	中半減期核種を含む。	Cs16.2 Sr2.0	Cs: AMP(IXC)、CCD(SX)、他 Sr: DCH18C6(SX)、D18G6-GAALG(IXC)	<sup>137</sup> Csの <sup>60</sup> Coの代替線源利用。熱電発電利用。
ウランU、プルトニウムPu、マイナーアクチニド(Am, Cm, Np)	長寿命核種(Cmを除く)	N.A.	TODGA(SX)、3級ピリジン樹脂、PDA(IXC)、TPEN(SX)	核燃料利用
その他元素(利用優先性が低い元素)	N.A.	N.A.	N.A.	N.A.
自然界の放射性物質(ウランU、トリウムTh)	N.A.	N.A.	CMPO-TRUEX(SX)、他	核燃料サイクル内で濃縮処理。核燃料利用

いが、それでも天然鉱石と比べると、例えば、Rhの含有量は1,500倍以上であり、使用済み核燃料は極めて高品位な“レアメタル鉱脈”ということができる。

放射化学的には、Mo, Dyは取り出し時(5年冷却)にはすでに非放射性に、La, Ndは極めて低比放射能(<0.1 Bq/g)に減衰している。ちなみに0.1 Bq/gとは我々人体の含有放射能と同程度、チェコのヤヒモフ温泉水の放射能濃度10.5 Bq<sup>222</sup>Rn/mlの1/100程度である。もし50年備蓄冷却したとすると、Ru, インジウム In, プラセオジム Pr, ガドリニウム Gdなど0.1 Bq/gを下回る。ちなみにRuについてはその時点でクリアランスレベル値も下回る。Ruは備蓄40年で、Rhは80年でそれぞれの安全基準値以下に減衰する。軽水炉使用済み燃料の場合、今後、中間貯蔵を経ると60年以上の冷却期間が想定されるので、40~80年の備蓄は非現実的な(冷却)期間とはいえないのではないか。我が国の「元素戦略」で重要元素と位置づけられているInおよびDyについては量的には1t当たり数十g程度と少ないが、Inについても少なくとも50年の備蓄冷却を経て極めて非放射性に近いレベルまで減衰することは注目値する。一方、PdやTcは長寿命核種(<sup>107</sup>Pd, <sup>99</sup>Tc)を含むが、両者とも低エネルギーのβ<sup>-</sup>核種であるので、放射性毒性は低い。他方、冷却効果が期待できないセシウム Cs, ストロンチウム Sr, Cmなどについては初期の高発熱性(>0.1 W/g)や高線量に着目した放射化学的利用の可能性が想定される。

核分裂起源のレアメタルは現行核燃料サイクルにおいては高レベル放射性廃棄物として扱われているが、それらを新たな資源に転換するには、新たな研究開発<sup>2)</sup>と核燃料サイクルの設計思想自体のコペルニクスの転回とが必要になる。

(日本原子力研究開発機構・小澤正基)

## III. 原子力産業におけるレアメタルのリサイクルの課題

原子力産業におけるレアメタルのリサイクルとして研

究開発されているに2事例について紹介する。レアメタルのリサイクルとして研究開発されているテーマとしては、再処理工場の「高レベル廃液中に核分裂生成物として含まれる白金族元素の回収」と使用済みの被覆管やチャンネルボックスなどの「ジルコニウム廃棄物のリサイクル技術」がある。

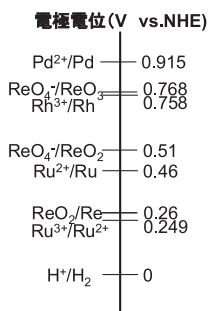
1. 高レベル廃液からの白金族元素の回収

高レベル廃液 HLLW 中には、第2表に示すように、Ru, Pd, Rh など白金族や Tc などの核分裂生成物 (FP) が含まれている。このうち、Ru と Rh は数十年でウラン鉱石以下の放射性毒性 (Hazard Index) となる。そこ

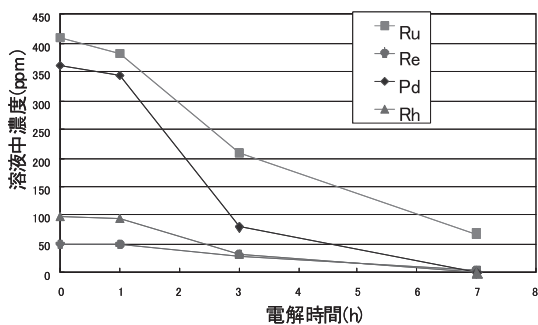
第2表 模擬白金族 FP の回収率

模擬FP組成	Pd	Ru	Rh	Re <sup>1</sup>	Tc
Pd:Ru:Rh:Re (3.5:4.1:1:0.5) <sup>2</sup>	>99	83.3	>99	91.4	—
Pd:Ru:Rh:Tc (3.5:4.1:1:0.5) <sup>2</sup>	>99	86.9	>99	—	68.9

<sup>1</sup>:Tc模擬物質、<sup>2</sup>:高速炉の使用済み燃料組成



第3図 酸化還元電位



第4図 電解回収試験結果<sup>3)</sup>

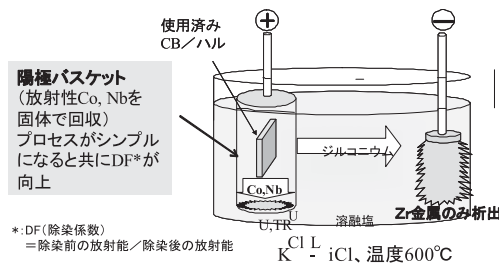
で、これらの白金族 FP や Tc を回収し、再利用する概念が検討されている (Adv.-ORIENT Cycle<sup>2)</sup>)。この概念では、白金族 FP を電解法で陰極に回収し、この電極を水素製造用の触媒 (電極) として使用するものである。白金族 FP などの標準酸化還元電位は第3図に示す。白金族元素の模擬の FP を用いた電解回収試験の結果を第4図に示す。Ru, レニウム Re (Tc の模擬物質), Pd および Rh の溶液中の濃度が減少し、陰極に回収できることがわかる。また、これらの模擬の白金族 FP の回収率を第2表に示す。Tc の回収率が若干低い (68.9%) もの、投入した全量のほぼ83%以上回収できることを確認している<sup>3)</sup>。

2. ジルコニウム廃棄物のリサイクル技術<sup>4)</sup>

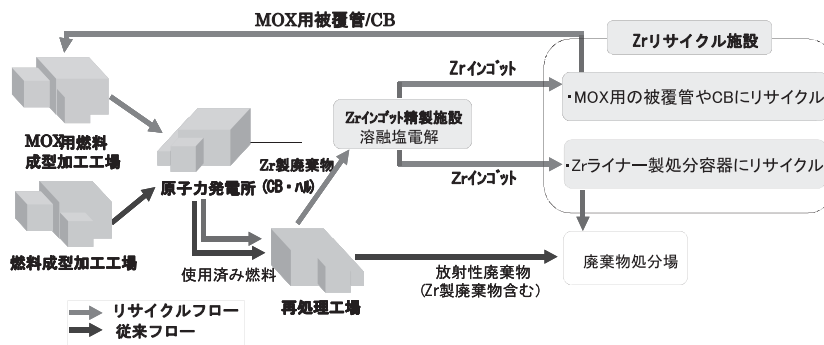
使用済みのジルコニウム廃棄物 (燃料被覆管やチャンネルボックス) は現在、水洗し、そのままもしくは圧縮 (HIP) 処理してドラム缶につめて処分することになっている。このジルコニウム廃棄物の処分に要するコストは燃料サイクルコストの再処理廃棄物の処理費用の1/3と試算されている。そこで、使用済みジルコニウム廃棄物から放射能の高いコバルト Co やニオブ Nb を分離してジルコニウム Zr を回収するリサイクル技術を開発している。ジルコニウム廃棄物の再利用の概念およびその原理を第5, 6図に示す。

本法の原理は、熔融塩中での電解法により陽極で Zr を溶解し、放射化物質である Co, Nb は固形分として陽極バスケット内に堆積させる。溶解した Zr は放射性物質と分離され、陰極に回収されるので、インゴットとする。

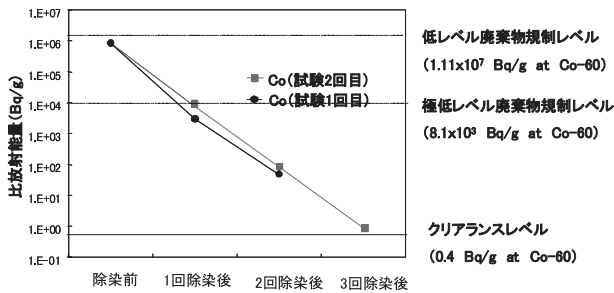
中部電力浜岡発電所1号機の燃料貯蔵プールに保管中



第6図 ジルコニウム廃棄物のリサイクルの原理<sup>4)</sup>



第5図 ジルコニウム廃棄物の再利用の概念<sup>4)</sup>

第7図 実廃棄物を用いた電解精製試験の結果<sup>4)</sup>

のチャンネルボックスの実廃棄物からホットサンプルを採取し、原理を確認する電解精製試験を実施した。その結果を第7図に示す。電解精製試験を3回繰り返すことにより<sup>60</sup>Coのクリアランスレベル相当まで放射能を除去できる(除染)ことを確認した。

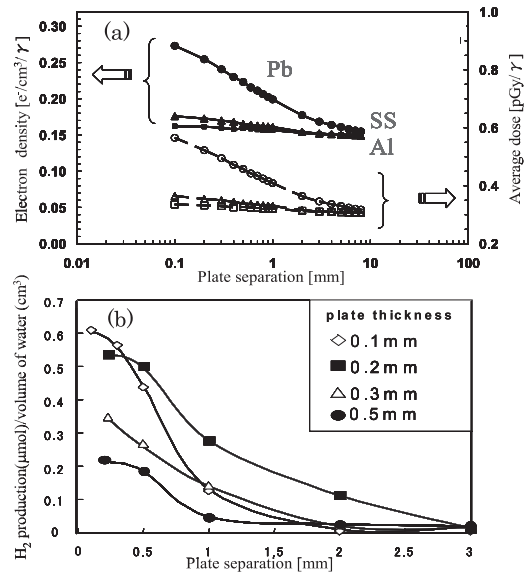
しかしながら、高レベル廃液から回収した白金族FPにもジルコニウム廃棄物のリサイクル技術により回収したZrにも若干の放射能が残っており、再利用する場合には人体には影響しないので遮蔽は必要ないが、管理区域設定は必要である。

また、後述するように、社会的受容性の観点からは突っ込んだ討議が重要である。(東芝・藤田玲子)

#### IV. 高エネルギー放射線の化学反応への利用

放射性廃棄物を人類のために直接利用するのはそう簡単ではなく、英知・工夫を必要とする。例えば化学反応への応用を考えてみると、これらの放射線( $\gamma$ 線等)は化学反応を促すには十分に高いエネルギーを持ちながらも、透過力が高すぎて実際に化学反応を促進することは難しい。一方で、放射線が水や固体材料に入射した時に起こるコンプトン効果や非弾性散乱を利用すれば、化学反応を引き起こすことが可能なエネルギー(数~数十eV)を持った多数の電子を間接的に得ることができる。本章では、 $\gamma$ 線を金属片等の固体に照射して低エネルギー電子へ変換し、実際に水の分解反応に利用できるかどうかを試してみた。

$\gamma$ 線照射によって固体から水中に放出される電子のエネルギーや数、そしてそれらが水に与えるエネルギーは、共存させる固体の種類だけでなく、その幾何学的構造、例えばその固体の厚さや並べ方(間隔等)によっても影響されるはずである。そこで仮想的に、金属板2枚を水の入った容器内に置き、周囲から $\gamma$ 線照射するという単純な系を考えて、金属板に挟まれた水層の平均的な吸収線量と、発生する低エネルギー電子(1 keV以下)の密度をモンテカルロシミュレーションによって計算した(第8図(a))。その結果、原子番号の大きい金属板を置いた方が、水層の吸収線量と電子密度は高くなることが示唆された。また、金属板の間隔が狭くなるほど一度放出された電子が次の金属板に衝突する頻度が高くなっ



第8図 (a) 2枚の金属板に挟まれた水領域の電子密度・吸収エネルギーの金属板間隔に対する変化  
(b) 水単位体積当たりからの水素生成量のステンレス鋼板間隔に対する変化

て、連鎖的に放出される電子の数が増えていき、水の吸収線量も単調に増大することも予測された。

そこで、実際に、水中に固体材料を共存させることによって水の分解反応が促進されるかどうかを調べてみた。容器の中に蒸留水と金属片を入れて $\gamma$ 線を照射すると、金属片の量が多いほど、さらに原子番号の大きい金属を用いるほど、水単位体積あたりの水素生成量が増加した。また、水中にステンレス鋼板を等間隔に並べる際に、ステンレス鋼板の厚さと、並べる間隔を変えてみたところ、水単位体積あたりの水素生成量はステンレス鋼板同士の間隔が狭くなるほど増加した(第8図(b))。このように、実験結果は計算結果とよく対応しており、水の分解は固体表面の近傍の領域ほど促進されることや、水素生成効率を向上させるうえでは薄い金属を狭い間隔で並べるのが効果的であることもわかった。

そこで第8図(b)の実験データを基に水と共存させる固体の厚さ・間隔をパラメータとした水素発生量に関する半経験式を導出してみた(詳細は省略する)。この式によって予測した値は、実際に試したハニカム型金属材料や金属酸化物粉末を用いた場合の実験結果と実験誤差の範囲内でよく一致し、有効であることが示された。また、この式によって、固体の構成元素や幾何学的構造の最適条件、つまり $\gamma$ 線から低エネルギー電子へのエネルギー変換による水素生成の上限もおおむね予測できるようになった。

さらに最近では、固体材料への触媒添加や犠牲剤を利用した逆反応抑制にも着手し、現段階において、当初の効率に比べて200倍以上の水素を生成させることに成功している。高エネルギー放射線の特徴を活かした新規な

水素製造方法として確立できるよう、本システムの更なる改良・検討を行っていききたい。

(名古屋大学・吉田朋子)

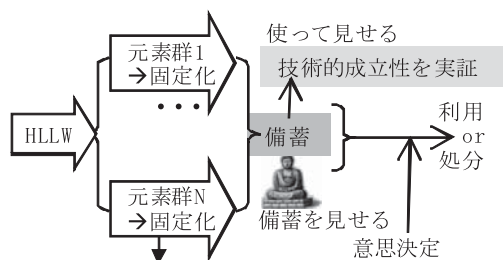
### V. 原子力廃棄資源利用の社会的プロセス

本章では、元素利用と廃棄物処理・処分の負荷低減を絡めて論旨を展開していく。HLLW から特定元素を分離することで、ガラス固化体の発生量、処分面積、放射性毒性などを低減できる可能性があり、同時に分離した元素を利用することもできる。適切に分離対象元素(群)を選定することで元素利用と廃棄物処理・処分の負荷低減が両立し、可能性としての利点が生じる。追求する利点によって分離対象元素(群)は異なり、分離対象元素を特定することは可能性を絞り込むことを意味する。現状では、元素の需要が社会状況に依存することや高レベル放射性廃棄物処分への利点の効果度などの不確定要素が存在し、追求すべき利点を確定するには至っていない。

