

### 巻頭言

- 1 原子力発電所の信頼を回復するために 山本卓朗

### 時論

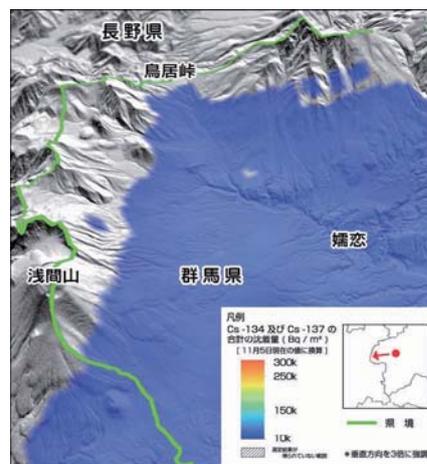
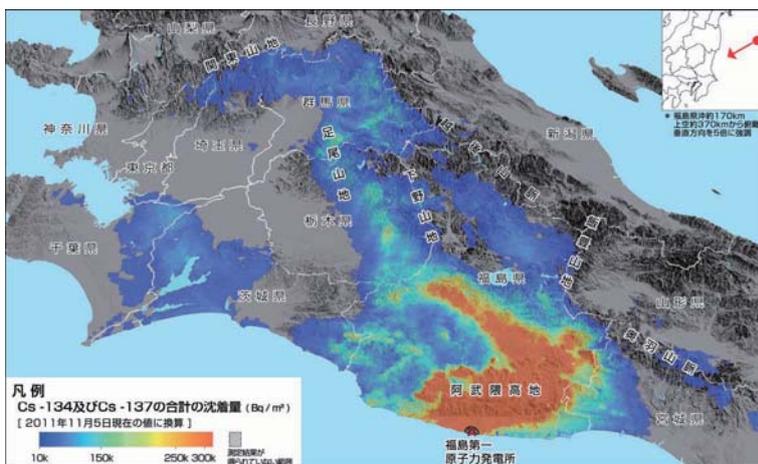
- 2 22世紀に向けたエネルギー技術開発を！ 小野崎正樹
- 4 世界と連動し「継続的安全向上」の仕組み作りを 田中隆則

### 解説

- 18 福島第一原子力発電所高汚染水の処理処分の課題  
—処分を見据えた対応策の提言  
原子炉では仮設の設備による循環注水冷却が続いているが、恒久的な水処理設備の設置、汚染水処理で発生した二次廃棄物の保管・処理・処分への取り組みも求められている。  
山岸 功, 三村 均, 出光一哉
- 12 航空機モニタリングによる東日本全域の空間線量率と放射性物質の沈着量調査  
福島事故により大気中に放出され地表面に沈着した放射性セシウムの影響を調査するために、東日本で航空機モニタリングを実施し、空間線量率や放射性セシウムの沈着量の分布状況を認めた。  
鳥居建男, 眞田幸尚, 杉田武志, 田中 圭

### 解説

- 23 原子力発電所が受けた震災—事故の真因とこれからを考える  
福島事故は、原子力発電にかかわりを持つ人々が、「原子力安全」の本質に取り組んでこなかったことが第一の要因である。 宮野 廣
- 28 震災を踏まえた中長期エネルギー需給構造のあり方と原子力の役割  
将来想定されるエネルギーリスクに確実に対応していくためには、幅の広い技術開発を継続する必要があり、原子力も重要なオプションである。 都筑和泰, 森山 亮, 石本祐樹, 時松宏治, 萩原直人
- 33 福島原発事故にみる危機管理の発想とクライシス・コミュニケーション—何のための情報発信か  
福島事故後の政府や事業者による危機管理には、さまざまな問題があった。クライシス・コミュニケーションの視点から、この問題を検討する。 土田昭司
- 43 最近の核セキュリティの国際動向と日本の基本姿勢(2)  
—核セキュリティ強化に係る我が国の国際公約の状況及び福島原発の教訓も踏まえた核テロ対策等への対応  
直井洋介, 鈴木美寿, 中込良廣



放射性セシウム沈着量の鳥瞰図(左:福島県沖から俯瞰, 右:群馬・長野県境付近)

表紙の絵(染め) 「竹林」 製作者 堀 友三郎

【製作者より】 50年近く住んでいた旧自宅, その裏の大宮八幡宮(杉並区)に小さな竹林がありました。早朝, 音のない淡い光の中, 老いた竹, 青々とした若竹が生える様子は, 丁度人生と重なる様に感じられ, 作品となりました。

第42回「日展」へ出展された作品を掲載(表紙装丁は鈴木 新氏)

## 解説

### 36 原子炉施設の確率論的リスク評価の動向と今後への期待 —第3回「リスク評価を使いこなす —原子力安全の確保」

確率論的リスク評価(PRA)は有益だが、それを使いこなすのは容易ではない。PRAの有効性と意義、課題、そして、どうすれば使いこなすことができるのかについて考察する。

山口 彰

### 49 炉心崩壊熱パネデモニウム問題とその解決への30年—核分裂生成核種の崩壊図にひそむ困難との闘い

事故を起こした炉心では、大量にある核分裂生成核種による崩壊熱が事故収束プロセスを支配し続けている。FP崩壊熱に関するこれまでの研究のあらましを紹介する。

吉田 正

## 解説シリーズ 第4回(最終回)

### ヒューリスティックな最適化手法とモデリング

### 53 ヒューリスティック手法を用いたモデリング

最終回の今回は、これまでの解説の応用として、モデリングや関数近似の基礎的手法である最小自乗法において、新しい基底関数やヒューリスティックな最適化手法を用いることで、より精度のよいモデリングや関数近似が、複雑な入出力関係に対して可能であることを解説する。

相吉英太郎, 岡本 卓, 小林容子

## 連載講座 第8回(最終回)

### 材料が支える原子力システム

### 57 材料評価技術

今回は供用開始後の原子力システム材料の評価の観点から、発電用軽水炉構造材料の健全性評価を例に、供用期間中検査で欠陥が発見された場合の機器・構造物の健全性評価、余寿命予測に関する技術について解説する。

笠原茂樹, 茶谷一宏

## 私の主張

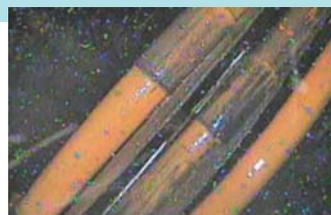
### 62 SPEEDIは今後どうあるべきか—福島第一原子力発電所事故を経験して 茅野政道

## 談話室

### 64 福島原発事故後を考える 一般市民との対話を：学生の意識調査から見えてくること 山崎正勝

## 6 NEWS

- 事故調、「巨大複合災害対策の強化を」
- 政府、福島第二の緊急事態を解除
- 東電が事故調査報告
- 政府、「ステップ2」目標達成
- 3月末日途に避難区域を再編
- 原子力4協定が参院で可決
- 福島第一の中長期措置検討結果を決定
- コスト検証委、「原発コストは最安値」
- エネ環が基本方針決定
- 米国原子力学会が福島へ寄書き
- 海外ニュース



福島第一原子力発電所  
2号機の格納容器内部  
(東電 HP)

## 会議報告

### 66 放射性物質の安全かつ防護された輸送に向けて 小野田直光, 広瀬 誠

## ジャーナリストの視点

### 67 放射能から逃れて —引き裂かれた家族と寄り添う 杉浦美香

## 42 From Editors

### 48 新刊紹介 「原子力に未来はあるか」 佐田 務

### 70 会報 会告「平成24年度新役員候補者募集のお知らせ」, 原子力関係会議案内, 共催行事, 訃報, 英文論文誌(Vol.49, No.3)目次, 和文論文誌(Vol.11, No.1)目次, 主要会務, 編集後記, 編集関係者一覧

## WEB アンケート

12,1月号のアンケート結果をお知らせします。(p.68)  
学会誌記事の評価をお願いします。

<http://atomos.aesj.or.jp/enq>

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

# 原子力発電所の信頼を回復するために



公益社団法人 土木学会 会長

**山本 卓朗**(やまもと・たくろう)

東京大学工学部土木工学科卒，日本国有鉄道入社。東日本旅客鉄道常務，東京圏駅ビル開発社長，鉄建建設社長を経て，2008年から同社特別顧問。

2万人に及ぶ死者・不明者を出し原発事故を併発した3.11東日本大震災による教訓は何か，それぞれの立場でとらえ方が異なるのは当然として，震災全般に幅広く関係している土木の立場でみると，国民の命を守れという強烈なメッセージを与えられたものと理解している。“安全安心の国土づくり”を標榜してきた政治家も我々も，一体何をやってきたのかという反省である。原子力とは無縁の鉄道土木技術者である筆者に巻頭言の依頼を頂いたが，現在取り組んでいる“社会安全”は共通のテーマであると考え取り上げる次第である。

科学技術政策研究所が毎年実施している月次調査に，「科学者・技術者は信頼できるか」という項目がある。それによれば，震災前には“まあ信頼できる”とする割合が85%くらいあったが，震災直後に半分くらいまで低下してしまった。原発報道などが影響していることは明らかであり，科学・工学にとって大変深刻な事態と考えるべきであろう。社会安全とは，個々の技術者や事業者の立場を超えて社会全体を俯瞰して安全をとらえようとするものである。したがって，そこには三つの立場と視点からのアプローチがある。一つは安全施設を計画する計画者・設計者の視点である。構造物の設計にせよ街づくりにせよ，どのような外力がかかるか想定することから始まるから，想定外が付き物である。二つ目は原発，鉄道，上下水道，サプライチェーンなどシステムを運営管理する事業者の視点である。柳田邦男氏の指摘する“辺縁事故”を見逃すと大事故を生むことを忘れるわけにはいかない。三つ目は利用者・市民の視点である。外力のいかにかわからず，究極は生命財産をまもるということである。

さて鉄道と原発は，システムも構成技術もまるで異なるけれど，社会安全という土俵で考えると，安全にかかる様々な事象に共通点が多い。オペレーションミスによる重大事故が企業の存続に関わること，小さな不具合でも直ちに社会に影響することなど全く同じと言ってもよい。であるならば，社会安全に向けて事業者や技術者が取り組むべき課題にも基本的な共通点があるはずである。企業内に安全哲学を浸透させるべきこと，安全にかかる情報公開を徹底すべきこと，システムに関わる多分野の専門家の協働と連携を構築すべきことなどたくさんある。

ここで安全のキーとなる専門家の連携について述べておきたい。技術が進歩するにつれて細分化高度化していくことは当然の理であり否定すべきことではない。問題は専門分野間に壁ができることである。壁が城壁になり，そして連携の対極にある“ムラ”へ続く。原子力村(ムラ)がいま標的になっているが，土木の世界でもたくさんムラがあるし，諸官庁の縦割りも言い換えればムラであり，日本中ムラの弊害で満ちていると言ってもよい。しかし安全の世界に縦割り・ムラが存在すると，ポテンヒットを打たれて，しばしば大事故につながる。原発の賛否両論は昔も今も変わらないが，ノーには取り扱う専門家集団への不信も多く含まれていると考えるべきだ。このままでは全国の原発が止まったままになる。そういう背景があるのだから，地に落ちた信頼回復のためには，原子力ムラについてもその功罪を率直に議論し発言すべきではないか。

土木学会では“土木の原点を見つめ市民工学への回帰を”をテーマに，高度成長期以来，市民感覚から“ずれ”を生じた土木の功罪を率直に取り上げ，土木信頼回復への活動を進めている。同様の活動を日本工学会(会長 植木綾夫 芝浦工科大学長)とも協働して，工学連携の具体的な取り組みへの議論を開始した。重ねて言うが原子力村(ムラ)への批判は日本全体そして工学全体に当てはまることである。かつて国鉄が倒産した時，国鉄一家というムラが集中砲火を浴び，大変苦勞した苦い思い出がある。しかしJRへと再生し，今日では懐かしい思い出である。被害者意識に陥ることなく，積極的に議論して原発の信頼回復をめざして欲しいと思う。

(2012年 1月11日 記)



## 22世紀に向けたエネルギー技術開発を！



小野崎 正樹(おのざき・まさき)

(財)エネルギー総合工学研究所 研究理事  
千代田化工建設で重質油処理や石炭液化などの高温高压水素化プロセスの開発・設計を担当。11年前に現組織に移籍後、エネルギー技術戦略策定や化石燃料技術調査に従事。

### 1. はじめに

東日本大震災および原子力発電所事故の後、エネルギー政策に関する議論が国の機関をはじめ、大学や各種機関で活発に行われ、様々な提案がなされている。一方、「脱原発」の発言も多々見られるが、将来を委ねるに値する説得力のある定量的検討が十分とは言い難い。

エネルギーに関する議論では、ITや家電分野などと異なり、実現に時間がかかることを忘れてはいけない。発電所は40年もの寿命があり、計画から数えればそれ以上、技術開発から計算すれば1世紀近いタイムスパンで動いている。

ここでは、100年先の姿を思い浮かべて、今、どうすべきかを問うていくための一助を提供したい。

### 2. 2100年のイメージ

2006、2007年度に当研究所が事務局となり実施した「超長期エネルギー技術戦略等に関する調査」<sup>1)2)</sup>における検討では、2100年の姿を描いてきた。当時、当研究所理事長の故秋山守東大名誉教授が委員長となった超長期エネルギー技術戦略検討会にて議論を重ねた。

2100年までの長期的視野から地球規模で将来顕在化することが懸念される資源制約と環境制約を乗り越えるために、下記の制約条件を仮定して、求められる技術をバックキャストすることで描き出した。

- (1) 世界の資源制約：石油の生産量のピークを2050年、天然ガスは2100年とする。
- (2) 世界の環境制約：GDP当たりのCO<sub>2</sub>排出原単位(CO<sub>2</sub>排出量/GDP)を2050年に1/3、2100年に1/10以下とする。
- (3) 我が国の条件：資源の生産量ピーク想定時期までに他のエネルギーと互換可能な状態とするとともに、同等の原単位改善率を条件とする。

そして、発展途上国の今後の経済発展を踏まえて、世界で人口当たりのGDPが10倍に増加することを前提とした。ただし、我が国を含む先進諸国は2倍程度として次に示す極端な3シナリオに基づいて、将来のエネルギーバランスを想定した。

ケースA：CO<sub>2</sub>回収・貯留(CCS)と組み合わせた化石資源の最大利用

ケースB：原子力の最大利用

ケースC：再生可能エネルギーの最大利用と究極の省エネ  
GDP当たりの必要な電力量が半分になるとしても、我が国の発電量はケースA、Bで2000年の4倍、ケースCで3倍と予想した。

化石燃料に頼ることは資源制約から不可能である。近年、話題となったシェールガスを含めても変わらない。原子力だけでもウランの資源制約が存在する。再生可能エネルギーには様々な課題がある。

検討の結果、起こり得る可能性が高い社会として、「短中期的には必要に応じてCCSにより急激な気候変動を回避し、長期的に見れば再生可能エネルギーを最大限活用しつつ、省エネを究極的に行い、原子力を安定的に運転していくことが持続的な社会としては望ましい組合せと考えられる。」<sup>2)</sup>と結論付けた。ケースAとBのバランスを保ち、電力中心の世界を構築していく姿が見えてきた。

我が国にとっては、極端な3ケースの実現に向けた取組みを推進することにより、「究極的な姿として、ゼロエミッションや、自給可能率を100%とすることも可能となる。」<sup>3)</sup>と考えた。このような議論を踏まえて、技術ロードマップを作成し、さらに、バックキャストにより2050年までに求められる技術を明らかにした。

### 3. 再生可能エネルギーの課題

原子力を維持する場合でも、地球規模では大幅な再生可能エネルギーの導入が求められる。再生可能エネルギーの代表格である太陽電池(PV)は、当然のことながら太陽が出ている時に発電するものであるから、発電容量に対して12%程度の発電量しか得られない。また、1日の変動および季節変動が大きく、電池や火力発電所の増設を行っても年間電力量の20%程度の導入が現実的には限界であるとも考えられている<sup>3)</sup>。風力も我が国では適地の偏在と季節変動が大きく、必ずしも安定した電源とは言えない。

ドイツでは脱原発の流れの中でPVのシェアが高いと思われているが、ドイツエネルギー水道事業連合会(BDEW)<sup>4)</sup>によれば、2011年の発電量における再生可能エネルギーのシェアは19.9%、石炭は43.3%(褐炭24.6%を含む)、天然ガス13.6%、原子力17.7%と化石燃料が高い割合を占めている。再生可能エネルギーのうち、風力発電が7.6%、バイオマス5.2%、PV 3.2%、水力発電3.1%、その他が0.8%であり、PVのシェアはまだ小さいのが現実である。

安定した再生可能エネルギー電源となるバイオマスや水力発電は国によりおのずと上限があり、それ以外の不安定な再生可能エネルギーを大量に導入する上での課題は、安定的供給システムをいかに構築するかにある。特に、我が国のように他国との系統連携が難しい場合はなおさらである。

安定化のために必要な蓄エネルギー技術には、秒のオーダーではコンデンサ、分のオーダーでは電池やフライホイール、時間では熱媒体や揚水発電などがあるが、PVのシェアが増すと電池だけではなく、さらに季節変動への対応が必要となる。

#### 4. 長期エネルギー貯蔵

昨秋にドイツのポツダムで開催された Institute for Advanced Sustainability Studies (IASS) のワークショップに参加した。その時のテーマが“Sustainable methanol: An alternative green fuel for the future”であった。今回のワークショップはメタノールを再生可能エネルギーから製造するのが主テーマで、炭素(C)源としてCO<sub>2</sub>などを用いる。エネルギー順位の低いCO<sub>2</sub>を原料とする以上、インプットのエネルギーが必要である。

ノーベル化学賞受賞のG. A. オイラー博士のグループが著した「メタノールエコノミー」<sup>5)</sup>は、従来の化石燃料が資源面から不足し、また、CO<sub>2</sub>の排出を削減する面から、メタノールをエネルギー媒体として利用することを提唱していた。ワークショップは、その考えに基づき改めてその意義を問うものであった。

その実施例として、アイスランドでは、豊富な地熱を利用してCO<sub>2</sub>と水素からメタノールを年産4,000トン製造する商業装置が稼働している。規模は小さいが、このような自然エネルギーを使う試みは、将来を見据えた時に貴重である。

高い効率で化学物質間の転換を可能とすることで、長期にわたるエネルギー貯蔵に適用できる技術である。

#### 5. 我が国における再生可能エネルギー導入の方法

我が国にとって、海外から資源を輸送することが欠かせない。石炭のような固体ではなく、熱量当たりのCO<sub>2</sub>排出量が低い液体であるメタノールやジメチルエーテル

(DME)、気体のメタンなどへの転換が考えられる。

当研究所では、2000年度から5年間、東工大などと協力して、石炭と天然ガスを原料として、太陽熱を加えることにより製造工程でCO<sub>2</sub>を排出することなく、石炭や天然ガスを原料としてメタノールを製造するプロセスの開発を、METIおよびNEDOの支援により実施した<sup>6)</sup>。メタノールに変換することで、再生可能エネルギーと化石資源が豊富な国から我が国への長距離輸送が容易になる。小型要素実験を踏まえた経済性検討では、オーストラリア東海岸では、CO<sub>2</sub>を排出せずに商業的にメタノールを製造することが可能である結果が得られた。

当時から、プロセスの吸熱反応工程に対して再生可能エネルギーを導入すべく、オーストラリア連邦科学産業研究機構(CSIRO)では天然ガスを太陽熱により水蒸気改質してCOとH<sub>2</sub>を製造する実験を実施していた。

このように、再生可能エネルギーの大量導入のためには、いかに液体・気体燃料に取り込むかが近未来的なテーマとなるのではないだろうか。

#### 6. まとめ

将来のエネルギーをどう供給するかは、一国だけではなく地球規模での議論が必要である。エネルギー資源に乏しい我が国が主体的に提言していくことが我が国の存在からも強く求められる。そこでは、発展途上国が経済的に発展することを前提として地球規模での賛同が得られるものでなくてはならない。原子力の将来もそのような観点から議論されるべきであろう。

結論として、今後、下記2点に着目していくことが望まれる。

- (1) 再生可能エネルギーを大幅に導入する上で、その課題となる短中長期にわたる高効率のエネルギー貯蔵技術の開発が欠かせない。
- (2) メタノールのような炭素を含有する化合物は、エネルギーの輸送および長期貯蔵での活用が期待される。

(2012年1月16日 記)

#### —参考文献—

- 1) 蘆田和也, 赤井 誠, 角本輝充, 日本エネルギー学会誌, 85, 418-423(2006).
- 2) [http://www.iae.or.jp/2100/01\\_vision-j.pdf](http://www.iae.or.jp/2100/01_vision-j.pdf)
- 3) 都筑和泰, 他, 季報エネルギー総合工学, 34(2), 29 (2011).
- 4) BDEW Web サイト(2011.12.16).
- 5) G. A. オイラー, メタノールエコノミー(日本語訳), 化学同人, (2010).
- 6) 小野崎正樹, 片山優久雄, 日本エネルギー学会誌, 83, 988-994(2004).



## 世界と連動し「継続的安全向上」の仕組み作りを



田中 隆則(たなか・たかのり)

(財)エネルギー総合工学研究所 理事  
昭和54年に京都大学原子核工学専攻修士課程を終了、経済産業省に入省。IAEAでの勤務を経験し OECD/NEA 次長を最後に平成20年に退職。その後、現職において、次世代軽水炉の開発事業等を担当。

福島第一原子力発電所における未曾有の重大事故から、約1年が経過し、昨年末には政府によるステップ2の終了宣言も行われた。一方、政府の事故調査・検証委員会は昨年末に中間報告を取りまとめたが、引き続き最終報告へ向けての調査が進められている。また、国会においても事故調査委員会が設けられ、審議を進めている。原子力学会においても、これまで、「原子力安全」調査専門委員会を中心に鋭意、事故原因や今後の改善策等について検討を進めてきている。

このような中、拙い経験ではあるが2つの国際機関に勤務した立場から事故の教訓のある一面について考察を行いたい。

### 次世代軽水炉の開発

我が国における原子力災害の発生前は、世界的に原子力利用が加速的に拡大するとの見通しが示され、ルネッサンスと称される状況であった。

次世代軽水炉開発事業は、このような環境下で、我が国のナショナルプロジェクトとして2008年度に開始された。次世代軽水炉のプラント概念は、2010年度に取りまとめられたが、福島第一原子力発電所事故を想定しても相当程度対応可能なものとなっている。例えば、冷却について、最終ヒートシンクを海水系のみでなく大気系も採り入れており、海水系が機能しなくても冷却可能である。具体的には、BWRを例にとると、アイソレーションコンデンサー(IC：非常用復水器)を採用する設計となっており、圧力容器内の熱除去が必要になると、ICが作動して大気に熱を逃がす形で3日間はパッシブな冷却が可能である。また事態が更に悪化しシビアアクシデントに進展、格納容器内の圧力も高まった際はPCCS(静的格納容器冷却系)が作動して更に3日間パッシブな形で大気系での除熱が可能な仕組みとなっている。このように炉心熔融を想定したシビアアクシデント対策を設計に盛り込んでいるため、圧力容器から格納容器に溶けた燃料が流れ落ちてでもそれに対応できるよう溶融デブリの保持・冷却が可能な設計が施されている。更に、航空機落下への対応や、非常用電源について海水冷却系に加え、空冷式を加えるなど従来の多重化に加え多様性の確保も図っている。津波対策など福島事故を教訓とした更

なる安全性の見直し・強化は不可欠であるが、福島で経験した事象への耐性は、現行設計より大幅に高まっている。次世代軽水炉は、なぜ、大震災前にこのようなプラント概念を構築していたのであろうか。

それは、欧米の最新の安全規制要件と新型炉に対するユーザー要件の中に、このようなプラント概念の構築を必要とするものが既に織り込まれていたためである。

### 原子力安全のための国際的な枠組み

原子力を巡る核不拡散や安全対策などの課題の克服のためには、国際的な取組が不可欠であり、IAEAやOECD/NEAを始めとする国際機関を中心とした対策、原子力安全条約を始めとする多国間の様々な条約の締結などが行われ、それらを構成要素とした国際的な枠組みの強化が図られてきている。

近年、各国、特に新規に原子力発電を開始しようとする国々において活用されているのがIAEAの安全基準である。また、これまで、欧州や米国などの原子力先進国においては、自国の安全基準を重視し、IAEAの基準を軽んずる傾向があったが、最近、いずれもがそのような方針を転換しており、国内基準との整合化を図っている。特に欧州においては、IAEAの安全基準と同時並行的にEU指令の策定・改訂作業を行い、ほぼ同時に整合の取れた基準が確定するように努めている。

### 進化する世界標準から取り残された日本

このように国際基準に対する各国の対応が変化している中、我が国は、IAEAの基準は国内の基準が未整備、あるいは、基準策定リソースが限られる国のためのものであるとの旧来の考え方から未だに脱却できていない。このため、国内の基準への取り入れについて積極的な取組は行われておらず、我が国に取り不利益とならないようにするとのネガティブチェック的な対応が中心となっている。

最近の具体的な例を見てみたい。

IAEAは10年以上にわたる審議を経て、全ての安全基準の上位に位置付けられる「基本安全原則」を2006年に制定(NEA, WHO, ILO, FAOなど8国際機関も連名)した。本来、国内の安全規制や安全基準のあり方について

て、この基本安全原則に基づき検証されるべきであったが、その性格上、具体的な規制内容でないことから、特段の対応は取られていない。しかし、この中には重要な視点が含まれている。例えば、チェルノブイル事故の経験から、安全目的を「人及び環境を」防護することとしており、放射能汚染による被害を防ぐとの問題意識が反映されている。また、従来からの放射線防護の原則であるALARAの思想が施設安全についても施設のライフサイクルに亘り適用されることとなっており、従来から議論されているバックフィットにも繋がる基本的考え方が示されている。これは、同じコストで既設炉より安全性を高められる新設炉のような場合には、より高度な安全基準の適用を求めることに繋がるものである。しかしながら、日本においては、一律規制の立場から新設炉と既設炉の間で規制内容を変えることは排除されてきており、国際的な議論に加わることも困難な状況が続いてきた。

この間、国際的には、新設炉に対する高い安全性の実現の観点から深層防護の思想を進化させ、「設計拡張状態」の概念の下、シビアアクシデント対策を設計面も含め実効的に適用し、放射性物質の放出を実質的に排除しようとする新たな安全基準の策定検討が進められてきた。この基準は、2011年9月のIAEA総会において、安全要件として制定された。

次世代軽水炉は、この安全基準に相当する安全レベルの実現を目指してきたため、前述のような福島第一原子力発電所における事故に対しても相当程度の耐性を有するものとなっていると考えている。

### 日本の問題の背景にあるもの

日本がこのように国際的潮流から取り残され欧米各国(実は韓国も含め)の後塵を拝することとなってしまったのは、なぜであろうか。筆者の経験から、日本社会全般の問題について独断的な推察を述べたい。

日本は、維新あるいは終戦の時代、現実の社会の諸活動を土台から築き上げるため創造性と実用性に富んだ制度作りに取り組んだが、一たん、体制が構築された後は、その安定的維持に最適の組織・制度へと移行していった。それが端的に現れたのが官僚制度である。縦割りの役割分担、前例主義、無謬主義、形式論理、中央集権化などの特性が安定性と正確性を求める中で定着していった。その結果、激しい変化の現実に直面した際には、これらの特性が柔軟な変化への障害要因となっていった。例えば、国内のある法令体系を全面的に国際標準とされる体系に移し変えることを想定してみよう。法制局は、現行法令がこれまで問題なく機能していたとの大前提の下、新たな課題を明確にし、そのために最低限必要不可欠な修正点に限るべしとの方針の下、その無謀としか思えぬ改定の必要性の説明を執拗に求める。国際化を指向した取組は、このような国内の変化を極力避けるために

作られた制度の下で挫折するであろう。予算については、過去の財務省の査定に間違いはないとの無謬性の論理の下、執行段階での見直しの反映は難しく、予算の効率的執行による使い残しは、むしろ釈明と始末書を必要とすることとなる。

現実の問題は、既存の役所の役割分担や法律、予算の枠組みに合うように起こるわけではない。問題解決型の柔軟な仕組みがなければ、疲弊した制度の下で、社会は衰退していくしかない。今回の東日本大震災において、自然の猛威により多くの尊い命が失われたが、その後の被災者支援で見えてきたのは、社会システムが硬直化しており、緊急時に対応した臨機応変の動きを取れないとの現実であった。

原子力の場合も同様に、現状で間違いがないとする指向が安全神話となり、変化に向けた柔軟な議論を阻害し、前述のような世界の潮流との乖離へと結び付いていったと考えられる。

### 今後目指すべき原子力安全への取組

原子力安全委員会は、福島第一原子力事故の発生前に前述の国際的な潮流を認識し、それらの国内規制への取込みに向けて正面からの議論を開始していた。残念ながら、原子力災害により議論の中断を余儀なくされていたが、2011年の夏から議論を再開した。本稿の掲載時期には議論の取りまとめが終わっている可能性があるが、安全の基本原則に関する以下の事項に焦点を当てて検討を進めており、今後の安全対策の根幹をなすものとして、その内容に注目する必要がある。

- 安全目標(放射性物質の放出量抑制など社会的安全目標の策定)
- 多重(深層)防護(IAEAの新安全要件を踏まえシビアアクシデント対策も含めた概念の明確化)
- 継続的改善(安全向上へ向けての継続的努力を促すため、障害要因を特定し、対応)

エネルギー総合工学研究所においては、日本原子力学会、日本信頼性学会、安全工学会、日本リスク研究学会とともに、「原子力の安全を問う」シリーズセミナーを開催したが、そこで、浮かび上がってきた重要な視点が、安全上の課題を随時再検証しつつ安全向上を目指すための「リスクガバナンス」の仕組みである。これは、上記の3点目とも重なるものであり、今後は、原子力安全を最優先するとの方針の下、怠慢、自己満足、組織防衛等の弊害を打ち破る仕組みづくりに智恵を絞る必要がある。

その答は簡単には出せないが、その基盤は、原子力の専門家のみならず、様々な分野の専門家と市民を含む利害関係者が協働できる場作りを図り、徹底した国際化と情報公開の下、制限のない議論がなされることから始まるのではないだろうか。(2012年1月22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。

## 事故調が中間報告、「巨大複合災害対策の強化を」

政府の福島原子力発電所事故調査・検証委員会(委員長＝畑村洋太郎・東京大学名誉教授)は昨年12月26日、中間報告を発表した。同委が6月の初回会合開催以降、現地視察、関係者ヒアリング等を通じ、事故・被害拡大の原因究明を行った調査・検証結果について取りまとめたもの。本編だけで約500ページにも及ぶ。調査は途中段階にあり、事実関係の解明が未了の事項もあることから、中間報告では結び部分を「小括」として、(1)津波によるシビアアクシデント対策、(2)複合災害の視点、(3)全体像を見る視点——の欠如を問題点として指摘している。

中間報告では福島第一発電所事故後の対応について、津波到達後に1号機の全電源喪失時に機能不全に陥ったと考えられている非常用復水器(IC)に言及。現場では当初、正常に作動しているものと誤認し、適切な対応がなされなかったため、代替注水や格納容器ベントの実施までに時間を要し、炉心冷却の遅れにつながったなどと分

析した上、「原子力事業者として極めて不適切」と戒めている。

また被害拡大の防止対策上の問題点としては、SPEEDI(緊急時迅速放射能影響予測システム)が地震の影響で伝送回線が使用できなくなったため、地域住民の放射線被ばく防止や避難対応に活用されなかったことを問題視。システム運用上の改善措置を講じる必要などを指摘したほか、住民避難の意思決定と現場の混乱を巡る問題にもつながったとしている。オフサイトセンターについても、大規模災害時に機能を維持できるよう整備を要求した。

「小括」では、「複合災害という視点の欠如」、「全体像を見る視点の欠如」といった問題点と合わせて、巨大システムの災害対策に関する基本的な考え方のパラダイムの転換を訴えている。

## 政府災害対策本部、福島第二の緊急事態解除を宣言

政府は12月26日、原子力災害対策本部を開き、野田佳彦首相が東京電力・福島第二原子力発電所の原子力緊急事態解除宣言を行った。これに伴い半径8km圏内に設定されていた避難指示区域も解除された。

同原発では3月11日の津波によって1, 2, 4号機が原子炉除熱機能を喪失し、原子炉の圧力抑制機能が失われたことから、原子力災害対策特別措置法によって緊急事態が公示された。その後、冷却機能の復旧の結果、3月

15日までに全ての原子炉が冷温停止となった。原子炉内の燃料棒および使用済み燃料プール内の燃料棒に損傷はなく、外部への放射性物質の放出はなかった。

さらにその後、余震・津波への対策として、電源車やポンプ車の高台への配備、建屋の水密化、築堤の整備なども実施済みで、中央制御室の作業環境や通信手段などの確保も完了していることから、原子力安全委員会の意見を聞いた上で、今回の解除宣言となった。

## 東電が事故調査報告、当事者として事実を整理

東京電力は12月2日、福島原子力発電所事故の調査結果を当事者として初めて中間報告書の形で公表した。社内に調査委員会を設置し、事故の当事者としてこれまでに得られた事実を整理、評価・検証するとともに、主に設備面の再発防止対策を検討し、取りまとめたもの。調査委員長を務めた山崎雅男副社長は同日の記者会見で、「これまでの原子力災害に対するリスク低減の取組みが至らず、作動が期待されていた機器類がほぼすべて機能を喪失した」などと、広範な原子力災害に至った要因とともに、改めて、被災地域に対する見舞いならびに陳謝の意を述べた。

今回の中間報告では既に、IAEAに対する日本政府としての報告書にも盛り込まれた事故の発端となった大地震・津波の概況、事態進展の経緯・対応状況に加え、それらの分析を通じて導き出された技術的課題を踏まえ、炉心損傷防止のための対応方針、今後の原子力発電所の運転に活かすべき具体的対策を取りまとめている。

大地震発生後に来襲した史上まれな津波により、福島第一発電所は主要建屋設置エリアの全域が浸水。1～6号機の交流電源は、6号機の非常用ディーゼル発電機1台を除きすべて喪失し、1, 2, 4号機では、交流電源喪失時に監視機能を確保する直流電源盤も被水した。さら

に、原子炉の除熱や各設備を冷却するために必要な冷却系もすべて被水し使用不可となったなどと、津波による設備の直接被害の状況を説明している。事故進展を踏まえた重要な機能の喪失に至る要因の相関を整理した上で、中間報告は「事故は津波による浸水を起因として、

多重の安全機能を同時に喪失したことによって発生しており、「長時間に及ぶ全交流電源と直流電源の同時喪失」と「長時間に及ぶ非常用海水系の除熱機能の喪失」がその要因」と分析した。

## 「ステップ2」目標達成、被ばく上限250ミリSvを廃止

政府は12月16日、首相官邸で原子力災害対策本部(本部長＝野田佳彦首相)を開き、4月に定めた東京電力の福島第一原子力発電所の事故収束に向けた道筋の「ステップ2」の目標としていた事故原子炉の「冷温停止状態」を達成し、「事故そのものは収束に至った」と判断した。事故収束に伴い今後は、サイト内では3、4号機の原子炉建屋カバーの設置、海側遮水壁の設置などを行い、使用済み燃料プールの燃料取り出しなどを目指して、作業を進める。サイト外では、除染の本格化、福島県民の健康管理、賠償問題などに全力を傾注する。中長期的には、サイト内での廃炉に向けた作業や廃炉技術の開発、サイト外では住民帰還に向けた作業、中間貯蔵施設立地サイトの決定、国などによる土地の買い上げ・借り上げなどを検討する。

また厚生労働省は12月16日、ステップ2の完了を受け

て、「2011年東北地方太平洋沖地震に起因して生じた事態に対応するための電離放射線障害防止規則の特例に関する省令を廃止する等の省令」を官報に公布し、施行した。

福島第一原子力発電所では3月14日、災害拡大防止のため特にやむを得ない場合の特例として、緊急作業に従事する労働者の被ばく線量の上限を100ミリSvから250ミリSvに引き上げられていたが、11月1日には、厚生労働大臣が定める一部の作業を除き、250ミリSvから100ミリSvへ引き下げた。同省令により、今後は原則として電離放射線障害防止規則第4条の通常の放射線業務の被ばく線量限度を適用する(50ミリSv/年かつ100ミリSv/5年)、原子炉冷却や放射性物質放出抑制設備の作業については、緊急作業として電離則第7条を適用し、その作業に従事する方は100ミリSvを上限とする。

## 3月末日途に避難区域を再編、年間20ミリSvを基準

政府は12月26日、福島第一原子力発電所事故収束計画のステップ2完了を受け、災害対策のために設定した避難指示区域の見直しに向けた基本的考え方と、今後の検討課題をまとめた。年間積算線量のレベルに応じ、「避難指示解除準備区域」、「居住制限区域」、「帰還困難区域」に再編する。発電所から半径20kmに設定されている警戒区域については、短時間で高いレベルの放射性被ばくが生じるリスクが解消されたことから、インフラなどの安全確認・応急復旧、治安対策等、所要の準備を整え、関係自治体とも協議の上、早ければ4月の解除を目指すこととしている。

原子力災害発生により、発電所の半径20kmの地域は原則として立入禁止の警戒区域に、半径20km以遠で1年間の累積線量が20ミリSvに達するおそれのある地域は計画的避難区域に設定されている。しかしながら12月16日に「事故そのものは収束に至った」のが確認されたことから、政府・原子力災害対策本部では、これら区域の見直しに向け、具体的検討を開始することとした。

見直しに当たっては、(1)住民の安全・安心の確保、(2)徹底した除染の実施と子供への配慮、(3)インフラ復旧・雇用対策等、(4)損害賠償の扱い――を共通課題に掲げ、個別課題の解決と併せながら、国として着実に対応する

こととしている。また、原子力安全委員会の示す考え方のほか、低線量被ばくのリスク管理に関する専門家ワーキンググループでの議論も踏まえた上で、年間20ミリSvを区域見直しの基準とした。

新たな避難準備区域は、現在の警戒区域と計画的避難準備区域を一体として見直すこととしており、3月末を目途に設定すべく、速やかに自治体などと協議を開始する考えだ。具体的には、年間積算線量が20ミリSv以下であることが確認された地域は、「避難指示解除準備区域」に設定。当面の避難指示は継続するものの、除染、インフラ復旧、雇用対策など、復旧・復興に向けた支援を早急を実施し、段階的に避難指示を解除していく。年間積算線量が20ミリSvを超えるおそれがある地域は、「居住制限区域」に設定。除染、インフラ復旧などを計画的に実施し、線量低減が確認されたら「避難指示解除準備区域」に移行するようにする。

放射性物質による汚染レベルが極めて高く、今後5年間を経過しても年間積算線量が20ミリSvを下回らない(現時点で同50ミリSv超)地域については、「帰還困難区域」に設定し、将来にわたる居住制限を原則とし、線引きを少なくとも5年間は固定することとしている。この地域に関しては、長期化する避難生活や生活再建のあ

り方、自治体機能の維持など、国として「責任を持って対応していく」ほか、不動産の取扱いについても、県、

市町村、住民らと密に意見交換を行い検討を進めている。

## 原子力4協定が参院で可決、承認

参議院では12月9日、本会議で日本とロシア、韓国、ベトナム、ヨルダンとの各原子力協力協定の一括採決が行われ、賛成183票、反対41票の賛成多数で、12月6日の衆院に続き可決、承認された。ロシアとは同国のウラン濃縮工場を使って日本の英仏再処理からの回収ウランの再濃縮、韓国へは原子力発電所向け資機材の輸出、ヨルダンとベトナムへは原子力発電所本体の輸出が、当面の課題プロジェクトとして進んでおり、平和利用協力の

基盤となる2国間協定の締結で、基本的な協力枠組が整備されることになる。

4協定は福島原子力発電所事故の影響で審議が止まっていたが、179臨時国会中に民主党と自民党で承認合意が成立し、玄葉光一郎外相の趣旨説明など衆参両院で審議が進んだ。4か国は共に協定署名後、各国内手続きを終了しており、日本も批准に向けた国内手続きを進める。

## 原子力委、福島第一の中長期措置検討結果を決定

原子力委員会は12月13日、福島第一原子力発電所における中長期措置に関する検討結果について承認、決定した。

委員会には中長期措置検討専門部会の部会長を務めた山名元・京都大学大学院教授が出席し、報告書の内容を説明した。

報告書では、今後の措置として、(1)国が廃止措置完了まで責任を持って安全確保に向けた制度や体制の整備および事業者の監督・指導を行い、国民に対しわかりやすく説明を行う、(2)事業者は放射線防護など万全な体制を整備し、早い段階から安全規制機関と十分な協議を行って取組を計画する、(3)国は保障措置についてIAEA等の

関係機関と十分調整する、(4)国は透明性確保のため第三者で構成される機関を設置し、取組状況を評価する仕組みを構築する、(5)燃料デブリや放射性廃棄物の性状分析や処理試験等の実施に必要な設備を福島第一原子力発電所の近傍に設置する、(6)現場を模擬したモックアップ施設を現場付近に整備する、(7)事故原因や中長期措置の技術的内容、現場の調査結果など詳細に記録して広く公開し、今後の原子力安全確保のため利用できるようにする、(8)将来の地域発展の核となるような産業の育成および雇用創出や人材育成に貢献することを念頭に中長期措置実施とその研究開発に取り組む——ことを提言している。

## コスト検証委、「原発コストは最安値」

政府のエネルギー・環境会議の下に作られた「コスト等検証委員会」(委員長＝石田勝之・内閣府副大臣)は12月19日、8回にわたる会合を経て、原子力発電をはじめとする各種電源の発電コストを、事故リスクや研究開発費・立地対策費などの政策経費、CO<sub>2</sub>環境対策費用なども含めた幅広い角度から総合的に検証した報告書を取りまとめた。

原子力発電は福島第一原子力発電所事故に伴う除染費用など事故リスク対応費用が今後も増大する見通したが、現在の損害額を下限値として5.8兆円と見積もった場合、モデルプラントの2010年発電コストは、1kWh当たり8.9円となり、全ての各種電源の中で最安値となった。また2030年モデルでも、最も発電条件の良い風力発電(陸上、洋上共)と肩を並べるものの、他の各種電源より安価であることが明らかとなった。

