

巻頭言

1 必要なのは危険管理ではなく危機統治

西部 遼

時論

2 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓—日本学術会議の報告

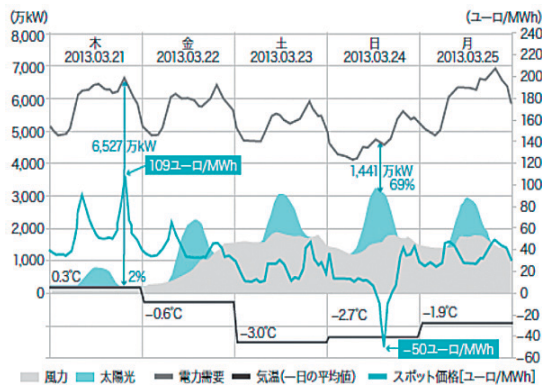
この事故では学術の統合や過酷事故対応、防災などさまざまな問題が顕在化した。

成合英樹

4 再生エネルギーを導入を進める欧州の電力システム改革

欧州諸国は再生可能エネルギーの大量導入により、多くの課題に直面しはじめた。

伊勢公人



ドイツの卸電力市場の例

(2013年3月, 出所はBDEWのHP)

解説

23 LNT再考 放射線の生体影響を考える

放射線のリスクについては総線量をもとにしたLNTが、現在の放射線防護の基礎となっている。一方でラッセルらは、線量率効果の存在を提唱している。これらを統一的に理解し、それをヒトまで適用可能性のある手法として数理モデルを提案する。これは、放射線リスク評価に新しい知見を加えるだろう。

真鍋勇一郎, 中村一成, 中島裕夫, 角山雄一, 坂東昌子

座談会

12 炉心はどのように溶融したのか—事故時の炉心燃料のふるまいを考証するフィルター式ベントも避難も必要ない?

「事故を起こした福島原子力発電所の炉心は崩壊熱ではなく、被覆管のジルコニウムと冷却水の化学反応熱で溶けた」ものであり、「各号機でベントにさえ成功していたら、炉心溶融が起こっていても環境への放

放射能放出は現状の数百分の一にとどまった」と石川迪夫氏は指摘する。事故直後、炉心ではどのようなことが起きていたのか。4人の専門家が議論した。



石川迪夫, 秋元正幸
牧 英夫, 田中治邦
(司会) 澤田哲生

解説

33 原子力発電所安全対策の可視化—国民の不安解消に総力を挙げて取り組むべし

大飯判決では、福島第一事故後に安全対策が大幅に強化されたことがほとんど斟酌されていない。政府や事業者は、国民の不安解消に向けたリスクコミュニケーション活動に総力を挙げて取り組むべきである。

諸葛宗男

39 米国科学アカデミーの福島原子力事故報告書—米国原子力プラントの安全性向上のための福島原子力事故からの教訓

報告書では過酷事故への対応や訓練に加え、設計基準超過事象とリスク評価、安全規制への新しいリスクの考え方の活用、周辺地域の緊急時対応、原子力安全文化の改善などを求めている。

成合英樹

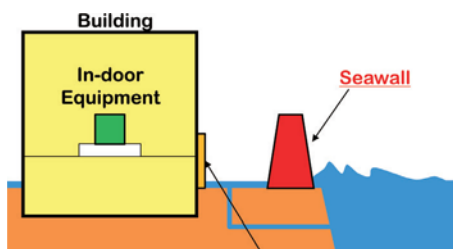
44 核セキュリティに関する国際動向と日本の貢献—ハーグ核セキュリティ・サミットでの議論と今後の取組み

今年3月にハーグで核セキュリティ・サミットが開催された。これまでのサミットではどのような成果があり、日本はどのような貢献をしてきたのか。核セキュリティに係るこれからの課題は何か。

須田一則

27 地震 PRA 実施基準の改定— 3.11 の教訓の反映(3)フラジリティ評価改訂の要点

東北地方太平洋沖地震後に建屋・機器フラジリティの評価について多くの新しい知見が獲得され、解析評価手法も大きく進歩した。これらを踏まえて改訂された地震 PRA 実施基準のフラジリティ評価の要点を解説する。
山口 彰, 中村 晋, 美原義徳

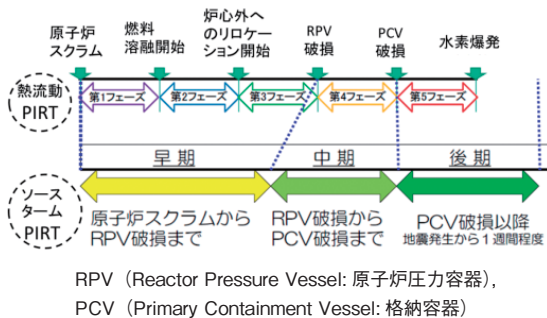


Water-tight Door

津波対策設備の一例
左下は水密扉

49 シミュレーションの V&V の現状と課題 (1)格納容器内挙動の V&V データベース

春の年会で発表された3つの講演をシリーズで紹介する。今回は解析コードのモデルの妥当性確認に重要な実験データについて、OECD/NEA の報告書を中心に概説する。
笠原文雄



PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) の時間フェーズの設定

55 内部脅威対策に係るトレーニングコース

核セキュリティにおいて脅威とされる核物質の不法移転または妨害破壊行為は外部からだけでなく、内部の関係者によって実行される可能性もある。これにどう立ち向かうか、概要を報告する。松澤礼奈

6 NEWS

- 政府、高レベル廃棄物処分で閣僚会議
- 川内原発の安全審査書を正式決定
- 来年度の原子力関係予算要求出そう
- 規制委が事業者と安全文化で意見交換
- 基本政策分科会が会合再開
- 復興庁が大熊・双葉ふるさと復興プラン
- 福井県が廃炉で調査報告公表
- 海外ニュース

連載 放射性廃棄物概論—施設の運転および廃止措置により発生する放射性廃棄物の対策

58 第3回 原子力施設の廃止措置とクリアランス

今回は放射性廃棄物を含む解体物が短期間に相当量発生する原子力施設の廃止措置を取り上げ、廃止措置ならびに発生する解体物に対するクリアランス制度等の現状について紹介する。

田中忠夫, 島田太郎, 田中健一

ジャーナリストの視点

63 原発の賛否を超えて

山田理恵

理事会だより

64 「総合工学としての原子力」への取り組み

- 65 会報 原子力関係会議案内、新入会一覧、英文論文誌 (Vol.51, No.11-12) 目次、主要会務、編集後記、編集関係者一覧

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

学会誌ホームページはこちら

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

必要なのは危険管理ではなく危機統治

巻頭言



評論家

西部 邁 (にしべ・すすむ)

雑誌『表現者』顧問, 元東京大学教授。

原子力, それから発せられる熱量をさして「悪魔の火」と形容する者が今も少なくない。なるほど, それにかかわって生じうるクライシス(危機)がマネージ(管理)しがたき種類のものではある。そのことを考えると, 悪魔とやらの作業を想像するのもむべなるかなと思われる。しかし, これは私の昔からの持論なのだが, 「危機管理」などが可能と考えるほうが, 技術というものにかんする態度としては, よほどに危機的なのだ。

管理はいわゆるテクニカル・ナレッジ(技術知)に属するのであり, 技術知にあつては生起しうる事象の確率が知られていること, つまり可能な事象が「厳密な形式と豊富な数量」によってプレディクト(予測)されていることが必要である。そのような予測可能な不確実性をリスク(危険)と呼ぶのであり, それゆえリスク・マネジメント(危険管理)が技術知のなかで枢要な地位を占めることになる。

危機と危険は別次元にある, とわきまえておくことが肝要だ。危機は予測不能もしくは予測困難な事態をさす。危機にかんして可能なのは, 形と量の明示された予測ではなく, それらをごく曖昧な形式ときわめて雑駁な数量でのみとらえるものとしての, アンティシペーション(予想), さらにはイマジネーション(想像)であるにすぎない。

だから, 危機は管理不能であり, そこで可能なのはルーリング(統治)のみなのだと知るほかはない。統治は, 技術知ではなく, プラクティカル・ナレッジ(実践知)によって遂行される。つまり実践のなかで当事者が体得する経験知や感得する想像知, それが危機統治の中心に据えられるのである。そして危機統治にあつて「完全な安全」などを期待するのはナイモノネダリにすぎない, と知っておかなければならないのだ。

危機統治は, 原子力の問題にかぎられず, あらゆる新技術において必要となる。いや, 旧技術についても, それを取り囲む環境が新しく変化するということを考慮に入れると, あらゆる技術が危機を随伴しており, それゆえ技術文明には, 旧石器時代から原子力時代に至るまで, 「不完全な安全」に起因する「文明の被害」が生じざるをえない。薬品公害, 食品公害, 自動車公害などがその見本である。

私のいいたいのは, 完全に安全な原子力技術を要求する原発反対派も, 原発にかんする危機管理が可能と宣伝する原発推進派も, 技術文明における実践知を軽んじている点で, 同じ穴の貉ではないかということだ。東電の間違ひは, 「想定できないことも想定しておくべきであった」という超人的(あるいは空想的)な努力が欠けていたことであつたのではない。予測できないことについても経験知と想像知を奮い起こして, 危機統治のための準備をしておく作業において, たしかに, 電力会社は種々の不備を来たしていたのであろう。これからの人類が原子力(を含む新技術)を手放すことなどは, 好むと好まざるとにかかわらず, 絶対にありえない。新技術をめぐる危機(および文明被害)の統治, それに関心と努力を傾注すべきではないのか。

(2014年 8月 22日記)



東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓 日本学術会議の報告



成合 英樹 (なりあい・ひでき)

筑波大学名誉教授

1962年 東京大学工学部機械工学科卒, 67年同大学院博士課程修了, 同年運輸省船舶技術研究所原子力船部, 80年筑波大学構造工学系助教授, 87年教授, 2002年定年退職, 2003年原子力安全基盤機構理事長, 2009年特別顧問, 2010年退職。

1. 福島第一原子力発電所事故と日本学術会議

2011年3月11日の東日本大震災とそれに伴う福島第一原子力発電所事故(福島原子力事故)の発生は, 日本学術会議の第21期3年間が終了する約半年前であった。学術会議は3月18日に緊急集会を開き活動を開始したが, 特に福島原子力事故の重要性を踏まえ, 4月に原子力事故対応分科会(以下, 分科会)を総合工学委員会に新設した。学術会議は東日本大震災と福島原子力事故に関し, 緊急提言の発出, 海外アカデミーへの対応, 提言等を行ったが, 各専門分野委員会等と共に分科会もそれに協力した。

福島原子力事故では, 政府, 国会等の事故調査委員会ができて事故状況や結果等の調査を始め, また国際機関等多くの国も調査を進めた。米国科学アカデミーの委員会も調査の一環として来日したが学術会議はこれに協力した。分科会は特に事故の根本的要因を探って教訓とすべく検討を進めた。また, 各事故調査報告が順次出され, 多くの事実が明らかになる一方, 事故調査報告で結論の異なるものもあった。分科会ではそれらについても小委員会を設置して検討を進めた。今回, 根本要因と教訓に関する報告「東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓」がまとまり, 2014年6月13日に学術会議より公表された。

2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓

福島原子力事故は, 東北地方太平洋沖地震とそれに伴う津波により発生した。地震により全外部電源喪失となり, 非常用ディーゼル発電機による発電を行ったが, その後の敷地高さを超える津波により, 1~4号炉の全電源喪失となり, 運転中だった1~3号炉の炉心溶融, さらに発生した水素による水素爆発で, 3, 4号炉の原子炉建屋が崩壊するという大事故となった。これにより大量の放射性物質が広範囲へ放出され, 周辺住民の避難が行われた。

分科会は日本の原子力の歴史的経緯を踏まえ, 根本要因へつながる課題の摘出と今後への提案を報告書にまとめた。報告書本文は, 福島原子力事故の概要, 発電用原子炉の開発と日本の取組み, 顕在化した課題とその背景, 原子力の安全性向上のための提案で, これに, はじめにと結び, そして参考資料として, 発電用原子炉の開発経緯, 原子力のリスク, 放射線被ばくの人体影響, が記されている。以下に本文を中心に要点を記す。

3. 日本における発電用原子炉

アイゼンハワー大統領の原子力平和利用宣言直後の1954年度原子力予算により日本の原子力平和利用が開始された。学術会議も公開・民主・自主の三原則を要求してこれを容認した。直ちに日本原子力研究所(原研)や日本原子力発電(原電)が設立される等, 原子力発電導入の準備が進んだ。まず英国から黒鉛減速炭酸ガス冷却炉の導入が決定された。安全設計や審査を担当した各分野の専門家は, 関東大震災等の経験を踏まえた耐震設計や米国の安全対策等を参考に検討改良して「改良型炉」として発注建設された。米国では軽水炉の開発が進んでいたが, 日本では軽水炉導入決定前に, 安全性に関わる非常用炉心冷却系や格納容器の特性等の工学的安全防護装置の実験的研究を世界に先駆けて行った。

1965年の原電による敦賀1号炉(沸騰水型炉 BWR)の発注を皮切りに, BWRと加圧水型炉(PWR)が発注建設され, 1970年以降運転を開始した。しかし, 運転開始したプラントは, 初期トラブルで苦勞した。産業界は国の支援を受けて70年代中後半に第1次・第2次改良標準化を行い, プラントの改良と大型実証試験を進め, 80年代の第3次改良標準化では ABWR と APWR の開発を行った。これらにより日本の技術力も高まった。しかし, 90年代に入り, 1995年の動燃「もんじゅ」2次系ナトリウム漏洩事故等々発生する事故への対応が十分でなく, その時々の問題に追われて根本的な課題解決が進ま

なかった。99年にJCO事故の発生があり規制改革等もなされたが、本質的な改善が進まず、過酷事故の規制要件化の遅れ、原子力の規制機関が原子力を推進する通産省の中にあることへの国際原子力機関(IAEA)の批判、リスクに基づく規制導入の遅れ、バックフィット条件をはっきりさせないで来た点等々、次第に世界の潮流に遅れ、失われた20年と言われて福島原子力事故を迎えた。

4. 福島原子力事故と顕在化した課題

日本は明治以来、海外の科学技術を学び発展した。原子力発電も米国を中心に研究開発が進んでおり、特に軽水炉の導入では米国から学んだ。安全に関わる指針や機器類の規格基準類も、一部は原研等の研究成果もあるが、多くは米国の規制機関や米国機械学会(ASME)等の学協会のものを利用して指針や省令告示にした。しかし80年代に入り、ASMEからの無料での規格使用へのクレームで省令告示の改定ができなくなった。日本機械学会や日本原子力学会で、規格基準作成を行うようになったのはこの解決のためでもあった。また、安全解析で用いる大型計算コードも米国に依存した。本来、規格基準や安全解析コードのような基盤的なものは自ら研究開発して整備することが安全確保と真の技術力向上のために重要なことであるが、海外依存の風潮から抜けきれずに来た。

原子力プラントは、極めて広い専門分野が関わる総合技術で成り立っている。原子炉の開発当初は広い専門分野の専門家が協力して原子炉システムを検討した。その後技術の進展と共に、各専門分野で詳細な検討が進んだ。一方、学術の進展に伴って学問分野の細分化がなされ、各専門分野毎の深い検討は進んだが、専門分野間の境界に弱みができやすかった。大学の原子力関連学科が原子力開発当初より設置されたが、総合技術として全体をまとめるリード役を果たせたかどうか、あるいは総合技術としての真摯な検討が常に行われたかが課題である。

80年代に入り高度な科学技術時代となった。科学技術は日進月歩で進展しており、安全確保における最新知見の反映が重要である。特に安全に責任を持つ規制機関の高い専門性が要求される。しかし、担当する規制機関が十分それを理解し、高い専門性を持ちながら対応したかが課題である。

TMI・チェルノブイリ事故以来国際的に、安全を最重要と意識して日々対応する、いわゆる安全文化が言われるようになった。特に炉心溶融となる過酷事故の発生防止と発生した場合の対処、そして万一そのような事故が起こった場合の避難等周辺住民への防災計画は重要である。しかし、90年代以降、軽水炉は実証された技術ということで研究予算の減少、産学官の軽水炉に関わる研究者の減少、そして過酷事故にかかわる研究者も減少

した。各国で進む過酷事故対応を国が改めて検討開始したのは福島原子力事故の1、2年前であった。また周辺地域住民の防災計画も、1999年のJCO事故を経験して対応がなされたが、実際の厳しい事故時に適切に対応できるものでなかった。

原子力は開発当初からそのリスクを考慮しつつ深層防護を考えて対応を行ってきたが、リスクに対し広く国民の理解を得ることが十分できず、これが逆に過酷事故対応と防災を表立って進めることができなかつた一つの要因であった。

5. 安全性向上のために

以上のような顕在化した課題を考えると、それに対する対応が今後の原子力の安全確保には重要である。第一は深層防護のうち、日本で十分でなかった過酷事故の発生防止と発生した場合の備え、及び周辺住民に対する防災措置である。今回の事故では防災に対し多くの教訓を得た。国民に対し、リスクに対する理解を得る努力をしつつ取り組む必要がある。

リスクとして、自然現象や外的事象等考えられる全てを広く考慮することが教訓である。リスク情報を活用した安全規制の一層の推進が教訓であると共に、産業界と規制機関は高度な専門性をもって対応する必要がある。そのためには海外依存でなく安全を担当する研究者を常に育成し、育てていく風土が重要である。

これらを進める上で、科学者の責務も課題である。総合工学としての原子力において、知の統合による領域間の隙間の解決や、ロボット技術等の最新技術の積極的な活用が重要になる。

6. 終わりに

以上が報告の要点であるが、改めて原子力開発当初からの立地指針との関わりを思う。広大な面積を有する米国では、1962年に原子炉の立地指針を制定し、遠隔立地を基本として敷地周辺に人口分布の制限を設け、公衆との隔離を行うこととした。一方、狭い国土に立地する日本や欧州では遠隔立地が難しく、技術的対策との関連で立地を考えることとした。64年に日本も立地指針を定めたが、技術的対策との関連が考慮された。欧州では米国から軽水炉を導入後、安全対策を強化した独自の炉設計を進め、特にTMIとチェルノブイリ事故を受けて炉心損傷を伴う過酷事故対策を考慮した設計を進めた。また、遠隔立地をとらなくても技術的対策を十分とれば良いという国際的合意もなされた。しかし日本ではこのような背景が忘れられ、過酷事故への技術的対策が欧州ほど熱意をもってなされてこなかったという思いである。

(2014年8月29日記)



再エネ大量導入を進める 欧州の電力システム改革



伊勢 公人 (いせ・きみひと)

海外電力調査会 欧州事務所副所長

中央大学大学院経済学研究科博士後期課程修了。

海外電力調査会調査部上席研究員、中央大学経済学部兼任講師等を経て、2013年8月より現職。著書は『分権化財政の新展開』中央大学出版部(共著)など。

欧州諸国では、再生可能エネルギー(以下、再エネ)の大量導入を進めている。その先頭を走るドイツでは、太陽光と風力の導入量がそれぞれ3,000万kWを超えている。しかし、それとともに各国の卸電力市場ではこれまでにみられなかったような変化が表れている。本稿では、その具体的な事例を挙げつつ、欧州電気事業が直面する課題を示すとともに、我が国で実施される電力システム改革へのインプリケーションを探ってみたい。

マイナス価格発生メカニズムと問題点

ドイツの卸電力市場では、時に取引価格がマイナスとなり、電力の売り手が買い手にお金を支払って電力を売るという事態が発生している。2012年12月～2013年12月までの間では97時間、マイナスの価格での取引が実施された。

この極めて奇妙なマイナス価格の発生は、卸電力市場の機能不全を意味している訳ではない。従来型の電源を運用する発電事業者などには、需給を反映した設備の運用を行う価格シグナルになっている。

問題は、マイナス価格が生じると電力需要家に損失が発生する仕組みがドイツの再エネの買取制度(Feed-in-Tariff: FIT)に組み込まれている点にある。再エネの買取りを義務付けられている送電系統運用者(Transmission System Operator: TSO)は卸電力市場における需要の多寡に関係なく、買い取った全量を価格を指定せずに卸電力市場に売却することが義務付けられている。そのため、価格がマイナスになることが予想されても、その取引を止めることができない。再エネ発電事業者はFITで何時でも高値の買取りを保証されているため、時々の電力需要の水準に合わせて発電量を調整するインセンティブは持ち合わせていない。

マイナス時に取引を引き止めることによってTSOに発生した損失は2012年12月～2013年12月の間に9,000万ユーロに及んだ。これは最終的には再エネ導入のための

賦課金の一部として需要家に転嫁されている。ドイツ国内の研究機関の想定では、原子力が全廃され再エネの導入が今以上に進む2022年には、卸電力市場の価格がマイナスになる時間が1,000時間以上にまで及ぶと想定されており、将来はその費用負担がさらに増加するものと思われる。

ドイツ電力市場の変容が意味するものは

費用負担の増加とともに、マイナス価格の発生はドイツの卸電力市場の変化を如実に物語っている。ドイツ現地の研究レポートでもよく取り上げられるのは昨年3月24日の事例(次頁の図参照)である。この日は比較的強い風が吹いた上に、雲が少なく、3月にしては太陽光の出力も大きかった。それと同時に、同日14時前後には電力需要が約5,000万kWを下回っていた。そのため、その時間帯には、風力と太陽光の供給でドイツの電力需要の70%がカバーされた。しかし、そのような太陽光と風力の短期的な出力増加にあわせて従来型電源の運転を完全に止めることは、技術的に不可能であり、再エネの出力低下に備えて、従来型電源の最低限の出力(ドイツ全体で約2,500万kW)は保たなければならない。同日には、平均気温が-2.7度と非常に低かったため、熱需要をカバーするためにコジェネも動かし続けなければならなかった。そのため、再エネと従来型電源の供給力を合わせると余剰電力が最大で約1,200万kW発生し、その分は輸出に回した。電力価格はマイナスに転じ(-50ユーロ/MWh)、FITで買い取った再エネの売却を義務付けられているTSOと従来型電源の発電事業者は、しばらくの間、売電にお金を支払わなければならなかった。

このような日がある一方で、同年3月21日には風力と太陽光の出力が低く、特に太陽光の出力がゼロとなる夜半は電力需要を風力で賄えた割合はわずか2%であった。したがって9割以上は従来型電源で賄わなければなら

らなかった。この事例をみると、風力と太陽光の導入が増えても従来型電源を維持しなければならないことは明らかである。

しかし、再エネの大量導入の影響で卸電力価格が下がっているドイツでは十分な売電収入が得られない従来型電源の維持が難しい状況にあり、そのための新たな制度設計が求められている。具体的には、発電量(kWh)に応じて発電事業者に報酬を支払う現在の制度に加えて、将来のある時点で発電することができる能力(一定の発電設備を確保すること)に対して報酬を支払う「容量メカニズム」の導入が必要となっている。一部の報道では、今年の夏以降にその制度設計について議論することになっている。

欧州全体での課題

EU域内で2030年までに再エネ比率(エネルギー消費量ベース)を27%に引き上げることが提案されている欧州では、今後も再エネ電源の導入が増え、ドイツと同様に遅かれ早かれ従来型電源の確保が困難になるとみられている。

今年6月の欧州電気事業者連盟(Eurelectric)の総会で実施されたアンケート調査では、欧州電力市場の制度設計の中で今最も差し迫った課題として、従来型電源の確保のスキームと答えた回答者の割合が5割を超えていた(他にデマンドレスポンスと答えた回答者と当日市場・需給調整市場と答えた回答者の割合がそれぞれ2割程度)。

また、同年同月に公表された国際エネルギー機関(IEA)の報告書(World Energy Investment Outlook)でも、欧州における課題として、従来型電源の新設を促すためのメカニズムが挙げられている。

同報告書では、EUでは2035年までに設置される再エネ発電設備(3億kW)の約8割(2億5,000万kW)は太陽光と風力と見込んでいるが、両電源は出力変動を伴うため、確実に供給力と見込める割合は両電源の総設備容量の1割以下(1,500万kW)と想定している。したがって、電力の安定供給を確保するためには、同年までに約

2億kWの従来型電源の新設も必要としている。しかし、再エネの導入で従来型電源の発電量が減少し、投資回収が困難になると想定されるので、従来型電源への投資は現在の市場設計では滞ることが見込まれる。

そこで、同報告書では、その課題を解決するための方策として2つの選択肢を挙げている。

その一つが、卸電力市場に価格上限を設定せず、需給ひっ迫時の価格の高騰を許容することで、発電事業者に設備投資に見合った収入をもたらすことができるようにすることである。しかし、この方策を実行すると最終需要家が支払う電気料金に大きな影響が及ぶことが危惧されるため、パブリックアクセプタンスを得るのが困難とみられる。また、価格上限を外したとしても、設備投資に見合うだけの価格高騰が本当に起こるのかどうかという問題もある。

もう一つの方策として、ドイツの事例で挙げた、発電することができる能力に対して報酬を支払う「容量メカニズム」の導入が提案されている。ただし、容量メカニズムの導入により従来型電源が得る報酬は最終的には消費者負担となるため、電力小売価格の水準を引き上げてしまうという新たな問題の発生が危惧される。

おわりに

以上、ここまでみてきた事例から、我が国で留意すべき点として、2点、挙げておきたい。

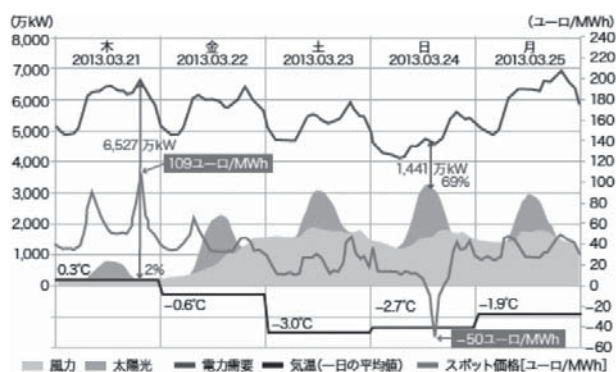
第一は、我が国ではドイツのような急速かつ大量の再エネ導入は困難であるという点である。欧州大陸に位置するドイツでは、大量の余剰電力が生じて、それを周辺諸国への輸出に回して急場を凌ぐことができるが、島国の日本では自国内で余剰電力の吸収を考えなければならない。蓄電池のコストがまだ高い段階では、合理的な再エネ導入量を念頭に、FITの買取価格の設定やその他の施策を模索していく必要があるだろう。

第二は、再エネの導入を進めるに従って、稼働時間が減少する従来型電源の維持、新設が難しくなるという点である。欧州諸国では、その対策として容量メカニズムの導入を検討し、運用を進めつつある。容量メカニズムを導入すれば、従来型電源の維持、新設が促されることになるが、同制度を通じて従来型電源に支払われる報酬は最終的には電力需要家の負担となるため、可能な限り効率的な容量メカニズムを模索する必要がある。我が国では、欧州での検討や運用の状況を精査し、適切な制度の構築を図るべきであろう。

(2014年8月1日記)

— 参考資料 —

ドイツ連邦エネルギー・水道事業連合会(BDEW): <http://www.bdew.de>



2013年3月24日のドイツの卸電力市場の状況

出所: BDEW ホームページ



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。

政府、高レベル廃棄物処分で閣僚会議

政府は9月30日に、高レベル放射性廃棄物の最終処分に向けた今後の取組の進め方を検討する最終処分関係閣僚会議を開いた。会議では今後の処分地選定を円滑に進めるために、全国知事会と連携し、国からと都道府県や市町村に情報提供を緊密に行い、ていねいな対話を重ねていくことで処分地選定を加速するとした。

一方、日本学術会議は9月25日、高レベル放射性廃棄物について当面は各電力会社が暫定保管し、その間に中立的な委員会が社会的合意形成を図ることを求めた報

告書をまとめた。報告書では事業者の発生責任の原則と負担の公平性の観点から、高レベル廃棄物は電力会社が配電圏内でまず暫定保管施設を建設し、そこで30年間保管することを提案。その間に、長期的な保管のあり方についての合意形成を促進するため「高レベル放射性廃棄物問題総合政策委員会」（仮称）を設置し、多様なステークホルダーの代表者を交えて議論を深めていくことを求めた。

（原子力学会誌編集委員会）

規制委、川内原発の安全審査書を正式決定

原子力規制委員会は9月10日、九州電力の川内原子力発電所1、2号機を対象とした「発電用原子炉設置変更許可申請書に関する審査書案」を正式に了承した。新しい規制基準に基づいて川内原発の安全性を審査したもので、地震・津波対策や火山などの自然現象への対策、重大事故時の対策や対処能力、テロ対策などについて、九州電力が提出していた申請内容は新しい基準に適合しているものと認められていると判断した。また、規制委員会の田中俊一委員長は同日の記者会見で、同原発につ

いては「運転にあたり求めてきたレベルの安全性が確保されることを確認した。これにより一つの大きなステップを踏み出した」と述べた。

なお、九州電力は同日、「工事計画認可申請、保安規定変更認可申請について、準備が整い次第、補正書を提出します」とのコメントを発表した。

一方、鹿児島県は10月9日から薩摩川内市、いちき串木野市、阿久根市、日置市、さつま町の5市町県内で、この結果をうけた住民説明会を開く。

来年度の原子力関係予算要求出そろそろ、福島復興加速など重点に

2015年度概算要求が8月末までに各府省より出そろった。

エネルギー・原子力関係予算をみると、経済産業省はエネルギー対策特別会計で、14年度比11.7%増の9,748億円を要求した。エネルギーコストの上昇や資源の供給不安への直面から、4月に閣議決定された「第4次エネルギー基本計画」の実現に向けた取組を確実に実施していく方針。原子力関連では、「原子力災害からの福島復興の加速に向けて」（13年12月閣議決定）を着実に実施するとともに、原子力発電の安全基盤構築を進め立地地域への支援を確実にを行うことを掲げた。廃炉・汚染水対策研究開発には新規に110億円を計上し、難易度が高い技術のフィージビリティ調査などに必要な費用を補助する。また、長期稼働停止に伴う地域への影響緩和などへの取組強化から、原子力発電施設立地地域基盤整備支援事業も17.7億円の倍額要求となっている。

文部科学省は原子力関連で総額1,802億円（14年度比25.5%増）を要求し、新規に「福島第一原子力発電所の廃止措置等研究開発の加速プラン」として81億円を計上している。安全な廃止措置を推進するため、先端的技術開発と人材育成の加速化に向け、2年計画で「廃炉国際共同研究センター」をサイト近傍に整備するほか、廃炉に関する研究開発課題の新規採択、人材育成プログラムの強化などを図るものだ。

このほか「原子力の基礎基盤研究とそれを支える人材育成」、「安全性向上に向けた研究」、「核燃料サイクルおよび高レベル放射性廃棄物処理処分の研究開発」、「原子力施設に関する新規基準への対応等、施設の安全確保対策」などで、予算拡充が図られている。

環境省は放射性物質により汚染された土壌等の除染実施で2,953億円（14年度比14.4%増）、放射性物質汚染廃棄物処理事業で1,505億円（同13.2%増）となっている。

原子力規制委員会は来年度概算要求で規制の継続的改善や原子力防災対策、人材育成などの施策を進める。規制の改善にあたっては、発電炉シビアアクシデント安全設計審査規制高度化研究事業に10億5,400万円(前年度当初予算額9億千万円)と増額要求、また燃料デブリの臨界管理に係る評価手法の整備に7億5千万円(同2億3,300万円)を増額要求している。

原子力防災では原子力発電施設等緊急時安全対策交付金を236億6,900万円要求して立地自治体等の防災対策支援の充実にあてるほか、立地自治体等の原子力施設のモニタリングに関し、その体制整備費用として13億1,700万円を新規に計上した。

(資料提供：日本原子力産業協会、以下同じ)

原子力規制委が事業者と安全性向上に向け意見交換へ

原子力規制委員会は8月27日の定例会合で、原子力事業者の安全性向上に関する活動への取組に対する基本的考え方及び継続的に安全性を向上するための現行の規制制度の改善案等に関する意見を聴取するため、事業者と意見交換を行う場を設けることを決めた。月1回程度の頻度で継続的に開催し、臨時の委員会として公開される。意見交換の対象は、主要原子力施設保有者の経営責任者。

意見交換の論点は、(1)原子力事業者が自主的に行って

いる、安全文化醸成を始めとした安全性向上に関する取組等について、各事業者が積極的かつ責任を持って取り組むことに関する経営責任者自らによる意思表示。(2)規制制度の改善に向けた検討を行うための事業者からの発案等の聴取。ただし、個別施設についての規制や審査等については話題としない。(3)原子力安全推進協会(JANSI)に対する、事業者側の自主的な安全性向上に関する体制・枠組についての考え。

基本政策分科会がエネ基本計画策定後に初の会合

経産省総合資源エネルギー調査会の基本政策分科会(分科会長＝坂根正弘・小松製作所相談役)は8月19日、エネルギー基本計画の改定後、初めてとなる会合を開き、原子力、新エネルギー、資源・燃料など、各分野の検討状況について報告を受けるとともに、基本計画で今夏までに策定することとされている技術開発ロードマップの議論に着手した。

会合には茂木敏充経済産業相も出席し、委員からの意見を求め、「原子力の重要性についてまだまだ国民に浸透していない」(西川一誠・福井県知事)、「大規模集中型電源の稼働率を上げることはシビアアクシデントを起こ

した国の責務」(柏木孝夫・東京工業大学特命教授)等の発言を受け応答した。

この中で茂木経産相は、エネルギーのベストミックスについて「早急に決めていくことが極めて重要」と述べ、原子力発電所の審査、再生可能エネルギーの導入、地球温暖化対策などを見据え、「適切なタイミングで」決定していくことを強調した。さらに原子力規制委員会での審査が最も進展している川内発電所の再稼働に関して、鹿児島県知事より文書で説明することが求められていることについては、「立地自治体の理解を得ることが極めて重要」として、然るべき段階で対応を図る考えを示した。

復興庁が大熊・双葉ふるさと復興プラン発表

復興庁は8月28日、「大熊・双葉ふるさと復興構想」を発表した。今後、両町での受入れが想定される中間貯蔵施設立地の影響なども見据え、国、県、関係機関の総力を結集し、復興を強力に推し進めていく方向性を示した。

このなかで、将来的な住民の帰還に当たっては、当面、町外の生活拠点と、町の復興拠点との2地域で生活を実質的に可能とするなど、その時々の方々の生活実態に合わせた措置が検討される必要を述べている。

産業振興については、「福島・国際研究産業都市(イノベーション・コースト)構想研究会報告書」に掲げられた主要プロジェクトの具体化に向けた検討を関係省庁で進めていく。福島第一原子力発電所の廃炉対策に資する放射性物質分析・研究施設などは、サイトとの近接性も考慮しつつ、復興拠点と連携しながら立地・運用を考えていくことが望ましいとしている。

福井県が廃炉で調査報告書公表

福井県は8月20日、県内に立地する原子力発電所の運転年数経過を踏まえ、7月に実施した欧州実地調査などに基づく情報を整理した報告書「廃炉・新電源に関する内外の現状と課題について」を公表した。

県内に立地する原子力発電所のうち、40年、30年を経過したプラントがそれぞれ3基、5基に達する。一方で、「40年運転制限性」や、新たなエネルギー基本計画が掲げる「原発依存度の低減」などから、同県は「廃炉の問題は本県の原子力行政にとって大きな課題」と認識。全国の立地地域に先駆け原子力政策に貢献する考えに立ち、国内外の廃炉に関する現状と課題を取りまとめたもの。

報告書では使用済み燃料貯蔵の県内貯蔵量が約3,600トンに達しており、14年3月時点で、あと7～9年で

管理容量を超過するとの国による試算を紹介。欧米諸国の状況を踏まえ、国や事業者が中間貯蔵施設の早期建設、貯蔵・輸送技術の研究開発を進めるよう訴えている。

その上で、国は責任をもち総合的に廃止措置を推進する体制を早急に整備すべきとし、県としても関係者との実務的な検討会を立ち上げ、工程管理や除染・解体など、廃止措置に係る技術的な課題の研究、工期やコストの低減に関するマネジメント方策について、考え方を整理し、国との実務的な協議や、提案・要望を行っていくこととしている。

このほか廃止措置に伴う地域振興のあり方や、福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえた国際貢献などについても取りまとめている。

海外ニュース (情報提供：日本原子力産業協会)

【米国】 原子力規制委、核物質管理を 一局に集約

米原子力規制委員会(NRC)は8月7日、2部門に分けて規制していた核物質と放射性廃棄物の管理プログラムを「核物質安全・保障措置局(NMSS)」で一元的に規制すると発表した。この組織改編により、諸経費の削減と管理スタッフの配分改善が図られる上、NRC内部の調整、作業量バランス、外部対応における柔軟性が改善されると強調している。発効は10月5日。

NRCが創設された1974年当時、NMSSは核物質およびその再処理や輸送、取り扱いに係わる施設の規制を担当していた。具体的には医療用放射性同位体を扱う施設、放射線源を搭載したゲージなどの機器、廃止措置と環境復旧等に関連する廃棄物管理プログラムをカバー。この中には放射性廃棄物の処分と核燃料サイクルにおける全フェーズも含まれていた。

06年になり、NMSSは使用済み燃料の再処理、貯蔵、処分に関する許認可活動の拡大を促進。こうした変化に対応するとともに作業効果を保証するため、NRCは新たに「核物質・環境管理局(FSME)」を設置。核燃料サイクル施設や高レベル廃棄物処分、使用済み燃料貯蔵、核物質輸送を除いた多くの業務をFSMEに移管した。