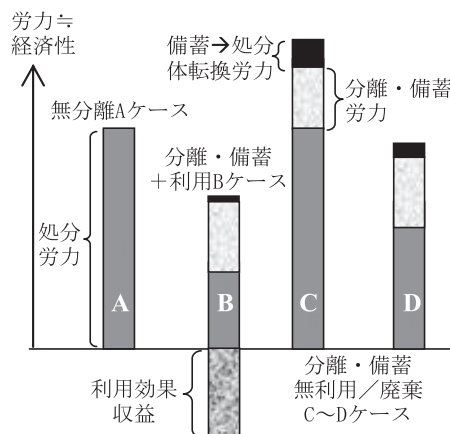
そこで、可能性を極力消さずに不確実性に対処可能とすることを基本方針とする。それには、適切な元素群に分離し、“準”安定な状態に固定化し、備蓄することが戦略(第9図)となる。適切な期間の備蓄は、Ru, Rh などの短寿命核種の減衰をもたらす。分離せずにガラス固化した場合でも数十年間冷却・貯蔵される。この戦略導入で地層処分開始時期を遅らせることにはならない。この戦略では、備蓄していることを“市民社会に見せること”(備蓄 Pd などを金塊、仏像などにして知らしめる)とともに備蓄の一部を水素・燃料電池などに適用し、利用可能なことを“市民社会に見せること”，そこから、分離・利用の社会的・技術的成立性を評価することが必須となる。

そして、適切な時期に意思決定するまで、望まない影響を及ぼさないこと、多大なコスト負担とならないことを担保せねばならない。その上で、原子力廃棄資源利用の技術動向や社会状況を鑑み、判断すべきとした時点で、市民社会と協働して、利用の是非などを判断していく。そのためには、意思決定する際の基礎情報(社会的影響評価と科学的事実)を整備しておかねばならない。

まず明らかにすべきは、第10図に示す総合的な経済性評価である。第10図で、ケース A は現行再処理路線を示し、原子力廃棄資源利用評価の基準となる。「分離・備蓄戦略」を導入した場合(ケース B~D), 「分離・備蓄



第9図 分離・備蓄戦略と意思決定



第10図 原子力廃棄資源利用導入の経済性評価概念

労力」, 「備蓄体を処分体に変える労力」, 「利用した収益」として整理を行える。ケース B は、分離した元素が最大限利用され、それに伴い「処分労力」も低減した理想ケースである。ケース C は、元素は利用せず、備蓄体をケース A と同じ処分体に戻すことになった場合で、「分離・備蓄」, 「備蓄→処分体」労力が超過となる。ケース D は、ケース C の発展型として、分離・備蓄の効果を活かした処分システムに再構築し、全体の労力低減が可能となるとしたものである。ケース D の労力がケース A より低ければ、元素の資源利用が行われなくとも「分離・備蓄戦略」は有効になる。これらが、この戦略を採用するか否かの検討初期の判断情報になる。

近年、研究開発の方向性に市民の意向を反映させることを目指した「上流からの関与」が標榜されている<sup>5)</sup>。この取組の基本理念は、重大な意思決定がなされていない段階(=上流, 検討初期)だからこそ市民参加に実質的な意義を求めることができると捉えることであり、市民社会の納得、決意を導く行為でもある。原子力廃棄資源利用の導入には市民社会の納得・決意が不可欠であり、上流からの関与を通じて取組まねばならない。分離・備蓄戦略は、市民社会の「上流からの関与」に整合し、適合するものである。

(若狭湾エネルギー研究センター・篠田佳彦)

#### —参考文献—

- 1) 原田幸明, 他, “2050年の金属使用量予測”, 日本金属学会誌, 71, 831-839 (2007).
- 2) M. Ozawa, et al., *Solvent Extr. I Res. Dev. (Japan)*, 17, 19-34 (2010).
- 3) 小澤正基, 他, 水素エネルギーシステム, 33[1], 1-7 (2008).
- 4) 藤田玲子, 他, “ジルコニウム廃棄物のリサイクル技術の開発”, 日本原子力学会和文論文誌, 6[3], 343-357 (2007).
- 5) J. Wilsdon, et al., See-through Science Why public engagement needs to move upstream, www.demos.co.uk/files/Seethroughsciencefinal.pdf, (2004).

## 中国の原子力発電の概要

### 一目覚しい発展を続ける原子力開発

(社)海外電力調査会 中山 元

中国で最初の原子力発電所は1994年に運転開始され、現在、6発電所、総設備容量908万kWが稼働している。2002年から顕在化した電力不足を受けて、2003年に国は原子力の開発方針を「適度」から「積極的」に変更した。「2020年に、全発電設備容量の4%、4,000万kWを原子力にする」というのが今の目標である。このため、各地で原子力発電所の計画地点が目白押しである。現在、具体化している計画は東部沿海部がほとんどであるが、海に面してない内陸部にも計画の動きが見られる。将来の電源開発は省エネ・環境の観点から原子力と再生可能エネルギーに重点が置かれ、原子力について2020年の開発目標が7,000~8,000万kWに上方修正される動きがある。発電所の開発とともに、原子燃料のリサイクルについても積極的に取り組まれている。以下に、中国のこれまでの経緯と原子力開発の近況を概観する。

## I. 原子力発電の開発体制

### 1. 政府機関

中国政府においては、原子力推進と規制は基本的に分離されている。2008年3月の全国人民代表大会において、国務院の機構改革が承認され、各部(“部”は日本の“省”にあたる)の内部組織規定が整備され、原子力分野についても新体制となった。発電以外の原子力利用(燃料加工・軍事産業等)政策と原子力に関する国際協力は、工業信息化部・国家原子能機構(国防科学技術工業局内の原子力関連部局の対外的別称)が所管している。環境保護省・国家核安全局(環境保護部の原子力安全部局の対外的別称)は原子力安全規制を所管している。なお、原子力発電に関する発展計画の立案と発電所プロジェクトの審査、事故緊急時の対策については、国家発展改革委員会・国家能源局の任務となっている。なお、“エネルギー”は“エネルギー”の意である。国家核安全局には6つの地方監督所がある。第1図に行政機関を示す。

### 2. 原子力発電事業者

以前は、「核工業部」が政策立案と事業を一体的に実施していたが、1998年に政策と企業機能が分離された。その結果、事業実施部門は「中国核工業集团公司」(CNNC)(設立当初は「中国核工業総公司」と「中国広東核電集団有限公司」(CGNPC)の2つの集团公司と複数の原子力発電事業者(原子力発電所ごとに設立される発電事業の運営・管理会社)等で構成されるようになった。集团公司がこれらの発電事業会社に50%以上の出資をして統括する仕組みがとられていた。

なお、2002年12月の電力体制改革において、発送分離が行われ、旧国家電力会社の発電と送配電資産が、それぞれ5大発電会社と2大送電会社に移管され、旧国家電力会社の原子力発電事業者への出資分が、一元的に5大発電会社のひとつである中国電力投資集团公司(中電投, CPI)に移管されると同時に、旧国家電力会社の原子力発電所の開発構想を引き継いだ。現在、事業実施部門は、集团公司3社と複数の原子力発電事業者となっているが、現在、中電投以外の4社も原子力発電分野へ進出する動きがある。

## II. 原子力発電所の開発状況

### 1. 運転中の原子力発電の状況

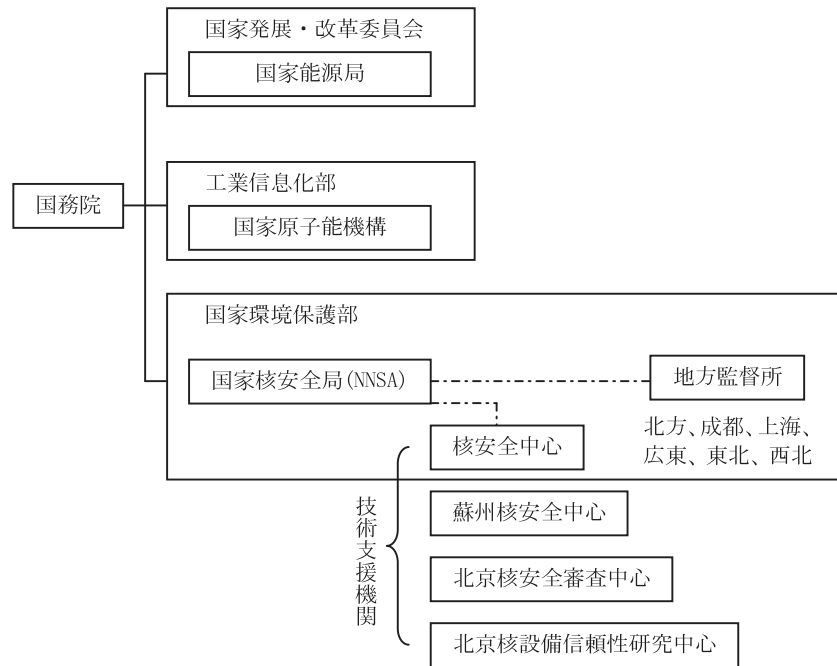
商業用原子力発電所の導入については、これまで多様な設計方式のものを導入してきたというのが中国の特徴である。軽水炉はすべて加圧水型軽水炉(PWR)で、自主設計(重要設備等を部分的に海外調達)のもの(秦山I期, II期)、フランス設計のもの(大亜湾, 嶺澳)、ロシア設計のもの(田湾)がある。このほかに重水炉(秦山III期(カナダ設計))がある。機器ベースで見れば、秦山I期および秦山II期1号機の圧力容器、秦山III期のタービン・発電機などには日本製機器が導入されている。運転中の発電所は第1表のとおり、6発電所、11ユニットで、設備容量の総計は908万kWとなっている。2009年末の中国の全発電設備容量は8.74億kWで、原子力はその1%にすぎない。利用率の平均は88.65%で、9ユニットが85%を超えており、最高は広東大亜湾原子力発電所1号機の99.61%、最低は江蘇田湾原子力発電所1号機の74.76%である。

### 2. 建設中のプロジェクト動き

第2表は2010年1月末時点の建設中の発電所をまとめたもので、10発電所、21ユニット、2,286万kW分が建

*An Overview of Nuclear Power Generation in China—Remarkable Growth in Nuclear Energy Development:*  
Hajime NAKAYAMA.

(2010年 6月15日 受理)



第1図 原子力関連の行政機関

第1表 運転中の原子力発電所

(2010年1月末現在)

発電所名	設置場所	主要出資者	炉型	出力 (万 kW)	年間発電電力量 (億 kWh)	利用率 (%)	営業運転開始年月日	
秦山第一 (秦山Ⅰ期)	浙江省嘉興市海塩県	CNNC	PWR(自主設計)	31.0	26.24	96.36	1994. 4. 1	
秦山第二 (秦山Ⅱ期)	# 1 # 2	同上	CNNC	PWR(自主設計)	65.0	49.91	87.41	2002. 4. 15
			CNNC	PWR(自主設計)	65.0	49.67	87.00	2004. 5. 3
秦山第三 (秦山Ⅲ期)	# 1 # 2	同上	CNNC	CANDU(加)	70.0	57.50	93.52	2002.12.31
			CNNC	CANDU(加)	70.0	54.88	89.25	2003. 7. 24
大亜湾	# 1 # 2	広東省深圳市	CGNPC	PWR(仏)	98.4	86.10	99.61	1994. 2. 1
			CGNPC	PWR(仏)	98.4	74.71	86.44	1994. 5. 6
嶺澳	# 1 # 2	広東省深圳市	CGNPC	PWR(仏)	99.0	78.90	90.72	2002. 5. 28
			CGNPC	PWR(仏)	99.0	73.54	84.57	2003. 1. 8
田湾	# 1 # 2	江蘇省連運港市田湾鎮	CNNC	PWR(露 VVER)	106.0	65.68	74.76	2007. 5. 17
			CNNC	PWR(露 VVER)	106.0	75.08	85.47	2007. 8. 16
合計(平均)	11基			907.8	692.21	88.65		

(注) CNNC：中国核工業集团公司， CGNPC：中国広東核電集団有限公司，

発電電力量と利用率は2008年1～12月のデータ

(出所：「2008年年報」，国家核安全局編)

設中である。

中国では、原子力発電が国家エネルギー戦略上、重要なものとして位置づけられており、1次エネルギー生産量に占める原子力発電の供給量の比率を順次高めていくとしている。原子力発電所の建設にあたっては、「中国主体、中外協力」(主体は中国で、海外からの協力も得る)という方針のもと、海外の先進的技術を導入しながら自

主化を進めるという戦略をとっている。それによって、原子力発電の安全性と経済性を常に高め、大型の原子力発電所の建設にあたって自主設計、機器の国産化によって、原子力産業全体の能力を高める方針を打ち出している。

三門と陽江については、2005年初めに国際入札にかけられ、三門は AP1000、陽江は CPR1000の炉が採用されることになった。また、増設の嶺澳Ⅱ期、秦山Ⅱ期増設

第2表 建設中の原子力発電所

(2010年1月末現在)

発電所	場所	炉型, 単機容量(万kW)×基数	主要出資者	国産化率	投資額 (億元)	工事着工時期
嶺澳Ⅱ期	広東省 深圳市	PWR 108×2 (CPR 1000)	CGNPC	#1:50% #2:70%	266	1号機:2005.12 2号機:2006.6
秦山Ⅱ期増設	浙江省 梅塩県	PWR 65×2 (CNP600)	CNNC	—	—	3号機:2006.4 4号機:2007.1
紅沿河Ⅰ期	遼寧省 大連市	PWR 108×4 (CPR1000) (最終6基)	CPI(45), CGNPC(45), 大連市(10)	60%	486	1号機:2007.8 2号機:2008.3 3号機:2009.3 4号機:2009.7
寧徳Ⅰ期	福建省 寧徳市	PWR 108×2 (CPR1000) (Ⅰ期4, 最終6基)	CGNPC, 中国大唐集団, 福建省石炭工業	75%	約500 (4基)	1号機:2008.2 2号機:2008.11 3号機:2010.1
福清Ⅰ期	福建省 福清市	PWR 108×2 (CNP1000) (最終6基)	CNNC, 中国華電集団	75%		1号機:2008.11 2号機:2009.6
秦山Ⅰ期増設 (方家山)	浙江省 梅塩県	PWR 108×2 (M 310)	CNNC	80%以上	269	1号機:2008.12 2号機:2009.7
陽江Ⅰ期	広東省 陽江市	PWR 108×4 (CPR1000) (最終8基)	CGNPC	80%	700 (6基)	1号機:2008.12 2号機:2009.6
三門Ⅰ期	浙江省	PWR 125×2 (AP1000) (最終6基)	CNNC, 浙江省能源集 団, CPI, 中国華電集団, 中国核工業建設集団	—	—	1号機:2009.3 2号機:2009.12
海陽	山東省 海陽市	PWR 125×2 (AP1000) (最終6基)	CPI, 山東国際信託投 資, 煙台市電力開発, 中 国国電集団, CNNC, 華 能能源交通産業控股	60%	400	1号機:2009.12
台山Ⅰ期	広東省 台山市	PWR 175×2 (EPR) (最終6基)	CGNPC, EDF(30)	50%	237 (2基)	1号機:2009.12
合計		着工済み:2,286万kW(21基)				

(注) CPI:中国電力投資集団公司, EDF:フランス電力会社。 主要出資者のカッコ内は出資割合。

(出所:「2008年年報」(国家核安全局編), 各種資料)