コスト試算結果は、最終的には来夏に政府がまとめる「革新的エネルギー・環境戦略」検討のベースの一つにな

るもの。今後の総合資源エネルギー調査会や原子力委員会、中央環境審議会などでの検討で、長期の計画が必要な核燃料サイクルのあり方や、供給量の確保安定性やコストには反映されない国としての安全保障の道を、どのように確保するかが最大の焦点となる。

検証結果の2010年モデルの原子力発電コストは、04年試算の1kWh当たり5.9円から3円増加し8.9円(約51%増)。発電条件の良い地熱9.2円、石炭火力9.5円、立地条件の良い風力(陸上)の9.9円、一般水力10.6円、LNG火力10.7円、条件の良い太陽光(住宅用)33.4円と比べ、一番安くなっている。

原子力は前回試算1kWh当たり5.9円から、運転維持費などで1.4円、政策経費1.1円、事故リスク対応費用として最低でも0.5円として、計3円増加すると試算。ただし今後、損害額がさらに増大すれば、1兆円増加することにより0.1円増加する。一方で、事故による損害額を国内の電力会社による「相互扶助方式」により40年間で積み

立てるものの、実際には事故が発生しなかった場合、それが事業者に戻金されるとすると、事故リスクコストは「下限」ではなくなるのではないかと、この指摘があったことを追記した。

原子力、地熱発電、一般水力は2010年と2030年も同じ発電コストと見込んでおり、2030年には石炭やLNG火力との格差は、1.4円～2円と拡大傾向をたどると見ている。原子力発電は次世代軽水炉の開発で建設工期の短縮などが見込まれるが、今回は定量的な変更は見込まな

かった。

太陽光発電(住宅用)は10年の設置条件に恵まれた最低コストが33.4円。技術革新や量産効果などで2030年には大幅にコストは低下するものの、9.9円～20円の幅で、条件が良くても原子力よりまだ1円程度高いものにとどまると試算している。

諸外国とのコスト比較では、OECD/IEA試算を引用し、日本の全ての電源コストは諸外国の試算結果より高い。

## エネ・環境会議が基本方針決定、戦略策定へ議論本格化

政府の新成長戦略実現会議(議長＝野田佳彦首相)の下に設置した関係閣僚で構成するエネルギー・環境会議(議長＝古川元久・国家戦略担当相)の第5回会合が12月21日に開かれ、コスト等検証委員会の報告書を了承すると共に、今後の基本方針について決定した。同基本方針では、原子力発電について「世界最高水準の安全基準とその客観的かつ厳格な運用を確立するなど、安全対策を抜本的かつ計画的に立て直す」として、今夏を目途に策

定する革新的エネルギー・環境戦略に反映させる。

「エネルギー・環境戦略に関する選択肢の提示に向けて」と題する基本方針は、(1)選択肢の提示に向けた基本的な姿勢、(2)原子力政策、エネルギー・ミックス、温暖化対策に関する選択肢提示に向けた基本方針、(3)日本再生の核となるグリーン成長戦略の策定――の3項目からなる。

(以上の資料提供は日本原子力産業協会)

## 米国原子力学会が福島へ寄書き

米国原子力学会(ANS)は、東京電力福島原子力発電所での事故対応にあたっている方々のために寄書きバナー(横断幕)を作成した。これは、11月にワシントンで開催されたANSウィンターミーティングの会場で、励ましのメッセージの書かれたバナーにたくさんの参加者がサインしたもの。このバナーの贈呈式が1月13日、福島のJヴィレッジにて行われた。

贈呈式には、本会の野村・堀池両副会長、松井ANS理事、植松海外情報連絡会幹事、東京電力の小森常務、高橋福島第一原子力発電所長、河合福島第一安定化センターJヴィレッジ運営部長ほか関係者が出席し、小森常務からはANSならびに本会に対して感謝の言葉があった。



## 海外情報 (情報提供：日本原子力産業協会)

〔韓国〕

### 米韓原子力協定が本格交渉入り、 韓国が乾式再処理開発を要求

2014年に現協定の期限がくる米韓原子力協力協定の第4回協定交渉が12月6日、ソウルで行われ、韓国の朴魯壁(パク・ノピョク)韓米原子力協定改定交渉担当大使と米務省のラインホーン特別補佐官(核不拡散・軍縮担当)の間で、本格的な議論が交わされた。

韓国側は、2016年には使用済み燃料の一部保管施設が飽和状態になることなどから、核拡散抵抗性のある使用済み燃料の乾式再処理の開発を行えるよう、米側に要求していると報道されている。第1回改定交渉は10年10月25日に米国ワシントンで開始された。

現行の米韓原子力協定は1972年に締結され、2014年に期限がくる。この間、韓国は著しい経済発展を遂げ、原子力発電所の国内規模も急激に拡大、技術導入から始めた原子力プラントの建設も独自設計を確立するまでに成長し、09年末にはアラブ首長国連邦(UAE)に初めて原子力プラント輸出を決め、40年間の運転契約まで含めて締結している。

朝鮮半島の情勢は、北朝鮮の核開発疑惑もあり、米国は慎重な姿勢を崩していない。現行の日米原子力協定も18年に一応の期限(自動延長条項あり)がくるため、日本にとっても原子力分野で力を増す韓国の動向が注目される。

### 安全委が新設計画に許可、KHNPは 新規サイトを選定

韓国原子力安全委員会は12月2日、福島事故後初めてとなる建設許可を新蔚珍原子力発電所1,2号機(各140万kW)計画に発給した。アラブ首長国連邦(UAE)向け原子炉と同型の改良型加圧水型炉「APR1400」となる予定で、2016年以降の完成が見込まれている。安全委はまた、建設中だった新月城1号機と新古里2号機について、試運転のための安全性を最終確認し運転を許可。福島事故後も原子力を国の代表的な輸出産業に育成することを目標に掲げるなど、ひるむことなく原子力拡大路線を決めた同国で、運転を許可された2基は22基、23基目の原子炉として約2,070万kWの原子力設備の一角を占めることになる。

APR1400は、1997年にCE社が米国で設計認証(DC)を取得した「システム80+」をベースに改良された設計で、現在建設中の新古里3,4号機に初めて採用されて

いる。新蔚珍1,2号機の建設許可は2008年9月に韓国水力原子力発電(KHNP)が安全委に申請。原子炉の安全審査や検査の専門組織である原子力安全技術院(KINS)が約39か月間かけて予備設計とサイトの安全性を中心に審査し、最終的に両炉の設計が原子力安全に関する法令に基づく認可基準を満たしていることを確認した。

また韓国水力原子力会社(KHNP)は12月23日、原子力発電所の新規建設候補地として日本海に面した慶尚北道の盈徳(ヨンドク)と江原道の三陟(サムチョク)を選定したと発表した。今年上半期中にも事前環境評価などの関連手続きを経て、政府の電源開発事業予定区域として申請する計画だ。

KHNPは2010年に、専門機関の研究を通じて新規建設サイトとして適切と確認された地域を対象に原子力発電所建設の誘致を要請。それらのうち盈徳と三陟のほか、すでに原子力発電所が設置されている蔚珍の3自治体が地方議会の同意を得て誘致申請した。

その後約1年間、公正かつ客観的なサイト選定のために分野別の専門家を集めて設置した選定委員会は、選定評価基準を設けて誘致申請地域の安全性や環境、建設の適合性、地元住民の受容性などについて総合的に評価。今後は、今年上半期に事前環境評価を実施した後、下半期に知識経済部を始めとする関係省庁と協議し、年末には知識経済部がサイトとして確定という手順を踏んでいくことになっている。KHNPによると、今回選定した2サイトは、それぞれ原子炉4基の設置が可能な広さがあり、原子炉が首尾よく建設できれば、同国の電力供給等に大きく貢献する見通しだ。

韓国では現在、商業炉21基が稼働中のほか、5基を建設中。5基のうち2基はアラブ首長国連邦(UAE)に輸出が決まったAPR1400の基準モデルで、新蔚珍原子力発電所で計画中の2基にも採用が決まっている。

〔オーストラリア〕

### インドへのウラン禁輸解除を決定

世界最大のウラン埋蔵量がありながら、核不拡散上の懸念からインドへの輸出を禁止していたオーストラリア政府が12月4日、一転して輸出を認める決定を下した。同日までシドニーで開催されていた与党労働党の党大会で、J.ギラード首相が提案していた政策綱領案が206対185で承認されたもの。核兵器国の中国へはすでにウランを輸出しているという事実もさることながら、インドが進める大規模な原子力拡大計画へのウラン輸出がオーストラリアの経済と雇用にもたらす恩恵は無視できないとの判断に至ったと見られている。

オーストラリアでは主に3つの鉱山でウラン採掘が行われており、総確認資源量では世界最大規模。しかし、原子力発電設備を持たないことから国内で需要がなく、生産量ではカザフスタン、カナダに次いで世界第3位(全体の16%)となっている。

2007年に政権の座についた労働党連立政権は党の政策綱領に従い、核不拡散条約(NPT)に未加盟のインドに対するウラン輸出を禁じているが、ギラード首相は11月の記者会見で、「この政策を転換する時が来た」と言明。その理由として、オーストラリアの4番目に大きな輸出相手国であるインドは原子力の発電シェアを2050年までに40%に拡大させる計画を持っており、ウラン輸出の新たな成長市場としてオーストラリアの雇用に良い影響を及ぼすと説明した。

また、インドが現在、堅実な経済成長を遂げているという点から見ても、同国との連携強化は非常に重要。08年に米国がインドと原子力協力協定を締結して以降、同国との原子力貿易が事実上解禁されるなど同国をめぐる国際戦略は大きく変化した。こうした外交状況の中でオーストラリアが現実を認識せず、現在の政策綱領に固執するのは何の益もないと強調している。

## [EU]

### ECがエネ・ロードマップ採択 「原子力は今後も重要電源」

欧州連合(EU)の執行機関である欧州委員会(EC)は12月15日、加盟各国へのコミュニケーションとして「2050年までのエネルギー・ロードマップ」を採択した。EUでは2050年までに温室効果ガスの排出量を90年レベルの80~95%に削減すると約束しているため、ECはエネルギーの安定供給と競争力を保証しつつEUの炭素除去目標を達成する際にもたらされる課題を詳細に調査。同ロードマップは欧州における長期的なエネルギー対策の枠組策定の基礎になるとしている。

それによると炭素除去目標の達成には、欧州の今後のエネルギー生産をほとんど炭素フリーとしなければならない。ECは加盟各国で民間投資のための安定した事業環境を生み出せるエネルギー選択が可能となるよう、①エネルギーの効率化、②再生可能エネルギー、③原子力、④CO<sub>2</sub>の回収・貯蔵——という主要な炭素除去手段を異なる方法で組み合わせた7つのシナリオを分析。その結果、いずれの場合も以下の点が共通要素として明確に現れたとしている。

原子力について同ロードマップは「エネルギー転換プロセスの中で重要な貢献をする」と明言。福島事故後、いくつかの加盟国が原子力のリスクは受け入れがたいとして政策変更したが、その他の国は手頃で信頼性の高い

低炭素電源として利用を継続している。今後、安全コストや廃止措置および廃棄物の処分コストで増加が予想されるが、新たな原子力技術がそれらへの取組みを助けていくことになる」と指摘した。

## [フィンランド]

### TVO社のOL4建設計画入札へ

フィンランドでオルキルオト原子力発電所4号機(OL4)の建設計画を進めているテオリス・デン・ボイマ社(TVO)社は12月7日、同計画を入札・エンジニアリング段階に進めることが同社の臨時総会で決定したと発表した。

同段階で必要となる3億ユーロの資金について、フォーラム社を始めとするオーナー企業全社から最終的な投資合意が得られたもの。今後、保有株式比率に応じて資金が調達されるのを受け、TVOは最新の安全要件をすべて満たせる原子炉設計を選定するほか、政府に対しては建設許可を申請することになる。TVOはOL4として出力145万~175万kWの原子力設備を建設するため、2005年8月に「原則決定(DIP)」を政府に申請。2010年6月に政府の承認したDIPを議会在7月に認めたことから、同計画の推進許可が正式なものとなったが、DIPの有効期間は5年であるため、TVOとしては遅くとも2015年6月までに建設許可を政府に申請しなければならない。

採用原子炉の選択肢として現在、名が挙がっているのは次の5設計。(1)出力165万kWの東芝製ABWR、(2)出力165万kWのGE日立製ESBWR(高経済性・単純化沸騰水型炉)、(3)出力145万kWの韓国水力原子力発電製APR1400、(4)出力165万kWの三菱重工製APWR、(5)出力165万kWの仏アレバ社製EPR——である。

## [米国]

### NRCがWH社製AP1000に設計認証、 約30年ぶりに新規建設へ歩み

米原子力規制委員会(NRC)は12月22日、修正を加えたウェスチングハウス(WH)社製AP1000設計に対し、新たな設計認証(DC)を発給した。これにより、ボーグル3、4号機建設計画を始め、米国で約30年ぶりとなる原子炉新設計画に米国初の建設・運転一括認可(COL)を発給する準備が整った。米エネルギー省(DOE)のS・チュー長官も、「オバマ政権とDOEは米国の原子力産業の再生を通じて数千名分の雇用を創出するとともに、低炭素で国産のエネルギーによる電力供給を約束する」と声明。同DCが米国における新世代の原子力発電所建設に向けて重要な前進となったことを明言した。

# 航空機モニタリングによる東日本全域の空間線量率と放射性物質の沈着量調査

日本原子力研究開発機構 鳥居 建男, 眞田 幸尚, 杉田 武志,  
(財)日本地図センター 田中 圭

東京電力㈱福島第一原子力発電所事故により大気中に放出され地表面に沈着した放射性セシウムの影響を調査するために、東日本における広域航空機放射線モニタリング(以下、航空機モニタリング)が実施された。航空機モニタリングは、市街地から山林まで広範囲にわたって迅速にガンマ線を測定することにより、空間線量率や放射性セシウムの沈着量分布を“面”的に把握できる利点があり、視覚的にも分かりやすい。今回の航空機モニタリングにより、東日本の各地域における空間線量率や放射性セシウムの沈着量の分布とともに、これまでに詳細な測定結果がなかった東日本における天然核種の空間線量率分布についても把握することができた。東日本での広域航空機モニタリングの結果の概要と今後の課題について解説する。

## I. はじめに

平成23年3月11日に、東北地方太平洋沖地震により太平洋沿岸に襲った巨大津波を起因として発生した東京電力㈱福島第一原子力発電所(以下、発電所という)事故により、放出・拡散した放射性物質の影響範囲を評価するために、文部科学省と米国エネルギー省は共同で航空機モニタリングを実施し、発電所から80 kmの範囲内において、地表面から高さ1 mの空間線量率、及び地表面での放射性セシウムの蓄積状況を把握してきた。その後、その周辺も含めてモニタリングを継続的に行い、福島県周辺の各県をはじめ、青森県から愛知県までの東日本全域(1都21県)の航空機モニタリングを実施し、当該地域における空間線量率の分布、及び放射性セシウムの蓄積状況を把握してきた<sup>1)</sup>。

我が国において、航空機モニタリングは環境放射線モニタリング指針に示されるように、原子力施設の事故時に活用できるように準備されてきたが、今回のような大規模な測定は初めての経験である。測定方法等について、米国エネルギー省の指導、助言を受け、種々の文献等も参考にしつつ、手探りで測定計画を策定し、検出器の感度試験を実施し、解析手法等の整備をしながら、航空機モニタリングを行ってきた。本稿では、これまで実施してきた東日本全域における航空機モニタリングを通して得られた知見と課題について解説する。

*Distribution of Dose-Rates and Deposition of Radioactive Cesium by the Airborne Monitoring Surveys*: Tatsuo TORII, Yukihiisa SANADA, Takeshi SUGITA, Kei TANAKA.  
(2012年1月7日 受理)

## 1. 航空機モニタリングの経緯

### (1) 発電所から80 km 圏内

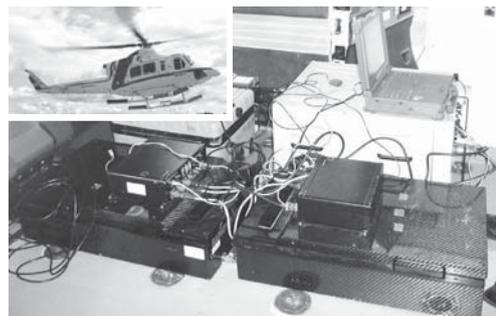
発電所周辺のエリアについては、下記の通り、第1次から第4次まで航空機モニタリングを実施してきた。

- ・第1次モニタリング： 発電所から60 km 圏内について、米国エネルギー省(以下、「米国DOE」という)が米軍機(C-12, UH-1)に大型NaI検出器(以下、DOE検出器という)を搭載しモニタリングを行った(第1図)。また、60~80 km 圏については、文部科学省((財)原子力安全技術センター)が、NaI検出器(以下、NUSTEC検出器という)をヘリコプターの機外に取り付けて、同様の測定を実施した。

[実施期間：4月6~29日]

- ・第2次モニタリング： 文部科学省(原子力安全技術センター)がNUSTEC検出器を用いて80~100 km 圏(茨城県側の南部については120 km まで)の測定を実施した。 [実施期間：5月18~26日]

- ・第3次モニタリング： 発電所から40 km 圏内につ



第1図 DOE検出器(手前の2基)、計測機器、バッテリーとそれらを搭載したヘリコプター

いて、日本原子力研究開発機構と原子力安全技術センターが DOE 検出器を搭載した航空自衛隊のヘリコプター(UH-60J)に搭乗し、モニタリングを実施した。また、40~80 km 圏については、原子力安全技術センターが NUSTEC 検出器を用いてモニタリングを行った。〔実施期間：5月31日~7月2日〕

- ・第4次モニタリング： 第3次モニタリングと同様の体制で梅雨や台風の影響を受けた後の放射線分布の測定を実施した。

〔実施期間：10月24日~11月5日〕

## (2) 東日本全域の実施

発電所から80 km 圏外の放射性物質の拡散状況を把握するために、青森県から、福井、岐阜、愛知の各県までの1都21県について航空機モニタリングを実施した。本モニタリングでは、降雪による沈着放射能の遮蔽の影響を防ぐために10月中の完了を目指し、DOE 検出器、NUSTEC 検出器のほかに2社(応用地質㈱、豪 FUGRO 社)の協力を得て、ヘリコプター4機でモニタリングを行うこととした。使用した機器について第1表に示す。

## II. 航空機モニタリングの方法

モニタリングの実施にあたって、福島県に隣接する県から県単位で行うこととし、4機のヘリコプターを用いてそれぞれの担当県の測定を行う航空機モニタリング班、高さ1 m での空間線量率や *In-situ* Ge 検出器による地表面の放射性セシウム濃度を測定する地上モニタリング班、さらに航空機モニタリングデータから高さ1 m での線量率を解析し、地上データとの比較・確認、及び地図上にマッピングを行う解析班を設け、空間線量率と放射性セシウムの沈着量を求めた。

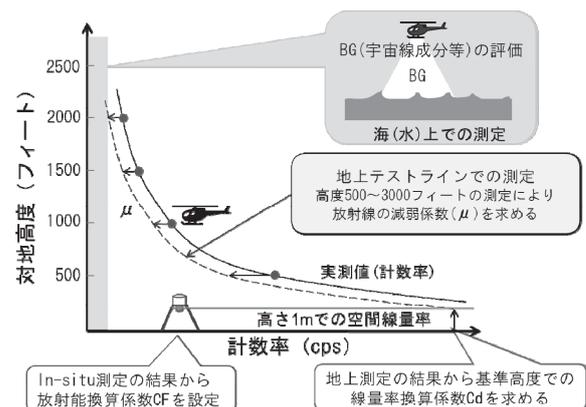
### 1. 航空機モニタリングの機器と測定

第1表に示す大型 NaI 検出器をヘリコプターの機内、もしくは機外に取り付け、操作員2名程度が搭乗し、1秒ごとの全計数率[cps]とともに、256チャンネルまたは1,024チャンネルの波高分布データを計測した。同時に GPS 等の高度計により、ヘリコプターの位置情報も計測した。対地高度の測定は、レーザー高度計等により直接測定するか、GPS 高度計を用いて飛行高度を測定し、90 m メッシュの数値地図データ (DEM: Digital Elevation Model) との差分を取り、対地高度とする方法を用いた。

当初、測定器を機内に設置する DOE 検出器の測定では、ヘリコプターの燃料タンクがキャビン床下に設置されている機種もあったことから、燃料タンクによる遮蔽を考慮して、機内設置式の検出器を使用するヘリコプターは全て床下に燃料タンクを持たない機種を選定した。

測定高度で得られた全計数率から高さ1 m での空間線量率を換算評価するために、あらかじめ比較的平坦で3 km 程度の直線的な飛行ができる場所をテストラインとして選定し、その上空を対地高度150 m (500フィート) から1,000 m (3,000フィート) 程度まで高度を150 m ずつ変えて飛行することにより、地上からの放射線の実効的な空気減弱係数  $\mu$  を求めた。また、線量率換算係数 [cps / ( $\mu$ Sv/h)] は、テストライン直下の幅600 m、長さ3 km の領域において、NaI サーベイメータにより、30点ほどの線量率測定(各箇所5回程度測定し、平均値を算出)を地上モニタリング班が行い、航空機モニタリングデータと比較し算出した。また、海上で基準高度とする300 m 付近(水上ライン)を飛行することにより、宇宙線等のバックグラウンド成分を求めた(第2図参照)。

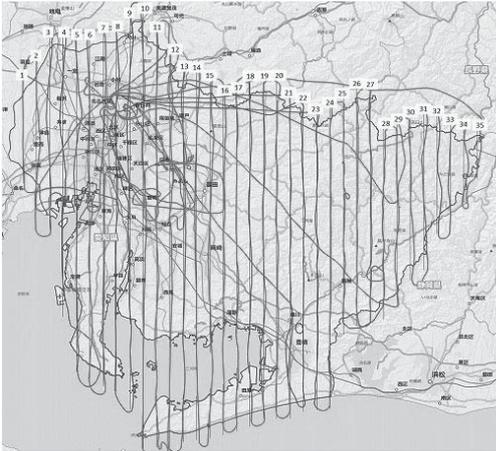
実際のモニタリングでは、第3図のように、対地高度150~300 m 程度に保ち、楕形に飛行した。ヘリコプターに搭載された測定器はコリメートされておらず、対地高度とほぼ同一半径の直下の地表面の円内から放出されるガンマ線を測定している。発電所から80 km 圏内の測線間隔は1.8~2 km 程度(部分的には300 m 幅等の細かい測線間隔で飛行)、その他の地域は原則として3 km 程度で測定を行った。愛知県での飛行飛跡を第3図に示す。



第2図 テストラインでの放射線の減弱係数  $\mu$  の測定と線量率及び放射性セシウムの換算係数の測定

第1表 東日本全域航空機モニタリングで使用した検出器

検出器名	搭載方法	検出器サイズ(インチ), 数量	エネルギー範囲	測定チャンネル数	高度測定
DOE 検出器	機内	16"×4"×2", 6本	0.02~3 MeV	1,024 ch	GPS
NUSTEC 検出器	機外	16"×4"×4", 4本	0.05~3 MeV	256 ch	レーザー
OYO 検出器	機外	16"×4"×4", 8本	0.2~3 MeV	256 ch	電波
FUGRO 検出器	機内	16"×4"×4", 4本	0.05~3 MeV	256 ch	GPS



第3図 愛知県での飛行飛跡図  
空港からの移動や周回時のデータは用いず、直線的な飛行時のデータのみ解析に使用する。測線間隔は3 km。

## 2. 解析方法

今回の航空機モニタリングでは、ガンマ線によるエネルギースペクトルのデータを採取したが、地上における空間線量率の測定結果と単純に比較するために、全エネルギー領域における計数率を解析に用いている。まず、前述のテストラインで求めた空気減弱係数  $\mu$  により、高さ1 mでの計数率の解析値と実際にテストラインの真下の地上で測定した高さ1 mでの線量率との比から求めた線量率換算係数  $Cd$  [cps/ ( $\mu$ Sv/h)] を用いて、下式により航空機モニタリングの計数率と対地高度  $h$  から地上高さ1 mでの線量率  $D_{1m}$  を求める。

$$D_{1m} [\mu\text{Sv/h}] = e^{-\mu h} (C_{\text{実測高度}} [\text{cps}] - BG_{\text{宇宙線等}} [\text{cps}]) / Cd$$

次に、地表面に沈着した放射性セシウム ( $\text{Cs-134}$ ,  $\text{Cs-137}$ ) の濃度  $V_{\text{Cs-134/137}}$  は、テストライン直下で *In-situ* Ge 検出器を用いた測定により、空間線量率に対する放射性セシウムの沈着量の換算係数  $CF$  [(kBq/m<sup>2</sup>) / ( $\mu$ Sv/h)] を求め、高さ1 mでの空間線量率から天然核種寄与のバックグラウンド線量率(汚染地域でのバックグラウンド線量率は不明なので、東日本全域の放射線水準調査で得られた過去4年間(平成17~20年度)の空間線量率の平均値を用いた)を差し引くことにより算出した(データは文献2)に記載)。

$$V_{\text{Cs-134/137}} = CF (D_{1m} [\mu\text{Sv/h}] - BG_{\text{天然核種}} [\mu\text{Sv/h}])$$

## 3. 天然核種の寄与分の減算方法

上述のように、航空機モニタリングでは、全計数率から高さ1 mでの線量率を求め、さらに地表に沈着した放射性セシウムを算出している。その結果、新潟県の山間部のように、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていないにもかかわらず、カリウム、ウラン、トリウム等の天然核種の寄与が平均的なバックグラウンド線量率より高い地域<sup>3)</sup>では、マップ上に有意な放射性セシウムが存在するかのように表示される地点

が認められた。そこで、新潟県における航空機モニタリングでは、空間線量率が高い地点を中心に、周辺のエネルギースペクトルを確認し、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域の測定結果を用いず、放射性セシウムの沈着量については補正してマッピングを行った。しかし、モニタリングを進める中で、長野県、静岡県、岐阜県、富山県など、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域が広範囲になってきたため、新潟県における航空機モニタリング結果の作成時と同様の手法で、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域を判別することが困難になってきた。そこで、測定するヘリコプターや測定器ごとに、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域を判別するための手法について検討した。

放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されている地域と検出されていない地域について、下式のように、放射性セシウムのエネルギースペクトルを含むエネルギー領域(ガンマ線のエネルギーが450 keV以上の領域)と放射性セシウムがほとんど含まれず天然核種に起因するガンマ線のエネルギー領域(エネルギーが900 keV以上の領域)における計数率を比較した。

$$\text{スペクトル指標} = \frac{450 \text{ keV 以上の計数率}}{900 \text{ keV 以上の計数率}}$$

これらの領域の計数率の比(以下、スペクトル指標という)が放射性セシウムの有無によって異なることを利用して、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域を判別することの可否について検討した。

ここで、450 keVは、 $\text{Cs-134}$ ,  $\text{Cs-137}$ ( $\text{Ba-137m}$ )から放出されるガンマ線のピークがなく、天然核種由来のガンマ線のピークも見られないことから変動が少ないエネルギーとして選定し、900 keVは $\text{Cs-134}$ のガンマ線ピーク(796 keV)の影響を受けないエネルギーであることから選んだ。

米国 DOE では、低汚染エリアの評価法として、MMGC (Man Made Gross Counts) 法<sup>4)</sup>を開発し、天然核種を評価するエネルギー範囲として1,400 keV以上の領域を用いている。この領域は計数率が少ないために検出下限値が高くなり、また多量の高汚染エリアのデータが必要なことや沈着量の評価上の課題から、本解析ではMMGC法ではなく、スペクトル指標を用いる方法を選定した。

その結果、有意な放射性セシウムのエネルギースペクトルが検出されていない地域におけるスペクトル指標のヒストグラムは、測定に用いたヘリコプターや測定器のタイプにより、スペクトル指標の平均値、及びその標準偏差に差はあるものの、平均値を中心に正規分布で分布していることが確認された。第4図に放射性セシウムの影響が大きい県と、影響の小さい県の事例を示す。セシ

ウムの影響が大きい県は多くの地域で計数率の上昇とともに、スペクトル指標も上昇しているのに対して、影響の小さい県は、ほぼ正規分布を示していることが分かる(第4図左参照)。

そこで、放射性セシウムの有意なエネルギースペクトルが検出されていない地域を特定するため、測定に用いたヘリコプターや測定器のタイプごとに、スペクトル指標の基準値(平均値 + 3σ)を設け、この指標が基準値を超える場合にのみ、放射性セシウムのガンマ線が有意に検出されているものと判断した。

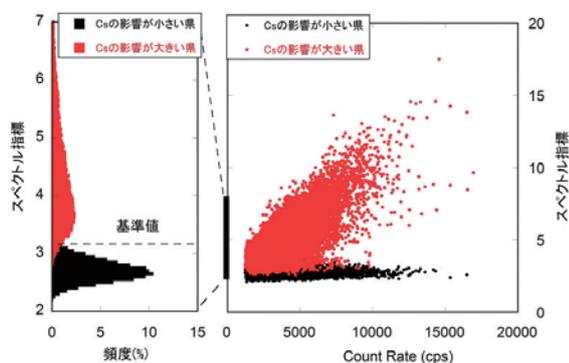
比較のため、新潟県データについて本手法を使わない補正前のデータと、使った場合の解析データを第5図に

示す。その結果、新潟県北部等の地域では、本手法の適用により、その多くが天然核種によるガンマ線の寄与と判別され、ほとんどの地域で有意な放射性セシウムが沈着していない(≤10 kBq/m<sup>2</sup>)と判断された。

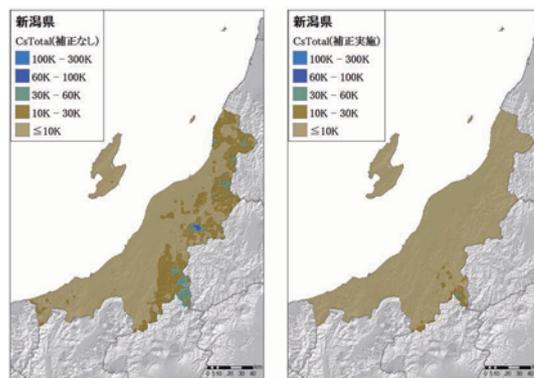
### Ⅲ. 結果

#### 1. 空間線量率と放射性セシウムの沈着量

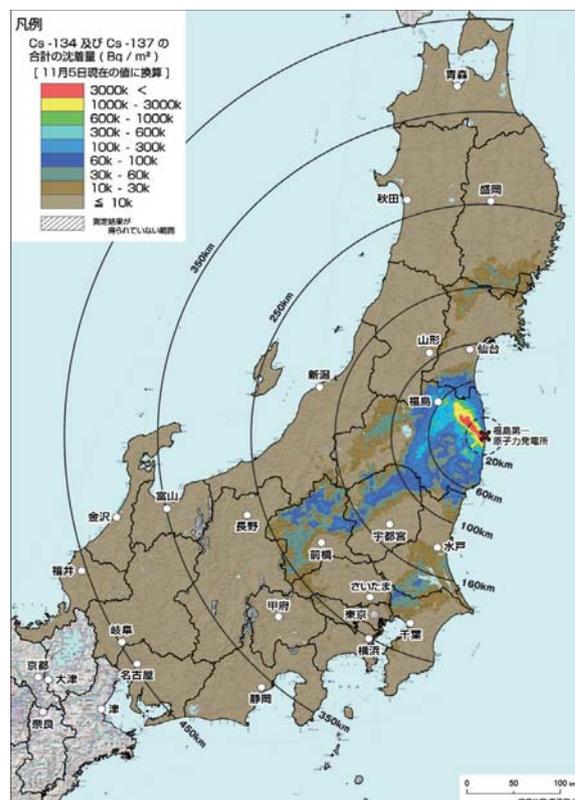
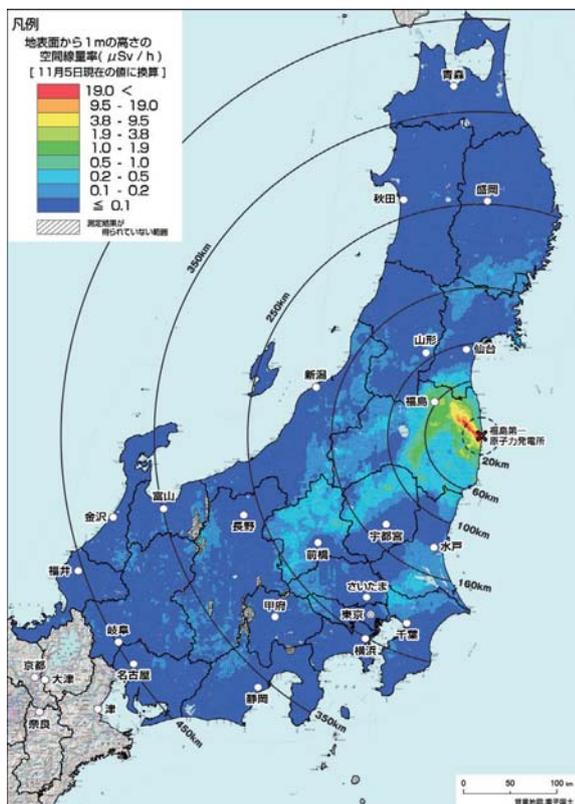
ヘリコプターは、70~80ノットの速度で飛行し、1秒ごとにデータサンプリングすることから、測定点の間隔は数10 mであるものの、測線間隔は3 km程度と測定器が測定する範囲を大幅に超えているため、測定結果を内挿することにより、空間線量率や放射性セシウムの沈



第4図 放射性セシウムの影響の大小による測定データのスペクトル指標の違い(左:頻度分布, 右:計数率との相関)



第5図 新潟県の放射性セシウム沈着量の合計値  
左が補正前の線量率から算出したマップ, 右はスペクトル指標を用いて解析した結果。



第6図 80 km 圏内第4次モニタリング結果を反映した東日本広域モニタリングの解析結果  
高さ1 mでの空間線量率(左)と地表面での放射性セシウム(Cs-134, Cs-137)の沈着量の合計値(右)

着量の“面”の分布を求める必要が出てくる。そこで、解析しようとする領域の近傍にある180個のポイントの測定値を抽出し、そのポイントから距離が遠くなるにつれて重みが小さくなると仮定して評価する逆距離加重法IDW(Inverse Distance Weighted)を内挿法として用いた。この手法により得られた東日本全域の空間線量率分布図を第6図(左)に示す。その結果、発電所から北西方向に空間線量率の高い地域が広がり、福島市付近から南西方向に群馬県まで広がっていることが分かる。また、岩手県南部や茨城県南部から千葉県北部に放射性セシウムの沈着に起因すると考えられる空間線量率が0.1~0.2  $\mu\text{Sv/h}$  と比較的高い地域が見られた。さらに、空間線量率が相対的に高い地域が長野県や岐阜県、富山県などにも散見されたが、これらの地域の多くは花崗岩と見られる地質データと符合していることから、天然核種の影響とみられた。そこで、スペクトル指標を調べた結果、これらの地域のほとんどは、指標が基準値以下であることから、空間線量率のほとんどは天然核種に起因するものであり、第6図(右)に示すように、放射性セシウムの沈着量は $10 \text{ kBq/m}^2$ 以下である。

2. マップの活用方法

空間線量率や放射性セシウムの沈着量のマップは、文部科学省のホームページ上に随時公開されている<sup>1)</sup>。このマップは、視覚的にも分かりやすいため、様々なことに利用が可能であると考えられる。

例えば、放射性セシウムの物理的半減期から、数年後の予想線量率マップを書くことができるのもその一つといえよう(第7図)。実際には、物理的な減衰以外にも自然要因や除染による減弱、変動があると予想されることから、今後ともモニタリングを継続しマッピングすることにより、変動状況を注視していくことが重要である。

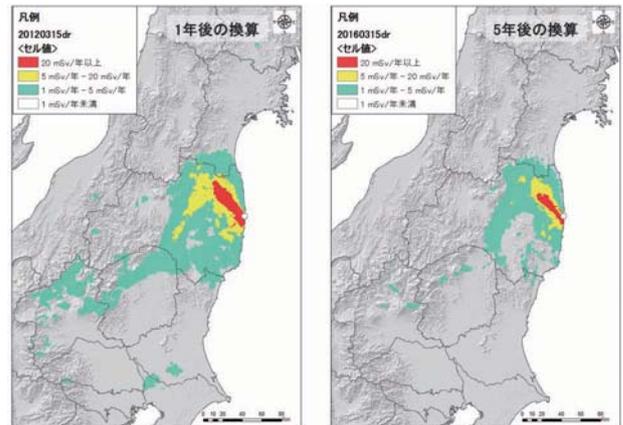
また、沈着した放射性セシウムの沈着量について地形

に着目し、3次元分布を作成することができる。第8図に示すように、大気中に放出されたセシウムは、奥羽山脈、飯豊山地、越後山脈、下野山地、関東山地に沿って、放射性セシウムが拡散、沈着していることが確認された。また、主要な沈着場所は標高が $1,000 \text{ m}$ より低いことから、標高 $1,400 \text{ m}$ の鳥居峠のような高所はほとんど越えられなかったのではないかと推察された。

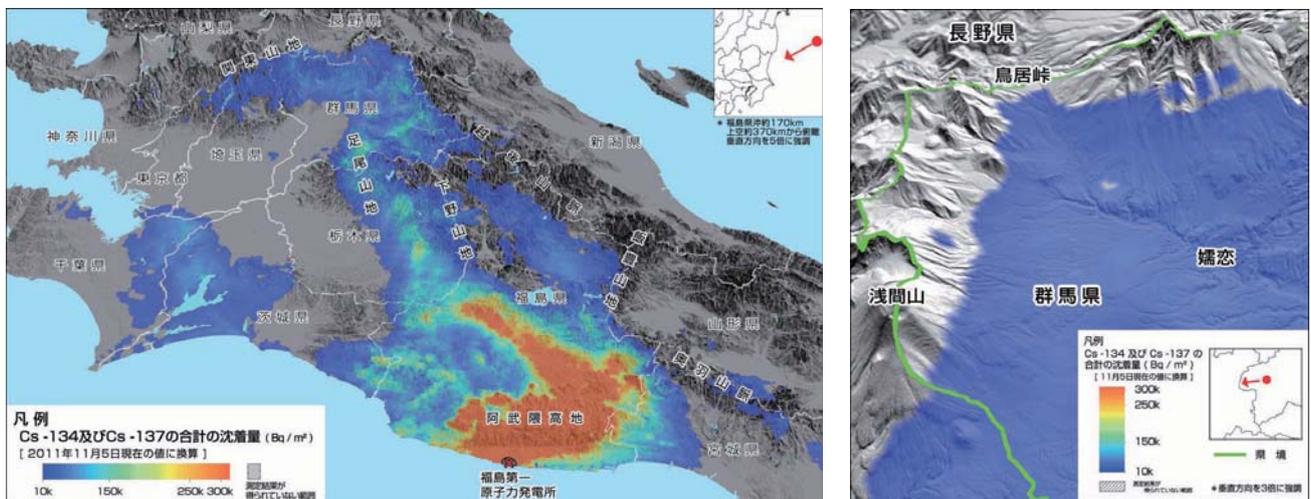
IV. 今後の課題

今回、我が国で初めて東日本の広い範囲にわたって、航空機モニタリングを実施した結果、面的な放射線分布が明らかになり、これまでの各地域における空間線量率や放射性セシウムの沈着量の分布状況について確認することができた。また、本測定により、これまでに詳細な測定結果が存在していなかった東日本における天然核種の影響も確認することができた。

しかしながら、本モニタリングを実施する中で、天然核種の減算処理法のほかにも、いくつかの課題も明らか



第7図 航空機モニタリングの結果から換算した $1 \text{ mSv/年} \sim 20 \text{ mSv/年}$ 以上に相当する線量率マップ(1年後, 5年後)



第8図 放射性セシウム沈着量の鳥瞰図(左:福島県沖から俯瞰, 右:群馬・長野県境付近)

※放射性セシウム沈着量が $10 \text{ kBq/m}^2$ 以下の測定値は、地形との関係を確認しやすくするため、描画していない。

になってきた。

### 1. 対地高度と地形効果

航空機モニタリングの結果は、発電所から80 km 圏内における地上測定で得られた約2,200点のデータ<sup>5)</sup>や、東日本全域における地上測定の結果約100点のデータとよく一致していることが確認された。山岳部や谷部等では、地上での測定結果と多少ずれるところがあったものの、地上測定と航空機モニタリング測定の結果の比は、おおむね0.5~1.5の範囲で一致していた。

しかしながら、わが国の多くが山岳地帯であり、急峻な地形では、直下からだけでなく斜め方向からの放射線も測定していると考えられる。谷筋では、距離的、面積的には、斜め方向の方が寄与が大きい場合もあると考えられ、そういう場所では空間線量率は高めに解析される可能性がある。

今後、航空機モニタリングの精度を高めるためには、地形効果等の影響評価を行っていく必要がある。

### 2. 宇宙線の影響

航空機モニタリングで線量率の評価にあたって、宇宙線等の寄与を差し引いて評価している。ここで、これらの寄与分は地上からのガンマ線の影響を受けない水上ラインで求め、その値(一定値)を差し引いている。しかしながら、宇宙線寄与分が、飛行高度に依存して変動しており、長野県、岐阜県等の標高が高い山岳地域を有するところでは、地上での空間線量率がやや高めに評価される可能性がある。精度向上を図る上で、評価法を今後整備していく必要がある。

## V. おわりに

本航空機モニタリングは、文部科学省の平成23年度放射能測定調査委託事業による委託業務として、日本原子力研究開発機構が実施した「広域環境モニタリングのための航空機を用いた放射性物質拡散状況調査」の成果を取りまとめたものであり、日本原子力研究開発機構、(財)原子力安全技術センター、(財)日本地図センター、応用地質㈱をはじめ、各機関、企業から80余名がヘリコプターに搭乗しての測定、地上での空間線量率と *In-situ* 測定、さらにデータ解析とそのマップ化に取り組んだ。ま