しかし昨秋、NRCスタッフは作業部会を設置してこれらの部門の組織構造をレビュー。廃棄物戦略が長期貯

蔵と処分にシフトし、今後、多くの原子力発電所が廃止措置に移行していくことから、これらに集中して取り組むためにはFSMEをNMSSに統合し、その担当プログラムをNMSSに戻すことが適切と勧告していた。

米ファンドが溶融塩炉の研究開発 で200万ドル投資

米国で溶融塩炉開発を進めているトランスアトミック・パワー(TAP)社の8月5日付け発表によると、サンフランシスコを拠点とする大手投資企業ファウンダーズ・ファンド社が傘下のFFサイエンス社を通じて、この研究開発に200万ドルを投資した。

この支援金を使ってTAP社は溶融塩炉に関する卓上試験や、設計とコンピューター・モデルの改良を行う予定。同社の設計であれば、既存炉からの長寿命放射性廃棄物を大量に燃焼出来る上、安全性とコストの改善が可能だとしている。まだ幼苗段階にある研究開発だが、ハイリターンを狙ってアグレッシブな投資を展開するファンドの判断だけに、溶融塩炉の将来性に対する期待が高まっている。

TAP社の溶融塩炉はこれまで研究されてきたものと異なり、燃料としてトリウムではなくウラン、あるいは使用済み燃料を燃やす。これと混合する溶融塩にはフッ化リチウム、減速材には水素化ジルコニウムを使用。最大96%という高い燃焼度で数十年間稼働できるほか、ゆっくりと使用済み燃料中のアクチニドを燃焼するた

め、高速炉と比べて放射線による深刻なダメージを回避することが可能だと強調している。

【英国】 規制庁の ABWR の認証審査、 「2017 年末に完了へ」

英国の原子力規制局 (ONR) と環境庁 (EA) は 8 月 28 日、日立 GE ニュークリア・エナジー社が英国内で建設を計画している英国仕様の ABWR 設計について、包括的設計審査 (GDA) の第 2 ステップを完了し、次の段階に移行すると発表した。

設計や安全・セキュリティ面で初期的なハイレベル評価をクリアしたことから、これらの観点について今月から最長 12 か月間、総合的な評価作業を第 3 ステップとして実施。日立 GE 社が受容可能な文書を適時に提出すれば、UK-ABWR の審査作業は 2017 年 12 月に完了するとの見通しを示している。

2012 年にホライズン・ニュークリア・パワー社を買収した日立は、同社を通じて英国西部のウィルフアとオールドベリーの 2 サイトで合計 4～6 基、少なくとも 540 万 kW の原子力発電設備の建設を計画。採用設計である 130 万 kW 級 ABWR が安全・セキュリティと環境保全および廃棄物管理の面で英国の基準を満たしているかについて、4 段階で評価する約 4 年間の GDA 審査が昨年 4 月に正式に始まっていた。

ONR によると現段階では、英国における ABWR 設計の利用を阻むような安全セキュリティ上、環境上の根本的な課題は特定されていない。第 2 段階の作業全般を通じて日立 GE 社の対応は迅速かつ良好であり、建設的な課題への取り組み姿勢もオープンだったと ONR は評価。EA も、同社が提供情報の内容と正確さの管理で適切なシステムを有することを確認したと述べるとともに、ABWR を建設した場合の住民への放射線影響は英国の許容線量を下回ると結論付けた。

今後の GDA 審査は一層詳細な評価段階に移行するが、ホライズン社も規制当局による今回の裁定を受け、今月から最初のパブリック・コメント募集を開始。2020 年代前半に最初の原子炉で発電を開始するという計画は日程通り進展中だと強調した。

【フランス】 ITER 計画、ベースマットの打設を 完了

南仏カダラッシュで国際熱核融合実験炉 (ITER) の建設・運転計画を進めている ITER 機構は 8 月 27 日、ト

カマク複合施設を支えるベースマットの最終区画でコンクリート打設を完了したと発表した。広さ 90m × 130m の土台部分を 15 分割した最初の 1 区画で昨年 12 月にコンクリートを打設してから約 9 か月、作業はいよいよ重さ 36 万トンという大型建造物となる同複合施設の建設に入る。

免震ピットの役割を持つこの土台部分は 2010 年～12 年の間に掘削され、支持構造物により地盤を補強。その中に厚さ 1.5m のコンクリート製ベースマット (B2 スラブ) と擁壁が建造物と機器を地震動から防護するために設置された。ベースマットの水平面レベルに打ち込んだ 493 本の円柱には、金属とゴムの層を交互に重ねた厚さ 20cm の免震ベアリングを被せており、10cm の側方運動に耐えられる計算。地震動とリンクした加速度を吸収・ブロックすることができる。

今後建設するトカマク複合施設は、メインの実験炉棟と、これを挟んで両脇に併設する診断棟とトリチウム棟の 3 施設で構成され、これらを格納する建屋は高さ 80m、長さ 120m、幅 80m を予定。このために 1 万 6 千トンの鉄筋、15 万立方メートルのコンクリート、および 7,500 トンのスチールを使用する計画だが、完成は 2016 年になる見通した。

【スペイン】 安全委、ガローニャ原発に追加 要件提示

スペイン原子力安全委員会 (CSN) は 8 月 1 日、ニュークレノール社が申請していたサンタマリア・デ・ガローニャ原子力発電所 (BWR, 46.6 万 kW) の運転認可更新について、審査の追加要件を設定した補足技術指示書 (ITC) を発行することになったと発表した。

7 月 30 日の会合で委員達が ITC の目的と内容を賛成多数で承認した。ニュークレノール社が希望する 2031 年まで合計 60 年の運転認可期間中の安全性を保証するため、圧力容器や機器の構造機能健全性検査、福島第一原発事故からの教訓を踏まえた設計改善の実施結果分析などを要求すると見られている。

ニュークレノール社は 2013 年から原子力発電事業者に課せられる予定だった税金を回避するため、12 年 12 月で同原発の操業を停止。翌 13 年 7 月に正式閉鎖とした。今年 2 月になり、安全性や放射線防護以外の理由で閉鎖した原発について、運転終了後 1 年以内であれば認可の更新申請を可能とする王国令を内閣が承認したのを受けて、5 月に申請書を産業エネルギー観光省に提出していた。

【ブルガリア】 コズロドイ 7 号機に WH 社製 AP1000 を選定

東芝傘下のウェスチングハウス (WH) 社は 8 月 1 日、ブルガリアで建設中のコズロドイ原子力発電所 7 号機として、同社製 AP1000 が正式に選定されたと発表した。昨年 12 月に同国の閣議決定により、ブルガリア国営エナジー・ホールディング (BEH) 社、コズロドイ原発会社、およびコズロドイ原発新設会社が WH 社との独占協議に入ったあと、ブルガリアの全政党も同社との協議を実施。今回、AP1000 の採用で BEH 社ら 3 社が株主間合意に達したもので、WH 社がこれに同意・調印した。

この合意により、WH 社はブルガリア政府と 3 対 7 の出資比率のプロジェクト会社を将来的に設立する。また、2023 年までの運転開始を目指した 7 号機の機器と設計・エンジニアリングおよび燃料を供給するほか、建設会社を選定するため、来年末までに欧州連合およびブルガリアの公的調達規則に従って競争入札文書を交付予定。このプロセスにはブルガリアも含めて世界中の建設企業が参加可能だ。

ただし、ブルガリアの国営 BTA 通信によると、今回の合意はこれまでのステップを承認するために調印されたに過ぎず、法的拘束力を持たない。エネルギー省の発表でも、D・ストイネフ大臣が同計画で最も重要な項目、すなわち、メディアが 53 億ドルと予測する原子炉価格と発電電力の価格を計算する財政モデル、資金の貸方銀行、設計・建設・供給契約——が現時点で未定だと指摘。これ以降に調印される合意文書と同様、10 月の総選挙で発足する新政権の承認が必要だと明言しており、その旨を明記した条項も今回の合意文書に盛り込んだ。新しい内閣の合意がなければ同文書は発効せず、すべての話がなかったことになるとしている。

【ポーランド】 原子力意識調査、ウクライナ情勢 受け賛成が 64% に

ポーランド国際問題研究所 (PISM) は 8 月 25 日、ポーランド国民のエネルギー・セキュリティと原子力に対する意識調査結果を公表した。福島第一原発事故後に低下した原発導入計画に対する支持者の割合が最近のウクライナ危機を背景に 64% まで改善されたとする一方、こうした状況が沈静化した後の高支持率は保証できないと指摘。経済面での効果など原子力発電に関する一層広範な問題について国民の間で議論を尽くす必要があると

警告している。

PISM によると、ウクライナ東部でエスカレート中の紛争はポーランド社会に強い衝撃を与えており、軍事的、経済的な安定が脅かされるという恐怖は同国民の間でますます顕在化。エネルギー・セキュリティの観点では、石油と天然ガスの輸入をロシアに過度に依存していることもあり、再生可能エネルギー生産と原子力設備に対する投資が重要度を増した。原子力の導入はエネルギーの自給に向けたステップと認識されており、国民世論のシフトは同国民の原子力への認識がいかにか強く国際情勢に左右されるか示していると指摘した。

調査結果では、国民の 3 分の 2 に当たる 64% が原発建設計画を支持しており、この傾向は大都市に居住する高学歴・高所得の若者の間で最も顕著。支持の理由としてはポーランドのエネルギー供給自立への役割が最も多く (57%)、次に雇用の創出といった経済効果 (42%)、技術の進展 (26%)、建設計画のポーランド企業の参加 (24%) が続く。支持者の中の約 3 分の 2 (63%) は、たとえ近隣諸国からの低価格なエネルギー購入で国内需要を満たせたとしても、国内での原子力設備への投資を支援したいとしている。

また、原子力発電に対する不安感は徐々に縮減しており、71% が「エネルギーを得る魅力的で信頼性のある方法」と回答。64% が国境近くに立地する隣国の原発についても、周辺住民の健康や環境およびセキュリティ上の危険はないと答えている。

国内での原発建設に起因する潜在的な脅威としては、最も多くの回答者が技術的不具合や放射性廃棄物管理上のミスを挙げており、ポーランド国民の過半数 (52%) が環境保護団体の建設反対運動を支持しないと答えたことは特筆に値すると分析している。

【リトアニア】 日立が原発新設で協議再開、 9 月中に事業会社の設立計画

日立製作所は 7 月 30 日、リトアニア内に建設が計画されているピサギナス原子力発電所プロジェクトの推進に向け、事業会社 (PCO) の設立に関する協議を開始することで同国エネルギー省と合意したと発表した。両者は 9 月末までに PCO の機能や組織等の詳細を詰めた設立計画を立案し、プロジェクト参加国であるバルト三国のエネルギー公社に提示するなど、PCO 設立準備委員会の設置を促す段取りだ。日立が出力 135 万 kW の ABWR 輸出を想定するこの大型プロジェクトは 2012 年の国民投票結果を受けて凍結されていたが、経済性などの諸条件が改善されたことにより、2020 年代の運転

開始を目標によりやく動き出した。

【カザフスタン】 省庁の大幅再編でエネルギー省を創設

カザフスタンの N・ナザルバエフ大統領は 8 月 6 日、既存の 10 省を廃止する一方、原子力を管轄するエネルギー省を含めて新たに 5 省を設置するなど省庁を大幅に再編する政令を発表した。

政権システムの効率性向上と合理化が目的だと説明しているが、エネルギー大臣については、ウラン生産量で世界第 1 位という同国の原子力産業を束ねる国営企業カザトムプロム社から V・シュコルニク総裁を抜擢。国内油田の生産量低下や、ロシアとウクライナへの輸出低迷がカザフの経済成長にも影を落としていることから、エネルギー関係部門全体を一つに集約することでその立て直しを図る考えと見られている。

新設のエネルギー省には、廃止が決まった石油・天然ガス省と環境・水資源省から天然資源管理、廃棄物処理、再生可能エネルギー開発、国家開発政策管理等に関する機能と権限を移管。また、同様に廃止される産業・新技術省が受け持っていた電力・原子力関係の国家政策実施責任を負うことになる。このほか、カザトムプロム社の新総裁には、環境保全相だった N・カップロフ氏の就任が決まった。

なお、ロシアの原子力総合企業ロスアトム社は 6 日、カザフスタンにおける出力 30 万～120 万 kW のロシア型 PWR (VVER) 建設に向けて両国の協力協議が佳境に入っていることを明らかにした。

【ウクライナ】 使用済み燃料の中間貯蔵施設に着工

ウクライナ国営原子力発電会社のエネルギーアトム社は 8 月 26 日、国内で稼働する 4 つの原子力発電所のうち、3 つから出る使用済み燃料を敷地外で集中的に中間貯蔵する施設 (CSFSF) の建設を本格的に開始した。操業開始時に必要な総合設備の完成は 2017 年末を予定している。

起工式には同社総裁、および建設作業を請け負った米国籍のホルテック・インターナショナル社長に加え、同国エネルギー・石炭産業省の副大臣も出席した。総発電電力量の 5 割近くを原子力で賄う同国にとって、使用済み燃料を長期的に安全な状態で適切に貯蔵する施設の確保はエネルギー戦略上の優先事項。放射性廃棄物管理における国家インフラの主要な柱であるとともに、エ

ネルギー供給の自立強化をも意味するとしている。

ウクライナでは現在、ロシア製の 4 原発から出る使用済み燃料の約半分を再処理、貯蔵のためロシアに搬出。ザポロジエ原発では 01 年から敷地内で乾式中間貯蔵施設が供用開始されていることから、CSFSF は残りのロブノ、南ウクライナ、フメルニツキの 3 原発用ということになる。

エネルギーアトム社は CSFSF の建設・運転コストをこうした輸送経費の 4 分の 1 以下と見積もっており、同施設の操業により投資額は 4 年以内に回収できると予測。操業開始用総合設備の建設費だけで約 12 億 3 千万フリブニャ(約 100 億円)になるとした。

建設サイトはチェルノブイリ原発の南東、立入禁止区域内の再定住化された 4 つの村にまたがっており、総面積は 18 ヘクタール。乾式貯蔵方式であるため地下水への影響はなく、専門の設計研究所の試算でも環境影響は国の基準を十分下回る許容レベルだったという。

【中国】 政府が第 3 世代の「華龍 1 号」を承認

中国の 2 大原子力事業者の広核集团有限公司 (CGN) と核工業集团公司 (CNNC) は 8 月 22 日、第 3 世代の技術特性を有する原子炉としてそれぞれが設計した「ACPR1000 +」と「ACP1000」を融合させた「華龍 1 号」の全体設計が国家能源局と国家核安全局の審査会で承認されたと発表した。ウェスチングハウス社製 AP1000 を国産化した「CAP1400」とともに、中国が知的所有権を有する第 3 世代の輸出用・独自ブランド設計という位置付け。国内で早急に実証計画を開始するため、両社は同日、100 万 kW 級の華龍 1 号技術の統合で協力促進協定に調印している。

両社がそれぞれ開発した 100 万 kW 級・第 2 世代改良型炉の「CPR」、および「CNP」と「CP」のシリーズとともに、フランスからの輸入技術をベースに、あるいは参考にして国産化が進められた。設計に類似点が多いことから、国家能源局の提案を受けて両社はこれらを第 3 世代に進展させた設計技術の一本化を開始。今年 1 月には華龍 1 号の初期設計が完成したと CGN が発表していた。今回の両社の発表によると、華龍 1 号は安全性や経済性および成熟度の面で第 3 世代の技術要件を満たしており、機器の設計製造、運転・保守、その他の分野で 743 件の特許と 104 件のソフトウェア著作権がある。原子炉の研究開発と機器の設計製造、建設・運転などで 30 年以上にわたる両社の経験を基盤として、福島第一原発事故の教訓も全面的に反映。国際的に最も厳しい安全基準に適合しているとした。

座談会

炉心はどのように溶融したのか 事故時の炉心燃料のふるまいを考証する —フィルター式ベントも避難も必要ない?—

石川 迪夫, 秋元 正幸, 牧 英夫, 田中 治邦

司会 澤田 哲生 (本誌)

福島第一原子力発電所事故が起きて、はや3年半。この間にさまざまな事故調査報告書がまとめられ、事故のおおまかな全貌が明らかになってきた。けれども事故当時、炉心では何が起きたのか。そして炉心は今どうなっているのか。これらについては多くが未解明のまま。

この点について石川迪夫氏は、『考証 福島原子力事故：炉心熔融・水素爆発はどう起こったか』を出版し、事故経緯を考証。事故時のデータをもとに同書は、「炉心は崩壊熱で溶けたのではなく、被覆管のジルコニウムと冷却水の化学反応熱で溶けた」ものであり、「炉心から水がなくなっても、燃料棒は形状を保持しており、輻射熱と蒸気の流れである程度冷やされて溶融に到らない」と分析した。これによって東京電力が残した事故データは矛盾なく説明できるとしている。さらに同書は「福島」のデータを分析すると、BWRのベントの除染効率は非常に高い。各号機で早期にベントにさえ成功していたら、例え炉心溶融が起こっていても環境への放射能放出は現状の数百分の一にとどまったであろう」と述べた。また、「これにフィルターベントを付設すると、放出終了後の残留水素の温度低下で装置が真空状態になり、空気が流入して爆発性ガスとなる可能性がある」として「BWRにフィルターベントをつけることは安全性を損ねる可能性がある」など、安全上数多くの重要な指摘をしている。

冷却不能になっても、 炉心はすぐには溶けない

澤田 今日石川さんの著書『考証 福島原子力事故 炉心熔融・水素爆発はどう起こったか』に書かれた内容をもとに話を進めていきます。この本には、従来の事故調査報告書が全く指摘していない点がいくつかあります。ここでは一般の人に、この著書の内容をできるだけ噛み砕いて紹介するとともに、意見交換を通じて炉心で何が起きたかという全体像を示していきたいと思えます。

先日、NHKは福島第一原子力発電所3号機の炉心燃料がどろどろに溶けて、压力容器を突き破り威勢よく流れ出ている映像を示していました。しかしこの本では、実際にはそんなことは起こっていないと指摘しています。なぜそうなのか。まずここから説明して下さい。

石川 UO_2 の溶融点は2880℃です、こんな高温溶融物体は坩堝(るつぼ)の中でもなかなか作れません。まして崩壊熱が1%以下しかない弱い発熱で、林立する燃料棒の間はすかさずの大きな炉心が溶融液化して流れ出るなど、現実には起きえません。

澤田 流れ出ていなくても、炉心は溶融している。

石川 それは事故の経過で坩堝ができたからで、溶融炉心は坩堝の中に収まっています。TMI(スリーマイル島)事故後の溶融炉心が、元の炉心位置で固化していたのがその証拠です。

澤田 その坩堝が、著書の中の「卵の殻」「鍋の底」ですか。とすれば酸化ジルコニウムと UO_2 の合金が坩堝を作っている。

石川 そうですね。その坩堝が作られる原因として、酸化ジルコニウムの被膜がいたずらをしてしています。これが冷却不全に陥った炉心燃料のふるまいを左右する要因

ですから、少し詳しく説明しましょう。

被覆管温度が800℃位になると、燃料表面に酸化ジルコニウムの被膜が生まれます。この被膜は緻密で、一度できるともう水を通しません。さらに、高温状態では非常に強靱ですが、逆に170℃くらいにまで冷えると脆くなる性質があります。

故三島良績先生のお話ですと、これは湯葉みたいなもので、乾物屋に売っているときには脆いけれども、一度湯通して暖めると強靱になって、食物を包めると。

澤田 でも酸化ジルコニウム被膜の厚さはマイクロオーダーでしょう。それでそんなに強い？

田中 核燃料は、高温になってもどろどろと溶けるのではなく、酸化被膜が締めつけて形状を維持して立っています。酸化ジルコニウムの融点は約2700℃ですから、 UO_2 と同じで簡単に溶融しない。軽水炉燃料は被覆も燃料も高温に耐えるわけですね。

石川 今少し話を続けましょう。被覆温度が1000℃以上になるとジルカロイは柔らかくなるので、被覆管は原子炉圧力に圧されてペレットに圧着します。そのため、被覆管の内面がペレットに接触して、ジルカロイと UO_2 の間で化学反応が起きる。この反応は複雑なので割愛しますが、実質的には、被覆内面にも酸化ジルコニウムができたと考えて差し支えありません。

つまり被覆管本体は、内外面にできた酸化膜に挟まれたサンドイッチのような状態になります。この状態で更に温度が上昇すれば……。

澤田 融点1800℃のジルカロイは、サンドイッチの膜の中で溶け落ちるのですか。

石川 その通りです。多くは膨張した動脈のようにふくれ上がった太い筋となって被覆管を凹凸にしますが、より温度が高い場合は一箇所に集まって溶融ジルカロイの瘤を作ります。この様子はNSRR(原子炉安全研究炉)の実験結果から何十回となく観察されています。

澤田 ところで、ジルカロイが流れ出た残りの部分は、いったいどうなるのですか。

石川 内外の酸化ジルコニウムの被膜がくっついて一枚になり、薄い被膜がペレットを締めつけた状態となって残ります。田中さんが指摘された高温燃料棒の林立はこの被膜の締めつけで保たれているのです。高温では被膜は強靱ですから壊れません。

ただし、この状態から燃料棒を急冷すると、皮一枚の被膜部分は収縮してひび割れを作るので、燃料棒が分断します。燃料を保持している湯葉が破れるのです。破れた分断面からは、FP(核分裂生成物)と高温のジルカロイが出てきて水と接触します。このため激しいジルコニウム-水反応が発生し、炉心を溶かします。

澤田 福島事故は、燃料棒がその状態で起きた？

石川 そうです。その説明には、同じ炉心溶融を起こしたTMI事故を例に取るのが分かりやすいでしょう。

TMI事故は1次冷却材ポンプが止まった状態で、原子炉水位が炉心の真ん中くらいのところで起きました。運転員が安全弁の開きっぱなしに気づき、その元弁を閉じたのが事故の始まりです。その結果、蒸気の出口がなくなり、閉ループとなった原子炉では圧力の上昇と共に燃料棒温度も上昇しました。ちなみにこの時点での崩壊熱は2%弱で、福島2、3号機の溶融時点と比べると5倍ほど大きいのです。

燃料棒温度が1500℃くらいにまで上昇したところで、運転員は1次冷却材ポンプを再起動しました。冷たい冷却水が一挙に炉心に入り、急激に燃料棒を冷やしました。燃料表面の酸化膜が破れ、炉心が崩壊し、同時に高温のジルカロイが直接水と接したのです。

秋元 ジルカロイの温度が1300℃を越えた状態で、初めて大量の水と接触すると、酸化反応が止まらなくなり、その強烈な熱量で炉心溶融に到ることは、原子力関係者なら誰でも知っていることです。冷却材喪失事故の判断基準が1200℃であるのは、この炉心溶融防止にあります。

石川 TMI炉心の場合はそれが起きたのです。水を入れた途端に燃料棒が分断落下し、中性子束が大きく乱れました。炉心圧力の上昇は2分間に5.5MPaですから、ものすごい急上昇です。この急上昇は、水素ガスの発生を考える以外に説明が付きません。

秋元さんの言われた、強烈な発熱反応が起きたわけです。恐らくTMIの炉心は、水と接触した部分から溶融していったと言ってよいでしょう。事故後10年ほど後に公表されたTMIの炉心溶融図は、円い扁平な卵の殻に覆われた溶融炉心がスケッチされていますが、この卵の殻が反応によって出来た埧埧です。

澤田 では福島も、TMI事故同様に、燃料棒の分断によって溶融が始まったのですか。

石川 イエス半分でノー半分です。福島の場合、炉心への注水が消防ポンプですから、TMIと比べて注水量が少ない。比較すると、吐出水量は500分の1程度の少量です。反応する水不足のため、燃料棒が分断しても、大量の水が現れるまで原子炉は溶融できません。ここに福島事故経緯の複雑さがあります。

しかし福島炉心溶融が、高温のジルカロイと水との反応に始まることは間違いのない事実です。従って事故経緯を追うには、炉心が高温になっているときに、いついかにして大量の冷却水と出会ったかが、溶融、爆発の決め手になります。この2点に着目して、東京電力が残してくれた事故データを調べれば、事故経緯はおのずから解けてきます。それを書いたのが拙著です。

前勉強はこの程度で良いでしょう。

牧 この本は過酷事故時の燃料のふるまい、とりわけジルコニウムの高温特性、原子炉安全を知り抜いた知見と卓越した洞察力がベースにあります。ここでの指摘が

追加されて、初めて炉心で何が起きたかという全体像のおおまかな解明が完結したのではないかと思います

図は、著書の中にある福島原発正門付近の線量率グラフの上に、事故時のイベントを各号機ごとに整理して記入したものです。これを見ていただくと、事故の経緯が一目で分かります。今後の議論に使って下さい。

澤田 実は、私自身この世界に入って最初に手がけたのは高速増殖炉「もんじゅ」の炉心崩壊事故解析でした。ドイツで模擬実験の解析をしたのですが、コンピュータで計算した結果と現実とがなかなか合わない。要するに、起こっている現象とコンピュータプログラムがモデル化しているものが根本的にずれている。あるいはモデル化できない領域に入っている。その齟齬は細部で起こっていることと、全体的なものの動きとの相互関係が、現象的に解明できていないことに由来していました。

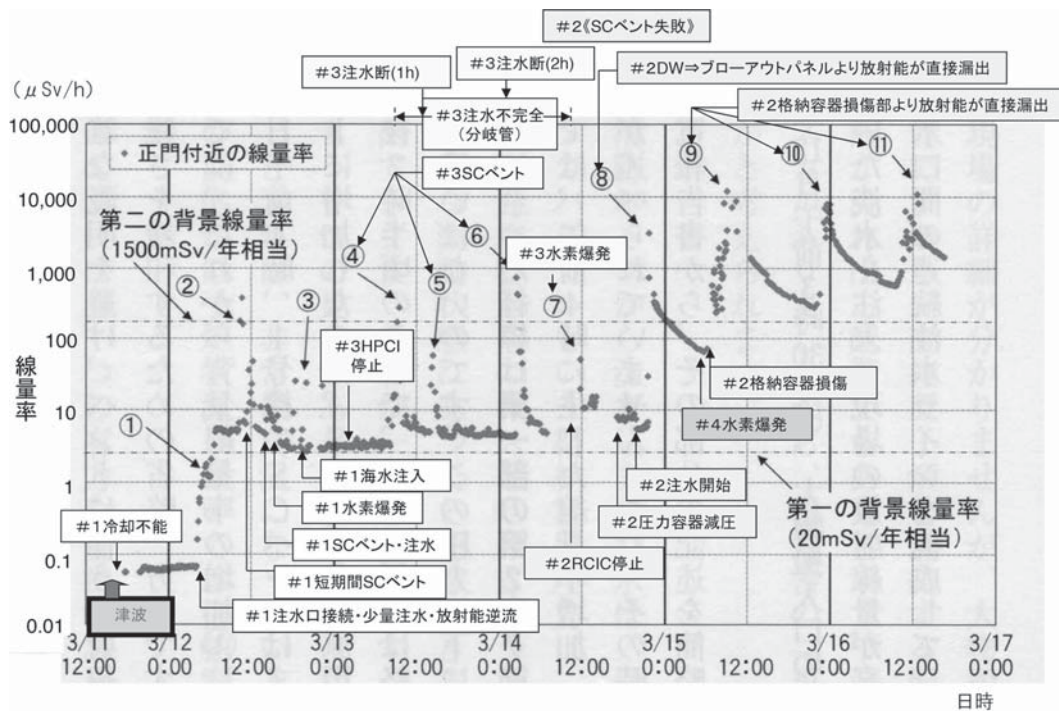
石川さんの「考証」の背景には、著者がNSRRの実験で溶融破損の細部を数多く見てこられた実践知がある。そして、全炉心溶融であるTMIとチェルノブイリをミ

クロとマクロの現象をひもときつつ、全体がどうなっていたかを俯瞰し分析してこられた知見がある。これを相補的に活用して今回の事故を解析された点が、ほかの事故調にはない特長で、事故とその影響の実相をあぶり出す核心をなしています。

減圧後にすぐさま注水すれば 溶融は避けられた

田中 この本を読んで、目からうろこが落ちたような思いがありました。

その一つ目は、炉心から冷却水が失われて高温になっても、炉心の下から発生してくるわずかな蒸気が安全弁から間欠的に吹き出されることによってある程度炉心が冷却される、あるいは輻射伝熱で放熱することで冷却されていて、炉心が液状の溶融状態とはなりがたいこと。さらには炉心が高温になる過程で蒸気と水-ジルコニウム反応が起きて、核燃料には酸化被膜ができますが、その酸化被膜が湯葉のように高温では強靱で、核燃料を締めつけて、炉心燃料が林立状態を保つということにま



東京電力『福島原子力事故調査報告書』より作成

《モデリング留意点》

1. 冷却不能炉心
 - ① 輻射冷却・温度分布を考慮(崩壊熱だけでは溶融しない)
 - ② ZrO₂の高温での強靱性を考慮(炉心形状は保持される)
2. 注水効果
 - ① 低温部: ZrO₂脆化⇒崩落⇒堆積
 - ② 高温部: Zr-水反応により発熱⇒Zr/UO₂共晶反応⇒溶融
 - ③ 溶融塊周りに外皮ができる
 - ④ 外皮損傷部から溶融物が落下
 - ⑤ 炉心の一部は压力容器下部へ落下
3. ウェットベントによる環境放射能汚染

ウェットベントを行った1号機・3号機と格納容器損傷部から直接放射能が漏出した2号機による環境線量率比較から、ウェットベントは約750の除染係数を示した

福島第一原子力発電所の正門付近での線量率の変化(測定値)

ず、驚きました。

澤田 水がなくなっても炉心形状は維持されると。

田中 核燃料は高温になると、最初からどろどろに溶けるのではなく、形状を維持して立っています。しかし、そこで注水や減圧で急冷すると、その瞬間に分断する。要するに、急に冷やすと核燃料が分断して炉心が崩壊する。

次に、炉心が崩壊して下に落ちてでも、すぐにそれが崩壊熱で溶け始めるわけではない。この本によれば、1号機では水がほとんど入れられずに燃料体系が崩れ、しだいに稠密化して温度が上がり、やがてかなりの高温になって压力容器の底を貫いて格納容器床に落下した。その後7～8時間経って初めて水が届いて、一挙に水-ジルコニウム反応が進んで、その発熱で炉心が大きく溶け、水素爆発に至りました。これで事故状況は無理なく説明されている。

逆に言うと、悪い条件で水を入れるとかえって炉心が溶融してしまうということを、この本から学びました。TMIでも1次冷却材ポンプが動いた後で水素が発生して、格納容器の中で爆発した。この本では、私が想像していなかったことが書かれています。

したがって炉心の溶融を防ぐためには、何が何でも水を入れろという話ではない。いかにして水-金属反応を起こさないように入れるか。減圧するとその時点では温度が下がるので、そこで間髪を容れずに水を入れれば炉心溶融は起きなかった。しかし福島では、減圧後の注水が数時間遅れた。それがかえって悲惨な事態を招いたという訳です。

澤田 燃料の破損・崩壊・溶融の過程は、NHKなどが繰り返し流しているCG(コンピュータグラフィックス)とまったく違うわけですね。つまり事故全体のとらえ方がまったく違ったものになる。安全確保の方法も違ってくる。ジルコニウムの高温特性を踏まえた知見が、専門家の間でもあまり共有されていない。先ほど、核燃料はどのようなメカニズムで溶けていくのかをお聞きしたわけですが、ここで事故解析の状況を調べておきましょう。

秋元 私は、主に冷却材喪失事故の解析を行っていたのですが、TMI事故後に行われてきた炉心損傷の多くの実験結果や解析にも注目してきました。石川さんの著書で一番関心を持ったのは、压力容器から格納容器、原子炉建屋へと漏れる水素のパスです。特に驚いたのは全てを手計算で評価されて、遮蔽プラグが浮き上がり、そこから水素が原子炉建屋に漏れ出し、さらに浮き上がった遮蔽プラグが落下した時の衝撃で水素爆発が起こったという指摘です。ですが、学会の熱流動部会がやっている今回の事故解析でこの遮蔽プラグの運動は対象としていない。

石川 原子力は極めて理論的なものですから、コン

ピュータによるモデル化は容易ですが、その設計の実現となると非常に難しい。例えば原子力の初期、臨界状態を作る実験で80回も暴走事故を起こしている。計算が前提としている設計通りに物が作れなかったからです。日本はこの手の実験研究が好まれず、理論が支配するコンピュータ解析に頼る研究者が多く、今のエンジニアは計算の達人は多いが、物の実際を知らない。事故直後に大学の先生が、炉心は溶融していないとテレビで解説を続けていたのがその代表例。これが原子力への信頼を損ねた。理論と実際を踏まえた技術者教育が必要です。

私の原子力の知識は、米国のGE社とアイダホでの暴走実験で得たもので、拙著も実際に起きた事故の実例と実験結果だけを基に書いてあります。

UO₂が溶ける2880℃の高温状態を実体験した人は、世界にだれ一人いない。我々人類の経験できる温度はせいぜい1000℃ちょっとです。だが、テレビのCGは溶融炉心が流れる映像をいとも簡単に作る。それを見て人は炉心溶融を信用する。

ところで、輻射熱は絶対温度の4乗で放射されますから、1000度Kと3000度Kでは放熱量が81倍も違う。炉心を溶融流下させるには、我々の知る世界の81倍も高い発熱を加え続け、その上放熱を受け止める側も用意しなければ達成できない。炉心は簡単には溶けないのですよ。だが1000度Kの世界しか知らない我々は、3000度Kの炉心溶融を簡単に信じる。

澤田 牧さんはモデリングの留意点として、冷却不能炉心、注水効果、ベントによる環境放射能汚染の三つを指摘されています。一つ目の冷却不能炉心について。一般の人に限らず専門家でも、炉心が冷却不能に陥ったらすぐ溶けるのではないかという認識を持っている。しかし、石川さんの本ではそうではないと指摘されている。

牧 例えば1号機の炉心は津波が到来した時点から全く冷却されない状態になりました。冷却不能炉心では冷却水が崩壊熱で蒸発して液面が下がっていきます。液面が長さ4mの燃料の中心高さ位まで下がってくると、燃料破損が起こり始めます。さらに一番下まで下がって炉心が完全に露出した状態になると、燃料が溶け始めると、私たちは思っていました。

ところが石川さんは輻射熱に目をつけ、炉心はそう簡単には溶けないと推定された。1号機で燃料の一番温度が高いところが2000℃ぐらい、压力容器は500から600℃ぐらいと概算しています。燃料が1000℃以上2000℃近くにまでなっていたとすると、その輻射によって熱が放散される、その温度勾配に沿って、炉心から压力容器に、压力容器から格納容器に輻射で熱が伝わる。推定値には誤差を含んでいると思いますので検証が必要ですが、モデリングの留意点としては重要です。

澤田 温度が高くなればなるほど、その輻射によって除熱される効率が温度の4乗則で大きくなる。

秋元 LOCA の時代から輻射は計算に入れています。

牧 そのモデルで1号機の冷却不能炉心のふるまいを解析できますか。

秋元 溶けた部分がロウソクのように、たたりと流れ落ちるキャンドリングというモデリングをしています。石川さんが指摘されたように、燃料棒被覆管の表面は岩のようなのですが、被覆管の内側の金属ジルコニウムは溶けて、つるつると落ちる。それが段階的に落ちて下に行くというモデル。さらに、もっと高温になると酸化ジルコニウムもウランとの共晶という現象があって、融点が下がる。そういうものを考慮した燃料等の構造材の状態線図と輻射も含めた熱伝達の関係を追うようなモデルになっています。

石川 冷却材喪失事故の場合は、崩壊熱は7%と大きいですが、対象となる燃料棒温度はせいぜい1300℃くらいまでです。ところが福島では、問題となる炉心溶融時点での崩壊熱は0.5%ぐらいに下がっている。そういう違いを念頭に置いて解析しないとイケない。

澤田 それと輻射除熱がある、さらに、共晶も起こる。わかりやすく言うと、燃料を冷やす水がなくなっても被覆管が燃料にきゅっと湯葉のように張りついて、それが燃料棒の形状を維持している。水に浸かいていなくとも、蒸気流によって結構冷やされるということですね。

牧 ジルコニアが高温では湯葉みたいになって強靱に燃料の形状を保つことは、石川さんが著書の中で紹介している「軽水炉燃料のふるまい」に、明確に書いてあります。

現場は、炉心破損後の準備が不足していた

田中 「軽水炉の燃料ふるまい」は読んでいましたが、読み方が悪かったと反省しています。原子力発電所を運転している私たちは、破損実験の結果から得られた温度管理や安全基準を守るためにどうしたらいいか。あるいは燃料被覆管が壊れることを防ぐためにはどうしたらいいかという意味で一生懸命読んでいた。

けれども、いったん起きるとこんなことになるという破損実験のその先の部分はあまりにも難しく、それは破損実験をした専門家や関連の研究者たちが読めばいいと思って、そこは深く読みませんでした。これはチェルノブイリやTMIの時も同様です。だから、本当に起きてしまったときの対応には準備不足で、炉心崩壊してもいいから炉心溶融だけは起こすな、などという区別をした感覚がなかった。

石川 炉心崩壊と溶融は違いますからね。

今だから言えることですが、事故が起きた後の対応については電力だけでなく、日本の原子力界はもちろん、広く世界の原子力界全体でも、まだその当時はその意識

がなかった。

IAEAは1992年に安全基準を改定し、シビアアクシデントを考慮した指針に改めました。その骨子は二つ、格納容器を設計基準事故よりもゆとりを持たせる、初臨界の前に住民避難のルートを確認する、でした。しかし日本のような国土の小さな国では、住民避難が起きるような事態を起こすことは許されないとの意見が大勢で、シビアアクシデントが起きないようにしっかりした発電所を作るというのが、当時の日本の決意でした。その結果として、安全な発電所の設計製作には並外れた努力を費やしました。日本の原子炉が、諸外国と比べて突出して故障が少ないのはその成果といえます。