についても、国際入札により設備調達が行われた。秦山Ⅱ期は、2006年4月と2007年1月に着工、それぞれ2011、2012年に完了予定となっている。嶺澳Ⅱ期は、2005年12月に着工し、1号機は2010年10月に、2号機は2011年に運開予定となっている。

海陽と紅沿河のプロジェクトは、旧国家電力公司の原子力発電所建設構想を引き継ぐ形で中国電力投資集団公司が中心となって進めることになっていた。しかし、同社は原子力発電所の建設から運営の経験がないということから、紅沿河のプロジェクトの出資比率は、中国電力投資集団公司45%、中国広東核電有限公司45%、遼寧能源投資集団公司5%、大連建設投資公司5%となった。つまり、建設と運転の初期段階は中国広東核電集団有限公司が主体となり、運開後のしかるべきタイミング(5年後を目途)で中国電力投資集団公司を主体事業者にするということである。

なお、2002年に設立された5大発電公司のうち、旧国家電力公司の保有していた原子力発電の権益は中国電力投資集団公司に移管されたが、第2表にあるように、中国大唐集団公司と中国華電集団公司、中国国電集団公司が原子力発電事業に参画している。なお、最大の発電公司である中国華能集団公司是中国核工業集団公司との共同出資により、2010年4月、海南省で昌江原子力発電(PWR(CNP 650)65万kW×4基)の工事を着工した。これで、5大発電所公司すべてが原子力分野に進出することになった。

### Ⅲ. 今後の原子力開発の方向性

#### 1. 今後の開発規模

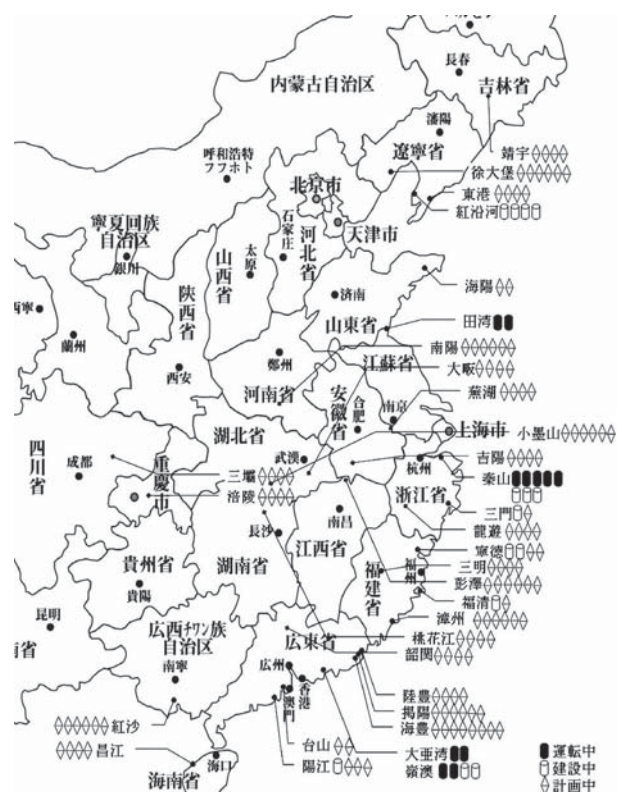
国務院が2007年11月に正式に認可した「原子力発電中長期発展計画(2005~2020年)」では、具体的なサイト名を示し、2020年までに原子力発電の設備容量を4,000万



kWとし、2020年時点での建設中の設備容量を1,800万kWにするとしている。これは、100万kW級原子力発電所を毎年2基建設していくことに相当する。

これまで原子力発電所はすべて東部沿岸部に立地されているが、内陸部にある地方政府も積極的に誘致しており、名前が挙がった地点は20前後ある。原子力発電所建設については中央政府に権限が一元化しており、国務院による個別認可が必要である。国家原子能機構や国家発展・改革委員会は、原子力発電所立地については、経済成長率が高く、電力需要が旺盛な東部沿岸部へ立地するというのがこれまでの立場であったが、第2図にもあるように、今後、内陸部での建設が進むと考えられる。このうち、大畷(計画:PWR(炉型未定), 100万kW×4基, 湖北省)と桃花江(計画:PWR(CPR1000), 100万kW×4基, 湖南省), 彭澤(計画:PWR(AP1000), 125万kW×4基, 江西省)のいずれかが内陸部に建設される最初の原子力発電所になると見られている。

近年、電力需要の伸びが大きく、電源開発が積極的に進められており、2005年以降、毎年7,500万~1億kWの発電設備容量が新規に増えている。専門家等の予測では、中国の発電設備容量は、2015年に13.5億kW、2020年には16.5億kWになるとされる。一方、省エネや環境の観点から、政府は2020年までに、1次エネルギー全消費量に占める非化石エネルギーの割合を15%にするという目標を掲げている。したがって、これからは石炭火力への依存度を下げ、原子力や再生可能エネルギーにシフトしていくことになると考えられる。また、2008年



第2図 原子力発電所の位置図

初の中国の中・西南部を襲った寒波による影響で、内陸部の石炭火力発電所への石炭輸送が滞り、発電所の運転ができなくなり電力供給に支障が出た。これらのことから、2007年の「原子力発電中長期計画」において主に対象とされた沿海部での原子力発電所開発だけでは不十分で、内陸部での原子力発電所建設を求める声が強まっているといわれる。現在、政府は原子力と再生可能エネルギーについて、2020年の開発目標の見直し作業を行っているところである。関係者等の発言などから、原子力については7,000~8,000万kWに上方修正されると見られる。これは、「新エネルギー産業振興計画(仮称)」として、近々、公表されると見られる。

## 2. 設計の自主化

「原子力発電中長期発展計画」では、原子力発電技術路線を統一し、海外技術を吸収した上で、先進的PWRの自主設計・製造・建設等を実現することを今後の中国の原子力の発展方針としている。

設計の自主化に関しては、三門、海陽のプロジェクトで、第3世代炉<sup>a)</sup>であるウェスチングハウスのAP1000が導入される。この技術導入のための機関として、国家核電技術会社が2007年5月に設立されている。国家核電技術会社は国有独資企業で、出資者は国務院60%と中国核工業集团公司10%、中国電力投資集团公司10%、中国広東核電集团有限公司10%、中国技術輸出入総公司10%となっている。国家核電技術会社は、国務院の授権の下、国を代表する第三世代原子力発電技術の受入れ機関として、プロジェクトの設計・管理とともに、外国企業、中国国内事業者と共同企業体を組織して、1次系の設計・設備導入・建設を実施することを任務としている。国家核電技術会社の具体的な実行部隊として、上海核工設計院が傘下におさめられた。上海核工設計院は、従来は、中国核工業集团公司の傘下にあった設計院である。今後は、AP1000の技術導入・消化が同設計院の大きな業務の一つになる。

また、広東核電集团有限责任公司の台山のプロジェクトではアレバのEPR導入がされるため、アレバと広東核電集团有限责任公司の間で合弁企業を設立し、技術移転を進めることとしている。また、フランスEDFと広東核電集团有限责任公司の間で、EPRの建設・運転の合弁会社を設立することとしており、EDFの出資割合は30%である。

## 3. 設備製造の自主化

設備製造の自主化を図ることも、「原子力発電中長期発展計画」で示された今後の重点である。具体的には、第11次5ヵ年計画期間(2006~2010年)中に年間200万kW以上、2010年以後には年間400万kW以上の原子力

<sup>a)</sup>PWRではAP1000(ウェスチングハウス), EPR(アレバ)およびAPWR(三菱重工)を, BWRではABWR(GE, 日立, 東芝, 東電)を指す。

発電設備機器の生産能力を形成することを目標としている。また、同計画においては、原子力発電の鍵となる設備の生産技術の導入については、自主化を目的としたプロジェクトと結びつけて、技術の消化・吸収を行うこととしている。

設備の購入方式としては、中国国内で製造技術を掌握した設備については、原則的に国内メーカーを対象に入札・購入し、技術を掌握せず鍵とされない設備は、海外に対して入札・購入するとされている。鍵となる技術は海外メーカーとの合弁会社等が設備を供給することとしている。

自主化を目的としたプロジェクトとしては、中国核工業集团公司の三門、中国電力投資集团公司の海陽、広東核電集团有限公司の台山がある。例えば、三門、海陽の4つの原子炉容器のうち、韓国斗山重工が2つを、国内メーカーである上海ボイラーと中国第一重型機械集团公司が1つずつを製造する。メーカー側の体制として、上海電気は、傘下の原子力関連企業を集約し、上海電気核電設備有限公司という新会社を上海市に設立している。これとともに、製造能力アップのための設備投資も行う計画で、現時点での年間製造能力である100万kW級1.5ユニット分を2012年までに、年間2.5ユニット分に高めることとしている。

また、AP1000の格納容器、圧力容器の設計・製造、設備モジュールの製造を行う山東核電設備製造有限公司が、山東省海陽市に設立された。同公司には、国家核電技術有限公司、中国核工業第23建設公司、中国核工業建設集团公司が、それぞれ、46%、44%、10%出資している。

#### Ⅳ. 原子燃料サイクル、ウラン資源確保に向けた動き

##### 1. 核燃料サイクル等の状況

中国では、原子力発電燃料集合体製造の国産化を実現している。使用済み燃料処理のパイロットプラントを建設中で、2つの中低レベル固体放射性廃棄物処理場は使用段階に入り、高レベル放射性廃棄物の深地層処分の研究を展開している。中国の原子燃料は国内を基礎として、原子力発電の発展に歩調を合わせて核燃料サイクル産業を構築することとしている。燃料集合体は国内生産にシフトさせ、天然ウラン資源については「2種の資源(国産、海外資源)、2つの市場(国内市場、海外市場)」との考えで、国内外の両方を活用する方針である。

中国は明確な再処理路線をとっている。具体的には、原子力発電所の使用済み燃料を再処理し、プルトニウムを取り出しU-Pu混合燃料を発電所に供給し、熱中性子炉によるリサイクルの実現を図ることとしている。

原子力発電の開発と同時に、国家の「863計画」(中国のハイテク研究プロジェクト名)の一環として、清華大学「核能・新能源技術研究院」に高温ガス冷却炉を設置し、

2003年に10 MWのフル熱出力に達した。また、高温ガス炉実証炉プロジェクトも進めている。山東省威海市榮成石島湾が同プロジェクトの地点として選定されており、20万kW1基が建設される予定である。2006年12月にはこのプロジェクトを進める華能山東石島湾核電有限公司が設立された。出資者と出資割合は、中国華能集团公司47.5%、中国核工業建設集团公司32.5%、清華大学20%等である。なお、高速増殖炉については、清華大学で研究が行われている段階である。

##### 2. ウラン資源確保に向けた動き

原子力発電の積極開発にあわせ、海外のウラン資源確保に向けた動きが出始めている。オーストラリアではこれまでの政策を転換し、輸出に向けたウラン鉱山開発を促進することとしたが、中国とオーストラリアは2006年4月にウラン鉱山開発に係る協力協定を締結し、今後、中国へのウラン輸入が行われる見通しである。また、カザフスタンのカザトムプロムは中国核工業集团公司の参画のもとウラン開発を強化することとしており、中国核工業集团公司は、カザフスタンの南にある鉱区に権益を持つカザトムプロム関連会社の持分の一定割合を取得している。

中国核工業集团公司等の中国事業者によるアフリカ等における権益確保の動きもある。2006年12月には、中国国核海外ウラン資源開発会社が設立されている。同公司は、中国核工業集团公司の全額出資による会社で、海外ウラン資源の探査、資源評価、開発、投資を行うとされる。さらに、中国核工業集团公司は、秦山Ⅲ期原子力発電所(同発電所はCANDU炉)の運転管理等の技術協力を進めるための協定をカナダ原子力公社と結んだが、これにはカナダで産出されるウランを確保するという狙いがあると見られる。なお、報道によれば、「国土資源第11次5ヵ年計画要綱」では、「第11次5ヵ年計画」期間中にウランの国家備蓄と商業備蓄を進めることが示されている。

##### —参考資料—

- 1) 2008年年報(国家核安全局編)。
- 2) 原子力発電中長期発展計画,(2007年11月,国務院承認)。
- 3) 再生可能エネルギー中長期発展計画,(2007年9月)。
- 4) 再生可能エネルギー発展第十一次5ヵ年計画,(2008年3月)。

##### 著者紹介

中山 元(なかやま・はじめ)



社団法人 海外電力調査会  
(専門分野/関心分野)中国の電力分野に関する情報収集を担当。

連載  
講座実験炉物理：未来へのメッセージ  
次世代の安全基盤の確立に向けて

## 第2回 臨界安全と未臨界度測定

元 名古屋大学 山根 義宏

## I. はじめに

第2回目は「臨界安全」とは何か、そしてこの分野で未解決の「未臨界度の絶対測定」とはいかなる技術かを紹介する。パルス中性子法、ミハルツ法、3次中性子相関法を取り上げ、その測定原理と測定例を示す。

## 1. 臨界安全

## (1) 事故の分類

原子力の重大事故は、①冷却材喪失事故、②反応度事故、③臨界事故に分類される。われわれ人類はこの事故を、不幸なことにすべて経験してしまった。大学・大学院で現在、原子力工学を学んでいる若い人も、①スリーマイル島事故(1979年3月28日)、②チェルノブイリ事故(1986年4月25日)、そして③JCO事故(1999年9月30日)が、それぞれに対応することは、ご存知だと思います。

①は名称どおり、原子炉から冷却材がなくなり、炉心が空焚き状態になる事故をさす。②は核分裂連鎖反応を制御する反応度制御の失敗に起因する事故である。そして③の臨界事故は、反応度制御系をもともと持っていない主として核燃料取扱い工程で、臨界になる事故を言う。したがって、臨界事故は主に核燃料加工工場、使用済核燃料再処理工場が対象となる。

(2) 臨界安全<sup>1)</sup>

反応度制御系によって核分裂連鎖反応を制御しないという前提の核燃料取扱い工程では、技術的に想定されるいかなる状態に対しても、核燃料取扱い工程を臨界でない状態、すなわち未臨界状態に保たなければならない。このように、いかなる場合にも核燃料取扱い工程が臨界に達しないように、安全を確保する技術分野を「臨界安全(管理)」という。

臨界安全管理の基本は、(1)十分に未臨界である状態を

決める(通常は、実効増倍率<sup>a)</sup> $k_{eff}=0.95$ とすることが多い)こと、(2)機器の故障や人為的なミスが起こっても、臨界に達しないように、取り扱う核燃料物質の質量や、核燃料を入れる容器の大きさ等を決めることである。これを確実にを行うために、各種核燃料に対する臨界データの収集、信頼性の高い計算手法、測定手法の開発といった臨界安全研究が行われている。

## (3) 未臨界度の絶対測定

未臨界度とは、臨界からの隔たりを定量化する指標である。実効増倍率 $k_{eff}$ を用いて、 $-\rho = (1 - k_{eff}) / k_{eff}$ と定義する。今、核燃料物質があり、未臨界であることはわかっているとす。しかし、(1)核燃料物質を追加して臨界状態を確認する、あるいは(2)すでに未臨界度のわかっている状態との比較をすることが、不可能であるとする。その場合に、与えられている核燃料物質の測定だけで未臨界度を決定する技術を「未臨界度の絶対測定」と呼ぶことにする。臨界安全管理の現場で、各工程の未臨界度を絶対測定できれば、臨界安全管理をより明快にすることができる。