た、発電所周辺での飛行では航空自衛隊百里救難隊に、宮城、山形、栃木、群馬、茨城の飛行では各県の防災航空隊に、そして朝日航洋㈱、中日本航空㈱にも協力を得た。ここに、本モニタリングに参加された皆様に謹んで謝意を表します。また、本モニタリングを企画し、督励していただいた文部科学省原子力災害対策支援本部モニタリング班・板倉周一郎班長、齋藤大地氏に深く感謝します。

#### —参考資料—

- 1) 文部科学省(米国エネルギー省との共同を含む)による航空機モニタリング結果  
([http://radioactivity.mext.go.jp/ja/monitoring\\_around\\_FukushimaNPP\\_MEXT\\_DOE\\_airborne\\_monitoring/](http://radioactivity.mext.go.jp/ja/monitoring_around_FukushimaNPP_MEXT_DOE_airborne_monitoring/))
- 2) 環境放射線データベース  
([http://search.kankyo-hoshano.go.jp/servlet/search\\_top](http://search.kankyo-hoshano.go.jp/servlet/search_top))
- 3) 湊 進, “日本における地表  $\gamma$  線の線量率分布”, 地学雑誌, 115〔1〕, 87-95(2006).
- 4) T. J. Hendricks, *et al.*, *An Aerial Radiological Survey of the Nevada Test Site*, DOE/NV/11718-324, (1999).
- 5) 文部科学省による放射線量等分布マップ(線量測定マップ)の作成について  
([http://radioactivity.mext.go.jp/ja/distribution\\_map\\_around\\_FukushimaNPP/0002/5600\\_080218.pdf](http://radioactivity.mext.go.jp/ja/distribution_map_around_FukushimaNPP/0002/5600_080218.pdf))

#### 著者紹介

鳥居建男(とりい・たつお)

日本原子力研究開発機構 福島技術本部  
(専門分野/関心分野)放射線計測, 環境放射能, 大気電気

眞田幸尚(さなだ・ゆきひさ)

日本原子力研究開発機構 福島技術本部  
(専門分野/関心分野)放射線計測, 放射線管理

杉田武志(すぎた・たけし)

日本原子力研究開発機構 福島技術本部  
(専門分野/関心分野)放射線挙動解析, 遮蔽計算

田中 圭(たなか・けい)

(財)日本地図センター  
(専門分野/関心分野)自然地理学, GIS(地理情報システム)

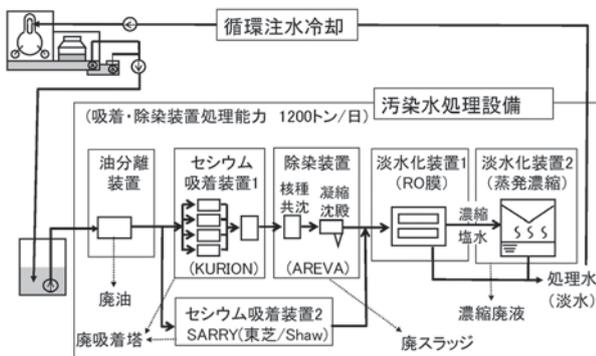
# 福島第一原子力発電所高汚染水の処理処分の課題 処分を見据えた対応策の提言

日本原子力研究開発機構 山岸 功,  
東北大学 三村 均, 九州大学 出光 一哉

福島第一原子力発電所事故の収束に向けた取組みにおいて、2011年12月にステップ2の完了が宣言された。原子炉の冷温停止状態を支える循環注水冷却に関しては、仮設の水処理設備が稼動しているが、恒久的な水処理設備の設置、汚染水処理で発生した2次廃棄物の保管・処理・処分への取組みも求められている。本稿では、汚染水処理の現状を整理し、吸着剤の性能、今後の処理・処分に関わる技術的課題を解説する。

## I. 汚染水処理の課題

福島第一原子力発電所事故では、炉心冷却のために数百トン/日の注水が続けられ、セシウムなどの放射性物質を高濃度( $\sim 10^6 \text{Bq/cm}^3$ )で含む汚染水が短期間で大量に発生し、保管場所の確保も困難な状態となった。海水含有、大量、高放射能の汚染水対策は過去に例がない。事故の収束に向けた道筋のステップ1において、セシウム(Cs)、ヨウ素(I)などの放射性物質を除染する水処理設備が設置され、冷却水として再利用する循環注水冷却(第1図)が2011年6月に開始された<sup>1,2)</sup>。これにより原子炉の安定的な冷却が可能となり、同年12月に原子炉の冷温停止状態(ステップ2)が達成された<sup>3)</sup>。



第1図 循環注水冷却を支える汚染水処理設備<sup>1,2)</sup>

### 1. 汚染水処理設備<sup>1-3)</sup>

#### (1) 油分離装置

高濃度の汚染水は、1～4号機のタービン建屋などから集中廃棄物処理施設へ移送され、水処理設備で処理される。津波などで混入したタービン油などは除染の障害になるので、最初の油分離装置により除去する。

#### (2) 放射性核種除去装置

除染対象核種は、強いガンマ線を放出するCs-134(半減期2年)およびCs-137(同30年)である。2011年6月17日に処理能力1,200トン/日の米国KURION社のセシウム吸着装置および仏国AREVA社の除染装置の直列運転が開始され、Cs-137濃度は除染前の $10^5 \sim 10^6$ 分の1に低下した。KURION吸着装置は、Cs<sup>+</sup>イオン交換能力の高いゼオライトであるハーシュライトを充填した吸着塔(4系列)に汚染水を流すことで、99%以上の放射性Csを除去する。AREVA除染装置は薬剤を添加する沈殿法であり、フェロシアン化物の微粉末にCs<sup>+</sup>イオンを吸着させ、それを有機ポリマーで砂粒に結合させて急速沈降させる。砂を再利用するので、Csを含む廃スラッジ(沈殿)が2次廃棄物として発生する。廃スラッジの取扱い、薬剤による機器腐食などの問題から同9月13日以降は停止されている。

東芝/Shaw社の第二セシウム吸着装置SARRYは2系列の吸着塔を有し、同8月18日に追設された。合成ゼオライトでCsを粗取りした後、チタンケイ酸塩でCsを検出限界( $10^6$ 分の1)以下まで除染可能である。KURION, SARRY装置では、廃吸着塔が高線量2次廃棄物となる。

#### (3) 淡水化装置

Csが除去された汚染水は、まず逆浸透RO膜で淡水と濃縮塩水に分けられ、濃縮塩水はさらに蒸発濃縮され

*Difficulties in Treatment of Contaminated Water in Fukushima-1 Nuclear Power Plant and Disposal of Its Secondary Waste*: Isao YAMAGISHI, Hitoshi MIMURA, Kazuya IDEMITSU.

(2012年 1月10日 受理)

て淡水と濃縮廃液(2次廃棄物)に分離される。

### 2. 汚染水処理実績, 2次廃棄物発生量<sup>4)</sup>

放射性核種除去装置による累積処理量は195,860 m<sup>3</sup>に達し, SARRY稼動後は各建屋の貯蔵量(汚染水水位)も低下傾向にある。2012年1月3日時点の1~3号機への処理水(淡水)注水量は588 m<sup>3</sup>/日であり, 水処理設備の6.5ヶ月間の処理実績約1,000 m<sup>3</sup>/日には余裕がある。

2次廃棄物の発生量を第2図に示す。廃スラッジ581 m<sup>3</sup>, 廃吸着塔(KURION 290本, SARRY 28本), 濃縮廃液5,452 m<sup>3</sup>である。SARRYは77,210 m<sup>3</sup>処理した本数であるが, KURIONよりも1桁少ない発生量である。

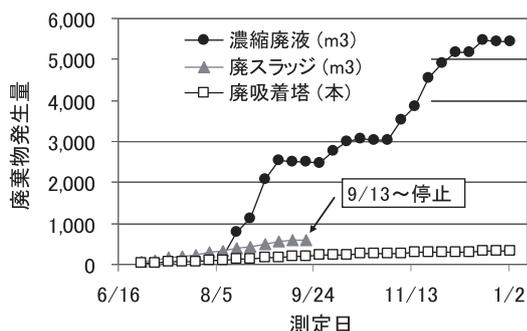
### 3. 汚染水処理の課題

#### (1) 地下水流入による汚染水総量の増加

第1表に処理中の汚染水も含めた水量を示す。RO膜淡水化後に蒸発濃縮されていない濃縮塩水が最も多く, 総量20万 m<sup>3</sup>の44%に達する。水処理設備稼動直前の12万 m<sup>3</sup>に比べて8万 m<sup>3</sup>も増加した要因として, 建屋等への地下水流入が指摘されている<sup>3)</sup>。水処理設備は, 汚染水が外部に漏れないように地下水位よりも低い水位を保つように運転されるため, 早急な地下水対策が求められている。

#### (2) 2次廃棄物の長期安定保管

放射性Csのほとんどが廃吸着塔に濃縮されるので, 水の放射線分解による水素発生などの安全面の評価・対策が望まれる。廃スラッジの安定化, 濃縮廃液貯槽を含む塩分による容器腐食の評価も重要である。



第2図 汚染水処理の廃棄物発生量(2012/1/3まで)<sup>4)</sup>

第1表 処理中の汚染水を含む総量(2012/1/3時点)<sup>4)</sup>

汚染水, 処理水	水量(m <sup>3</sup> )	(%)
1~4号機建屋	80,250	40
集中廃棄物処理建屋	15,540	8
(Cs除染後)塩水	2,474	1
(RO膜後)濃縮塩水	87,029	44
(蒸発後)濃縮廃液	5,452	3
処理水(淡水)	8,552	4
総量	199,297	100

### (3) 今後の汚染水処理

淡水化装置の運転によりカルシウムなどの海水塩分除去が進んでいるので, これまで困難であったSr-90(半減期30年)の除染も考慮した水処理設備が望まれる。

## II. 除染用吸着剤

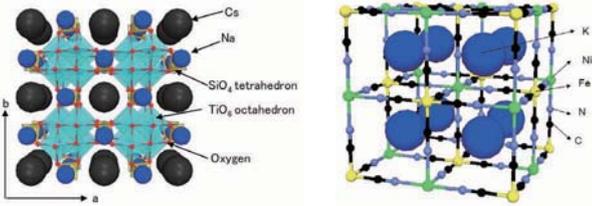
### 1. 吸着剤の選択性

放射性核種除染用の選択的吸着剤は, 主に無機イオン交換体に関して数多くの報告がある<sup>5)</sup>。放射性高汚染水に関しては, 耐放射線性の高い無機イオン交換体の使用に限定される。多くの無機イオン交換体のCsのイオン交換吸着特性が調べられており, イオン交換吸着の選択性を示す指標(イオン交換自由エネルギー変化,  $\Delta G^\circ$ )が報告されており, この値がCsを吸着する能力を比較する上で大きな目安となる。Csに高選択性を示す無機イオン交換体の $\Delta G^\circ$ 値は, マイナス値が大きいほどCsに選択性が高く, 序列としては不溶性フェロシアン化物>ヘテロポリ酸塩>ゼオライト群である。高濃度(5M)のNa塩溶液および高濃度(3M)の硝酸溶液からのCsの分配係数値( $K_d$ (cm<sup>3</sup>/g), Csの固相と液相での濃度比)を測定すると, 不溶性フェロシアン化物(KNiFC, KCoFC)やヘテロポリ酸塩(AMP, AWP)が $10^3$ cm<sup>3</sup>/g以上の高い $K_d$ 値(吸着率として90%以上)を示す。ただし, これらの高選択性吸着剤は, そのままでは微粉末粒子であり取扱いが難しく, 造粒法の開発が必要であり, 無機多孔体(シリカゲル, ゼオライト等)への担持複合体が数多く研究されている<sup>5)</sup>。一方, ゼオライトは, Na塩溶液(海水系)からでもCsに高い吸着性を有しており, わが国に豊富に産出すること, 充填カラムとして使用できる点で, 現場でのCs除染用吸着剤として優れている。

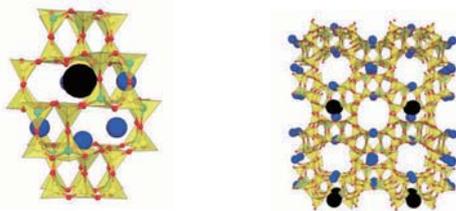
### 2. 吸着剤の構造

<sup>137</sup>Csに高選択性を有する吸着剤は, Csのイオン半径に近い孔路を有し, 交換性カチオンとのイオン交換で構造が安定化し, 他の水和イオン半径の大きいカチオンを排除する“イオンふるい作用”を有するものが多い。例えば, 福島第一原子力発電所での高汚染水処理に使用されている高除染用吸着剤(結晶性シリコチタネート(CST), Ni系不溶性フェロシアン化物, 第3図)は, いずれもCsのイオン半径に近い狭い孔路系を有している。原発サイト内ではCSTは充填カラム, 不溶性フェロシアン化物は凝集沈殿処理用として使用されている。

ゼオライト群は, 3次元かご型構造および“蜂の巣”状のトンネル構造を有するものに区分され, Si/Al比は1~ $\infty$ まであり, CsとSrの吸着特性は大きく変化する。特に, “ちょうちん形”のチャバサイトや“蜂の巣”状のモルデナイトは狭い細孔内にCsを交換吸着して安定化する(第4図)。なお, Srの吸着に関しては, 3次元のかご型構造を有し, Si/Al比が小さく, 内部に巨大な空洞



第3図 Cs 高除染用吸着剤の構造(CST(左), KNiFC(右); JAEA システム計算科学センター提供)



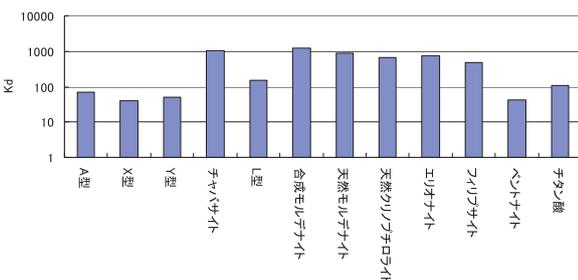
第4図 ゼオライトの構造模式図(チャバサイト(左), モルデナイト(右); JAEA システム計算科学センター提供)

(スーパーケージ)を持つ A および X 型が高い選択性を有する<sup>6)</sup>。

3. 海水からの Cs および Sr の選択的除去

TMI 事故後, わが国では高汚染水処理システム構築の必要性が提唱され, 無機イオン交換体による放射性 Cs および Sr の除染の評価がなされた<sup>7)</sup>。各種ゼオライト粉末により海水から Cs を選択的に除去した例を第5図に示す。チャバサイト, モルデナイトおよびクリノプチロライトの  $K_d$  値が $10^3 \text{ cm}^3/\text{g}$  に近い値(吸着率として90%程度)を示している。また, 混合ゼオライトカラムによる模擬高汚染水からの Cs と Sr の選択的除去も評価された<sup>9)</sup>。

今回の福島第一原子力発電所の事故をうけて, 日本原子力学会有志チーム(北大, 東北大, 東工大, 京大, 九大, JAEA)により, 粒状無機イオン交換体の海水からの Cs と Sr の吸着特性が評価され, 吸着速度, 濃縮海水からの吸着特性および吸着容量等に関して, 600点以上の吸着評価データが公表された<sup>8)</sup>。実験では反応容器内の実海水に Cs を添加し, 一定時間ごとに液相を採取して濃度を測定し, Cs 吸着( $K_d$  値)の時間変化を調べ

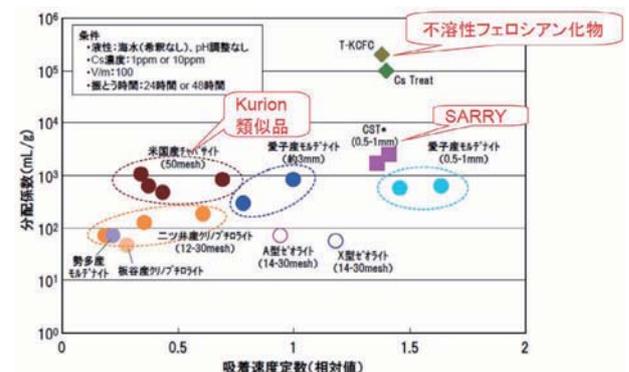


第5図 各種ゼオライト粉末による海水からの Cs の  $K_d$  値の比較

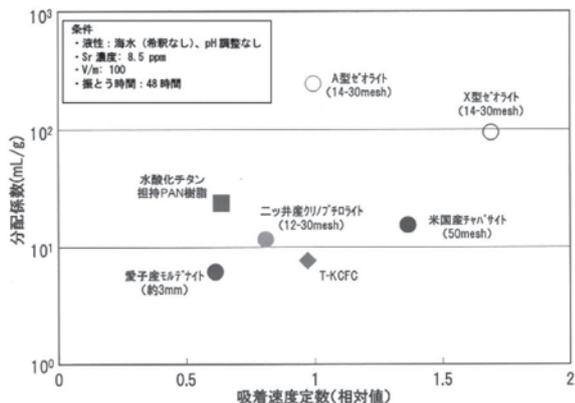
た。時間経過とともに  $K_d$  値は上昇傾向を示し, ゼオライトでは24時間後にほぼ平衡に近づく。吸着性の序列(Cs の  $K_d$  値の序列)は, 不溶性フェロシアン化物>モルデナイト, チャバサイト>クリノプチロライト>A, X であり, Cs 選択性の序列とよく対応している。ゼオライトの中で, モルデナイトおよびチャバサイトは, 24時間後に  $K_d$  値が $800 \text{ cm}^3/\text{g}$  程度(約90%吸着)で, 粉末状ゼオライトの値に近づく。実海水中の<sup>137</sup>Cs の放射能濃度は, ミリポアフィルタ(0.45  $\mu\text{m}$ )でのろ過後も変化せず, 塩酸で pH 調整(pH 2.4)しても吸着結果にはほとんど変化がないことから, 化学種としては  $\text{Cs}^+$  としてのイオン交換吸着が支配的である。濃縮海水(2倍, 3倍濃縮)からのモルデナイトへの Cs の吸着は, 実海水に比べ, 濃縮度に応じて  $K_d$  値が減少する傾向があり, 2倍濃縮で  $K_d = 197$ , 3倍濃縮で  $K_d = 146$ であった。

一方, 不溶性フェロシアン化物担持樹脂と CST 樹脂の場合は, 濃縮海水においても $10^3$ 以上の高い  $K_d$  値を維持している。海水からのゼオライトへの Cs の吸着等温線は, 上に凸であり Cs の高選択性を示唆している。吸着形式としては, ラングミュア型吸着であり, 飽和吸着量は0.72 meq/g(9.5 wt%)であった。なお, 海水の予想される Cs 濃度領域(1.5 ppm 程度)での Cs 含有率は0.0845 wt%と推定される。第6図は, 海水系での各種吸着剤の Cs の分配係数と吸着速度定数(相対値)との関係を示す。図から明らかなように, 高選択性の不溶性フェロシアン化物および CST(結晶性シリコチタネート), ゼオライト群に大別される。ゼオライト群は, 分配係数値が $10^2 \sim 10^3$ の範囲であるが, 吸着速度には大きな差が認められる。愛子産モルデナイトに見られるように, 粒径の差は吸着速度に大きく影響する。

海水系での各種 Sr 吸着剤の Sr の分配係数と吸着速度定数(相対値)との関係を第7図に示す。Cs の場合より分配係数は低いが, 3次元のかご型構造を有する A 型, X 型ゼオライトは $10^2$ 以上の  $K_d$  値を示す。なお, A 型ゼオライトへの 2 価カチオンの選択性序列は以下の通りである。



第6図 各種 Cs 吸着剤の Cs の分配係数と吸着速度定数(相対値)との関係



第7図 各種Sr吸着剤のSrの分配係数と吸着速度定数(相対値)との関係

今後、これらゼオライトを基本としたSr除染システムの構築が考えられる。

#### 4. 吸着剤の評価と課題

吸着剤への分配係数および吸着速度には、純度、カチオン形、表面形態、マクロ孔などの物理化学的特性が大きく影響することから、キャラクターゼーションを厳密に評価する必要がある。吸着剤の選択および利用に関しては、これらの吸着特性以外にも、安定性および固化処理まで含めた総合的な評価で判断する必要がある。

### Ⅲ. 汚染水処理によって発生する固体廃棄物の処分

#### 1. そもそも処分とは

放射性物質に限らず、有毒物質を処理処分する方法は以下の2種類に集約される。安全な濃度以下に希釈可能であれば、希釈して環境に放出する。希釈可能でなければ、できるだけ減容して密封する。いずれも環境に悪影響を与えないための方法である。処分とは、その行為(処分すること)の後に、何人も人為的に手を加えなくても安全であるようにすることであり、処理は、処分や保管に適した形に廃棄物を加工することである。上述の吸着処理は、高濃度の液体廃棄物を環境に放出可能な濃度に下げるとともに、放射性物質を閉じ込め性能の高い固体に移す処理法である。

放射性物質は半減期を持っており、完全に密封している期間中に毒性が安全なレベルにまで減少してしまえば安全を確保することができる。しかし、極めて長い半減期を持つ核種の場合、安全なレベルまで毒性が減少するまで完全密封を維持できない可能性がある。

その場合、放出濃度が希釈可能になるように制限する方法を用いる。例えば、廃棄物をセメントに固めたり、溶解してガラスにしたりという方法は、廃棄物を処理して水に溶けにくい化学形にすることで、希釈可能な量以下あるいは安全な濃度以下で少しずつ溶かすというもの

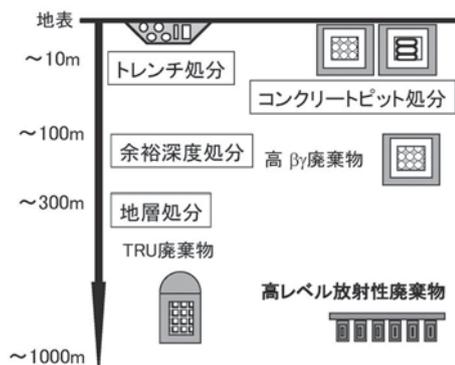
である。また、固化体の周囲に粘土のような障壁材(バリア材)を設けて、その移行を遅延させることも、環境への放出濃度を低下させる手段である。岩石や土壌も放射性核種の移行の遅延効果を持つため、処分場の深さも環境への放出濃度を下げる効果を持つ。

#### 2. 処分方法の分類

日本における放射性固体廃棄物処分法には、以下の4種がある(第8図)。

- (1) トレンチ処分(地表付近の簡易な埋め立て)
- (2) ピット処分(コンクリート構造物への埋設)
- (3) 余裕深度処分(バリア材を伴う50 m以深への処分)
- (4) 地層処分(バリア材を伴う300 m以深への処分)

どの廃棄物を、どの処分法で処分するかは、公衆の被ばくが年間10 μSv以下になるように安全評価を行い決定される。しかし、おおよそ廃棄物に含まれる放射性物質の濃度で分類することができる(第2表)<sup>9)</sup>。表に示されている値は、それぞれの処分法で処分可能な最大濃度を示しており、年間10 μSvを満足する濃度の10倍から



第8図 埋設処分法の分類

第2表 処分法に応じた濃度上限値の推奨値<sup>9)</sup>(Bq/t)

核種	トレンチ処分		ピット処分		余裕深度処分と地層処分の区分値
	濃度上限値の推奨値	区分値従属性の評価値	濃度上限値の推奨値	区分値従属性の評価値	
C-14	—	10 <sup>10+1</sup>	10 <sup>11</sup>	—	10 <sup>16</sup>
Cl-36	—	10 <sup>7-10</sup>	—	10 <sup>11+1</sup>	10 <sup>13</sup>
Co-60	10 <sup>10</sup>	—	10 <sup>15</sup>	—	—
Ni-63	—	—	10 <sup>13</sup>	—	—
Sr-90	10 <sup>7</sup>	—	10 <sup>13</sup>	—	—
Tc-99	—	10 <sup>5-10</sup> <sup>6+1</sup> 10 <sup>4-10</sup> <sup>5+2</sup>	10 <sup>9</sup>	—	10 <sup>14</sup>
I-129	—	10 <sup>4</sup>	—	10 <sup>10+2</sup>	10 <sup>12</sup>
Cs-137	10 <sup>8</sup>	—	10 <sup>14</sup>	—	—
α核種	—	10 <sup>9</sup>	10 <sup>10</sup>	—	10 <sup>11</sup>

<sup>11)</sup> Co-60に対する相対濃度からの推定値

<sup>12)</sup> Cs-137に対する相対濃度からの推定値

100倍に設定されている( $\alpha$ 核種とトレンチ処分については10倍, 他は100倍)。したがって, 処分される廃棄物中の平均濃度は表の数値の1/10から1/100以下となる。

### 3. 汚染水処理廃棄物処分の課題

今回の福島第一原子力発電所内汚染水の処理によって発生した固体廃棄物の処分については, 以下の点について考慮する必要がある。

- (1) 含有核種(放射能量, 半減期)
- (2) 発熱量
- (3) 固化形態
- (4) 同伴物質

含有核種の種類と濃度は, どの処分法(深度)に処分するかを決定する上で重要である。今回は圧倒的にセシウムが多いが,  $^{137}\text{Cs}$ は半減期が30年と比較的短いことから余裕深度処分と地層処分の区分の判定には挙げられていない。よって, 処分深度を決める際には,  $^{137}\text{Cs}$ 以外の核種の濃度が重要となる。 $\gamma$ 線核種に関しては測定が容易であるが, それ以外の核種については濃度測定あるいは推定のための情報が必要となる。

発熱量は, 処分場の設計段階で重要となる。発熱量が大きいと処分した際の地下での熱の除去が問題となり, バリア材の耐熱温度以下に維持するため, 廃棄物間隔を空ける等の考慮が必要となる。発熱量の多い核種は半減期が比較的小さいため, 処分するまで中間貯蔵することも考えられる。

吸着材を処分に適した形態に処理することも重要な課題である。特にフェロシアン沈殿物については, 還元環境では化学分解する可能性があり, 適切な形態に変更する必要がある。ゼオライトは, そのままの形態でも処分場の設計は可能と考えられる。ガラス化あるいは圧縮体にするにせよ, 特殊な処理施設が必要となる。高温処理の場合は, 吸着したセシウムが揮発して排ガスに移行する可能性があり, 排ガス処理系で新たな廃棄物が発生する。セメント固化法は, セメントの耐熱温度と含有水分の放射線分解による水素発生の観点から, 濃度が高い場合は安易に選ぶべきでない。

同伴物質についても充分考慮するべきである。汚染水処理に際しては, 油分や塩分が含まれており, これらとバリア材の相互作用について検討が必要である。塩分は, 金属容器の腐食やコンクリート構造物の強度低下, 粘土の膨潤力/止水性の低下等を起こすおそれがある。油分(有機物)の含有は, 放射線分解による水素等のガス

発生懸念があるため, 焼却や酸消化等の処理が必要になる。

以上の点に注意しつつ, それぞれの固化体に応じた処分法を決定していくことになる。

#### —参考資料—

- 1) 放射性滞留水回収・処理チーム資料, (2011.5.16).
- 2) 高レベル滞留水処理概略系統図, 東京電力プレス発表資料, (2011.7.14).
- 3) 東京電力福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋ステップ2完了報告書, (2011.12.16).
- 4) 福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について(第1~28報), 東京電力プレス発表資料, (2012.1.5まで).
- 5) 三村 均, 日本イオン交換学会誌, **19**(2), 127-140(2008).
- 6) H. Mimura, T. Kanno, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **22**, 284-291(1985).
- 7) 三村 均, 山岸 功, 秋葉健一, 核理研研究報告, **21**, 64-70(1988).
- 8) 福島第一原子力発電所内汚染水処理技術のための基礎データ収集, 日本原子力学会バックエンド部会HP, (2011).
- 9) 低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について, 原子力安全委員会, 平成19年5月21日付, (2007).

#### 著者紹介



山岸 功(やまぎし・いさお)

日本原子力研究開発機構  
(専門分野/関心分野)原子力化学工学/特に再処理・核種分離に関する分離化学(イオン交換・溶媒抽出), ガラス固化などの放射性廃棄物処理



三村 均(みむら・ひとし)

東北大学  
(専門分野/関心分野)原子力化学工学/特に放射性核種の分離化学および放射性廃棄物処理・処分



出光一哉(いでみつ・かずや)

九州大学  
(専門分野/関心分野)核燃料および放射性廃棄物処理・処分

# 原子力発電所が受けた震災 事故の真因とこれからを考える

法政大学 宮野 廣

膨大なエネルギーを持つ核反応は、人類にもたらされた豊かなエネルギー源として、原子力発電として発展させてきた。原子力発電のリスクというのは何か。「放射能リスク」を改めて認識させられたのである。福島第一原子力発電所の事故は、国、地方自治体、学术界、事業者(電力)、メーカーなど全てのステークホルダーにおいて、原子力発電にかかわりを持つ人々が、その役割においてその責任の自覚が薄く「原子力安全」の本質に取り組んでこなかったことが第一の要因である。その反省に立って、事態の調査、分析、評価を行い、対応へ活かしていかなければならない。その上で、福島の後処理と原子力発電の安全確保への取組み方について、適切に運用する体制や仕組みを作ることが必要であり、国際社会と協働してこれに取り組むことが、これからの日本の復興、発展に結びつくものであると考える。

## I. はじめに

平成23年3月11日、わが国における最大級のM9の東北地方太平洋沖地震が発生した。これは、北は三陸沖から南は銚子沖までの全長500 km×幅200 kmもの地殻が数10 mも動くという変動が発生し、未曾有の津波が東日本を襲い、多くの発電所が被災することとなった。福島第一原子力発電所には15 mもの津波が押し寄せ、わが国初の原子力発電所の原子力事故となった。この原子力発電所の事故は多くのことを考えさせるものであった。

何が、どのように起こったかについては、その概要は既に本学会誌で報告されている<sup>1)</sup>。一方、詳しい事故の展開は、国の機関による調査、分析、評価がなされており、それに委ねたい。ここでは、これまでに得られた情報や活動の軌跡を分析して、個人的な経験を加味し、私たちは「なぜ、原子力事故を起こすことになってしまったのか」についての真因を組織や取組みの観点から考えてみたい。

## II. 原子力発電のリスク

何事にもリスクはつきものである。膨大なエネルギーを持つことが実証された核反応を、人類にもたらされた豊かなエネルギー源として、私たちは原子力の平和利用に用いることを決め、原子力発電として発展させてきた。本来、核反応には様々なリスクを内在しており、原

子力発電にも同様のリスクがある。原子力発電のリスクで重要なものは「放射能リスク」であり、その安全管理は必要性を世界で共有し、IAEAとともに国として規制管理を行ってきた。

原子力発電の「放射能リスク」については広く想定し、十分に検討してきた。このリスクの回避が「原子力安全」であり、これに対する基本的考えが第1図に示す多重障壁や損傷防護の考え方である。

地震が起き、未曾有の津波が襲ったが、原子力発電所は計画通りに停止した。しかし、その後、残留熱を有する炉心燃料の冷却ができなくなり、燃料は損傷し、放射性物質を大気、海洋に放出する事態となってしまった。このような事態への対応が深層防護であり、単純に物理障壁を持つことではない。

では、なぜ今回のような事故が発生してしまったのか。その原因、真の要因を考え適切に対策していくことこそが重要なことと考える。

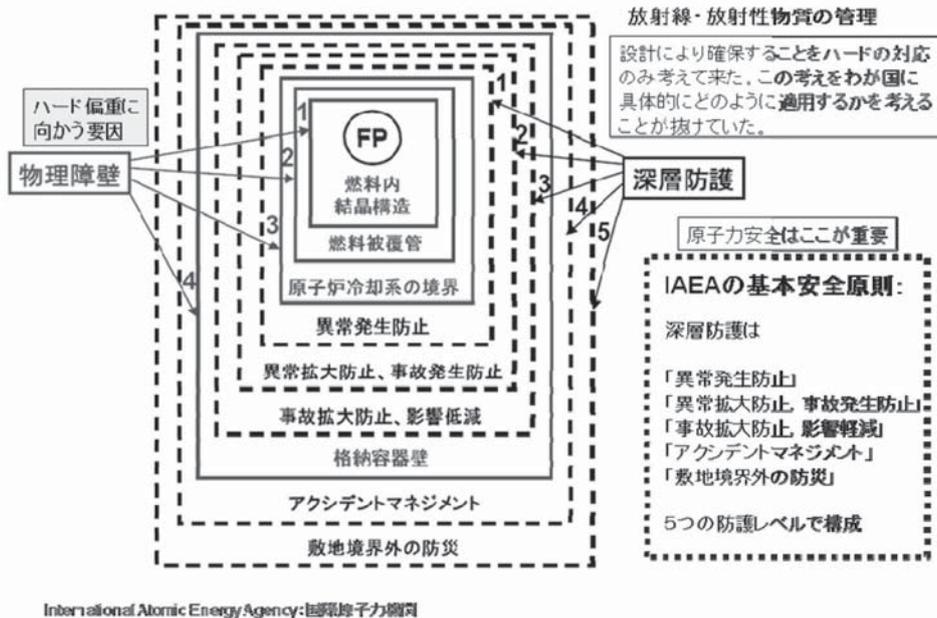
## III. 責任とその対応

誰がどのように責任を持っていたのだろうか。役割としての責任を含めて「責任」ということを考えることも必要である。原子力発電はエネルギーセキュリティの一環、国策として推進してきたのである。安全確保は事業者の責任だけであろうか。一義的にはその責任は当然事業者にある。事業者は規則を守り、安全確保のための最大限の努力を払わなければならないのは言うまでもない。

しかし、一方、技術的には国の規制基準に従い、設計し、運用の手順を定め、安全審査を受け、更に原子力発

*Root Causes of the Fukushima Accident and its Countermeasures* : Hiroshi MIYANO.

(2011年 12月20日 受理)



第1図 物理障壁の多重防護の考え方と深層防護

電所の安全確保のための仕組み、規則に従って施工し、運用してきたのである。地震動の大きさ、最大津波の大きさの想定も、学术界、学会で議論し、すべての規制に携わってきた人、学識経験者や技術者の合意に基づき、その基準を定め、評価して定めたものである。だが、実際のそれは想定したよりはるかに大きなものであった。この巨大な津波をもたらした地震動の規模が、想定をはるかに超える地殻変動だったということであり、津波も計算の想定を大きく超えるものであった。その結果として原子力発電所が被災し、事故に至ったのである。

事故に至ったことの責任を、単純に一事業者に押しつけて、事をすませているものではない。国を筆頭として、地方自治体、学术界、事業者(電力)、メーカーなど全てのステークホルダーにおいて、原子力発電にかかわりを持つ人々が、その役割においてその責任を自覚することが第一であり、大切なことであると考えて。更に加えて、マスコミや国民がどのようにかかわってきたのか、考えてみることも必要であろう。

その反省に立って、事態の調査、分析、評価を行い、これからの対応へ活かしていかなければならない。その上で、原子力発電への取り組み方を定める規制基準や様々な規則を見直して、適切に運用する体制や仕組みを作ることが必要である。

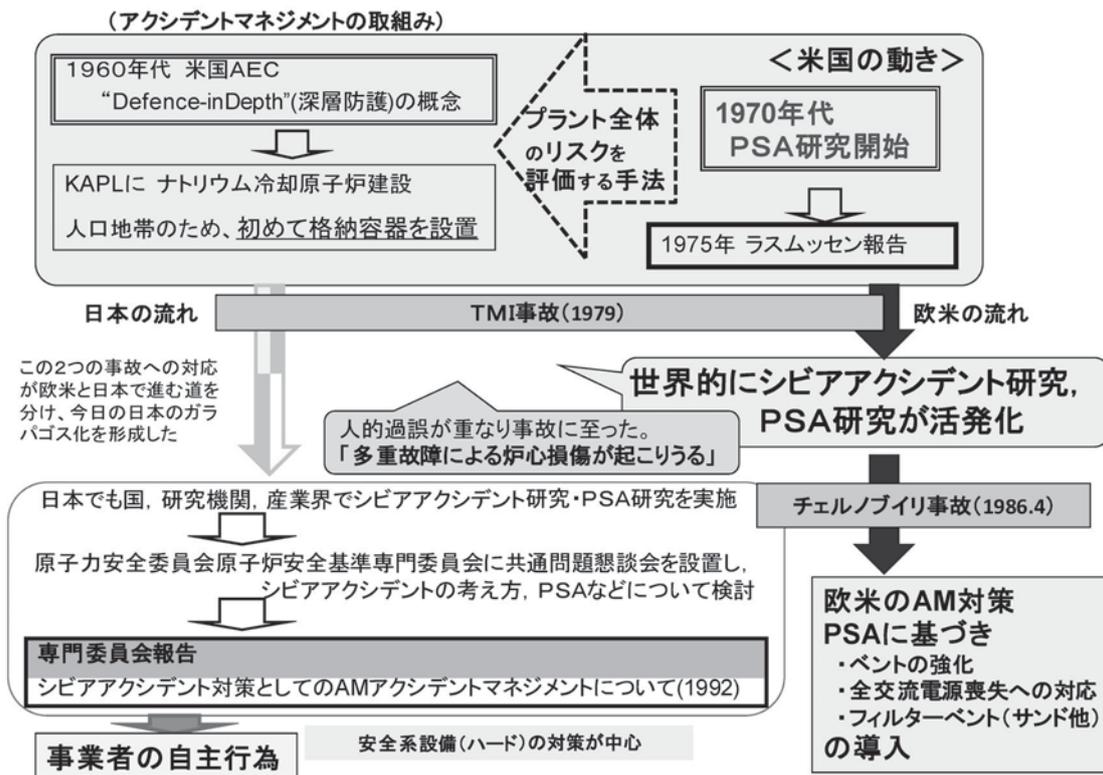
#### IV. 事故の真因

事故の認識とわが国での「原子力安全」の確保のための仕組みとその歴史を踏まえ、技術的な直接要因ではなく事故の真因となる注目点を以下に要約した。(各項のタイトルには、問題点と今後の進むべき方向を記した。)

#### 1. 運転プラントに対する「原子力安全」の確保の視点の欠如—規制のハード偏重からシステム安全への脱却

わが国では“考え方”，概念を構築することよりも、物理・工学などの学術論理を正確に作り上げることに重きを置く傾向にある。すなわち、原子力発電の導入の経緯もあるが理解のしやすさもあり、構造強度偏重の規制が長く取られてきたのである。わが国の原子力発電設備は1970年代に米国から導入された。同時に、その健全性の確保として、設計建設における“ものづくり”実務の基本である構造強度の基準として、ASME(米国機械学会)規格、圧力容器と配管の規格などが導入され重用されてきた。わが国はこの膨大な規格の習得と高度化に多くの資源を投入し貢献してきた。しかし、結果として、実機の安全問題への関心は少ないものとなったのではないか。更に、国による「原子力品質」の確保の規制への踏み込みは、これに拍車をかけた。作業の細部にまでの品質管理を導入し、機器ごとに製品としては隔々まで健全性確保への気配りはできたが、書類の山を築くことに労力を費やすことになった。

一方、世界では米国のTMI事故や旧ソ連のチェルノブイリ事故の経験などから、様々にシビアアクシデント(SA)時の安全確保の対応をとってきた。第2図に示すように、米国では早くから確率論的安全評価の手法(PSA)に取り組み、TMI、チェルノブイリ以降、PSA研究の成果として、着々と様々な安全策の導入がなされてきた。わが国においては、SAへの対応としての実験や解析など多くの研究が進められてきたが、実炉でのSA対策(AM)の規制としての導入や確率論的安全評価への取り組みは遅れ、結果として欧米で取られた各種の安



第2図 シビアアクシデントへの対応

全策の検討や採用からは、遠ざかってしまったことは否めない。

PSAについては、耐震指針の改定においてようやく、万一の基準地震動を超える場合を想定しての対応において、安全評価の手段としてリスク評価を行うことが議論されたが、最終的には付録に「残余のリスク」を評価する」と自主的な処置となるに留まっている。

必要なことは、原子力発電所においてあらゆる条件を想定して、システムとして「原子力安全」を確保するために必要な機能はなにか、ということを明確にすることである。

## 2. 社会との連携での原子力安全確保の共有意識の欠如—目標の共有と監視の強化

規制組織を始め、地方自治体、マスコミの目が軽微なトラブルに集まり、例えば「報告が1時間遅れた」として社会問題化してしまうような傾向にあり、技術論ではなく政治的決着という判断が常態化している。その基盤となっているのが地方自治体と事業者との「安全協定」である。それにより、「安全」の上に「安心」を付加した、あたかも三重規制のような体系となってしまう、原子力発電所の「原子力安全」の確保という本質的な論点から大きく目をそらすことになっている。

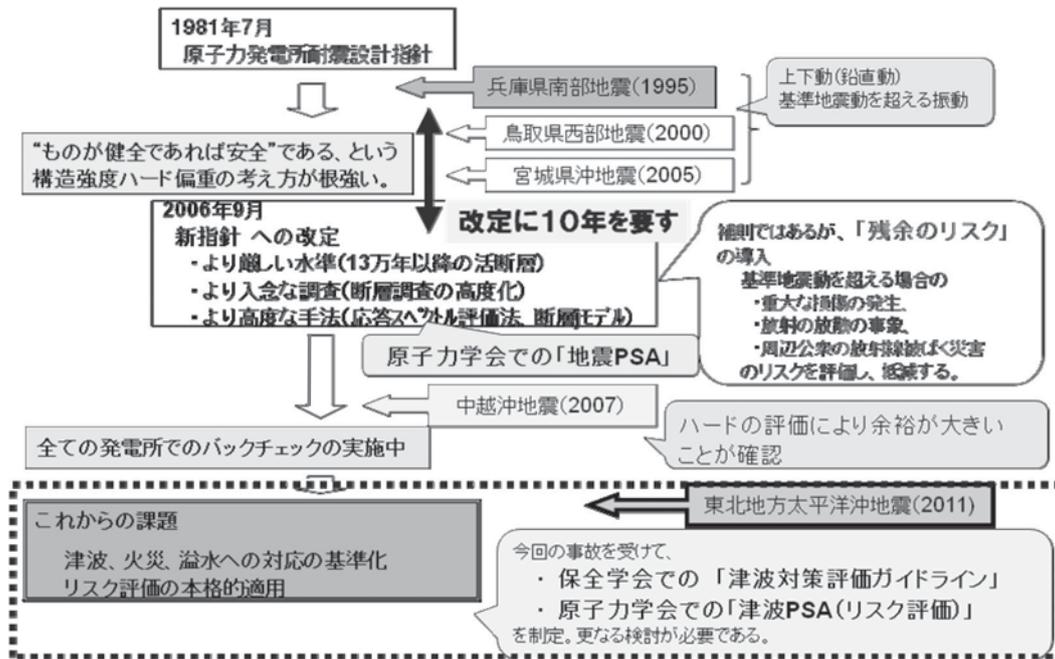
一般に、安全の尺度として「計画外停止頻度」が用いられた。わが国ではこの計画外停止は極めて少なく、いつの間にか『絶対安全』の安全神話が形成されてしまった。