そのかわり、防災への準備は逆に手薄となりました。避難ルートの計画作成には消極的でした。これが防災安全の考え方の芽を摘み取りました。これは電力だけのせいではなく、当時は日本全体がその方向に動いていました。私たち古い安全関係者全体の反省点です。それでも、電力は格納容器ベントなど、シビアアクシデント対策を実行に移しました。シビアアクシデント対策が安全審査の範疇外と定まったのは、このような経緯があったからです。

澤田 ここで話を元に戻しますが、冷却水が減っても輻射冷却で簡単には溶融せず、ジルコニアが湯葉のような強靱さを発揮して炉心の形を保っている。さて、そこへ水を入れると何が起こるのでしょうか。

牧 まず、炉心がなぜ灼熱状態になってしまったのかを、添付した図に沿って説明します。1号機は津波が到来した時点で全く冷却できなくなりました。3号機は13日の早朝までHPCI(高圧注水系)で、2号機は14日の正午前までRCIC(原子炉隔離時冷却系)で冷却できていました。それらが止まった後は、消防車を使って炉心に注水するしかありません。圧力容器の圧力は7MPaで、消防車の注水圧力は0.8MPaしかありませんから、そのままでは水は入れられません。このような場合、圧力容器のバルブを開放して圧力容器内の温度と圧力を下げる操作をします。

澤田 減圧させて、ポンプ車でポンプ注入をしようということですね。

牧 そうです。バルブを開くと圧力が下がって内部の水が沸騰蒸発し、蒸発潜熱で温度が一気に低下します。0.8MPa以下まで下げると圧力容器の中の水は半分ぐらいなくなる計算になります。つまり、炉心がむき出しになるのです。だから減圧沸騰で圧力を下げたらたくさん水をすぐさま入れないといけないのです。

澤田 しかし現実には……。

牧 3号機は直流電源が生きていたので、格納容器のベントができ、圧力容器の圧力も下げることができて注水することができました。しかし、著書にも書かれているように、注水ラインにバイパスがあったりしてチョロ

チョロ注水になってしまい、炉心ではジルコニウムと水がゆっくり反応する状態、石川さんの表現によるとジクジク反応になりました。話が戻りますが、減圧沸騰で発生した蒸気は格納容器ウェットウェルに放出されます。ですから、手順としては格納容器をベントして圧力を下げてから、圧力容器のバルブを開けます。ところが、2号機はベントができなかったために注水すると格納容器の圧力が過度に上がるという危険な状態になりました。

澤田 そのような経緯を経て、灼熱した炉心に水をいなければならない状況になったということですね。

牧 こうなると専門家でも、炉心がどうなっているかは福島で現物を見るまで分からないと思います。ところが、石川さんはその先の炉心のふるまいをモデリングしようとしてされました。そのポイントがモデリング留意点として示した“2. 冷却効果 ①～⑤”の内容です。(添付図参照)

石川 ジルカロイが1500℃ほどの高温の状態の水と出会ったら、すぐさま反応して炉心溶融と水素の発生が起きます。しかし600℃か700℃ぐらいに下がればしめたもので、水と出会っても反応は起きません。燃料は分断して多少のFPは出てきますが、ジルカロイの塊が冷えて固まっていますから、酸化反応は起きません。従って炉心溶融も、水素爆発も起きません。

秋元 温度の高いところで水を入れると、ジルコニウム-水反応が起こる。だから、温度を下げて水を入れれば問題ない。そういうことですね。

石川 TMIの場合には炉心に水が半分ぐらいあった時に溶融しました。冷たい水を入れた結果、燃料棒が折れ、中からジルカロイが流出して水と接触し反応が起きて熱を出す。その熱量は、局部的に見れば恐らく崩壊熱の100倍から1000倍ほどにもなるでしょう。

従って、反応が起きた部分は溶融し、ジルコニウム酸化被膜が主体の化合物が出来る。そうすると、その化合物で局部的に水との接触が阻まれるので、その他の場所で新たな反応が起きる。こうして溶融化合物が広がって卵の殻を作ります。水は下から入ってきますから、恐らく下部は分厚い殻ができたことでしょう。上部は、水蒸気との反応もありますから、やや薄い殻だったでしょう。その殻を突き抜けた燃料棒あり、殻に包まれ損なった燃料デブリあり、といった状態だったでしょう。

この下の分厚い殻と上の薄い被膜で覆われた内部が、炉心を溶かす坩堝です。この中で発生する崩壊熱は逃げ場がありませんから、ゆっくりと燃料棒を溶かし、 UO_2 とジルカロイで出来る均質な合金を作っていました。これがTMIで起きた溶融炉心です。内部は溶融していますが、卵の殻の坩堝は水で冷やされて形状を保っています。

TMIでは、坩堝の上に残った燃料デブリがいたずらをします。できたての柔らかい殻がデブリの重量で圧さ

れて扁平となり、中身の溶融炉心が水平に動いて炉心を囲むステンレス製のバツフル板に接触して溶かします。そこからはみ出た溶融中の合金は落ちて、圧力容器の底に溜まっています。10センチくらいのボール状になって落ちたとの話もあります。内部の溶融合金は溶けて均質になるので、鍋の底とは組成比率が違うでしょう。この例から、福島の場合も、2, 3号機の溶融炉心は圧力容器の外には出ていないと、僕は思っています。データを見る限り、外に出た形跡はありません。

澤田 イメージとしては、福島もTMIのように固い皮ができて、その中にあんこのように熱い燃料がある。そういう形で保持される可能性が高いということですね。TMIの時は結局、その横から少しあんこがはみ出したのだけれども、あれもなぜそうなったかというのはよく分かっていないと私は聞きました。

石川 先ほど述べた理由が分かったのはだいぶ後のことです。デブリの重みで殻が変形し、中ものが横へ押し出された話は、TMIの事故調査に参加された大西宣幸さんから聞いたものです。

澤田 福島の場合には底に水があるから、そこに溶けたものが落ちてきて、そこで固まって……。

石川 水との反応で殻ができるのが先でしょう。その反応の発熱で水が蒸発して減ります。その後、じわりと注水が再上昇してきて、殻をオーバーフローして、高温の燃料棒を分断して再溶融した。この二度目の溶融が、2, 3号炉では大きく、本格的な炉心溶融に至った時刻と認められます。同時に水素ガスの大量発生も起きています。

澤田 そこが、大量に水が入ってきたTMIとは違う可能性がある。消防ポンプによる注水ですからね。底にクラストができていれば、多かれ少なかれ、底は保持されている可能性が高いということですね。

秋元 福島と違ってTMIの場合は、水がどっと入った。ところが福島では、じわじわと水が入った。だからTMIでは燃料は急に固まり、固いクラストができて、脇のほうに流路ができた。それが冷却効果をもたらし、上のほうも冷やしたらしい。一方で福島ではゆっくり冷やしたために、燃料棒が崩壊していった。1号炉は2号炉や3号炉とは違い、もっと早くメルトスルーしたと推定される。

澤田 そこで貫通したか、あるいは貫通せずにまだ保持しているか。どっちが正しいかは、なかなか言えない。とはいえ、計算コードであるMAAPやSAMPSONを使うと、なぜあんなにやすやすと貫通する結果が出るのですか。

秋元 1号炉ではもう水が入らないで、からからで15時間ぐらいたっていた。だから共晶などの計算をし、燃料棒は下に落ちて制御棒の案内管などいろいろな構造材も溶かし、さらにどンドン下まで行ったという筋書きで

す。それに対し2号炉と3号炉では、RCICとHPCIが長時間にわたって炉心を冷やしていた。この冷却が止まって、じわじわと崩壊が起こったと推定します。最初に消防ポンプで注水したけれども、やがて十分な水が入った。そういうプロセスだから1号とは異なる。

牧 解析コードの中には、事故による金属-水反応の発熱反応は入っていますか。

秋元 入っています。LOCAの時には小破断でも時間が20分とか30分なので、圧倒的に崩壊熱のほうが大きい。けれども、今回はそうではない。十分高温のところに入ってきたらすごい発熱になる。いったん反応すると温度の2乗で発熱する。これがジルコニウム-水反応の特徴です。

澤田 今のお話では、3号炉でも燃料が何とか形状が保持されているだろうという考証ですが、東京電力が発表した解析では3号炉もメルトスルーが早い時期に起こり、相当量の溶融燃料が压力容器の外に出ているのではというのが最近提示されました。これに関して。

秋元 私の理解では東電が廃炉処理のために、炉心の中を推定する必要があった。そのために厳し目な解析をされたと理解しています。

牧 あの報道があってから、添付したグラフと3号機の压力容器内の圧力の変化を示すグラフを突き合わせて考えました。HPCIを止めたのは3月13日の2時半ですが、報道ではその前の3月12日の20時頃にHPCIの冷却効果が実質的になくなったようで、それがメルトスルーの原因だと述べています。

秋元 それは、HPCIは空回りしているということなんです。

牧 そうです。石川さんは、HPCIは空回りしていても冷却効果は大きかったと推定しておりますが、私はその方が正しいと考えています。その後の压力容器の圧力変化ですが、HPCIを停止した直後に炉圧が7MPa以上に上がっています。その後、13日の9時頃に注水のために減圧しています。少なくともこの時点までは压力容器内に十分水が残っていて、压力容器は健全だったということで、炉心がほとんど溶けて炉外へ落下した恐れがあるという東電の解析に疑問を感じます。HPCIの流路があれば、空回りしていても冷却効果があるかどうかは、今後検証すべき重要な点です。

秋元 消防車の注水も部分的で全部は入っていない。あるいはどこかで分岐して、炉心に入らないで流れている。あるいはHPCIが空回りしていて、実際には全然働いていなかったなどの臆測がありえます。

田中 石川さんが書いていらっしゃるように、燃料が高温になってもジルカロイの酸化被膜で長くとめておくという現象を考慮に入れているか、入っていないかの差ではないかと思えます。つまりHPCIは、早めのある時間から一切、水が入っていないとすれば、温度が上がっ

てくるという計算は単純で、それによって2200℃を超えて溶けたというのが計算結果で、その溶融時刻が正門のところで中性子が検出されたことと一致しているから、3号機はこの段階で炉心溶融したと東電は推定しているのです。けれども、石川さんの指摘によれば、燃料棒はそんな容易に溶けるものではない。むしろ急な減圧で炉心が崩壊した後に、そこにさらに時間がたって水を入れると溶融が起きる。そういう意味では、燃料が立っているということは、多分この東電が使っているコードには入っていないのではないかと思います。

秋元 いや、入っています。MAAPも、大体キャンドリリングのモデルはTMI以降、大体標準的なモデルです。ただ、MAAPは非公開なので、我々は見られない。想像できるのは、MAAPというのは非常に大ざっぱなモデルだということ。だから炉心を細かく分割しないで大きく見ているから、キャンドリリングの効果のようなものがちゃんと出てこないようなモデルになっている可能性というのはある。

澤田 どこまで細かくやっているかですね。例えば、一つの計算単位(メッシュ)が幅10センチ×長さ30センチとか。

秋元 MAAPはもっと大きいと思います。

澤田 それでは、私たちが今ここで議論しているような細部の現象は端から無視されてしまう。

計算シミュレーションのメッシュをいくら細かくしても縦横各数十センチ幅。実現象はあくまで1本のピン単位で起こっている。その突っ立っているのがばらばら崩壊する。ところが計算では、それをグロスにまとめて、こんな30センチ、10センチぐらいの領域がごそと変化していくという、そういう違いがあります。

秋元 計算では領域がありますね。例えば30センチ四方の領域で炉心を分割したとすれば、ひとつの領域の中に入っている燃料棒はみんな同じ挙動をする。そういう仮定で計算されます。

澤田 実際には、その30センチ四方の中に分布がある。そういう細かい現象と全体とをどうつないでいくかという想像力が必要となる。石川さんはそこを考証されている。

石川 僕の考証での計算は計算尺を使って行ったもので、正確ではないけれども、物事の合否を判断するには便利です。ただ、判断に使ったデータが東京電力の発表したデータだけです。今後出てくる各種の調査で訂正されることもあるでしょうが、僕は考察の粗筋は間違いないと思っています。粗筋は示したのですから、ここから先の精査は若い人にやっていただきたい。

澤田 その若い人々は“答えはコンピュータに聞け”だったりして。笑えない現実がある。

田中 3号機が水素爆発したのは、線量が上昇したその2日後ぐらいだし、1号機はもっと早く爆発をしてい

た。だから、私はその正門付近で見つかった中性子というのは、3号機の炉心がそこで溶けたからだというのは合わない。1号機で先に出していたものが風に乗って届いた可能性もある。だからこれは東電が、燃料がもっと下のほうまで落ちている可能性があるということを廃炉するときの工事の観点から、最大限の最悪ケースとして、一つのバウンダリーを押さえるためにやったものではないかなと思います。

澤田 しかし、メルトスルーを大々的に報じたNHKや日経新聞はそんな風にはそもそも受け止めていませんよ。

ウェットベントが成功すれば 避難の必要はなかった

牧 石川さんの著書で私が最も感動したのが、添付した図が示す内容です。この図は福島での事故事象と放射能による環境汚染の関係を示したものです。原子炉から放射能が漏れると空間線量が一時的に上昇しますが、しばらくすると拡散してある値に落ち着きます。この本では落ち着いた値を背景線量率という言葉で表現しています。この言葉は石川さんの造語ですか。

石川 本と一緒に作った大西宣幸さんの造語です。

澤田 その背景線量率が3月12日午前中に急上昇します。なぜですか。

石川 1号機の注水口に消防ホースをつないだ作業に絡んでいると思います。時刻的に合っていますし、接続作業中現場の放射線が高くなって、一時作業を中断したとの記述が報告書にありますから。後日東電が、接続配管には分岐があり、その先で注水が漏れた可能性が高いとの発表もありますから、そのあたりでしょう。

澤田 ここで背景線量率が0.1から20mSv/年になっています。

石川 この線量増加の原因が何か分からず随分悩みました。ベントが開いて背景線量率が上がるのなら分かるけれども、ベントが開く前から上昇している。何度も報告を読み返したら書いてある。4時ごろ注水ホースをつないだ。最初僕は、そのホースのつなぎ方が悪くて漏れたと思ったのですが、ホースの接合部はきちんとできていて漏れないとも聞きました。作業に伴って漏れたという発想は原子力安全推進協会の北村信行さんです。

澤田 なるほど。そうすると、その1号機でのその“どこかで漏れた”がなかったなら、この20mSv/年という背景線量率をもっと下方でとどまっていた可能性がある。

石川 その通りです。11日4時以降、ベントや爆発が起きても、また3号機のベントや爆発が加わっても、背景線量率は元へ戻っている。ということは、ベントから出てくる放射線量は、この線量率のせいぜい1割ほどと見て間違いはない。すると、ウェットベントの除染効率

は750となる。

牧 1号機、3号機ではウェットベントなので、ベントを何回もやっていますが背景線量率は上がっていません。それに対して2号機は……。

澤田 ウェットベントができなかった。

牧 現場では必死になってウェットベントしようとしたができず、結果的に格納容器の損傷部から直接放射能が環境へ漏れました。石川さんは、第一と第二の背景線量率の比をとってウェットベントの除染係数は大体750と推定している。妥当な数字だと思います。

澤田 この図から言えるのは、きちんとサブプレッションチャンバーでウェットベントをしていたら、放射能のレベルは1000分の1近くまで下げることができるということですね。

石川 これは、とても大きな意味をもつ。検証が必要だが、過酷な事故が起きたらまずベントを第一にすべしということになる。ウェットベントで放射能を1000分の1まで減らせるのであれば、福島のデータに照らして、バックグラウンドのレベルの数十倍ぐらいの線量です。さらにこのウェットベントを改良してあと1桁除染効率を上げれば、平常運転時の数倍しか放射能は出なくなる。

澤田 ということは、事故が起きても避難の必要がなくなる。

BWRのフィルターベントは 不要である

澤田 サプレッションチャンバーをうまく動かすようにすれば、フィルターベントは。

石川 BWRでは必要ないでしょう。ある方がかえって危ない。その理由はあとで述べましょう。PWRはアンユラス循環設備といって、格納容器の中にフィルターを置いた小部屋を設け、ガスを循環させて中の放射能を取り除く設備を持っています。これがフィルターベントと似た役割をはたすので、猶予されていると聞いています。

澤田 でもPWRではいずれはフィルターベントを取り付けるのでしょうか。

石川 BWRでは危ないという理由を説明しましょう。格納容器の中には熱源があるから、常に正圧です。フィルターベントは、格納容器とは独立に設置されます。いま、水素が放出されたとすると、サブプレッションチャンバーで放射能を除去されて、フィルターベントを更に通って出て行きます。

問題は出ていく水素の温度です。少なくとも100℃以上、まあ数百℃でしょう。

さて、水素の放出が終了した時が問題です。格納容器から離れて設置されたフィルターベント装置では、中に残っている水素ガスは嫌でも温度が下がります。そうす

ると体積が減少し、中の圧力が下がります。それにつれて周囲から空気が入ってきて、水素ガスは薄まり爆発性ガスに変化します。

ベントから出て行く水素ガスは100%の水素だから爆発しませんが、空気が混じって水素濃度が75%以下になると爆発性ガスとなる。フィルターベントはそんな事態をもたらすので、決して安全な装置とは言えません。

澤田 そういったことが総合的・俯瞰的に活かされていないのです。さて、そうすると、サブプレッションチャンバーのウェットベントで十分除染できる。あとは水素爆発が起こらないように水素の問題をやっておけば問題ない。

石川 そう思います。

牧 1号、3号はベントができた。2号機はできなかった。だから、サブプレッションチャンバーを通して確実にベントができるような対策が必要です。なお、止める、冷やす、閉じ込めるという手順なのですが、過酷事故時には閉じ込めることにこだわらずウェットベントを活用して冷やすことを重視すると、システムとしてより安全になります。これはBWRの仕組みが持つ大きな特徴です。除染係数については、放射能の種類、サブプレッションプールの化学的性質、水深、水温などについての詳細な検証と公開が必要だと思います。しかし、このフィールドデータは二度と取れない世界的に貴重なものです。

石川 そのとおりだと思います。

田中 この図の前半部分の線量は、1号機が溶融している状態です。そして2日間にわたって3号機も溶融し、その3号機は3回ベントし、水素爆発を起こしている。けれども2号機の格納容器が壊れるまでは、背景線量は20mSv/年で推移している。だから、2号機の格納容器が壊れなければ、住民の人たちは避難する必要がないレベルでしかなかった。

石川 これは正門での計測値です。そこから離れている住宅地では、線量はその10分の1ぐらいになっているので、あのような早期の避難の必要はなかったわけですが、風向きにもよりますが。

問題なのは、当時の原子力安全委員会が緊急助言組織を機能させなかったこと。助言組織を召集できていれば、メンバーの中には保健物理の専門家がいたはずですが。恐らく彼らは、緊急避難の目安線量として100mSv/年あたりを示していたでしょう。それを踏まえて、住宅地で測定を実施していれば、当日に避難する必要がなかったことは、実測値から明確に言えます。

早すぎた避難が今日の福島現状を作っています。

澤田 それは本当に悔しい話ですね。ところで2号炉の放射能が格納容器から直接出た原因は何ですか。

石川 1号機の爆発でブローアウトパネルが外れ、タービンの運転フロアに大きな穴があいた。だから、燃料交換室(原子炉建屋5階)に出てきた水素ガスは、この

穴を通して外界へ出て行ったからです。この水素ガスは溶融炉心から直接出てきたものだから、温度は2000℃ぐらいの高温ガスの流れで、流れの中に空気が進入できない。これは強いたき火をすると、上昇気流が来てそこに周囲の空気が入らないのと同じです。この流れをブルームといいます。そんなブルーム状になって出ていった水素ガスは、濃度100%の水素ですから、遮蔽プラグが落ちた衝撃では爆発しなかった。

秋元 一緒に核分裂生成物も出た。

牧 政府事故調では、ウェットベントができなかった原因について、ベント系にある空気作動弁を臨時に持ち込んだ圧縮機で開けようとしたが、圧力が不足したのではないかと推定しています。その結果、格納容器の圧力が上がり、損傷部から放射能が噴き出しました。圧力低下を待って水を入れるとジルコニウムと水が反応して水素が噴き出す。これを何回も繰り返した様子が添付した図から読み取れます。吉田所長ほか悲壮な決意で立ち向かわれたのがこの時点です。

澤田 ベントができなかったのは、ベントをあけるバルブを動かす空気圧が足りなかったためであったというのです。

1号機、3号機だけに注目するならば、ベントをしてもすぐに20mSv/年ぐらいに戻るから大きな問題にはならなかった。けれども2号機ではベントができなかったために格納容器損傷が起こり、空間線量率のレベルを一時的に750倍も上げた。降下しても1500mSv/年レベル、もう1号機や3号機破損時のレベルには戻れなくなってしまった。

格納容器を

過度に頑丈に作る必要はない

石川 これまでは格納容器で事故時の放射能を閉じ込めるといふことで、格納容器はとてつもない頑丈な密閉構造で作っていた。けれどもウェットベントがこれほど有効だとすると、考え直さねばなりません。過酷事故が起きたらベントを開ければいい。とすると、今のような過度に頑丈な密閉構造にする必要はない。通常運転時のミスに備えて、ある程度の密閉ぐらいの格納容器でいい。ただし、ベントは事故時、手動でも開けるようにしておく。

今の格納容器は、漏えい率を非常に厳しく定めている。だから、それに合わせて設計製作をしてがちんがちんの検査をしている。ラブチャーディスクも、たぶんそのための対策の一つではないかと思うが、今後はなくてもよい。ある程度の耐圧密閉性のある建物であれば、格納容器としての性能は十分です。当然のことながら、運転手順も変更すべきでしょう。炉心が溶融するかもしれないような事故に対しては、当初から積極的にベントを開くべきです。

今までの発想と逆ですが、今すぐに日本でそんな話を

しても、誰も信用しません。まず外国で話してこようと思っ

澤田 日本ではできないのですか。

石川 隗より始めよ、まずは原子力学会誌に書いて、検討してもらって、どんどんと広めていく。まずは学会から声を上げないと。

この前、北陸電力へ行ったら、フィルターベント装置を付設するといっ、狭いところで、すごい難工事をやっていた。

澤田 これは驚くべき事実ですね。業界内でもBWRのMARK-I型は欠陥があるという言い方が流布しているけれども、本当は全くそうではない。

田中 逆ですね。

澤田 最初からベントをしやすくするという、そういうところの課題はあるかもしれない。けれども設計上や構造的には全然問題ないということでしょう。

石川 それでいいです。

澤田 これは、この事故の考証・分析からいえば、この事故調にも書いてない最大の教訓じゃないですか。

石川 その通りです。

加えて、いま一つ、大切な教訓があります。それは、自然災害について、これまでは設計のインプットにしていたことを改めるべきです。例えば津波だったら、最大の事例が6メートルだから、10メートルを想定しておけば大丈夫だろうということではなくて、津波というものの本質を知って、それがどのような弊害をもたらすかを科学技術的に勉強し、その脅威に対して対策を講じることです。

自然現象に対する安全対策は、そうでなければならぬ。その成功例がただ一つある。それが耐震設計です。地震の脅威を震動問題ととらえ、地盤から建物、機械設備に至るまで振動伝播問題として動的解析までやって作っているから、今度の震災でも全部が持ちこたえた。だから津波、土砂崩れ、つむじ風、大雨から大雪、酷暑など、あらゆる自然現象について世界で共同して、原子力発電に対する脅威を見出して対策を立てていく。大仕事ですが、これが大切です。

澤田 “地震で壊れた可能性が否定できない”や“基準地震動を超えた地震が来た”という言説が3.11後の規制を蹂躪している—これこそが恐ろしいことです。さて、2号炉は格納容器が壊れたということですが、格納容器を守るためにはベントすればいい。

田中 そうそう。だから格納容器を守るためにベントをするということは重要であって、ベントを躊躇することで格納容器を壊したら大変なことになるということです。

チャイナシンドロームは起きていない

澤田 それからもう一つ。炉心溶融が起きるとチャイナシンドロームが起きるとの話が流布されているけれども。

石川 このような埒もない風評は、原子力学会が率先して否定することです。

格納容器の床はコンクリートだけではない。鉄筋が入っている。鉄筋の熱伝導度はコンクリートの50倍くらい大きい。鉄筋の上5センチくらいのコンクリートは溶けても、鉄筋に当たれば熱は外に出て行く。炉心溶融が起きる時点での崩壊熱は、もうコンマ以下に下がっていて、その力はない。またその対策としては、格納容器の床下には太い鉄筋をたくさん並べておき、それを格納容器の外側へ出して放熱できるようにしておけば良い。

秋元 おもしろい話ですね。格納容器の外で冷やすとは。でもチェルノブイリ事故では炉心の底3メートルもの鉄筋コンクリートが溶融して抜けたのでは？

石川 そうです。誤解があるといけなないのできっちり話しておきましょう。チェルノブイリ事故の場合には、黒煙火災が5日間も続いたから、炉心底のコンクリート部分が十分に予熱されて1500℃くらいの高温になっていた。鉄筋の強度などがすっかりなくなった状態です。そこへ溶融した UO_2 が圧力管の通っている20センチくらいの穴に入って、熱応力も加わって、3メートルものコンクリート底が抜けたのです。常温のコンクリートが溶けるのとは話が違います。

秋元 火事というのはこわい。

田中 黒鉛炉の欠点ですよ。そこへいくと軽水炉はそういうものがないから、軽水炉が安心だということを説明する材料になります。

澤田 ほかに言っておきたいということは。

田中 NHKが放映した炉心の温度が上がると溶けた燃料が流れ出すという動画はおかしい。炉心溶融は水-ジルコニウム反応で起こり、そこでは水が存在することが前提になる。けれども溶融した炉心は周りにクラストができていて中で保護されるから、そんな簡単にどろどろ流れ落ちるような状態にはならない。だから、温度が上がって溶けたものはみんな下に落ちるといっはおかしい。溶融炉心はクラストに囲まれてしまって、それが格納容器の底にあったとしても、鉄筋を介して熱が逃げる。だから、チャイナシンドロームは起きることはない。そのことを世の中の人には分かっていない。

澤田 世の中というよりは、メディア。メディアというよりは、そこに情報を流している専門家でしょう。分かっていないのは。実は、メルトスルーさえなかなか起きない。仮に起こったとしても、コンクリートでとまっ、除熱される。

石川 我々のつくってきたBWRやPWRは、やわな

発電所ではない。みな自信を持つべきです。軽水炉はものすごく強靱ですよ。

今回の災害は、大津波と10日間もの大停電がもたらしたものです。適切に対処すれば炉心溶融なんか起こさない。仮に起こしたとしても、減圧して適切に冷却水を入れれば炉心溶融を起こさない。放射能だってウェットベントで守られている。今度の福島は教訓の一つは、既存の設備の利点を見直すこと、再評価すること、そこにあります。

田中 今回の事故のことをよく分析して、その結果を世界に示す。何をどう強化しなければならぬかを世界に示唆することは重要だと思います。

牧 石川さんは実データと手計算だけでこれだけの結果を出されたことは驚きで、論理が明快で説得力があります。なぜ石川さんがこのような指摘ができて、ほかの人はできなかったか。それは若い時からモノに触わって、一見関係のなさそうなデータから貴重な事実をつかみ取る習慣を身体に叩き込んでこられたからだだと思います。このような教育がいかに大切かを本書が示しています。

残された課題の一つは、検証です。福島で実物を見ることができるとはかなり先ですが、その前に実験や解析で検証すべきことがたくさん出てきました。

もう一つの課題は、その結果を将来の改良開発に活かすことです。今回は著書の第一部を中心に議論しましたが、第二部にも貴重な提案が数多くあります。これらの課題を若い技術者がしっかりと受け止めてくれることを心から願っています。

石川 この本で示したのは、炉心がどのように変化していったかという事故経緯の粗筋です。自分で言うのもおかしいが、事故経過の粗筋に大きな間違いはないと思います。時間的にも全ての出来事の説明がつかますから。ただし、東京電力が公表しているデータしか使っていませんから、新しいデータが発表されたり、新たな事実が分かったりすれば、修正する部分もあることでしょう。ただ私の指摘が、今後の安全議論を巻き起こすきっかけになれば嬉しいのですが。

澤田 いくつも事故調が出ていますが、どれも隔靴搔痒の感があった。この考証で初めて、そのかゆいところに手が届いた。あとは徐々に炉内の様子というのがわかっていくでしょうから、今日の話がベースとなって、これから出てくる現実との調整、つまり検証が必要になってきます。この考証から検証において得られる叡智こそが、人類共通の知的資産だと思うので、ぜひ広めて共有していかなければならなりません。また、石川御大にいつまでも頼っていてはやはりいけなくて、この検証から新たな科学と工学を生み出すべく、次の世代が責任をもって受け継ぐことが重要だと思います。今日はありがとうございました。

(編集協力：佐田 務， 齋藤 隆)



石川迪夫 (いしかわ・みちお)
原子力デコミッションング研究会
会長
専門分野は、原子力発電の安全性
全般と廃炉



秋元正幸 (あきもと・まさゆき)
原子力安全研究協会 研究参与
専門分野は、計算工学



牧 英夫 (まき・ひでお)
元日立製作所 技師長
専門分野は、核燃料工学



田中治邦 (たなか・はるくに)
日本原燃(株) 取締役専務執行役員
専門分野は、軽水炉の炉心設計、
核燃料サイクル



澤田哲生 (さわだ・てつお)
東京工業大学

LNT 再考 放射線の生体影響を考える

大阪大学 真鍋 勇一郎, 中国科学院 中村 一成, 大阪大学 中島 裕夫,
京都大学 角山 雄一, NPO あいんしゅたいん 坂東 昌子

マラーのショウジョウバエの実験以後、放射線のリスクは、総線量で決まることが示され、LNT (直線しきい値なし (仮説)) が放射線防護の基礎となった。しかしながら、後にラッセルらによって、線量率効果の存在が示された。これらの異なった種に対する結果を、統一的に理解し、それをヒトまで援用する手法として数理モデルを提案する。更にスケーリング則を導入すると、様々な種の実験データを統一的に理解できる。これは放射線リスク評価に新しい知見を加えるだろう。

I. はじめに

人工放射線による突然変異の発見 (マラーのショウジョウバエの実験) は、「突然変異率は、照射した放射線の総線量に比例する。これは線量率を変えても比例係数は変わらない (LNT: Linear Non-Threshold)」という結果を出した¹⁾。変異を起こす線量 (D_0) が分かれば、どのくらい突然変異が起こるかは物理的過程であるから、当時そのように考えたのも納得できる。この発見以後、放射線防護は、LNT 仮説を基盤にして組み立てられた。

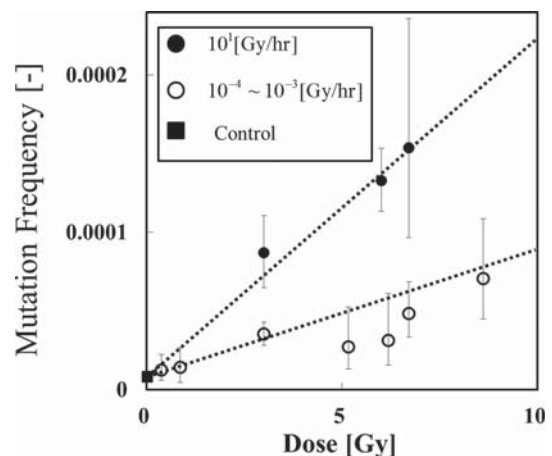
しかし、その後、オークリッジ国立研究所での 700 万匹のマウス実験 (ラッセルらによるメガマウスプロジェクト) が線量率によって突然変異率が異なることを明らかにした²⁾。結果を第 1 図に示す。このメガマウスプロジェクトが何を意味するのか、徹底的に分析されていれば、LNT 仮説に代わって「線量率基準」が取り入れられ、防護基準が修正されていたかもしれない。

ここで重要になるのは、線量率によって決まる「入る量」が違う場合、それと「出る量」がどのような形で釣り合うかということである。もし入る量も出る量も、今内部に蓄積している量に無関係に決まるならば、当然のことながら、入力と出力の差で、バランスがとれるかどうか決まってしまう。ところが、蓄積量に比例して出ていく量が決まる場合には、ある程度蓄積すると入ってくる量と釣り合ってそれ以上蓄積されない。これが時間を追ってどのように変化するかをしっかりと見ることが重要

となる理由である。しかし、残念ながら、マラーの実験以来、LNT のインパクトが強く、突然変異率 (変異発生頻度) は「総線量に依存して決まる」という考え方に定着してしまい、総線量のみが重要であると考えられていたようだ。そのため、ラッセルの「線量率が低ければ、総線量が同じ場合でも、変異率は劇的に変わる」という発見も、せいぜい LNT に線量率効果を取り入れようという風にしか受け止められなかった。

実際にラッセルも、「低線量率と高線量率とでは LNT の勾配が違う」と結論付け、やや乱暴に 2 本の線で実験データを説明し、その勾配の比を線量率による効果 (DDREF: Dose and Dose Rate Effectiveness Factor) として導入したのであった (第 1 図参照)。

ここで、第 1 図のラッセルのデータを詳しく見てみよう。横軸が総線量、縦軸は突然変異発生率である。よく引用されるハエの実験やムラサキツユクサの実験データも同じ縦軸・横軸のグラフでデータが示されているの



第 1 図 ラッセルのメガマウス実験の結果

The Reconsider Linear Non-Threshold (LNT) Hypothesis of Radiation Effect on Living Object: Yuichiro MANABE, Issei NAKAMURA, Yuichi TSUNOYAMA, Hiroo NAKAJIMA, Masako BANDO.