2. 原子炉の時間的挙動<sup>2)</sup>

原子炉物理の測定では、反応度(あるいは未臨界度)を変えた場合の中性子密度の時間変化を調べる。反応度を高めると核分裂反応は促進するが、発生する中性子に2種類ある。直ちに発生する即発中性子と0.6~80秒遅れて発生する遅発中性子である。後者は遅発中性子先行核と呼ばれる核分裂片の崩壊によって発生する。原子炉の広がりを無視して、中性子密度の時間的挙動だけに着目した中性子源を含まない動特性方程式は、次式である。

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho - \beta_{eff}}{\Lambda} n(t) + \lambda C(t)$$

$$\frac{dC(t)}{dt} = \frac{\beta_{eff}}{\Lambda} n(t) - \lambda C(t)$$

ここで、 $n(t)$ は中性子密度、 $C(t)$ は遅発中性子先行核濃度である。 $\rho$ は反応度、 $\Lambda$ は中性子生成時間、 $\beta_{eff}$ は実効遅発中性子割合、 $\lambda$ は先行核崩壊定数であり、

<sup>a)</sup>実効増倍率 $k_{eff}$ は、核分裂物質体系の中性子増倍の程度を表し、未臨界状態では1以下、臨界で1、超臨界で1以上となる。

*Experimental Reactor Physics "Past, Present and Future" —Towards Establishment of Safety Basis in Next Generation(2); Subcriticality Measurement in Nuclear Criticality Safety: Yoshihiro YAMANE.*

(2010年 6月4日 受理)

各回タイトル

第1回 KUCAにおける炉物理実験

これらが動特性パラメータと呼ばれる。時刻  $t = 0$  まで原子炉は臨界状態にあり、中性子密度が  $n_0$ 、遅発中性子先行核濃度が  $C_0$  だとする。時刻  $t = 0$  に急激に反応度  $\rho$  を加えたとする。この急激な反応度変化に遅発中性子は直ぐに追従できず  $C_0$  のままであると単純化して、この方程式を解くと、よく知られた次の解をうる。

$$n(t) = \frac{\beta_{\text{eff}}}{\beta_{\text{eff}} - \rho} n_0 - \frac{\rho}{\beta_{\text{eff}} - \rho} n_0 e^{-\frac{\beta_{\text{eff}} - \rho}{\Lambda} t}$$

ここで、指数関数の指数  $(\beta_{\text{eff}} - \rho) / \Lambda$  を  $\alpha$  と略記し、即発中性子減衰定数と呼ぶ。反応度の変化に対して、中性子密度(原子炉出力)は変化するが、その変化率はこの  $\alpha$  値で決まる。 $\beta_{\text{eff}}$ 、 $\Lambda$  が既知であれば、 $\alpha$  の測定値から反応度  $\rho$  を推定できる。

$\beta_{\text{eff}}$ 、 $\Lambda$  の値は、主に原子炉を構成する核燃料の種類、減速材の種類、炉の大きさで決まる。例えば、軽水を減速材とする熱中性子炉で  $\Lambda$  は  $10^{-4}$  s のオーダーであるが、高速炉では  $10^{-7}$  s と短くなる。また、核分裂物質が U の場合の実効遅発中性子割合  $\beta_{\text{eff}}$  は  $0.6 \sim 0.7\%$  であるが、Pu の場合は  $0.2 \sim 0.3\%$  と小さくなる。この値に等しい反応度を加えた場合、原子炉は即発中性子だけで臨界となり、急激な出力の上昇を引き起こす。この値を「反応度 1 ドル」と呼び、動特性の解析において重要なパラメータである。

### 3. 炉雑音法<sup>3)</sup>

即発中性子減衰定数  $\alpha$  値を求めるのに、原子炉が核分裂連鎖反応に基づいていることを巧みに利用する測定法がある。原子炉は定常状態を保っていても、その出力はある一定値の周りを揺らいている。この揺らぎから  $\alpha$  値、 $\rho$ 、 $\beta_{\text{eff}}$  といった動特性パラメータを推定する手法を、炉雑音法と呼んでいる。揺らぎの解析を周波数領域で行う手法と時間領域で行う手法があり、前者を周波数解析法、後者を中性子相関法と呼ぶ。

核分裂反応によって複数個の中性子が生まれ、そのおのおの中性子がさらに核分裂を起こし、核分裂反応は分枝過程である。今、2つの中性子に着目し、時間を遡ってそれぞれ中性子の枝分れをたどっていったとする。その結果、同じ中性子に行き当たった場合、この2つの中性子は共通の祖先を持ち、互いに相関のある中性子だという。この互いに相関のある中性子連鎖は、時間とともに  $\exp(-\alpha t)$  で減衰する。

この観点で定常に運転している原子炉を見ると、互いに相関のある中性子と相関のない中性子とから構成されている。そこで、中性子の揺らぎから互いに相関のある中性子相関成分を抽出できれば、その時間挙動から  $\alpha$  値が推定できることになる。これが炉雑音法の原理である。以下の第Ⅲ、Ⅳ章で、その具体例に触れる。

## Ⅱ. パルス中性子法

### 1. 面積比法

未臨界体系にパルス状に中性子を投入する。このパルス打込みを1,000回以上繰り返し、パルス打込み時刻を原点にそろえて、中性子計数を集積すると第1図の中性子計数の時間変化をうる。遅発中性子に起因する定常成分の上に、即発中性子に起因する減衰成分が重なっている。この減衰成分の傾きが  $\alpha$  値にほかならない。そこで、 $\alpha$  値を評価すれば未臨界度を求めることができる。しかし、この場合には  $\Lambda$  と  $\beta_{\text{eff}}$  の値、あるいは臨界時の  $\alpha$  値と呼ばれる  $\alpha_0 = \beta_{\text{eff}} / \Lambda$  を知っていなければならない。

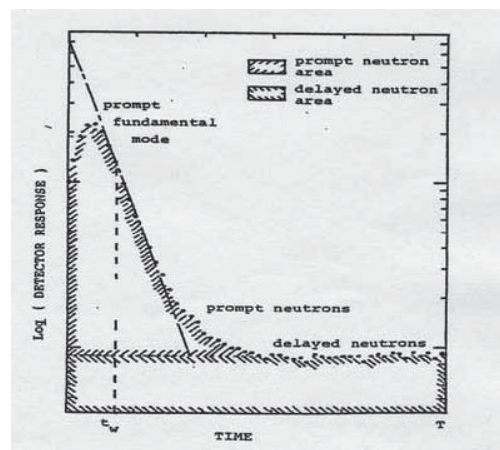
これを解決し、 $\alpha$  値を経由せずに直接未臨界度を評価できる測定法がある。1956年に Sjöstrand が提案した測定法で、面積比法とよばれる<sup>4)</sup>。第1図のパルス打込み直後に現れる即発中性子成分の計数値の合計 ( $A_{\text{prompt}}$ ) を、遅発中性子由来の定常成分の合計 ( $A_{\text{delayed}}$ ) で割るだけで、未臨界度が評価できる。

$$-\rho / \beta = A_{\text{prompt}} / A_{\text{delayed}}$$

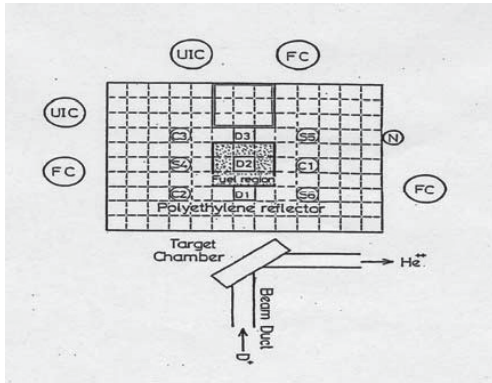
このデータ処理法はいかなる校正も必要とせず、 $\beta_{\text{eff}}$  単位で計ったドル単位の未臨界度を決定できる。しかし、50ドル以上の大きな未臨界度の測定では、遅発中性子成分の集積が悪くなり、結果的に未臨界度の推定精度が悪くなる。

### 2. 大きな未臨界度の測定

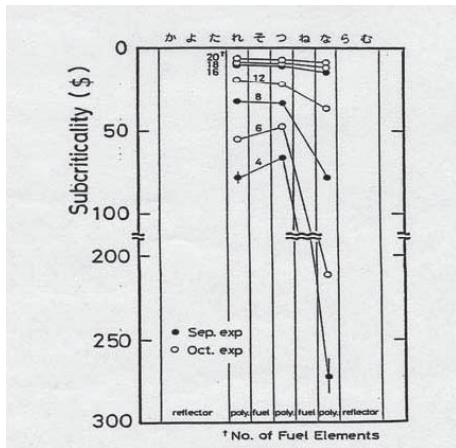
京都大学原子炉実験所の臨界集合体実験装置 (KUCA) とそれに付設の Cockcroft-Walton 型加速器を用いて、面積比法で270ドルまでの未臨界度を測定した。測定体系の模式図を第2図に示す。8体の燃料体を配置し、図下側に示す加速器ターゲットからパルス中性子を打ち込む。BF<sub>3</sub>検出器3本 (D1, 2, 3) をパルス中性子の打込み方向に並行に配置した。燃料体を20体から4体ま



第1図 パルス中性子応答の概念図



第2図 測定体系の模式図



第3図 未臨界面度270ドルまでの測定結果

で変え、未臨界面度を変えた。なおこの実験では、遅発中性子成分を集積して測定精度を確保するため、パルス打ち込み周期を250 Hz まで上げる工夫をした。

測定結果を第3図に示す。燃料体数が同じ体系のD1, 2, 3の3箇所の測定結果を、実線で結んで表示した。燃料体数が12体まで減少し未臨界面度が大きくなると、3箇所の測定値のばらつきが大きくなる。これを測定値に空間依存性が認められるという。なお、この測定で得られた最も大きい未臨界面度は、燃料体4体のD3位置の270ドルで、実効増倍率に換算すると0.32である。

第3図に示すように、未臨界面度が大きな体系では、測定値に著しい空間依存性がある。体系固有の未臨界面度はどれなのか？ 何らかの方法でこの空間依存性を平均化して、体系固有の値を求める必要がある。平均化の手法にも種々の提案がある。Kosaly & Fisherは多点の測定値に重みをつけて平均する多点面積比法を提案している。

ここに示したような極端に大きな未臨界面体系を除けば、パルス中性子源が利用できるなら、面積比法の簡単なデータ処理でドル単位の未臨界面度を決定できる。

### Ⅲ. ミハルゾ法

#### 1. スペクトル比と未臨界面度

1978年に Mihalzo が特徴的な未臨界面度測定法を提案

した<sup>5)</sup>。正式には「<sup>252</sup>Cf 中性子源駆動炉雑音法」であるが、ここではミハルゾ法と呼ぶ。この測定法は、<sup>252</sup>Cf を内蔵した電離箱(#1)と2本の中性子検出器(#2, 3)を使う。<sup>252</sup>Cf 内蔵電離箱は、Cfの自発核分裂によって中性子を発生し、中性子源の働きをする。しかも自発核分裂による核分裂片を電離箱で測定することにより、中性子源の強度を決定できる。

直接の測定量は、2本の検出器(#i, j)間の相関を周波数領域で表現する相互パワースペクトル密度  $G_{ij}$  と、<sup>252</sup>Cf 内蔵電離箱の自己パワースペクトル密度  $G_{11}$  である。この測定量を組み合わせ、スペクトル比  $S_R$  を定義する。

$$S_R = \frac{G_{12}^*(\omega) \cdot G_{13}(\omega)}{G_{11}(\omega) \cdot G_{23}(\omega)}$$

ここで、 $\omega$  は周波数、 $G_{12}^*(\omega)$  は  $G_{12}(\omega)$  の複素共役を表している。この式では、 $G_{ij}$  の添字(i, j)が分母と分子で打ち消し合う。これは検出器の感度が分母と分子で打ち消し合うことを意味し、スペクトル比は検出器の感度に依存しない。スペクトル比から次式で未臨界面度を評価する。

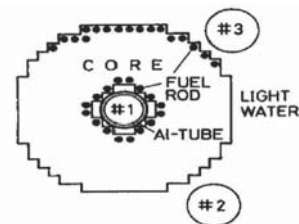
$$-\rho = \frac{AS_R}{1 - CS_R}$$

ここで、係数A, Cには、<sup>252</sup>Cf 内蔵電離箱の特性値や Cf および核分裂物質の Diven 因子<sup>b)</sup>が含まれる。

#### 2. TCA の測定

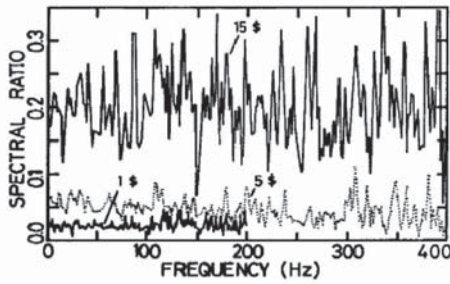
日本原子力研究所(現日本原子力研究開発機構)の軽水臨界集合体(TCA)で行った測定を示す<sup>6)</sup>。測定体系の平面図を第4図に示す。<sup>252</sup>Cf 内蔵電離箱(#1)を円環状の燃料体系の中央に、BF<sub>3</sub>検出器(#2, 3)を周囲の軽水反射体領域に設置した。第5図に、未臨界面度1, 5, 15ドル体系のスペクトル比の周波数依存性を示す。未臨界面度が大きくなるに従い、スペクトル比の値は大きくなり、その揺らぎも大きくなる。測定した周波数域全体にわたって平均した平均スペクトル比を、未臨界面度の評価式に使う。

ミハルゾ法で求めた未臨界面度を縦軸に、水位法の結果を横軸に取って第6図に示す。水位法はTCAで基準としている反応度測定法である。ミハルゾ法の測定結果

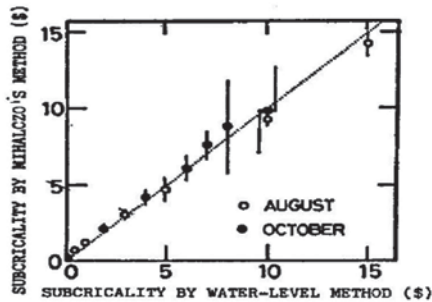


第4図 ミハルゾ法の実験体系

<sup>b)</sup> 1回の核分裂当たりの中性子発生数  $\nu$  は統計量である。 $\langle \nu(\nu - 1) \rangle / \langle \nu \rangle^2$  と定義した平均値を Diven 因子と呼ぶ。



第5図 スペクトル比の周波数依存性



第6図 ミハルゾ法と水位法による未臨界度の比較

は、水位法と15ドルの範囲でよく合っている。

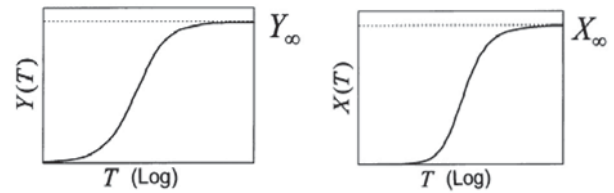
Mihalzoは米国Hanfordで、平板体系(100 cm×100 cm×10 cm)に多数本の中性子検出器を配置して実験を行った。この実験では、中性子検出器の組合せによって異なったスペクトル比が得られ、空間依存性が認められた。著者らは空間依存性を考慮したミハルゾ法データ処理式を新たに導き、この解析を行ったが詳細は省略する。なお1998年頃、動力炉・核燃料開発事業団(現日本原子力研究開発機構)重水臨界実験装置(DCA)を用いて、種々の実験上の工夫を重ねてミハルゾ実験が精力的に行われた。