したがってリスク評価については、「安全なものをあえてリスクで評価する必要はない」との思いがどこかにあり、外部事象も含めて真剣にリスクを活用する土壌が形成されず、リスク評価が実炉の安全評価手法として規制に定着することはなかった。この安全神話の形成は、結果として構造健全性に直接結びつく子細なトラブルに論点が集まり、本質的な「原子力安全」の確保の議論をますます遠ざけることになってしまったのではないかと。

原子力安全の確保の歴史の中で、規制と事業者の自主的行為が明確には区別されず、反対派や厳しいマスコミ、裁判への対応が重なったことで、規制庁も事業者も、お互いが「安全神話」をよりどころとしてしまい、国をあげて「原子力安全」に取り組む姿勢が欠如してしまったことが重大な要因の一つである。「原子力安全」の確保は規制機関も事業者も、自治体、住民、反対派も同じ目標を共有するものである。連携して最良の方法で「原子力安全」を達成することが望まれる。規制機関は事業者と一体となって安全確保を進めることが望まれる一方、安全確保がされていることを厳しく監視することが必要であり、目標を共有することは異なるものであり、使い分けが重要である。

## 3. 規制基準の無謬性へのこだわりとリーダーシップの欠如—役割分担と責任の明確化

わが国では、一度定めた規制基準、指針の改定は容易には進まない状況にある。第3図に示すように、例えば



第3図 地震発生と基準の改訂の経緯

耐震評価指針の改定について10年以上の歳月を要していることがわかる。1995年に兵庫県南部地震の人口密集地帯での直下型の地震動を経験し、大きな地震動のデータを得たことで、翌年には1981年に制定された耐震指針の改定に着手した。それから10年の歳月を経てようやく、評価に用いる基準地震動の想定範囲の拡大や算定手法の見直し、先に述べた「残余のリスク」の導入など多くの改訂がなされた。運転プラントへの対応はバックチェックとして事業者の自主的な評価に留まっているが、現在もまだ順次進められているところである。このように、必要であるからこそ急ぎ改定に着手したものはあるが、わが国には一たん決めたことの改訂、改善が容易に進まない文化があると思われる。一度決めたことへのこだわり、決めたことは正しいという無謬性を求める意識が、多くの人々にある。そのことが、改定、改正、改革を妨げる要因となっているのではないかと考える。そこに責任ある強いリーダーシップが求められる。

最も重要な課題は、規制機関を含めて、それぞれの役割における責任や責任者が見えないことである。国では審議会を多用し、架空の法人(審議会)の決定として処理をする方法が取られており、誰が責任を持って決めたのか、わからない状況を作っている。審議会の委員も、自分の責任で決めているという自覚があるのか、見えてこない。規制機関ばかりではない、事業者、メーカ、下請け業者、学会、学术界などそれぞれに役割を担っているはずであるが、「原子力安全」の確保という目標に対して、何を分担して、どのような責任を果たしているのか、明確ではないというところが、責任の所在が見えない所以であると考えられる。

このように見てくると、国、規制機関の役割としての責任は、どこにあるのだろうか。それと同様に、わが国の特殊性でもある不明確なメーカの責任はどこにあるのだろうか。役割分担としての責任の明確化を欠いたことは事実である。このことが、様々な取組みにおいて、判断し決めるリーダーシップの欠如を招いていることの要因でもあり、事故を防ぐことができなかった遠因ともなっているのではないかと考える。

原子力安全庁が新設されようと計画されているが、同時に、この原子力安全庁を含めて、産官学、学協会の全ての機関において「原子力安全」を確保するための役割分担とその関係、責任・責任者を明確にすることが必要であり、その議論に取り組むことが望まれる。

## V. おわりに

わが国の原子力発電のハード、設備製造、設計建設の技術は世界一であることは、世界が認めるところである。世界の数少ない原子力発電プラントメーカのうち、3社もが日本のメーカであり、自動車産業以上に強力である。その部品の製造においても優秀であることはもちろんである。今や世界の原子力発電所建設のカギは、日本の製造工程に依存するとまで言われるくらいである。原子炉圧力容器など主要機器の製造の信頼性は世界一である。産業はそこまで進歩、発展してきた。一方、安全規制の面ではどうだろうか。エネルギー確保のための国策として、原子力発電の導入を決定した時点から、国を挙げて一丸となってその安全確保に厳しい目を向けなければならないにもかかわらず、常に争いの具に供されてきたと言える。そのために、ソフト面での、国民の理解を

## 「Fukushima International Project」

### 1. 国の主導により体制を構築

- ・東京電力と各研究機関(JAEAほか)で独立法人としての対策機関を立ち上げる。

### 2. 参加機関・・・5-10年間の運用と研究

- ・国、電力、メーカ、研究機関から参加者を募る。(予算は国と東電で拠出)
- ・国際機関から参加者を募る。(各国から参加費を集める)

### 3. 規模・・・1000人、1000億円/年 10年規模

#### 課題・・・各テーマで「チーム」を構築

##### 工事チーム

- 設備の復旧・・・冷却の継続と管理
- 除染と管理・・・1-4号の囲うドームの建設、炉水、排水、屋外等の除染
- ロボット等取り扱い装置の開発

##### 調査・研究チーム

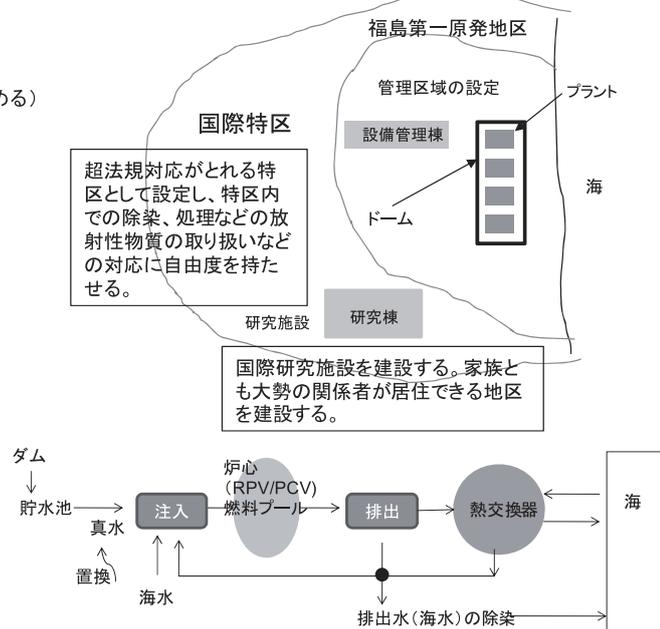
- 燃料調査・管理と処分計画
- 事象分析評価
  - ・安全確保のガイドへの反映
  - ・対策他のプラントへの展開

##### 復興チーム

- 地域の環境調査および環境保全・復興

国内の協力体制  
国際協力体制  
で、実行する。

目標：貴重なデータを世界と共有することで、原子力安全の向上に役立てる。同時に、研究者社会を地元で作る事と復興を国際社会と共に進めることで地域の活性化を図る。



(注) 本計画案は、概念を表すものとして事故当初に作成した。定量的には詳細な検討が必要であることを合わせて注記する。

第4図 国際協力による福島のリハビリプロジェクトの提案

得るというコンセンサスやコミュニケーションという点を含めて、「原子力安全」に対する考え方の、世界からの遅れは甚だしいものがある。国民全てが、真剣に本質的な「原子力安全」の確保に取り組んでこなかったことが、今回の事故の最大の要因といえるのではないだろうか。

まず最初に、私たち、原子力発電に携わってきた技術者、研究者がこれを反省し、胸襟を開いてここで述べてきた新たな取組みに身を投じていくことこそが必要と考える。

世界を視野に入れて、今こそ福島の教訓を活かし、第4図に示すような国際協力による福島第一原子力発電所の処理と地域の復興、そして「原子力安全」の確立への取組みを行うことが、世界一安全な原子力発電の実現を目指すわが国のなすべきことと考える。

アジアでの原子力発電所は建設計画も含めて、韓国では28基、中国では27基(計画では100基とも200基とも言われている)、インドでも31基であり、近々、世界では原子力発電所500基を越すであろう。

福島第一原子力発電所の事故は日本だけの経験ではない。私たちがこの経験を生かすことが、世界が求める原子力発電の「原子力安全」を確保するために必要なことである。世界がこの経験を共有し、生かして行かなければならないのであり、わが国は世界に対してそれに協力する責任を持つと考えるものである。

#### —参考資料—

- 1) 奈良林 直, 杉山憲一郎, 日本原子力学会誌 53(6), p 387-400(2011).

#### 著者紹介



宮野 廣(みやの・ひろし)  
法政大学, 日本原子力学会標準委員会  
委員長  
(専門分野/関心分野)システム安全・設計, 流動・振動, 耐震, 原子力発電, 規格基準

# 震災を踏まえた中長期エネルギー需給構造のあり方と原子力の役割

(財)エネルギー総合工学研究所 都筑 和泰

2011年3月の東北地方太平洋沖地震を踏まえ、災害対応や原子力大事故リスクへの注目度が高まっている中、化石燃料調達、環境制約、経済性への対応も考慮しつつ、日本の中長期のエネルギー需給構造の検討を行った。その結果、再生可能エネルギー中心の社会は一つの想定解としてはあり得るが、技術的・経済的な不確実性が大きいこと、原子力発電については保持すべき重要オプションの一つと位置づけられることを示した。当面は再生可能エネルギーなど重要な技術開発を幅広く推進するとともに、原子力技術基盤を維持涵養することも重要であると考えている。

## I. はじめに

当研究所では、去る2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震を踏まえ、主に中長期の観点から、わが国のエネルギー需給構造のあり方及びその実現に向けた技術戦略に関する検討を実施している<sup>1,2)</sup>。本稿は、その検討のうち、原子力のあり方に関わることを中心に紹介する。

震災前、原子力は国内総発電電力の30%を担う基幹電力であり<sup>3)</sup>、中長期的には、2030年までに原子力発電の比率を50%程度にすることが計画されていた<sup>4,5)</sup>。また、国際的にも原子力カルネッサンスとして大規模な新設が想定されていた<sup>4)</sup>。今回の福島第一発電所の事故はこの傾向に大きく冷や水を浴びせるものである。国内においては、福島事故の長期化に伴い原子力に対する支持は着実に低下してきており<sup>6)</sup>、今後しばらくは原子力に対する逆風は吹き続けることが想定される。

このような中で、今後の原子力のあり方を考えていく場合、下記の3点がポイントになると考えている。

- (1) 原子力のリスクは社会が受入れ可能なレベルまで低減できるのか
- (2) 短中期的には主に火力によって代替するとして、経済的な負担は現実的か
- (3) 中長期的に脱原子力依存は可能なのか。可能だとするといつ頃実現できるのか

上記の(1)は、今後の原子力のあり方を考える上で最も重要な要素ではあるが、この点については他の専門家の

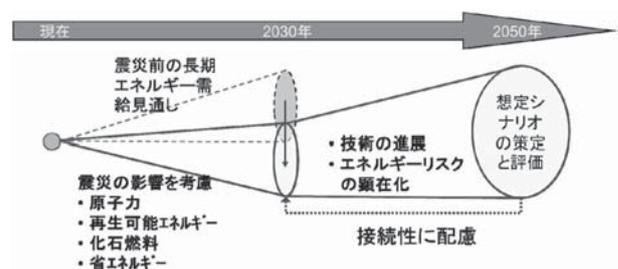
*Japanese Energy Balances after the Great East Japan Earthquake*: Kazuhiro TSUZUKI, Ryo MORIYAMA, Yuki ISHIMOTO, Koji TOKIMATSU, Naoto HAGIWARA.

(2011年 12月15日 受理)

検討を待つこととし、本稿においては、(2)、(3)の観点を中心に議論することとする。具体的には、2030年、2050年を対象としてエネルギー需給構造を定量的に想定しつつ脱原子力依存政策の影響を評価することで、原子力の中長期的な役割を評価していく。

## II. 検討手法

第1図に本検討の流れの概要を示す。2030年までは多くの検討が存在するが、ここでは経済産業省の長期エネルギー需給見通し<sup>5)</sup>をベースとして、震災を踏まえた変更点を議論することとする。2050年については、技術進展やリスクの顕在化などを考慮しつつシナリオを検討し、その評価をするとともに、2030年からの接続性について配慮する。なお、需給構造の検討にあたっては、需給構造を具体的に想定した上で、その利害得失を定量的に評価していく必要があるが、今回のスコープである災害耐性や原子力社会選好などは定量化して最適化の指標とすることが困難であるため、エネルギーモデルによって需給構造を検討することは適切ではない。本検討においては、超長期エネルギー技術ビジョン策定<sup>7)</sup>の検討に使用された実績のある計算ツールを活用することとした<sup>2)</sup>。このツールは、最終需要及びその供給割合(電化率、



第1図 検討フロー

化石燃料の比率など)から、1次エネルギー、CO<sub>2</sub>排出などを導出するものであり、想定シナリオの利害得失を簡易に比較検討することが可能である。

### Ⅲ. 2030年における需給構造

#### 1. 主要な想定条件

##### (1) 原子力

日本の原子力プラントには1970年代から1980年代にかけて作られたものが多い<sup>4)</sup>。これらは、2010年以降、順次、寿命40年を迎えることとなる。2030年の原子力プラントの設備容量を考える上では、これらの古いプラントを単純に廃止していくのか、それとも寿命延長またはリプレースするのかが大きな選択となる。なお、現行の日本の法令では、営業運転が開始して30年を経過する前に、事業者は安全上重要な機器・構造物について、今後、長期間運転することを想定した技術評価(高経年化に関する評価)を実施し、それに基づいた長期保守管理方針を策定し、保安規定に記載することとなり、以後10年ごとにそれらの作業を繰り返すこととしている。また、米国の原子力発電所では現在の認可期間(通常40年)満了後の運転認可更新申請(License Renewal Application: LRA)を原子力規制委員会(NRC)にあらかじめ提出し評価を受け、許可されると現在の認可期間を超え最長20年間の運転期間延長が認められることとされている。これらのことから寿命については、40年、60年という数字が目安となることがわかる。

以上を踏まえ、第2図に40年寿命新設なし(原子力段階的廃止)と60年寿命新設なし(原子力維持)の場合の原子力発電の設備容量の変化を示す。40年寿命を想定すると、今後、設備容量は着実に減少し続けることになる。60年寿命であれば、2030年まではほぼ横ばいで、そこから減少が始まる。2030年においては、原子力維持の場合は震災前の計画の約2/3、原子力段階的廃止の場合で約1/3の設備容量になる。

##### (2) 太陽光・風力発電

太陽光・風力発電は、エネルギー自給率向上やCO<sub>2</sub>排

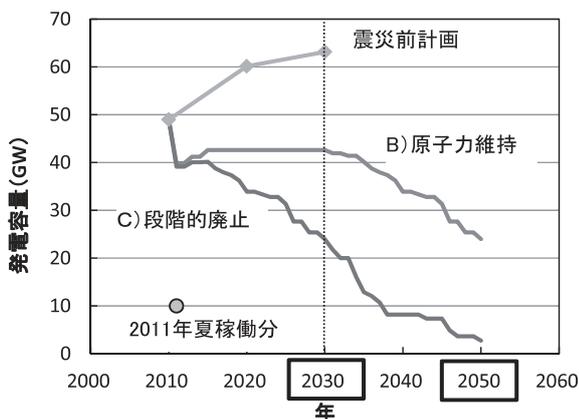
出低減の観点から期待の大きい電源である。また、ポテンシャルは、現在の国内の消費電力の数倍以上であり<sup>8,9)</sup>、数字の上では国内の1次エネルギーの全てを賄うことも可能である。その一方、コストが高いことや、出力変動の問題があるため、短中期的な大規模普及は想定しにくく、震災前の長期エネルギー需給見通しの最大導入ケースでも2030年で年間総発電電力量に対して9%程度の寄与とされている。本検討においては、2030年にむけて震災前計画程度以上の着実な普及を想定はするものの、原子力の代替となるようなレベルまででの普及は想定しないこととした。その論拠、課題については、IV章において後述する。

##### (3) 最終消費

エネルギー需給構造を定量的に議論するためには、必要とするエネルギーの量を適切に想定する必要がある。本検討においては、長期エネルギー需給見通しを参照しつつ、震災の影響を考慮した値を検討することとした。ここで、震災前の長期エネルギー需給見通しにおいては、下記の3本の最終消費シナリオが検討されていた。

- (1) 現状固定： 新たなエネルギー技術の導入はなく、古い機器の入れ替え効果のみ
- (2) 努力継続： 機器・設備の効率改善努力と入れ替えに伴う機器導入効果
- (3) 最大導入： 高コストで省エネルギー効果の高い機器・設備について、国民や企業に対し更新を法的に強制する一歩手前のギリギリの政策により最大限普及

震災後、消費者の省エネルギー意識が高くなっており、その導入が着実に進むことは想定されるが、その一方、これまで想定していなかった新技術が突然出てくるということは想定しにくい。よって、本検討においては、上記の「努力継続」を標準的なシナリオとし、「最大導入」を省エネルギーが進展したオプションと想定することとした。いずれのシナリオにおいてもエネルギー需要は着実に減少しており、現状固定ケースと比べて、努力継続は約8%、最大導入では約20%の減少幅となっている。



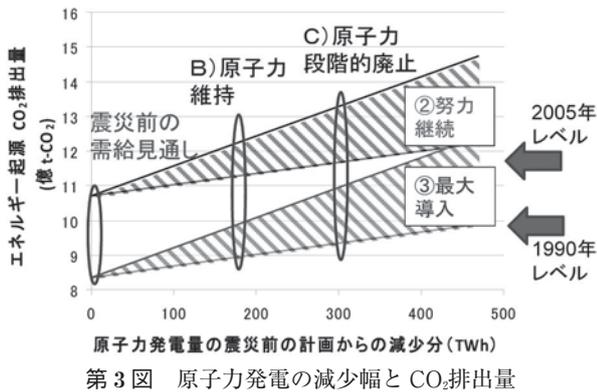
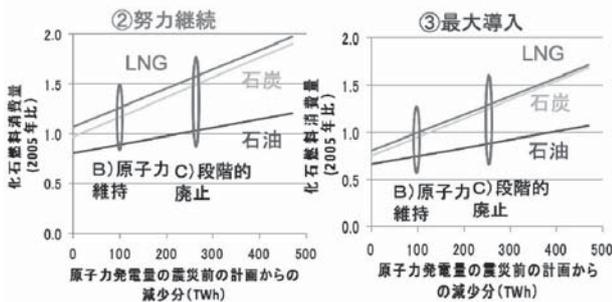
第2図 原子力発電容量の推移

#### 2. 原子力段階的廃止の影響

##### (1) CO<sub>2</sub>排出量・化石燃料消費量

原子力発電による発電量の減少分を火力発電で補う場合、CO<sub>2</sub>排出量と、化石燃料の消費量が増加する。第3図はエネルギー起源CO<sub>2</sub>排出量を原子力発電量の減少分に対してプロットしたものである。CO<sub>2</sub>の増加率は燃料の種類や発電効率に依存するため、幅をもって表示している。各シナリオにおける下限が高性能天然ガス火力、上限が通常の石炭火力により代替する場合である。天然ガス火力によって代替する場合は、原子力維持と段階的廃止と比較して約0.5億トンの差となる。

第4図は原子力発電量の減少分に対して化石燃料の消

第3図 原子力発電の減少幅とCO<sub>2</sub>排出量

第4図 原子力発電の減少幅と資源消費量

費量を示したものである。それぞれ、石油のみ、石炭のみ、天然ガスのみで代替した場合の消費量の増加分を2005年比でプロットしている。努力継続ケースにおいて天然ガスで代替した場合、原子力を段階的に廃止すると天然ガスの消費量は2005年の約1.6倍である。

### (2) 火力発電所の設備容量

日本の電力は、水力・原子力・石炭をベース、天然ガス(LNG)をミドル、石油・揚水をピークとしてきていた。ベース電力である原子力が減少すると、ある程度まではLNG火力の設備利用率向上によって対応可能であるが、減少幅が大きい場合、短期的には石油火力の寄与大、中長期的には石炭火力やLNG火力の増設を考慮する必要がある。試算によると、原子力維持程度の原子力設備容量が既存のLNG火力の設備容量で対応可能な下限であり、原子力段階的廃止の場合、石炭火力やLNG火力の増設を考慮しなければならなくなる。

### (3) 経済性の予備的評価

原子力を段階的に廃止した場合の主要な影響は、CO<sub>2</sub>排出増、天然ガス消費量増、火力発電所増設などである。原子力の安全対策コストや、天然ガスの消費増による価格高騰など多くの不確定性はあるが、イメージをつかむために現在の価値及び現時点での予測に基づいた試算を行った結果、原子力を維持した場合と比べて、段階的廃止をした場合の負担増は下記の通りとなった。

- ・CO<sub>2</sub>排出：1,000億円/年(2030年)
- ・天然ガス調達：1兆円/年(2030年)
- ・発電所建設：2.4兆円(2030年までの総計)

ここで、CO<sub>2</sub>排出に関わる費用は2,000円/t-CO<sub>2</sub><sup>10)</sup>天然ガス調達費用はIEAの価格想定<sup>11)</sup>、発電所については12万円/kW<sup>12)</sup>で20GW建設することを想定した。これらの影響については経済モデル解析などにより、精緻化・詳細化し、その上で改めて原子力のリスクと比較・検討することが必要である。

## IV. 2050年の需給構造

2050年のエネルギー需給構造のあり方に影響が大きいのは、再生可能エネルギーの技術開発動向と、化石燃料調達・使用に関わる動向である。以下それぞれについて概説し、原子力の位置づけを議論する。

### 1. 2050年に向けた再生可能エネルギーの技術動向

2050年に向けて、再生可能エネルギーを原子力の代替となるような規模で導入しようとする場合、出力変動対策が最大の課題となる。ここでは、よりポテンシャルの大きい太陽光発電を例として、出力変動の大きい電源を大規模に導入する場合の課題について概説する。太陽光発電の場合、平均的な稼働率は12%程度であり、現在の日本の総発電量を全て供給しようとする場合とすると1,000GW程度の設備容量が必要となる。2009年度のピーク電力は160~180GW程度なので<sup>3)</sup>、晴れの日の発電量はピーク電力の約6倍に達する。これは極端なケースであるが、太陽光で全電力の1/3を供給することを想定した場合であっても、設備容量はピーク電力の2倍以上となるので本質的には同様である。すなわち、蓄電池などを大量に導入することにより、晴れの日の昼間に電力を蓄積し、夜間や雨の日に対応することが必要となる。

この実現のためには、安価な蓄電池が大量に生産できることが大前提であるが、それに加えて電力系統制御についても、同時同量の制御から蓄電管理制御への大きな変更が必要となる。すなわち、スマートグリッドを活用することなどにより蓄電量を的確に把握し、晴れの日の前夜にはなるべく蓄電池を空にして昼間に蓄える、雨が降りそうな場合には夜のうちに充電をするといったような制御をしていく必要がある。そのためには、大・小規模の発電設備を適切に組み合わせることにより、統合的な制御を行う必要がある。このようなシステムについてはこれまであまり検討されておらず、詳細な検討は今後の課題である。

なお、これまでと同様の火力発電所による出力変動を想定する場合、2008年5月、電気事業連合会は受入れ可能な太陽光発電の設備容量は1,000万kW(=10GW；総発電電力の1%程度に相当)であると報告している。かなり無理をしても、ピーク電力と同程度以上の設備容量を受け入れることは容易ではないと考え、蓄電池を利用した大規模な変革がない場合、太陽光発電の導入量は150~200GW程度が限界となり、これは総発電電力

の15～20%程度に相当する<sup>1,13)</sup>。

## 2. CO<sub>2</sub>制約顕在化リスク及び化石燃料調達困難 リスクと原子力

2050年の状況を考えて場合、化石燃料の調達については、オイルピークの顕在化、海上封鎖、途上国の需要増大による需給逼迫、投機による価格高騰などのリスク要因があり、調達が困難になる可能性は小さくない。CO<sub>2</sub>制約については、現状の公式見解は地球温暖化対策基本法案による2020年25%低減と2050年80%減であり、これを遵守するのであれば相当に厳しい対策が必要となる。その頃には、地球温暖化がいよいよ顕在化してくることもあり得る。以上より、2050年において、化石燃料が現在と同じように使用可能かどうかは不透明であり、調達困難やCO<sub>2</sub>制約などのリスクが顕在化しても致命的とならないような準備をしておく必要があるといえる。

この対応を議論するため、第5図に非化石電源による電力量(原子力と再生可能エネルギーの和)とCO<sub>2</sub>排出量の関係を示す。2030年の場合と同様に、CO<sub>2</sub>排出量の算出に当たっては、最終需要構造を想定する必要がある。図中の、「努力継続」は2030年の努力継続ケース程度の省エネルギー機器の導入が2050年まで継続するケースであり、「最大導入」は2030年の最大導入程度の省エネルギー機器導入が継続するケースである。すなわち、産業構造やライフスタイルの大幅な変更は当面検討対象外としている。第5図より、1990年の半減という条件であっても、省エネルギーを最大導入程度に実施した上で、非化石電源のシェアを100%近くにする必要があることがわかる。この状況を再生可能エネルギーのみで実現するためには、シェアを100%近くにする必要があり、前節で述べた蓄電池を大規模に普及した世界が技術的・経済的に成立していることが必要条件となる。しかしながら、その実現には技術的・経済的に不確定性が大きいので、原子力に依存するというケースも十分に起こりえる。その意味では、原子力については保持すべき重要オプションと位置づけられる。

ここで、非化石電源のシェアを100%近くにしてもCO<sub>2</sub>

排出1990年の半減程度にしかならないのは、産業・民生の熱源や運輸などの電力以外のCO<sub>2</sub>排出が依然として大きいことを意味する。厳しいCO<sub>2</sub>制約を実現する上では、この部分のエネルギー消費量低減及びCO<sub>2</sub>排出原単位低減が非常に重要であることがわかる。省エネルギー機器の導入を推進するとともに、再生可能エネルギー起源の水素などクリーンなエネルギー媒体の開発もまた重要である。

これまで、CO<sub>2</sub>制約顕在化を中心に議論してきたが、化石燃料の調達困難に対しても対策は同様であり、やはり原子力は重要なオプションとなる。ただし、化石燃料の中では相対的に供給途絶リスクの低い石炭を有効利用するというオプションがあり得る。その場合、石炭ガス化発電などの高効率発電を検討するとともに、CO<sub>2</sub>の回収貯留についても検討する必要がある。

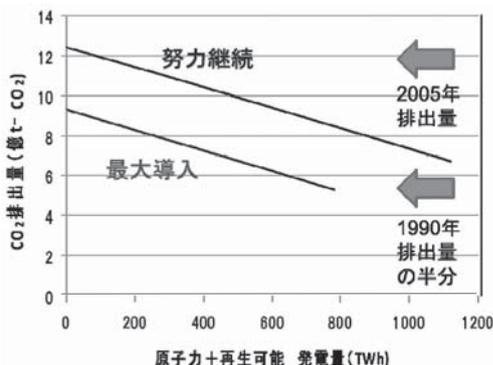
## V. 原子力の課題整理

これまでの議論により、当面、原子力の減少は避けがたいとして、中長期視点からは原子力を重要なオプションとして保持し続ける必要があることを示した。そのためには、社会の信頼を回復することに加えて、製造能力や人材などの技術基盤を維持することが必要条件となる。社会の信頼性の確保に向けては、福島第一原子力発電所の事故をなるべく早期に収束させ、その原因分析を確実に実施し、既設炉に対する安全・防災対策を徹底していくことがまず重要である。並行して社会に対して正確な知識を発信し続けるとともに、安全設計基準や指針等の規制等についてもより信頼性の高いものにしていく必要がある。

技術基盤の保持については、国内で新設があることが望ましいが、困難な場合は、海外展開や次期炉の設計検討などを推進することで人材と技術力を維持していくことが必要となる。特に2030年以降には既設炉の多くが寿命を迎えることから、2030年以降、原子力発電容量を維持または増加する可能性があるのであれば、それに向けて安全対策を強化した新型炉を準備しておく必要がある。

## VI. まとめと当面の施策案

大震災および福島第一原子力発電所の事故をうけて、原子力の信頼性が低下し、省エネルギーや再生可能エネルギー導入への期待が高まっている。また、災害耐性という観点も着目されている。一方、日本が資源に乏しい島国である以上、石油をはじめとする化石燃料の途絶がエネルギー問題の主要なリスクである状況に変わりはない。また、意識が高まったからといって、急激に技術開発が進展するというわけでもない。これらを踏まえつつ、中長期的に想定されるエネルギーリスクに対する対応を定量的に検討したところ、現時点で一本化を目指す



第5図 2050年の非化石電源導入量とCO<sub>2</sub>排出

ほどの理想的な解はなく、バランスのとれたエネルギー政策を継続して実施することが不可欠であるということが示された。その意味で、原子力発電も重要なオプションと位置づけられる。

当面のエネルギー政策としては、中長期的に期待の大きい再生可能エネルギーと省エネルギーについて技術開発を着実に推進するとともに、原子力については保持すべきオプションとして技術基盤の維持涵養につとめることが重要であると考えている。脱原子力依存を明確に指向するためには、

- (1) 再生可能エネルギー中心の社会が技術的・経済的に成立する見通しがあること
- (2) 化石燃料の調達やCO<sub>2</sub>排出制約に中長期的懸念がないこと

のいずれかが必要があり、もう少し状況が明らかになったからの判断(10~20年後)になると考えている。

短中期的に既設炉を有効利用するのか積極的に廃止していくのかは、「経済性と原子力リスクの比較」という別の観点で決まるものである。経済的な影響については経済モデル解析などにより、精緻化・詳細化し、その上で改めて原子力のリスクと比較・検討していくことが必要であり、検討が急がれる。

#### —参考資料—

- 1) 都筑和泰, 森山 亮, 他, (財)エネルギー総合工学研究所 第26回シンポジウム「東日本大震災を踏まえたエネルギー需給構造のあり方」, (2011),  
<http://www.iae.or.jp/sympo/index.html>, 季報エネルギー総合工学, (2012.1).
- 2) 都筑和泰, 森山 亮, 他, “東日本大震災を踏まえた国内エネルギー需給構造のあり方に関する検討”, 季報エネルギー総合工学, p.29(2011.7).
- 3) 電気事業連合会, 原子力・エネルギー図面集2011, (2011),  
<http://www.fepec.or.jp/library/publication/pamphlet/nuclear/zumenshu/pdf/all01.pdf>
- 4) 経済産業省, 総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会報告書, (2006.8).

- 5) 経済産業省, 長期エネルギー需給見通し(再計算), (2009.8).
- 6) 佐田 務, 下岡 浩, “福島事故後の世論動向”, 日本原子力学会「2011年秋の大会」社会・環境部会セッション, (2011).
- 7) 資源エネルギー庁, 超長期エネルギー技術ビジョン, (2005.10).
- 8) NEDO, PV 2030+における物理的潜在量, (2009).
- 9) 環境省, 平成21年度再生可能エネルギー導入ポテンシャル調査, (2010).
- 10) 経済産業省, CCS 2020, (2006.5).
- 11) IEA World Energy Outlook 2011 Special Report, (2011).
- 12) 国家戦略室 コスト等検証委員会 第2回委員会資料, (2011.10),  
[http://www.npu.go.jp/policy/policy\\_09/pdf/20111018/siry03.pdf](http://www.npu.go.jp/policy/policy_09/pdf/20111018/siry03.pdf)
- 13) 森山 亮, 他, “中長期観点からの国内エネルギー需給構造のあり方”, エネルギー資源学会, 投稿中.

#### 著者紹介

都筑和泰(つづき・かずひろ)

エネルギー総合工学研究所  
(専門分野/関心分野)エネルギー工学/特にエネルギーモデル分析, 原子力

森山 亮(もりやま・りょう)

エネルギー総合工学研究所  
(専門分野/関心分野)化学工学/新エネルギー, 特にバイオマス

石本祐樹(いしもと・ゆうき)

エネルギー総合工学研究所  
(専門分野/関心分野)エネルギー工学/特にCO<sub>2</sub>フリー水素エネルギーシステム

時松宏治(ときまつ・こうじ)

エネルギー総合工学研究所  
(専門分野/関心分野)エネルギーシステム工学・ライフサイクルアセスメント/特に資源環境経済学

萩原直人(はぎわら・なおと)

エネルギー総合工学研究所  
(専門分野/関心分野)材料工学/エネルギーシステム, 特に化石燃料・水素利用

# 福島原発事故にみる危機管理の発想と クライシス・コミュニケーション 何のための情報発信か？

関西大学 土田 昭司

東日本大震災での東京電力福島第一原子力発電所の過酷事故におけるクライシス・コミュニケーションについて検討する。危機における対応当事者と public との間の情報送受信であるクライシス・コミュニケーションにおいて public とは何か、また、そもそもなぜクライシス・コミュニケーションが必要とされるのかを述べる。そして、危機においてはセキュリティではなくセーフティが必要とされることに基づいて、福島原発事故におけるクライシス・コミュニケーションの問題点を指摘する。

## I. はじめに

2011年3月11日に発生した東日本大震災では、地震と津波によって真に痛ましい被害があった。これに加えて、東京電力福島第一原子力発電所において電源喪失に陥ったことから過酷事故(以下、福島原発事故と略記)が発生した。事故が生起してから7ヶ月以上が経過した現時点から振り返ってみて、事故発生当時の危機管理、とりわけクライシス・コミュニケーションに焦点をあてて検討する。

### 1. クライシス・コミュニケーション

#### (1) クライシス・コミュニケーションとは何か？

福島原発事故は、詳述は省くが、まさしく定義通りの「危機」であった。クライシス・コミュニケーションとは、危機(過酷事故)が生じた時に行う public との情報送受信である。危機において最も困難な事柄の一つは適確な状況把握に基づく正確な現実認識を達成することである。これは、単に現場における測定が困難であるにとどまらず、例えば、戦争で開戦1日目に戦場(前線)からの報告の80%は間違い情報であるといわれることもあるように、困難な状況においては現実認識が歪んでしまう人間的(心理的)要因も加わるからである。

このような事情から、クライシス・コミュニケーションでは、危機対応に直接に当たる当事者が現場の情報を public に伝えることだけでなく、現場の当事者が自らの現実認識と判断の客観性を点検するためにも、public

から当事者への情報伝達もまた重要となるのである。

#### (2) クライシス・コミュニケーションにおける Public とは何か？

クライシス・コミュニケーションにおいて危機対応当事者との情報送受信の相手方となる public とは、次のように整理することができる。

- (1) 一般大衆：public とは字義的には一般の人々を指す。
- (2) 報道機関：マスメディアが発達した今日では、一般大衆を代表するとして報道機関が危機対応当事者との情報の窓口となる。
- (3) 行政機関：一般大衆に代わって実際に権力を行使するのは様々な分野、レベルの行政機関である。特に、中央政府(国)、県、基礎自治体である市町村は、互いに密接に連携してはいるものの、危機対応当事者にとっては別個の組織体であって、そのそれぞれと十分な情報送受信する必要がある。

福島原発事故の場合、現場の危機対応当事者である東京電力、また原子力安全・保安院は、対応の最高責任者である官邸との間の情報送受信は行っていたようであるが、県や市町村との情報送受信はほとんど行わなかったのではないかと。また国も、県や市町村との情報送受信が十分であったのかどうか、検証が必要であろう。

- (4) 関連企業・同業者：日本における原子力発電は、電力会社がすべてを行うのではなく、協力企業や、2次、3次と多くの下請け企業によって維持されている。危機においてこれらの企業間の情報送受信が重要であることは言うまでもない。これに加えて、危機においては平常時に期待できる資源や能力の多く

*Crisis Communication at the Fukushima Accident and the Concept of Crisis Management* : Shoji TSUCHIDA.

(2011年 11月27日 受理)

が得られなくなる状況となることから、それを補うためにも、普段は交渉のあまりない関連企業や同業者とも情報送受信を行う必要がある。

- (5) 他分野の研究開発機関(研究開発者)：危機とは通常では想定されない異常事態が発生することである。したがって、その対応には通常では他分野とされる領域の研究成果が有効である場合もあり得る。それは当事者にとっては異常事態であっても他分野では通常状態であるか、あるいは、想定されうる異常事態である場合もあり得るからである。したがって、事態が異常であるほど他分野の研究開発機関との情報交換が有効である可能性が出てくる。
- (6) 諸外国の上記[(1)~(5)]：グローバル化した国際社会において、原子力事故のクライシス・コミュニケーションは諸外国に対しても自国に準じて行われることが求められている。

福島原発事故については、報道を見る限り、上述のように第一義的当事者である東京電力は、監督行政機関に対しては積極的にクライシス・コミュニケーションをはかっていたようである。また、監督行政機関の指示もあつてのことか報道機関に対しても一応の型どおりのクライシス・コミュニケーションを行っていた。しかしながら、住民への直接のクライシス・コミュニケーション、行政機関の中でも住民に密接に関わり合う市町村などの基礎行政機関へのクライシス・コミュニケーション、関連企業・同業者、他分野の研究開発機関、そして諸外国のpublicへのクライシス・コミュニケーションがどの程度、どれほど有効に行われたのかについては今後さらに検証が必要であろう。

## 2. クライシス・コミュニケーションはなぜ必要なのか？

危機発生時において、危機対応責任がある当事者にクライシス・コミュニケーションを行うことが求められる理由は次のようにまとめることができる。

- (1) 道義的責任：事故を発生させてしまった主体として道義的に(すなわち、世間を騒がせたことへの償いとして)publicに状況を説明する責任がある。ただし、道義的責任のみの理由でクライシス・コミュニケーションが必要とされるのは、当該の危機がその主体内で終息する場合のみである。危機がその主体を越えて被害・影響を及ぼすのであれば以下の理由が重要となる。
- (2) publicの理解を得るため：風評防止や批判に耐えうる根拠に基づいて世論が形成されるためには、危機について十分かつ正確な情報のもとに理解してもらうことをpublicに求めなければならない。そのためにpublicに対して理解に必要となる情報を提供し、かつ、提供した情報についてのpublicか

らのフィードバックに対応しなければならない。

- (3) publicを助けるため：危機の被害がpublicにも及ぶのであれば、危険情報や避難情報を速やかにpublicに対して開示しなければならない。さらに、publicから発信される当該の危機に伴って生じうる可能性がある危険についての情報を速やかに受け取り対応しなければならない。
- (4) publicに助けを求めるため：危機が深刻であるほど責任対応主体だけでは危機に対応できなくなる。その場合には広くpublic(国全体あるいは人類全体)に支援を求めなければならない。なお、ここで重要なことは、クライシス・コミュニケーションとしてpublicに助けを求める場合には、求める支援のスペックをより具体的に発信することである。助けを求めるクライシス・コミュニケーションにおいても受け手にとって分かりやすい情報発信を行う必要がある。

東京電力は、福島原発事故で「助けを求める」クライシス・コミュニケーションを、法的に上位意思決定機関となる政府に対して行った以外は、全く行わなかったように報道されている。危機では通常の業務では想定していないオペレーションが必要とされる。通常想定されていないオペレーションに関しては、自分たちよりも優れた技能や知恵をもつ者が外部にいるかもしれないと考えることが必要である。例えば「〇〇Gyの放射線を受ける環境下で電子機器が誤作動することなく運転できる遠隔操作の重機はないか」など、具体的な支援スペックを明示して、中小企業や研究・教育機関をも含めて広く「助けを求める」クライシス・コミュニケーションを行うことは、危機を克服するために有効であろう。

## II. 「想定外」の問題：安全対策には2種類ある

福島原発事故の発生からしばらくの間、事故の当事者や関係する専門家から事故を「想定外」とする発言がしばしば聞かれた。危機状況を「想定外」とすることの問題点を安全の多義性をもとに指摘する。

### 1. セキュリティとセイフティ

日本語の「安全」には多義性があり、少なくとも2つの側面を指摘できる<sup>1)</sup>。

一つはセキュリティ(security)としての安全である。セキュリティとは事故や災害の発生確率を最小化することをいう。つまり、事故や災害が起きないようにする安全である。

あと一つはセイフティ(safety)としての安全である。セイフティとは事故や災害が起きたとしてもその被害を最小限に抑えることをいう。

福島原発事故以前、原子力利用における日本の安全対

策はセキュリティにあまりにも特化しすぎていたといわざるをえないであろう。過酷事故を起こさないことを目的とした安全対策は、過酷事故が起きたらどうするのかという安全対策をないがしろにするものではなかったか。つまり、セーフティとしての安全対策がなされていなかったとの評価を受けざるを得ないと考えられる。そのことは「想定外」との言葉が危機の最中に用いられたことに象徴的に現れている。

## 2. 「想定外」は無能力者の言葉

想定外と見なされる場合を木下富雄は次の5つに分類している<sup>2)</sup>。①隕石の直撃のように発生確率が極めて小さい場合。②発生確率があるとの見解が学問分野において少数意見である場合。③当事者が慢心などから発生確率を主観的に低いと思い込んだ場合。④コストや政治的配慮などの外部要因とのトレードオフの結果として想定外とする場合。⑤当事者の不勉強や想像力不足のために発生確率があることに気がつかなかった場合。木下は、本来の意味での想定外は①の場合のみであって、それ以外はあってはならない想定外であると断じているが、いずれにしても、最も問題となるのは過酷事故が現実に行き来しているという事実である。「想定外」とはセキュリティとしての安全対策が破綻したとの情報価値しかないのであって、現実に行き来している過酷事故に対しては何の役にも立たない。例えて言えば、戦争の最中に指揮官が「敵の作戦は想定外であった」と発言することを考えてみればよい。この発言は自分には指揮官としての能力がないことを認め、指揮官を辞する理由として発せられるものであろう。

現実に行き来している時に必要となるのは、被害を可能な限り小さくするためのセーフティの安全対策である。したがって、クライシス・コミュニケーションにおいて必要とされるのはセーフティに関する情報の流通である。

想定外などのセキュリティに関する情報は、危機が終息したあとで今後の対策や責任論などを論じるときに必要なものである。危機の最中におけるクライシス・コミュニケーションではあまりにも外的な情報である。

## Ⅲ. クライシス・コミュニケーション では何をどこまで発信すべきか

クライシス・コミュニケーションに限らず、一般に情報を送受信するコミュニケーションにおいて「何を」「どこまで」情報発信するかは受信者の情報解読能力による。すなわち、受信者の情報解読能力を推定することなしに行うクライシス・コミュニケーションなどありえない。クライシス・コミュニケーションとして必要とされる上記の目的を達成するために、受信者が何を知りたいと願っているのかを推測して受信者にとって有益な情報を、受信者の情報解読能力を推定しながら発信することになる。

受信者が解読できないような情報が発信された場合には、受信者に情報が伝わらないだけでなく、送信者は受信者から「情報を隠しているのではないか」「誠実ではない」「信頼できない」などの評価を受けてしまう可能性が高い。

福島原発事故における東京電力あるいは原子力安全・保安院による報道機関からの取材を前提とした情報発信は、事実を正確に伝えようとはしていたのではあろうけれども、報道関係者も理解できない情報の提供となっていたと懸念される。受信者の情報解読能力に合わせて情報発信するにはコミュニケーションの訓練と能力が必要とされる。原子力関係の組織にそのような人材が不足していることは残念なことである。

### — 参考資料 —

- 1) 辛島恵美子, “社会安全学構築のための安全関連概念の再検討”, 社会安全学研究, 1, 153-177(2011).
- 2) 木下富雄, “リスク学から見た福島原発事故”, 日本原子力学会誌, 53〔7〕, 465-472(2011).
- 3) 平川秀幸, 土田昭司, 土屋智子, リスクコミュニケーション論, 大阪大学出版会, (2011).
- 4) A. M. Howitt, H. B. Leonard(eds.), *Managing Crises: Responses to Large-Scale Emergencies*, CQ Press, (2009).