(2014 年 8 月 20 日 受理)

で、大まかな印象を理解してもらえと思う。これを見ると、データの誤差もあるが、急性照射 ($\sim 10^1$ [Gy/hr]) と慢性照射 ($\sim 10^{-4} \sim 10^{-3}$ [Gy/hr]) では同じ総線量で変異発生頻度の勾配の差は、誤差の範囲を超えており、直線での説明は破綻している。しかし、これまでにこの線量率の違いを定量的に評価する定式化は行われなかった。

管に水を入れることを考えてみよう。水を1秒当たり1cc上から注ぐと管にたまる水量は注いだ水の総量と一致する。ところが、下側に穴があいていると、注入量が穴から出ていく水の量より多くなければ水はたまらない。注入水量を増加させると、徐々に水がたまる。しかし、たまっている水の圧力が増し、出る水量が多くなる。最後には、注入量と釣り合ってたまっている水量は一定になる。この段階からは、注入を続けても水量は一定となる。この現象は、いま福島で食品から毎日1ベクレルずつ食したとき、体内にたまり続けることはないという計算と同様のものなので原子力学会の諸氏にはなじみの深い考えであると思う。放射性元素は、物理学的半減期と生物学的半減期の2つの出力があるので、結局、たまった量の何割かは減少するので、ある一定量、毎日食しつづけても、入る量と出ていく量が釣り合うのでそれ以上増加しない。こうした釣り合いは自然現象の中でも数多くみられる。オゾン層は地球に近い下側はオゾンが分解しているし、上側は作られている。一定の厚さになっているように見えても常に入の方と出の方が動的に釣り合っているのである。

II. Lea の標的モデルから WAM 模型へ

生物は、細菌からヒトまで多様であるが、逆に生物の最小単位は細胞であり、細胞多体系としては共通構造を持ち、環境に適応して代謝と増殖と繰り返す共通の機能を持っている。生物屋はその多様性に最大の関心があるが、物理屋は、統一的描像と定量性に関心がある。

今、生体内のある器官を、正常細胞と変異細胞で構成される多体系システムと考える。外部の微小刺激 Δ に対して細胞は様々な反応をする。変異細胞と正常細胞の変化を式で表すと以下ようになる。

$$\begin{aligned}\Delta N_n &\Leftrightarrow (T_{nm}N_n + T_{mm}N_m) \times \Delta \quad (1) \\ \Delta N_m &\Leftrightarrow (T_{mn}N_n + T_{mm}N) \times \Delta\end{aligned}$$

ここで、 N_n , N_m はこのシステム内の正常細胞と変異細胞の数である。ここで、微小変異を時間 t か、線量 D にとるかで、結果に大きな違いが生じる。1950年代 Lea は、マラーの実験結果を再現する「標的理論」を提唱し、放射線生物学の基礎的定式化を与えた³⁾。すなわち次の微分方程式

$$dN_n = -N_n \frac{dD}{D_0} \rightarrow N_n(D) = N_0 e^{-\frac{D}{D_0}}, \quad (2)$$

を基本にした。なお、ここでは Lea の定式化で、最も簡単な1標的1ヒットの場合を考える。 D_0 は、標的(細胞の中で特に感受性が高い部分)にヒットするのに必要な平均致死線量である。これから、突然変異発生頻度 F はシステム内で正常細胞が圧倒的多数である場合には、

$$F(D) = \frac{N_m}{N_0} = \frac{N_0 - N_n}{N_0} = 1 - e^{-\frac{D}{D_0}}, \quad (3)$$

となる。この式は物理過程としては整合性があるのだが、生体内の修復過程やアポトーシス、放射線による変異細胞死などの寄与を無視していた。その後、色々な研究者によっていくつかの修正はあったが、あくまで総線量 D を変数とするのが伝統となってきた^{4,5)}。

1章で述べた処方に従えば、修復過程には時間が大きく関係している。ここでは、これまでの我々の仕事を発展させて次の方程式を考える⁶⁾。

$$\frac{d}{dt} F(t) = (\kappa + \gamma d) - (\alpha + \beta d) F(t), \quad (4)$$

ここで、 d は線量率である。第1項は正常細胞からの変異率であり、第2項は修復機能で、この項は、 F を減少させる効果を引き起こす。注意すべきは各々の項には線量率(刺激)に比例する項のほかに、 κ や α の項があることである。これは人工照射しなくても細胞の変異や修復機能は起こるためである。 d が時間的に一定ならば簡単に解くことが出来て、解は

$$\begin{aligned}F(t) &= F(\infty) \left(1 - e^{-(\alpha + \beta d)t}\right) + F(0) e^{-(\alpha + \beta d)t}, \\ F(\infty) &= \frac{\kappa + \gamma d}{\alpha + \beta d}, \quad (5)\end{aligned}$$

となる。なじみの深いこの形は、成長曲線として知られている Richards の微分方程式、

$$\frac{d}{dt} W(t) = \eta \{W(t)\}^m - kW(t), \quad (6)$$

の特別な場合に当たる。すなわち、我々の式は、(6)式で、

$$m=0, W(t)=F(t), \eta=\kappa+\gamma d, k=\alpha+\beta d$$

とおいた場合に対応している。

(6)式で現れる m は形状パラメータと呼ばれており、成長が最大値に近づくと、成長が止まるように工夫されている。 $m=0$ なら Logistic 曲線、 $m=1$ なら Gompertz 曲線となり、動物の成長モデルとしてよく使われている¹⁾。成長曲線は、単なる増加関数ではなく、

¹⁾実際には、身長や体重など、生物の成長曲線は形状パラメータ m が違っていて、現象論的にきめている。

http://en.wikipedia.org/wiki/Generalised_logistic_function

kt が 1 のオーダーになると、成長が緩やかになり始め、時間が経緯するにつれて W の値は $W(\infty)$ へと漸近していく。

我々の (5) 式の場合は、(6) の η, k というパラメータが、外部刺激(放射線照射)、すなわち、線量率に依存しており、刺激への応答として成長を抑制することが露わにでてくるのが特徴である。この項が、異なる線量率によって誘発された突然変異発生頻度の違いを説明できるのである。

ここで、実験との比較をするに際して、種を統括して分析できるよう工夫する。 F の解 (5) を変形して、

$$\Phi(\tau) \equiv \frac{F(t) - F(0)}{F(\infty) - F(0)} = 1 - e^{-\tau}, \tau \equiv (\alpha + \beta d)t, (7)$$

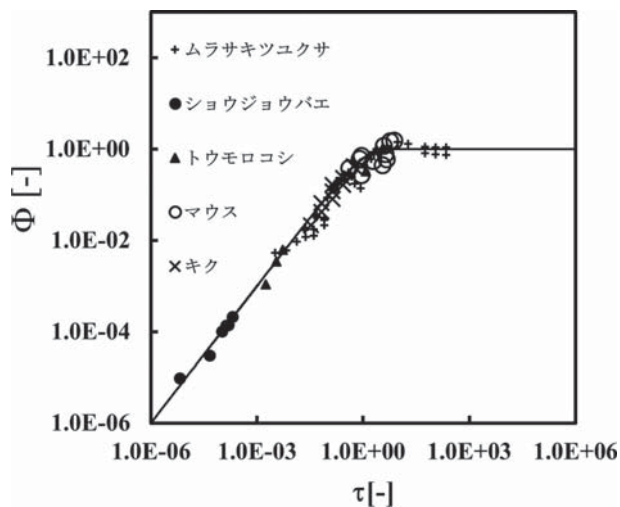
という生物種に共通のスケール関数を定義する。引数 τ は無次元化された時間で、これがオーダー 1 程度になると、種によらないで修復機能と入力釣り合って一定値に収束する兆しが見えることになる。以上のモデルを我々は Whac-A-Mole (WAM: もぐらたたき) 模型と呼ぶ。生体が刺激に反応して変異細胞を叩き潰す様子を「もぐらたたき」になぞらえ命名した。

III. 実験データとの比較

WAM 模型で現れるパラメータは、 $(\kappa \cdot \gamma \cdot a \cdot \beta)$ の 4

第 1 表 それぞれの種で決定したパラメータセット

	マウス	ショウジョウバエ	トウモロコシ	キク	ムラサキツユクサ
α [1/hr]	3.00E-03	3.00E-04	1.78E-01	4.49E-03	6.94E-01
β [1/Gy]	1.36E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	1.61E-01
γ [1/Gy]	2.94E-05	2.32E-03	2.02E-03	6.49E-03	1.63E-01
κ [1/hr]	3.24E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	2.91E-02



第 2 図 スケール関数による実験データの再現

縦軸：(生物種共通の)スケール関数の値
横軸：無次元化された時間

つである。実験データは、異なる線量率で照射した変異発生頻度である。我々はこれまでに過去の文献をあたったが、総線量だけが重要であるという考えが支配的だったためであろうか、線量率を意識したデータは意外と少ないことに気づかされた。しかしながら、これまでにいくらか実験データを見つけることが出来て、そのうち動物(マウス・ハエ)と植物(トウモロコシ・ムラサキツユクサ・キク)の 5 種のデータに我々の数理模型を適用した^{2, 8~11)}。実験対象と照射率(一定と仮定)が決まると、データから 4 パラメータを χ^2 乗検定で決定し、線量率、総線量が異なるデータを、スケール関数に変換して、実験データと比較する。当然だが、4 つのパラメータに反映された放射線に対する感受性や修復力は、種や性別、臓器の種類等によって異なる。5 種の生物のパラメータセットをまとめて第 1 表に示す。

このマウス・ハエ・トウモロコシ・ムラサキツユクサ・キクの実験データを、理論曲線とともにまとめたのが第 2 図である。

第 2 図から種を横断する実験値を概観でき、我々の理論の予測する直線に実験データが分布することが見て取れる。そもそも「回復開始時間のスケール」は生物種によって、また線量率によって違う。しかし、種の特性、線量率の依存性に照らして無次元の時間 τ で表せば、統一的描像が描けることが分かったのである。

IV. 自然突然変異

紙面も尽きてきたので、コントロールデータ、すなわち人工照射しない場合の変異発生頻度についてコメントしておく。人に最も近いマウスのパラメータに着目しよう。ラッセルは人に置き換える場合、ヒトの方が同じ変異率で対応する線量は約 1/2、つまりヒトの方が感受性が強いとしている²⁾。あくまで、ここでは参考のために比較を試みたものである。生き物は常に環境との相互作用を通じて、代謝や自己増殖を繰り返すが、このような活動も一種の生体に対する刺激と考えられる。実際、活動すれば生成される活性酸素は、遺伝子を傷つけたり、複製ミスを起こす。こうした人工的な刺激以外に起こる変異である Spontaneous Mutation (自然突然変異) を、一種の等価刺激とみなし、

$$\kappa = \gamma d_{\text{eff}} \quad (8)$$

と定義すると、マウスのデータから、次のようになる⁶⁾。

$$d_{\text{eff}} = 1.11 \times 10^{-3} \text{ Gy/hr}, \quad (9)$$

現在の福島の線量率のオーダー $\mu\text{Sv/hr}$ ($\approx 1 \mu\text{Gy/hr}$) に比べると 1,000 倍、まして、世界平均の自然放射線の線量率、 $2.74 \times 10^{-7} \text{ Gy/hr}$ (2.4 mGy/yr) とは桁違いである。人の場合の自然変異率に対する等価線量率は、Tubiana たちの分析によると、人の場合、8.4 mGy/hr

とあるから、ほぼオーダー的にはマウスの値と整合している¹²⁾。

V. まとめ

本解説では、細胞の自己増殖、細胞死、修復機能等の回復メカニズムと放射線照射によって生じる正常細胞の細胞死、変異細胞への変化、更に放射線照射による変異細胞の細胞死を考慮した正常細胞数や変異細胞数の「破壊と修復のもぐらたたきゲーム (Whac-A-Mole)」モデルを紹介した。生体がもつ機能を考慮することは、生き物のしたたかさを認識することでもある。LNTは、回復機能が弱い場合にのみ成立する。ハエの場合でもより低線量のデータがあれば線量率効果が見えるかもしれない。逆に、高線量率では、短時間でも修復が間に合わず変異細胞数が急速に増えLNTの兆しがマウスでも見えた。

スケーリング則によって放射線の生体影響が種を超えて統一的に理解できるとなれば、ヒトへの影響を推定する基礎になる。これまでの定性的評価を乗り越えて、定量的評価の可能性が見えてきた。さらに、疫学・生物実験・物理実験などを通じて検証する必要がある。

事故直後から組織した「低線量放射線検討会」を結成し、物理屋と生物屋が、真剣に熱い議論を戦わした。坂東は、交通流理論を始めた経験を生かして、取り組みを開始し、真鍋、市川憲人、そして、中村らが研究に加わった。そして、『何とか数理モデルを作って定量的にしたい』と願っていた折、「会員の声」(稲村卓:日本物理学会誌2011年11月)の数式を見てヒントを得、この模型ができた。また、植物、動物専門の角山、中島も加わり、徐々に分野を越えたネットワークができた。生物学の側面から、阿部光幸、内海博司、宇野賀津子、武田俊一、丹羽大貫、甲斐倫明の各氏、アメリカ物理学会で知己となったHanna M. DobrovolskyやMichael Ellis、さらに数値計算のアドバイスをいただいた松田卓也氏、猪坂弘氏など、多くの方々に支えられてここまで来た。

放射線生物・医学・物理学・情報学など、分野を超えて議論を戦わした。真剣勝負の異分野交流が、新しい融合分野を発展させるのだと確信が持てた。福島第一原発事故は辛い経験ではあったが、一方で科学のあり方を反省する機会になった。これをきっかけに、未開の地を切り開き、知見を深めたい。それが福島の復興へ、科学者として少しでも貢献できることを願っている。

謝辞

この研究は平成26年度豊田理研スカラーの助成を受けている。

— 参考文献 —

- 1) H. J. Muller, Science, 66, 84, (1927).
- 2) K. E. M. W. L. Russell, Proc. Natl. Acad. Sci. USA, vol. 79(2), 542, (1982).
- 3) L. E. Douglas, ACTIONS OF RADIATIONS ON LIVING CELLS, Cambridge University Press, (1954).
- 4) K. H. Chadwick, H. P. Leenhouts, Phys. Med. Biol., 18(1), 78, (1973).
- 5) A. M. Kellerer, H. H. Rossi, Radiat. Res., 75 (3), 471, (1978).
- 6) Y. Manabe, K. Ichikawa, M. Bando, J. Phys. Soc. Jpn., 81, 104004, (2012);
Y. Manabe, M. Bando, J. Phys. Soc. Jpn., 82, 094004, (2013),
Y. Manabe, I. Nakamura, M. Bando, J. Phys. Soc. Jpn., (2014), accepted.
- 7) F. J. Richards, J. Exp. Bot., 10 (2), 290, (1959).
- 8) W. P. Spencer, C. Stern, Genetics, 33 (1), 43, (1948).
- 9) T. Mabuchi, S. Matsumura, Jpn. J. Genet., 39, 131, (1964).
- 10) A. H. Sparrow, A. G. Underbrink, H. H. Rossi, Science, 176 (4037), 916, (1972);
C. H. Nauman, A. G. Underbrink and A. H. Sparrow, Radiat. Res., 62, 79, (1975).
- 11) H. Yamaguchi, A. Shimizu, K. Degi, T. Morishita, Breeding Science, 58 (3), 331, (2008).
- 12) M. Tubiana, L. E. Feinendegen, J. M. Kaminski, Radiology, 251 (1), 13, (2009).

著者紹介

真鍋勇一郎 (まなべ・ゆういちろう)

大阪大学

(専門分野/関心分野) 原子核物理, 低線量放射線の生体影響

中村一成 (なかむら・いっせい)

中国科学院 长春应用化学研究所

(専門分野/関心分野) ソフトマター物理, 計算化学, 生物物理

中島裕夫 (なかじま・ひろお)

大阪大学

(専門分野/関心分野) 放射線基礎医学, 発生遺伝学, ナノ医学

角山雄一 (つのやま・ゆういち)

京都大学

(専門分野/関心分野) 分子生物学, 放射線安全管理

坂東昌子 (ばんどう・まさこ)

NPO 法人 知的ネットワークあいんしゅたいん

(専門分野/関心分野) 素粒子論, 非線形物理学

解説

地震 PRA 実施基準の改定—3.11 の教訓の反映

第 3 回 フラジリティ評価改訂の要点

標準委員会・リスク専門部会・地震 PRA 分科会,
建屋・機器フラジリティ作業会 山口 彰, 中村 晋, 美原 義徳

東北地方太平洋沖地震の教訓をはじめとして、建屋・機器フラジリティの評価について多くの新しい知見が獲得された。また、近年の解析評価技術の進歩とともに新しい解析評価手法が提案された。これらを反映するとともに、フラジリティ評価の範囲を、敷地内のあらゆる設備、可搬型設備を含む重大事故対策設備、地震の従属事象である津波対策設備をも含むよう拡大した。本稿では、地震 PRA 実施基準のフラジリティ評価改訂の要点を解説する。

I. まえがき

日本原子力学会は、2007 年に地震起因の確率論的安全評価実施基準(2007 年版)を発刊した¹⁾。その発刊と時期を前後して 2007 年 7 月 17 日に発生した新潟県中越沖地震では、柏崎刈羽原子力発電所にて設計基準地震動を大きく上回る地震動を経験した。発電所では全ての安全上重要な設備はその機能を失うことなく、健全性を維持し、外部電源も失われることはなかった。しかし、設計基準を上回る地震動を経験した構造物の健全性判断の基準をどうするのかという課題を提起した²⁾。

2011 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震時には、太平洋沿岸の東通原子力発電所から東海第二原子力発電所までの 5 発電所のうち、女川原子力発電所ならびに福島第一原子力発電所では一部で基準地震動 S_s を上回った。しかし、いずれの原子力発電所においても地震によって安全機能が損なわれることはなかった。

原子力安全・保安院は、福島第一発電所及び福島第二発電所全号機の原子炉建屋及び原子炉建屋に設置される主要な耐震安全上重要な 7 設備が地震により受けた影響について、地震応答解析により検討した。いずれの設備も評価基準値を満足していることから、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定

Revision of the AESJ Standard for Seismic Probabilistic Risk Assessment (PRA) – Updating requirements based on the lessons learned from the Fukushima Dai-ichi NPP Accidents (3) ; Fragility Evaluation and Outline of the Updated Points : Akira YAMAGUCHI, Susumu NAKAMURA, Yoshinori MIHARA.

(2014 年 7 月 15 日受理)

■前回のタイトル

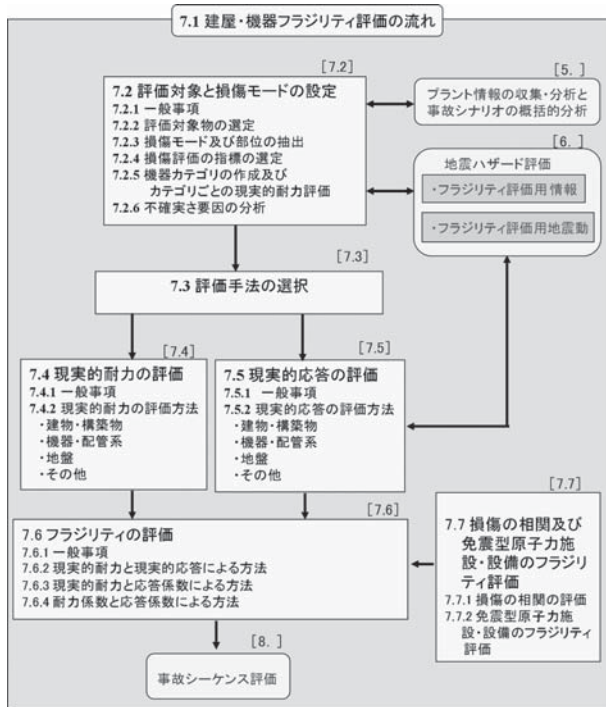
第 2 回 地震ハザード評価改定の要点

した。さらに、7 設備以外の耐震 S クラスの機器・配管が地震により受けた影響について、現場確認が可能な福島第一発電所 5 号機で代表して地震応答解析により検討した。その結果、一部の配管本体及び配管サポートを除き、評価基準値を満足していた。評価基準値を上回った配管本体及び配管サポートについては、目視による調査を行い、有意な損傷がないことを確認した。これらの分析から、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定した³⁾。

外部電源については太平洋沿岸の 5 発電所の合計 22 回線のうち、地震後に電力供給できたのは女川発電所及び福島第二発電所の 3 回線に過ぎず、工事中または作業中で停止していた 2 回線も含め 19 回線は系統中の電気設備のどこかに地震による損傷等が生じ電力供給が停止した。

その後、地震随件事象である津波により、福島第一原子力発電所では 1 号機から 3 号機で炉心溶融事故が発生、4 号機でも使用済み燃料プールの水位を確認できない状況に至った。そのほかの発電所においては、除熱源喪失などの事態が発生したが、アクシデントマネジメント(AM)が功を奏し冷温停止に至った。

これらの分析は地震 PRA に対しても多くの教訓をもたらした。地震により引き起こされる事象、特に津波の影響を地震 PRA ではどのように考慮すべきか、AM 特にシビアアクシデント発生後の AM によるリスク抑制対策は地震に影響されないか、AM 策の実効性を評価するためにフラジリティ評価の対象や損傷モードをどう定めるべきか、地震により他の外的事象が誘発される可能性はないか。2007 年版発刊から 6 年余りが経過し、この間のフラジリティ評価に関連する技術の進歩や知見の蓄積を反映することはもちろんであるが、前述した福



第1図 建屋・機器フラジリティ評価手順

高第一発電所事故の教訓等を踏まえ、改めて地震PRAにおけるフラジリティ評価の範囲や考え方から改訂することとした。

フラジリティ評価の実実施手順とフローを第1図に示す。評価対象と損傷モードの設定について多くの改訂がなされた。また、津波の影響緩和設備やAMのための設備、免震重要棟など、評価対象を大幅に拡大したことに伴い、それら設備に関する耐力や応答の評価手法の整備、解析評価事例を充実させた。

フラジリティ評価では膨大な作業が必要であり、また地震随件事象に対処するために、多くの分野の専門家が関与する必要がある。また具体的な適用例を学ぶことにより、多くの洞察が得られる。今般発行された2014年版の標準⁴⁾について講習会を開催する予定であり、併せて参考にしていただきたい。

II. フラジリティ評価におけるポイント

建屋・機器フラジリティ評価において、対象とすべき建物、設備・機器の選定はきわめて大切なプロセスである。本標準では、建屋・機器リストの作成にあたり、建屋・機器フラジリティ評価と事故シーケンス評価の間で相互に調整を実施し、必要に応じて建屋・機器リストの見直しを実施することを求めている。特に地震随件事象(火災、溢水及び津波)を評価する場合は、必要な機器などをリストに追加すること、防潮堤のような津波特有の対策設備は、地震PRAの建屋・機器リストとしては抽出されないことから、地震PRAの観点からだけでなく、地震随件事象を含めた観点から建屋・機器リストの

作成を行うことを要求している。

フラジリティとは、第1図に示すとおり、建物や機器の各損傷モードと損傷部位毎に、耐力と応答を評価し、応答が耐力を上回る確率を不確かさとともに表現するものである。フラジリティの評価は損傷確率の数学的モデル化であり、耐力は損傷限界を記述する材料力学あるいは機能限界に関する知見による。応答は、建屋・機器を数学的・工学的にモデル化して入力荷重に対する挙動を解析することにより得られる。近年の技術進歩の著しい分野は、計算機技術とあいまって応答評価の精度向上と不確かさ低減である。

PRA分野において、福島第一原子力発電所の事故の重要な教訓は、シビアアクシデントの発生及びその影響を含めたりスクこそ安全の目的の観点から重視すべきということである。すなわち、シビアアクシデントマネジメント(SAM)並びに緊急時対応という深層防護の後段部分を踏まえたPRAが不可欠であるということである。SAMを行う上で改訂標準は地震に起因して炉心損傷を防止する観点からのみに留まらず、炉心損傷の影響緩和やAM策を念頭に建屋・機器リストの作成を求めている。

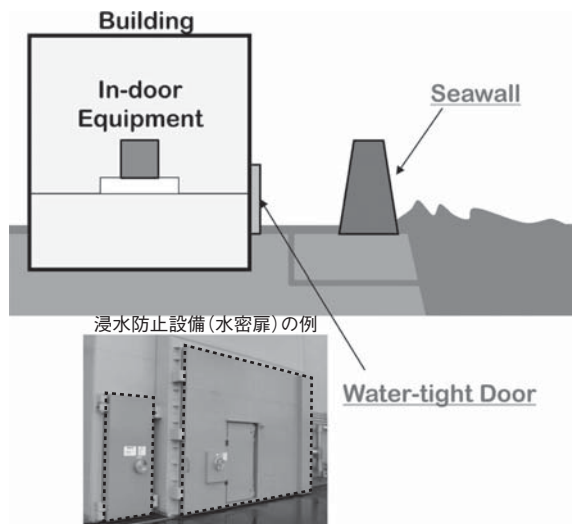
SAMのための設備や地震随件事象に関連する設備を含めることが肝要であり、考慮すべき建屋・機器が網羅されていることを確実にするために、反復的に建屋・機器リストを見直して完成度を高めることが重要である。

炉心損傷後のSAMの適切な考慮と関連して提起される問題は余震と断層変位である。福島第一原子力発電所事故では、安全機能喪失後の危機管理に対して、余震ならびにそれに伴う津波警報が大きな影響を及ぼした。また、アクセス道路の陥没などの敷地の変形がSAMの活動を阻害することの重要性を再認識する必要がある。また、断層変位による影響の不確かさについては現実的な分析により、リスクに及ぼす影響と適切な緩和方策を定量化する努力が重要であり、本標準では事故シナリオの選定・分析・評価を求めている。

以上に論じた通り、今般の地震PRA標準の改訂のフラジリティ評価に係る部分として、(1)地震随件事象に対する考慮、(2)最新知見に基づくシミュレーション技術、(3)SAMに係る設備を含めさまざまな設備の多様な損傷モードの考慮、(4)余震と断層変位の考慮が重要なポイントである。以下では、これらについて、改訂標準の建屋・機器フラジリティ評価での特徴について順次、概説する。

III. 地震随件事象に対する考慮

地震によって発生しうる随件事象としてさまざまなシナリオが想定される。東北地方太平洋沖地震では津波が重畳し、新潟県中越沖地震においては変圧器の火災が発生した。地震起因の内部溢水のPRA標準策定も原子力学会にて検討しているところである。改訂標準では、そ



第2図 津波対策設備の一例

の適用範囲を，“地震により発生する火災，溢水及び津波に起因する事象の PRA を実施する際に必要な地震ハザード評価は本標準の方法を用いるよう規定し，また，それらの PRA で対象とする建屋・機器 fragility 評価に係わる規定も含んでいる”と定めている。

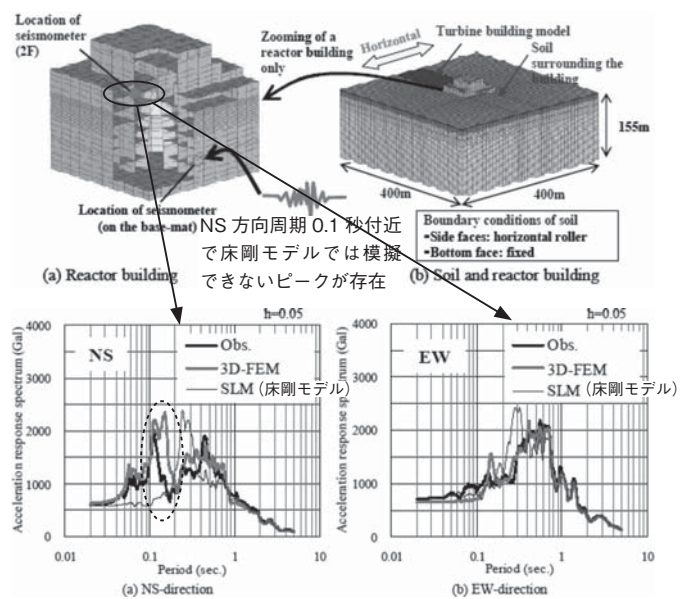
福島第一事故の教訓を踏まえての津波対策の一例を第2図に示す。これら設備の情報収集，損傷部位と損傷モードの評価，fragility の評価を求めている。附属書(参考)にはこれら設備の fragility 評価事例を多数掲載している。2007年版地震 PRA 標準では，地震に因る直接的な炉心損傷を対象としているため，防潮堤や水密扉などの設備は評価対象外であった。地震随件事象に備える設備の地震後の健全性を評価することは地震 fragility 評価の役割であり，地震起因の津波，溢水，火災などの評価に必要なあらゆる設備を評価対象として加えた。

今後，地震に起因する他の随件事象が抽出されれば，その対策設備の地震 fragility は本標準の評価対象となる。ハードウェア設備のみならず，可搬設備やオフサイトからの支援活動に係る要素も含まれることとなる。

IV. 最新知見に基づくシミュレーション技術

2007年版の地震 PRA 標準の発刊以来，fragility 評価において大きな進歩をとげた分野はシミュレーション技術である。地震応答に関するデータの充実と計算機の高速化により地盤と建物を含む弾塑性を考慮した3次元有限要素モデルが適用可能となってきた。

新潟県中越沖地震での原子炉基礎版で測定された地震波(Obs)，質点系モデルによる解析結果(SLM)，3次元有限要素法による解析結果(3DFEM)を比較して第3図に示す。質点系モデルでは，周期0.1秒近傍の周期帯でのNS方向の解析結果が一致していない。これを改善するには，3次元特性を考慮した建屋や地盤の剛性を質点



第3図 3次元有限要素モデルによる応答シミュレーションと実測値との比較

系モデルに含める必要がある。一方，3次元有限要素法モデルは，すべての周波数域にわたり実測値を良好に再現する⁵⁾。後述するように，本標準では建物損傷モードを建物の崩壊のみでなく，部分的な損傷による支持機能喪失などに詳細化することを求めている。そのために解析モデルを精緻化することになるが，その一方で詳細な材料構成則の選択や計算リソースの増大などが課題となる。質点系モデルと3次元有限要素モデルを適切に使い分ける知恵が求められよう。

V. さまざまな設備の多様な損傷モード

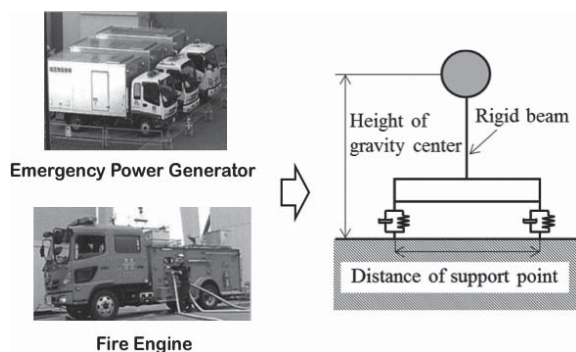
1. シビアアクシデントマネジメント(SAM)に係る設備

SAMは，恒設設備，代替恒設設備，可搬設備の特徴を踏まえ，それらを適切に組み合わせ有効に実施されなければならない。可搬設備については，本改訂において，“電源車，消防車などの可搬設備は，地震時には保管状態であり，地震後の復旧作業において使用されるため，地震に対する転倒評価などにより構造的損傷モードについて確認すること”を求めている。成功基準の評価においても可搬設備が利用できるまでの時間を考慮する。後述するように，可搬設備を利用するための搬入路などの評価も地盤の fragility 評価で要求している。

第4図には，電源車と消防車の質点系応答解析モデルを示す。損傷モードを加振による転倒とした。これらの設備は電源や冷却性能の多重性と多様性を確保する上で重要なものであり，多様性の定量化がポイントの一つである。

2. 建屋・構築物のきめ細かな損傷モード

2007年版標準では，建屋・構築物の損傷モードとし



第4図 消防車と電源車の応答解析モデル

て直接に炉心損傷に至る崩壊シーケンスに着目していた。一方、安全系やSAMのための設備により炉心損傷への進展防止と炉心損傷後の影響緩和対策を強靱化したこと、地震随件事象の評価の必要性から、それらが部分損傷した状況での機能維持性能を評価する必要が生じた。建物崩壊シーケンスに加え、建物が支持する設備の健全性や水密性、アクセス性、作業性などをよりきめ細かく評価するための損傷モードを選定する必要がある。

建物の崩壊に至るまでのシーケンスに従い考慮すべき損傷モードと損傷事例、及び部分損傷が周辺設備や炉心損傷シナリオに及ぼす影響を整理した結果を第5図に示す。このフロー図に従い、建物の損傷モードごとにフラジリティを評価し、その2次の影響を評価することを求めている。

3. 地震随件事象に関連する設備の損傷

地震随件事象への対策設備の例として防潮堤や防潮壁がある。これら設備の機能維持がなされているかは津波リスクの評価において重要であり、それは地震による設備の損傷状態に大きく影響される。そこで、地震リスクに直接に影響する設備ではないが、地震PRAのフラジリティ評価において、防潮堤や防潮壁の損傷モード、耐力、応答を評価することを求めている。この結果を津波対策設備の津波フラジリティ評価に適切に反映させるため、必要な設備の選定や地震フラジリティ評価では、津波フラジリティ評価者との協力の下に実施する必要がある。

第6図に防潮堤及び防潮壁の損傷モードを示す。ここでは、機能喪失状態として安定性の喪失、全体崩壊、局部崩壊をあげ、損傷モードを例示している。プラント毎にとられている津波対策設備の特徴を踏まえ、適切な損傷モードを選定し、それぞれに対してフラジリティを評価することにより、地震・津波重畳リスクの評価を上げることが可能となる。

4. 使用済燃料プール(使用済燃料ピット)

改訂標準の適用範囲として、使用済燃料プール内の燃料の重大な損傷に至る事故シーケンスが追記された。そ

れを受けて、使用済燃料プールの要求機能喪失につながる構造的損傷モードとして、層崩壊及び局部破壊(躯体及びライナの局部破損)などが想定され、それらの中から支配的な構造的損傷モード及び部位を選定することを要求している

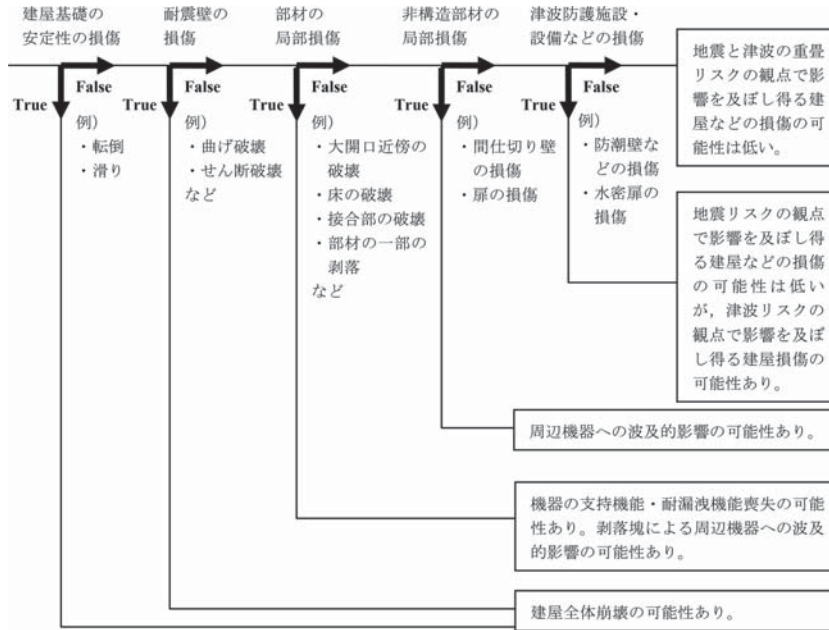
第7図に使用済燃料プール内の燃料の損傷に影響を及ぼし得る事故シナリオのうち、使用済燃料プール自体の損傷モード及び部位の例を示す。直接的な損傷モードとして使用済燃料プール全体の崩壊及び使用済燃料プール壁及び床の局部損傷にかかる損傷モードが想定される。当該層ならびに当該層より下層の層崩壊を伴う曲げ及びせん断破壊によりプール全体が崩壊する場合には、プール内の燃料全てが直接的に損傷する可能性がある。使用済燃料プール壁及び床の局部損傷としては、鉄筋コンクリート躯体の局部的な曲げ及びせん断破壊が想定されるが、躯体表面に内張りされたライナの変形追従能力により冷却機能が維持されると考えられる。

間接的な損傷モードとして当該層より上層の部材の破壊に伴う波及的な影響にかかる損傷モードが想定される。福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋の使用済燃料プールでの知見、すなわち水素爆発などによって上部架構が落下してもプール水位に有意な変化は見られなかった事例⁵⁾は間接的損傷モードの評価に有益な情報を与えるものであろう。

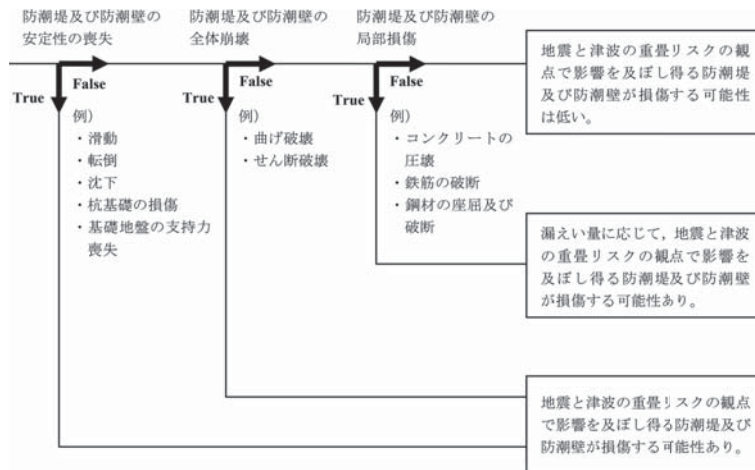
VI. 余震と断層変位の考慮

基礎地盤と周辺斜面のフラジリティ評価は2007年版標準においても求められていた。改訂された対象地盤毎の施設の損傷モードと性能への影響について、第1表に整理して示す。基礎地盤が津波防護施設に及ぼす影響の評価が追加されたほか、SAM設備については、特に可搬設備は保管場所が多様であることから、周辺斜面や搬入道路などのフラジリティ評価を求めている。また、断層変位に対応する損傷モードの選定・評価を行うこととした。これは、地殻変動及び断層変位に起因する地盤変位量評価に基づき、建屋間(建屋内も含む)にまたがる安全設備への影響を考慮して炉心損傷につながる可能性のある事故シナリオを分析及び選定することが求められたことに呼応している。附属書(参考)には、著しい断層変位をうけた場合でも、剛な構造物は傾斜などの変位を受けるのみで崩壊することなくその構造を維持している過去の地震経験事例を示している。

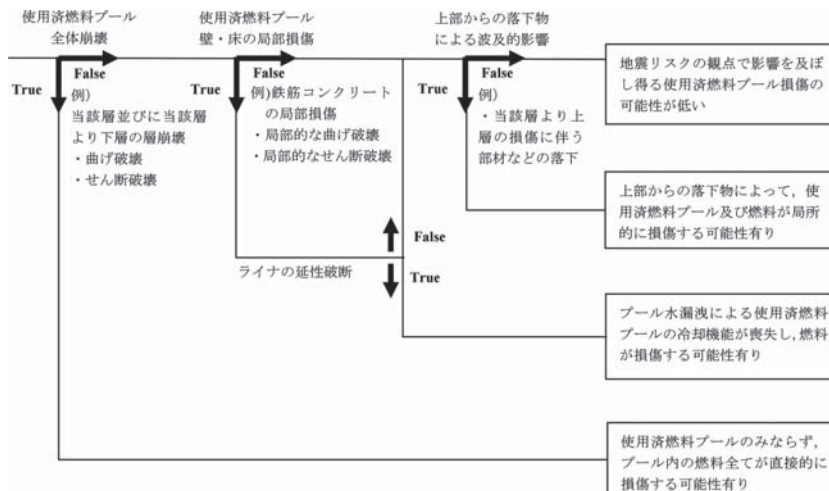
第8図には余震の影響を評価する考え方を示す。ハザード評価において余震による地震ハザードへの影響を考慮するよう要求された。フラジリティ評価においても、本震による構造的影響を評価し、それを考慮して余震により現実的応答評価を行うことを求めた。本震による損傷評価指標の地震応答が、弾性限界を超えた場合に損傷が発生する可能性があり、後続の余震による地震応



第 5 図 原子炉建物の損傷モード



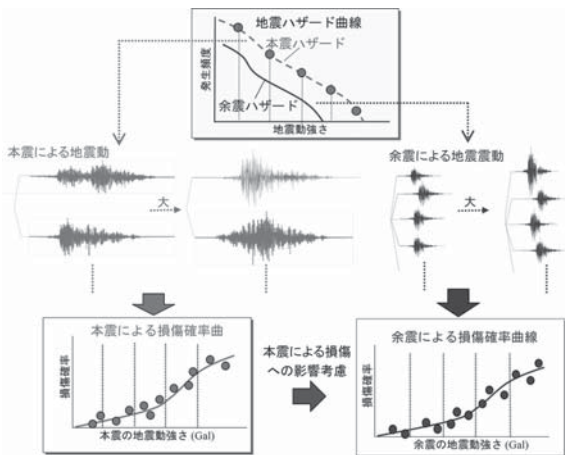
第 6 図 防潮堤及び防潮壁の損傷モード



第 7 図 使用済燃料プールの損傷モード

第 1 表 対象地盤に応じた施設の損傷モードと施設の性能への地盤の影響

対象地盤		施設の性能への影響			対象施設の損傷モード
		施設性能の見なし限界状態 地盤の不安定限界	地盤の変位、変形による限界	施設の損傷を直接評価するために必要な作用	
基礎地盤	建屋などの基礎地盤	すべり安全率	基礎底面の傾斜角	土砂、土塊や岩塊等の移動量	建屋、開閉所などの構造的損傷または機能的損傷
	津波防護施設	すべりや施設転倒の安全率、支持力	-	-	津波防護施設としての機能の損傷
周辺斜面		すべり安全率、土砂、土塊や岩塊等の変位量	土砂、土塊や岩塊等の変位量	土砂、土塊や岩塊等の移動距離、移動土塊量、衝撃力	建屋、開閉所などの構造的損傷または機能的損傷 取水トンネルへの崩壊土の侵入による閉塞に伴う取水機能の損傷 斜面や堤防の津波防護施設としての機能の損傷 貯水池堤防の損傷による貯水機能の損傷
シビアアクシデント対策設備に影響を及ぼす地盤	周辺斜面	支持力、すべり安全率、土砂、土塊や岩塊等の変位量	基礎底面の傾斜角、土砂、土塊や岩塊等の変位量	土砂、土塊や岩塊等の移動量	シビアアクシデント対策設備の機能の損傷
	搬入路など	液状化などの安全率	沈下量、段差、斜面による土塊変位量	-	搬入路など路面の機能の損傷
地殻変動や断層変位に起因した地盤変状	地殻変動	周辺斜面のすべり安全率など	基礎底面の傾斜角、土砂、土塊や岩塊等の変位量	基礎地盤の変位量	建屋、開閉所などの構造的損傷または機能的損傷
	断層変位に起因した地盤変状	-	-	基礎地盤の変位量、土砂、土塊や岩塊等の移動量	建屋、開閉所、地中配管など地中構造物などの構造的損傷または機能的損傷



第 8 図 本震の影響を考慮した余震による地震動のフラジリティ評価の概要

答が最大応答を上回ると損傷は進展して残留ひずみや変形が大きくなる。また、構造物や機器などの損傷の度合いが進むに連れて剛性低下が進み、履歴特性に応じて地震応答も大きくなる傾向を示す。なお、多くの場合は、本震の評価で代表できると考えられるが、最大余震による地震応答の評価事例を附属書(参考)に示している。

— 参考資料 —

- 1) 日本原子力学会: 原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準: AESJ-SC-P006, 2007.
- 2) IAEA Mission Report, Preliminary Findings and Lessons Learned from the 16 July 2007 Earthquake at Kashiwazaki-Kariwa NPP, The Niigataken Chuetsu-Oki earthquake, August, 2007.
- 3) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見

について、平成 24 年 3 月 原子力安全・保安院, 平成 24 年 3 月.