ミハルゾ法は比較的小さい未臨界度を測定するのに適した測定法である。特殊な<sup>252</sup>Cf内蔵電離箱の中性子源強度が較正してあるため、絶対測定ができる。しかし、<sup>252</sup>Cf内蔵電離箱自身が中性子源であるため取扱いが困難である点、および電離箱内部のガス圧の調整が必要なため保守が煩雑である点より、国内で手軽に実験を行うのは難しい。

## Ⅳ. 3次中性子相関法

### 1. Y値とX値

古橋が1968年に提案した3次中性子相関法は、定常状態の中性子揺らぎの高次相関量を巧みに利用した手法で、未臨界度の絶対測定が可能である<sup>7)</sup>。計数時間幅(ゲート幅) $T$ の間に検出された中性子計数 $N$ の多数回の測定値から平均値 $\mu = \langle N \rangle$ 、分散 $\mu_2 = \langle (N - \mu)^2 \rangle$ 、3次モーメント $\mu_3 = \langle (N - \mu)^3 \rangle$ を求める。これを用いて、2次



第7図 YおよびX値のゲート幅依存性

の相関量 $Y$ 値と3次の相関量 $X$ 値を定義する。

$$Y = \frac{\mu_2 - \mu}{\mu}$$

$$X = \frac{\mu_3 - \mu}{\mu} - 3 \frac{\mu_2 - \mu}{\mu}$$

$Y$ および $X$ 値のゲート幅依存性の概念図を第7図に示す。

長いゲート幅で、 $Y, X$ 値は飽和値 $Y_\infty, X_\infty$ に達する。飽和値から未臨界度( $-\rho$ )が次式で得られる。この式は古橋が示した原子炉の空間的広がりを無視する近似に基づく。

$$\frac{X_\infty}{Y_\infty^2} = \frac{3}{1 + \delta_2(-\rho)} + F \frac{\{1 + \delta_3(-\rho)\}}{\{1 + \delta_2(-\rho)\}^2} (-\rho)$$

ただし、係数 $\delta_2, \delta_3, F$ は炉内核分裂物質および中性子源のDiven因子などで決まる定数である。測定で得られる左辺は、分母と分子で検出効率が消去され、検出器の効率に依存しない。さらに臨界状態、すなわち未臨界度( $-\rho$ )をゼロとした場合、左辺の測定値は3となる特長がある。

### 2. KUCAの測定

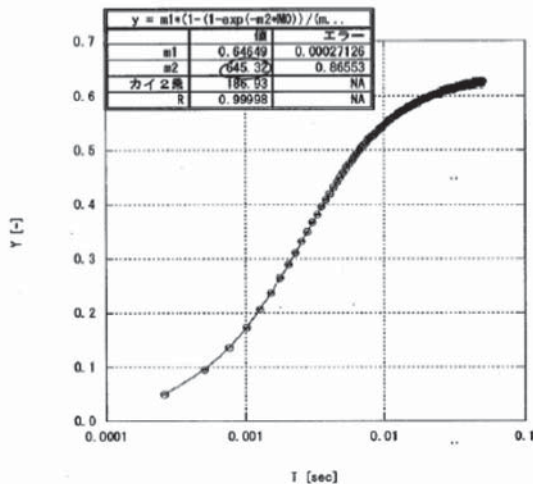
京都大学原子炉実験所・臨界集合体装置で行った実験を示す。未臨界体系の中心にBF<sub>3</sub>検出器を、それから約10 cm離して<sup>252</sup>Cf中性子源を配置した。中性子検出時刻を1 μs単位で記録できるパルス時刻歴測定回路を利用して、検出時刻を記録した。平均計数率1,000 cpsで、約5時間時系列データを記録した。未臨界度2.8ドルの体系で測定した $Y$ 値と $X$ 値を第8, 9図に示す。

$Y$ 値は統計誤差も小さく、精度よく測定できている。 $X$ 値もゲート幅の大きいところを除き、比較的良好な測定結果である。これらから求めた $X/Y^2$ のゲート幅依存性を第10図に示す。 $X/Y^2$ はゲート幅の大きい所で2.8程度の一定値に収束する傾向を示す。しかし、未臨界度の推定に必要なゲート幅の大きな所で変動が大きく、未臨界度の推定は困難であった。

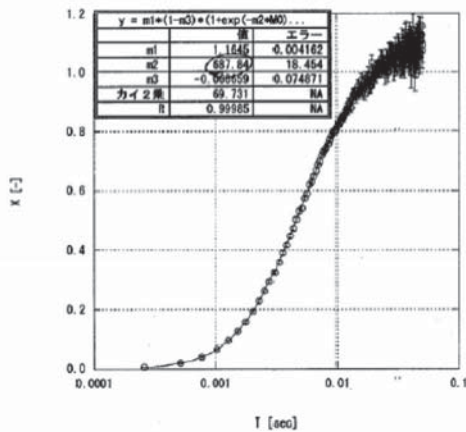
測定対象の未臨界度が大きいと、3次中性子相関法も空間依存性の問題を避けて通れない。検出器インポートンス<sup>9)</sup>を利用して、空間依存性を考慮に入れた新しい実験式を、著者の研究グループの遠藤が導いた<sup>8)</sup>。

3次中性子相関法は、簡単な測定系と簡便なデータ処

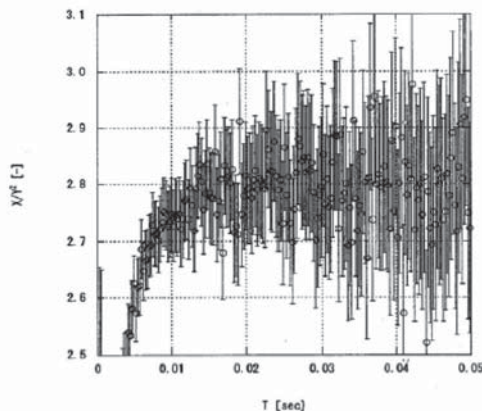
<sup>9)</sup>検出器インポートンスは、中性子検出器が空間的にどの範囲の中性子を検出しているかを表す。



第8図 Y 値のゲート幅依存性



第9図 X 値のゲート幅依存性

第10図 X/Y<sup>2</sup>のゲート幅依存性

理で未臨界度の絶対測定ができる長所を持っている。しかし、未臨界度が大きくなると、3次の相関量を精度よく求めるのは測定上困難である。

## V. まとめ

本稿では、臨界安全の立場から未臨界度の絶対測定が、炉雑音法に基づいて開発されていることを紹介した。なお、ここには紹介できなかったが、未臨界度測定は臨界安全だけでなく、将来の核変換装置として研究が進められている加速器駆動未臨界炉の運転制御においても重要である。この場合には、時々刻々未臨界度を測定できる未臨界度モニタの開発が目標である。

また、高速炉の炉物理試験を広範な測定条件で行うため、あえて未臨界状態で各種炉物理試験を行う提案がある。そのため、臨界近傍の測定に匹敵する精度の未臨界度測定法の開発が、文部科学省の原子力システム研究開発事業として進められている。

最後に、3次中性子相関実験が実施できたのは、パルス時刻歴測定回路の開発に負う所が大きい<sup>9)</sup>。この装置がなければ、僅かな相関量を効率よく集積することは不可能である。測定法、データ処理法の工夫は、新しい「目」の獲得を意味する。今後も、新しい「目」の獲得を目指した実験のおよび理論的研究が、若い研究者によって着実に進展すること願っている。

### — 参考資料 —

- 1) 科学技術庁編, 臨界安全ハンドブック, につかん書房, (1988).
- 2) ドウデルスタット, ハミルトン著, 成田正邦, 藤田文行共訳, 原子炉の理論と解析, 現代工学社, (1980).
- 3) ウィリアムズ著, 斎藤慶一, 西原英晃, 大塚益比古共訳, 原子炉の確率過程, みすず書房, (1978).
- 4) N. G. Sjostrand, *Ark. Fys.*, **11**, 233 (1956).
- 5) J. T. Mihalczo, *et al.*, *Nucl. Sci. Eng.*, **66**, 29 (1978).
- 6) 山根義宏, 日本原子力学会誌, **28**, 850 (1986).
- 7) A. Furuhashi, A. Izumi, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **5**, 48 (1968).
- 8) T. Endo, *et al.*, *Ann. Nucl. Energy*, **33**, 857 (2006).
- 9) Y. Kitamura, *et al.*, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**, 653 (1999).

### 著者紹介

山根義宏(やまね・よしひろ)



元 名古屋大学  
(専門分野/関心分野)原子炉物理学, 臨界安全, 炉雑音測定

連載  
講座ICRP 新勧告  
—新しい放射線防護の考え方と基準

## 第6回 緊急時被ばく

日本原子力研究開発機構 本間 俊充

## I. はじめに

ICRP 2007年勧告<sup>1)</sup>は、それまでの行為と介入というプロセスに基づいた防護のアプローチから、計画被ばく/緊急時被ばく/現存被ばくといった被ばく状況の特性に基づいたアプローチへと発展した。緊急時被ばく状況についての直接の記載は、本文370項目中、僅か10項目に過ぎないが、その放射線防護の考え方は1990年勧告で紹介として扱われていた考え方から大きく進展している。その中心は、緊急事態において個々の防護措置の効果を評価する代わりに、すべての被ばく経路とすべての防護措置を考慮に入れて、総合的な防護戦略を考える中で最適な一連の防護措置を決定するという新しいアプローチである。これは、単独の防護措置を考えるだけでは十分な防護を保証することが難しい場合にも、全体として最善の対応ができることを目的としている。

以下では、はじめに緊急事態に対する2007年勧告以前のICRPの防護の考え方を振り返り、それと対比することによって、よりわかりやすく2007年勧告の考え方について解説する。

II. 2007年勧告以前の緊急事態に対する  
防護の考え方

## 1. 1977年勧告

放射線防護の主たる目的は、放射線被ばくの原因となる有益な行為を不当に制限することなく、人に対する適切な防護基準を作成することである。そのため、ICRPは、防護の基本的な枠組みとして、線量を確定的影響のしきい値よりも低く保つことによってその発生を防止

し、確率的影響の誘発を減らすためにあらゆる合理的な手段を確実にとることを求めている<sup>2)</sup>。

1977年勧告<sup>3)</sup>では、放射線防護の基本的枠組みとして、行為の正当化、すべての被ばくの最適化および線量限度による線量制限からなる「線量制限体系」が勧告され、これを主に制御可能な線源に適用することによって被ばくの制限が図れるとした。一方、事故時の被ばくのような本来制御されていない線源は、線量制限体系を適用することができず、様々な救済(または、介入)措置によってのみ被ばくの低減が図れるとした。そして、救済措置に伴う社会的費用は、救済措置によるリスクの低減によって正当とされることが必要であるとした上で、事故や緊急事態の状況は多岐にわたるので、すべての状況に適用可能な“介入レベル”を勧告することはできないが、ある程度予想可能な事故については、事故の費用と救済措置の費用の解析から、これ以下では救済措置をとることが適切でないというレベルは設定可能で、そのようなレベルの設定や緊急時計画の策定は、国の責任であることを明確にした。一方で、線量限度は被ばくが制御されている条件のもとでのみ適用する概念で、勧告された限度(例えば、当時、公衆に対して年5 mSv)は低いリスクレベルであり、限度をかなり超えることにならない限り多少超えたとしてもリスクは十分低いので、著しい放射線以外のリスクや不当な費用を伴うような救済措置は必ずしもとらなくてよいことは明らかであるとした。

その後、1984年にICRPは、大規模原子力施設の事故時における公衆防護のための計画立案の際の基本的事項をまとめたPublication 40<sup>4)</sup>を刊行した。ここで、事故の場合に介入措置を計画する際の原則は、

- (1) 対策の導入によって個人線量を確定的影響のしきい値以下に抑えることで、重篤な確定的影響の発生を防止すること。
- (2) 対策の導入によって個人に正味の便益をもたらすことができるように、確率的影響のリスクを制限すること。
- (3) 集団線量当量を低減することによって、合理的に実行可能な程度に確率的影響の発生率を制限すること。

であるとし、(1)の確定的影響防止のための臓器および組

*New ICRP Recommendation—New Radiation Protection Principle and Standards (6); Emergency Exposure Situations: Toshimitsu HOMMA.*

(2010年 7月13日 受理)

各回タイトル

第1回 放射線防護の歴史的展開

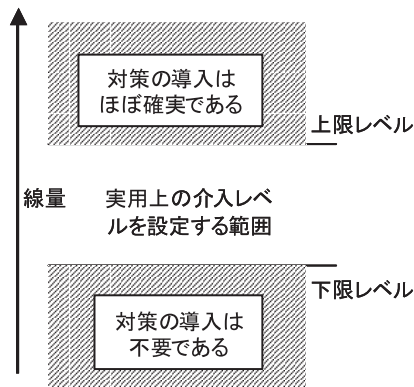
第2回 放射線防護の生物学的側面

第3回 放射線防護に用いられる諸量

第4回 放射線防護の基礎—防護体系と原則

第5回 計画被ばく—線量拘束値、履行





第1図 各対策に適用可能な線量スキーム

織のしきい線量を示すとともに、(2)および(3)に関連する対策導入のための線量レベルの一般的なガイダンスを示した。対策導入の判断は、影響を受ける特定の集団、その地理的分布、社会的条件、気象条件、事故の状態などによって異なるので、特定の対策を導入するための一般的に適用可能な唯一の介入レベルを示すことはできない。そこで、第1図に示すように、放射線防護の観点から個々の対策に対して、これ以下であれば対策の導入は正当とされない下限レベルと、これ以上であればほとんどいつでも対策の実施が必要となる上限レベルの考え方を示した。具体的には、例えば、屋内退避や安定ヨウ素剤の投与は、比較的风险を伴わない対策なので、公衆の年線量限度より低い想定線量では、対策の導入が正当化されるとは考えられないとして下限レベルを全身5 mSv、確実に正当とされる上限レベルは、それより1桁高い50 mSvとした。また、避難は、かなり混乱の大きな対策であるので、屋内退避などより高い線量レベルで対策を開始すべきで、それより低い場合には正当とされない下限レベルとして、年線量限度より1桁高い50 mSvを、それ以下ならば確定的影響が避けられるので、ほぼ確実に導入すべきめやすとして500 mSvの上限レベルを提案した。そして、この上下限レベルには含まれる範囲の中で、国などによる緊急時計画において線量率や濃度といった測定可能な量で示される実用上の介入レベル (operational intervention level) を設定すべきであるとした。

## 2. 1990年勧告

ICRP は、1977年勧告で主として制御される線源を対象として確立した「線量制限体系」を、1990年勧告<sup>2)</sup>ではより広い条件でも適用できるように「放射線防護体系」として拡張した。ここでは、被ばくに関連する人間の活動を新しい線源の導入や既存の線源からの経路の変更によって全体の放射線被ばくを増加させる“行為”と、既存の線源の撤去や経路の変更によって被ばくを減少させる“介入”に分け、行為に対する防護体系と介入における防護体系をそれぞれ勧告した。