### 著者紹介



土田昭司(つちだ・しょうじ)

関西大学

(専門分野/関心分野) リスクコミュニケーション／特に社会心理学の立場からの現実・状況認識, 合意形成過程

# 原子炉施設の確率論的リスク評価の動向と 今後への期待

## 3. リスク評価を使いこなす—原子力安全の確保

大阪大学 山口 彰

確率論的リスク評価(PRA)を“使いこなす”のは容易ではない。PRAは不確かで、稀有で、影響度の重篤な事象を包括的に扱うものである。PRAは使いこなせばきわめて実際的かつ有益である。不確かさを扱うがゆえに、不確かであっても十分に役に立つのである。一方、PRAを実施しそれを実効的に活用するには専門性ある人材が必要であり、多大の労力とコストがかかる。日本国政府の福島原子力発電所事故報告書は、我が国ではPRAが効果的に活用されなかったとした。連載解説記事の最終回である第3回目では、なぜPRAを活用すれば、原子力利用に伴うリスクを十分に低い水準に抑制し、安全向上を達成できるのか、資源を投入してまでPRAを実施する意義はあるのか、リスク評価を我が国で適切に活用していくために必要なことは何であるか、なぜ日本ではうまく活用されなかったのかを考察する。

### I. はじめに

大規模な地震に始まり、そして壊滅的な津波に起因する福島第一原子力発電所の事故は、設計において想定された自然現象をはるかにしのぐものであった。それは、発電所の影響緩和対策と緊急時対応に対しても大きな脅威となった。福島第一原子力発電所事故は、深層防護に係る課題に対する適切な対処を迫ることとなった。

- (1) 地震と津波といった自然現象に対する設計想定(設計基準事象)と設計対応。
- (2) 設計基準事象を超える自然現象によって引き起こされた全交流電源喪失(一部、直流電源喪失も含む)と最終ヒートシンク喪失状態において、シビアアクシデントに至らないようにするための防護。
- (3) 全交流電源喪失の結果としてシビアアクシデントに至ったときに、その影響を緩和するためのアクシデントマネジメントの考え方と、具体的な準備。
- (4) シビアアクシデントに際し格納機能の維持に失敗し、その結果として放射性物質の放出により公衆と環境に放射線影響をもたらす懸念が生じた場合の緊急措置。

設計基準事象に対して万全と考える対策をしてもなお

不確かさに起因して対策が効果を発揮しないシナリオがあり得ること、特にシビアアクシデントにおいてシナリオを具体的に特定することは不確かさへの備えにならないがゆえに、シナリオを特定せずに、対策が機能しないことを想定した備えが必要であることを認識する必要がある。

原子力エネルギーを利用しその恩恵を受けるということは、放射能によるリスクと向き合うことである。原子力の安全確保とは、原子力エネルギー利用に伴うリスクを十分に低い水準に抑制することである。十分に低い水準とは「社会が総体として容認しうるレベル」である。この目標を明確にして社会で共有することと、容認しうるリスクレベルについて公衆の理解を得る必要がある。そのためには、いくつかの準備が求められる。すなわち、低い水準に抑えるべきリスクとは何か、そのリスクの程度をどのような方法で決めるのか、社会が容認しうるリスクの水準はどこか、この3点に答えることである。

日本国政府は2011年6月に、福島第一原子力発電所の事故に関する日本国政府の報告書<sup>1)</sup>を発行し、5つのグループ、28項目の事故から得られる教訓を指摘した。そのうち、第4の教訓のグループは、安全確保の基盤の強化についてであり、教訓(27)に「リスク管理における確率論的安全評価手法(PSA)<sup>a)</sup>の効果的利用」を挙げている。

“原子力発電施設のリスク低減の取組みを体系的に検

<sup>a)</sup> 日本国政府の報告書では、確率論的安全評価(PSA)としている。本稿では確率論的リスク評価(PRA)を用いる。

討する上で、これまで PSA が必ずしも効果的に活用されてこなかった。また、PSA においても大規模な津波のような稀有な事象のリスクを定量的に評価するのは困難であり、より不確実性を伴うが、そのようなリスクの不確かさを明示することで信頼性を高める努力を十分に行ってこなかった。

このため、今後は、不確かさに関する知見を踏まえつつ、PSA をさらに積極的かつ迅速に活用し、それに基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策を構築する。”

ここでは、体系的なリスク低減の取組みに PSA を活用し、特に稀有な事象のリスクの不確かさを明示する必要性を指摘している。そして PSA の活用により安全向上策を構築できるとしている。なぜ、確率論的リスク評価(PRA)を活用すれば、原子力利用に伴うリスクを十分に低い水準に抑制し、安全向上策を構築するという要請に応えることができるのであろうか。また、PRA を実施しそれを実効的に活用するには専門性ある人材が必要であり、その実施には多大の労力とコストがかかる。果たして、このような資源を投入してまで PRA を実施する意義はあるのだろうか、これまで活用されなかったとすればその理由は何かを考察することを本稿の目的とする。

## II. PRA とリスクと原子力安全の確保

確率論的リスク評価(PRA)の特徴は、本連載第1回にて山下<sup>2)</sup>が解説したとおり、炉心損傷および格納容器破損に至る可能性がある事故シーケンスを体系的・網羅的に抽出して、それらの発生頻度を評価し、さらに周辺公衆が受ける健康影響や環境影響などのリスクを評価する点にある。その特徴がゆえに、PRA は原子力安全の確保に重大な役割を果たす。安全確保の基本概念は深層防護であり、その深層防護の実効性を測るための定量的尺度が必要、そして PRA で得られるリスク情報はその定量的尺度となるからである。

### 1. 福島第一原子力発電所事故の評価：PRA とリスクと深層防護

日本国政府は2011年9月に追加報告書<sup>3)</sup>を発行し、28項目の教訓に対する取組み状況を報告している。追加報告書では、原子力安全庁の設置により新しい安全規制組織・体制によるより強化された安全規制への取組みとこれらの教訓への具体的な対応は密接に関連するものであり、教訓を活かすべく、適切な整合性をもって進めるとしている。教訓(27)PSA の効果的利用については、(1) PSA の活用を前提に法令や基準等の改正案の検討に着手していること、(2)日本原子力学会が津波 PRA ガイドラインの作成を進めていること、(3)PSA に基づく効果的なアクシデントマネジメント対策を含む安全向上策を

構築する計画であることを指摘する。

稀有な自然事象のリスクを定量的に評価するのは困難で不確実性を伴うが、そのようなリスクの不確かさを明示することで信頼性を高め、安全向上策の構築を行うことを今後の活動のポイントとしている。筆者は、稀有な事象のリスクの不確かさを明示すること自体は重要ではないし、“信頼性を高める努力”が本質的であるとは考えていない。不確かさがあることを認識し、それを踏まえて PRA を使い尽くすことが重要であると思う。この点は、深層防護と関連させて後に議論する。

米国原子力規制委員会(USNRC)のタスクフォースは、福島第一原子力発電所事故を受けて作成した報告書<sup>4)</sup>にて以下の考察を行っている。USNRC が長年にわたり掘って立ってきた深層防護の概念は最新の PRA 技術により立証され、改善されてきた。今後も規制の枠組みの第一の原則とすべきである。設計基準を超える事象に対しても深層防護の概念を適用することにより、規制の枠組みは一層強固なものとなる。

リスクから得られる知見を用いれば、より適切なバランスをもって深層防護の概念を適用することができ、論理的かつ体系的で首尾一貫した、そしてより理解されやすい高度な規制制度を提供することができる。そのような規制制度は、発生可能性は低いがその影響が大きい事象に対して取り組むための能力を向上させるべく、適切に要求することができる。すなわち安全性の大幅な向上につながるのである。これにより深層防護とリスクへの対処を適切に考慮した適正な、すなわち過不足のない防護を行うことができるとした(提言1)。

論理的かつ体系的で首尾一貫した規制体制の確立と特に、適正な防護を達成するためにリスク情報に基づく深層防護の考え方により設計基準事象を拡張すること、リスク情報に基づく指針類と深層防護の考え方とのバランス、安全目標と深層防護を統合することの重要性が指摘されている。

### 2. 原子力安全の確保とリスクの抑制

原子力政策大綱<sup>5)</sup>によれば、我が国における原子力の研究、開発及び利用の目的は、“原子力基本法に基づき、厳に平和の目的に限り、安全の確保を前提に、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興とを図り、もって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与すること”である。安全の確保を前提に、原子力を利用するのである。

実用原子力発電所における安全規制に対する国際比較<sup>6)</sup>によれば、原子力安全規制の目的は、「公共の安全を図るために発電所周辺への放射能による災害の防止」である。一方、米国は、「国民の健康と安全を十分に守り、公共の保護と安全を増進し、環境を保護するということを保証するため、発電所外への有害な放射性物質の放出

防止」を目的としている。我が国の規制では、放射能による災害という抽象的な概念の防止を求めているに対し、米国は、有害な放射性物質という、ハザードそのものの防止を求めているところにリスクを抑制するための具体的対策の構築につなげるにあたっての考え方の差異を読み取ることができる。

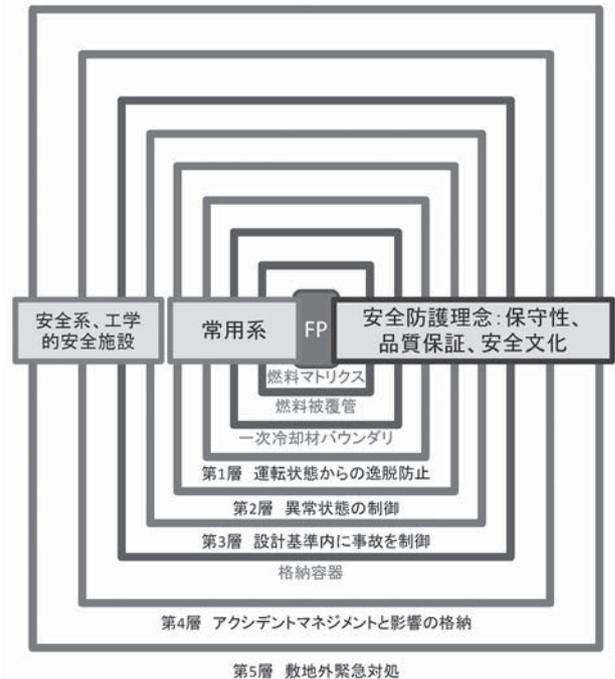
原子力安全委員会の使命<sup>7)</sup>は、「原子力利用時の安全確保を確実なものとする」とし、「原子力利用に際しては放射線と放射性物質の発生を伴うことから、万一の事故などでこれらが人々の健康や環境に悪影響を与える可能性(リスク)の存在を完全に否定することはできない」がゆえに「原子力安全の目標は、このようなリスクを社会が容認できる水準に抑えること」とある。つまり、安全確保とは、リスクを抑制することであり、それが原子力安全の目標でもある。これは既にI章に述べた。

原子力安全委員会による原子力安全目標に関する報告書<sup>8)</sup>で、“原子力を利用する事業活動には、将来を含めた人類のエネルギー源の確保や、医療、工業、農業など幅広い分野の放射線利用等による便益がある一方、広範囲にわたる放射性物質の放散等を伴う事故が発生する可能性という、国民の健康や社会環境に大きな影響を及ぼすリスクが潜在することは否定できない”と、潜在的なリスクの存在を明記している。そして、“このリスクを抑制するための取り組み、すなわち、事業者による安全確保、国による安全規制は、例えば、原子炉施設の場合には、①異常発生の防止、②異常の拡大防止と事故への発展防止、③放射性物質の異常な放出の防止、の3段階の安全対策を講じるという多重防護の考え方を基本としている”と安全確保は深層防護<sup>9)</sup>によって達成されるとの見解を示している。そして、具体的な実現の方法として、“原子力安全委員会は、これらの行政処分に係る審査に必要な指針や基準等を定めている。これら指針等は、対象施設の公衆にもたらすリスクを十分低い水準に抑制するために必要な設計・建設・運転のあり方の基本を示しているが、発電用原子炉施設の平常運転時における線量目標値に関する指針以外は、公衆に対するリスクの抑制水準を定量的には明示していない”としている。第1章に述べた、社会が容認するリスクの水準を示すことが、中間とりまとめの目的である。低い水準に抑制すべきリスクとは何か、リスクをどのような方法で定量するのかに対しても答えを用意する必要がある。

### 3. 深層防護の考え方

原子力安全の確保、すなわち、原子炉施設のリスクを抑制するためのアプローチは、深層防護の考え方を基本としている。国際原子力機関(IAEA)による深層防護の各防護層の目的とその達成手段、共通理念を第1図に示

<sup>9)</sup>安全目標の中間取りまとめでは多重防護と呼んでいるが、本稿では Defense-in-depth を深層防護と訳す。



第1図 深層防護の概念(IAEA<sup>9)</sup>を参考とした)

す。防護すべきものは、核分裂生成物(FP)が敷地外に放出されることである。防護層は、通常運転からの逸脱防止(第1層)、異常状態の制御(第2層)、事故状態の制御による設計基準事象からの逸脱防止(第3層)、アクシデントマネジメントと影響の格納(第4層)、サイト外の緊急対処(第5層)により構築されるとしている。そして、第3層の設計基準事象からの逸脱防止には物理障壁として、燃料マトリクス、燃料被覆管、冷却材バウンダリーが用意されている。第4層には格納容器が用意されている。第1層と第2層は常用設備で達成され、第3層から第5層は安全系と工学的安全設備により達成される。各層に共通する防護理念として、保守的な設計、品質保証、安全文化を挙げている。

ここから分かるように、安全防護達成の評価軸は、安全設計想定状態であるが、放射性物質放出の物理障壁と安全系統がそれを具現化するハードウェアである。安全防護理念はそれらを支えるソフトウェアと解釈できる。それらは相互に関連しつつ安全防護が達成される。そしてこれら全てに対して、前段否定理念を適用する。例えば、格納容器は放射性物質放出の物理障壁としては最終の防護層をなす工学的安全設備と位置付けられる。したがって、格納容器の設計において、前段の物理障壁である冷却材バウンダリーがどのようなシナリオで破られるかとは関係なく、炉心損傷と放射性物質の格納容器内放出を前提になされるべきと理解される。各層の重要度や信頼度、不確かさなどに配慮して防護層の厚みの適正化を行う必要がある。

1995年の米国NRCのPRAに関する政策声明<sup>10)</sup>(確率論的リスク評価手法を用いた原子力規制活動)では、

「NRCは深層防護の考え方をを用いることとする。これにより、商用原子力発電(所)といった“動的な”安全系を有する施設の冗長性を確保する。これは、核分裂生成物放出に対する多重障壁アプローチの考え方とあいまって達成される」と述べている。深層防護と放射性物質放出の多重障壁により安全に冗長性を確保するという考え方でIAEAの評価軸と一致している。

深層防護は、安全を確保するための基本概念であるので、画一的に定義するよりも必要に応じて柔軟に適用すればよいが、その重要な3つの目的は、①防止(prevention)、②影響緩和(mitigation)、③緊急対処(emergency preparedness)に尽きる。それぞれの要素をさらに細分化することには任意性があり、求められるリスクの抑制水準(防護レベル)とその定量性に依存すると考えられる。

防止は、安全設計で対処すべき領域である。システムの構成が明確であり定量化すべきリスクの要素(安全機能の非信頼度や炉心損傷確率)も容易に定義される。したがって、防護層をきめ細かく分類した設計が可能である。深層防護の品質の評価軸は多様でありうるので、それらを適切に考慮することは重要である。次のとおり防止に関する防護層の構成要素として挙げることができる。

- (1) 原子力施設の安全設計に適切な安全裕度をもたせるよう、保守的な規格基準を用意すること
  - (2) 運転時に異常が生じないように、設計、建設、運転の品質を高く維持すること
  - (3) 運転時の異常を検知し安全系が適切に作動することにより異常の拡大を防止すること
  - (4) 機器は故障し、人間は誤るという前提のもとに、安全系に冗長性をもたせた工学的安全設備により設計基準状態からの逸脱(燃料の損傷)を防止すること
- 深層防護の前段否定の原則によれば、影響緩和においてはどのようなシナリオによって防止の防護層が破られたかを限定することは適切ではない。アクシデントマネジメントと格納機能が求められるさまざまな考える状態を包絡するように影響緩和に関する防護層が定められる必要がある。そこで、シビアアクシデントに至らせないための防護層とシビアアクシデントを格納するための防護層を用意することが必要である。

- (1) 防止に万全を尽くしたとしても、設計基準事象を超えるような事象により工学的安全設備が機能しない場合においては、燃料の損傷を防止することはできないとの前提をおき、それが、炉心の重大な損傷、シビアアクシデントに至らないようアクシデントマネジメント策を用意しておくこと
- (2) アクシデントマネジメント策が有効に機能せず、重大な炉心損傷、シビアアクシデントを完全に防ぐことはできないとの前提で、(広義の)格納機能を用

意し、放射性物質の放出させないための安全設備を設ける。

影響緩和と同様、特定の状態に限定することなく、緊急処方策を定める必要がある。

- (1) 総合的な緊急時の計画を用意するとともに、定期的に訓練を行うことにより、敷地周辺の公衆と環境を防護する。関係者がこの計画を適切に共有することも大切である。

前段否定の考え方は、IAEAの深層防護で各防護層の共通理念の一つである安全文化である。安全を何より優先するがゆえに、用意した防護層に依存しすぎることなく、それが機能しない状態に備えて次の層を用意する。

NUREG-1860<sup>11)</sup>では、安全目標と深層防護との関係について、深層防護は不確かさに対する対処であると述べる。これまでの考察を踏まえれば、深層防護とは、放射性物質放出と、公衆の健康影響を防ぐための概念であり、その目的はリスクを十分に低いレベルに抑制することである。したがって、安全目標をその観点により定め、それを達成するに深層防護の評価軸(安全設計想定状態)とそれを具現化するためのハードウェア(放射性物質放出の物理障壁と安全系統)のそれぞれに対して性能目標を定めることが必要である。なお、II-2節に、米国の安全確保の目的は発電所外への有害な放射性物質の放出防止であると述べたが、深層防護の概念、安全目標と整合している。

#### 4. リスク評価の活用と原子力安全の確保

安全目標は、リスクを十分に低いレベルに抑制することを求める。そのための概念が深層防護であり、ハードウェアとして物理障壁と安全系統が用意される。冒頭にリスクの程度をどのような方法で定めるのかを問題提起したが、その解がPRAである。PRAを活用すれば何ができるのか、具体例を挙げる。

米国では、WASH-1400<sup>12)</sup>が1975年10月に最初の統合的なPRAの報告として発行された。PRAは、異常な過渡変化や事故といった設計基準事象のみでなく、あらゆる事象スペクトルを扱うことと、発生頻度と確率を陽に導入していることが特徴である。設計上の事象分類とは関係なく、頻度と事故影響のみによって事象を扱っている。そのため、既存の規制に足りない部分を補完することができるのである。1979年3月に発生したスリーマイル島(TMI)発電所の事故のシナリオが、従来規定していた設計基準事故(大口径の配管が破断する事故)のようなものではなかったこと、むしろ、小口径の配管からの冷却材漏えいにその他の故障や人為ミスが複合したものであったこと、それがWASH-1400において取り扱われていた事象であることから注目される一方、その不確かさやリスクの絶対値の理解などについての批判もあった。

TMI事故の後、多くの教訓が抽出された。その一つは、NUREG/CR-1250(Rogovin報告)<sup>13)</sup>である。Rogovin報告は、その当時の設計基準事象に基づいて規制をするという考え方の問題点を指摘し、設計基準事故による方法よりも厳格で定量的なリスク解析の方法が既に開発されていること、それらは設計と運転の安全性の評価に用いられるべきであること、既存の設計レビュープロセスを改善する最善の方法は主として定量的なリスク解析によることであると結論した。同報告では、設計基準事象の範囲を広げるべきであり、その拡大においてはシビアアクシデントの特性を緩和するための設計対応が要求されるべきかどうかを評価・判断すべきとした。我が国はこの類の議論に乗り遅れたかもしれない。

WASH-1400では、格納容器の問題も論じている。福島第一原子力発電所の1～5号機と同型のMk-I型格納容器の沸騰水型軽水炉(BWR)は、シビアアクシデント時に格納容器破損のリスクが相対的に大きいことを指摘した。Mk-I型格納容器の容積が他の設計よりも小さいからである。例えば、大型のPWRに比べれば1/6程度である。

1990年のNUREG-1150<sup>14)</sup>では、Mk-I型BWRの格納容器破損確率が相対的に高いのは、残留熱除去機能喪失時の給水喪失という多重の機能喪失を含むシナリオが支配的と指摘した。まさに典型的な全交流電源喪失シナリオである。NUREG-1150の発行と機を同じくして、NRCは、Mk-I型格納容器性能向上プログラムとしていくつかの性能向上策<sup>15)</sup>を提言した。耐圧強化バントは全てのプラントで、それ以外の向上策はプラント個別にIPE(個別プラント研究)プログラム<sup>16)</sup>に基づいて評価するように求めた。GL 89-16<sup>17)</sup>により、NRCは耐圧強化バントによる安全向上を示し、Mk-I型格納容器を採用している全てのBWR事業者それぞれにそれぞれの発電所でその改良を実施する計画を示すよう、また、事業者がもしも設置しない選択をした場合にはそのコスト評価を示すよう要求した。全ての事業者は自主的対応として独自の設計の耐圧強化バントを設置し、最終安全解析書に記載したため、規制上の強権発動はなされなかった。

Mk-II型格納容器の容積は、Mk-I型に比べておよそ25%大きい。Mk-II型格納容器については、耐圧強化バントの必要性はIPEプログラムに基づきプラント個別に評価すべきとした。Mk-II型格納容器を持つ8基のBWRのうち3基は耐圧強化バントを設置した。

米国はPRAの不確かさについて批判もある中で、PRAに基づき格納容器の過圧破損に対して安全向上策を必要と判断し計画的かつ現実的に実践に移した。また、それをサポートする、IPEプログラムとIPEEE(外部事象に対する個別プラント研究)プログラム<sup>18)</sup>が実施され、プラント個別のリスク情報が用意されていた。これらは、我が国が学ぶべき点であると思う。

### Ⅲ. 未知の未知とPRAとストレステスト

深層防護は不確かさに対する備えである。したがって、設計のいかんによらず、用意した安全対策が機能しないことを前提に後段の防護ラインを用意するのである。そして、深層防護の全体構造を適切に構築するとともに、実効性を確認する手段がPRAである。PRAにより、いずれかの防護層に弱点があるとすれば、そこは補強される。一方、防護層が過剰であれば、それは適正化される。

深層防護で備える不確かさには、知識と認識に関する不確かさがあると考えられる。第2図には、設計基準事象の考え方に基づく安全設計と、不確かさを扱うPRAの関係を示す。設計基準事象は十分に認識されており、それに関する知見も高い水準にある。すなわち、認識のレベルも知識のレベルも高い「既知の既知」である。したがって、設計基準事象に起因してシビアアクシデントに至るシナリオは安全設計においておおむね防護されている。

事象としては認識され設計にて対処されているが、想定を超えるところではどのような状況になるか不確かな場合がある。例えば、設計基準事象を超える津波が襲来したとすれば、プラントはどのような状態に至るのか、どの程度の津波高さまでシビアアクシデントに至ることなく耐えられるのか。この種の事象は認識されているが、プラント応答などの知識が不足している。重要と考える事象については、設計想定内に留まるだけでなく、その外側までに想いを広げ、事象進展を把握し、安全裕度を知っておく。この事象は「既知の未知」である。ストレステストで評価すべきはこの領域である。設計基準事象とストレステストは決定論的方法により確定したシナリオを対象とする。

次に、知識はあるが、現象としての認識がない場合がある。福島第一原子力発電所事故で大規模な津波により全交流電源喪失が発生しシビアアクシデントに至る。フランスのル・ブライエ発電所で洪水により除熱源喪失や電源喪失が発生した。その他、なんらかの新知見が得ら



第2図 設計基準事象とPRAの役割と位置付け

れた。このような事実に直面すると知識を得る。しかし、それを重要であり対処すべきという認識を持たないかもしれない。福島第一原子力発電所事故では緊急安全対策が実施された。ル・ブライエの洪水は調査・分析するにとどまった。バックフィットはこのような問題への対処と解釈される。知識は持っているが、認識が不十分である状況が「未知の既知」である。

最後に、ある事象が重要であるという認識を持っておらず、またそれに対する知見も蓄積されていないという場合がある。PRAを実施する前では、Mk-I型格納容器をもつBWRの加圧型破損の問題がこれにあたる。PRAを実施してこの問題が認識され、そして安全向上策がとられた。重要な現象が抽出され認識されれば、分析・研究がなされ、必要性和緊急性に応じて適切な対処が行われる。すると、安全確保の厚みは一段と増し、信頼性が向上する。このような事象は、「未知の未知」と整理される。

しばしば、“PRAは決定論的手法を補完する”と言われる。NRCの政策声明では設計基準事象による規制を補完すると記載されている。補完するとは何をすることか。NUREG-1855<sup>19)</sup>によれば、不確かさには3種類がある。パラメータの不確かさ、モデルの不確かさ、そして完全性の不確かさである。パラメータの不確かさを考慮することは、現象は認識しているが知識が不十分であることに対する備えである。モデルの不確かさは、重要な現象が適切にモデル化されていない可能性に対する備えである。完全性の不確かさは、重要性を認識せず評価において除外している可能性に対する備えである。PRAが補完するというのは、不確かさに対する備えを示してくれるということである。したがって、それは継続的かつ長期的な活動が求められる。一方、緊急安全対策とストレステストは、安全確保のために短期的に実施すべきことである。

第2図に示す4領域を認識し、その不確かさに真摯に向き合う姿勢が安全文化であると思う。

#### IV. まとめ

本連載は、標準委員会リスク専門部会が企画・執筆したものである。同部会は、抑制すべきリスクとそれを評価する方法を、PRAの手法とデータ、活用にかかる標準として作成している。本稿で述べたことは、PRAが安全確保に活用されなかったことに対する著者の自戒でもある。PRAの手法やデータ、その結果に信頼性や成熟度、品質を求めすぎたこともPRAの活用が後手にまわる遠因の一つではなかったかと思う。PRAの品質に一層高いレベルを求め続けることは当然のことである。一方、得られた知見を迅速に実践して実りを得ることは、それに増して大切である。不確かな稀有事象について我々が依拠すべき洞察と定量性を与えてくれるもの

は、それがたとえ完全ではないとしてもPRAしかないと思う。

PRAを活用するためには、個別プラントごとにPRAを実施し、常に最新の評価に更新しなければならない。人材も必要である。コストもかかる。しかし、その資源を投入してPRAを実施する価値があることを理解していただけたと思う。事故の教訓であるPRAの積極的かつ迅速な活用とそれに基づく安全向上策構築を実施しなければならない。

本連載の第1回では、PRAの特徴と課題について体系的に論じている。(1)外的事象を含む評価対象の包括性、(2)共通原因故障、高経年化、デジタル制御系、多数基の取扱いなどの手法の高度化に係る課題、(3)PRAの品質確保とピアレビュー、(4)そしてもっとも重要であろう不確かさの考え方、(5)PRAを活用するに不可欠な安全目標が重要な課題である。日本原子力学会標準委員会リスク専門部会によるリスク情報活用の実践状況や今後の計画、ならびに具体的方策については、成宮<sup>20)</sup>が連載第2回に詳述している。評価対象の包括性の課題に 대응するために外的事象を中心としたPRA標準の整備計画、PRA手法の高度化のための研究と人材育成をサポートする活動、PRAの普及のための講習会などを同専門部会を中心に実施している。PRAを活用し安全を確保するという強い決意を持ち、それを実践することが大切である。それを回避しては、政府報告書にある教訓を活かすことはおぼつかない。

#### —参考資料—

- 1) 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について、原子力災害対策本部、平成23年6月。
- 2) 山下正弘，“原子炉施設の確率論的リスク評価の動向と今後への期待；1. 確率論的リスク評価手法の特徴と課題”，日本原子力学会誌，54〔1〕，45(2012)。
- 3) 国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について(第2報)，原子力災害対策本部，平成23年9月。
- 4) USNRC, Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century, The Near-Term Task Force Review of Insight from the Fukushima Dai-ichi Accident, July 12, 2011.
- 5) 原子力委員会，原子力政策大綱，平成17年10月11日。
- 6) 総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会検査の在り方に関する検討会資料2-1，平成14年。
- 7) 原子力安全委員会ホームページ，原子力安全委員会について，<http://www.nsc.go.jp/annai/tsuite.htm>
- 8) 原子力安全委員会安全目標専門部会，安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ，平成15年12月。
- 9) INSAG-10, Defense in Depth in Nuclear Safety, IAEA,

- (1996).
- 10) USBRC, Use of Probabilistic Risk Assessment Methods in Nuclear Regulatory Activities, August 16 1995.
  - 11) *Feasibility Study for a Risk—Informed and Performance—Based Regulatory Structure for Future Plant Licensing*, NUREG-1860, (Dec. 2007).
  - 12) *Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*, WASH-1400, (Oct. 1975).
  - 13) *Three Mile Island; A Report to the Commissioners and to the Public*, NUREG/CR-1250, issued in 1980 and generally referred to as the Rogovin Report.
  - 14) USNRC, *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants—Final Summary Report*, NUREG-1150, (Dec. 1990/Jan. 1991).
  - 15) *Mark I Containment Performance Improvement Program*, SECY-89-017, issued Jan. 1989.
  - 16) *Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance*, NUREG-1560, (Dec. 1997).
  - 17) *Installation of a Hardened Wetwell Vent*, GL 89-16, on Sep. 1, 1989.
  - 18) *Perspectives Gained from the Individual Plant Examination of External Events (IPEEE) Program*, NUREG-1742, (Apr. 2002).
  - 19) USNRC, *Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk—Informed Decision Making*, NUREG-1855, (2007).
  - 20) 成宮祥介, “原子炉施設の確率論的リスク評価の動向と今後への期待; 2. 原子力学会リスク評価関連標準の整備と今後の計画”, 日本原子力学会誌, 54(2), 52(2012).

### 著者紹介



山口 彰(やまぐち・あきら)  
大阪大学  
(専門分野)原子炉工学, 確率論的リスク評価

## From Editors 編集委員会からのお知らせ

—最近の編集委員会の話題より—  
(1月13日第7回編集幹事会)



### 【論文誌関係】

- ・原発事故関連論文の受理・審査・掲載状況が報告された。
- ・英文論文誌2012年1月号Web掲載は1月25日, 2月号は2月3日に行われた。1-2月号冊子体は2月中旬発行予定。国際顧問委員会メンバーは依頼済みで, 2/3から了承の返事が来ている。また, 標準Keywordsリスト案を編集委員全員に回覧することとした。交換寄贈分および賛助会員分の冊子体配布を見直すこととした。賞金付き編集委員会表彰を新設することとし, 検討を始めることとした。
- ・投稿規程等とHP掲載Instructions for Authorsを整合するように至急再検討することとした。
- ・学会賞表彰が決定し, 編集委員会推薦から3件が選ばれたことが報告された。
- ・JNST Supplementsのうちまだ電子化されていない1, 3, 4号を電子化することとした。

### 【学会誌関係】

- ・Eグループ(連載講座)主査の芝清之委員が1月15日に急逝され, 編集委員会で哀悼の意をご遺族に示すことにした。これに伴い, 後任のEグループ主査には, 波津久副主査をお願いすることとした。
- ・現連載講座「材料が支える原子力システム」は8回(3月号)で終了するので, これに続く「これからの原子力システムを担う新原子力材料」全7回を今後掲載していく予定。
- ・「我が国の核燃料サイクルについて」の記事企画は繰り上げて, 4月号に特集で掲載することになった。
- ・4月号から化石燃料のシリーズ解説, 5月号以降に今後の電力の課題, エネルギー問題を取り上げる予定。

編集委員会連絡先 <<hensyu@aes.j.or.jp>>

## 解説

## 最近の核セキュリティの国際動向と日本の基本姿勢

## 2. 核セキュリティ強化に係る我が国の国際公約の状況、及び福島原発の教訓も踏まえた核テロ対策等への対応

日本原子力研究開発機構 直井 洋介, 鈴木 美寿,  
原子力安全基盤機構 中込 良廣

国際原子力機関(IAEA)は、核セキュリティ・シリーズの基本文書を近々発刊予定である。また、2012年3月には、韓国ソウルにおいて第2回目の核セキュリティ・サミットが予定されている。我が国は、東京電力(株)福島第一原子力発電所事故によって、原子力発電所の更なる安全を確保することは言うまでもないが、核セキュリティに係る国際的な動きに適確に対応することが求められている。本解説では、前号の、核セキュリティ・シリーズの3つの勧告文書の解説に引き続き、我が国の国際公約の状況や福島事故後の核セキュリティ対応等について報告する。

## I. はじめに

IAEAは、テロリスト等による核物質や放射線源の悪用が想定される脅威を、①核物質が盗まれること、②盗まれた核物質を用いて核爆発装置が製造されること、③盗まれた放射性物質を発散させる装置(汚い爆弾=ダーティ・ボム)が製造されること、④原子力施設や放射性物質の輸送船などに対する妨害破壊行為の4つに分類している<sup>1)</sup>。IAEAはこのような脅威が現実のものとならないように講じる措置を核セキュリティの概念としてとらえている。9.11同時多発テロ以降、こうした脅威が現実化するとの認識が高まり、IAEA、国連を中心として核セキュリティの国際レベルでの強化に向けてさまざまな取組が行われており、日本もこうした取組を積極的に支援している。

前号においては、IAEAが策定した核セキュリティに関わる3つの勧告文書についての解説を行ったが、本号では、IAEAにおける活動以外で、核セキュリティをめぐる国際的なイニシアティブに対する我が国の対応、核テロ対策におけるトピックス、我が国の核テロ対策等への対応について3名の執筆者がそれぞれ述べる。

## II. 我が国の核セキュリティに関わる国際公約の状況

## 1. 2010年4月の核セキュリティ・サミット

2010年4月に米国ワシントンDCで開催された核セキュリティ・サミットにおいて、鳩山総理大臣は、日本は非核兵器国の道を歩むことが唯一の被爆国としての道義的責任であるとして核廃絶の先頭に立って来たことを述べるとともに、核テロ防止に貢献するために、①核不拡散・核セキュリティ総合支援センターを設置すること、②核物質の測定検知及び核鑑識に関わる技術開発を行うこと、③IAEA核セキュリティ事業に一層の財政的・人的貢献を果たすこと、④世界核セキュリティ協会(WINS)会合を2010年中に日本で行うことの4つの国際イニシアティブを発表した。さらに、2010年11月の日米首脳会談では、核セキュリティに関する協力のために分野を特定し、2012年の核セキュリティ・サミットに向けて二国間の核セキュリティ作業グループが設置された。作業グループでは、核鑑識、核物質の検知・測定、アジア太平洋地域における核セキュリティ強化に関する共同活動などがその活動内容とされた。

## 2. 核不拡散・核セキュリティ総合支援センターの設置

前述の2010年の核セキュリティ・サミットにおいて、核セキュリティ対策は長期にわたる持続的な実施が必要であるとの考えに基づき、同対策への支援を制度化し恒常的なものとするため、アジア諸国を始めとする各国の

*Current International Movement of Nuclear Security and Japan Fundamental Position ; 2. Japan's Status of International Commitment on Ensuring Nuclear Security and Response to Countermeasures for Nuclear Terrorism Based on Lessons Learned from the Fukushima Accident* : Yosuke NAOI, Mitsutoshi SUZUKI, Yoshihiro NAKAGOME.