- 4) 日本原子力学会: 原子力発電所の地震を起因とした確率論的リスク評価実施基準の改定: AESJ, 2014.
- 5) H.Inoue, *et al.*, Investigation on Causes of the Difference between Simulation Result by Using Simplified Lumped Mass Model and NCO-Earthquake Record Observed at BWR Reactor Building, SMiRT21, #885, November, 2011.
- 5) 福島第一原子力発電所 4 号機原子炉建屋の健全性確認のための定期点検結果(第 3 回目)について, 東京電力ホームページ, 平成 24 年 11 月 29 日.

著者紹介



山口 彰 (やまぐち・あきら)
大阪大学 大学院工学研究科
(専門分野) 原子炉工学, 伝熱流体力学,
確率論的リスク評価



中村 晋 (なかむら・すすむ)
日本大学 工学部土木工学科
(専門分野) 地震工学, 耐震工学, 動土質
力学, 確率論的リスク評価



美原義徳 (みはら・よしのり)
鹿島建設(株)原子力部原子力設計室
(専門分野) 構造力学, 耐震設計, 確率論
的リスク評価

解説

原子力発電所安全対策の可視化

国民の不安解消に総力を挙げて取り組むべし

東京大学 諸葛 宗男

福井地裁が関西電力大飯3、4号機の再稼働の差し止めを認める判決では、福島第一事故後に安全対策が大幅に強化されたことがほとんど斟酌されていない。市民に聞いても事故後にどれだけ安全性が向上したのか知っている人は少ない。政府も事業者も国民に向けた説明責任を果たしてこなかったツケが返ってきたとも言える。事故後、官民の原子力広報活動が大幅に縮小されたことにもその一因がある。いまこそ国民の不安解消に向けた、真のリスクコミュニケーション活動に総力を挙げて取り組むべきである。

I. はじめに

2014年5月21日、福井地裁が関西電力大飯3、4号機の再稼働の差し止めを認める判決を出した。2003年1月、名古屋高裁金沢支部のもんじゅの設置許可無効判決、2006年3月、金沢地裁の北陸電力志賀原発2号機の運転差し止め命令判決に続く3例目の推進側敗訴である。

原発の稼働が憲法で認められた人格権を侵害するということを判決理由にしているが、判決文に書かれている大飯3、4号機の技術的リスクについての記述には不正確な点が多々見受けられる。リスクをどう受け止めるかは主観の問題であるが、少なくとも前提となる事実関係は正確に把握すべきであろう。特に福島第一事故の教訓を受け、事故が起きる可能性がどれだけ減じられたのか、の事実情報が不正確だったことに大きな違和感を覚えた。裁判官が聞いているのに忘れたとは考えられないので、正確な情報に接する機会がなかったものと思われる。

原子力発電所が事故後、どのような対策を実施し、どれだけ安全性が改善されたのかは、裁判官に限らず、国民全体に周知すべき重要事項である。では、その情報は一体誰がどうやって国民に提供しているのだろうか。そして、官・産・学の原子力関係者、とりわけ日本原子力学会が果たすべき役割は何であるかの考察を試みる。

Who is Responsible for Explanation to People about the Improvement of Safety on NPP in Japan : Muneo MOROKUZU.

(2014年7月18日 受理)

II. 事故の可能性への向き合い方

1. 顕在化した事故時の危害の大きさ

原子力発電所で一たん事故が起きた場合の危害がどれほど甚大なものかは、福島第一事故によって全国民、いや世界中の人が共通に認識するところとなった。代表的数値だけ挙げても、①避難を余儀なくされた方の数約15万人¹⁾、②福島県の震災関連死者数が宮城県の約2倍、1,704人(2014.5.27現在²⁾)、③東電が支払った原子力損害賠償金額約4兆279億円(2014.6.27現在³⁾)等である。放射線の健康影響への懸念や長年住み慣れた土地から離れたことによる精神的被害など、数値に表すことのできない被害も甚大で、それは今も継続している。東電自身も事故炉の後始末に今後半世紀近く取り組まねばならないという重荷を背負い、その費用は損害賠償金に匹敵すると見込まれている。

これが福井地裁の判決で“人格権の侵害”とされた危害の大きさである。誰であろうとも、これほどの危害を2度と顕在化してはならないと思うのは道理である。

2. 事故の可能性にどう向き合うべきか

事故に向き合うということは、単に事故が起きる可能性があるということを正直に話せば済む、というものではない。事故が起きる可能性があったとしても周辺住民の納得が得られるよう、徹底的な事故対策をするということであろう。事故が起きないと言って、事故対策が疎かにされてきた轍は2度と踏んではならない。

では、福島と同じようなことが起きても避難すれば大丈夫です、と言って国民が受け入れるだろうか。世論調査の数字を見るまでもなく、それは相当困難だと考える

べきである。福島県で避難した人達は確かに、放射線による直接的被害だけは防止することができたが、生活環境が一変し、社会・経済的に甚大な被害を受けてしまった。同じことが自分たちの身の回りに起きる可能性があると思われれば、誰であれ、同じような目に遭いたくないと思うのは当然である。

3. 事故時の影響緩和対策が最重要

事故に向き合うことで最も重要なことは、事故が起きた場合の影響を最大限に抑制することである。事故が起きても福島のようなことにはならない、と言えるようにしなければならない、その対策を立てるには、まず、今度の事故での放射能の放出経路を押さえなければならない。第1は原子炉の圧力を下げるため人為的に内部の蒸気を放出したベント、第2はベントが実施できず、格納容器の圧力が過剰に上昇して起きた過圧破損、第3は格納容器の温度が過剰に上昇して起きた過温破損である。第1と第2の放出経路を抑制するための対策がフィルターベントの新設である。放出される放射能を福島第一事故の時の100分の1以下に抑え、放出量を100テラベクレル以下にすることを目標としている。第3の放出経路を抑制するための対策が格納容器の冷却対策である。これらの対策の性能確認試験を行って、これらの対策が絵に描いた餅でないことを実証することも必要である。

そのような事態に陥る可能性を最大限下げるための事故防止対策を強化することが不可欠であることは言うまでもない。

III. 国民への情報提供の現状

1. 政府から国民への情報提供

事故後、原子力安全規制の体制が抜本的に改められ新たに原子力規制委員会が発足し、一元的に安全性の説明が担える体制が整った。

ところが、原子力規制委員会は「安全の審査でなく、規制基準を満たしていることを審査している」と繰り返し言明している。国民にとっては余りにもそっけない言い方である。これで安心しろと言われても国民は納得しづらい。安全の総本山として、もっと国民目線に立った、分かりやすい説明が求められる。

2. 事業者から国民への情報提供

事業者は福島第一事故の前は非常に多くの人手と時間をかけて原子力発電の必要性和安全性を説明してきた。

しかし、福島第一事故直後は、政府が脱原子力政策を掲げていたこともあり、行政指導によりこの理解促進活動が大幅に縮小された。この結果、電力会社の広報インフラが大幅縮小され、事業者から国民への原子力発電の情報提供の機会は大幅後退を余儀なくされた。

事故前の事業者から国民、地域住民に向けた情報提供は事故リスクについての説明が欠けていた点は反省すべきであるが、今後も原子力発電を継続するのであれば、事故によって不安が高まっている国民、地域住民の不安解消のための情報提供は欠かせない。そのためには、事故後、大幅に縮小された事業者の原子力広報活動はむしろ事故前よりも規模を拡大して再活性化すべきである。

IV. 情報提供の在り方

1. ハード偏重からバランスのとれた説明へ

事故によって失われた信頼を取り戻すためには提供される情報の中身を抜本的に見直すことが必要である。これまでの説明はハードウェア対策に偏重し過ぎていた。その典型的な例が「5重の壁があるから安全」である。安全性の高さを感覚的に伝えようと言うものであった。今後は、聞き手が納得できるよう、対策全体の思想や効果（ソフトウェア）とハードウェアの情報をバランスよく説明するよう改める必要がある。少々難解であっても、防止すべき危害に関する情報を提供することも必要である。

2. 安全性の前に必要性の説明が不可欠

多くの国民は現在、原子力発電所がなくても不自由なく生活できているのに、なぜ原子力発電所を動かすのかを理解できていない。安全性さえ確認できれば理解が得られると思っている政府、事業者との間に大きな認識ギャップが存在している。安全性の信頼回復の前に必要性の理解を得る必要がある。必要性については原子力規制委員会も十分認識しなければならないが、国民に向けた情報提供は、原子力委員会や経済産業省資源エネルギー庁或いは学術界の役割だと思われる。

昨今の必要性の議論では、経済性が中心になっているが、我が国が原子力開発に取り組んだ最も大きな目的は安全保障の確保である。初めて2億3千5百万円の原子力予算がついたのは、まだ太平洋戦争の傷跡が生々しかった1953年のことである。石油供給の道を閉ざされたことが戦火の発端だったことから、エネルギー自給率を上げることを目指したのである。その後、1973年の石油ショックで自給率向上のニーズがさらに高まり、原子力発電比率が急速に高められた。その成果は2008年の原油価格高騰の時に表れた。日本経済にさしたる影響が及ばなかったのは、電力供給における石油依存度が約10%にまで低下していたからである。

原子力の必要性はもちろん、安全保障だけではない。毎日約100億円もの国富が海外に流出していること、電力料金が高騰してエネルギー多消費産業の経営を死活的に圧迫していること、温暖化ガス排出が増加していること、さらには電力の供給力を維持するため老朽化した火力発電所を総動員していること、定期点検を4年間も実

施せず操業している火力発電所もあって電力供給体制は極限まで脆弱化している実態の情報を提供することも重要である。

3. 安全性はどのような情報を提供すべきか

(1) まずは事故の直接原因を説明すべし

いまだに事故の直接原因が不明確だと思っている国民が多い。その最大の原因は、東北地方太平洋沖地震がM9.0という、未曾有の地震だったことであるが、事故機の内部調査が十分に行えていないことも影響している。

日本原子力学会は事故の直接原因は、①不十分だった津波対策、②不十分だった過酷事故対策、③不十分だった緊急時対策、事故後対策および種々の緩和・回復策の3つであったと結論付け、地震によって安全機能に重大な影響がなかったとの調査結果を公表している⁴⁾。政府事故調も基本的に同じ見解を示している⁵⁾。

しかし、規制基準には地震対策の強化が盛り込まれている。なぜ送電線だけでなく、施設の地震対策も強化されたのかについて国民が納得できる説明が求められる。

(2) 難解だが深層防護の説明は不可欠

チェルノブイリ事故の後、全世界の安全規制の専門家が集まって、事故のリスクに正面から向き合うための最善の方法としてまとめられたものが、第1表に示す深層防護(Defence in Depth)と呼ばれる原子力施設の安全設計思想である。

新規制基準はこの深層防護の考え方に基づいて作成されている。学会事故調報告でも今後の安全設計は深層防護の考え方に基づいて実施すべきことを提言し、12頁

もの紙面を割いてその重要性を論じている⁶⁾。この考え方は難解であるが、国際標準であること、そしてこれからの安全対策は、設備の設計から防災対策まで全てこの考え方に基づいているので、広く理解を求める必要がある。

深層防護がIAEAの国際基準として制定されたのは今から18年前の1996年である。欧州各国では2000年前後に安全規制の上位文書に取り入れ、事故に向き合う安全対策が実施された。しかし、残念ながら我が国では国民に向けてこの深層防護の全体像に関する情報がほとんど提供されてこなかった。今後は福島第一事故の当事国として、さらにこれを発展させて原子力の安全性の先進国となることを目指すべきであろう。世界で一番安全な原子力発電所を目指すのであれば、ハードウェアだけでなく、安全設計思想でも世界をリードする国にならないといけないからである。

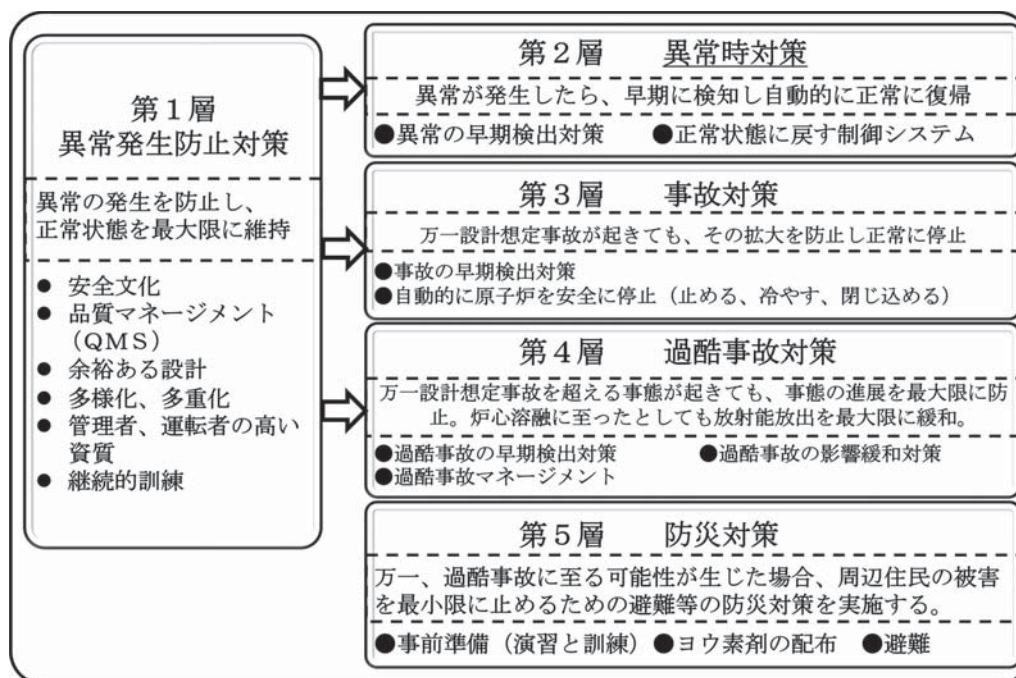
(3) 再発防止策を中心に据えるべし

安全対策で国民が最も知りたいことは、福島第一と同じような事態になった時に、事故が起きないかどうかについてであろう。すなわち再発防止対策である。膨大な規制基準を全て説明しようとするよりも、再発防止対策にフォーカスして説明することに心掛け、副次的対策は控えめにするという、メリハリを付けた説明が望まれる。

(4) 確率論的リスク解析の重要性

事故後、クローズアップされたことの一つは確率論的リスク解析(PRA)である。国際的にはやはりチェルノブイリ事故の後、安全設計の高度化手法のひとつとして20年ほど前から先進各国の規制に取り入れられてきた

第1表 深層防護



が、我が国は導入に消極的であった。2006年に耐震指針の改定で地震に関して確率的リスク解析(PRA)が導入されたのが唯一の例外である。消極的だった原因は、安全神話の存在だと思われる。PRAを正式採用すれば、いやがうえにも事故が起きる確率の存在が明らかになり、事故に向き合わざるを得なくなるからである。

PRAは事故の確率評価だけでなく、プラントシステムのウィークポイントを把握するためにも非常に有用である。米国ではこれによってプラントの品質、すなわち安全性が大幅に向上したという実績が蓄積されている。

今後は安全神話の呪縛から解放され、事故に向き合う安全設計を行うことになるので、PRAをフルに活用して定量的に信頼性、安全性を把握して改善を進める、科学的設計技法を活用することが期待される。

(5) 事業者の自主的取り組み情報も提供すべき

国際安全基準では、事業者が国の規制基準を満たすことは最低要件だとされており、それに安住することなく、最新の技術知見に基づき必要に応じて自主的な安全対策を講じることが求められている。それが事故を防止する上で最も重要な「安全文化」の要件だとされている。したがって、国民には国の規制基準に適合しているとの情報提供だけでは十分とは言えないことになる。事業者が実施している自主的な改善に関する情報も提供する必要がある。

しかし、現時点ではどの事業者も新しい規制基準に適合させることで精一杯であろうから、当面は規制基準への適合の情報だけで十分である。中長期的には事業者は規制基準に安住することなく、自主的な改善を重ねていくべきであり、国民にもその情報を提供して、事業者への信頼向上の材料のひとつとされるべきであろう。

4. 規制当局が直接地域住民に情報提供すべし

国民への情報提供は一体誰の役割なのだろうか。原子力発電所の安全審査は政府が行っているのに、国民や立地地域の住民に対して、国が直接安全性を説明する仕組みは存在していない。地域住民への情報提供は事業者と立地自治体との間に締結されている安全協定に基づく説明会の場を通じて行われている。政府の安全規制当局はその説明会にオブザーバとして参加して、情報を提供している。独立機関である規制者からの情報提供が被規制者が開催する場を通じて行われていることになる。地域住民から見たら、事業者と規制当局が一体となっているように見えてしまうという問題がある。規制当局は事業者を通じてではなく、直接、地域住民に情報提供する仕組みを作ることが望ましい。この問題は原子力規制委員会設置法が国会で採決された際の付帯決議でも盛り込まれており、早急な改善が求められる。

V. ストレステスト結果の活用

1. 1次ストレステストは画期的

事故直後に原子力安全・保安院からの指示⁷⁾で実施されたストレステスト(1次)は2つの点で画期的なものだったと言える。第1は、緊急時対応の実地演習を行ったこと、第2は安全対策の実力を評価したことである。いずれも過去に行われたことのないものである。しかも全国30基の原子力発電所で一齐に実施し、その評価結果が国民の誰でも閲覧できるよう公開された。しかし、ひとつだけ残念なことは、30基の原子力発電所の1次ストレステスト評価結果⁸⁾のうち、原子力安全・保安院のレビューが完了したのは9基だけで、原子力安全委員会までレビューが完了したのはさらにそのうちの2基だけだった点である。しかし、政府のレビューが完了しなかったとしても事業者が実施した評価結果の価値は損なわれるものではない。今後、大いに活用されることを期待したい。対策の実力評価結果は、福島第一事故の再発防止対策の可視化例として有用なので、以下にその概要を紹介する。

2. 再発防止対策の効果を定量的に明示

緊急対策の実施によって、福島第一事故の再発防止対策の効果、すなわち事故防止の実力が定量的に評価されている。

(1) 地震： 想定を超える地震にどの程度の地震レベルまで燃料損傷せずに耐えられるかを評価

(2) 津波： 想定を超える津波にどの程度の高さまで燃料損傷せずに耐えられるかを評価

(3) 地震と津波の重畳： 想定を超える地震と津波の同時発生に、どの程度まで燃料損傷せずに耐えられるかを評価

(4) 全交流電源喪失(SBO)： 発電所が完全に停電(全交流電源喪失)した場合に、外部からの支援なしでどの程度の時間まで燃料損傷せずに耐えられるかを評価

(5) 最終ヒートシンク喪失(LUFS)： 燃料から除熱するための海水を取水できない場合(最終ヒートシンク喪失)に外部からの支援なしでどの程度の時間まで燃料損傷せずに耐えられるかを評価

(6) シビアアクシデントマネジメント： これまでに事業者が整備してきたシビアアクシデントマネジメント策の効果を検証。

3. 1次ストレステスト結果の可視化

報告書で示された評価結果の値を基に、筆者が大飯3、4号機の評価結果の可視化を試みた。

(1) 地震耐力の可視化

大飯3、4号機の地震耐力の評価結果をグラフ化し第1図に示す。なお、ストレステスト時点で700ガルとさ

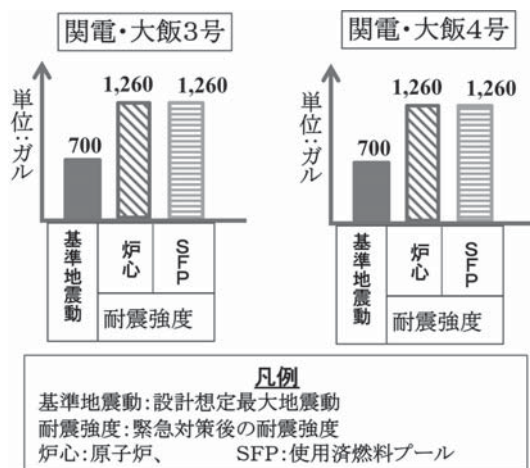
れていた基準地震動は、現在審査が行われている適合性審査で856ガルまで引き上げられている。1,260ガルは福井地裁判決でも引用されている。

(2) 津波耐力の可視化

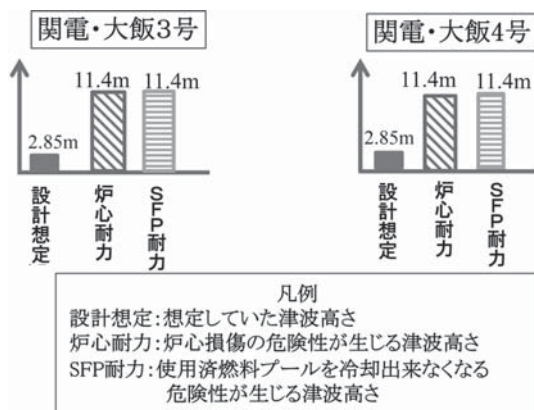
大飯3、4号機の津波耐力の評価結果をグラフ化し第2図に示す。

(3) 全交流電源喪失(SBO)耐力の可視化

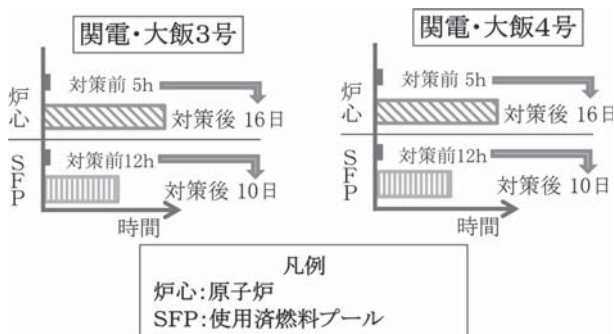
大飯3、4号機のSBO耐力の評価結果をグラフ化し第3図に示す。図の中の「対策前」は旧原子力安全・保安院から指示された緊急安全対策⁹⁾を実施する前の停電耐力



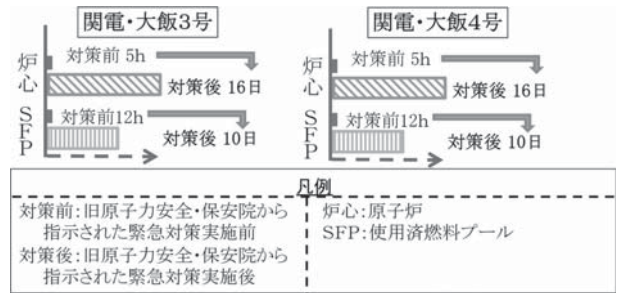
第1図 基準地震動と緊急対策実施後の地震耐力



第2図 想定津波高さと緊急対策実施後の津波耐力



第3図 緊急対策実施による停電耐力の改善(全交流電源喪失(SBO)時に燃料冷却手段が尽きるまでの時間)



第4図 緊急対策実施による冷却源喪失耐力の改善(最終冷却源喪失時に燃料冷却手段が尽きるまでの時間)

を示し、「対策後」は緊急対策実施後の停電耐力を示す。

(4) 最終冷却源喪失(LUFS)耐力の可視化

大飯3、4号機の最終冷却源喪失(LUFS)耐力の評価結果をグラフ化して第4図に示す。図の中の「対策前」は旧原子力安全・保安院から指示された緊急安全対策を実施する前の停電耐力を示し、「対策後」は緊急対策実施後の停電耐力を示す。

(5) 1次ストレステスト結果の注意点

上述した1次ストレステスト結果の可視化は、IV章で述べた情報提供の在り方の一例として示したものである。規制基準への適合性審査の過程で基準地震動は変更されているが、現時点では適合性審査が完了していないため、グラフの中の数値は1次ストレステスト評価結果のままとしている。

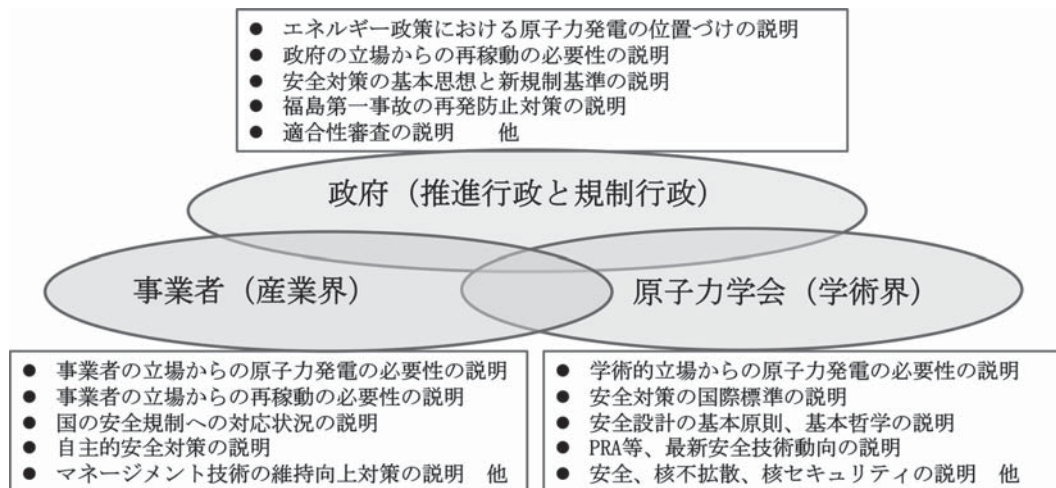
VI. 国民への情報提供の役割分担

1. 原子力学会が提供すべき情報

原子力学会は、政府や事業者を代弁して情報を提供する立場にはない。学術的立場から独立、公正な専門家として客観的な情報提供が求められる。原子力発電の必要性の学術的な論拠、安全対策の国際標準の解説や動向、安全設計の基本原則や基本哲学、確率論的リスク解析(PRA)の学術的手法などの最新安全技術、核不拡散、核セキュリティの解説や動向などがそれに該当する。PRAのレベル1、レベル2は既に原子力学会標準を制定済みであり、また、安全基本原則も2013年11月にIAEAの基本安全原則をベースにして日本語版を発行済である。

2. 政府が提供すべき情報

まず、エネルギー政策を推進する立場から、エネルギー基本計画になぜ原子力発電をベースロード電源として位置づけたのか、繰り返し説明する必要がある。再稼働問題に関しては、これまで政府の方針で停止させてきたのであるから、再稼働させる理由の説明を事業者に押し付けるのは筋違いではなかろうか。政府が正面から説明すべきである。次に、安全規制の立場から原子力安全の基本的な説明を行う必要がある。第1に事故の可能性



第5図 国民への情報提供に関する官・産・学の役割

が否定できないのに規制基準に適合すれば再稼働しても良いとした根拠の説明，第2に，どのように再発防止対策がなされているのか，第3に規制基準の適合性審査でどのような判断基準に基づいて合格と判断したのかの根拠などを説明すべきであろう。

3. 事業者が提供すべき情報

事業者も企業の立場からなぜ原子力発電を選択したのかを説明すべきであろう。再稼働についても電力供給者の立場から必要性を裏付ける情報を提供すべきである。依存度が高まっている火力発電所の脆弱性が極限まで高まっていると言われる実態に関する情報などである。安全性に関してはマネージメント技術の維持向上対策への取り組みなど事業者でない点を中心に説明すべきである。

以上に述べた国民に向けた情報提供に関する官，産，学の役割分担をまとめると第5図の通りとなる。

－ 参考資料 －

- 1) 福島県庁ホームページ (<http://www.pref.fukushima.lg.jp/sec/16055b/>)
- 2) 復興庁ホームページ (<http://www.reconstruction.go.jp/topics/main-cat2/sub-cat2-6/20140526131634.html>)
- 3) 東京電力ホームページ (<http://www.tepco.co.jp/comp/jisseki/index-j.html>)
- 4) 日本原子力学会東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会，福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言，丸善出版，2014.3.
- 5) 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会最

終報告，2012.7.

- 6) 日本原子力学会東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会，福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言，6.3節，丸善出版，2014.3.
- 7) 2011年7月22日に原子力安全・保安院から各電力会社に发出された「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について（指示）」
- 8) 発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価（一次評価）に係る報告書，2011.10～2012.8.
- 9) (1)平成23年3月30日付け「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について（指示）」(平成23・03・23原第7号)；
 (2)平成23年4月15日付け「原子力発電所及び再処理施設の外部電源の信頼性確保について（指示）」(平成23・04・15原第3号)；
 (3)平成23年6月7日付け「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえた他の原子力発電所におけるシビアアクシデントへの対応に関する措置の実施について（指示）」(平成23・06・07原第2号)；
 (4)平成23年6月7日付け「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」(平成23・06・07原第1号)。

著者紹介

諸葛宗男（もろくず・むねお）

東京大学公共政策大学院

（専門分野/関心分野）原子力化学工学，プロジェクト・マネージメント，原子力法工学，原子力安全規制，リスク・コミュニケーション



解説

米国科学アカデミーの福島原子力事故報告書

米国原子力プラントの安全性向上のための 福島原子力事故からの教訓

筑波大学 成合 英樹

米国科学アカデミーは、東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故につき2年間の調査研究を行い、7月24日に報告書のドラフトを公表した。この調査で分かったことを9つの新知見(Finding)にまとめ、10の提言(Recommendation)がなされた。提言は、過酷事故へのハード面での対応や訓練に加え、設計基準超過事象とリスク評価、安全規制への新しいリスクの考え方の活用、周辺地域の緊急時対応、原子力安全文化の改善等、広い視点でなされている。

I. はじめに

2011年3月11日の東日本大震災と大津波により、福島第一原子力発電所で3基の原子炉の炉心溶融と原子炉建屋の水素爆発による大きな損壊、そして大量の放射性物質が施設外へ広範囲に放散する大事故が発生した。丁度米国では、原子力の将来に関するブルーリボン委員会(the Blue Ribbon Committee on American Nuclear Future)が、米国における使用済み燃料と高レベル放射性廃棄物の処理に関するエネルギー省の見解の評価を終えたところであったが、使用済み燃料プールからの放射性物質放出の可能性問題が持ち上がった。ブルーリボン委員会は、米国科学アカデミー(NAS: National Academy of Science)が福島原子力事故からの教訓の評価を行うよう意見を出したが、米国議会で取り上げられ、米国原子力規制委員会(NRC: Nuclear Regulatory Commission)とNASの契約として調査研究が行われた。

調査研究の課題は4点で、第一は事故の要因、第二が使用済み燃料と高レベル廃棄物の安全の再評価、第三が商用原子炉の安全・セキュリティにおける原子炉システムと運転への教訓、第四が商用原子炉の安全・セキュリティのための規制への教訓である。しかし事務的要因もあって今回の報告には第二の課題は含まれず、残りの3つの課題についての検討がまとめられた。第二の課題は引き続いて行われ、別の報告書としてまとめられる予定である。

Report of the Fukushima Nuclear Accident by the National Academy of Science; Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants : Hideki NARIAI.