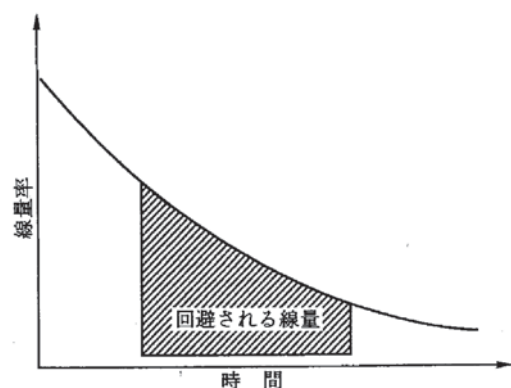
原子力施設の事故や放射線源に関連した緊急事態に対する準備と対応には、住居内ラドンなどの自然放射線源および過去の活動による残存放射能からの被ばく状況とともに、基本的に介入における防護体系が適用される。ただし、原子力施設の導入自体は行為であり、操業などの計画策定段階では、事故などによる計画外の被ばくは“潜在被ばく”として扱われ、行為に対する放射線防護体系が適用されることになる。

1990年勧告では、介入における防護体系として、以下の3つの原則を勧告した。

- (1) 介入のプログラムを構成する対策は、常に幾分の不利益を有するが、それらが害よりも大きな益をもたらすべきであるという意味で、正当化されるべきである。
- (2) 対策の形と規模および期間は、正味の便益を最大にするように最適化されるべきである。
- (3) 行為の管理を意図した線量限度を介入決定の根拠として使うことは、得られる便益と全く釣り合わない方策を含むかもしれないので、重篤な確定的影響を回避するために介入が必須となる場合を除いては、介入の必要性あるいは規模の決定に線量限度を適用しない。

上記のように、介入の立案に際しても行為に対する防護の体系と同様、正当化と最適化の考え方は必要であるが、線量限度は適用されないとした。

その後、ICRP は1992年に「放射線緊急時における公衆の防護のための介入に関する諸原則 (Publication 63)」<sup>9)</sup>を刊行した。Publication 63では、介入の基本原則および各種の防護措置に適用するためのガイダンスを与えるとともに、回避線量 (averted dose) に基づく各防護措置の介入レベルが勧告された。回避線量とは、第2図に示すように、防護措置を実施することによって免れる線量である。ここでは、防護措置を実施する期間が重要なパラメータとなる。Publication 63では、介入の正当化および最適化の観点から各介入措置を検討し、第1表に示すような回避線量についての介入レベルを勧告した。第1表に示されたほとんど常に正当化される値は、



第2図 介入により回避される線量

第1表 ICRP Publication 63で勧告された介入レベル(mSv)

介入措置の種類	回避線量についての介入レベル	
	ほとんど常に正当化される値	最適値の範囲
屋内退避	50	正当化される値の 1/10以下にはならない
安定ヨウ素の投与	500(甲状腺等価線量)	
避難(1週間未満)	500(全身線量)	
	5,000(皮膚等価線量)	
移転	1,000	長期被ばくに対し、月あたり5~15 mSv
1種類の食品に対する制限	10(1年間)	1,000~10,000 Bq·kg <sup>-1</sup> (β/γ放出体) 10~100 Bq·kg <sup>-1</sup> (α放出体)

Publication 40における上限レベルに相当する。また、附録には汚染食品の回収と移転を対象に、対策費用と対策によって回避される健康損害費用を費用便益手法によって分析する一般的最適化の例を示した。

この費用便益手法は、国際原子力機関(IAEA)の安全シリーズ文書「原子力又は放射線緊急事態における介入レベル」<sup>6)</sup>でも展開され、例えば、屋内退避に10 mSv、避難に50 mSv、安定ヨウ素剤投与に100 mSv という一般的に最適化された介入レベル(GIL)や食物摂取制限に対する対策レベル(GAL)のガイドラインが示された。現行の国際基本安全基準(BSS)<sup>7)</sup>では、これらの値が勧告値として与えられ、日本<sup>8)</sup>も含め多くの国が採用しているのが現状である。

### Ⅲ. 2007年勧告の緊急事態に対する防護の考え方

上で述べたように、公衆被ばくに対する線量限度はある条件の下、すなわち制御された線源に対する計画的な被ばくに適用されるものだったにもかかわらず、多くの人が線量限度を絶対的なものと受け取った。それで、緊急事態や住居内のラドンに対して、より高い線量レベルがガイドラインとして使われることが大きな混乱を招いた。1990年勧告では、ICRPは線量を増加させる「行為」と現状から線量を減少させる「介入」を区別することによって、考え方の違いをはっきりさせようとしたが、混乱は解消されなかった。2007年勧告<sup>1)</sup>では行為と介入の基本的な防護の考え方は継承しているものの、行為と介入といった区別は人為的なものと考えられるため、放射線被ばくが起こりうる状況を以下の3つに区分し、それぞれの状況に対して防護体系の原則を適用することにした。

- 計画被ばく状況(planned exposure situation)  
線源の計画的な導入および運用を含む状況。この状況は、被ばくが予想される状況(通常被ばく)や予想されない状況(潜在被ばく)を引き起こす。
- 緊急時被ばく状況(emergency exposure situation)  
計画状況、あるいは悪意のある行為、予期せぬ状

況において発生し、望ましくない影響を低減するための緊急活動が必要になる状況。

- 現存の被ばく状況(existing exposure situation)  
緊急事態後の長期被ばく状況を含め、管理方法を決めなければならない時に存在する被ばく状況。

2007年勧告では、防護の原則である正当化、防護の最適化、線量限度がどの状況に適用されるのか明確にしている。正当化と防護の最適化はすべての被ばく状況に、また、線量限度は計画被ばく状況にのみ適用されるものとしている。このうち、防護の最適化のプロセスは、防護体系の中心となるものである。ICRPは、最適化を「被ばくすることが確実でない場所での被ばくの発生確率、被ばくする人の数、および個人線量の大きさのいずれをも、経済的・社会的要因を考慮して、合理的に達成できる限り低く抑えるための線源関連のプロセス」と定義している。すべての被ばく状況で、防護措置を計画し、一般的な状況の下で適切な防護レベルを確立するため、計画被ばく状況には拘束値(これを超えれば、被ばく線量を低減するための措置をほぼ必ず行わなければならないレベル)を、緊急時被ばくおよび現存被ばく状況には参考レベル(これを上回る被ばくが生じるような計画を立てることが不適切であると判断されるレベル)を用いた最適化プロセスが適用される。

#### 1. 基本原則

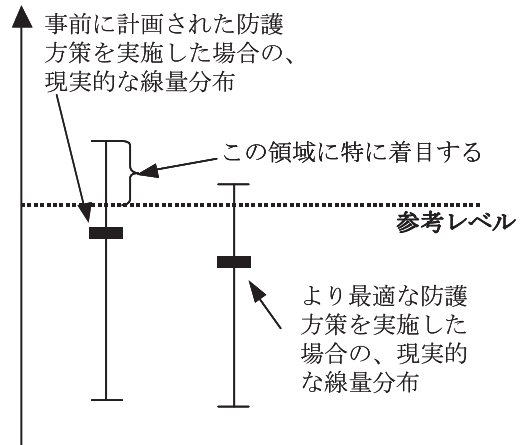
原子力施設、放射線関連施設あるいは線源に関連したリスクを考えた場合、設計段階で事故のような潜在被ばくの発生の確率とその影響を少なくするためにあらゆる合理的な手段が取られたとしても、事故の発生を完全になくすことはできない。緊急時被ばく状況とは、緊急防護措置および長期防護措置の実施が必要となる予期せぬ状態であるが、潜在的な緊急時被ばく状況というのは正確さの大小はあってもあらかじめ評価することは可能なので、緊急時対応計画を策定しておくことが重要である。しかしながら、実際の緊急時被ばく状況は本来、予測できないので実際の条件に合わせて柔軟に防護措置を展開しなければならない。ICRPは、これまで Publication

60および Publication 63, その後, 悪意が関係する事象の発生後の防護に関する追加的助言<sup>9)</sup>で, 介入計画に関する一般の原則を設定してきたが, 緊急事態の備えに係わる最近の進展と経験に基づいて, 2007年勧告で防護措置適用のガイダンスを拡張した。

ここでは, 緊急時被ばく状況における適用のための防護戦略の正当化と最適化の重要性と, 参考レベルによって最適化プロセスが導かれるべきであるという点が強調されている。緊急時被ばく状況では, 被ばく経路が複数存在し時間とともに変化する可能性があるため, すべての被ばく経路からの被ばく全体に着目することが重要である。予想される放射線環境の分析評価に基づいて, 様々な防護措置の実施を考慮した防護戦略が必要となる。

緊急時被ばく状況に対して最適な防護戦略を考える上で, 3つの線量の概念を導入している。防護措置が一切取られなかった場合に, 緊急時被ばく状況の結果として生じることが予測される総合的な被ばくを予測線量 (projected dose) という (計算システムによる線量予測 (dose prediction) とは異なる)。防護戦略が実施されても, まだその結果として残っている線量は, 残存線量 (residual dose) という。また, それぞれの防護措置は, ある決まった量の被ばくを回避する。これを回避線量 (averted dose) と呼ぶ。第2図で示した Publication 63 で与えた個々の防護措置を最適化する時の概念である。したがって, 予測線量から防護措置の組合せによって回避される線量を引けば残存線量となる。2007年勧告では, 回避線量に基づく個々の防護措置の最適化ではなく, 様々な防護措置からなる包括的な防護戦略に関する最適化に重点をおいた勧告がなされたのである。

緊急時被ばく状況のための防護の計画段階では, 最適化のプロセスにおいて参考レベルが適用される。緊急時被ばく状況で計画された防護戦略による最大残存線量に対する参考レベルとして, 2007年勧告では20~100 mSv が示された (参考資料1) の第5表参照)。防護戦略全体として予想される残存線量は, 防護戦略の適否を最初に評価する際に, 参考レベルと比較する。第3図に示すよ



第4図 防護措置の対応段階における参考レベルの適用

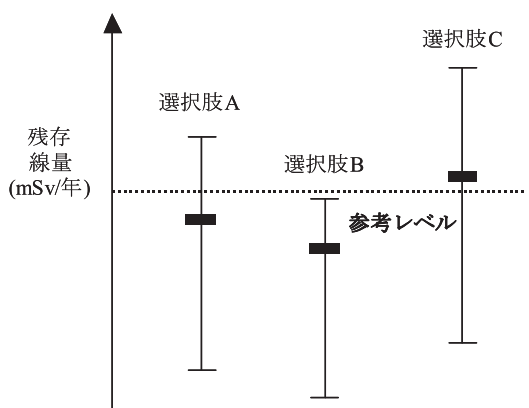
うに, 残存線量を参考レベル以下にできない防護戦略 (選択肢 A および C) は, 計画段階で退けなければならない。

緊急時被ばく状況がいったん発生した場合の対応段階では, 予想残存線量が評価され, 防護戦略の効果および防護措置の修正あるいは追加の措置の必要性が参考レベルを基準として検討される。第4図に示すように, 計画された防護戦略の実施後に実際の現実的な線量分布を評価し, 特に参考レベルを超える被ばくに注意を払って, 防護措置の修正あるいは追加による防護戦略の最適化が行われる。実効的な対応は, その影響を定期的にレビューして柔軟に行わなければならないが, 参考レベルはそのレビューの重要な入力情報となる。

予想される被ばくがもっと低い状況では, 20 mSv 以下の参考レベルが適当な場合もある。また, 大きな悪意のある事象や原子炉の大規模事故のような低頻度 - 高影響の事象では, すべての線量を参考レベル以下に保つことが困難な状況も考えられる。そのような状況に対しては, その発生確率を低減させる措置を取るとともに, 確定的影響の発生防止を最優先に, あらゆる実効的な措置を行うよう勧告されている。

## 2. 緊急事態への備えと対応

緊急時被ばく状況は, 原子力施設の事故, 輸送事故, 産業施設や医療施設の放射線源に関連した事故, 放射性物質の悪意のある使用等, 様々な要因によって起こり得る。脅威の大きさによって詳細さの違いはあるにしても, 緊急事態に対してはあらかじめ準備された緊急時計画の検討が最も重要である。緊急時計画には, 関係機関の責務, 機関間の相互連絡の方法, 意思決定手順の枠組みが示されるとともに, あらゆる可能なシナリオに対して, 総合的な防護戦略と迅速な対応のためのトリガーが示された詳細な計画が整備されるべきである。2007年勧告では, 緊急時計画の策定は, 評価, 計画立案, 資材配分, 訓練, 実地演習, 監査および修正からなる多段階の



第3図 防護措置の計画段階における参考レベルの適用

繰り返しのプロセスであることが強調されている。また、利害関係者との対話は、緊急事態に対する準備段階および対応段階での必須の要素であるとしている。被ばくあるいは影響を被る可能性のある人々の理解を通して、個々の防護措置および全体の防護戦略が効果を発揮する。

緊急時被ばく状況に対して防護戦略を準備する際には、被ばく状況の時間的、空間的な変化を考慮して、具体的な防護措置を必要とする様々な集団を同定する必要がある。また、緊急事態の発生後は、その時の被ばく条件にうまく対処できるように計画された防護措置を修正していくべきとしている。

緊急時対応は、時間の経過とともに情報量が増加すると同時に、影響を被る人の関与も急速に増大する。意思決定を行う者が、あらゆる段階において、将来の影響や防護措置の有効性、中でも直接・間接的に影響を受ける人の懸念について、完全に理解しているわけではない。したがって、影響の定期的な見直しに基づいて有効な対応策を柔軟に展開していかなければならない。参考レベルは、判明した状況と対策による防護を比較するためのベンチマークを与えることにより、この見直しに重要な入力となる。このように、2007年勧告で、ICRPは個々の防護措置よりも包括的な防護戦略に関する最適化に重点をおいて勧告を行ったが、個々の防護措置の実施という点から見ると、Publication 63で推奨した回避線量のレベルは、総合的な対策を策定するための入力情報、例えば、防護措置のトリガーとしてなお有用であるとしている。

#### Ⅳ. おわりに

2007年勧告では、緊急時被ばく状況において最適な防護措置を決定するには、すべての被ばく経路とすべての関連する防護選択肢を同時に考慮することによって、これまでより包括的な防護を可能にした。このアプローチは実用上の複雑さが増したかもしれないが、最適な防護を設計する時には、単独の防護措置でなく防護戦略に含まれるすべての防護措置の組合せを考えるので、より柔軟な対応が可能となる。また、計画段階では、個々の防護措置が互いにどう影響するかの考察の助けとなる枠組みを提供し、資源の効果的配分にも通じると考えられ

る。しかしながら、理念がやや先行している感があり、緊急事態への対処という実務に具体的にどう適用するかが課題である。その意味では、最近刊行されたPublication 109<sup>10)</sup>により詳しい説明がなされているので参照されたい。今後、これらの考え方が、現在IAEAで議論されているBSSの改訂にも反映されると考えられるので、注視していく必要がある。

#### —参考資料—

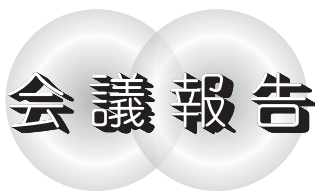
- 1) ICRP Publication 103, 国際放射線防護委員会の2007年勧告, 日本アイソトープ協会, (2009).
- 2) ICRP Publication 60, 国際放射線防護委員会の1990年勧告, 日本アイソトープ協会, (1991).
- 3) ICRP Publication 26, 国際放射線防護委員会勧告, 日本アイソトープ協会, 仁科記念財団, (1977).
- 4) ICRP Publication 40, 大規模放射線事故の際の公衆の防護: 計画のための原則, 日本アイソトープ協会, (1984).
- 5) ICRP Publication 63, 放射線緊急時における公衆の防護のための介入に関する諸原則, 日本アイソトープ協会, (1992).
- 6) IAEA Safety Series No.109, Intervention Criteria in a Nuclear or Radiation Emergency, IAEA, (1994).
- 7) IAEA Safety Series No.115, International Basic Safety Standard, IAEA, (1996).
- 8) 原子力施設等の防災対策について, 原子力安全委員会, 昭和55年6月(平成20年10月一部改訂).
- 9) ICRP Publication 96, Protecting people against radiation exposure in the event of a radiological attack, Ann. ICRP 35(1), (2005).
- 10) ICRP Publication 109, Application of the Commission's Recommendations for the Protection of People in Emergency Exposure Situations, Ann. ICRP 39(1) (2009).