(2011年 10月25日 受理)

核セキュリティ強化に貢献するための核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(以下「総合支援センター」)を日本原子力研究開発機構(JAEA)に設置するとの表明がなされた。JAEAでは、文部科学省を始め、内閣府・原子力委員会、経済産業省 原子力安全・保安院、外務省など関係府省の指導・支援、また、関係機関の協力、さらに茨城県、東海村の協力を得て、2010年12月27日にこの総合支援センターをJAEA内に設置した。

センターでは、核不拡散、保障措置、国内計量管理制度、核セキュリティに関わるトレーニングやワークショップを通じて、アジア地域のキャパシティ・ビルディングに貢献するとともに、核不拡散・核セキュリティに関わる法体系の構築などの基盤整備支援や、核物質の測定・検知、核鑑識の技術開発を行い、その成果を広く活用できるようにしていく予定である。特に、技術開発については、JAEAの核物質科学技術推進部や関係する研究開発部門が、米国の国立研究所とも協力をしながら進めているところである。

総合支援センターを設置する前に、国内の専門家による核セキュリティ関係準備検討会を設置し、2010年8月から12月にわたって、核セキュリティ関係の事業の具体的な方向性や実施内容について検討いただいた。核セキュリティに関わるIAEAの支援機能などを考慮しつつ、我が国が培ってきた経験、地域や各国の特徴を活かした人材育成に取り組むべきこと、アジア地域の多様性に着目し、相互理解を深めながら地域的な人的ネットワークを構築していくべきこと、3S(Safety, Security, Safeguards)を意識し、核セキュリティと保障措置、安全を組み込んだ支援活動を検討してゆくことなど基本的考え方が示された。総合支援センターの機能を活かして国内の人材育成にも活用していくべきことも指摘された。また、短期目標として2年程度はIAEAや米国エネルギー省/サンディア国立研究所などの協力を得ながら、3年後以降の中期目標に向けて具体的な運用形態を整備し、5年後を目標に自立してトレーニングコースを提供できるようにすること、長期的には我が国の特徴を活かしたトレーニングを実施していくといった目標設定もなされた。これら検討を踏まえて活動を開始したところである。

### 3. 総合支援センターにおける活動

2010年の秋には、支援対象国を訪問して、総合支援センター活動への期待やニーズの調査を行った。トレーニング機会が増えることへの期待や、それぞれの国が設置している、また設置を目指しているトレーニングセンターとの協力の実現や、実際的なトレーニング、実習の実施への期待など要望を聞いてきた。2011年も夏にも同様のミッションを行い、適宜ニーズを活動に反映させるとともに人的なネットワーク構築も進めている。

2011年6月にはカザフスタンで、同8月にはモンゴルで対象国政府の関係者を対象にした「原子力平和利用と核不拡散」に関わる2日のセミナーを開催し、核不拡散・核セキュリティ対応の重要性の理解促進と、今後の協力の進め方などについて協議を行った。

10月、11月には、総合支援センターが設置されて初めてとなる「核物質と原子力施設の物理的防護に関わるトレーニングコース」と、「国内計量管理制度に関わるトレーニングコース」をそれぞれ2週間開催した。前者はアジア14か国から28名が、後者は13か国から23名の参加がなされた。両コースとも、広島への被爆地視察などもカリキュラムに組み込んだ。

2012年3月韓国ソウルで予定されている核セキュリティ・サミットに向け、2010年4月のサミットで表明した日本のイニシアティブが順調に進められ、この地域の核セキュリティ強化に向け、動き出していることを示すことができると考えている。

## Ⅲ. 核テロ対策におけるトピックス

### 1. 福島原子力事故以降

東京電力(株)福島第一原子力発電所事故(福島原子力事故)で明らかとなった原子力発電所の脆弱性に対する対応として、原子炉建屋の外に設置された非常用発電設備、原子炉の冷却設備及び使用済燃料貯蔵プールの防護の必要性が指摘されている。地震の発生と津波の襲来によって機能が失われたこれらの設備は、原子炉停止後も、原子炉又は使用済燃料を安定な状態に維持するために決定的な役割を果たす。これらの設備に対してテロ攻撃を受けると、原子炉が危機的な状態に陥り、テロリストにとって格好の標的になることが懸念されている。

米国原子力規制委員会(NRC)では、2001.9.11の同時多発テロ以前は、原子炉施設に対する設計基礎脅威(Design Basis Threat: DBT)として、自動小銃を携行したテロリスト、施設内部や警備装置等の情報を漏らす内部脅威者の存在を想定していた。9.11以降は、より強化されたDBTを設定することとなったものの、世界の紛争地で使用されているロケット砲、携行式対戦車砲等が考慮されているかは不明である。我が国においても、海上保安庁、警察庁、規制当局間の協議の中で、こうした脅威を基に、国としてDBTの設定がなされている。

原子力防護専門部会による「核セキュリティ確保に対する基本的考え方」によれば、福島原子力事故の教訓として、事業者に対する防護措置の強化、事故直後の出入り管理の不備が指摘され、内部脅威対策の強化、実践的な状況を想定した訓練の強化、緊急時における政府内の役割分担、責任体制の明確化等を挙げている。また、原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本政府の報告書(2011.6.7)においては、シビアアクシデント対策とテロ対策とのシナジー効果を目指す検討が盛り込まれ

た。原子力安全と核セキュリティ確保は、緊急時の対応等で相反する点があるものの、核物質にテロリストを近づけない観点においてシナジー効果が期待できる点も多い。また、核セキュリティからの原子炉技術開発へのフィードバックという観点では、冷却設備の脆弱性の改善のために多くの防護設備を設けるよりも、原子炉固有の脆弱性を強化して、より確実な固有安全炉を目指すことが注目されることも考えられる。

本章では、核テロ対策を考える際のトピックスとして、多面的アプローチ、リスク評価、想定外事象と緊急時対応に関する項目についての話題を取り上げ、報告する。

## 2. 多面的アプローチ

世界で進められている核テロ対策は、国内外制度・技術開発・組織要員といった多面的な観点から進められており、これらを、未然防止、検知・遅延・対応、拡大抑止という脅威進展に応じた段階に区分して第1表に示す。

規制対象が非国家主体で、自国の原子力政策の自律性と直接的な利害を持つ核物質の盗取や原子力施設の破壊活動に対する核セキュリティ対策は、9.11以降、国際的な安全保障問題として重要で、挑戦的な問題となった。しかし、第1表に示すように、米国を初め先進国・紛争地等で経験するようになった脅威に取り組むためには、原子力平和利用に新たな国際的義務の履行及び技術・人材への投資が必要となることも意味している。先進国と新規原発導入予定国との複雑な利害関係を調整しながら、実効性のある核セキュリティの国際的取組を進めるためには、我が国は自国の原子力活動に対する核セキュリティ対策を強化するだけでなく、今までの経験・知見を活かして、アジアの原発導入予定国等への積極的な国際協力・支援を展開することが求められている。

第1表 核テロ対策の多面的アプローチと段階的対応

	国内外制度	技術	組織要員
未然防止	<ul style="list-style-type: none"> <li>核テロ防止条約</li> <li>改正PP条約</li> <li>HEU, Puの管理</li> <li>GICNT<sup>1)</sup>, WINS<sup>2)</sup></li> <li>放射線源登録制度</li> <li>2Sシナジー</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>核鑑識</li> <li>情報セキュリティ</li> <li>テロ情報収集</li> <li>輸送のセキュリティ</li> <li>NBC<sup>3)</sup>テロ技術</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>核セキュリティ文化</li> <li>信頼性確認</li> <li>品質保証</li> </ul>
検知・遅延・対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>不法移転、国境管理に関する協力</li> <li>核密輸対抗チーム</li> <li>物の輸出入管理</li> <li>人の入国管理</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>情報セキュリティ</li> <li>核物質の検知測定技術</li> <li>PP技術</li> <li>モニタリング技術</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>教育訓練</li> <li>警戒警備強化</li> </ul>
拡大抑止	<ul style="list-style-type: none"> <li>EPZ<sup>2)</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>拡散予測技術</li> <li>遠隔操作技術</li> <li>除染技術</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>緊急時計画</li> </ul>

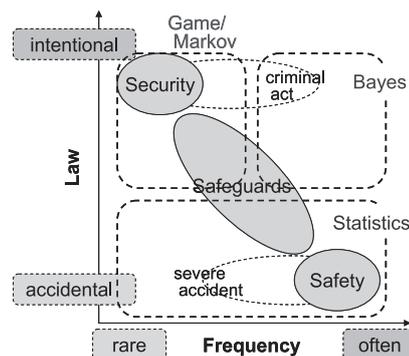
1) 核テロリズムに対抗するためのグローバルイニシアチブ  
 2) 世界核セキュリティ協会, 3) 緊急時計画区域,  
 4) 核・生物・化学

## 3. リスク評価

悪意を持った意図的な行為は、自然災害、機器故障、ヒューマンエラー等による事故を扱う安全とは、対象とする事象の生起頻度を見積もる際に本質的な相違がある。安全、核セキュリティ、核不拡散[保障措置]の3Sに関して、頻度と事象を支配する法則との関係、及び3Sのリスク評価に適用可能な意思決定手法について第1図に表した。起因原因が偶然性に支配され、その確率分布が過去のデータより類推できる場合には古典的な統計(Statistics)を用いることができる。これに対し、過去のデータが乏しく、意図的な行為によって引き起こされる事象の場合には、合理的行為を仮定したゲーム(Game)手法、過去からの予測は困難で時間的なランダム性しか仮定できない場合のマルコフ手法(Markov)、過去の事象から今後の事象の可能性の特徴を反映するベイズ統計(Bayes)等が、リスク評価の際に有効な手段と考えられる。このように、核テロの場合のリスク評価には、安全分野で発展した確率論的安全評価(Probabilistic Safety Analysis: PSA)と異なった手法を用いる必要がある。

現在、核物質防護(Physical Protection: PP)の分野で用いられているリスクの考えによれば、 $R = P_A \times (1 - P_E) \times C$  ( $R$ : リスク,  $P_A$ : 生起確率,  $P_E$ : PPシステムの性能確率,  $C$ : 被害)があり、 $P_A = 1$ と保守的に仮定した後、PPシステムの侵入経路に対する検知・遅延・対応性能を  $P_E (= P_I \times P_N)$ ,  $P_I$ : 阻止確率,  $P_N$ : 鎮圧確率)として定め、PPシステムの性能評価として用いられている<sup>4)</sup>。これは、意図的な行為に由来する生起確率の不確実さを取り除き、事象進展に対するシステム性能を確率的に評価する上で有効であり、一部について米国等で用いられている。

しかし、悪意ある意図的な行為の可能性を評価の対象から除いているために、監視警戒強化に伴う牽制効果の増大、被害を最小化するための冗長システム及び緊急時計画等の費用対効果を調べるためには不十分である。9.11以降、空港における手荷物及び身体検査・各種水際対策の強化が進められているが、欧米からの規制強化内容をそのまま模倣するのではなく、アジアにおける原子力発



第1図 3Sのための数式モデルと評価手法

電所・使用済燃料貯蔵等の状態、核物質の所在と輸送手段といった地政学的な核テロ脅威の分析を行った後に、リスク評価に基づく費用対効果に基づいて、未然防止のための政策・技術・人材育成等を進める必要がある。

#### 4. 想定外事象と緊急時対応

福島原子力事故で起きたような想定外事象の発生時に、アクシデントマネージメント(AM)として緊急時計画を整え、関係省庁、自衛隊、警察、消防等と自治体間の確かな連携、住民も交えた訓練を行うことの重要性が、教訓として指摘された。これは、核セキュリティ対応を考える際も、国の各規制行政機関が防護すべき対象の潜在的影響に応じて定めた想定値(DBT)を越えた想定外の脅威(Beyond DBT)が発生した時の対応の必要性を想起させる<sup>5)</sup>。

核テロの脅威に対応するための緊急時の法制度として、ミサイル攻撃等の武力攻撃を想定した国民保護法がある。意図的に放射性物質又は放射線が放出された時に、政府、関係行政機関、自治体等に通報し、初動措置をはじめとした対処態勢はできており、福島原子力事故の際も、官邸の危機管理センター、内閣情報集約センター、関係省庁、自衛隊、警察等は連携しながら危機管理に対応した。しかしながら、放射性物質の放出の量や核種、大気放出後の拡散や移行過程、その他シナリオに応じた住民の被害最小化の対応を図ることについては、核テロ攻撃の多様化が想定される中、予想できないことも多い。

許可事業者によって防護・対応措置が取られる核物質や放射性物質に対するテロ行為を越えて、いわゆる「規制上必要な管理の外にある核物質やその他の放射性物質」として、放射線発散処罰法の対象となるダーティボムによる放射性物質のまき散らし等の場合、我が国では、出入国管理、テロ関連情報収集、NBCテロ対処整備、国内重要設備警備等の、未然防止策は進んできている。しかし、発生した後の危機管理として、所管当局の役割分担、核テロ起点検知対応計画の策定、検知対応システムの実施、他国及び国際機関との連携等の調整を行う機関又は仕組みが必要であり、今後の課題となろう。

#### IV. 核テロ対策検討の現状

福島原子力事故によって、原子力発電所の核セキュリティの観点からの脆弱性が明らかとなったことを受け、我が国は、原子力発電所の安全性強化のみならず、核セキュリティの強化についても、不審者の侵入防止策の徹底、一層の深層防護の強化、訓練の重要性、政府及び事業者間の役割分担・責任体制の明確化等を教訓として、6月のIAEA閣僚級会合において報告している。

また、原子力委員会の原子力防護専門部会においても、本年9月に、許可事業者の施設・設備に係る防護措

置の強化及び関係行政機関の体制及び資機材の確保、不審侵入者防止策をはじめとした内部脅威対策の強化、核物質の盗取及び妨害破壊行為への対応に係る教育・訓練、政府内役割分担及び責任体制の明確化等を、核セキュリティ上の課題への基本的考え方として取りまとめている。

福島原子力事故を受け、原子力安全・保安院の原子力安全規制部門を経済産業省から分離し、環境省の外局としての原子力安全庁(仮称)に移行することとして検討が始まっている。現在、経済産業省や文部科学省等にある核セキュリティに係る規制業務も、新組織に移管される予定であると言われている。については、前号で解説したIAEA核セキュリティ・シリーズの3つの勧告文書が速やかに国内制度に取り込まれるかどうかは、同シリーズの基本文書を参考として、原子力防護専門部会が、6月に定めた「核セキュリティに対する基本的考え方」を、いかにして我が国に根付かせるかに掛かっていると言える。次章において、核セキュリティの文化醸成のための考え方について述べる。

#### V. 我が国の核テロ対策強化に向けて

東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、核セキュリティ対策に関する取組みが議論になってきている。それまで、何となく核テロは他のテロ(生物兵器や化学物質を用いたテロ、頭脳を用いた通信系のテロ:サイバーテロなど)に比べて最も恐ろしいテロとして扱われてきており、危機管理の中で最も起きてほしくないテロとして位置付けられてきたと思われる。そのためか(?), 我が国の原子力施設のテロ対策は、核燃料物質(トリウム, ウラン, プルトニウム)に関するPP対策として各施設で原子炉等規制法の要求に従って定めた「核物質防護規定」に基づき、精力的に実施されてきている。具体的には、ハード・ソフト面での区域内出入管理や、不法侵入者の検知、柵や障壁の設置、教育・訓練活動等が行われている。一方、前章でも述べられているが、世界的には核燃料物質の防護だけではなく、いわゆる「汚い爆弾」による社会に対する放射能汚染の脅威という観点から、国際的には他の放射性物質全てを含んだ「核セキュリティ」という視点に立った幅広いセキュリティ問題として扱われているのである。日本人は、核物質防護(PP)対策=核テロ対策ではなく、核セキュリティ対策=核テロ対策に通ずると認識すべきである。ここで、個人的見解を述べさせて頂くと、このPPそのものが日本人社会では馴染みの薄いものとして受け入れられており、いわゆる有史以来、外国民族に支配された経験を持たない我が国は、危機意識のない社会の中で、ルールだけ守っていれば間違いはなく、裏切る者は卑怯者として社会から抹殺されるという気高い社会風土(環境)がこのような日本人を育てたと考えざるを得ない。正直、素晴

らしい人間愛に満ちた社会と思っている。我が国のセキュリティに関する考え方は、現時点では世界的には受け入れられないが、いつか、お互い人間同士であることを考えれば、我が国の核セキュリティ対策に関するかかる究極の考え方が受け入れられるのではないかと期待している。この相互信頼が理解されれば、最も難しい対策とされる「インサイダー(内部脅威者)問題」は解決できるのではないかとと思っている。

しかし、現実には、とりわけ国際社会においては、この考えが通用しない(言い換えれば、生きるか死ぬかの社会の中では、現実問題として精神論的な考えは何の防護にもならない)。残念であるが、きれいごとばかり言っておれない国際現実を目をつむるわけにはいかないことを、日本人は特に理解する必要があると思うのである。理想ばかり追っていても、現実の解決にはならないことを、知るべきである。とりわけ、核セキュリティと保障措置は施設側(事業者側)として、積極的に受け入れたくないものとして映っているのではないかとと思っているが、それなりの設備、機能を持つものを設置するには、予算措置が必要になることも大きな要因になっていることは事実である。このたびの福島事故での、核セキュリティ認識の低さ(?)を外国から指摘され、核テロに対する我が国の原子力施設は(一部の施設関係者は知っていたかも知れないが)、この程度の認識なのである。特に、原子力関連情報を公開することが、「正義」と思っている(安全に関する情報は、商道德の点を除いては全てオープンにすることが当然である)、と感じられた日本人もいたのではないかとと思われる。10年経って核セキュリティ事案が起らないと、日本国民の意識は薄れて、セキュリティ問題は無駄な対策と映っていることが容易に想像される。「熱しやすく、冷めやすい日本人」と受け止める由縁である。

真に原子力の平和利用を願う国民として、安全性は当然のことながら、核セキュリティと保障措置についてまず、原子力関係者がそれらの必要性を熟知することが重要である。更なる安全性の確保は最重要であり、それが破綻した場合の事故において、まず事故の拡大を防ぐとともに、事故対応(防災手段)に取り組む姿勢が重要である。屋内退避や避難については、考え方は当然であるが、立法のときに退避や避難の期間まで考えて法律を作っていたと思うが、長期間にわたる想定はされていなかったのではなからうか。これらのことは、論理的に十分分っていたはずであるが、今回の福島事故対応で見られたように、福島県民の多大なる犠牲の元に、大きな教訓が得られたと受け止めなければならない。この認識は、政府当事者ばかりを責められるものではなく、我が国民のセキュリティ感覚のなさを認識すべきと思っている。

我が国の原子力施設での事業者による核テロ対策は、銃器を所持しない(法律的に、できない)警備の下に対策

を講じることになり、非常に難しい対応が求められる。我が国では、不法侵入者の確認をもって治安当局に通報することになっている。防護区域や周辺防護区域を定め、不法侵入者が目的を達成するまでに、治安当局が到達するよう事業者は防護措置を講じている。どのような方法で具体的に防護・検知されるかは、明らかにできないが、各原子力施設ではこのような考え方の基に適切にPP対策はとられているものと考えてよい。

言わずもがなであるが、核セキュリティは、核物質の盗取又は施設への妨害破壊行為から原子炉の安全を守ることにある。当然のことながら、高濃縮ウランやプルトニウムを原則として研究に使用する研究用原子炉施設は、「核物質の盗取」を中心に考える必要があり、原子力発電所や核燃料サイクル関連施設は「妨害破壊行為」を集中して考慮することになる。早期の検知と対応が施設側と治安当局にとって不可欠なもので、相互組織の連携が最も重要となる。

一般的に、原子力施設に対するテロ対策は、国家組織またはそれに準ずる大規模・専門集団組織による犯罪と考えられるが、他の放射性物質(核燃料以外のRI)は、我が国では利用面を主に扱われてきているため、安全管理は認識が高いものの、セキュリティ上の防護意識は希薄であることは否めない。RIのバラまきを目的とするテロ行為が、現実に懸念されているという国際状況も、我が国民も認識すべきときに来ているのではないかとと思っている。このことは、単なる杞憂であることを願うばかりである。

本章を締めくくるにあたり、今後の核テロ対策としてひと言記したい。我が国民のセキュリティ感覚を国際的なものにし、その上で、我が国のセキュリティに対する考え方を述べる必要がある。セキュリティに関するガラパゴス化は、原子力の国際展開のために絶対避けること。一方、日本文化の中で培われたセキュリティ文化は他国に対し誇れるものであり、将来の実施に向けて時間をかけて、粘り強く世界に発信してゆくことが重要である。広く言えば、アジア文化の代表として…。そのためには、「熱しやすく、冷めやすい日本人」にならず、無駄を許す社会(セキュリティ対策は無駄であることは承知の上で)構築に向けて努力をすることが大切であると感じている。

#### 【用語の説明】

- ・ 生起確率( $P_A$ ) : セキュリティ事象が発生する可能性
- ・ 性能確率( $P_E$ ) : 防護システムの有効性を示す指標
- ・ 阻止確率( $P_I$ ) : テロ攻撃等の侵略の発生を検知し、現場に駆け付け、侵攻を阻止できる確率
- ・ 鎮圧確率( $P_N$ ) : テロ攻撃等の侵略者を取り押さえ、又は撃退できる確率。以上の確率の定義を用いて、保守的な見積もりを仮定した後に、本文中に記した計算式

によって、防護システム全体のリスク評価を行う。このほかにも、敵対者が合理的な判断をすると仮定したゲーム理論の応用、IAEAにおける不確実性に基づく方法等が提案されている

- ・ 想定外事象(Beyond DBT)：考慮できる脅威であるものの設計基礎脅威(DBT)に含まれていないもの

#### —参考資料—

- 1) 日本の軍縮・不拡散外交(第5版), p.58(2011).
- 2) 原子力委員会 原子力防護専門部会, 「核セキュリティ確保に対する基本的考え方」.
- 3) 武力攻撃事態等における国民の保護のための措置に関する法律(平成16年法律第112号).
- 4) <http://www.sandia.gov/ram/>
- 5) "Engineering Safety Aspects of the Protection of Nuclear Power Plants against Sabotage", Technical Guidance, IAEA Nuclear Security Series No. 4, IAEA, Vienna, (2007).

#### 著者紹介



直井洋介(なおい・ようすけ)  
日本原子力研究開発機構  
(専門分野/関心分野)核セキュリティ, 核物質防護, 核不拡散



鈴木美寿(すずき・みつとし)  
日本原子力研究開発機構  
(専門分野/関心分野)保障措置, 核物質防護



中込良廣(なかごめ・よしひろ)  
原子力安全基盤機構  
(専門分野/関心分野)核物質管理, 核物質防護, 輸送

## 新刊紹介

### 原子力に未来はあるか

入江一友著, 206 p. (2011. 11), エネルギーフォーラム.  
(定価900円+税) ISBN 978-4-88555-395-0

福島事故後、原子力をめぐる情報が錯綜している。原子力を進めるのか。あるいは減らしていくのか。国民は、そのどちらかを選ぶようにする前に、はたと考え込んでしまう。選択の前提となる客観的なデータが、原発推進論者と脱原発論者では大きく異なるからだ。

原発に好意的な考えをもつ人々は、再生可能エネルギーのもつ供給能力の不足や供給不安定性を強調しがちである。逆に脱原発論者は、原発がもたらす事故の確率やそれがもたらす被害の大きさを強調する。

テレビの討論番組でも同様だ。識者は自説に都合のよいデータだけを取り上げ、それに対する反論については、逆にデータを恣意的にトリミングしていると相手を論駁する。私たちはいったい、どんなデータをもとに判断したらよいのだ

ろうか。

「原子力に未来はあるか」というこの本は、そんな判断材料となるデータを、客観的に淡々と紹介している。原子力と日本のエネルギー政策、原子力の安全性、原子力の経済性、原子力と電力需給、原子力の長期的方向性と章立てされた構成では、原子力を取り巻く状況や現在に至る経緯が、平易に説明されている。

また、「一次エネルギー国内供給に占める原子力の割合は、石油、石炭、天然ガスに次ぐ4番手」であり、「原子力は発電にしか使えない『不器用』なエネルギー源である」と指摘する一方で、長期的で国際的な視点からの分析をきちんと積み上げた上で、「日本が原子力の研究開発を続けていくことは当然の選択」だと断じている。説得力はある。

ただ、福島事故後をめぐる論点は、生煮え感がある。この事故は、原子力をめぐる安全性の議論の再構築どころか、文明的な意味での脱構築をさえ迫っている。

続編を期待したい。

(日本原子力研究開発機構・佐田 務)



## 解説

# 炉心崩壊熱パндеモニウム問題とその解決への30年 核分裂生成核種の崩壊図にひそむ困難との闘い

東京都市大学 吉田 正

福島第一原子力発電所での崩壊熱との闘いはいまも続いている。1979年のTMI事故以来、連鎖反応停止後数分から数日まで、核分裂生成物(FP)が放出する熱(崩壊熱)がまだきわめて高い間の崩壊熱予測精度向上が特に重要と考えられ、筆者もこの時間帯での崩壊熱予測精度向上を目指して研究を重ねてきた。しかし福島第一原子力発電所での冷却機能喪失後の数日は崩壊熱に対する有効な手立てを打てないままに過ぎてしまった。だがその後の経緯を見ると、連鎖反応停止後の事故炉心の刻々の状況を、FP蓄積量、炉心に残存するFPと炉心外に漏れ出すFP量、FP崩壊熱、自発核分裂等の様々な観点から、常に正確に把握しつづけることの重要性もまた浮き彫りにされた。本稿では、筆者の30年にわたる短冷却時間FP崩壊熱の基礎研究の一端を紹介したい。

## I. はじめに

福島第一原子力発電所の事故以来、いくつかの核分裂生成核種(Fission Products:FP)が、滞留水、大気、あるいは格納容器気体中で検出され、そのたびにTV等のマスコミで広く報道された。I(ヨウ素)-131, Cs(セシウム)-134, Cs-137は事前に予想されたことだが、3月27日のI-134, 11月2日のXe(キセノン)-135の検出に際しては、その起源をめぐって再臨界の可能性が問題視され、多くの国民が不安をつのらせた。一方、データ迅速公開の要請と拙速の危うさがジレンマとなって関係者を追い詰めた。結局、I-134は誤認、Xe-135はきわめて微量で自発核分裂によるものであると判断された。これら核種(I, Cs, Xe)は水や気体に同伴するため炉心外に漏れ出したわけだが、ほとんどのFPは原子炉内に残り、これらの $\beta$ 崩壊とともに放出される $\beta$ 線、 $\gamma$ 線のエネルギーがFP崩壊熱(以下、崩壊熱と記す)となり、福島第一原子力発電所ではこの発熱との闘いが事故収束プロセスを支配しつづけている。

## II. FP崩壊熱と総和計算

核分裂で生まれたばかりのFPはほとんど例外なく中性子過剰であるため不安定で、 $\beta$ 崩壊を繰り返して中性子を陽子に変えながら安定核を目指す。原子炉停止直後

は崩壊熱に寄与する核種は数多く、数百核種を考えに入れなければならない。しかし、その数は次第に少なくなり、事故からはほぼ9ヶ月たつ本稿執筆時点では、上位10核種だけで全崩壊熱の98%を放出している勘定になる。

ここで、崩壊熱という観点からFPを見てみよう。原子炉停止後の経過時間を冷却時間と呼ぶ。冷却時間ごとに、また核分裂した親元の燃料核種によって、崩壊熱に寄与するFP核種の顔ぶれは当然大きく変わってくる。そこで、問題とする冷却時間において存在する全FP核種それぞれの個数を算出し、個々に、崩壊定数 $\lambda$ と崩壊あたり放出される $\beta$ 線の平均エネルギー $E_\beta$ 、 $\gamma$ 線の平均エネルギー $E_\gamma$ をそれぞれ乗じて、最後に全FP核種について総和すれば、崩壊熱の $\beta$ 線成分と $\gamma$ 線成分が得られる。両成分の和が崩壊熱となる。これが崩壊熱総和計算法と呼ばれる方法である。ちなみに、冒頭で述べたI-134を例にとると、 $\lambda$ は $0.00022\text{ s}^{-1}$ (半減期換算で53分)、 $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ はそれぞれ0.62 MeVと2.60 MeVである。I-134に限らず、個々のFP核種の $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ 値は崩壊図(Decay Scheme)から計算することができるが、これらは総和計算結果の成否を握るきわめて重要な物理量である。崩壊図は、放射線分析のバイブル『Table of Isotopes』に集大成されており、同書は、原子力や放射線関係の研究開発、放射線測定・計測の現場には必ず常備されている。また、米国NNDC(National Nuclear Data Center)が作成・メンテナンスにあたるENSDF(Evaluated Nuclear Structure and Data File)には最新の崩壊データが集積されており、WEB上で最新の崩壊図をダウンロード可能である。

*Pandemonium Problem in Summation Calculations of Reactor Decay-Heat Resolved after Three Decades—An Effort with Pandemonium Problem Hidden in FP Decay Schemes*: Tadashi YOSHIDA.

(2011年 11月30日 受理)

## II. TMI 後の FP 崩壊熱研究の興隆

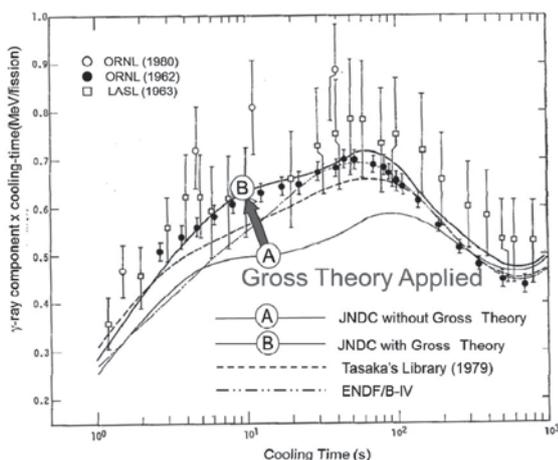
1979年春、原子力界に激震が走った。スリーマイルアイランド2号炉の炉心熔融事故である。炉停止後100分で冷却材が喪失し、崩壊熱によって最終的に炉心の部分熔融にいたった。これを機に崩壊熱の予測精度を向上すべく、測定と計算の両面からの研究が急速に立ち上がった。米国ではオークリッジ、ロスアラモス、オレゴン州立大など5つの研究所で核燃料物質サンプル照射試験が並行して進められ、東京大学「弥生炉」での秋山らの測定も世界的に注目された。これらの測定をサンプル照射測定と呼ぼう。

一方、総和計算の精度向上のため、米、英そして日本で最新の総和計算用ライブラリーが完成した。ライブラリーには当時、最新の崩壊図をもとに計算された $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ を中心に、800~1,100核種分の核分裂収率や崩壊定数 $\lambda$ がおさめられていた。しかし事前の大きな期待に全く反して、計算結果は惨憺たるものであった。“世界同時不況”ならぬ“世界同時不一致”である。特に崩壊熱の $\gamma$ 線成分は、サンプル照射実験と比べ著しい過小評価となった(第1図A)、JNDCはシグマ委員会の略称で崩壊熱評価WGが作成にあたった)。これは、新しい崩壊図に何か大きな欠陥が隠されていることを示唆していた。

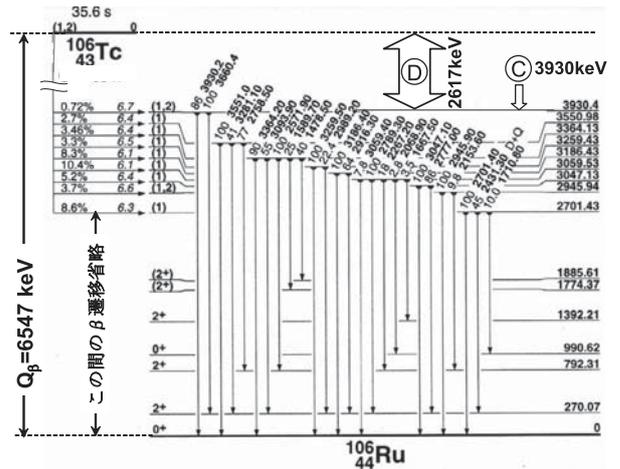
しかしながら当面、筆者らは苦心の末「 $\beta$ 崩壊の大局的理論」を援用することでサンプル照射測定と総和計算の一致を著しく改善することができた(第1図B)<sup>1)</sup>。米国のライブラリー ENDF/B-V はすぐに日本のこのやり方になった。一方、何が起きているのか?と問題を整理するため1981年にフロリダで、1983年にブルックヘヴンでシンポジウムが持たれ、筆者も参加した。

## IV. 崩壊図の隠された欠陥 —Pandemonium 問題

第2図は Tc(テクニシウム)-106の崩壊図の例であ



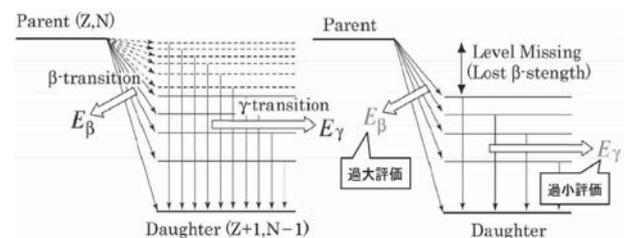
第1図 FP崩壊熱総和計算とサンプル照射実験の不一致と大局的理論導入によるその改善(1981)



第2図 Pandemonium 問題をはらむ短寿命FP核種崩壊図の例(Tc-106: Table of Isotopes, John Wiley & Sons, (1996))

る。Tc-106の $\beta$ 遷移により、娘核であるRu-106などの励起レベルがどのくらいの割合で励起されるかがパーセンテージで表示されている(以下これを $\beta$ -feedと略記)。ちょっと見ただけでは見過ごしてしまうが、遷移可能な最大エネルギー( $Q_\beta = 6,547$  keV)に対して、確認されているもっともエネルギーの高いレベルCは3,930 keVでしかない。第2図中の太い矢印Dで示したエネルギー領域は全エネルギー領域の40%に及び、この領域に $\beta$ -feedがないということは $\beta$ 崩壊の大局的理論の立場からも考えられない。その後これが、短寿命、したがって高い $Q_\beta$ 値を持つ不安定核種の崩壊図に広く認められる欠陥であることが、主に崩壊熱の観点から分かってきた<sup>1,2)</sup>。またこの崩壊図に内在する欠陥は、すでに1977年にHardyらが数値実験によって指摘していた<sup>3)</sup>。彼らはこのような欠陥崩壊図を持つ仮想上の核種をpandemonium(17世紀英国の詩人ミルトンの著作に由来)と名づけた。

結論から先に言えば、原子炉運転停止後1日以内の崩壊熱に寄与する短寿命核の多くはpandemonium核である。これが、前章で述べた“世界同時不一致”の原因であったのである。第3図を参照されたい。本来、図左のような崩壊様式を持つ核において、娘核高エネルギー領域が欠落した図右のような崩壊図から $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ を無理に計算



第3図 Pandemonium 問題の模式説明  
図左のような崩壊図の高エネルギー部分が種々の原因で欠落する(図右)

すれば、 $E_\beta$  は過大に、 $E_\gamma$  は過小に評価される。第1図④の過小評価の原因はこれだったのである。日本では $\beta$ 崩壊の大局的理論の導入により、pandemonium問題を回避することができた。米国はENDF/B-Vで、日本のやり方をほとんどそのまま踏襲して、大局的理論による $E_\beta$  値、 $E_\gamma$  値を大幅に導入した。

## V. バレンシアグループとの出会いとTAGS

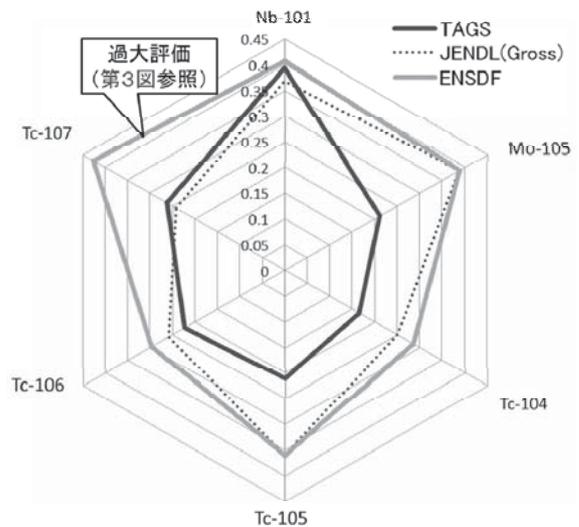
一方、筆者は、大局的理論の導入は問題のとりあえずの回避でしかなく、最終的には個々の短寿命核の何らかの新測定による広範な崩壊データ採取による解決が必要であると考えつづけていた。2001年の筑波での核データ国際会議(ND 2001)会場で、Valencia大学のJose Luis Tain氏が筆者を探していると聞き、すぐに同氏と会った。彼は、「お前が1999年の論文<sup>2)</sup>で指摘している問題と核種に興味がある。我々のグループでTAGS法を用いた短寿命FP核種の $\beta$ -feedを測定してみたい。TAGSはpandemonium問題の影響を受けない」と共同研究を要請された。筆者としては20年後にやっとやって来た助け船である。乗らないわけがない。当時、筆者はOECD/NEAのWPEC(Working Party of International Evaluation Cooperation)のJENDLプロジェクト代表委員をしていた。同じく代表委員で日本原子力研究所(当時)の片倉純一さんとも相談し、2005年5月にアントワープで開催されたWPEC定例会合で、TainらValencia大学TAGS測定グループと核データコミュニティーをつなぐ新たなサブグループの設立を提案した。これがサブグループ25(SG 25)で、筆者がCoordinatorを務めることになった。TAGSはTotal Absorption Gamma-Ray Spectrometerの略であるが、詳細は他に譲りたい<sup>4)</sup>。

WPECでは旅費が出せないで、Valencia大学グループをWPEC会合に招へいすることができない。これを解決してくれたのが、当時WPECにIAEA代表としてきていたTrkov氏だった。合同会合はIAEA Nuclear Data Sectionの旅費で十数人の専門家を招へいし、2005年12月にウィーンで、翌年5月にはパリで行われた。ここで、崩壊熱計算の観点から重要な測定候補核種を丹念に選定し、そのあとはValencia大学を中心とするヨーロッパのグループが測定を続けるのを待つみの数年が過ぎた。測定はフィンランドの中南部にあるJyväskylä大学で行われ、ここが極地に近いことから“Polar Project”と名付けられた。待つこと5年、昨年11月のPhysical Review Lettersに6核種の測定結果についての42名連名の論文<sup>5)</sup>が掲載された。(Tc-102も測定されたが、これはpandemonium核ではないと断定された)。

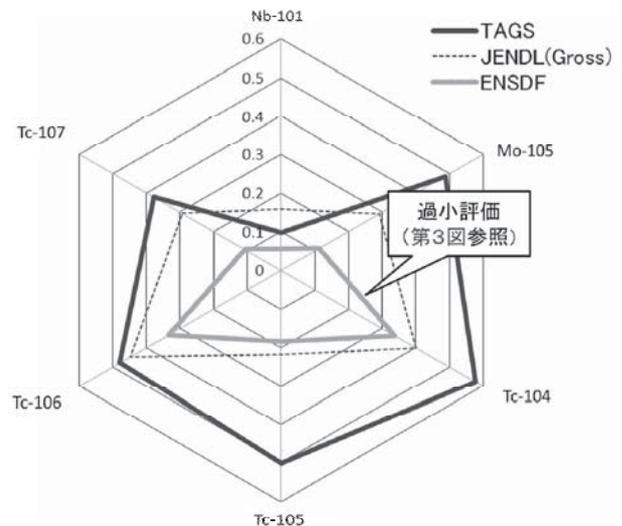
第5図はTAGSで得られた $E_\beta$  値をそれぞれの核種の $Q_\beta$  値で割ってグラフ化したものである。TAGSによる $E_\beta/Q_\beta$  値(黒線)は、第II章末尾で述べたENSDFからの



第4図 Polar Projectをけん引するAlgora氏(左)とTain氏(右)、中央は筆者



第5図 比 $E_\beta/Q_\beta$ の多角形グラフ表示



第6図 比 $E_\gamma/Q_\beta$ の多角形グラフ表示

算出値(グレー)よりすべて小さい。一方、 $E_\gamma/Q_\beta$  をグラフ化した第6図ではTAGSとENSDFの大小関係は完全に逆転している。

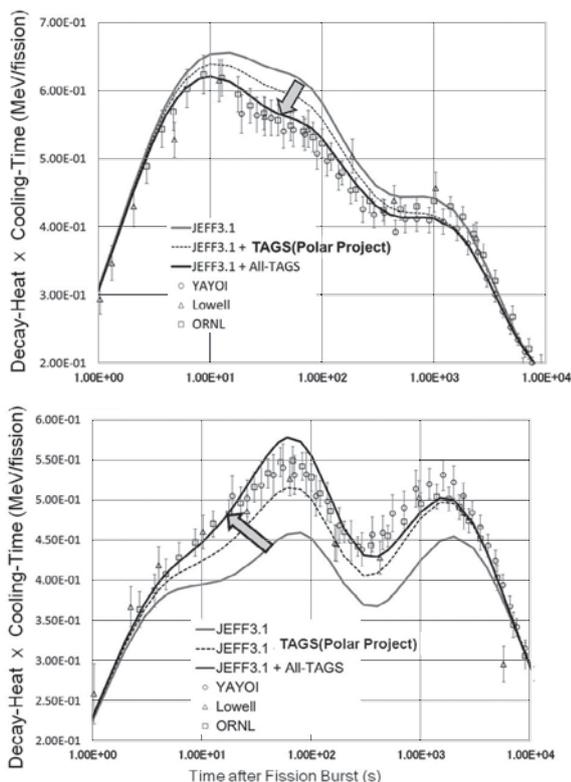
つまり、第3図のところで述べた“娘核高エネルギー領域が欠落した崩壊図(ここではENSDF)から $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ を計算すれば、 $E_\beta$ は過大に、 $E_\gamma$ は過小に評価される”

がこれらの図で可視化されている。両図とも大局的理論による計算値は両者間にまつわりつく挙動を示している。これは、 $\beta$ 崩壊の大局的理論が一種の「平均理論」であり、計算結果は $\beta$ 崩壊核の質量数 $A$ 、中性子数 $N$ 、あるいは $Q_\beta$ とともにゆっくり変化し、一つ一つの核種の個性は記述しにくいという理由による。これが、サンプル照射測定とのきわめて良好な一致にもかかわらず、欧州の評価済み核データライブラリー-JEFおよびJEFFが $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ に理論計算値を採らなかった理由の一つである。米国も最新のENDF/B-VIIでは大局的理論計算値を排除し、二十数年ぶりにENSDFによる計算値に戻っている。日本の評価済み核データライブラリー-JENDLでも新しいTAGSデータの導入に向け、現在準備中である。

## Ⅵ. 再び崩壊熱へ

最後に、ほぼ十年をかけたTAGS測定が総和計算をどう変えたかを、第7図のPu-239を例に見ておく。

まず、基準としたJEFF-3.1(グレーの実線)のV章で述べた6核種分の $E_\beta$ 、 $E_\gamma$ 値をTAGS(Polar Project)



第7図 熱総和計算へのTAGSデータ導入の効果  
Pu-239瞬時照射後の崩壊熱 $\beta$ 線成分(上)と $\gamma$ 線成分(下)：①ベースとしてのJEFF-3.1計算(グレーの実線)→②TAGS(Polar Project)の導入(点線)→③TAGS(Idaho)の導入(黒い実線)

による数値で置き換え(点線)、次に45核種分を1990年代に行われた米国Idaho National LaboratoryのTAGSデータ<sup>4)</sup>で置き換えた(黒い実線)。その結果、崩壊熱の $\beta$ 線成分(図上)、 $\gamma$ 線成分(図下)に表れていたpandemonium問題に起因するサンプル照射測定値(○, △, □)からの大きなズレが著しく改善されているのがわかる。ベースにJEFF-3.1を採ったのは、JEFFがJENDLやENDF/B-VIのように核理論計算の助けを借りず、したがってpandemonium問題をあえてはっきりと表に出しているためである。

## Ⅶ. 終わりに

TAGSとて万能ではない。1回の $\beta$ 遷移後放出される $\gamma$ 線エネルギーをすべて検出器中で捕捉する目的から、大きい分解能の低いNaIシンチレータを用いるため、高いエネルギー精度を要求される崩壊図の構築にはほとんど寄与できない。しかしながら、TAGS測定のおかげでFP崩壊熱と総和計算の間の“世界同時不一致”は30年をへての一応の解決にいたった。また我が国もシグマ委員会崩壊熱評価WGを核に、Polar Projectの立ち上げから積極的な役割を果たすことができた。日本のTAGS測定がないのは残念だが、高橋、山田らが創始した「 $\beta$ 崩壊の大局的理論」が日本で開発され発展した理論である意義は大きい。この理論は30年間にわたる「シグマ委員会」崩壊熱評価WGをはじめとするわれわれの研究活動の導き手であった。

### —参考文献—

- 1) T. Yoshida, R. Nakashima, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **18** [6], 393-407(1981).
- 2) T. Yoshida, T. Tachibana, F. Storrer, K. Oyamatsu, J. Katakura, *J. Nucl. Sci. Technol.*, **36**[2], 135-142(1999).
- 3) J.C. Hardy, L.C. Carrez, B. Jonson, P.G. Hansen, *Phys. Lett.*, **71B**, 307(1977).
- 4) R.C. Greenwood, R.G. Helmer, M.H. Putnam, K.D. Watts, *Nucl. Instrum. Methods*, **A390**, 95-154(1997) and references therein
- 5) A. Algora, *et al.*, *Phys. Rev. Lett.*, **105**, 202501(2010).