(2014年8月29日 受理)

NASは、米国原子力プラントの安全とセキュリティ向上のための福島原子力事故からの教訓委員会(以下、委員会)を設置した。委員会は委員長と副委員長を含め21名の委員よりなるが、原子力工学関連以外に広範な専門分野の専門家より構成された。総計39回の会合を行ったが、そのうちの1回を東京で行うと共に、福島第一、第二、女川の原子力発電所に行き調査を行った。

なお、既に多くの事故調査委員会がある中での本調査の目的は、「米国の原子力プラントの安全とセキュリティを改善すべく、他の機関の評価結果も考慮しつつ福島原子力事故からの教訓に関し広いスコープで高いレベルのレビュー」を行うこととした。委員会としての任務には事故の責任の所在を明らかにすることはなく、また米国の原子力プラントへの教訓が任務で、日本を含む他の国への提言ではない、としている。しかし報告書には、「委員会としては本報告が他の国の原子力プラントの安全にも有用であると考え」として、広く活用されることを期待している。

II. 報告書の構成

報告書は約370頁で、7章の本文と15項目の付録、そして概要よりなる。第1章の序論は本調査研究の説明がなされている。第2章は、本調査研究の基礎資料として沸騰水型炉(BWR: Boiling Water Reactor)を中心に日米のプラント情報の概要が記されている。第3章と4章に、東日本大震災と津波による日本の原子力プラントへの影響、及び福島第一原子力発電所事故の概要が記されている。第5章はプラント運転と規制への教訓、第6章にサイト外における緊急時対応と教訓、第7章に原子力安全文化への教訓が記されている。巻末の付録は、委員会委員の紹介や用語表等のほかに、過酷事故と水素制

御、確率論的リスク評価等の説明がなされており、また報告書中には随所に「サイドバー」としてベントのような専門用語や福島事故の時系列等が分かりやすく説明されている。

Ⅲ．日本と米国の原子力プラント

報告書第2章では、専門外の人のためということで、日米の原子力プラントの現状及びBWRを中心に冷却系や格納容器等の機器についての説明がなされた。そして米国の35基のBWRのうちの21基が福島第一原子力発電所の1～4号機と同じ設計であることも説明された。次いで、長年にわたって幾つかの重要な改善がなされてきたことが記されている。

まず1975年のブラウンズフェリー1号機の電線ケーブル空気漏洩チェックに端を発する火災の教訓からの対策強化である。大変困難な課題で米国では長年かかったが、まだ全ての原子炉がこの対策をとったわけでないこと、日本ではこの対策は取り入れられなかったことが記されている。なお、日本もこの火災対策には長年かかっていたが、最近、原子力規制委員会で規制要件化がなされた。

1979年のTMI事故では多くの教訓が得られ、格納容器強化ベント、格納容器の不活性化等、そして制御系の改善がなされた。これらは日本でも行われたことが記されている。日本では原子力安全委員会ができたばかりで、これらも含む52項目の教訓を摘出して対策を実施すると共に、ABWR、APWRの開発にも含まれていった。

1988年にNRCはある一定期間の全電源喪失に備えるよう規則を定めた。1990年の原子力安全委員会の安全設計審査指針では、この期間を30分間とした。バックアップ用電池は日米共に4～8時間の耐久時間であった。NRCは最近、追加指令として無限時間の電源喪失を考えることを要求した。

2001年のテロリスト攻撃に対応するため、NRCは2002年に飛行機衝突を含む全ての原因による大火災や爆発に備えた緩和戦略を立てるよう指示した。(最終規則は2009年)日本の産業界はこのことを知らなかったので対策はとらなかった。規制当局の原子力安全・保安院(NISA)はこれを説明されて知っていたが院内に留め、事業者へ要求することはなかった。

2007年の新潟中越沖地震で変圧器の火災があり、追加水源・消防ポンプ車・防震重要棟等が日本で規制要求となった。これらは福島原子力事故対応にも有用であった。

Ⅳ．福島原子力事故の要因

東日本大震災と津波に関する概要、各原子力発電所による影響の違い、そして福島原子力事故の要因が、第3章と第4章に記されている。

福島第一原子力発電所を襲った想定以上の大きさの津波に関して委員会は詳細な調査を行った。そして2001年

に東日本沿岸への大規模津波が800年から1100年の間隔で発生している可能性があるとする指摘があり、その後も大津波の警告があったとし、特に東電が2008年の試行計算の結果があったにも関わらず、更なる調査検討が必要として対策をとらなかったことを問題にしている。

特に、防波堤や新岸壁のような建設に時間がかかるものでなくとも、海水ポンプの浸水からの防護、非常用電源・スイッチ・バッテリーの高所化、入口浸水防護のようなものだけでもしてあれば、事故対応がもう少し楽であった、というものである。

委員会は新知見(3.1)として、「原子力プラントの事業者と規制者は原子力プラントのハザードに関する新しい知見を常に探求すること、リスク評価にこの情報と対応手段を含むこと、リスク評価で影響がある場合には対策をタイムリーに行うこと」とした。

さらに事故からの新知見(4.1)として以下のようにまとめている。「福島原子力事故は、外部電源喪失、浸水によるAC・DC電源喪失、原子炉のモニタ・制御系・冷却機能を喪失させて3基の炉心損傷となり、3基の原子炉建屋は水素爆発で損壊し、放射性物質の施設外への大量放出となって、広域住民と国民の苦痛・大きな経済的損失をもたらした。福島第一原子力発電所の職員は勇気をもって粘り強くこれに対応し、事故の拡大を防ぐことに貢献した。しかし、プラント安全機器類の浸水防護に失敗、電源喪失による対応手段の限定化と実時間情報の喪失、最終ヒートシンクの喪失に伴う全電源喪失耐久時間超過、多数基プラントの干渉による事故対応の複雑化、運転員・緊急時対応職員の電源喪失事故に対する訓練不足、時宜を得た指令伝達の失敗、サイト緊急時対応センター内、及び本部と現地の緊急時対応センター間の役割と責任の不明確さ、多数号機にまたがる事故の広がり等により、各プラントの職員レベルでは対応することができなかった。」

Ⅴ．プラントの運転と安全規制への教訓

福島原子力事故後、各国政府・国際機関等は原子力の安全に対するレビューを開始した。米国では産業界と規制機関が行っており、原子力のシステム・運転・規制に変更をもたらそうとしている。

委員会の新知見(5.1)は以下の通りである。「米国や各国の原子力プラントの運転者や規制者が、原子力プラントシステム・運転・運転員訓練を改善しようとしている。米国では原子力産業界によるFLEX(Diverse and flexible coping strategies)イニシアチブとNRCによるNTTF(Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident)である。これらは実施中であり、その内容・有効性・規制体系での状況を評価するにはまだ早い。」

委員会は、原子力の産業界や規制者が上記の活動を実

施する際に、設計基準超過事象に対しても効果的に対応できるように2件の提言を行った。提言(5.1A)は、「システム等の改良の必要性で、これには予測していなかった事態への緊急的な対応と共に、次に記すプラントシステムや機器類の有効性・利用性・信頼性・冗長性・多様性に特に注意すべきとしている。すなわち、計測・安全系制御のDC電源、電源喪失時の実時間プラント状況予測手段、崩壊熱除去・炉減圧・格納容器ベント系、炉・格納容器・使用済み燃料プールの主要な熱水力パラメータのモニタ、水素モニタと緩和策、放射線とセキュリティモニタ、制御室と技術支援センター間・現地と外部支援施設間等の情報伝達と実時間情報システム」である。

また提言(5.1B)は、「リソースの利用と運転者の訓練に関するもので、予測しなかった事態への臨機応変の対応も含まれる。特に注意が必要なこととして、(1)多数基立地サイトで緊急時に長時間困難な状況が続く事態での職員の対応能力。(2)緊急時手段・広範な損傷緩和指針・過酷事故管理指針の強化・統合。これには以下の点への配慮が必要とした。AC・DC電源の長時間完全喪失、DC電源とプラント空気供給系が使用できない時の原子炉容器減圧と格納容器ベント、プラント電力が得られない時の低圧水注入、十分な水位を保ちつつ圧力容器減圧から低圧注水への遷移、冷却系と格納容器への大きな水素爆発の影響防止・緩和策、停止中の炉で主要安全系が使用できない時の原子炉冷温停止状態の維持。(3)運転員とプラント緊急時対応組織の訓練。これには、極端な設計超過事象で炉を安全に停止できるように臨機応変の対応を用いた特別訓練、及び原子力プラントシステム設計と運転の理解を深め、緊急時対応能力の向上を図る一般的訓練」である。

VI. 設計基準超過事象リスクの評価能力向上

設計基準超過事象にいかに対応するかが問題である。これに対する委員会の新知見(5.2)は以下の通りである。

「設計基準超過事象、特に低頻度・大規模事象では、原子力プラントに過酷事故を発生させ、炉心と使用済み燃料に損傷を与える。過酷事故ではプラント内で水素の発生と燃焼を引き起こし、放射性物質を敷地外環境へ放散する。過酷事象で生ずる安全のリスクをより深く理解し、それを緩和する適切な方策をとる必要がある。」

委員会はこれに対して3つの提言を行った。第一の提言(5.2A)は、「米国の産業界とNRCは、設計基準超過事象によるリスクを同定・評価・対応する能力を向上すべきである。特に事象同定が重要で、それには、プラントシステムの干渉効果やその事象に対する運転員や主要メンバーの対応を考え、それによる広範囲の施設外での健康・環境・経済・社会的結果のより良い予測を行う。」

第二の提言(5.2B)は、「能力を高めようとする産業界

の努力をNRCが支援すべきことで、手法に対するガイダンスを与え、技術的なピアレビューにより監督する」というものである。

第三の提言(5.2C)は、「米国の産業界とNRCが第一の提言を行う時には、広大な地域と多数基プラントへ影響を及ぼす可能性を持つ設計基準超過事象によるリスクに特に注意を払うべきで、これらには地震・津波・大洪水・磁気嵐等がある。」

VII. 原子力安全規制における新しいリスクの考え方の活用

これまで、冷却材喪失事故や過渡過出力事故のような設計基準事故が炉のシステム設計で要求されてきた。しかし、福島原子力事故は1979年のTMI事故や1986年のチェルノブイリ事故と同様の設計基準超過事故である。

委員会は新知見(5.3)を示した。すなわち、「原子力プラントの40年にわたる解析と運転経験から、原子力プラントの炉心損傷リスクが設計基準超過事故で支配されることが示された。このような事故は、多重の人的過失や機器故障、運転手順書違反、厳しい外部事象によって生ずる。原子力プラントの安全を規制する従来の方法は、設計基準事故のような決定論的考え方によっていたが、炉心損傷事故を防止し、またその結果を緩和するには適切でない。そこで新しいリスク評価の考え方が原子炉の許認可や規制に適用され始めている。これらの考え方を許認可や規制に完全に適用すれば、炉心損傷リスクとそれによる結果をもっと低減し、原子力プラント、特に現在稼働中のプラントの相対的な安全性を向上させることができる。」

これに対する提言(5.3)は、「NRCは新しいリスクの考え方を原子炉の安全規制でもっと活用すべきで、これは提言5.2Aで示したリスクを同定評価する能力の向上によって可能となる」とした。

委員会は、「新しいリスクの考え方が、3つの要素“何が起こり得るか？どの位生じ易いか？もし生じたら結果はどうなるか？”で定義されるリスクを意味する」とした。これに答えるには定量的解析評価では限界がある。また、この提言を完全に実施すると、最近のNRCの規制手段、例えばバックフィット解析のようなものは変更する必要があるかもしれない」としている。

VIII. 敷地外緊急時対応能力と必要な改善

福島原子力事故による広範な住民の退避等により、これまでの日本の防災対策における多くの課題が明らかになった。委員会では、日本の緊急時対応の脆弱性についての新知見、及び米国への教訓としての新知見と教訓を記している。

新知見(6.1)は、以下のように日本の緊急時対応につ

いて多くの点をあげている。「福島原子力事故は日本の施設外緊急時管理の弱点を明らかにした。さらに地震と津波という相反する要求が、事故に対する対応能力を限定化させた。準備された原子力緊急時対応計画の実施は広域にわたる大自然現象に圧倒され、情報伝達・電力・その他主要インフラは長時間にわたる停止状態となった。さらに、準備された緊急時計画が重大事故時には不適切であった。政府・産業界の職員による意思決定プロセスは、プラント状態・事故進展・放射性物質の施設外放出・近隣住民への放射線量に関する信頼性のある実時間情報がなく大変であった。中央政府と地方自治体間の調整も情報伝達が悪く妨げられた。防護措置はその場対応で、特に高齢者・病人等の弱者やヨウ化カリウム配布で問題であった。放射線基準・除染基準等の政策変更が国民に混乱と日本政府への不信感をもたらした。汚染地区の除染と帰還努力がなされているが時間的計画と最終的な姿が明確でない。緊急時における有効な情報伝達方法の準備と実施ができず、日本政府・規制機関・産業界に対する国民の信頼を喪失することとなった。」

委員会は米国における状況への新知見と2件の提言を行っている。新知見(6.2)では「過酷事故に対する米国の準備状況を検討する時間・手段がなかったとしつつ、福島原子力事故のような過酷・長時間にわたる、地域スケールの自然災害である原子力の過酷事故に対して、米国の緊急時対応能力が十分であるかどうかの疑問が生じた」としている。

その上で、提言(6.2A)として、「米国の原子力産業界と緊急管理責任を有する組織は、敷地外の地域スケールの災害を伴う過酷な原子力事故に対する準備状況を評価すること。関係する住民との情報伝達計画を含めた緊急時対応計画は、長期間の事故災害シナリオに対応した有効な戦略、良く訓練された人員と適切な物質的資源を有するよう必要な部分の増補や改定がなされると共に、以下の事項対応を含めたものであること。すなわち、広域外部電源喪失や情報伝達系・交通手段・緊急時インフラの損壊。原子力プラントや使用済み燃料プールからの放射性物質放散等の実時間情報がない状況。原子力プラントから10マイル緊急時計画区域を越えた放射性物質の放散。」を記している。

提言(6.2B)は、「米国の原子力産業と緊急時管理責任を有する組織は、過酷原子力事故により影響を受ける周辺住民に対する防護手段(例えば屋内退避、避難、隔離、ヨウ化カリウム配布)のバランスを評価し、指針を改定すること。特に子供・病人・老人の防護活動、社会的・心理的・経済的影響を含めた長期間の屋内退避・避難・隔離の影響、放射性物質放散により汚染された地域の避難住民の帰還決定、に注意すること。」である。

IX. 原子力の安全文化の改善

原子力の安全文化とは、安全を最も重視して継続的に行動することである。この点に関して委員会は、日本の現状に対する1件の新知見、米国に対する1件の新知見と2件の提言を行っている。

日本に対する新知見(7.1)では以下の点が指摘された。「日本政府は福島原子力事故の前に、原子力安全文化の必要性を強く認めていたが、東京電力と規制者はその文化を確立・実施・維持することに欠けていた。福島原子力事故後の日本の規制システムの調査では、規制機関が独立でなく規制の虜(regulatory capture)になっていると結論した。」

新知見(7.2)は米国における状況を述べたものである。「米国における原子力安全文化の確立・実施・維持・情報伝達は、原子力産業界とNRCの優先事項である。米国の産業界は実質上INPO(Institute of Nuclear Power Operations)を通して、原子力安全文化プログラムの設定と、それらの各プラントへの実施状況に対する評価メカニズムを自主的に確立してきた。NRCは原子力安全文化に関する政策声明を発表したが、声明には産業界に対する実施ステップや個別の要請は含まれていなかった。」

そして委員会は提言(7.2A)として以下を示した。「NRCと米国原子力産業界は、安全に関わる全ての活動において安全文化を強く維持し継続的にチェックしなければならない。加えて、NRCは規制者の独立性を維持する指導性を持たねばならない。NRCは、外部の影響により、原子力の安全文化が妥協させられることなく、議論が妨げられることなく、安全に関わることを公衆に公開することを確約しなければならない。」

さらに委員会は提言(7.2B)として、「米国産業界とNRCは、自分達の原子力安全文化を評価・改善する努力に関し、透明性を高め、情報伝達を増やす機会を探るべきである」とした。

X. むすびに代えて

1. 報告書全体について

報告書は極めて広い視点と深い考察に基づいて書かれている。これは21人の委員構成において、原子炉工学・伝熱流動・放射線影響・保健物理・地球物理・耐震構造工学・リスク・認識心理・法律と規制・テロ対応等の広い分野の優れた専門家がカバーしていることによる。さらに、当初から委員会のミッションを明確にして議論を進めたことが、多くの混乱した情報の中で、明確に将来の方向を出す提言にまとめることができたと考える。

このレビューでは、委員会の新知見や提言を中心に記したが、本文には多くの調査記録の記載がある。以下に印象に残った幾つかを記す。

2. ハザードに対する新情報と津波評価

新知見・教訓に、「ハザードに関する新情報の継続した探求」がある。委員会は事故を起こした津波ハザードに関して東電等の状況を調べ、貞観津波と同じような津波が来るという恐れが十分あったにもかかわらず、対応がなされなかった、という趣旨の報告になっている。しかし、事故前の十年間を考えても、明確な指摘が専門家の間でもなされず、従って約19,000人の津波による犠牲者を出すことになったと考える。東電は、2007年の柏崎刈羽原子力発電所の地震による停止から再稼働へ向けて順次立上げが行われており、これを早くという思いもあったと推測される。いずれにしても、ハザードに関する新情報を常に追求していくことが教訓で、また大変重要なことである。しかし、どのような状況下でも常に優先して対応するにはどうすればよいか、自然現象の厳しい日本の大きな課題である。

3. 新しいリスクの考え方

委員会は、原子力プラントの運転と規制への教訓に関連して「新しいリスクの考え方」をもっと規制に用いることを指摘している。リスク評価において、レベル1PRA（炉心損傷）、レベル2PRA（格納容器破損）、レベル3PRA（放射性物質の施設外への放散）が開発されて、主に内部事象に関する評価が行われてきた。委員会は、日本の産業界がこのようなPRAを積極的に取り入れていなかったことを指摘している。その上で、委員会で新しいリスクの考え方として設計基準超過事象を含む広範な事象シナリオに基づいた評価を行うこととしている。外的事象等を含め、広く新しいリスク評価の考え方を規制に活用することを喚起したものである。

またこれに関連して、米国におけるバックフィット解析についての言及がある。米国では原子力プラントの新しい改良を行った場合に、それを既存プラントにバックフィットするかどうかはコストベネフィットの観点で検討する。その改良を行うコストが、安全系の場合にはリスクの減少に伴う利益より小さければその改良を行う価値があるというもので、その際にリスク評価解析を用いる。例えば、NRCによるBWRのベント系の変更要求は、コストの割にメリットがないということで採用されなかった。

4. 避難時の問題

委員会は施設外の緊急時管理に関して、報告書の新知見6.1で、福島第一原子力発電所周辺住民の避難に伴う問題点を広く指摘しており、米国を対象とした提言に活用している。それと共に報告書には、事故発生6日目の3月16日に米国国務省が、「福島第一から80km(50mile)以内(米国での基準)の米国人への退避」助言を行い、日本政府はこの地域の住民の避難を指示していないので混

乱したことを記している。原子力の緊急時に外国の機関が自国の滞在者・旅行者に助言を行おうとする時どうしたらよいか、という問題提起で、今後、検討解決すべき課題としてあげている。

5. 規制の虜

委員会は、日本の原子力の安全文化について、報告書の新知見7.1に記している。そこでは規制機関が独立でなく「規制の虜」となっていたと結論している。本文には規制の虜の説明があり、規制される者が規制者に対して公衆よりも自分達の関心事を植えつけようとするプロセスとしている。すなわち、公衆の安全より規制される者の都合を優先させるということである。当時の規制者である原子力安全・保安院(NISA)が原子力を推進する経産省の部局であったことも記して一層この説明をわかりやすくしている。本文にはさらに、日本の官庁と産業界との間の天下りと天上がりについても説明し、日本の企業と規制当局との関係を説明している。

6. 安全文化と規制者の専門性

安全文化とは、原子力の安全を最優先に考え、継続して努力することである。その意味では安全文化の重要な点は、原子力に対する高い専門性である。報告書では規制当局にフルタイムの専門技術者が少ないことが指摘されている。この点が大きな問題で、米国では10年以上前に調査を行い、日本の官庁のシステムと規制者の十分でない専門性を理解していた。高い専門性を持ち、技術の進歩にも対応でき、かつ待遇面でも優遇されて規制を行う規制機関のシステムを如何に作っていくか、日本の原子力の課題である。

10年前に米国の関係機関に新設の原子力安全基盤機構理事長として挨拶に伺った。エネルギー省の原子力局で後にNRC委員であったMagwoodさんにご挨拶したが、「あなたのような人でよかった」と言われ、どういう意味か分からなかった。「少しでも専門性が高く、規制の虜と関係ない人」と言いたかったのか、と最近になって改めて思う。

— 参考資料 —

- 1) Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants, National Academy of Science.

著者紹介

成合英樹（なりあい・ひでき）

筑波大学名誉教授

（専門分野/関心分野）原子力熱工学、伝熱流動、安全工学



核セキュリティに関する国際動向と日本の貢献

ハーグ核セキュリティ・サミットでの議論と今後の取組み

日本原子力研究開発機構 須田 一則

2014年3月下旬に第3回目の核セキュリティ・サミットがオランダのハーグにて開催された。今回のサミットでは、2010年にワシントンDCで開催された第1回目の核セキュリティ・サミットで掲げた「すべての脆弱な核物質の管理を4年以内に徹底すること」、ソウル・サミット・コミュニケでの「2014年までに改正核物質防護条約の発効」等を含むコミュニケ及び行動計画の進捗状況の確認、各国及び有志国の自発的な取組みの確認を行うことであった。しかしながら、ハーグ・サミットにて全ての項目が達成されたとは言いがたい。本稿では、これまでのサミットを含むハーグ・サミットの成果と日本の貢献について概観するとともに、サミットの意義、次期サミットへの課題と今後の取組みについて概説する。

I. 経緯

2014年3月24日から25日にかけて、オランダのハーグにて核セキュリティ・サミットが開催された。核セキュリティ・サミットは、米国オバマ大統領のイニシアチブの下、核セキュリティに特化したサミットとして2010年に米国のワシントンで初めて開催され、その2年後に韓国・ソウル、そして今回が3回目の開催となる。

ワシントン・サミットでは47カ国、3つの国際機関が参画し、そのうち37カ国から首脳が参加するなど、核セキュリティという単一の課題についてこれまでに類をみない会合となった。また、オバマ大統領がプラハ演説にて示した「すべての脆弱な核物質の管理を4年以内に徹底する」との目標に対して、核セキュリティに係る各国のこれまでの取組みや貢献について報告が行われるとともに、HEU(高濃縮ウラン)の使用の最小化、IAEAの役割の再確認、改正核物質防護条約や核テロ防止条約等の国際約束への早期加入を促すサミット・コミュニケ³⁾、並びにコミュニケを補強する作業計画⁴⁾が策定された。

ソウル・サミットでは、ワシントンでの参加国に加えて、デンマーク、リトアニア、アゼルバイジャン、ハンガリー、ルーマニア、ガボンの6カ国とインタポールが

メンバーに加わった。非国家主体による核テロのリスクが国際的に懸念される中、前回サミットで合意した作業計画の実施状況をレビューし、今後の取組みの方向性について議論が行われるとともに、東京電力福島第一原発事故から約1年という節目で開催されることから、原子力安全と核セキュリティのインタフェースについても議論が行われた。

またサミット参加国の合意形成が難しい課題について、有志国が自発的な協議・取組みを進める「バスケット提案方式」が採用され、核セキュリティ強化に貢献する13件のバスケット提案⁵⁾がなされた。各国がナショナル・ステートメントなどで個別に提示する取組みは「ハウスギフト」、複数国による取組みは「ギフトバスケット」と呼ばれ、日本は、輸送セキュリティに係るリード国⁶⁾となり、米国、英国、フランス及び韓国が日本の提案に参加した。また放射性物質及び情報に係るセキュリティ、核セキュリティ訓練・支援センターなど、6つのギフトバスケットに参加している。参加国の自主的かつ各国主導のバスケット提案による有機的な繋がりを通じて、核セキュリティ強化に係る協力体制が新たに構築された。

II. ハーグ・サミットの概要と日本の貢献

1. ハーグ・サミットの概要

サミット参加国(53カ国及び4機関)は、オバマ大統領の2009年プラハ演説を踏まえ、ワシントン及びソウル・サミットでのコミュニケ、並びにハウスギフトと呼

International Movement of Nuclear Security and Japan's Contribution to the World ; Discussion of the 3rd Nuclear Security Summit in Hague and future effort : Kazunori SUDA.
(2014年7月23日 受理)

ばれる各国が個別に提示した取組みについて確認し、満足しない項目について強化策を検討することが一つの目標であった。

主催者であるオランダのルッテ首相は、サミット終了後の記者会見⁷⁾でワシントン及びソウル・サミットの成果を賞賛するとともに、安全な世界に向けた大きな歩みとして2014年の核セキュリティ・サミットの主な成果は、世界中にある核兵器への転用可能な核物質量の削減、核物質及び放射性物質のセキュリティの向上、制度や組織等の国際的な核セキュリティ体制の強化、そして最後に政府と産業界の連携向上の重要性が認識されたことが成果であったと述べた。しかしながら、世界にはまだ2,000トン⁸⁾もの核兵器転用可能な核物質が存在するため、現状に満足せずに新たな課題に取り組むべきと総括している。

またハーグ・サミットでは、各国の活動報告、コミュニケーションの採択に加えて、議長国であるオランダが示した架空のシナリオに基づいて各国首脳が核テロ対策について議論を行う「政策シミュレーション」、及び首脳同士が少人数で核セキュリティ・サミットの将来について討議する「首脳リトリート」が実施⁹⁾された。

2. ハーグ・サミットの成果と日本の貢献

(1) ハーグ・サミットの主な成果

核セキュリティを強化し、核テロリズムの継続的な脅威を減らしていくことの重要性が首脳レベルで確認され、また、今後の取組み強化について取りまとめられた「ハーグ・コミュニケーション」が採択された。以下に、2010年ワシントン・サミット以降の主な成果について解説する。

(1) 核物質の最小化

- ・ハーグ・サミットでは、ワシントン・サミット時に1kg以上のHEUを所有するサミット参加国28カ国のうちの26カ国が、HEU等の量の削減に向けて活動したことを表明した。少なくともソウル・サミット以降に、核兵器500発と同等の量である15トンものHEUがLEU(低濃縮ウラン)に希釈され、原子炉で使用される予定である。
- ・オバマ大統領のプラハ演説(2009年)以降、オーストリア、台湾、ウクライナ、ベトナムなど12の国・地域が全てのHEUを撤去し、日本¹¹⁾、ベルギー、イタリア等15カ国のサミット参加国がこの趣旨に賛同してHEU及びプルトニウムの返還、または返還に向けた活動を実施した。これらの返還に向けて、米国、ニュージーランドは技術的、資金的支援を実施した。
- ・研究炉及び医療用アイソトープ製造施設のHEU燃料については低濃縮化の完了や低濃縮化を進め、また参加国のうち9カ国は低濃縮化する技術について

さらなる研究開発を継続¹²⁾していると報告した。

(2) 核物質及び放射性物質の核セキュリティ

- ・世界中の原子力施設、核物質及び放射線源のセキュリティが向上されており、核セキュリティに係る法制度は国際的なガイドラインに適合すべく更新された。また、各国は原子力施設の認証制度を確立した。各国が実施している核セキュリティ強化に向けた行動は、これらの問題が首脳の課題として高い位置にあることを示していると言える。
- ・その結果として、ほとんどのサミット参加国は、国際ガイドラインやベストプラクティスに適合するために核セキュリティ(物理的防護、放射性物質の輸送及び取扱いなど)に関連する国内法令の改訂を実施¹³⁾した。
- ・また具体的な措置として、28カ国は港湾または国境の検問所に放射線検出装置等を設置したことを報告した。核物質及び放射線源のセキュリティ向上については、有能な人材が不可欠であることから、多くの参加国は訓練施設の設置を検討し、そのうち12カ国は核セキュリティ訓練センターを開設するとともに、8カ国は訓練センターを建設または設置を検討した。

(3) 国際的な核セキュリティ体系の強化

- ・参加国は、核セキュリティにおけるIAEAの中心的な役割を認識し、世界中において核セキュリティを向上させるために国際核物質防護諮問サービス(IPPAS)等のIAEAの取組みを支援し、活用することを再確認した。
- ・多くの参加国は、施設の物理的防護が国際的なガイドラインやベストプラクティスと整合しているかを確認するためIAEAのIPPASミッションを要請している。参加国は、核セキュリティに関する地域協力の重要性を認識するとともに、施設の核セキュリティの向上、訓練の実施または共同行動計画を作成するためお互いの取組みを支援した。その結果としてワシントン・サミット以降、実施予定を含む21カ国がIPPAS受入れを報告し、そして3カ国が受入れを検討中¹⁴⁾である。
- ・一方、改正核物質防護条約の発効については、ソウル・コミュニケーションで目標として掲げた2014年中は間近に迫っており、参加国は同条約の批准に向けて関連する法令の制定に向けた作業を進めている。ソウル・サミット以降、フランス、カナダ、ベルギーなど7カ国が条約を批准し、ワシントン・サミット以降では19カ国が批准した。
- ・なお、米国、韓国、オランダのサミット開催国が提唱したバスケット提案である「核セキュリティ履行の強化(Strengthening Nuclear Security Implementation)」は、参加国に対して各種条約や

ガイドラインの国内への取組み, IPPAS ミッションの受入れについて要請し, その結果, このバスケット提案はサミットに参加している53カ国のうち35カ国が支持する等, サミットをホストした3カ国の活動は核セキュリティの強化に向けて寄与したと言える。

(2) 日本の貢献

日本は従来よりIAEA 保障措置技術支援(JASPAS)を実施するなど, 核不拡散に係る貢献が中心であったが, 近年においては, 米国エネルギー省との取決めの下, 核セキュリティに関する協力として, 原子力施設のためのセキュリティ設計ハンドブックの策定, 核セキュリティトレーニングコースの実施等が日本原子力研究開発機構(以下, JAEA という)により実施されている。またワシントン・サミット以降では, 日米協力における包括的な取決めの下, 日米核セキュリティ作業部会にて, 「高濃縮ウランの利用を低減し希釈作業を完了させるための原子炉の転換」, 「盗取又は妨害破壊行為の機会を減少させるための輸送のセキュリティに係る協力」, 「核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)における協力」, 「高濃縮ウラン及びプルトニウムの管理に係る共同研究: 物質の誘引の減少」など, 9つの課題について実施している。以下にハーグ・サミットでの日本の国別報告書¹⁷⁾から主要な貢献を記す。

(1) 高速炉臨界実験装置(FCA)等で保有する高濃縮ウラン及び分離プルトニウムの撤去及び処分

米国との協力を積み重ね, JAEA の高速炉臨界実験装置(FCA)のHEU 及び分離プルトニウムについて, その全量を撤去すること等を決定した。この協力により, 両国は核テロ対策と研究開発の双方を強化することができる。また, 京都大学臨界集合体実験装置(KUCA)の原子炉を低濃縮ウラン使用炉に転換することについての実現可能性に関する調査を継続しているほか, 東京大学原子炉「弥生」等のHEUの希釈, JAEA の材料試験炉臨界実験装置のHEUの米国への搬出について, 実施に向けた取組みを進めている。この世界的な核物質最小化への貢献に関する日米首脳による共同声明に対して, オバマ大統領は本サミットにおける最大の成果と賞賛した。

(2) 輸送セキュリティ向上に向けた取組み

2012年3月のソウル・サミットにおいて, 日本は「核物質及び放射性物質の輸送分野における核セキュリティ向上」に関するバスケット提案のリード国を務め, フランス, 韓国, 英国及び米国とともに, IAEA の勧告¹⁹⁾の履行, 関係省庁と核セキュリティの中核拠点(CoE)間の連携強化, 輸送セキュリティに関する机上演習を含む共同声明²⁰⁾を発出した。この共同声明を踏まえ, 2012年3月に米国ハワイにおいて輸送セキュリティに関する日米共同机上演習を実施するとともに, 2013年8月には日本において机上演習の設計と活用に関するワーク

ショップを開催した。また, 2013年11月にはフランス, 韓国, 英国, 米国及びIAEA ほかの参加を得て, 世界核セキュリティ協会(WINS)及び世界原子力輸送協会(WNTI)の協力の下, 日本において輸送セキュリティに関する机上演習を実施した。

これらの結果を踏まえ, 今回のサミットでは, 5カ国による共同声明²¹⁾を発信するとともに, 他国の輸送セキュリティ強化にも参考となる点をまとめた机上演習報告書を発表した。

(3) 「核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)」を通じた人材育成・能力構築支援

日本は, 国際的な核セキュリティ強化に貢献するため, 2010年4月のワシントン核セキュリティ・サミットにおけるコミットメントを実現させるべく, 「核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN)」を2010年12月にJAEAの下に立ち上げた。

ISCNはIAEA等と協力しながら, 主にアジア諸国の規制当局者等を対象に, 核物質防護実習フィールド施設やバーチャル・リアリティー施設などを活用したトレーニング等を実施し, アジア諸国及び国内の人材育成・能力構築支援を行ってきている。活動を開始してからの3年間で, 国内外から1,500人以上に対して, 原子力の平和的利用に関するセミナーや核物質防護に関するトレーニング等を実施した。

また, このような活動の実施に当たっては, 世界各国・地域の研究拠点との連携・協力も重要であり, 日本のJAEAとIAEAとの間での協力を更に進めるべく, 2013年9月, 両者間のプラクティカル・アレンジメントを作成した。

(4) その他

独立した原子力規制機関の設立, 核物質防護条約の改正²²⁾並びに関連国内法に係る国会承認手続き, IPPAS ミッションの受入れ表明, 核鑑識・核検知研究の推進等について報告がなされた。

III. 核セキュリティ・サミットの意義と課題

1. 核セキュリティ・サミットの意義

(1) 首脳レベルの会議

核セキュリティに係る各国の考え方は国内事情や地域の安定性への課題もあり, 核物質の脆弱性に対する考え方や対応はそれぞれ異なるため, 国際社会において一つのコンセンサスを導くためには時間と実施面で多大なコストが必要となる。

このような観点では, 核セキュリティという単一の課題について, 各国首脳によるイニシアチブは効果的であり, 重要事項の加速的な取組みが可能となる。

(2) 参加国による核物質の最小化の議論

サミットの課題の一つとして核物質の最小化について

の議論が実施されている。一見、民生用利用に焦点が当たっているが、これまでの核セキュリティ・サミット・コミュニケにおいても述べられている通り、自国の管理の下にあるすべての核物質については、民生用利用のみならず核兵器に使用される核物質を含むと記載されており、民生用以外の核物質の削減についての声は高まりつつある。この点に関し軍縮・不拡散の観点から、NPT運用会議にて核兵器国の透明性等が議論されているが、世界的な核兵器の削減に対してNPT非締約国が議論に参加していない等の限界があった。核セキュリティ・サミットでは、脆弱な核物質の削減に向けて、NPTの議論に参加していないインド、パキスタン及びイスラエルが議論に参加している点で意義があるといえる。

(3) 核セキュリティ強化に向けた取組み

議論の進め方として、各国が合意できるコミュニケ、ハウスギフトと呼ばれる各国の核セキュリティに係る意思表明及び有志国の提案を併せて実施することで、実効性を高めていると言える。また、原子力の平和利用と核セキュリティの両立を行う上で課題となる研究炉等での利用、特に医療用の放射性物質の製造に関して、首脳レベルのサミットとサイドイベントとして開催しているNGO及び産業界が連携しつつ進めていることも着目すべき点である。

(4) その他

最後に、直接的な意義ではないが、核セキュリティ・サミット及びNGOと産業界のサミットを報道するために、世界各国から約3,000名のジャーナリストが集まり、その報道が世界中に配信されたことは、核セキュリティの向上のみならず、テロの抑止という意味でも一定の効果があると言えよう。

2. 核セキュリティ・サミットの課題

オランダのルッテ首相は、記者会見でハーグ・サミットの締めくくりとして、ワシントン及びソウル・サミットで取りまとめたコミュニケよりもハードルを高く設定し、危険な核物質の削減、核物質及び放射性物質のセキュリティの改善などについて大きな成果が得られたと述べている。コミュニケの主要な項目でもある核物質の最小化、核物質等の核セキュリティの改善に係る課題について分析する。

(1) 核物質の最小化

「すべての脆弱な核物質の管理を4年以内に徹底する」との目標に対し、日本、ベルギー、イタリア等の26カ国が貢献する等、民生用のHEUの削減や医療用放射性同位元素の製造におけるHEUの低濃縮化の努力が着実に進められていると思われる。しかしながら、軍事用のHEU、サミットに参加していない国及びかつて自国で製造したHEUについての削減努力を言及していない南アフリカなど、まだ目標との間にギャップがあるとの指

摘²³⁾がある。また、プルトニウムの削減については、一見、米国等への返還が実施・検討されるという成果が得られているものの、これは民生用のプルトニウムのみであり、軍事用のプルトニウムの削減に係る貢献は示されていない。シンクタンクや外務省²⁴⁾によると、軍事用のHEUとプルトニウムは全体の85%を占めており、これらの核物質の削減が今後の課題と言えよう。

これらNPT上の核兵器国の削減と、いわゆる「事実上の核兵器国」でサミット参加国であるインド、パキスタン、イスラエルが保有する兵器用も含む核物質を削減することもサミットの目標であり、今後2年間の活動が注目される。

(2) 核物質等のセキュリティの改善

コミュニケでは、IAEAによる核セキュリティ分野での国際協力の強化、調整する必要性が強調されている。具体的には、IAEAの核セキュリティ・シリーズ文書等の指針や核セキュリティ統合支援計画(INSSP)、IPPAS等であるが、前者はIAEAとして、加盟国の人的、予算的支援等により今後も着実に進められるものであるが、後者のIPPASについては、原子力安全条約上の義務として行うピアレビューとは異なり、ボランティア的に実施する種類の活動であるため、加盟国からの要請が必要となる。そのため、サミットでの自発的なコミットメントや米国、韓国及びオランダのギフトバスケット「核セキュリティ履行の強化」により効果が高められたが、サミット終了とともにそのインセンティブが失われる可能性もあり、核セキュリティに係る制度的な補強が今後求められると考えられる。

また、「核セキュリティ履行の強化」については、中国、ロシア、インド、パキスタン等、サミット参加国の3分の1が署名しなかったことから、多国間でのコンセンサスを得ることは容易ではなく、そのためにはIAEAの役割強化という短期的な課題と制度構築等の長期的な課題についての検討が必要である。

IV. 2016年核セキュリティ・サミット及びその先に向けた世界の取組み

ハーグ・コミュニケでは、「国際的な核セキュリティ体系を強化するという我々の共通目標を達成するためには、継続的な取組みが必要であり、我々は、これが現在進行形のプロセスであることを認識し、IAEAが調整に主導的役割を果たす形で核セキュリティを取り扱う多様な国際的なフォーラムに、我々の代表者が継続的に参加する」とあり、サミットという形式にかかわらずにIAEAを中心とした何らかの枠組みを構築することが期待される。2016年に開催される米国でのサミットは、これまで目標として掲げた項目の総括と何らかの枠組み構築に向けた議論が行われることが考えられる。特に脆弱な核物質の最小化、核セキュリティ関連ガイドライン

及び国際条約等の整備と IAEA の役割強化などの今後に向けた体制整備、そしてサミット参加国のさらなる拡大が求められるであろう。

サミット参加国は自主的に民生用の HEU, Pu の削減を実施しているが、前述の通り核兵器保有国の削減に係る具体的な動きは明らかになっていない。サミット加盟国はこれらの核兵器保有国に対して核物質の核セキュリティに係る透明性を求めるとともに、削減を求める等の議論を行う必要がある。また、現在サミットに参加していない国の核セキュリティ上の脅威削減も重要である。国際社会の取組みとして、核兵器に転用可能な核物質を有しているがサミットに参加していないベラルーシ、ウズベキスタンへの対応が参考になると言えよう。ベラルーシについては米国との間でロシアへの返還等の協定を結びソウル・サミットまでに返還する予定であったが、ベラルーシ政府による野党への弾圧に対する米国の経済制裁により頓挫している²⁵⁾。一方、同様にサミットに参加していないウズベキスタンに関しては、ニュージーランドが資金的援助を行い、核物質を返還したとの報告が行われるなど²⁶⁾、サミットへの参加にかかわらずに二国間の取組みや予算面の支援の観点からも今後の対応を検討すべきである。

2016 年以降の体制については、IAEA の役割強化や、新たな条約の策定、NPT と同じような定期的な検討会議を行うなどが議論されているが、いずれの実現においても、核セキュリティ強化に係る政治的なモーメンタムを維持することが重要であり、首脳レベルの会合なしに核セキュリティ強化における推進力を維持できるのが課題である。

なお、本解説における意見は筆者の個人的な見解であり、JAEA の意見を代表するものではない。

— 参考資料 —

- 1) Nuclear Security Summit 2014,
<https://www.nss2014.com/en>
- 2) REMARKS BY PRESIDENT BARACK OBAMA,
http://www.whitehouse.gov/the_press_office/Remarks-By-President-Barack-Obama-In-Prague-As-Delivered
- 3) Communiqué of the Washington Nuclear Security Summit,
<http://www.whitehouse.gov/the-press-office/communiqu-washington-nuclear-security-summit>
- 4) Work Plan of the Washington Nuclear Security Summit,
<http://www.whitehouse.gov/the-press-office/work-plan-washington-nuclear-security-summit>
- 5) The Nuclear Security Summit: Progress Report,
http://www.armscontrol.org/files/Nuclear_Security_Summit_Report_2013.pdf
- 6) 2012 年ソウル核セキュリティ・サミット, 外務省,

http://www.mofa.go.jp/mofaj/gaiko/kaku_secu/2012/statement.html

- 7) Remarks by President Obama and Prime Minister Rutte of the Netherlands in a Joint Press Conference
- 8) Ibid.
- 9) 安倍総理大臣によるハーグ核セキュリティ・サミット出席 (概要と評価), 外務省.
- 10) RESULTS OF THE NUCLEAR SECURITY SUMMIT' S THREE MAIN GOALS,
https://www.nss2014.com/sites/default/files/downloads/results_of_the_nuclear_security_summits_three_main_goals.pdf
- 11) JAEA は、1979 年に既に研究炉の濃縮度低減化の検討を開始し、低減化計画を進めている。
- 12) ベルギー、カナダ、フランス、米国等。
- 13) NSS における国別報告書。
- 14) 日本は、「2015 年春までの受入れを想定し、IAEA と調整していく」と国別報告書に記載。
- 15) 2014 年 3 月 27 日現在、74 ヲ国が批准。核物質防護条約締結国のうちの 3 分の 2 ヲ国が発効要件。IAEA Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material.
- 16) 日本による IAEA 保障措置技術支援 (JASPAS) について、核物質管理センター,
<http://www.jnmcc.or.jp/jaspas/>
- 17) 2014 年ハーグ核セキュリティ・サミット国別報告書, 外務省.
- 18) 世界的な核物質の最小化への貢献に関する日米首脳による共同声明。
- 19) INFCIRC/225/Rev.5.
- 20) Joint Statement on Transport Security, Ministry of Foreign Affairs.
- 21) 輸送セキュリティに関する共同声明, 外務省.
- 22) 平成 26 年 6 月 4 日、この改正の受諾について国会の承認を得て、6 月 28 日 (現地時間 27 日)、ウィーンにて、「核物質の防護に関する条約の改正」の受諾書を国際原子力機関事務局長に寄託。
- 23) 2014 NUCLEAR SECURITY SUMMIT PAVES WAY FOR FUTURE REGIME, Partnership for Global Security.
- 24) NPDI 第 6 回外相会合 NPT 運用検討会議第 3 回準備委員会に提出予定の作業文書「核セキュリティ」(概要), 外務省.
- 25) Belarus Freezes HEU Pact with U.S., NTL.
- 26) NATIONAL PROGRESS REPORT NEW ZEALAND, NSS2014,
https://www.nss2014.com/sites/default/files/documents/new_zealand.pdf

著者紹介

須田 一則 (すだ・かずのり)

日本原子力研究開発機構

(専門分野/関心分野) 核不拡散, 核セキュリティ, 核拡散抵抗性, 二国間原子力協定



解説シリーズ

シミュレーションのV&Vの現状と課題

第1回 格納容器内挙動のV&Vデータベース

原子力規制庁 笠原 文雄

本解説は日本原子力学会「2014年春の年会」における計算科学技術部会の企画セッション「シミュレーションのV&Vの現状と課題」で発表された3つの講演を解説記事としてシリーズで報告するものである。

本稿では、解説シリーズの第1回として、解析コードのモデルの妥当性確認に重要な実験データ、とりわけ福島第一原子力発電所事故を契機に評価の必要性が高まっている格納容器内挙動に関する実験データをまとめたOECD/NEAの報告書を概説するとともに、収集された実験データを活用するV&Vの方法論と具体的な活用例を示す。

I. はじめに

福島第一原子力発電所事故により、過酷事故も法規制に含められ、その結果、過酷事故対策、すなわちアクシデントマネジメント(AM)策の有効性評価が新規規制基準への適合性審査の対象となっている。そのため、過酷事故時の諸現象の的確なモデリングとシミュレーション(M&S: Modeling and Simulation)および、計算コードの信頼性確認(V&V: Verification and Validation)が不可欠である。しかし、過酷事故は時間・空間的に現象が複雑多岐にわたるため、すべての事象について十分な精度の評価を実施することは現時点において困難である。そのため、評価技術のより一層の高度化を図っていく必要がある。また、V&Vは、計算コードが作成者の意図通りに動くという作動性の確認(Verification)と、計算結果が実現象を精度よく表現するという性能の確認(Validation)のための手法で、この手法について日本原子力学会においてガイドラインを策定中であり、本学会誌2014年1月及び2月号においても関連した解説記事を掲載している¹⁾。

国際的な活動としては、OECD/NEAにおいて1990～2000年代前半に過酷事故時炉内挙動及び熱水力システム挙動に係る実験データベースが整備されていたが²⁾、格納容器内挙動に係る実験データについては系統的な整備がなされていなかった。過酷事故では、格納容器の破損の有無が事故の結果に重大な影響を及ぼすが、格

Current Status and Issues of V&V for Simulation (1) ; Experiment database for the containment phenomena ; Fumio KASAHARA.