#### 著者紹介

本間俊充(ほんま としみつ)



日本原子力研究開発機構 安全研究センター  
(専門分野/関心分野) 環境リスク評価/不確かさ・感度解析



## 中国の原子力発電への熱気

18 th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE 18)

—Back to the future : Nuclear Energy for Global Sustainability—

2010年5月17～21日(西安市, 中国)

西安市で開催された「第18回原子力工学国際会議」(18 th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE 18)に参加したことから、会議の概要について報告する。ICONE は研究者・技術者の論文発表等を通じて情報交換を図り、原子力技術向上に寄与することを目的とし、本会の共催(日本機械学会, 米国機械学会の主催)により毎年開催している国際会議で、今回は中国原子力学会(CNS)がホストとなり、西安交通大学の協力のもとで西安市の開催の運びとなった。中国としては2005年に北京市で開催したICONE13に続き2度目の開催である。

前回、北京で開かれた ICONE 13は、中国で初めての原子力工学に関する国際会議であったうえに、発電用原子炉の建設ブームが始まった時期に当たり、副首相が出席し基調講演するなど、国をあげての会議であった。それから5年が経過し、原子力発電所建設も軌道に乗り落ち着いた感がする昨今であることから、参加者数は前回より減るのではないかと予想で会議に出席したが、毎年、建設計画が増加を続ける中国であることから今回も熱気が立ち始め、参加者940名(約510名が中国外からで日本から約180名)という大規模な国際会議であった。

ICONE は、①指導的立場の講演者による全体・パネルセッション、②研究成果を発表するテクニカルセッション、③学生による研究を対象にした学生プログラム、④特定のテーマについての勉強会であるワークショップの4種から構成されている。

開会・全体セッションでは、孫勤中国核工業集団公司総経理の開会挨拶の後、中・日・米・欧の代表により、それぞれの立場から原子力の役割、各国の原子力発電展望、並びに中国の原子力開発への協力に関する講演がなされた。また開会セッション最後には、日本側名誉議長である榎本聡明東電顧問へ ICONE 発展への貢献が大として感謝状が授与された。

パネルセッションとしては、これからさらに多数の発電炉を建設していくのに役立つテーマで情報を交換したいとの中国側の希望に沿い、「新設計発電所の建設中に直面した課題」、「原子力発電所建設展開のための原子力教育と要員確保」、「良好な運転経験の共有」、「法規制と規格・基準」、「GEN-IV」の5テーマについて熱心なディスカッションがなされた。

「新設計発電所の建設…」のセッションにおいては、日・仏・米のプラントメーカーから最新の建設プロジェクトについての紹介があったほか、中国核工程有限公司

からも AP1000発電所の建設中に出くわした経験について講演があった。中国では同時期に多数のプラントを建設していることから、原子炉本体以外の設計・工事をサイトごとに異なったメーカーに発注せざるを得ず、電力会社側で共通仕様により管理することが難しい状況にあることや、ASME コードに基づく設計をする機器を中国内で SI 単位を用いて設計していることの不便さなど、急激な展開をしている国に特有の課題が紹介された。「…原子力教育と要員確保」のセッションでは、米国 NRC は大学における学生数を増やすため、多数・多種類の奨学金を学生および教育機関に支給する政策を始め、2009年には2003年の1.8倍の数になったことが紹介された。また、中国では2020年代までに100基を建設する計画があり、1万人の原子力エンジニアと10万人の熟練技術工が必要となっており、急激に増える学生のクオリティを評価・管理するシステムの構築中である。「Gen-IV」のセッションでは、JAEA 塩沢氏から我が国の高温ガス炉が出口温度950℃で連続運転に成功したことが報告され、中国からは高速炉に関し、現在建設中の実験炉 CEFR に続き電気出力80万 kW の原型炉 CDFR を2020年までに建設する計画であることが報告された。

ICONE のメインである技術論文の発表セッションにおいては、13分野(トラック)に分かれ、約800件(日本から約130件)の論文発表がなされた。20年前の ICONE 発足時には機械工学、特に熱流動に関する研究発表が多数を占めていたが、近年は計装制御設備分野などを含む原子力に関する広いテーマが ICONE の分野に含まれている。今回 ICONE としては初めての試みとして、核融合のトラックと原子炉物理・輸送理論のトラックを独立して設けたが、それぞれ約30件と約40件の発表がなされ、今後はこれらの分野での交流がさらに期待される。また、全体として見ると、近年のコンピュータ利用解析技術の進歩を反映し、数値流体力学(CFD)を始めとする各種解析技術に関する発表が多いことが特徴的だった。

また、ICONE の特徴の一つである学生プログラムには、各国から合わせて61名の学生が所属する学会から参加費・交通費の補助を受け参加していた。さらに、そのうちの40名は ICONE 終了後に西安から北京まで寝台車に乗って清華大学(高温ガス炉 HTR-10)と中国原子能科学研究院(FBR 研究炉)のテクニカルツアーに出かけ、学生間の親睦交流を図っていた。

(三菱重工業・藤井澄夫, 2010年6月3日記)

## ブラヴォー、ウィーン生活！

ウィーン国立歌劇場 バレエ学校ピアニスト 渡辺 泰人

毎朝7時50分、僕のウィーン生活には「個人的儀式」(?)が存在する。国立オペラ座裏、ト音記号を描いた花壇で有名な、ブルク庭園内のモーツァルト像を「脇見」しながら、小走りに仕事場へ向かうことだ。ただ単に「通勤路」と言ってしまうとそれまでなのだが、僕の中では、この些細な「脇見」の儀式が、ウィーンにいてという環境を貴重なコトと呼び起こさせ、その日の音楽的活力を与えてくれるモノのように感じている。ちなみにそのモーツァルト像、日中にはウィーンきっての記念撮影場所として、観光客がごった返すほどに大人気なのだが、早朝に独り淋しげに佇む姿は、あたかも僕の「脇見」すら歓迎してくれているようで……。

とまあ、光栄にもウィーンならではの素晴らしい「通勤路」を持つ僕だが、実は「原子力」という言葉を聞くと、少しだけウズウズする人間でもある。ここウィーンでも、IAEAの本部が置かれていることに、小さな嬉しさを感じるのだが、生まれ故郷は茨城県日立市南部、久慈川を挟み東海村の原子力施設までもう目と鼻の先！という所である。校歌の歌詞にも「原子の火」と唄われる小学校時代には、校庭から毎日、原子力発電所を眺めて育ち、上京していた大学時代にも、常磐線から原子炉が遠目に見えてくれば帰郷を実感し……奇しくも、ウィーンから日本への里帰りでも、成田への着陸ルートの関係で、機内から眼下に見える原子力施設を探してしまう僕である。(笑)

さて、話は舞い戻るが、10分後の朝8時、国立オペラ座内、およびバレエ学校の各リハーサル室では、早々にも90分間休憩なしのバレエの「トレーニング」が始まる。モーツァルト像から活力を頂いた僕は、そこで踊り手全員を目覚めさせられるよう、エネルギー溢る演奏を！と胸に刻みながら、ピアノに向かう日々である。今思えば自身の学生時代、こんな朝8時に、コンサートのような「ハイテンション」でピアノを弾き続ける経験など、皆無だったような……ようやく最近、相当甘めに自己評価させて頂くとして?! 少しは慣れた感じがする。

みなさんもご存知の通り、バレエはオペラ同様に「舞台芸術」でありながらも、同時に、音楽に乗せた厳格な「身体運動能力」を求められるモノで、その観点から言えば、僕の現実的立場は、彼らの「筋肉」を形成する「音楽スタッフ」と言えるのかも知れない。バレエ学校の生徒達は、前述した毎朝のトレーニングを経て、その後さまざまにリハーサルを行い、加えて学校での一般教科の授

業もあり、そして夜には公演がある日もあるわけで……自由時間が全くないといってもよいほどの日常に、国立オペラ座の客席から味わうバレエ公演の華やかさが、ますます貴重な時間に映る今日この頃である。

一方、そんなバレエの厳しい裏舞台から離れ、ウィーンの街に目を向けてみると、世界中の人々が「音楽の都」と高らかに形容するこの街は、音楽を志す者かどうかに関わらず、誰もがその素晴らしさを実感できるほどの環境である。実際、現代社会における調査結果でも、この街の評価はすこぶる高い。昨年2009年、米国のコンサルティング会社、マーサー社の世界215都市を対象にした「生活の質」調査で、ウィーンがナント第1位に輝いたのである！東京が35位、ニューヨークが49位という結果と比較すれば、ウィーンの街には、大都市には真似のできない「ヒトに優しい環境」が備わっていると言える。

僕のウィーン暮らしも、留学をスタートさせた学生時代から合わせれば、本当にあっという間に！10年を超えてしまった。音楽、バレエ、街歩き……芸術に囲まれた生活に、心から感謝する毎日である。ブラヴォー、ウィーン生活！  
(2010年 4月15日 記)



ウィーン国立歌劇場バレエ団研修生クラス。トレーナーのE.テリ先生と共に(右から4番目が筆者)



渡辺泰人(わたなべ・やすひと)  
茨城県日立市出身。日本大学芸術学部音楽学科および同大学院修士課程修了。芸術学部長賞受賞。読売新人演奏会出演。同大学院海外派遣奨学生として渡欧し、ウィーン国立音楽大学ピアノ演奏科第一ディプロマ課程修了。その後ミュンヘン国立音楽大学研究課程、およびザルツブルク・モーツァルトウム国立音楽大学ピアノ演奏科に学ぶ。第6回モルコーネ市国際ピアノコンクール第2位(イタリア)。現在、ウィーン国立歌劇場バレエ学校ピアニスト。ピアノ三重奏団「ヴェルトハイムシュタイン・トリオ・ウィーン」のピアニスト。



## ⑫ もんじゅの運転再開の日を迎えて



敦賀市白木 橋本昭三

### 運転再開！

平成22年5月6日10時36分、多くの関係者やマスコミの人々が固唾をのんで見守るなか、その時がやってきた。原型炉「もんじゅ」が再び臨界になり、運転を再開したのです。

私たち白木の区民は、この日を待ち望んで来ました。高速増殖原型炉「もんじゅ」の運転再開の日、白木の区民にとって非常に大きな意味を持つ忘れられない記念すべき日になったのです。この白木地区に「もんじゅ」を誘致して40年の歳月が流れました。そして、1995年12月のナトリウム漏れ事故以来、実に14年5ヶ月ぶりのことです。事故以来、区民は、この問題に対して冷静に対処し、運転再開を信じて今日に至りました。その目的が達せられて今日、ここに運転再開に至ったことを、心から喜んでいる次第です。

この間における国、そして福井県の西川知事、敦賀の河瀬市長を始め各関係者の方々のご尽力に対して感謝を申し上げます。また、世間の風評や逆風に耐えて、今日の運転再開に至った当事者の日本原子力研究開発機構の岡崎理事長、早瀬敦賀本部長、向所長をはじめ関係者のご努力に改めて敬意を表します。

### 逆風を追い風に

「もんじゅ」を誘致した当時から、この地には長年逆風が吹き荒れてきました。私の議員時代といえ、その逆風との戦いだったかもしれせん。しかし近年では、地球環境温暖化問題など、色々な角度から原子力発電が再認識されるようになり、世界各国が競って発電所の建設を推進するような状況になってきました。原子力カルネサンスというようなことも言われて、逆風も追い風が変わりつつあります。このような時期に「もんじゅ」が運転再開の日を迎えたことは極めて有意義なことです。

『夢の原子炉』と呼ばれ、資源の乏しい日本にとっても将来のエネルギー問題でも大きな役割を果たしてくれるものと期待されています。「もんじゅ」は研究開発の拠点として、世界からも注目を集めているところです。

### 陸の孤島が世界の最先端に

かつて昭和30年代までは、敦賀半島は陸の孤島と言われました。敦賀湾内では、沓の浦から立石まで“けもの道”というような道が1本あっただけです。特に半島の先端地域はそうでした。隣の集落との行き来も小舟が使われていました。そこに世界の最先端技術をいく原子力である高速増殖炉「もんじゅ」が建造され、地区の生活は大変便利になりました。その「もんじゅ」に再び原子炉の

灯がともされたのです。このことは、かつての陸の孤島が世界に向けて、最先端の技術を発信して行くことを意味します。これは私たち白木区民にとっても大きな誇りです。今日改めてこの喜びを関係者の方々、とりわけ原子力機構の皆さんと分かち合いたく思います。

### 安全を最優先に

原子力発電は何をおいても、安全が最優先です。安全を確保できていれば、逆風も吹きにくいものです。今後とも安全が確保されて行くことを切に願っています。

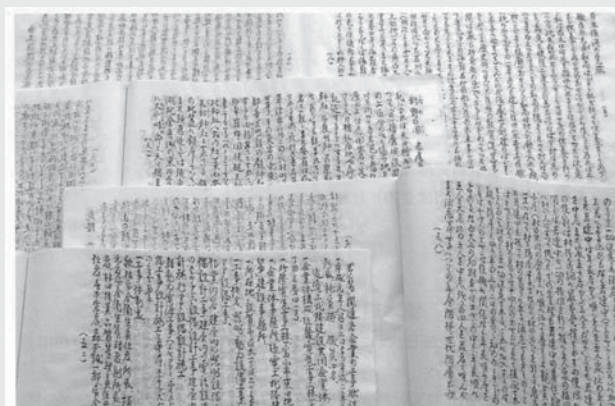
「もんじゅ」を運転する原子力機構の皆さんには、今日の運転再開の喜びを胸に、さらなる安全確保を期して、努力されることを願っております。安全運転こそが、地元の人々との共存共栄の礎でもあり、信頼に繋がっていきます。福井県や敦賀市の発展、そして日本の電力需要に大きな役割を持つことを自覚されて、安全運転に精進されることを願って筆を置きます。

(2010年 6月25日 記)

### 橋本昭三(はしもと・しょうぞう)

昭和3年生まれ。白木区長、敦賀市議会議員、福井県原子力発電所所在議会特別委員会連絡協議会会長などを歴任。現在、敦賀市立博物館協議会委員長。

白木地区からは縄文遺跡が出土。縄文文化研究者としても知られる(坂本龍一×中沢新一「縄文聖地巡礼」(木楽舎、2010))。昭和24年の歳の瀬(当時19歳)に、村の歴史を書き記したものが一切ないことを知る。一念発起、翌昭和25年の元旦から、聞き知った“村の歴史”を人目につかぬようにこつこつと毛筆で書き綴る。爾来、その歴史書は33,000枚になる。