### 著者紹介



吉田 正(よしだ・ただし)  
東京都市大学 原子力安全工学科  
(専門分野/関心分野)核データ、炉物理、  
原子炉工学

## 解説シリーズ

## ヒューリスティックな最適化手法とモデリング

## 第4回(最終回) ヒューリスティック手法を用いたモデリング

慶應義塾大学 相吉 英太郎,

千葉大学 岡本 卓, (株)テプコシステムズ 小林 容子

最適化の考え方や手法を利用することができる分野に、モデリングや関数近似がある。そのもっとも基礎的な手法が最小自乗法である。最終回では、前回までに解説したヒューリスティックな最適化手法と最小自乗法を組み合わせることによって、より複雑な入出力関係のモデリングや関数近似が可能であることを解説する。また、「おわりに」では、ヒューリスティックな最適化手法の利点と、それを活用するときの注意点についても言及する。

## I. はじめに

それ自体基礎的な分野であるが、最適化手法の応用分野といえるものに、モデリングがある。モデリングとは、一般に、複数の入出力データからその入出力関係を表す数式モデルを近似的に導き出すことをいうが、実験データを近似する関数関係を導き出すことと解釈して差し支えない。このようなモデリングのもっとも基本的な手法が、よく知られた最小自乗法である。最小自乗法とは、基底関数とよばれる複数の関数の重ね合わせによって数式モデルを構成し、実データとの自乗誤差を最小にするように、その重ね合わせの重み係数を求める最適化問題を解く手法である。第4回では、より一般的で複雑なモデリングや関数近似のために、最小自乗法の基底関数として近年用いられるようになったラジアル基底関数を紹介し、ラジアル基底関数を用いた最小自乗法とヒューリスティック手法を組み合わせることで、より精度のよい近似関数の生成が可能であることを示す。

## II. 最小自乗法と最適化問題

与えられた  $P$  個の入出力データの組み(実験データ)  $(x^p, y^p)$ ,  $p=1, \dots, P$  に対して  $(x^p$  が入力,  $y^p$  が出力データ),

$$y^p = F(x^p), \quad p=1, \dots, P \quad (1)$$

が成り立つような未知の関数  $F(x)$  を近似する問題を考える。ただし,  $x^1 < x^2 < \dots < x^{P-1} < x^P$  とする。ここでは,  $M$  種類の基底関数  $h_m(x)$ ,  $m=1, \dots, M$  を与え, それらの重ね合わせ(1次結合)による関数

$$H(x; \mathbf{w}) = \sum_{m=1}^M w_m h_m(x) \quad (2)$$

によって, 未知の関数  $F(x)$  を近似するものとする。ただし,  $\mathbf{w} = (w_1, \dots, w_M)^T$  とする。近似関数  $H(x; \mathbf{w})$  を求める問題は,  $M < P$  とすると, 各サンプル点  $x^p$  での1次結合の値  $H(x^p; \mathbf{w}) = \sum_{m=1}^M w_m h_m(x^p)$  と, 未知関数の値  $y^p$  ( $=F(x^p)$ ) との誤差

$$e(\mathbf{w}; x^p) = \left| \sum_{m=1}^M w_m h_m(x^p) - y^p \right|, \quad p=1, \dots, P \quad (3)$$

を考え, これらの自乗の総和を, 未知係数ベクトル  $\mathbf{w} = (w_1, \dots, w_M)^T$  で最小にする最適化問題

$$\min_{\mathbf{w}} \frac{1}{2} \sum_{p=1}^P \{e(\mathbf{w}; x^p)\}^2 = \frac{1}{2} \sum_{p=1}^P \left\{ \sum_{m=1}^M w_m h_m(x^p) - y^p \right\}^2 \quad (4)$$

として定式化される。そして, その最適解  $\bar{\mathbf{w}} = (\bar{w}_1, \dots, \bar{w}_M)^T$  を求める手法が最小自乗法である。

ところで, 最適化問題(4)は, 未知係数ベクトル  $\mathbf{w}$  を変数とする無制約最適化問題であり, その目的関数を

$$E(\mathbf{w}) = \frac{1}{2} \sum_{p=1}^P \{e(\mathbf{w}; x^p)\}^2 \quad (5)$$

とすると, 最適化問題(4)は, 単に

$$\min_{\mathbf{w}} E(\mathbf{w}) \quad (6)$$

となり, 関数  $E(\mathbf{w})$  は, 変数  $\mathbf{w}$  に関して2次型かつ凸関数であるから2次型かつ凸型の最適化問題となる。したがって, 第1回で解説した最急降下法のような最適化手法を用いなくても, 勾配  $\nabla E(\mathbf{w})$  を用いた方程式

$$\nabla E(\mathbf{w}) = \mathbf{0} \quad (7)$$

すなわち, 方程式

$$\frac{\partial E(\mathbf{w})}{\partial w_m} = \sum_{p=1}^P h_m(x^p) \left\{ \sum_{m'=1}^M w_{m'} h_{m'}(x^p) - y^p \right\} = 0, \quad m=1, \dots, M \quad (8)$$

を,  $\mathbf{w}$  を未知数として解けばよい。この式において,

Heuristic Optimization and Modeling(4): Modeling with Heuristic Methods: Eitaro AIYOSHI, Takashi OKAMOTO, Yoko KOBAYASHI.

(2011年 11月 2日 受理)

$$\bar{H} = \begin{bmatrix} h_1(x^1) & \cdots & h_1(x^p) \\ \vdots & & \vdots \\ h_M(x^1) & \cdots & h_M(x^p) \end{bmatrix}, \mathbf{w} = \begin{bmatrix} w_1 \\ \vdots \\ w_M \end{bmatrix}, \mathbf{y} = \begin{bmatrix} y^1 \\ \vdots \\ y^p \end{bmatrix} \quad (9)$$

とおくと、解  $\bar{\mathbf{w}}$  は

$$\bar{\mathbf{w}} = (\bar{H}\bar{H}^T)^{-1}\bar{H}\mathbf{y} \quad (10)$$

と与えられる。この  $\bar{\mathbf{w}}$  を与えるための最小自乗法のソフトウェア・ライブラリーが開発されている(身近な例としては、Microsoft Excel 2010の回帰分析機能)が、その本質は、これまで説明したように、2次型関数の最適化問題を解くことにある。

ここで、理解を深めるために、 $(x, y)$  平面上に取られた5個の入出力データ  $(-4, 9)$ ,  $(-1, 0)$ ,  $(1.8180, 7.9413)$ ,  $(3, -20)$ ,  $(4.9, 52.2)$  を近似する例題を考える。第1図の黒丸が、これら5個の入出力データである。これらは、点線の関数が表している真の入出力関係  $y = F(x)$  から抽出したものであり、4番目のデータにおいて入出力特性が急変し、この点において、関数がなめらかでないことに留意されたい。まず、このような真の入出力関係が未知であるとして、これを累乗の多項式関数などの初等関数で近似する。たとえば、基底関数を

$$\begin{aligned} h_1(x) &= 1, h_2(x) = x, h_3(x) = x^2, \\ h_4(x) &= x^3, h_5(x) = x^4 \end{aligned} \quad (11)$$

にとり、その重ね合わせによる4次関数

$$H(x; \mathbf{w}) = w_1 + w_2x + w_3x^2 + w_4x^3 + w_5x^4 \quad (12)$$

を考えると、(9)式の  $\bar{H}, \mathbf{y}$  は

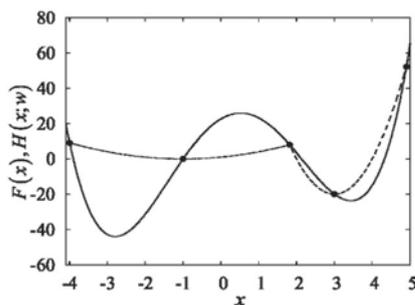
$$\bar{H} = \begin{bmatrix} 1 & 1 & 1 & 1 & 1 \\ -4 & -1 & 1.8180 & 3 & 4.9 \\ 16 & 1 & 3.3052 & 9 & 24.01 \\ -64 & -1 & 6.0090 & 27 & 117.65 \\ 256 & 1 & 10.925 & 81 & 576.48 \end{bmatrix} \quad (13)$$

$$\mathbf{y} = [9 \ 0 \ 7.9413 \ -20 \ 52.2]^T$$

となり、(10)式の最適な係数ベクトル  $\bar{\mathbf{w}}$  として

$$\bar{\mathbf{w}} = [22.634 \ 12.568 \ -11.668 \ -0.97329 \ 0.62907]^T \quad (14)$$

が得られ、これを用いた近似関数  $H(x, \bar{\mathbf{w}})$  を図示すると、第1図の実線のような4次関数となる。なお、この例では、未知変数  $\mathbf{w}$  と方程式(8)の数が一致するため、(8)式の解である(14)式の  $\bar{\mathbf{w}}$  に対する近似曲線  $H(x, \bar{\mathbf{w}})$  は4個のサンプル点を通り、それらの点での(5)式の自乗誤差の値は、最小値のゼロとなる。このように、



第1図 4次多項式近似(実線が近似曲線, 黒丸が入出力データ, 点線が入出力データを抽出した真の関数  $F(x)$ )

入出力特性が急変し、その関係を表す関数がなめらかでない場合、(12)式のような累乗関数を基底関数とする初等関数による近似では、その精度が著しく悪化する場合がありうるということが容易に理解される。

### Ⅲ. ラジアル基底関数による最小自乗法

前章で説明したような初等関数による近似が不利な場合でも、未知の入出力関係  $y = F(x)$  を精度よく近似するために、基底関数の構造は共通にしておき、それに含まれるパラメータを変えることで、数多くの種類の基底関数を構成する手法が近年用いられている。すなわち、基底関数の関数形そのものは、同じ関数形  $h$  を用いて、

$$h_m(x) = h(x; v_m), \quad m = 1, \dots, M \quad (15)$$

とおき、それらに含まれるパラメータ  $v_m$  を複数種類選ぶことで、 $x$  軸上に複数の基底関数を生成する。本稿では、複雑な形状(たとえば凸凹状)を有すると予想される関数に対して、他手法と比較して近似精度がよいといわれているラジアル基底関数を用いる手法を紹介する。なお、詳しい解説は文献1)を参照されたい。

ラジアル基底関数は、ガウス関数

$$h(u, r) = \exp\left[-\frac{u^2}{r}\right], \quad r > 0 \quad (16)$$

において、 $u = |x - v_m|$  として、

$$h(x; v_m) = \exp\left[-\frac{(x - v_m)^2}{r_m}\right], \quad r_m > 0, \quad m = 1, \dots, M \quad (17)$$

としたものである。これらを用いて近似関数を

$$H(x; \mathbf{w}) = \sum_{m=1}^M w_m h(x; v_m) \quad (18)$$

とする手法が、ラジアル基底関数(17)による近似法である。 $(v_m, r_m)$  が基底関数内のパラメータで、ラジアル基底関数は、 $x$  軸上の点  $v_m$  を頂点とする山型の関数で、 $r_m$  はその広がり度を表し、この値が小さいと急峻で、大きいと緩慢な山型となる。

ラジアル基底関数を用いる関数近似では、まず、基底関数の個数  $M$  を入出力データの個数  $P$  と同じにし( $M = P$ )、それらの頂点  $v_m$  を入力データに一致させて

$$v_m = x^p, \quad m (=p) = 1, \dots, M (=P) \quad (19)$$

とし、また  $r_m$  に関しては、一般に、 $x$  軸上の下限  $x^1$  と上限  $x^p$  の間隔を  $P$  個に等分して、 $M$  個の基底関数で共通な

$$r_m = \frac{x^p - x^1}{P}, \quad m = 1, \dots, M (=P) \quad (20)$$

を用いる。このようなラジアル基底関数を用いる場合、連立方程式(8)は、

$$\sum_{p=1}^P h(x^p; x^q) \sum_{q=1}^P \{w_q h(x^p; x^q)\} = \sum_{p=1}^P h(x^p; x^q) y^p \quad (21)$$

$$q = 1, \dots, P$$

となる。 $p = q$  のとき  $h(x^p; x^q) = 1$  となることに注意し、(9)、(10)式と同様に

$$\hat{H} = \begin{bmatrix} 1 & \cdots & h(x^p; x^1) \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ h(x^1; x^p) & \cdots & 1 \end{bmatrix}, \mathbf{w} = \begin{bmatrix} w_1 \\ \vdots \\ w_p \end{bmatrix}, \mathbf{y} = \begin{bmatrix} y^1 \\ \vdots \\ y^p \end{bmatrix} \quad (22)$$

とおくと、方程式(21)の解  $\bar{\mathbf{w}}$  は

$$\bar{\mathbf{w}} = (\hat{H}\hat{H}^T)^{-1}\hat{H}\mathbf{y} \quad (23)$$

と与えられる。

前述の入出力データを近似する例題に対しては、5個 ( $P=5$ ) のラジアル基底関数を用いて、(22)式の  $\hat{H}$  は

$$\hat{H} = \begin{bmatrix} 1 & 6.370 \times 10^{-3} & 5.511 \times 10^{-9} & 1.108 \times 10^{-12} & 4.719 \times 10^{-20} \\ 6.370 \times 10^{-3} & 1 & 1.155 \times 10^{-2} & 1.248 \times 10^{-4} & 3.213 \times 10^{-9} \\ 5.511 \times 10^{-9} & 1.155 \times 10^{-2} & 1 & 4.562 \times 10^{-1} & 4.814 \times 10^{-3} \\ 1.108 \times 10^{-12} & 1.248 \times 10^{-4} & 4.562 \times 10^{-1} & 1 & 1.316 \times 10^{-1} \\ 4.719 \times 10^{-20} & 3.213 \times 10^{-9} & 4.814 \times 10^{-3} & 1.316 \times 10^{-1} & 1 \end{bmatrix}$$

となる。ただし、 $r_q = (4.9 - (-4))/5 = 1.78$  としている。

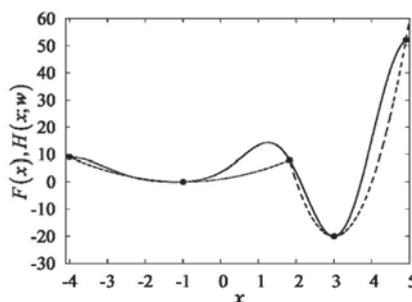
よって、 $\bar{\mathbf{w}}$  として

$$\bar{\mathbf{w}} = [9.0022 \ -0.34740 \ 25.545 \ -39.184 \ 57.233]^T \quad (24)$$

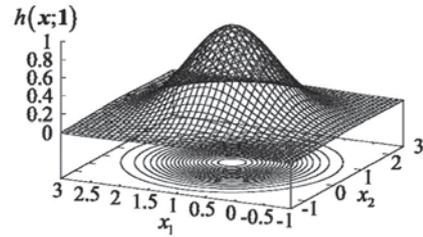
が得られ、(18)式で  $\mathbf{w} = \bar{\mathbf{w}}$  とした近似関数  $H(x; \bar{\mathbf{w}})$  は、第2図の実線のようになり、やはり4個のサンプル点を通り、それらの点での誤差関数の値は最小値のゼロとなる。一方で、多項式よりラジアル基底関数を用いた近似の方が、入出力特性の急激な変化に沿う形で、サンプル点以外の部分においてもその誤差が小さくなっており、結果的にはあるが、サンプル点間において、補間性の改善の可能性があることを示している。

ところで、ラジアル基底関数による関数近似が優位な点の1つは、入出力データにおいて、入力が多変数の場合への拡張が容易な点である。入力が多変数の場合とは、入力データが  $N$  次元ベクトル  $\mathbf{x}^p = (x_1^p, \dots, x_N^p)^T$  で与えられ、 $P$  個の入出力データ(実験データ)の組  $(\mathbf{x}^p, y^p)$ ,  $p=1, \dots, P$  に対して、未知の多変数関数  $F(\mathbf{x}) = F(x_1, \dots, x_N)$  を近似する場合である。この場合、基底関数も多変数関数として用意する必要があるが、多項式近似では、 $N$  の増加に対して基底関数の数  $M$  が急激に増大し、精度の良い近似がしにくくなる。

一方で、ラジアル基底関数を用いる場合は、(15), (17)~(19), (21), (22)式において、スカラー量  $x^p$  や  $v_m$  をそれぞれ  $N$  次元のベクトル量  $\mathbf{x}^p$  や  $\mathbf{v}_m$  に変更するだけで、最小自乗法の計算式をそのまま適用することができる。この場合、(17)式のラジアル基底関数は



第2図 ラジアル基底関数近似(実線が近似曲線)



第3図 ラジアル基底関数(25) ( $N=2$ )

$$h(\mathbf{x}; \mathbf{v}_m) = \exp\left(-\frac{\|\mathbf{x} - \mathbf{v}_m\|^2}{r_m}\right), r_m > 0, m = 1, \dots, M \quad (25)$$

となり、これは、入力  $\mathbf{x}$  の空間内の点  $\mathbf{v}_m = (v_1, \dots, v_N)^T$  を頂点とする山型の関数で、 $\mathbf{x}$  空間内での基底関数(25)の等高線は、点  $\mathbf{v}_m$  を中心とする同心超球面となる( $N=2$ の場合は同心円で、そのイメージを第3図に示す)。また、ノルム  $\|\cdot\|$  は2乗ノルムとする。この多変数の場合の基底関数のパラメータ  $\mathbf{v}_m$  のとり方も、基底関数の個数  $M$  を入出力データ点の個数  $P$  と同じにし、

$$\mathbf{v}_m = \mathbf{x}^p, m (=p) = 1, \dots, M (=P) \quad (26)$$

とし、 $r_m$  は、変数の次元  $N$  を用いて

$$r_m = \frac{d_{\max}}{\sqrt{P \times N}}, m (=p) = 1, \dots, M (=P) \quad (27)$$

と、経験的に一般化される<sup>2)</sup>。ただし、 $d_{\max}$  は、任意の2つの入力データ  $\mathbf{x}^p, \mathbf{x}^q$  の距離  $\|\mathbf{x}^p - \mathbf{x}^q\|$  の最大値である。

#### IV. 最小自乗法における基底関数最適化

前章の例題において、ラジアル基底関数による最小自乗法に補間性の改善の余地があることを確認した。本章では、それらの基底関数に含まれるパラメータの調整によって、この補間性を可能な限り良くすることが、ヒューリスティックな最適化手法によって容易に実現できることを示す。具体的には、本例題のように入出力特性の凹凸に緩急がある場合に、基底関数ごとに  $r_m$  を変えることで、最良の補間性をもたせるものとする。

まず、(25)式のラジアル基底関数の  $r_m$ ,  $m=1, \dots, M$  を可変なパラメータとし、

$$h(\mathbf{x}; \mathbf{v}_m, r_m) = \exp\left(-\frac{\|\mathbf{x} - \mathbf{v}_m\|^2}{r_m}\right) \quad (28)$$

とすると、(5)式の誤差関数は、 $\mathbf{r}$  を所与とした関数

$$E(\mathbf{w}; \mathbf{r}) = \frac{1}{2} \sum_{p=1}^P \left\{ \sum_{m=1}^M w_m h(\mathbf{x}^p; \mathbf{v}_m, r_m) - y^p \right\}^2 \quad (29)$$

と書くことができる。パラメータベクトル  $\mathbf{r} = (r_1, \dots, r_M)^T$  が所与のもとで、誤差関数(29)を最小自乗法でゼロにする重みベクトルを  $\bar{\mathbf{w}}(\mathbf{r})$  とし、これに対する近似曲線を

$$H(\mathbf{x}; \bar{\mathbf{w}}(\mathbf{r})) = \sum_{m=1}^M \bar{w}_m(\mathbf{r}) h(\mathbf{x}; \mathbf{v}_m, r_m) \quad (30)$$

とすると、最小自乗法で用いなかった別のサンプル点の組  $(\bar{\mathbf{x}}^q, \bar{y}^q)$ ,  $q=1, \dots, Q$  での近似曲線の誤差最小化問題

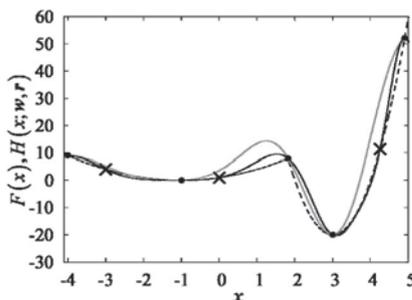
$$\min_r \sum_{q=1}^Q |H(x; \bar{w}(r)) - \bar{y}^q| \quad (31)$$

where  $\bar{w}(r) = \underset{w}{\operatorname{argmin}} E(w; r)$

を,  $r$  を未知変数として解くことで, 最小自乗法で用いたサンプル点での誤差ゼロを確保した下で, それ以外の部分での補間性を可能な限り良くすることが可能である。

ところで, 最適化問題(31)では, 補間度を表す誤差関数値を  $r$  の関数として数式表現することができず, その勾配も与えることは容易ではない。さらに, この関数は,  $r$  に関して凸関数である保証がないので, 局所的最適解の唯一性が保証されない(凸性と局所的最適解の関係については, 第1回を参照のこと)。したがって, 第2回で解説したような古典的最適化手法を用いて, 最適化問題(31)を解くことは難しい。そこで, ヒューリスティックな最適化手法の1つである第2回で解説したPSOを用いれば, 問題(31)の解である最適なパラメータベクトル  $r$  を求めることができる。この場合, 問題(31)は, それ自体に  $\bar{w}(r)$  を最小自乗法で求める演算を含んだ  $r$  に関する最適化問題なので, この問題の解法として, たとえばPSOを用いると,  $r$  を更新する手順の中に,  $\bar{w}(r)$  の値を求める最小自乗法が入れ子構造として入るが, その具体的な手順は, 紙面の都合上省略する。

前述の入出力データを近似する例題について,  $v_m = x^p$ ,  $m (=p) = 1, \dots, 5$  とし, 新たな入出力データ ( $Q=3$ ) を  $(-3, 4), (0, 1), (4, 25), (11, 25)$  とした場合について, 最適化問題(31)をPSOによって解いて,  $w = (w_1, \dots, w_5)$  と補間性を最良にする広がり度  $r = (r_1, \dots, r_5)$  を求めた場合の近似結果を第4図の実線で示す。この図から, 各基底関数の広がり度  $r_m$ ,  $m = 1, \dots, 5$  も, 与えられた入出力データに対応して最適な値に調整されるため, (20)式のように  $r_m$ ,  $m = 1, \dots, 5$  のすべての値を一定値にした第2図と比べて, より正確な近似曲線が得られていること



第4図 ラジアル基底関数近似(黒色実線が近似曲線(広がり度の最適化を行った場合), 灰色実線が第2図の近似曲線(広がり度の最適化を行っていない場合), ×が広がり度の最適化に用いた新たな入出力データ)

がわかる。なお, 求めた最適な広がり度ベクトルは,

$$\bar{r} = [1.2336 \ 1.1047 \ 1.3788 \ 0.69619 \ 0.31437]^T \quad (32)$$

であり, これに対応する最適な重み係数ベクトルは

$$\bar{w} = [9.0000 \ -0.041342 \ 11.1753 \ -24.058 \ 52.323]^T \quad (33)$$

となる。

## V. おわりに

今回は, ヒューリスティックな最適化手法を, たとえば, 最小自乗法などのよく知られた手法と組み合わせることで, モデリングや関数近似にも有効に活用できることを示した。具体的には, 第2回に解説したPSOのアルゴリズム内に, 最小自乗法を「入れ子形式」で内蔵させることで, より精度の良い近似関数を探索することができる。ヒューリスティックな最適化手法を用いると, 目的関数値の評価のみに基づいて最適解を探すことができるため, 今回示したように, 最適化アルゴリズムの中に, 別のアルゴリズムを組み込むことも可能になる。しかし, このような場合に注意することは, 最初から既存のアルゴリズムを場当たりの組み合わせるのではなく, まず, 解こうとする問題(本稿でいえば, 問題(31)のように,  $w$  の最適化を前提とした  $r$  の最適化問題)を明確に定式化してから, この問題に合わせる形でアルゴリズムを組み合わせる ( $r$  に対するPSOの更新式の中に  $w$  を決定する最小自乗法を「入れ子」にする構造が決まる)ことである。近年では, 計算機の性能向上に伴って, 優秀な計算ソフトウェアが登場しているため, それを使いこなすことに意識が向いて, 問題の明確な定式化を怠ること, またはソフトウェアに合わせる形で, 問題の構造を勝手に変えてしまうことをついしがちである。しかし, アルゴリズムの構造の方を, 解きたい問題の構造に合わせる工夫を自前で行うことが, 本来のあり方である。また, この自前の工夫を手軽に行うことができる点が, ヒューリスティックな最適化手法を導入する大きな長所でもあるといえる。

### —参考資料—

- 1) 丸山 稔, システム/制御/情報, 36, 322(1992).
- 2) H. Nakayama, M. Arakawa, R. Sasaki, *Optimization and Engineering*, 3, 201(2002).

### 著者紹介

相吉英太郎(あいよし・えいたろう)

岡本 卓(おかもと・たかし)

小林容子(こばやし・ようこ)

本誌, 53[11], p. 781 (2011)参照。

連載  
講座材料が支える原子力システム  
より高い信頼性のために

## 第8回(最終回) 材料評価技術

日本原子力研究開発機構 笠原 茂樹, 日本核燃料開発(株) 茶谷 一宏

これまでの連載講座では、原子力システムにおける使用条件を考慮した材料評価研究と改良材開発に関する話題を中心に紹介してきた。今回は切り口を変え、供用開始後の原子力システムの材料評価の観点から、発電用軽水炉の機器・構造物において供用期間中検査で欠陥が発見された場合を例に、これらの健全性評価に関する技術について解説する。併せて、中性子照射下で用いられる構造材料の破壊靱性評価を支える技術開発の現状を紹介する。

## I. 維持規格整備の背景と経緯

運転開始後の発電用原子力設備は、電気事業法による規制と、事業者(電力会社)の自主検査・予防保全の両面で維持、管理されている。1990年代以降、電気事業法の技術基準は、機器等の性能要求のみを記載して詳細な手法は民間の技術規格を適用する方向で改正が検討されてきた。その結果、2002年12月に「定期事業者検査制度」が導入され、定期事業者検査での供用期間中検査(In-service Inspection: ISI)において機器等に欠陥が見つかった場合、破壊力学に基づいてその欠陥が許容できるか、破壊に至るまでの時間はどの程度か、等を評価(健全性評価もしくは欠陥評価)し、結果の記録、保存、報告の義務化が図られた。それと共に、欠陥を許容し健全性が維持できると評価された場合はそのまま運転できるという基準が適用されることになった。

ここで用いられる技術規格が発電用原子力設備規格維持規格(日本機械学会)(以下、維持規格)<sup>1)</sup>であり、ISI実施の方法や欠陥評価法は技術評価を受けて国により認められている。我が国での欠陥評価法は、先行する米国機械学会(The American Society of Mechanical Engineers: ASME)のボイラと圧力容器規格(Boiler and Pressure Vessel Code: B&PV Code) Section IIを参考に

*Materials for Nuclear Energy Systems—Towards High Reliability*(8); *Evaluation Techniques of the Materials for Nuclear Power Plants*: Shigeki KASAHARA, Kazuhiro CHATANI.

(2012年 1月6日 受理)

第1回 軽水炉用ステンレス鋼

第2回 高速炉炉心改良ステンレス鋼

第3回 Ni 基合金

第4回 低合金鋼

第5回 軽水炉燃料部材に用いられるジルコニウム合金

第6回 機能性材料

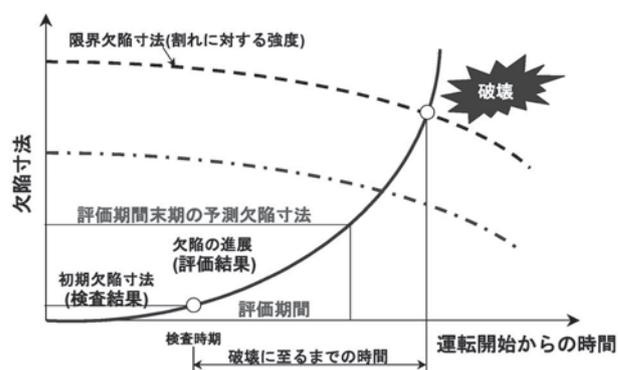
第7回 照射技術

検討が進められ、2000年に初版が発行された。以降、維持規格は、最新の知見を踏まえた上で適用範囲の拡充が図られ、現在までに2002年改訂版、2004年版、2007年補追版、2008年版<sup>1)</sup>、2009年補追版、2010年補追版が発行済みであり、2008年版までの国の技術評価が終了している。

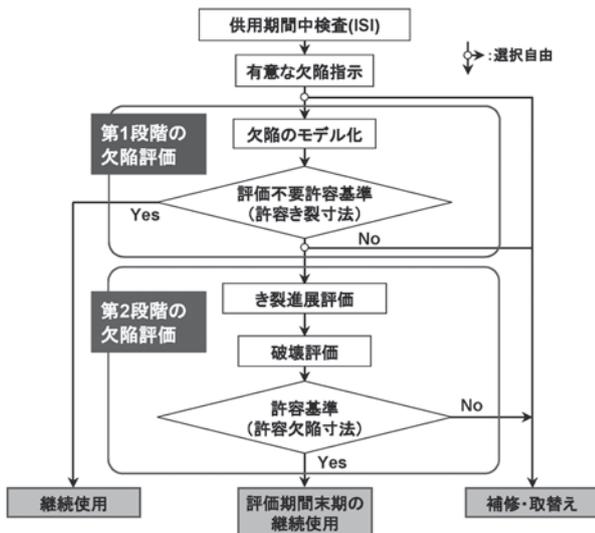
## II. 維持規格における欠陥評価

## 1. 欠陥評価の考え方と流れ

第1図は、維持規格における欠陥評価の基本的な考え方を示す。構造物や機器(以下、機器等)に欠陥が見つかった場合、検査結果に基づいて初期欠陥をモデル化し、強度に基づいて機器等が破壊に至るための限界欠陥寸法を評価する。なお、進展した欠陥と限界欠陥寸法が交差するまでの時間がその機器等の破壊に至るまでの時間に相当する。続いて、き裂進展速度線図や欠陥近傍の応力状態等の評価に基づいて評価期間末期の欠陥寸法を予測して許容欠陥寸法(限界欠陥寸法に安全率を考慮した寸法)と比較し、見つかった欠陥が、評価期間中において許容できるかどうかを判定する。



第1図 欠陥評価の基本的な考え方(一部改)<sup>2)</sup>



第2図 クラス1機器欠陥評価の流れ<sup>2)</sup>

次に、第2図に沿って維持規格で定められたクラス1機器のケースを例におおまかな欠陥評価の流れについて述べる。ISI等で有意な欠陥指示が認められた場合、まず欠陥の寸法を評価してモデル化し、その欠陥が許容されるかどうかを二段階で判定する。第1段階の欠陥評価では、維持規格に規定された評価不要欠陥寸法の基準に照らし、検出された欠陥の寸法が基準以下であれば、その後の評価及び補修または取替えは不要と判定され、その機器等は継続して供用できる。一方欠陥が基準を超えて補修または取替えしない場合や、欠陥が応力腐食割れによるものである場合は、欠陥評価の第2段階に進む。第2段階では、次回のISIを実施する時期等を考慮して事業者が評価期間を設定し、き裂進展評価と破壊評価を行う。評価期間の末期において、予測される欠陥寸法が許容基準の許容欠陥寸法以下ならば評価期間中の供用継続が可能であり、一方、許容欠陥寸法以上と予測されれば、補修または取替えを選択することとなる。

以上が維持規格2008年版に基づいた欠陥評価の概要であるが、維持規格は最新の知見を踏まえた改訂作業が継続的に進められていることを踏まえて常に最新の維持規格の内容を確認する必要がある。

2. 欠陥の進展評価とき裂進展速度線図

本節では、詳細な欠陥評価の第2段階に着目して評価手法の概要について紹介する。第2図に示した欠陥評価の流れの第1段階において、検出された欠陥が評価不要欠陥寸法基準で規定された許容欠陥寸法よりも大きく、かつ補修または取替えを行わない場合は、第2段階の欠陥評価においてき裂進展評価を行う必要がある。なお評価不要許容基準(許容き裂寸法)の詳細については、維持規格もしくは解説書<sup>2)</sup>を参照されたい。

クラス1機器に区分される容器及び配管を例にとると、腐食、熱疲労、機械的疲労、応力腐食割れ(SCC: Stress

Corrosion Cracking)等が材料経年変化事象として想定されている。このうち設計条件と材料選定等対策済みの事象を除くと、き裂の進展(欠陥の拡大)要因は疲労とSCCに限定される。なお中性子照射脆化及び熱時効の影響については、これらによる材料物性値の変化を考慮したき裂進展速度線図の検討が一部で進められている<sup>3)</sup>。

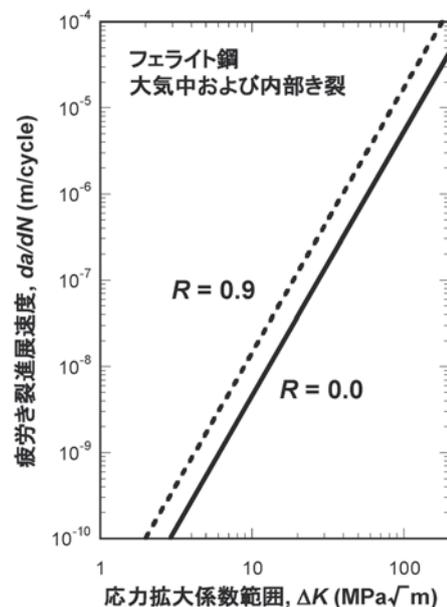
疲労とSCCによるき裂の進展は、それぞれ負荷時間と環境に依存し、破壊に至る目安としてき裂進展速度が用いられる。すなわち、疲労の場合、繰返し負荷1回当たりのき裂進展量  $da/dN$ 、SCCの場合、単位時間当たりのき裂進展量  $da/dt$  がき裂進展速度として与えられる。なお、維持規格では、 $da/dN$  及び  $da/dt$  は応力拡大係数  $K$  の関数として規定されている。

疲労き裂進展速度  $da/dN$  は、べき乗則(Paris則)を用いて応力拡大係数範囲  $\Delta K$  の関数として定式化されており、第1表に示すように、フェライト鋼(低合金鋼及び炭素鋼)及びオーステナイト系ステンレス鋼を対象に、大気中及び軽水炉(BWR, PWR)の高温水環境を考慮した疲労き裂進展速度線図が規定されている。

一例として、フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図を第3図に示す。一般に大気中の疲労き裂進展速度を考える際、繰返し負荷中の最小応力に対する応力拡大係数  $K_{min}$  と最大応力に対する応力拡大係数  $K_{max}$  の比( $R$ )の影響を考慮する必要がある、維持規格の疲労き裂

第1表 疲労き裂進展速度線図の種類(維持規格)<sup>1)</sup>

鋼種	環境
フェライト鋼	大気中
	軽水炉環境中 (PWR, BWR)
オーステナイト系ステンレス鋼	大気中
	BWR環境中
	PWR環境中



第3図 フェライト鋼の大気中の疲労き裂進展速度線図<sup>1)</sup>

進展速度線図にも反映されている。

一方、維持規格で規定されている SCC き裂進展速度線図の種類を第2表に示す。BWR 配管及び炉内構造物に用いられているオーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル合金溶接金属を対象に、BWR 通常1次系水質環境中、通常炉内水質及び水素注入水質環境中の SCC き裂進展速度が規定されている。疲労き裂進展速度と同様に、SCC き裂進展速度  $da/dt$  は、べき乗則を用いて応力拡大係数  $K$  の関数として定式化している。オーステナイト系ステンレス鋼の BWR 通常炉内水質環境中の SCC き裂進展速度線図を、例として第4図に示す。特にオーステナイト系ステンレス鋼については、鋭敏化 SUS 304と低炭素系ステンレス鋼に区分して線図が与えられ、SCC 感受性の小さい低炭素系ステンレス鋼に比べて、鋭敏化 SUS 304は速い SCC き裂進展速度が設定されている。また  $K$  が高い領域及び低い領域においては、 $K$  に依存しない一定の SCC き裂進展速度が与えられている。

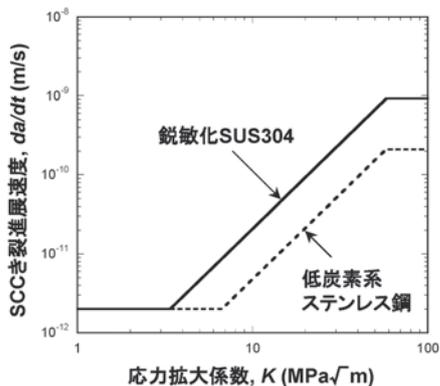
### 3. 破壊評価と許容基準

#### (1) フェライト鋼容器の健全性評価

フェライト鋼容器を対象とした線形破壊力学評価では、評価期間末期に予測したき裂寸法と荷重から定まる

第2表 SCC き裂進展速度線図の種類(維持規格)<sup>1)</sup>

鋼種	環境
配管用 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304)	BWR 通常一次系水質環境中 ( $-70 \leq ECP \leq +50 mV_{SHE}$ , 導電率 $< 20 \mu S/cm$ )
配管用及び炉内構造物用 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304, 低炭素系ステンレス鋼)	BWR 通常炉内水質環境中 ( $ECP \geq +150 mV_{SHE}$ , 導電率 $< 20 \mu S/cm$ )
	BWR 水素注入水質環境中 ( $ECP \geq -100 mV_{SHE}$ , 導電率 $< 20 \mu S/cm$ )
ニッケル合金溶接金属 DNiCrFe-3 及び DNiCrFe-1J	BWR 通常炉内水質環境中
炉内構造物用 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304, 低炭素系ステンレス鋼)	BWR 炉内水質環境中 (中性子照射量 $> 5 \times 10^{24} n/m^2$ )



第4図 オーステナイト系ステンレス鋼の BWR 通常炉内水質環境中の SCC き裂進展速度線図<sup>1)</sup>

第3表 軽水炉プラントの許容状態における代表的過渡事象(クラス1機器の例)<sup>1)</sup>

許容状態	事例
A	起動, 停止, 出力運転 負荷上昇・減少, 温態停止運転(PWR) 高温待機(BWR)
B	負荷の喪失, 外部電源喪失 一次冷却材の部分喪失, 原子炉トリップ(PWR) 原子炉スクラム, 再循環流量・給水流量の異常変化(BWR)
C	一次冷却材流量喪失事故(PWR) 小口径配管破断事故, 再循環停止ループの冷態誤動作(BWR)
D	主蒸気配管破断事故 一次冷却材喪失事故(PWR) 冷却材喪失事故(BWR)

応力拡大係数  $K$  を破壊靱性  $K_c$  と比較して健全性を判定する。その際、欠陥を軸及び周方向に投影してそれぞれのき裂成分に分解し、成分ごとに応力を考慮して評価する。

$K$  の算出には、第3表に示す維持規格で定義された許容状態 A から D の区分に沿って応力を考慮する。実際には、許容状態 A, B では過渡条件での荷重と溶接残留応力、許容状態 C, D では加えて地震荷重を考慮する。

$K_c$  には、平面ひずみき裂伝播停止破壊靱性  $K_{Ia}$  と静的平面ひずみ破壊靱性  $K_{Ic}$  が用いられる。なおフェライト鋼容器の場合、 $K_{Ia}$  と  $K_{Ic}$  の評価式が維持規格で規定されており、使用温度と中性子照射量を考慮して厚さ方向の靱性の分布を求めることができる。

以上のことを踏まえ、維持規格におけるフェライト鋼容器の許容基準はき裂寸法または応力拡大係数に対して定められていて、例えば、評価期間末期の予測き裂長さ  $a_f$  は次の条件を満足することが要求される。

$$\text{許容状態 A, B に対し } a_f < 0.1 a_c \quad (1)$$

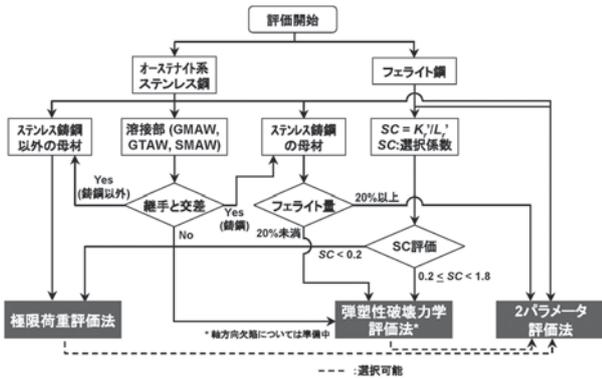
$$\text{許容状態 C, D に対し } a_f < 0.5 a_i \quad (2)$$

ここで、 $a_c$  は  $K$  と  $K_{Ia}$  が等しくなるき裂長さ(き裂伝播停止限界長さ)、 $a_i$  は  $K$  と  $K_{Ic}$  が等しくなるき裂長さ(き裂発生限界長さ)をそれぞれ示す。

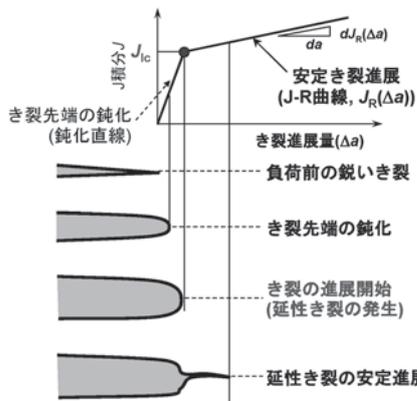
#### (2) 配管の健全性評価

一般に配管は前述のフェライト鋼容器に比べて強度が低く薄いため、破壊評価に線形破壊力学法を用いるのは適切でない。そこでクラス1管の破壊評価には、対象部位の鋼種、母材と溶接金属部の違い等を考慮し、第5図に示す流れに従って、①極限荷重評価法、②弾塑性破壊力学評価法、③2パラメータ評価法(破壊評価線図法)のいずれかを選択する。なお紙面の都合で、判断基準等の詳細については維持規格もしくは解説書<sup>2)</sup>に譲り、概略にのみ触れることとする。