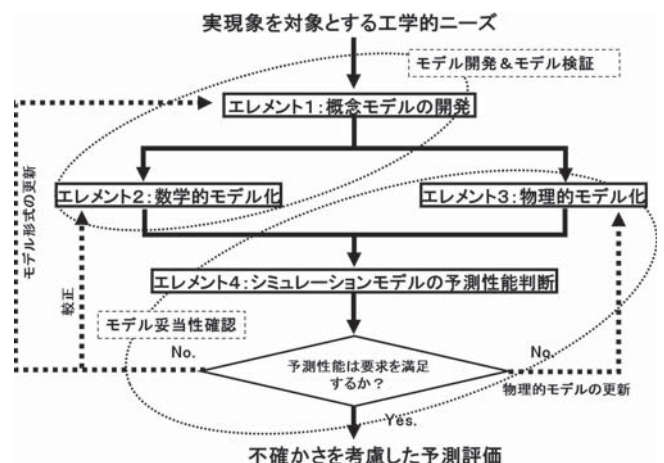
(2014年6月24日 受理)

納容器内の熱流動、水素挙動、核分裂生成物挙動等の主要な現象を把握し、それらをモデル化して評価するには、個別現象を網羅した実験データが必要であり、その一つの重要なツールとしてV&V実験データベースがある。本稿ではOECD/NEAのタスクグループメンバーにより作成された格納容器内挙動に係る実験データベースCCVM (Containment Code Validation Matrix) 報告書³⁾の概要を示すとともに、V&Vの観点からデータベースの活用事例を示す。

II. 過酷事故解析コードのモデリング・シミュレーション及びV&Vの現状

1. M&S及びV&Vのフロー

第1図は、シミュレーションの信頼性確保のベースであるM&S及びV&Vのフローを示す。概念モデルに基づき数学的モデル化を行い、コードのVerificationを



第1図 M&S and V&Vのフロー

実施し、同様に概念モデルを実現する実験(物理的モデル化)を行って、そのデータとシミュレーション結果との比較によってコードのValidationを行い、モデルの予測性能を判断し、要求が満足された場合に実機を対象に予測評価を行い、その不確かさを定量化する。ただし、過酷事故の評価では、概念モデル段階でのモデル化や現象間の相互作用の考え落とし、また、実験と実現象との間のスケール効果等が大きいことに留意する必要がある。

2. 過酷事故解析コードの現状

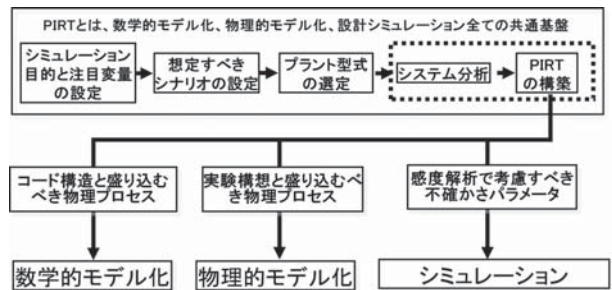
第1表に国内外の過酷事故解析コードのM&S及びV&Vの現状を示す⁴⁾。MAAP, MELCOR, THALES2コードは、主として経験式を用い、計算負荷が小さいことが最大の特徴である。一方、RELAP/SCDAPやSAMPSONコードは機構論的モデルに基づく詳細コードで計算時間負荷は非常に大きく、類似の解析で前者のおよそ10倍程度といわれている。解析対象は国内及び国外コード共に1つを除き炉容器内外(In + Ex-vessel)の解析が可能なものとなっているが、解析機能は一部制約があるものが多い。過酷事故解析コードは国際的に使用されているコードが多く、そのユーザーグループによりコード改良が継続されている。また、コードの妥当性確認は、OECD/NEAの国際標準問題(ISP: International Standard Problem)で相互比較によりなされているものの、その多くは、実験装置と実機とのスケール比、形状の相似性、運転パラメータの相違等のスケールひずみを考慮した実機解析の検討等がなされていない。この課題に関しては、米国NRCのISTIR(Integrated Structure and Severe accident Technical Issue Resolution)やその中の主要な要素としてのSASM(Severe Accident Scaling Methodology)で検討しており⁵⁾、また、OECD/NEAのワーキンググループでは課題解決のために専門家グループを設置するなどして活動を行っている。

第1表 過酷事故解析コードのM&S and V&Vの現状⁴⁾

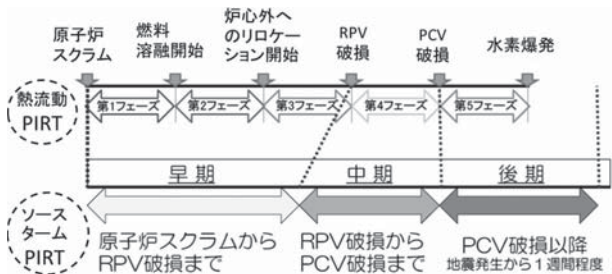
コード名	MAAP	MELCOR	RELAP/SCDAP	SAMPSON	THALES2
開発主体	米国EPRI	米国NRC	米国INEL→民間	NUPEC (IAE)	JAEA
解析対象	In + Ex-Vessel		In-Vessel	In + Ex-Vessel	In + Ex-Vessel
機能	水素爆発、水蒸気爆発のモデルなし			想定しえる全事象	水素の爆ごう、水蒸気爆発のモデルなし
個々のモデル、コードの検証(妥当性確認)	・ユーザーグループによるコード改良の継続	・OECD/NEAのISPではユーザにより異なる結果 ・ユーザーグループによるコード改良の継続	同左	・OECD/NEAの国際ベンチマーク問題(ISP)に参加し、高評価 ・その他、多くの実験解析により検証済み	・JAEAからTHALES2を利用したSA解析の論文が多数出ており、この中でモデル改良を実施している。

3. 階層化システム分析およびPIRTの活用

数学的モデル化、物理的モデル化、設計シミュレーション全ての共通基盤となる概念モデルの開発には、PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table)⁶⁾が活用されている。第2図にその関係を示す。PIRTは重要な物理プロセスを、解析対象の領域ごとに抽出し、注目パラメータへの影響度を定量化(ランク付け)するもので、原子力学会のシビアアクシデント評価研究専門委員会では、第3図に示す物理プロセスを、解析対象の領域ごとに抽出し、時間フェーズに分けて事象を分析している⁴⁾。一方、現象は空間的に多岐にわたることから、過酷事故のモデル化には第4図に示される物理プロセスが対応し、それらの物理プロセスを第3図の時間軸との関係で整理した結果を第5図に示す。同図ではPCV破損までの物理プロセスを熱流動PIRT及びソースタームPIRTで分類している。これらを全体システ

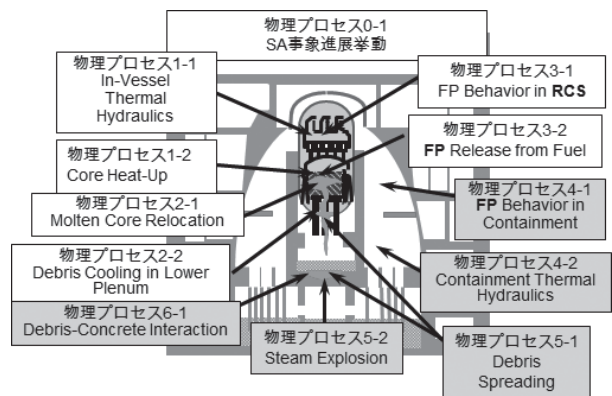


第2図 階層化システム分析およびPIRT



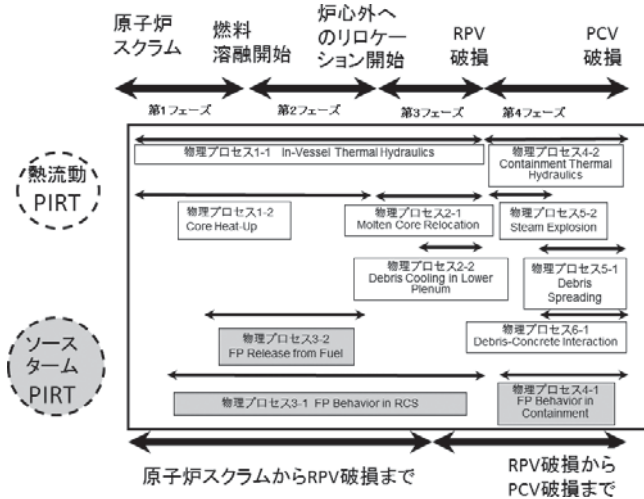
RPV(Reactor Pressure Vessel : 原子炉圧力容器), PCV(Primary Containment Vessel : 格納容器)

第3図 PIRTの時間フェーズの設定

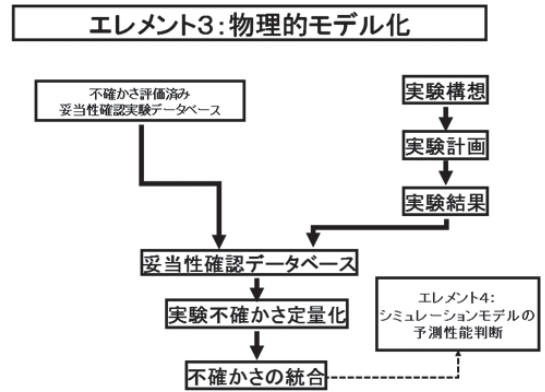


RCS: Reactor Coolant System (原子炉冷却設備)
FP: Fission Product (核分裂生成物)

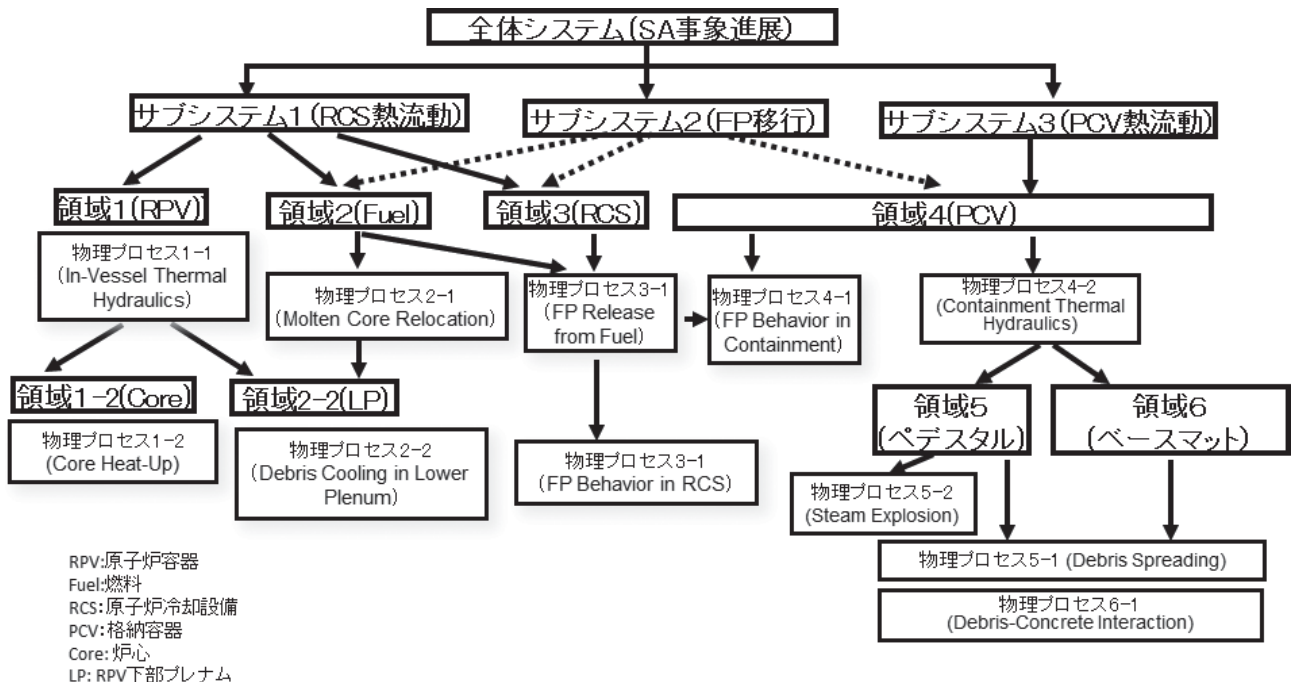
第4図 SA 事象進展挙動のモデル化



第5図 モデルとPIRT時間フェーズとの関係



第7図 物理モデル化(エレメント3)のフロー



第6図 システムモデルと対象領域・物理プロセスとの関係

ム、機能面を表すサブシステム及びそれらに関する対象領域/物理プロセスの関係を第6図に示す。このような分析手法は階層化システム分析といわれる。

III. 妥当性確認用実験の種類・特徴

第7図は第1図に示したM&S及びV&Vフローのエレメント3の詳細を示すもので、妥当性確認実験データベースによる不確かさの定量化、すなわちValidationのプロセスを示すものである。

この中で実験データベースは非常に重要な役割を持ち、第2表に示す妥当性確認実験マトリックスで整理するのが効果的である。第2表は実験で得られるデータについて、実機のモデル化及び評価に重要であるか、測定が間接的か直接的か、測定精度はどの程度かを整理するものであり⁷⁾、解析コードの妥当性確認に必要な情報

をPIRT及び階層化された実験に基づき整理して、実験データベースの充足度を可視化するものである。第2表はその具体例として、第IV章で後述する格納容器内熱流動に関する実験の分類とそれらに関わる現象及び物理プロセスと実験データの状況を示す。

IV. OECD/NEA/CCVM 報告書

1. 概要

CCVMタスクは、炉外事象に関する利用可能なコードの妥当性確認実験をまとめる目的で2002年に設立されたが、実験データの調査や集約に時間を要し、約10年を経て昨年(2013年)に報告書のドラフト版が完成し、本年(2014年)には報告書が正式に発表された^{1, 3)}。当該

¹⁾ OECD/NEA/CSNIのホームページ上にアップされている。
(<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2014/csni-r2014-3.pdf>)

第2表 妥当性確認用実験マトリクスの形式

現象	重要な物理プロセス	実験種別			
		個別効果 (WL mixing tests)	コンポーネント (BMC recombiner)	総合効果 (NUPEC: ISP35)	実機
加圧	多成分ガスによる圧縮/膨張		2	3	○
混合	ジェット・ブルームとガスとの混合	3		1	○
	浮力による局所的なガスの成層化	3	2	2	○
	壁の熱影響による浮力効果	2	1	2	○
構造材内部	熱伝導		1	1	○
構造材表面	熱伝達		1	1	○
	質量移行			1	○

WL mixing tests: カナダAECLのWhiteshell Laboratories (WL)設備のガス混合試験。
 BMC recombiner: 独国BATTELLE社の格納容器モデル試験設備で水素結合器を装備した試験。
 NUPEC:ISP35: 日本のNUPECが実施した格納容器水素燃焼試験。ISP35で参照された。

○: 実機で起こると予想される現象

□: 実験では観測されていない現象

1: 実験で観測されているが、重要度が低い現象

2: 重要であるが、データが間接的にしか得られていない現象

3: 重要で、データが直接測定されている現象

第3表 CCVM 報告書の構成

1. はじめに	4. 実験 (実験ごとに以下の情報を記載)
2. 格納容器の事象進展	実験名
3. 格納容器内の現象	(1) 利用可能な者
(1) 熱流動	(2) 実験がカバーする現象
(2) 水素挙動	(3) 試験のタイプ (SE, COM, INT)
(3) エアロゾルとFP	(4) DBA
(4) ヨウ素化学	(5) BDBD/SA
(5) コアメルト及び格納容器挙動	(6) 次元
(6) システム挙動	(7) 施設名
	(8) 施設所有者
	(9) 実験の概要
	(10) 引用文献 (文書)
	(11) キーパラメータとその範囲
	(12) 試験実施年
	(13) 試験の再現性
	(14) コード妥当性確認あるいはベンチマークの実施
	(15) コンタクトパーソン
	5. 現象・実験マトリクス
	6. まとめ

報告書と類似の目的の報告書として、炉心損傷に係る実験²⁾、熱流動システムに係る実験に関する解析コードの妥当性確認マトリクスの報告書が出ており、炉容器外事象関連の実験をまとめたものとして、完成が待たれていたものである。

CCVMは、127の現象を6つのカテゴリーに分類し、含まれる実験数は213であるが、数値流体力学(CFD)に基づく解析コードの妥当性確認に適用可能な実験は約半数で、適用対象とする炉型は、PWR,BWR,VVER及びCANDU炉と、現在世界中で稼働している水冷炉却炉がカバーされている。

2. 報告書の構成

報告書の構成を第3表に示す。同表の第3章の主要な6つの現象について、第4章でそれぞれに関連する実験を、個別実験(SE)、総合実験(INT)、機器実験(COM)など実験の分類や設計基準事故(DBA)、設計基準外事故/過酷事故(BDBA/SA)などの実験の対象分野が記載されているほか、関連文献、連絡窓口者名も明記

第4表 各分野におけるISP関連実験

(1) 熱流動 E1-7 - VANAM M3 (ISP-37) E1-13 - HDR V44 (ISP-16) E1-14 - HDR T31.5 (ISP-23) E1-15 - HDR E11.2 (ISP-29) E1-18 - MISTRA ISP-47 E1-22 - NUPEC M-7-1 (ISP-35) E1-24 - PANDA (ISP-42) E1-34 - THAI TH13 (ISP-47) E1-36 - TOSQAN ISP-47	(3) エアロゾルとFP E3-3 - KAEVER K187 (ISP-44) E3-4 - KAEVER K148 (ISP-44) E3-5 - KAEVER K188 (ISP-44) E3-9 - Phebus FPT-1 (ISP-46)
(2) 水素挙動 E2-11 - ENACEFF Run 765 (ISP-49) E2-12 - ENACEFF Run 736 (ISP-49) E2-13 - ENACEFF Run 733 (ISP-49)	(4) ヨウ素化学 E4-8 RTF POT2 (ISP-41) (5) コアメルト及び格納容器挙動 E5-3 - FARO L-14 (ISP-39) E5-22 - BETA V5.1 (ISP-30) (6) システム挙動

されており、詳細な情報を得るためのガイドとなっている。また、解析コードの妥当性確認実験として活用されている OECD/NEA の国際標準問題 ISP に使用された多くの実験が含まれている。第4表にそれらを示す。

V. 過酷事故解析コードの妥当性確認

1. ISP について

OECDでは、いくつかの国が共同して必要な資源を負担して実施している数多くの国際協力研究プロジェクトがある。ISPで解析コードの使用法は洗練されるとともに、その能力の限界が試された。世界の代表的な実験を選定して、各国が解析を実施し、その結果を比較することによって、解析技術の評価と向上に大きな役割を果たした。また、新たに開発されるべき解析コードの妥当性確認や試算等にも使用できるように、代表的な実験結果も収集され編集されている。

2. ISPの実施事例⁸⁾

第4表に示されたISPのうち、格納容器関連のISP-47について紹介する。

(1) 実験の概要

ISP-47は格納容器内熱流動実験で水素の蓄積挙動にも焦点を当てており、集中定数系モデル解析コード(LP)及び多次元流体解析コード(CFD)の妥当性確認のため、TOSQAN (7m³)、MISTRA (100m³)、ThAI (60m³) 実験という、それぞれ容器の大きさが異なる実験装置の結果を解析結果と比較している。我が国では旧原子力安全基盤機構(JNES)が参加した⁹⁾。実験は以下の2段階のステップで実施された。

- ・ステップ1: TOSQAN 実験(精度高い初期条件、測定)で基本特性を、MISTRA 実験(凝縮・成層化・混合、乱流・浮力などを測定)で規模の効果及び相互作用等コードの妥当性確認データを取得
- ・ステップ2: 多成分の相互作用を含む過渡現象をThAI 実験で実施。解析コードとの比較は3種類(ブラインド、部分的ブラインド、オープン)で実施
ステップ1では、MISTRA 実験結果を公開し(オープ

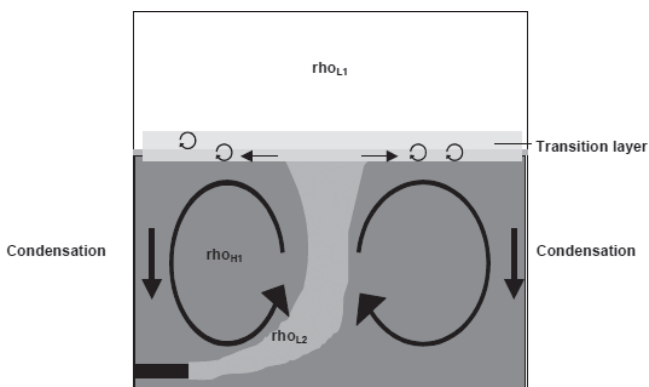
ン解析), 実験解析を通して解析コードの調整を行い, 実験条件のみを公開した MISTRA 実験解析(ブラインド解析)により, 小さい体系でチューニングされた解析コードにより, より大きな体系を解析した場合のスケール効果等の評価を行ったが, これらに関しては充分には意図した結果が得られなかった。

ステップ2で評価対象とした ThAI 実験装置は, 内部にトレイ及びシリンダーを有するステップ1の装置より複雑な体系で, 初期に空気で満たされている空間に水素を模したヘリウムガスを容器上部に注入した後(フェーズ1), 上部の周方向対称位置から水蒸気を注入し(フェーズ2), その後, 容器下部から水蒸気を中心方向に横向きに注入(フェーズ3)した後注入を停止し, 速度分布, ガス濃度分布, 凝縮量分布等が測定された。

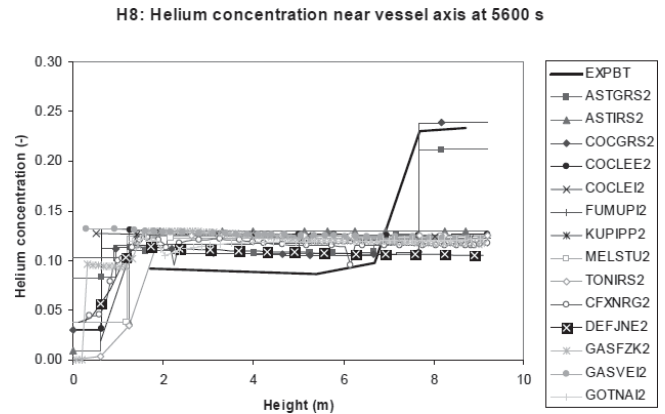
第8図は上記手順により得られるフェーズ3の最終状態の概念図を示す。下部からの水蒸気注入前に, 上部には高濃度のヘリウムガスを含む水蒸気・空気の軽い混合ガスが蓄積し, 下部には低濃度のヘリウムガスを含む重い混合ガスが蓄積し成層化している。その後, 下部から注入された水蒸気がブルーム状に上昇し, 下部の空気, ヘリウム, 水蒸気を巻き込んで上部のヘリウムガスと混合し, 上部のヘリウムガスを下部に引き込んで, 上部ヘリウムガス濃度を低下させつつ遷移層を形成し, 低温壁での凝縮を伴う下降流を形成している。この現象には遷移層におけるガスの乱流混合と上部の軽いガスの下部への移行による浮力の影響が関与していると分析されている。

(2) 実験解析^{8,9)}

ISP-47はヘリウムガス及び水蒸気の注入位置と注入のタイミングとの関係で, 上段に注入したヘリウムガスが下段から注入した水蒸気とどのように混合するかを解析で模擬できるかが焦点であった。同ベンチマークのステップ2では, LPコード11, CFDコード9のユーザー(機関)が参画した。そのうち, オープン/ブラインド実験を解析したのは, LPコードで8, CFDコードで6の機関であった。第9図右側の凡例では上からLPコード(ASTECC, COCOSYS, FUMO, KUPOL, MELCOR), CFDコード



第8図 ステップ2の最終状態の概念図⁸⁾



第9図 容器中心軸に沿ったヘリウムガス濃度分布⁸⁾

(TONUS, CFX, DFINE, GASFLOW, GOTHIC)の順にコード略称と実施機関略称をつなげて記載されている。

第9図は水蒸気を下部から注入したフェーズ3の終わりでのヘリウムガス濃度の容器内高さ方向の分布を示す。同図において, 一部のLPコード(COCOSYS)による解析結果では実験結果と同じように上部のヘリウムガス濃度が低下しない結果を得ているが, 他のLPコードおよびCFDコードによる解析では上昇する蒸気ブルームと上部のヘリウムガスとが混合し, 現象を模擬できていない結果となった。

まず, CFDコードによる解析において成層化でできた上部ヘリウム層が破壊された原因は, 乱流混合効果を過大に評価したと考えられた。CFDコードの多くでは, 発達した高レイノルズ型乱流に基づく乱流のモデル化がなされているが, ISP-47ではこの乱流効果が弱かったと考えられ, さらなるモデル開発を必要としている⁹⁾。また, ヘリウム, 空気等の非凝縮性ガスを含む水蒸気凝縮モデルについてCFDコードはLPコードが長年培ってきたほどの機能を組み込んでいなかった。

一方, LPコードもフェーズ3の水蒸気ブルームの上昇による成層化の破壊については, 一部を除きCFDコードと同様の結果となった。しかしながら, ある程度細かなメッシュを用いたケースでは, ガスの密度差に基づく成層化現象は模擬できた。詳細な乱流モデルを有していないにも関わらず, 一部のLPコードで成層化の維持を模擬できた理由は, ガス密度成層化の際の流れは通常弱く, 乱流と層流の境界領域程度といわれるが, LPコードでは, 乱流の効果を無視していることから, 遷移層の界面でCFDコードが過大に評価した乱流効果を, 結果的にその効果が抑制した形になったためと推定された。

VI. おわりに

ISP-47では, LPコードの一部が成層化を模擬できたが, 本来的には, CFDコードの乱流モデルによる現象模擬の妥当性確認に基づき, LPコードのメッシュ分割の最適化が図られ, 実機解析の効率化が図られることが

望ましい。これに関連して、我が国においても、福島第一原子力発電所事故の経験を踏まえ、過酷事故のより精度の良い解析や、AM策の評価に資するため、格納容器内熱水力挙動とエアロゾル挙動に係る実験データベースを構築し、評価手法を整備する計画がJAEAで検討されている¹⁰⁾、同計画ではこれらの解析や評価を実施するために必要な実験データ取得のため、水素ガス分布を予測するための乱流速度場の計測データ、事故条件をカバーする広い条件でのデータベースを構築するための、CFD検証用の3次元詳細計測データの取得などが計画されている。

過酷事故におけるAM策の有効性評価には、シミュレーション技術は不可欠であり、その評価精度の向上(Validation)に実験データの果たす役割は大きい。

今回紹介したOECD/NEA/CCVMは国際ベンチマーク(ISP)に使用された数多くの高精度な実験を含んでいる。今後CCVM報告書を十分活用するとともに、我が国の実験データを加えて、ISP等で摘出された過酷事故コードに対するM&S及びV&Vの課題を踏まえ、実験及びシミュレーションの高度化を進める必要がある。ただし実機解析に当たっては、現象のモデル化や現象間の相互作用の考え落とし、実験と実現象との間のスケール効果等にも留意して、関連するパラメータや相関式を選定し、適切な値を設定することに注意を払う必要がある。

また、シミュレーションの妥当性確認で何らかの課題がある場合には、第1図に示したように、その内容に応じて前段に立ち帰って、第2図に示されるシステム分析や第3図のPIRT分析により、数学モデルの較正、物理的モデル(実験)の更新、モデル形式の更新等を行うことで課題を効率的に解決することができる。このように、M&S and V&V手法の活用により、シミュレーションによる挙動予測を継続的に改善することが可能となる。

－ 参考資料 －

- 1)「モデリング・シミュレーションの高度化」第1～第3回, 日本原子力学会誌, 56(1), 37-42; 56(2), 103-112(2014).
- 2) OECD, "In-Vessel Core Degradation Code Validation Matrix", NEA/CSNI/R(2001)21, 2001 February.
- 3) OECD, "Containment Code Validation Matrix", NEA/CSNI/R(2014)3.
- 4) 日本原子力学会「シビアアクシデント評価」研究専門委員会調査研究報告書(中間報告)
http://www.aesj.or.jp/special/report/2013/r_SAhhyoka20131100.pdf
- 5) N. Zuber *et al.*, "Integrated Structure and Scaling Methodology for Severe Accident Technical Issue Resolution, Appendix-D: A Hierarchical, Two-tiered Scaling Analysis, an Integrated Structure and Scaling Methodology for Severe Accident Technical Issue Resolution," NUREG/CR-5809, Nov. (1991).
- 6) B.E. Boyack, G.E. Wilson, "Lessons Learned in Obtaining Efficient and Sufficient Applications of the PIRT Process," ANS-BE2004, Nov. 14-18, pp.222-230 (2004).
- 7) OECD, "SOAR on Containment Thermal hydraulics and Hydrogen Distribution", NEA/CSNI/R(99)16 - July 1999.
- 8) OECD, "INTERNATIONAL STANDARD PROBLEM ISP-47 ON CONTAINMENT THERMAL HYDRAULICS", NEA/CSNI/R(2007)10 - Sep. 2007.
- 9)「格納容器内熱流動解析手法の実機適用性検討に関する報告書 - ISP-47 総合解析 -」, JNES/SAE06-058.
- 10) http://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/seikahoukoku_24/pdf/H24PosterThermohydraulic.pdf

著者紹介



笠原文雄 (かさはら・ふみお)
原子力規制庁
(専門分野/関心分野) 原子力プラントの安全解析, シミュレーションの信頼性, 火災防護

報告

内部脅威対策に係るトレーニングコース

日本原子力研究開発機構 松澤 礼奈

核セキュリティにおいて脅威とされる核物質の不法移転または妨害破壊行為は、全くの部外者(外部脅威)によってのみでなく、施設の設計や運転等に携わる関係者(内部脅威)によって実行される可能性がある。この内部脅威にどう立ち向かうか、理解促進を目的として「内部脅威対策に係るトレーニングコース」が2014年4月に茨城県東海村にて開催された。

1. はじめに

国際社会は、核テロリズムの予防・防止およびその影響の緩和を目的として核不拡散・核セキュリティ体制を構築してきた。その背景を歴史的にみると、脅威の主体が国家主体から非国家主体へと拡大し、これに応じて対策の枠を広げてきたことがわかる。同様に、原子力施設の外部から攻撃を仕掛ける外部脅威(outsider)のみでなく、施設の設計や運転等に関わりを持つ関係者が攻撃を仕掛けるあるいは攻撃を補助する内部脅威(insider)の認識が高まり、対策が叫ばれるようになってきた。

国際原子力機関(IAEA)は、この新たな脅威に対抗すべく、「核物質及び原子力施設の物理的防護に関する核セキュリティ勧告」¹⁾や「実施指針：内部脅威者に対する予防および防護措置」²⁾といった文書を発行、改訂し、各国に対策の策定と実施を促す活動を行っている。その一環として、アジア諸国および日本国内関係者の核セキュリティに係る人材育成事業を展開している核不拡散・核セキュリティ総合支援センター(ISCN；日本原子力研究開発機構の中に設置)とIAEAが共催となり、茨城県東海村にて「内部脅威対策に係るトレーニングコース」を実施した。内部脅威の特徴、内部脅威を想定した標的特定の際の考慮事項、内部脅威に対する予防措置と防護措置、内部脅威対策の評価手法を理解することを目的に5日間(2014年4月7～11日)のコースが開催され、日本を含む20か国から36名が参加。講義と事例分析、演習問題、ISCNの核物質防護実習フィールドを用いた実習を通して基礎項目を学ぶとともに、課題と強化策案について活発な議論が展開された。本稿では、当該コースの内容について、特に内部脅威に特異な点に焦点を当てて概要を報告する。

2. 内部脅威の特徴と標的の特定

IAEAは、内部脅威を「原子力発電所または輸送中の核物質にアクセスする権限を持った個人または集団のうち、核物質の不法移転または妨害破壊行為を自ら企てる、あるいは外部の敵対者のそういった企てに手を貸す者」と定義¹⁾し、外部脅威に加えて内部脅威の可能性を考慮した物理的防護システムを展開すべきだとしている。

では、外部脅威と内部脅威はどこが違うのか。主な違いは、核物質の不法移転(盗取)または妨害破壊行為を実行するために有利となる機会と特性を内部脅威が有している点にある。機会と特性は、主に①施設や機器への物理的アクセスや情報システムへのアクセス(以下「アクセス」)、②人に命令をする権力や物理的防護システムの設計・運転・メンテナンスを実施する職務権限(以下「権力/権限」)、③標的や施設の作り、セキュリティシステム、運転状況等に関する知識(以下「知識」)の3つに大分することができる。この機会と特性を有し、悪意ある行為を実行する動機を得た者が内部脅威となるわけであるが、内部脅威が単独で、あるいは他の内部脅威や外部脅威と共謀して攻撃を実施する可能性がある。また、①～③の特性を生かし、少しずつ情報を収集し、また施設のセキュリティシステムに細工を加えたり、間違いだと思わせてセキュリティ機能を試したりしながら時間をかけて計画を練り、タイミングを見計らってアクセス、権力/権限、知識を駆使して攻撃を仕掛けてくることが考えられる。

こういった特性を鑑みると、施設を護る側は、護るべきものの対象(標的)といかにして護るか(対策)を考える際に、外部脅威に対するものと内部脅威に対するもの、別々に分析を行い、対策を特定、実施、評価する必要性が見えてくる。

標的の特定においては、盗取と妨害破壊行為の2種類の脅威について標的を特定する必要があるが、特に盗取のケースについて、内部脅威ならではの手法を考慮すべ

IAEA-ISCN Training Course on International Training Course on Preventive and Protective Measures against Insider Threats : Reina MATSUZAWA.