著者が綴った白木の郷土史(部分)  
(敦賀短大編『原子力発電所立地地域のアーカイブス構築に向かって』(同成社、2009))

# 記事企画の努力の成果が見られたこの1年

## 2009年度のWebアンケートのまとめ(2009年4月～2010年3月)

原子力学会では、多くの会員の皆様からご意見を伺うために、学会誌に対するWebアンケートを2006年4月から開始し、同年10月号より、毎月の集計結果を学会誌上で公開している。アンケート開始2年目の2007年度には、前年度のアンケート結果を参考に、さまざまな学会誌の改革を行い、2008年度からは、原子力分野の代表的雑誌を目指した記事企画を行っている。アンケート開始4年目にあたる2009年度のアンケート結果から、これらの記事企画の成果の検証と今後の課題の抽出を行った。

### 1. 2009年度の学会誌編集に関するトピックス

2006～2008年度のWebアンケート結果やその他の意見を基に、原子力分野の代表的雑誌を目指して、さまざまな記事企画や改革を2009年度に実施した。学会誌編集に関するトピックスを以下に挙げる。

- (1) 原子力学会創立50周年にあたり、「50周年記念特集号」を2009年4月に発行した。
- (2) 新連載講座「21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向」を2009年8月から開始した。
- (3) 新・不定期連載「未来型リーダーシップを拓く」と新連載「定点“感”測」を2009年7月より開始した。
- (4) 「わが国の最先端原子力開発」シリーズを2009年7月より再開した。
- (5) シリーズ解説 ATOMOΣ Special「世界の原子力事情」を2010年1月から開始した。まず、欧州編から連載中である。
- (6) 教育関係記事を充実させるために、主要大学の原子力教育・研究についての解説記事を掲載することとした。
- (7) 学会誌に新しい企画、アイデアを取り入れるため、適切な方に客員編集委員として幹事会に参加していただいた。
- (8) 従来アンケート結果で評点の低かった「会議報告」を充実させるために、会議情報の収集方法と企画プロセスを改善した。
- (9) 10月号から3月号まで、表紙に原子力発電所の作業現場等の写真を採用した。
- (10) 「支部便り」、「部会便り」は記事種別から削除し、「会報」に掲載することとした。
- (11) 2007年度から2008年度にわたって掲載し、非常に好評であった「高速炉」と「軽水炉」の連載を書籍化し、目標数以上を販売した。
- (12) 従来記事は、原子力に関する記事が中心であったが、幅広い記事を求める読者(Webアンケートなど)の声も考慮し、幅広い分野の記事、たとえば放射線や医療、異分野のサイエンス記事などもとりあげるよう今後検討することとした。

(13) 記事提案書の取扱いを明確化して、記事投稿に関するプロセスの見直しを図った。

(14) 各記事欄の執筆者の所属、氏名等の記載方法を検討し、統一を図った。

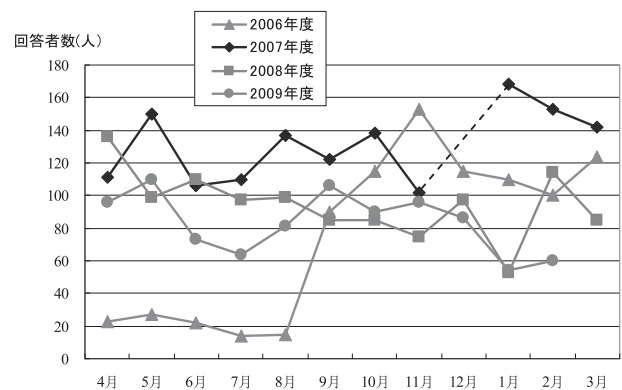
これらのうち、記事企画の成果については、後ほど触れることとする。

### 2. 回答者数の4年間の推移

2006～2009年度の4年間のWebアンケートの回答者数の推移を第1図に示す。2006年度の後半と2007年度は、毎月の回答者数として3桁を確保していたが、これは部会モニターの協力によるところが大きかった。部会モニターは、原則として、各部会より、10名ずつモニターを選出していただき、アンケートの回答を依頼した。部会モニターは3ヶ月交代で、5期お願いしたが、2008年度からは、部会モニター経験者への回答協力依頼に切り替え、新たに2009年4月から、学会新規加入者に、個別にメールで回答依頼を送っている。2009年度の後半から回答者数が減少してきているので、適正な回答者数の維持が今後の課題である。

### 3. 記事別評価点

Webアンケートでは、各記事について、「内容」と「書き方」に分けて、5点評価を実施しており、学会誌の企画・編集作業において、その結果を利用している。第1表は、2009年度の月別平均評価点を示したものである。月別の評価点は、年間を通して大きな変動はなく、一定



第1図 Webアンケート回答者数の推移



の品質が維持されていると言える。また、第2表に、2006～2009年度の平均評価点の比較を示す。2009年度の評価点は、2008年度までに比べ、かなり改善されており、Webアンケートの結果等を取り入れた記事企画の努力の成果が表れてきたと言える。

第3表には、2009年度の記事別の平均評価点の比較を示す。主な分析評価は、以下の通りである。

- (1) 記事別平均評価点の上位5件は、「講演」、「定点“感”測」、「インタビュー」、「ATOMOΣ Special」、「巻頭言」の順であるが、新企画記事が2件入っている。「インタビュー」や「巻頭言」に関しては、幅広い人選が好評であったと思われる。
- (2) 技術的な記事の中心である、「解説」や「シリーズ解説」も平均評価点が3.61と、比較的高くなっている。内容の評価点が高いことから、技術の記事の企画に関しても読者から一定の評価を得たと言える。
- (3) 「NEWS」や「ATOMOΣ Special」の内容の評価点は、それぞれ3.70、4.06と高かったが、これは、読者が国内外の原子力に関する動向の興味を持っている表れであろう。
- (4) 2008年度に、評価点が低かった「会議報告」(3.19)は、3.34に改善されている。会議情報の収集方法と企画プロセスの改善の効果が徐々に表れてきたものと思われる。
- (5) 「内容」に比べ「書き方」の評価点が低めとなる傾向は、前年度と同一である。編集委員会では記事の読みやすさ、わかりやすさの追求を図ってきたが、執筆者にも一層の努力をお願いしたい。

#### 4. 自由記入コメントと今後の課題

Webアンケートでは、読者の忌憚のないご意見を伺うために、「学会誌に対する要望」、「今後の掲載希望記事」、「編集委員会への要望」の3種類の自由記入欄と各記事へのコメント欄を設けており、2009年度は合計で約400件のコメントをいただいた。これらのコメントのうち代表的ものを以下に挙げる。

- (1) 原子力の問題を広い視野に立って考えるような記事が多くなってきているので、自らの視点も広げることができる。
- (2) いろいろな意見や情報が盛り込まれていて、読み応えがある。
- (3) とかく非難ばかり受けている原子力だが、夢のある記事を読むとうれしくなる。
- (4) 縁の下の力持ちとなるような記事(水化学、保全、廃止措置等)は興味深い。派手な仕事ではないが、今後がんばってほしい。また、学会誌は、このような地道な研究や成果も絶えず報告してほしい。
- (5) 日本人は議論が苦手である。学会誌でおおいに議論をけしかけてほしい。

今後の要望としては、

第1表 月別平均評価点

号	評価対象 記事数	評価(5点満点)			
		平均	内容	書き方	差
2009年5月	23	3.53	3.61	3.45	0.16
2009年6月	21	3.52	3.60	3.43	0.16
2009年7月	20	3.57	3.67	3.47	0.20
2009年8月	26	3.52	3.59	3.46	0.13
2009年9月	21	3.55	3.61	3.50	0.11
2009年10月	19	3.54	3.59	3.49	0.10
2009年11月	19	3.54	3.60	3.49	0.11
2009年12月	20	3.58	3.65	3.51	0.15
2010年1月	23	3.65	3.73	3.57	0.17
2010年2月	18	3.63	3.72	3.55	0.17
2010年3月	18	3.61	3.70	3.52	0.18
平均	228	3.57	3.64	3.49	0.15

第2表 平均評価点の年度比較

年度	評価対象 記事数	平均評価(5点満点)			
		平均	内容	書き方	差
2006年度	224	3.37	3.40	3.33	0.07
2007年度	196	3.41	3.48	3.35	0.13
2008年度	255	3.44	3.50	3.38	0.12
2009年度	228	3.57	3.64	3.49	0.15

第3表 記事別の平均評価点

記事の種類	評価対象 記事数	平均評価(5点満点)			
		平均	内容	書き方	差
表紙	11	3.36	3.42	3.30	0.12
巻頭言	10	3.82	3.84	3.79	0.05
時論	21	3.74	3.84	3.64	0.20
NEWS	11	3.65	3.70	3.59	0.11
Nuclear Newsを見て	1	3.64	3.70	3.57	0.13
解説	31	3.61	3.76	3.45	0.31
シリーズ解説	9	3.61	3.73	3.48	0.25
ATOMOΣ Special	3	3.83	4.06	3.59	0.47
特集	1	3.47	3.74	3.19	0.55
連載講座	18	3.42	3.54	3.29	0.25
講演	2	4.00	4.01	3.98	0.03
インタビュー	3	3.85	3.88	3.82	0.06
座談会	2	3.60	3.71	3.49	0.22
報告	8	3.54	3.63	3.44	0.19
ジャーナリストの視点	11	3.69	3.76	3.62	0.14
定点“感”測	9	3.86	3.91	3.81	0.10
未来型リーダーシップ	3	3.54	3.64	3.43	0.21
会議報告	20	3.34	3.35	3.32	0.03
新刊紹介	6	3.45	3.46	3.44	0.02
談話室	11	3.71	3.82	3.60	0.22
日米欧学生交流	4	3.41	3.40	3.41	-0.01
支部便り	3	3.21	3.15	3.26	-0.11
学生連絡会報告	2	3.55	3.55	3.55	0.00
私(たち)の主張	4	3.67	3.71	3.63	0.08
Webアンケート結果	11	3.33	3.28	3.38	-0.10
その他	13	3.39	3.43	3.35	0.08
平均	228	3.57	3.64	3.49	0.15

(■) 上位5件

- (1) 「会議報告」の掲載が開催時から遅れすぎている。
- (2) 「会報」も見直してほしい。
- (3) 年会の企画セッションは、聞きたいものが重なってしまって聞けないことが多い。学会誌で報告を載せてほしい。
- (4) 海外の原子力開発事情について特集記事を掲載してほしい。
- (5) 「異常事象解説チーム」の今後の活動について詳しい話しを聞きたい。
- (6) アンケートの回答者数が減ってきている。一般会員からのフィードバックは重要なので何か工夫が必要なのでは。などの意見があった。

これらの読者の意見や要望も考慮して、更なる充実した学会誌を目指して、今後も、編集委員会で記事企画等を地道に検討していきたい。(担当編集委員 小林容子)

## 核燃サイクルの現場から

朝日新聞青森総局 西川 迅

2年前の春、青森に赴任して驚いたのは、原子力関連ニュースの圧倒的な多さだった。原発やウラン濃縮工場、低レベル放射性廃棄物最終処分場など、数々の原子力施設を抱え、MOX燃料加工工場や中間貯蔵施設も建設が控えている。行政や事業者の日々の動きを追うだけでも、核燃料サイクルの全体像が見えてくる。全国に「原発担当」はいても、「核燃担当」という記者を置くのは青森ぐらいだろう。

最大の懸案は六ヶ所村の使用済み核燃料の再処理工場だ。核燃料サイクル政策の要の施設だが、アクティブ試験(試運転)の最終段階で足踏み状態が続いている。高レベル放射性廃液から「原発のごみ」であるガラス固化体をつくる重要な工程だ。

赴任当時、「年内にも本格操業」と聞いていたが、取材するうちに「年内は無理。だいぶ時間がかかる」と思うようになった。それが単純なミスやトラブルではなく、炉の底に白金族元素が蓄積するという技術的な問題だったからだ。

トラブルも多発した。廃液とガラスを混ぜる炉では、天井から耐火レンガが落下。炉内をかき混ぜる攪拌棒が曲がった。大量の高レベル放射性廃液が配管から施設内に漏れ、ますます本格操業が遠のいた。こうしたトラブルで、竣工時期の延期が繰り返された。ずさんな運転管理が露呈し、技術への信頼は失墜した。たとえ本格操業が始まっても不具合なく運転できるのかと疑念がわいてくる。

再処理技術はフランスから輸入したが、このガラス固化体の部分は、国産がベースだ。「オールジャパン体制」で取り組むとしているが、これだけトラブルや不具合を起し、機器の改良が必要だったことを考慮すると、試運転の開始時点ですでに準備不足だった点が否めない。なぜ、これほど時間とコストがかかったのか。研究レベルから事業化への流れで、技術移転に問題はなかったのか。そもそも未熟な技術だったのではないか。地元住民も同じような疑問を持っているはずだ。今後のためにも検証し、説明してもらいたい。

トラブルの復旧作業のための機器交換などで、2009年度だけでも約30億円がかかった。総事業費2兆1,000億円に比べれば微々たるものかもしれない。しかし、それをたどると、私たちが支払っている電気使用料金に行き着く。電力各社は、発電時に二酸化炭素を排出しないという原子力エネルギーのメリットばかりでなく、核燃料サイクルや廃棄物処分に費用が必要な点も

きちんと利用者に説明してほしい。

膨大な金が注ぎ込まれているのは、事業だけではなく。青森に住み、県内各地に足を伸ばすと、「核燃マネー」の地元への浸透ぶりを見せつけられる。いまの時期、地域振興策の名のもとに、国の交付金や電力関連事業者の寄付金の支援を受けた祭りやイベントが目立つ。しかも、立地が集中する下北半島に限らない。ほかの地域から不満が出ないように配分されているのだ。核燃サイクル関連のテレビCMや番組も都会に比べて多い。地域の伝統や特産をサポートする事例もあるが、身の丈以上の金が市町村に流れ込む印象は強い。「核燃マネー」への依存度は高まるばかりで、それは地元にとってもリスクになる。

青森県は今年、再処理工場で貯蔵している使用済み核燃料にかかる核燃料物質等取扱税(核燃税)の税率を6倍に引き上げた。受け入れ時にも課税されるが、竣工の延期で搬入の見込みが立たないから、貯蔵分で安定的に税金を得ようという算段だ。「本格稼働して、工場が動けば動くほど核燃税がじゃんじゃん入ってくる」という県幹部の言葉を聞くと、金銭感覚が麻痺しているようだし、限られた財源で工夫を生み出す意識も薄れるはずだ。

いま、再処理工場には、かすかな光がさしつづつある。1年半以上の中断を経て、トラブルの復旧が済み、試運転再開へと動き出した。ただ、本来のコースに戻ってきただけで、これからは本番だ。目標にしている今年10月の竣工時期も先延ばしは避けられそうにない。日本原燃は7月末、時期の見直しを検討する考えを表明した。新しい目標を掲げるたびに達成できなければ、「どうせ次も延期だろう」と思うのは記者だけではない。住民や地元自治体も、その言葉を信用しなくなる。さすがに、延期は今度限りにしてほしい。

(2010年 7月30日 記)



西川 迅(にしかわ・じん)

朝日新聞青森総局記者  
筑波大学環境科学研究科修了。2000年入社。初任地の松江で原発を担当。京都を経て、05年から東京本社で科学・医療分野を取材した。08年春に青森総局へ赴任。核燃料サイクルや、自然エネルギーなどを取材している。