フェライト鋼管ではき裂先端に比較的大きな塑性変形(大規模降伏)を伴うため、破壊評価ではき裂先端の弾塑性応力場の特異性を考慮する。このような事象を弾塑性破壊と呼び、き裂先端の弾塑性応力とひずみの大きさを表現する  $J$  積分をパラメータとする。第6図はき裂の



第5図 維持規格におけるクラス1管の破壊評価法の選択の流れ<sup>1)</sup>



第6図 き裂の鈍化、進展とJ積分の関係

鈍化、進展過程とJ積分の関係を模式的に示す。

まず負荷以前に形成した鋭いき裂は負荷に伴って鈍化し、J積分は増加する。J積分がさらに増加して弾塑性破壊靱性 $J_{IC}$ に等しくなると、鈍化したき裂の底から新たな延性き裂が発生する。その後、弾塑性破壊靱性試験<sup>1)</sup>で求める延性き裂進展抵抗曲線(J-R曲線)が示すように、延性き裂進展抵抗 $J_R(\Delta a)$ が増加するので、負荷一定なら延性き裂は進展せず、一方、負荷(すなわちJ積分)増加の場合は $J = J_R(\Delta a)$ を満たす進展量でき裂は進展する。さらに負荷の増加、J積分の増加が続けば不安定破壊に移行する。これは、負荷一定であってもJ積分の増加率 $\partial J / \partial a$ が延性き裂進展抵抗の増加率 $dJ_R(\Delta a) / da$ を越えた時に生じる。

一方、オーステナイト系ステンレス鋼管のように靱性が高い材料は、き裂前方のリガメント全体で塑性変形が生じ、全断面降伏状態で破壊(塑性崩壊)する。その際、き裂先端は鈍化して弾塑性応力場の特異性は消失するので、き裂の効果としては断面積を減少させる点のみ考慮すればよいとされている。このような破壊モードでの荷重評価に適用される極限荷重評価法は、リガメント部での平均的な応力 $\sigma_{net}$ (実断面応力)が流動応力 $\sigma_f$ に達した時点で破壊が生じると評価される。

2パラメータ評価法は破壊評価線図を用いる手法で、小規模降伏における破壊(脆性破壊、線形弾性破壊)から

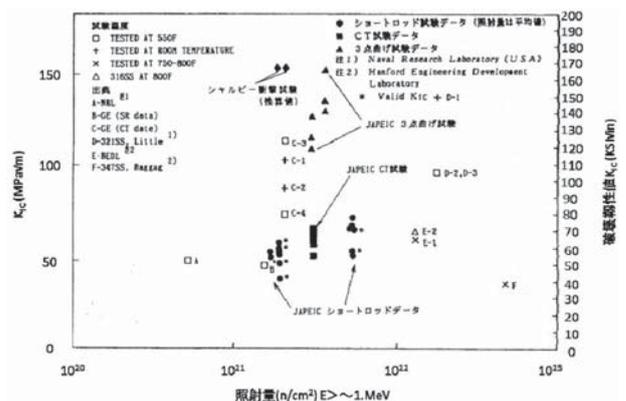
塑性崩壊に至るまでの広範な破壊現象を1つの手法で判定できるように考案された手法である<sup>5)</sup>。この方法は、評価対象の配管と欠陥の形状、荷重等の情報に加えて、破壊靱性値、降伏応力等の物性値を準備する必要がある上、評価点の座標計算式が比較的煩雑なことも制約となり、適用に当たっての課題と考えられる。(笠原茂樹)

## II. 評価技術を支える技術開発動向

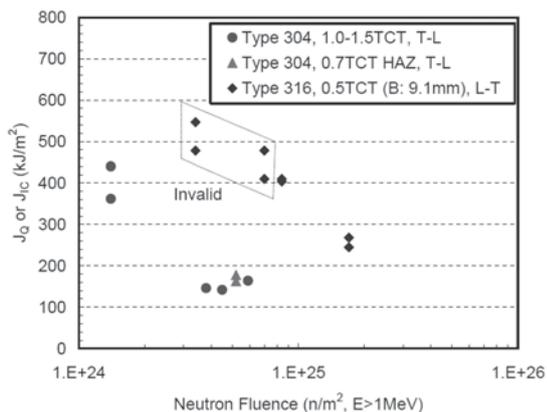
フェライト鋼容器や炉内構造物の健全性評価には、使用期間中の中性子照射損傷(材料物性値の変化)を考慮する必要がある。維持規格では、BWRの炉心シュラウドを対象に $5 \times 10^{24} n/m^2$ 以上の高速中性子照射量で構成材料(オーステナイト系ステンレス鋼)の照射損傷を考慮すべきとされており、健全性評価に資するき裂進展速度や破壊靱性値に照射効果を考慮している。

第7図は維持規格の中性子照射材の破壊靱性データ<sup>1)</sup>を示すが、中性子照射を受けた実機取出し材の破壊靱性試験データから換算された平面ひずみ破壊靱性( $K_{IC}$ )試験で得られた値<sup>6)</sup>が用いられている。この試験に供された実機取出し材はチューブや丸棒、薄板等の交換可能部品が中心でその大きさは限定的であったため、数種類の試験片形状を採用せざるを得ず、それにより準拠した試験規格も一部の試験片では異なっていた。一方、BWR炉内構造物の低炭素系ステンレス鋼の破壊靱性を評価するにあたり、既往データの保守性確認の観点から、国の事業等で破壊靱性データの拡充が図られてきた<sup>3)</sup>。多くの場合、試験炉で照射した0.5T-CT試験片(外形約30mm角、厚さ約13mm)を破壊靱性試験に用いているが、一般に比較的大きな試験片を照射する際、試験炉の空間的制約や $\gamma$ 発熱による試験片内温度分布の制御の難しさ等、様々な制約を伴うことが多い。それでも、照射用キャプセル設計を精緻化することで、照射済0.5T-CT試験片による破壊靱性データ蓄積が進みつつある。

一方で、き裂先端での拘束条件に及ぼす試験片サイズ効果に関する最近の指摘<sup>7)</sup>を反映し、既往の破壊靱性データの妥当性、保守性の確認に向けたより大型の照射試験



第7図 実機材の破壊靱性データ例<sup>6)</sup>



第8図 実機シュラウド等廃材の破壊靱性データ<sup>8)</sup>

片の適用ニーズは依然として高い。照射試験片の大型化には、大型試験材の準備やホットセル内での遠隔操作による試験片加工・取扱技術の開発が不可欠である。近年のBWR炉心シュラウドの交換によって、その廃材の利用で従来よりも大型の実機照射材の入手が可能となった。また中性子照射試験材の大型化に合わせてホットセル等受入施設の整備と取扱技術の開発が進み、従来よりも大型の試験片加工が可能となった。これまでに炉心シュラウド廃材や上部格子板廃材から最大で1.5T-CT試験片をセル内遠隔操作で試験片に加工し、第8図の結果が報告されている<sup>8)</sup>。照射材の破壊靱性評価では、サイズ効果のほかに材料中の介在物等の破壊靱性データへの影響も示唆されており<sup>9)</sup>、今後一層のデータ拡充が望まれる。

(茶谷一宏)

### Ⅲ. 材料評価技術の今後の課題

クラス1容器(原子炉圧力容器)の健全性評価では、中性子照射脆化を考慮して線形破壊力学評価基準を適用せねばならない。しかし中性子照射量が少ない部位(炉底部等)については、配管と同様に、極限荷重評価法または弾塑性破壊力学評価法の適用可能性を検討し、中性子照射量を考慮した上で破壊評価法を選択するといった今後のニーズにも目を向ける必要がある。

また実機軽水炉の物量を考慮すると、クラス1機器よりもクラス2及び3機器の方が圧倒的に多い。このことから、使用条件と材料特性データの整備を進め、早急に欠陥評価手法を策定することが望まれる。

さらに、照射材を用いたデータ拡充と関連する技術開発については近年、特に進捗が見られつつあるもののまだ十分とは言えない。引き続き、①実機廃材加工、②材料試験炉照射<sup>3,10)</sup>それぞれの利点を活用した試験データの拡充が期待される。

### Ⅳ. おわりに

原子力システムで供用される材料評価の一環として、発電用軽水炉のための維持規格の概要と照射材の破壊靱性試験に関する技術開発の現状について紹介した。規格の高度化には欠陥の破壊評価法と材料データ、双方の拡充が不可欠であり、今後とも関連分野での研究の進捗が期待される場所である。

本稿の執筆にあたり、(株)日立製作所日立研究所の宮崎克雅氏には、維持規格の概要及び策定状況に関する詳細情報とご助言を頂いた。紙面を借りて謝意を表する。

#### —参考資料—

- 1) 日本機械学会, 発電用原子力設備規格維持規格(2008年版), JSME S NA1-2008, (2008).
- 2) 出町和之編著, 原子力教科書「原子力保全工学」(第7章 構造物等・構造物の健全性評価), オーム社, (2010).
- 3) 平成20年度 照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書, 原子力安全基盤機構, (平成21年9月), <http://www.jnes.go.jp/content/000014677.pdf>
- 4) 例えば, ASTM International, ASTM Standards E 1820-01, “Standards Test Method for Measurement of Fracture Toughness”, (2001).
- 5) I. Milne, *et al.*, Assessment of the Integrity of Structures containing Defects, R/H/R6-Rev. 3, (1986).
- 6) M. L. Herrera, *et al.*, Proc. ASME 4th Int. Conf. Nucl. Eng., p.245(1996).
- 7) H. Ono, *et al.*, J. Nucl. Mater., **329-333**, 1117-1121(2004).
- 8) T. Torimaru, *et al.*, Proc. Int. Symp. Fontevraud 7, SFDN, Sept. 2010, (2010).
- 9) A. Demma, *et al.*, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Whistler, B.C., Canada, Aug. 19-23, 2007, (2007).
- 10) 西山裕孝, 他, 日本原子力学会「2010年春の年会」, 水戸, 講演 F 01, F 03, F 04, (2010).

#### 著者紹介



笠原茂樹(かさらはら・しげき)  
日本原子力研究開発機構  
(専門分野)軽水炉炉内構造物材料の経年化評価, 新材料開発



茶谷一宏(ちやたに・かずひろ)  
日本核燃料開発株  
(専門分野)軽水炉炉内構造物材料の経年化評価及び関連技術開発

# 私の 主張

## SPEEDI は今後どうあるべきか 福島第一原子力発電所事故を経験して

(独)日本原子力研究開発機構 茅野 政道

今回の事故で、その利用を巡り新聞等でしばしば取り上げられたためご存じの方も多いと思うが、SPEEDI(新聞等では「スピーディ」と書かれている)は、原子力発電所等から放射性物質が大量に放出される事態に備え、周辺環境の放射性物質の大気中濃度や被ばく線量などを迅速に予測するシステムである。ここでは、SPEEDIの開発に携わり、今回の事故では、原子力安全委員会に協力してSPEEDIと環境モニタリングを用いた大気放出量逆推定や被ばく線量評価に関わった経験から、本題を論じたい。

初めに同事故への対応の事実関係を整理する。結果からいえば、SPEEDIはあらかじめ決められた「環境放射線モニタリング指針」<sup>1)</sup>に従って、3月11日の事故当初からその役割を果たしてきた。同指針で記載されているSPEEDIの使用方法を要約すると、以下のとおりである。

- (1) 初期段階に放出源情報を定量的に把握することが困難な場合、単位放出量又はあらかじめ設定した値による計算を行い、これを基に、監視を強化する方位や場所及びモニタリングの項目等の緊急時モニタリング計画を策定する。
- (2) 放出源情報が入手できた場合、防護対策を検討するために早期入手が望まれる外部被ばくによる実効線量分布等の図形の作成・配信を行う。
- (3) 緊急時モニタリングの結果が得られた場合には、当該結果と予測図形を用いて、防護対策の検討、実施に用いる各種図形を作成する。

SPEEDIの予測計算には、地形データ、気象予報・観測データ、放出源情報等が必要となるが、今回の場合、(2)で想定した放出源情報が原子炉の状態把握などを行う緊急時対策支援システム(ERSS)や排気筒の放射線モニターから入手できず、(1)に従い、3月11日の事故直後から緊急時モニタリング計画に資するための単位放出計算を関係各所に提供している。新聞報道によれば、3月15日に高線量を記録した浪江町山間部のモニタリングは、SPEEDIの単位放出結果に基づき文部科学省が指示したものである。また、緊急時モニタリングの結果が得られるようになった16日以降は、(3)に従い、モニタリング結果と単位放出のSPEEDIの結果から放出量を逆推定して、3月23日までには甲状腺内部被ばく線量の図形作成を行う一連の活動がなされている。

SPEEDIの実用化から20年以上が経過するが、初めて

の原子力事故対応が想定外の大規模なものであったにもかかわらず、指針に基づき数ヶ月にわたって結果を配信し続けたことは、文部科学省や運用を委託された原子力安全技術センターが、万一に備えて適切な体制維持と人材養成を長年にわたり行ってきた証である。

にもかかわらず、緊急時対応の失敗の代表のように、マスコミや国会で取り上げられ続けた理由は何か？それは、指針で想定した利用と社会からの期待にかい離があったこと、すなわち、放出源情報が入手できないという理由で避難・退避等の対策に使われなかったことや、予測結果の情報公開が遅れたことへの不満にある。これについて、政府は「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について」<sup>2)</sup>の中で、教訓として「放出源情報に基づく予測ができないという制約下では、一定の仮定を設けて、SPEEDIにより放射性物質の拡散傾向等を推測し、避難行動の参考等として本来活用すべきであったが、現に行われていた試算結果は活用されなかった。また、SPEEDIの計算結果については、現在は公開されているものの、当初段階から公表すべきであった。」と述べ、今後の対応として、「事故時の放出源情報が確実に得られる計測設備等を強化する。また、様々な事態に対応してSPEEDIなどを効果的に活用する計画を立てるとともに、こうしたSPEEDIの活用結果は当初から公開する。」としている。

この方向性は評価できるものであり、ここでは、提言された3点、すなわち、放出源情報を与えるための技術的強化、SPEEDIの効果的活用の計画、活用結果の当初からの公開の具体化について、今回の経験を基に考えてい。

### 1. 放出源情報を与えるための技術

計測設備等の強化以外で2点述べる。今回の対応では、最悪ケースの予測の必要性がよく言われた。最悪のケースを考えた対策が防災の基本だとすれば当然のことである。そこで1点目、これは専門外だが、様々な事故シナリオに基づく放出形態を網羅的にデータベース化し、実際の事故時に炉内の専門家がデータベースの中から「現実的な」最悪放出形態、すなわち、最悪でもこれくらいといったデータを事故状況に基づきSPEEDIに提供することは困難だろうか。これは前述の政府報告書の

教訓にも通ずるもので、結果的に過大評価になっても最悪の事態に備えた対策の実施は受容されると考える。

2点目は、今回即席で行った逆推定の体系化である。これは、迅速に環境放出や環境汚染状況の全体像を把握するため、今後も不可欠である。最大のポイントは可能な限りリアルタイムに近づけることであり、航空機等による大気中濃度のその場測定とデータのオンライン発信の充実による SPEEDI への速やかな情報提供が必要である。SPEEDI の側では、当日及び翌日のモニタリング計画立案のための大気拡散の24時間予報の連続的提供、気象観測データを取り入れた詳細な現況拡散解析及び放出源推定ソフトウェアのツール化が必要である。さらに、推定値の評価には、様々な機関で行われた環境モニタリングの収集が重要であるが、今回は、それらが様々な Web サイトに点在し、検索とデータベース化に多大な時間を要した。そのため、各機関が行う測定結果の統合データベースをオンラインで作るための IT 技術開発は、SPEEDI での利用に限らず今後、必須と考える。

## 2. SPEEDI の効果的活用計画

SPEEDI については環境モニタリング指針にその活用方法がすでに示されているが、それに加えて、今回、実際に様々な機関から SPEEDI にあった要望や国民の声を整理して活用法を見直した上で、定期的に行う予測内容をマニュアル化する必要がある。筆者の知る限り、以下のものがある。

(1) 優先すべき対策地域や最適な避難経路を選択するための活用：避難対策等でこのような活用をすべきであったことは、前述の政府報告書の教訓にも書かれている。そのためにも、上述の24時間予報の連続的提供は不可欠である。(2) 大気放出量の逆推定への活用：具体的な方策については上述したので省く。(3) 食品検査や広域モニタリング計画に資する長期間・広域の環境影響評価への活用：今回、筆者らは厚生労働省からの依頼により、食品中の放射性物質のモニタリング計画に資するため、広域モニタリングの終わっていなかった東日本全域のセシウムの降下量分布予測を日本原子力研究開発機構の世界版 SPEEDI (WSPEEDI) で行い、結果を提供した。また、茨城県の要請で、県内の線量上昇地域の形成プロセスの解明を行っている。このように、食品や農産物の検査、近隣都道府県の要請や広域モニタリング計画等に応える広域予測機能を SPEEDI に持たせることは重要である。さらに、近隣諸国への拡散についての情報発信も今後、求められる可能性もある。ただし、これらは優先度からいえば、周辺環境の汚染予測に次ぐものであり、要請に応じて、または気象庁の数値予報が更新される都度、行えば十分であろう。

ところで、SPEEDI を効果的に活用するためには、計

算予測の不確実性を理解し説明できる能力をもった一定数の専門家の適所への配置が重要である。さもないと、予測結果が送られても利用されなかったり、逆に計算予測に過度に頼るといったことが起きる可能性がある。このような専門家は原子力界には少ないが、気象や環境科学分野には有用な人材がおり、原子力界に閉じない人材発掘が必要である。不確実性のある計算予測を対策の判断材料とすることに否定的考えもあるが、緊急時モニタリングのみで放射性雲の動きや地表汚染分布の全体像をリアルタイムに把握することは困難であり、将来予測も望めない。今回、地震でサイト周辺のモニタリングポストがほぼ全て機能不全になった現実もある。計算予測や環境モニタリングは相補的な役割を持った道具であり、それらの得失を知った上で総合的な検討と判断ができる専門家集団が適所にいなければ道具の意味はない。今後の防災体制の見直しの中で、緊急時にどんなスキルを持った専門家集団をどこにどう配置すべきかまで、統合的に検討すべきであろう。

## 3. 予測結果の公開

今回、情報公開が遅れた理由は、国民がパニックになることを懸念したためとされている。この理由への賛否があるが、今後、SPEEDI の活用結果を当初から公開すると決めた以上、この懸念への対応は必要である。一言でいえば予測図の一人歩きを防ぐということであり、予測結果を主役とするのではなく、国や自治体がある対策をとる時や定期的な事故状況の評価を公表する時に、その科学的根拠を説明するための道具として積極的に同時公表していくという方法が正しいと考える。特に、計算予測はモニタリングとは異なり不確実性が伴うため、例えば、前述の専門家集団により評価された結果が緊急時対応の現場に提供され、同時に十分な説明とともに開示されていくといったスキームの具体化が必要であろう。

今後、SPEEDI の利用も含めて、前述の政府報告書の方針に沿った環境放射線モニタリング指針の見直しが行われるものと思う。今回の事故への対応を十分に検証して、世界の原子力防災対策を先導するような指針に改定されることを期待したい。

(2011年 12月26日 記)

### — 参考文献 —

- 1) 原子力安全委員会「環境放射線モニタリング指針」平成20年3月(平成22年4月一部改訂), 51頁。
- 2) 原子力災害対策本部「原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について」2011年6月, VII-9頁。

# 談話室

## 福島原発事故後を考える

一般市民との対話を：学生の意識調査から見えてくること

東京工業大学名誉教授 山崎 正勝

2011年9月20日の『毎日新聞』は、東日本大震災後、半年を前にした9月初めに行った本社世論調査の結果を発表した。一面トップには「『不便でも省電力』65%」、『原発徐々に削減』60%』という見出しが並び、その横には、大江健三郎氏らが呼びかけた前日の「さようなら原発5万人集会」の航空写真が掲げられた。そのころの他の世論調査でも、60%~70%の人びとが「脱原発」政策を求めていることが示されていた。原子力発電のような技術的な問題で、このような高い数字で国民の意見が現れたことは、かつてなかったように思う。

これらの世論の動向に対する原子力専門家の意見は、どうだろうか。同じ日の『毎日新聞』には、前日の日本原子力学会の大会の記事が掲載された。見出しには、「想像力乏しかった」、「反省相次ぐも前提変わらず」とあり、担当記者は、「原発の是非そのものについては意見が出ず、原発の必要性を前提にした議論に終始」したと書いた。私は、この記事で、原子力関係者の福島原発事故後の世論に対する態度が消極的ではないかと思った。

### 福島原発事故の学生への影響

私が最も懸念したのは、理工系学生に対する世論の影響であった。原発事故前には、この数年「原子力カルネッサンス」という原子力に対する追い風があった。それが福島原発事故で、向かい風が変わった。若い世代は、こうした社会の風向きに敏感である。若い世代の科学や技術に対する態度も、日本が右肩上がりの成長を遂げていた時代とは違ってきている。学生は、どのように原発事故を受け止めているのだろうか。

『毎日新聞』は、若い世代の理工系離れを、どのマス・メディアよりも深刻に捉え、多くの問題提起を行ってきた(同社科学環境部『理系白書 この国を静かに支える人たち』、講談社、2003年を参照)。同紙は9月23日に原子力学会に参加した大学院生に取材を行い、脱原発意識が彼らの中にも広がってきているとし、学会が人材確保に危機感を持っていると報じた。

私は、定年退職後も、学部の講義「原子核とエネルギー」を、東工大の原子炉工学研究所の先生方と一緒に担当させてもらっていたので、10月19日、私の初回の講義で受講学生に意見を聞いてみた。調査では、『毎日新聞』の世論調査と同じ設問に、原子力分野の魅力を問う設問など

を加えた。有効回答数は71で、結果は以下のようになった。

### 「原子核とエネルギー」受講学生アンケート回答

- ◆学年 1年生18, 2年生30, 3年生45, 4年生4, 無回答4 (数字%。小数点以下を四捨五入したため合計が100にならない場合がある)  
理系 51 工系 49; 性別 男性 97 女性 3
- ◆今年の夏は福島第1原発の事故や原発の運転再開中止などにより電力が不足し「節電」が奨励されました。「生活程度を維持するために、電力の供給を増やすべきだ」という意見と、「生活程度は低くなくても、電力の消費を少なくすべきだ」という意見のどちらに賛成ですか。  
(括弧内は『毎日新聞』世論調査の数字で、回答者2,413人)  
(1) 生活程度を維持するために、電力の供給を増やすべきだ 51 (38)  
(2) 生活程度は低くなくても、電力の消費を少なくすべきだ 49 (60)  
無回答2 (実数。以下同じ)
- ◆日本の原子力発電を、今後、どうすべきだと思いますか。  
(1) 今ある原発の運転と、新設を進める 14 (8)  
(2) 数は増やさずに運転を続ける 47 (21)  
(3) 危険性の高いものから運転を停止し、少しずつ数を減らす 37 (56)  
(4) できるだけ早くすべて停止する 1 (13)  
無回答1
- ◆イタリアは今年6月、原子力発電再開の是非を問う国民投票を実施しました。日本でも原子力発電の運転に関して国民投票を実施すべきだと思いますか、思いませんか。  
(1) 実施すべきだ 39 (65)  
(2) 実施する必要はない 61 (31)  
無回答1
- ◆原発が建てられている多くの自治体は地方にあります。発電された電力は主に都市部で消費されています。あなたはこのことを知っていましたか。

- (1) 福島第1原発の事故の前から知っていた 61 (56)  
 (2) 福島第1原発の事故の後に知った 30 (31)  
 (3) 知らない 10 (15)

(以下は、追加の設問の一つ)

◆1960年頃は原子力分野の技術は学問的にも工業的にも魅力的だったという人たちが多くいます。福島第1原発事故の前と後で、原子力に対する意見を書いてください。

#### 事故前

- (1) 魅力的だ 57  
 (2) 魅力的ではない 11  
 (3) どちらともいえない 32

#### 事故後

- (1) 魅力的だ 43  
 (2) 魅力的ではない 14  
 (3) どちらともいえない 43

無回答 1

### 原子力寄りの東工大生

「不便でも省電力」は49%で、「生活維持のため電力増強」が、それをわずかながら上回った。また、「原発徐々に削減」は37%で、「現状維持」が47%を占め、国民投票については否定的な意見が多かった。

このアンケート結果について、2つの反応があった。一つは他の講義であれば、別の反応があったのではないかというものだった。たしかに、この講義はもともと原子力に興味がある学生が集まる場所だったから、原子力寄りの意見になることはありうるだろう。

もう一つの反応は、受講生は原子力発電の事情について、一般の人たちよりも比較的良好に理解していたので、反応が緩やかだというものだった。私の意見も、これに近い。

アンケートの項目には、原発の立地の認識に関するものがある。東工大生には事故前から原発が地方に設置されていたことを知っていたものが多かった。一般にある事象に出会ったとき、情報が少ない場合には、安全側の行動を選択する傾向が人間にはある。予防原則と呼ばれている行動原理は、そのような行動様式を自覚化させて、想定されるリスクを事前に洗い出し、それに対する対応策を準備しようというものである。

世論調査に参加した一般市民も、東工大の講義の受講生もある種の予防原則的な原理で判断をしたのだろうが、情報を多く持っていた東工大の学生の方が、問題の対処の方法を原子力寄りにしたのだと思われる。

そこで事故前後での原子力への態度の変化について、事前の認識の違いで差があったかどうかを確かめてみた。具体的には次のような方法でデータの検討を行っ

た。

原子力分野が魅力的と答えたものに1、魅力的でないと答えたものに-1、どちらでもないとしたものに0を配点し、事故前と事故後の得点の変化を求める。魅力的から、魅力的でないに変わると、得点変化は2になる。原発立地について、初めから理解していた(1)と事件後に知った(2)のグループについて得点変化の平均値を求めたところ、次のようになった。

(1)のグループ 0.14

(2)のグループ 0.29

平均的にはともに反原子力に向ったが、ここでも事前に情報を持っていた(1)のグループの方が、原子力寄りの判断をしていたことが分かる。なお、調査時点で知らないと答えた(3)のグループには、態度の変化はなかった。

### 同じ目線に立った対話を

上の分析から見えてくるのは、一般市民が持つ原子力関連の情報量と理工系学生のそれとの差である。その差は原子力専門家との間では、さらに大きくなるだろう。

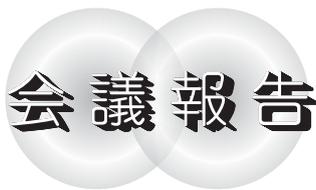
私は10月の講義で、一般市民の脱原発の声と原子力関係者の意見との乖離を、いくつかの事例を通じて指摘し、このギャップを埋めていくことが必要だと学生に語った。この意識のギャップには情報の格差も関係している。それを埋めることなしに、今後の日本の原子力問題の将来はないという思いがあった。

だが、意見の違うもの同士の対話ほど困難なものはない。意見の違いが感情的な反発に発展している場合は、なおさらである。私は、そのような場合に重要なことは、相手の持つ目線に立って話し合うことだと思う。

専門家は、しばしば自分の専門的立場から、一般市民に対して「上から目線」でものを言う傾向がある。原子力関係者も、原子炉なりを「作った側」なので、どうしても「作った側の論理」を主張しがちである。原発事故で放射能被害を受けた「被害者」の側からすると、そういう主張はいくら言われても、「自分たちには関係ない話」だと感じるだろう。

その後、小さなお子さんを抱える福島の大学教員の方の実体験を聞く機会があった。その方は原発に強く反発していたが、体験の経緯を聞けば、その心情は理解できた。彼も科学者の権威主義には辟易していた。

しかし、科学的情報は経験によって客観的に共有できるものである。情報格差が科学上のものであれば、事故の被害者の問題を一緒に考え、必要ならば一緒に行動することで、それを共有することは可能である。それは医者インフォームド・コンセントの場合と同じである。そうした対話を通じて科学的情報を共有することが、一般市民と原子力関係者のギャップを埋める第一歩になるのではないだろうか。(2012年1月10日 記)



## 放射性物質の安全かつ防護された輸送に向けて

### International Conference on the Safe and Secure Transport of Radioactive Materials

2011年10月17～21日(ウィーン, オーストリア)

放射性物質(核原料・核燃料物質, 放射性廃棄物, 研究・工業・医療等での利用のための放射性同位元素等)の安全輸送の確保のため, IAEAは放射性物質安全輸送規則を1961年に制定した。また, 米国同時多発テロ事件以降, 放射性物質の不法移転, 盗取, 妨害破壊行為から輸送を防護する観点からセキュリティの強化が求められている。今回, IAEA輸送規則制定50周年を記念して, 放射性物質輸送の安全とセキュリティ(防護)に関する国際会議がIAEA本部で開催され, 65ヶ国, 国際機関等から255名の政府, 研究機関, 産業界等からの放射性物質輸送関係者が参加した。我が国からは11名が参加した。

同様の放射性物質輸送に関する国際会議は2003年に開催されており, その際は, 輸送国と沿岸国が一堂に会して輸送安全に関する政治的及び技術的事項について議論され, その成果はアクションプランとしてまとめられ, その後のIAEAの放射性物質輸送に関する活動に反映された。今回は, セキュリティに比重を置いた会議として準備され, 次の50年間に輸送分野で取り組むべき課題について議論された。トピックスは, すべての輸送モードにおける放射性物質輸送に関する安全及びセキュリティの規制体制, 規制要件, それらの効果的な適用, 産業界の経験, コミュニケーション, 損害賠償責任問題, 輸送拒否・遅延, 緊急時対応, 地域ごとの課題等であり, 全体会合での発表・パネル討論・議長総括のほか, 世界を4つに分けた地域ワークショップも開催された。

福島第一原子力発電所事故が国際的にも輸送関係者の関心を集め, 輸送環境に大きな影響を与えようとしている中で, 国際規則間や当局の規則適用・解釈の整合, 輸送とセキュリティのバランス, 地域・国際協力体制の構築, 途上国支援の必要性等の課題が浮き彫りにされた。

我が国からの会議への貢献としては, 国土交通省の近内亜紀子氏が, 我が国の放射性物質輸送に係る安全及びセキュリティの規制について, 海外再処理委員会の小松隆氏が, 産業界がこれまで取り組んできた沿岸国対応について, それぞれ発表した。さらに, 電力中央研究所の三枝利有氏は, 第3日目の議長として, 産業界の経験, 輸送拒否, コミュニケーションのセッション及びパネル討論の司会を務めるとともに, これらのセッションの議長総括をまとめられた。また, パネル討論等においては, 我が国からの発言も積極的になされ, 輸送国としての責任を十分に果たせたものと考えられる。

本会議における主な議論は以下のとおりである。

- (1) 安全及びセキュリティ要件の調和：安全とセキュリティにおいては, 相反(安全上は情報の共有と透明性が重要である一方, セキュリティ上は情報の保護が重要), 相違が存在するが, 安全及びセキュリティ要件が同時に適用できるように輸送規制システムの全体的な調和の必要性が強調された。また, 加盟国の規制要件も最大限調和されるべきであり, IAEAと他の国連機関との調和, 国連海洋法条約, 海上人命安全条約等の考慮も重要である。調和の改善方法として, IRRS(統合規制評価サービス), OSRT(運転安全評価チーム)等IAEAの既存のピアレビューシステムに輸送を含め, また, 産業界と規制当局のパートナーシップ強化の必要性が指摘された。
- (2) 輸送拒否・遅延：放射性同位元素の輸送の拒否及び遅延は依然発生しており, IAEAにおいてそれらの情報のデータベース化作業が継続されているが, 引き続き, 加盟国の協力を得て, その原因分析を継続することの必要性が指摘された。IAEA規則とIMO(国際海事機関), ICAO(国際民間航空機関)規則の整合, さらにそれらの規則と各国の規制の整合の重要性が指摘された。
- (3) 緊急時対応：緊急時におけるIAEAの緊急時対応支援体制の活用及び輸送国のリーダーシップによる国際輸送コミュニティとしての対応の必要性が指摘された。また, 福島事故の教訓を踏まえ, 各国があらゆる観点からリスク評価を実施することの重要性が強調された。
- (4) コミュニケーション：任意の輸送情報の事前提供について, 良好事例のガイドラインが政府間のコミュニケーションのため策定されるべきであるとされ, 沿岸国と輸送国間の非公式会合について, 理解の改善及び取り組むべき課題検討のための協議継続が勧告された。

今後, 会議の結果を踏まえたアクションプランが策定されるが, 我が国としてもIAEAのTRANSSEC(輸送安全基準委員会), AdSec(原子力セキュリティ諮問グループ)を通じて, IAEAの動向を注視していくことが必要である。また, 放射性物質輸送については, 我が国を含め世界各国で高い安全・セキュリティの実績を有するが, これに満足せず, 規制当局, 産業界が協力してより一層の安全・セキュリティ確保の努力の継続が必要である。

なお, 会議で使用された発表資料は, 以下で公開されている。<http://www-pub.iaea.org/MTCD/Meetings/Announcements.asp?ConfID=38298>

(海上技術安全研究所・小田野直光,  
原燃輸送株・広瀬 誠, 2011年12月9日記)

## ジャーナリストの視点 Journalist's eyes

### 放射能から逃れて—引き裂かれた家族と寄り添う

産経新聞 杉浦 美香

1万3,797人。東日本大震災で山形県に避難している人たちの数だ。その9割近くが福島県からの避難者。数は今も増えており、全国最多だ。

5月の連休明けに東京から山形に赴任して、多くの避難者に会った。当時、山形市の総合スポーツセンターでは避難所が開設されており、主に南相馬市や浪江町など警戒区域からの避難者が多く身を寄せていた。その避難所は6月に閉鎖され、夏休みを機に避難者の層も変わってきた。福島に仕事のために戻る人もいる一方、福島市や郡山市など警戒区域以外から子供を連れて自主避難者が増えてきたのだ。

山形市の情報支援センターで小学1年生の長女を連れて一人のお母さんに出会った。福島市から民間アパートに入る手続きのために来たのだが、夫にはそのことを告げていないという。賃料は山形県が補助しており、家賃は無償だが、夫は福島に仕事があり、家族が別れ別れになる避難には賛成していない。「放射能は国が示した基準値以下だから、避難する必要がない」というのが夫と夫の両親の考えだという。

「家族がもうばらばら。夫も夫の実家も無神経にしか思えなくなってくる。夫を説得できなければ、離婚もありえるかもしれない…」とため息をついた。

かける言葉がなかった。震災の直接的な被害はなかったが震災から数カ月が経ち、福島第一原発事故による放射能漏れが家族を引き裂こうとしている。

「近所でも避難するかしないかについて話すことはタブーだ」「なぜ帰ってこないのかと言われてしまい、肩身が狭い」と泣いてしまった女性もいた。

福島から避難しているといっても、警戒区域、計画的避難区域、自主避難者の間には見えない溝がある。こんなこともあった。NPOが避難者のためにイベントを企画した際、参加者の避難元を確かめる人がいた。自主避難の方で、警戒区域の人と一緒にすると引け目を感じてしまうからだという。南相馬市から避難してきた女性は駐車する時、自家用車の福島ナンバーに人の目が気になって仕方がないと話していた。

拒否や差別的な言動や行為が具体的にあったわけではないが、気持ちは平穏ではられない。避難が長引くにつれて、疎外感もふくらんでいく。受け入れ側からは「(民間借り上げ住宅に)全く入居の気配がない」「別荘代わりに使っている」といった声が手頃なアパート

が逼迫する中、くすぶっているのも現実だ。

避難所のボランティアをきっかけに、「笑顔プロジェクト」という市民グループが立ち上がり、避難してきた人たちの交流イベントなどを企画している。代表の郵便局員、小野詩文さん(30)は「避難者だからというのではなく、地元住民も一緒に交流できる場を作って笑顔をつなげたい」という。

避難者は山形だけではなく、全国に散らばっている。しかし、多くの人たちは避難している人たちの顔が見えていないのではないだろうか。大多数が傍観者になっている。被災地でも5月の連休時には、ラッシュともいえるボランティアが集まったが冬を迎え、その数は目に見えて減ってきている。

一つの大きな区切りとなるのが震災から1年を迎えた3・11とみている。17年前の阪神大震災を取材した。地震報道一色を一変させたのは同じ年の3月に起きた地下鉄サリン事件だった。無差別テロ事件は震災報道を圧倒してしまった。

福島第1原発事故を防げなかったのか。賠償、除染処理…。解明、追究していかなければならない問題は山積しているが、ここ山形の地で、避難者に寄り添った取材を続けていくつもりだ。それは3・11が過ぎても変わらない。

今、気にかかっているのは福島県二本松市のマンションから高放射線量のコンクリートが使われていたという問題だ。広がりを見せており、昨年夏の稲わら問題と同様の構造だ。紙面では「汚染コンクリート」という言葉を散見する。そこで思い出すのが「国の基準値以下なのに汚染牛といわれる。その言葉を聞くと身が縮むようだ」という畜産農家の訴えだ。そうした声なき声にも耳を傾けたい。

(2012年1月26日 記)



杉浦美香(すぎうら・みか)

産経新聞社 山形支局長

産経大阪本社入社。米・ジョージタウン大でバイオエシックス(生命倫理)を学ぶ。2002年から東京本社で外信、社会、科学部。医療、環境を主に担当。

# 福島事故に対する欧米の反応に高い関心

国際センター化の必要性の声も

(12月号の Web アンケート結果)

「原子力学会誌」12月号に対して寄せられた Web アンケートの結果をご紹介します。今回は102名の方から、回答がありました。

## 1. 高く評価された記事

Web アンケートでは、各記事の内容および書き方について、それぞれ5段階で評価していただいています。12月号で高く評価された記事について、「内容」、「書き方」に分けてそれぞれ上位4件をご紹介します。

第1表 「内容」の評価点の高かった記事(上位4件)

順位	記事の種類	タイトル	評点 (内容)
1	解説	福島事故に対する欧米の反応	4.25
2	解説	原子力安全規制庁の組織および職員に関する要件	4.19
3	解説	東日本の巨大地震に学ぶ(3) 地震と噴火と津波の国	4.18
4	解説	福島第一原子力発電所事故時の 災害初期対応の教訓	4.10
4	解説	福島第一原子力発電所事故による 放射性物質により汚染した廃 棄物	4.05

第2表 「書き方」の評価点の高かった記事(上位4件)

順位	記事の種類	タイトル	評点 (書き方)
1	解説	福島事故に対する欧米の反応	3.84
2	ATOMOS Special	世界の原子力事情(19) 東欧編 リトアニア	3.83
2	巻頭言	堂々と逆風に立ち向かい原子力 の前進を!	3.81
4	時論	今こそ深層防護の安全哲学の深 耕を	3.81

今月号は、「福島事故に対する欧米の反応」が、「内容」、「書き方」とともにトップでした。

## 2. 自由記入欄の代表的なコメント、要望等

- (1) 今後も引き続き、福島関連事故の記事の充実を望みます。
- (2) 連載「東日本の巨大地震に学ぶ」に関して、学会誌で、常識にとらわれない学問上での少数意見や最新研究を積極的に取り上げるべきではないか。
- (3) 解説「欧州型発電所の非常時電源と事故緩和ベンチ」に関して、海外の研究者から、福島の事故に関連して研究の参加の機会があれば、参加したいとの申し入れがある。本記事で提案されている国際センター化は今後の開かれた原子力、脱原子力村をアピールするためにも必要であると思う。

## 3. 編集委員会から

東日本大震災が発生してから、1年がたちます。今後も、読者の方に有益な情報を提供していきたいと考えています。

学会誌ではこれからも、会員の皆様により質の高い情報を送りたいと考えております。記事に対する評価はもとより、さまざまな提案もぜひ、Web アンケートでお寄せ下さるようお願いいたします。

# 福島原発事故の電源喪失についての関心が多く

海外の反応も気になる

(1月号の Web アンケート結果)

「原子力学会誌」1月号に対して寄せられた Web アンケートの結果をご紹介します。今回は76名の方から、回答がありました。

## 1. 高く評価された記事

Web アンケートでは、各記事の内容および書き方について、それぞれ5段階で評価していただいています。1月号で高く評価された記事について、「内容」、「書き方」に分けてそれぞれ上位4件をご紹介します。

第1表 「内容」の評価点の高かった記事(上位4件)

順位	記事の種類	タイトル	評点 (内容)
1	時論	福島第一原子力発電所事故後への諸外国の反応	4.07
1	解説	全電源喪失について	4.07
3	解説	原子力発電所の全交流電源喪失規制はなぜ遅れたか	4.00
4	論点	「原子力」を考える エネルギー安全保障と今後の原子力	3.94

第2表 「書き方」の評価点の高かった記事(上位4件)

順位	記事の種類	タイトル	評点 (書き方)
1	巻頭言	広い視野を持った若者の原子力人材教育を！	3.87
2	ATOMOS Special	世界の原子力事情(19)東欧編 ポーランド	3.77
3	論点	「原子力」を考える エネルギー安全保障と今後の原子力	3.73
4	時論	福島第一原子力発電所事故後への諸外国の反応	3.62
4	解説	原子力発電所の全交流電源喪失規制はなぜ遅れたか	3.62
4	解説	全電源喪失について	3.62

今月号は、電源喪失に関連する記事が好評でした。

## 2. 自由記入欄の代表的なコメント、要望等

- (1) 解説者見地の記事が多いのが気になる。学会は今回の事象に対する“当事者”意識が具体的な形で見えることが少なく、世間からは業界の信用不安から業界技術者の信用不安という形で進んでいくのではないかと危惧する。
- (2) 巻頭言「広い視野を持った若者の原子力人材教育を！」に関して、学びたい者が現場を知るために、高いハードルをどうやって低くしていくか考える必要がある。

## 3. 編集委員会から

今年度の表紙の「日展シリーズ」は好評でしたので、来年度も引き続き掲載していくことになりました。

学会誌ではこれからも、会員の皆様により質の高い情報を送りたいと考えております。記事に対する評価はもとより、さまざまな提案もぜひ、Web アンケートでお寄せ下さるようお願いいたします。