(2014年7月16日 受理)

きである。施設へのアクセス権を持たない外部脅威と同様に目的の量の物質を施設から一度に持ち出す手法に加え、内部脅威はアクセス権を利用して目的の量の物質を複数回にわたって持ち出す手法を用いる可能性があるのだ。ゲスト講師による事例紹介では、ロシアの Luch Scientific Production Association において、1992年に、所属する科学者が5か月余りにわたって1回あたり25～70g、20～25回の行動で合計約1.5kgの高濃縮ウラン(UO₂パウダー状)を盗み出した事件が紹介された。

妨害破壊行為の標的は、特定の手順については外部脅威に対するものと特に変わらない。核物質に加え、放射線の放出を防止するための機器やシステムも妨害破壊行為の対象となりうることを念頭に置く必要がある。

また、内部脅威に特異な標的として、盗取、妨害破壊行為の直接的な標的以外のシステムを考慮することが必要である。例えば、攻撃計画を練るために重要な情報を少しずつ収集する可能性を考えると、情報管理システムも防護の対象とするべきである。計画を実施するためにシステムに細工を加える可能性を考えると、セキュリティシステムである物理的防護システム(PPS)や保管された物質の情報を記録する計量管理システム、施設の安全な運転を担う安全制御システムといった関連システムも潜在的な標的となる。

内部脅威に対抗するためには、以上の特性と潜在的な標的を考慮して、国が防護要件を定め、国の要件に従って事業者が各施設の特徴を分析しながら防護対象となる標的を特定することが求められる。

3. 潜在的内部脅威の特定と対策、評価

標的が特定されたら、次に各標的に対する潜在的な内部脅威を特定、そして対策を検討、実施、評価を行う。

潜在的内部脅威の特定のステップでは、アクセス・権力/権限・知識の3つの特性によって職員等をグループ化し、各グループの特性によって特定の標的に対する内部脅威としてのリスクをランク付けする作業を伴う。各職員等は、それぞれの職務内容に応じて、例えば物理的にアクセスが許可されているエリアが異なる等、標的にによって脅威としての特性が異なることから、各標的について分析を行うことが必要である。また、ここでいう「職員等」には、施設の従業員のみならず、一時的に立ち入りを許可された請負会社や施設訪問者、あるいは何らかのかたちで施設の運転にかかわりのある者、例えば規制当局関係者も含まれる。

組織図、業務分担記録、アクセス許可管理資料といった文書のレビューに加え、インタビューによって文書に記載されていない実態を把握することがこのステップで推奨されている。そして、得た情報を整理し、各職位の者の3つの特性を表にまとめ、同様の特性を持った者を一つのグループとしてグループ化する。次に、各グルー

プの脅威のレベルを評価し、ランク付けを行う。特定の標的によりアクセスがしやすく、利用できる権力/権限を有していて、計画実行に優位な知識を有しているのはどのグループかを評価し、より潜在的な脅威の高い内部脅威を特定するのである。

このように潜在的内部脅威の特性を把握することにより、どのような対策が有効かを検討することができる。ここで重要なのは、前述したように、内部脅威としての機会と特性に加え、動機を有する者が、悪意ある行為を実行するという点である。動機のない者は、機会や特性を有していても悪意ある行為を行わない、ということだ。つまり、この組み合わせを避けることによって対策が可能となる。動機の発生を抑える対策、内部脅威としての優位性を低減する対策を講じることができる。

内部脅威が施設へのアクセス権限を得て悪意ある行為を実行するまでの流れを時系列的に考えると、以下の5段階で予防措置と防護措置を講じることが可能である。

(1) 潜在的脅威のふり落とし： アクセス許可を与える前、あるいは雇用を決定する前に潜在的な内部脅威をふり落とす予防的措置。職員の雇用プロセスにおける信頼性確認制度の実施を例に挙げることができる。確認する項目は内部脅威にどういった動機があるかを参考に決定することができるが、個人の思想、犯罪歴や金銭状態、薬物検査、精神鑑定について調査を行い、採用拒否の理由とすることは、国によって法的に制限されている場合がある。日本もその例であり、許容される範囲内で類似の対策を行うこととなる。国外の事例では、職員から同意を得て自主的に情報を提供してもらうことで法的な壁を乗り越えている国もある。

(2) 潜在的内部脅威の抑制・排除： アクセス許可を与えた後、潜在的脅威の動機の発生を抑え、また内部脅威の芽を検知して排除する予防的措置。セキュリティ上の責務の理解促進と不審な行動の報告の促進を目的とした核セキュリティ文化の強化、職場への不満から悪意ある行為を実行する動機を発生させないための職場環境の維持・向上といった措置が含まれる。また、醸成された核セキュリティ文化のもとで継続的な行動監視を行い、信頼性確認制度の定期的な運用、定期的な人事評価を通じて潜在的内部脅威の芽を検知、排除することができる。

(3) 機会の最小化： アクセス、権力/権限、知識を有する人員を制限し、内部脅威による悪意ある行為の機会を最小化する予防的措置。発生してしまった内部脅威の芽に対して、また潜在的内部脅威低減のための運用体制見直しの過程において、物理的にアクセス権限を有する人員、特定の情報へのアクセスを許可された人員を職務内容に応じて最小限に制限すること、内部脅威に優位となる情報を保護する対策を講じること、一人の人員に権力/権限が集中しないように分散化するという対策

が考えられる。

(4) 検知・遅延・対応： 予防的措置努力にかかわらず内部脅威が悪意ある行為を実行した場合、その完遂を妨げることを目的とした行為の検知、遅延、対応を含む防護措置。検知では、出入管理システムや二人ルール、ビデオ監視に加え、内部脅威が細工を施す可能性のある計量管理システムや安全制御システム等に変更が加えられた際に目視あるいはシステム上で異常を検知できることが求められる。システム利用のログの管理、空気圧や環境放射線の変化を検知する安全系装置の活用が可能だ。本コースでは、ISCNの核物質防護実習フィールドにおいて、PPSを利用した検知について、機器の特徴と運用の仕方を参加者と議論を交えながら実機を使った学習を行った。次に、遅延では、物理的アクセスを許可されている面で外部脅威に対する遅延要素が内部脅威には遅延要素として機能しない場合があるという課題がある。より標的に近い場所に、一人で開閉等操作が許されない遅延要素を設置することが一案であろう。対応については、外部脅威とは異なり、例えば他の職員が周りにいる環境で内部脅威者が核物質の盗取を試みる可能性があり、非暴力的な内部脅威者に対しては、警備を担う対抗部隊とは別に一般の職員等が、内部脅威者が物質を施設外に持ち出す行為を阻止することも可能である。ただし、内部脅威者が特定されていない場合の対応の仕方について課題があり、この対策については国際的に知見の共有をしつつ対策を構築していくことが求められよう。

(5) 影響の緩和と最小化： 盗取あるいは妨害破壊行為が完遂してしまった場合の影響の緩和と最小化を含む防護措置。緊急時対応計画が予め策定されていることが求められるが、内部脅威に特異なケースとして、類似の緊急事態を意図的に発生させて実際の悪意ある行為をカモフラージュする可能性、物質の盗取の事実が事案発生から時間を経過して発見された場合の対応、対応要員に内部脅威者が潜んでいる可能性を考慮すべきである。実際にどのような策を講じるかについては、国際的にも経験が浅いため、この点についても各国の努力と今後の知見の共有が期待される。

以上のように内部脅威対策は課題が多いが、現状を把握し、改善策を検討するために、内部脅威対策の有効性を評価する作業が求められている。上記(1)～(3)の予防措置については、効果の定量評価が難しいが、内部脅威の特性を考慮した手続きが策定されているか、対策に漏れはないか、対策実施のトレーニングが行われ適切に実施されているか、といった手続き的なレビューと検査によって現状を評価することが可能である。一方の防護措置については、潜在的内部脅威の特性と標的の組み合わせを考慮して、内部脅威者が悪意ある行為を実行するシナリオを策定し、シナリオに沿って内部脅威の行動に対する防護措置の特徴とその効果を検討、シナリオ全体と

してシステムの有効性を評価する「シナリオ分析」の手法を用いることができる。簡易には検知の確立により注目した分析を行うことができるが、外部脅威に対するシステム有効性評価の分析手法を用いて、遅延のデータや対抗部隊の対応時間等を含むより詳細な分析を行うことも可能である。

4. 課題と今後の展望

本コースでは、前述のとおり、内部脅威に特有のどのような事項を考慮して対策の策定と評価を行うべきかを議論した。参加者は、仮想施設を用いた対策の評価と改善策を検討する演習を通じて学習を行ったが、内部脅威対策はその特異な性格から課題が多いということがより浮き彫りになった。強化策検討にあたっては対策を変更することで内部脅威者がとる戦略が変わり、結果的にシステムの有効性が強化策実施前と変わらない場合があり、繰り返しの分析の重要性が認識された。また、実際の運用にあたっては、金銭的成本、人員に加え、特に予防措置について、時間、他機関との連携、法的制限、国の文化を考慮して講じる対策の内容が変化するという事実もある。

内部脅威対策は比較的新しい分野であるため、国際的な知見が積まれていない面もあり、今後の各国の努力と知見の共有によって、国際的に強化していくべきである。その一環として本分野の人材育成も重要であり、ISCNは、本コースと同様の内容のコースを国内コースとして日本語で提供することを検討しているほか、IAEAその他の機関と連携しつつ、今後も本分野の人材育成事業の展開、それを通じた知見の共有に努めていきたいと考える。

－ 参考資料 －

- 1) IAEA Nuclear Security Series No. 13, "Nuclear Security Recommendations on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities (INFCIRC/225/Rev.5)," IAEA, 2011.
- 2) IAEA Nuclear Security Series No. 8, "Implementing Guide: Preventive and Protective Measures against Insider Threat," IAEA, 2008.

著者紹介



松澤礼奈（まつざわ・れいな）

日本原子力研究開発機構 核不拡散・核セキュリティ総合支援センター
（専門分野/関心分野）核不拡散、核セキュリティ、国際安全保障

連載
講座

放射性廃棄物概論

施設の運転および廃止措置により
発生する放射性廃棄物の対策

第3回 原子力施設の廃止措置とクリアランス

日本原子力研究開発機構 田中 忠夫, 島田 太郎,
日本原子力発電(株) 田中 健一

I. はじめに

本稿では、放射性廃棄物を含む解体物が短期間に相当量発生する原子力施設の廃止措置を取り上げ、廃止措置ならびに発生する解体物に対するクリアランス制度等の現状について紹介する。

II. 廃止措置

2012年6月に「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」(以下「炉規法」という。)が改正され、原子力発電所は、40年を超えて運転するにあたって、最大60年まで、かつ、1回しか延長できないこととなったため、既存の原子力発電所の中には廃止措置の準備を始めることを選択するケースも想定できる。また、大学や研究機関、民間の所有する役割を終了した試験研究用原子炉や原子力施設の廃止措置も増加しており、原子力発電所を含む原子力施設の廃止措置は徐々に大きな流れとなってきている。こうした原子力発電所を対象とした廃止措置技術については、日本原子力学会誌 ATOMO Σの連載講座：21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向¹⁾(2009年8月から2010年4月まで)で紹介されているため、ぜひ参照されたい。本章では、国内外における廃止措置に関する最新動向について紹介する。

1. 我が国における廃止措置の動向

我が国では、2005年12月の炉規法の改正で、原子炉等の原子力施設を廃止措置に移行するにあたっての法的

Introduction to Radioactive Waste—Management of Radioactive Waste from Operation and Decommissioning of Nuclear and Other Facilities (3); *Decommissioning of Nuclear Facilities and Clearance*: Tadao TANAKA, Taro SHIMADA, Ken-ichi TANAKA.

(2014年4月30日受理)

■前回タイトル

第2回 放射性廃棄物の管理

手続きが、規制行政庁への届出制から廃止措置計画を規制行政庁へ申請し、認可を受ける認可制へと変更された。現在、実用発電用原子炉では、日本原子力発電東海原子力発電所、及び中部電力浜岡原子力発電所の1号機と2号機が、研究開発段階発電用原子炉では日本原子力研究開発機構の新型転換炉「ふげん」(現 原子炉廃止措置研究開発センター)が運転を終了し、廃止措置段階に移行している。

このうち、炭酸ガス冷却炉である東海発電所は1998年3月31日に営業運転を終了し、2001年10月4日付けで原子炉解体届を提出して同年12月4日から廃止措置に着手している。これまでに、使用済燃料プールの洗浄、タービン建屋内機器の撤去、燃料取替機の解体撤去、熱交換器の解体撤去等を進めてきた。しかし、当初2014年に開始する予定であった原子炉領域の解体は、解体撤去物等搬出装置の導入の準備に時間を要しているため、2013年12月19日廃止措置計画の工程変更に伴う変更届を原子力規制委員会へ提出し、2019年開始と5年遅延された。一方、実用軽水炉としては、我が国初の廃止措置となる浜岡原子力発電所1号機及び2号機は、2009年6月1日に廃止措置計画の認可申請書を提出し、同年11月18日付けで計画が認可され、廃止措置に着手している。

なお、電気事業法上廃止された東京電力福島第一原子力発電所については、原子力規制委員会は炉規法第64条の2第一項の規定に基づき、2012年11月7日付けで特定原子力施設に指定した。東京電力は同年12月7日に実施計画を同委員会へ提出し、審査を経て、2013年8月14日に当該実施計画が認可された。したがって、現状は廃止措置計画に基づくものでなく、当該実施計画の下で廃止措置に向けた諸取組みが行われている状況にある。

2. 廃止措置規制制度の現状

原子力規制委員会における廃止措置規制は、「実用発

電用原子炉の設置、運転等に関する規則」(以下「実用炉則」という。)第119条に廃止措置計画の認可基準が規定されており、さらに下部規定として原子力規制委員会は審査基準を制定している。審査基準では、申請書記載事項、及び添付書類記載事項について具体的審査基準等が記述されている。なお、原子力発電所の廃止措置は通常長期間に及び、将来実施する個々の工事の安全性等の詳細を当初の申請時にすべて定めることが合理的ではない場合もあるため、事業者はそれらの詳細について、その工事着手前までに改めて定め、廃止措置計画の変更認可をその都度受けることも認められている。また、複数の核燃料使用施設を有する事業者は、変更許可により解体作業を進めているケースもある²⁾。

一方、実用炉則第121条に廃止措置終了確認に関する以下の基準が定められている。

- 一 核燃料物質の譲渡しが完了していること。
- 二 廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。
- 三 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄が終了していること。
- 四 第67条第一項に規定する放射線管理記録の同条第五項の原子力規制委員会が指定する機関への引渡しが完了していること。

しかし、「廃止措置対象施設の敷地に係る土壌及び当該敷地に残存する施設について放射線による障害の防止の措置を必要としない状況にあること。」がどのような状態であるかの定量的基準等は明確になっていない。

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃止措置安全小委員会では、廃止措置終了確認の在り方について検討し、2011年1月に報告書「廃止措置の終了の確認に係る基本的考え方(中間とりまとめ)」³⁾を取りまとめた。本報告では、終了確認の形態、判断基準、対象範囲、記録、ベースラインサーベイデータの必要性、廃止措置終了時の具体的な確認方法、の各項目について論点と今後の検討の方向性が示された。

なお、解体廃棄物の処分も廃止措置と密接に関連している。原子力規制委員会は、トレンチ処分とピット処分についての新規基準を策定したが、炉心部分の解体廃棄物の処分、すなわち余裕深度処分については、同じ第二種廃棄物埋設であるトレンチ処分やピット処分とは区分され、今後第一種廃棄物埋設である地層処分とともに議論されることとなっている。

3. 原子力学会標準委員会での廃止措置関連学会標準の整備

原子力学会に設置された標準委員会研究炉専門部会及び研究炉専門部会(後に基盤・応用技術専門部会へ改組)廃止措置分科会は、学会標準「原子力施設の廃止措置の

計画と実施：2006」を策定した。その後、東海発電所及びふげん発電所の廃止措置の認可申請の経験が得られたことから、近い将来の軽水炉についての廃止措置計画の検討を見据えて、「原子力施設の廃止措置の計画と実施：2006」の「計画」に関する内容の見直しが行われ、「原子力施設の廃止措置の計画：2009」⁴⁾(以下、計画：2009)が2010年1月に発行された。

一方、原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用については、2002年7月総合エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会においてその基本的方針⁵⁾が示され、これを受け、当時の原子力安全・保安院は、2006年1月施行として改正技術基準を公布するとともに、学協会規格を技術評価の上、規制体系に位置づけるべく取り組んでいた。そこで、認可基準の明確化を目的に、計画：2009を民間規格として活用するため、廃止措置標準が法令上の要求を満たすものであるかの技術評価を行った。その結果、2010年5月に技術評価の中間報告として、明確に適合しているもの、附属書を含めれば満たしているもの、規定化が望まれる事項などを整理した⁶⁾。これを受けて原子力学会標準委員会廃止措置分科会は計画：2009の改訂を実施し、「実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011」⁷⁾として発行した。

このほか、2013年12月には廃止措置工事の進捗に伴い漸減していくリスクに応じ、安全確保を確実にした上で合理的な廃止措置工事の実施と維持管理の見直しに係る考え方をまとめた「発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013」⁸⁾が策定された。

4. IAEAにおける廃止措置に関する動向

廃止措置に関するIAEA文書としては、放射性物質を用いる施設の廃止措置の安全要件を示したWS-R-5⁹⁾、原子力発電所および研究炉の廃止措置の安全指針を示したWS-G-2.1¹⁰⁾、核燃料サイクル施設の廃止措置の安全指針を示したWS-G-2.4、「行為の終了に際しての規制管理からのサイトの解放」の安全指針を示したWS-G-5.1¹¹⁾、「放射性物質を用いる施設の廃止措置のための安全評価」の安全指針を示したWS-G-5.2¹²⁾が発行されている。現在、WS-R-5の改定版として、廃止及び閉鎖の活動に関する安全要件「DS450」の作成作業が進められている。また、WS-G-2.1とWS-G-2.4を統合した形での改定版として、安全指針「DS452」の作成作業が進められている(IAEA廃棄物基準委員会(WASSC)の議論より)¹³⁾。WS-R-5の改定版DS450では、施設の立地、設計段階からの廃止措置計画の立案、廃止措置活動に伴う環境影響評価などが要求されることとなり、我が国への導入を考えると、廃止措置に関して原子炉の設置段階からの法的枠組みの検討が今後求められると思われる。

Ⅲ. クリアランス

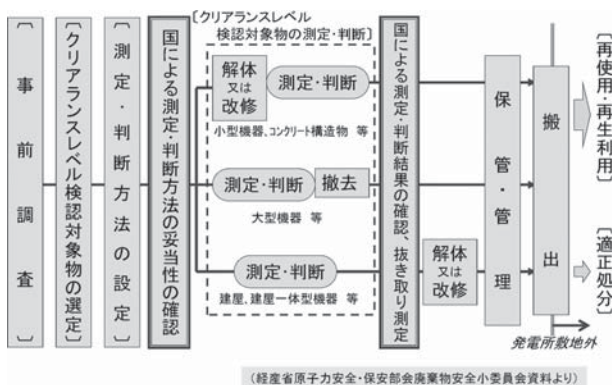
1. クリアランスとは

原子力発電所の廃止措置や運転・補修に伴い発生する解体撤去物や廃材などの中には、放射性物質による汚染のないもの又は放射性物質の放射能濃度が極めて低く、人への影響が無視できる「放射性物質として扱う必要のないもの」が含まれている。このようなものを、法令等で規定された手続きに基づき資源としてリサイクル可能な有価物(スクラップ金属等)や一般の廃棄物として取り扱えるようにすることを「クリアランス」という^{14~16)}。海外では、既に多くの国においてクリアランス制度が運用されており、我が国でも2005年度に法令が改正され「クリアランス制度」が導入された。

クリアランスを判断する放射能のレベル基準は、金属やコンクリートがどのような再利用又は廃棄物として埋設されたとしても、人体への影響は無視できると国際原子力機関(IAEA)が認めている1年間あたり0.01ミリシーベルトを超えないことを基準としている。これは、自然放射線の1/100以下となり、クリアランスレベルはこの基準を超えないように定められている¹⁶⁾。

2. クリアランスの手続き

クリアランス制度に係る主な手続きは第1図のとおりである¹⁶⁾。クリアランス確認の流れとしては、まず、事業者が放射能濃度の測定・評価の方法について国に申請し、国はその妥当性を確認・許可する。事業者は、認可された方法に従ってクリアランス対象物の測定・判断・保管・管理を行い、それを記録する。その後、事業者は国によるクリアランス確認のための申請を行い、国は記録の全数確認と現地での抜き取り測定を行うことにより、結果の確認を行う。国による確認を受けたものは「放射性廃棄物として取り扱う必要のないもの(クリアランス物)」として普通のリサイクル対象物や産業廃棄物と同じ扱いが可能となる。



第1図 クリアランス確認の流れ

3. クリアランス判断の基本手順

クリアランス処理の対象となるもの(以下、「クリアランス対象物」という。)の取扱いは、第1図に示す手順に従い進められ、国の確認を受けたのちクリアランス物として施設外に搬出することが可能になる。日本原子力学会の学会標準「クリアランスの判断方法：2005」¹⁷⁾(以下、「標準」という。)では、クリアランス判断の基本手順は次の7つの手順からなるとしている。

(1)事前調査, (2)測定・評価方法の設定, (3)測定・評価計画の策定, (4)測定・評価, (5)クリアランス判断, (6)記録, (7)保管・管理

本稿では、「国による測定・判断方法の妥当性確認」において重要な(1)及び(2)について以下に概要を説明する。

(1) 事前調査

事前調査は、効率的な測定・評価の方法を設定するために必要な情報を得るために実施するものである。調査事項には、クリアランス判断で用いるD/C(下記に説明)の設定に必要な事項を調査するものと測定・評価作業の効率化を図るための事項を調査するものがある。これらの調査では、原子力施設で発生するもののうち、汚染のないことが明らかなものを除き、その中からクリアランス対象物にしようとするものを対象として、放射化汚染、2次的汚染及び両方による汚染(混合汚染)の分類を行うものである。

なお、D/Cとは、クリアランス対象物の評価対象核種濃度(D)をクリアランスレベル(C)で除して得られる値であって、D/Cを評価対象核種全体で総和を求めるものをD/C総和、 $\Sigma D/C$ あるいは分数和という。D/C総和が1.0より小さい場合、クリアランス物となる。

(2) 測定・評価の方法の設定

事前調査の結果に基づき、測定・評価の方法を設定する。ここでは、選定されたクリアランス対象物の特徴(性状や形状)に応じた測定・評価パターンを設定する。測定・評価パターンに基づき測定装置の選定を行うと共に、評価単位及び測定評価点の設定を行う。評価単位は、1回の測定で取り扱う範囲であり、数トン以内で設定する。ただし、汚染性状が類似している場合は複数の測定単位をまとめて評価単位とすることができる。放射能濃度のばらつきが小さく平均値で評価できる場合、又は最大値で評価できる場合は、最大10tとできる。これらを考慮した上で、測定器の特性並びにクリアランス対象物の性状及びクリアランス対象物の形状に基づき放射能換算係数を設定する。また、D/Cの総和への寄与率が高く、クリアランス判断に当たって放射能濃度測定・評価の対象となる評価対象核種の選定を行う。

4. クリアランスの実績

日本原子力発電(株)では、東海発電所(以下、「東1」という。)の廃止措置工事によって発生した解体物のうち

「放射性物質として扱う必要のないもの(クリアランス物)」について、「東海発電所クリアランス金属に係る放射能濃度の測定及び評価¹⁸⁾」の申請を行い、2009年9月に認可を受けてクリアランス処理を行ってきた。現在までに170tの金属を発電所外に搬出し、研究機関の加速器遮蔽体、発電所の車両侵入防止ブロック、配管架台の基礎埋め込み金具、クレーン荷重試験用ウェイト及びPA活動用のベンチやテーブルなどに加工してきた¹⁹⁾。

東1で現在用いているクリアランス測定・評価の方法を「東海A-1法」と呼んでいる。東海A-1法では、原子炉建屋において発生した解体撤去物であり、原子炉冷却材(炭酸ガス)による2次的汚染がある金属片(板状又は管状の切断片)及び原子炉からの中性子のストリーミング等による放射化汚染が混在する金属片を対象としている。金属片は、内寸約1.3m長さ×約1.3m幅×0.9m高さの鉄製の専用容器(以下、「検認ボックス」という。)に収納できる大きさに細断を行い、重量で1t以内(検認ボックスの重量を除く)を評価単位としている。

評価単位内における放射能濃度分布の均一性については、概ね100kg程度ごとに放射能濃度が省令の基準の10倍を超えるような著しい偏りがないこととしている。

東1では、検認ボックスに収納したまま測定する「バスケット型専用測定装置」を用いているが、測定器の特性からクリアランス対象物の配管又は平板のみが積層に収納することとしている。

評価対象核種は、ガス炉における重要放射性物質(核種)¹⁹⁾に加え、東1運転終了後での原子炉施設の汚染性状の特徴を考慮し、クリアランス対象物の放射能濃度を評価する上で重要となる核種を(C-14とPu-239)加えた11核種とした。放射能濃度を決定する方法は、核種を「 γ 線を放出する核種」、「 γ 線を放出せず、 γ 線放出核種の放射能濃度と相関の認められる核種」及び「 γ 線を放出せず、 γ 線放出核種の放射能濃度と相関も認められない核種」に分類し、全 γ 線グループ測定法、放射性核種組成比法及び平均濃度法を適用している。

東海A-1法によるクリアランス処理については原電ホームページ²⁰⁾に説明されているほか、雑誌等²¹⁾で紹介されてきており、そちらを参照いただきたい。

IV. NR (放射性廃棄物でない廃棄物)

1. NR (放射性廃棄物でない廃棄物)とは

NR (Non Radioactive waste: 放射性廃棄物でない廃棄物)とは、原子炉施設の解体等に伴って発生するものであって、放射性物質によって汚染された可能性がまったくないもの又は放射能のレベルが自然のレベルと同等かそれ以下であり有意な差が認められないなど、放射性廃棄物の区分に入らないとされるものである^{22, 23)}。

2. NR の判断

NRの判断に係わる基本的な考え方については、放射化汚染及び2次的汚染それぞれについて次の通りとされている^{22, 23)}。

(1) 放射化汚染について

- ・十分な遮蔽体により遮蔽されていた等、施設の構造上、中性子線による放射化の影響を考慮する必要がないことが明らかであるもの
- ・計算等により、中性子線による放射化の影響が、一般的に存在するコンクリートとの間に有意な差を生じさせていないか、または、有意な差がある部分が分離されたもの

(2) 2次的汚染について

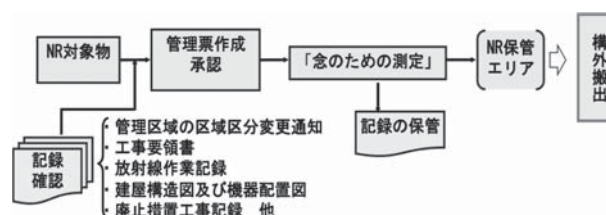
- ・使用履歴、設置状況等から、放射性物質の付着、浸透等による汚染がないことが明らかであるか、または、汚染部分が限定されていることが明らかであって、当該汚染部分が分離されたもの。

NR判断は、原子力施設の運転中及び廃止措置中において適切な汚染防止対策がなされていたことを条件に、使用履歴、設置状況等の記録から判断することとしている。さらに、当面は信頼性を高める観点から「念のための放射線測定評価(念のための測定)」を行い、測定結果が検出限界値未満であることを確認することになっている。

3. NR の実績

NRの実績としては、1993年から国及び電力会社では原子力安全委員会の考え方を踏まえ、コンクリート廃棄物の一部をNRとして処理した実績がある²²⁾。

東1においても、第2図に示すような判断フローを保安規定に定め、2008年9月からNRの搬出を開始している。



第2図 NR判断フローの例

— 参考資料 —

- 1) 日本原子力学会誌, “連載講座: 21世紀の原子力発電所廃止措置の技術動向” Vol.51 (8) (2009) - Vol.52 (4) (2010).
- 2) 杉杖 他, 「製錬転換施設廃止措置プロジェクトの進捗状況」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 12, No. 3, p. 242-256 (2013).
- 3) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 廃止措置安全小委員会, “廃止措置の終了の確認に係る基本的考え方(中間とりまとめ)―主な論点と今後の検討の方向性について”, 平成23年1月.
- 4) 日本原子力学会, “日本原子力学会標準原子力施設の廃止措置

- の計画：2009”，2010年1月。
- 5) 原子力安全委員会決定，“原子炉施設の解体に係る安全確保の基本的考え方”，昭和60年12月19日，平成13年8月6日一部改訂。
 - 6) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会，“学協会規格の規制への活用の現状と今後の取組みについて(案)”，平成21年1月。
 - 7) 日本原子力学会，“実用発電用原子炉施設等の廃止措置の計画：2011”，2011年12月。
 - 8) 日本原子力学会，“発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013”，2013年12月。
 - 9) IAEA，“Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”，WS-R-5，(2006)。
 - 10) IAEA，“Decommissioning of Nuclear Power Plants and Research Reactors”，WS-G-2.1，(1999)。
 - 11) IAEA，“Release of Sites from Regulatory Control on Termination of Practices”，WS-G-5.1，(2006)。
 - 12) IAEA，“Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material”，WS-G-5.2，(2008)。
 - 13) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会(第44回)配付資料3「IAEA第30回廃棄物安全基準委員会(WASSC)の結果について」，2011年1月21日。
 - 14) 放射線審議会基本部会，“「規制免除について」国際基本安全基準における規制免除レベルの国内法令への取り入れ検討結果」，2002年10月，2003年7月一部修正。
 - 15) IAEA，“International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources”，Safety Series No.115，(1996)。
 - 16) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 廃棄物小委員会，“原子力施設におけるクリアランス制度の整備について」，2004年9月。
 - 17) 日本原子力学会，“クリアランスの判断方法：2005」，2005年7月。
 - 18) 日本原子力発電(株)，“東海発電所において用いた資材等に含まれる放射性物質の放射能濃度測定及び評価方法の認可申請書」，2006年9月。

- 19) 原子力安全委員会，“「主な原子力施設におけるクリアランスレベルについて」」，1999年3月。
- 20) 日本原子力発電(株)，“東海発電所の廃止措置 クリアランス制度の適用」，
<http://www.japc.co.jp/project/haishi/clearance.html>
- 21) 五百旗頭弘之，“日本原子力発電における技術革新のあゆみ”，電気評論2011年1月号 p.286-301 (2011)。
- 22) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 廃棄物小委員会，“原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いに関する報告書”，2007年10月。
- 23) 経済産業省，“原子力施設における「放射性廃棄物でない廃棄物」の取扱いについて(指示)」，2008年5月。

著者紹介



田中忠夫 (たなか・ただお)
日本原子力研究開発機構
(専門分野/関心分野) 放射性廃棄物処分，
サイト解放



島田太郎 (しまだ・たろう)
日本原子力研究開発機構
(専門分野/関心分野) 廃止措置，サイト
解放，放射性廃棄物処分



田中健一 (たなか・けんいち)
日本原子力発電(株)(現・エネルギー総合工
学研究所)
(専門分野/関心分野) 廃止措置，放射能
インベントリ評価，廃止措置工事環境影
響評価

「原発の賛否を超えて」

朝日新聞 山田 理恵

アメリカの原発をめぐる公聴会 (public meeting) はとても自由で、うらやましく思った。

昨年秋、全米各地で放射性廃棄物の処分について公聴会が開かれた。制限時間3分を守れば、誰でも自由に発言できる。「核廃棄物は自分の孫の、孫の、その先にまで押しつける」と高齢の女性が訴えれば、「僕ら若い世代が原子力技術を向上する」と男子大学院生が反論する。夕方から始まった公聴会は夜遅くまで続き、他人の発言を妨げる参加者はいなかった。

公聴会を見ながら私が思い出していたのは、2年前の夏、当時の民主党政権が開いたエネルギー政策の意見聴取会だった。2030年の電力に占める原発の割合について、抽選で選ばれた人が発言した。その中に大手電力会社員がいたことが分かり、政府は電力関係者に発言の自粛を求めた。

私は、なぜ原発についてまともに話し合いができないのだろうともどかしくなった。いわゆる「原発推進派」の中には、反対する人を感情的だと切り捨てる人が多い。一方、「原発反対派」の中にも電力会社や行政を極悪人扱いする人がいる。そもそも立地地域では、原発を語ることはタブーに近い。

米国原子力規制委員会 (NRC) は、年間千回以上の公聴会を開いている。市民が発言できる場合もあれば、環境団体や事業者の代表が集まる小さな会合もある。NRC 広報室長のブレンナー氏は、「我々はアメリカのどの国の機関よりも透明性、公開性が高い」と言う。「NRC は聞くフリをしているだけ。公聴会はショーだ」と批判する人もいるが、私は公聴会が果たす役割は大きいと思っている。

まず、公の場で原発に批判的な意見が上げれば、NRC は政治家を通じて規制をゆるめようとする産業界を牽制しやすくなる。粗い言い方をすれば、NRC は「多くの市民が心配している」と「言い訳」し、規制を強めることができる。実際、事業者がNRCを「市民の声を聞きすぎだ」と批判しているのを聞いた。

アメリカ各地にある反原発団体の知識の豊富さも、公聴会の成果だと思う。彼らはNRCや事業者を論破する

ため、資料を読み込み、データを集めてくる。公聴会で参加者がNRCの誤りを指摘し、訂正させたこともある。市民団体が、規制の弱点を補う役割を果たしていた。

さらに興味深かったのは、NRCや産業界、市民団体が、公聴会で「顔が見える関係」を作っていることだった。会合後、話し込んだり、談笑したりする姿をよく目にした。私も、原発を推進する人から反原発団体の代表を紹介してもらったり、その逆もあつたりした。「原発に対する考え方は違うけど、彼／彼女は信頼できるよ」という言葉を、何度も聞いた。こうした信頼関係は事故の時、情報の伝達をスムーズにするのだろうと思った。

「原発の安全」は運転時だけでなく、閉鎖後もついてまわる。私がアメリカ滞在中、5基の原発の閉鎖が決まったが、住民は廃炉作業に対して不安を口にしていた。IAEAが2008年に出した廃炉の社会的経済的な影響に関する報告書でも、原発の閉鎖による作業員の士気の低下などを指摘している。

私が日本で会った反対派の市民たちは、福島の人たちに心を寄せ、よりよい社会をつくりたいと、私財や時間を投じていた。原発技術者や行政の人たちはどうすれば事故を防げるか、真剣に悩んでいた。皆、「原発の安全」を守るためになくはならないプレーヤーだ。

日本では、公聴会を「混乱するだけ」「結論が出ない」と消極的にとらえる人もいる。たしかに、原発の賛否について意見の一致は難しいだろう。でも、福島のような事故を二度と起こさないために何ができるのか、違った立場、意見の人が集い、自由に話し合うことはできないだろうか。そのために報道も何をすべきか、プレーヤーの一人として考えなければいけない。

著者紹介

山田 理恵 (やまだ・りえ)



朝日新聞記者

北海道、大阪勤務などを経て、13年9月から1年休職。フルブライト生として米ハーバード大に在籍。現地の原発事情を調査。9月から福井勤務。

理事会だより



「総合工学としての原子力」への取組み

他学会と連携した研究への取組み

1. 「原子力総合シンポジウム」の再開

東京電力福島第一発電所事故後、2011年10月19日に日本学術会議総合工学委員会主催で標記シンポジウムが「原子力安全の再構築—東日本大震災を踏まえて—」を主調テーマに「中長期的視点から福島事故の状況、今後の地域復興にかかわる進め方の提示、原子力安全の再構築等について、日本学術会議と関連学協会が協力し、各界の識者を交えて総合的に議論する」ものとして開催されましたが、それ以後開催できていない状況です。福島事故後、本学会でも日本学術会議でも事故および原子力全体に関して活発な議論が行われたことはご周知の通りですが、関係機関間の橋渡しは十分ではありません。2014年6月25日の日本学術会議理学・工学系学協会連絡協議会(全体会議)では、第三部(理学・工学)の活動・夢ロードマップ案、大型研究計画に関するマスタープラン案の紹介がありましたが、原子力に関する大型研究計画では、京大炉、核変換プロジェクト、小型中性子源のみが取り上げられていました。科学技術への提言の中では、基礎医学委員会・総合工学委員会合同の「放射線・放射能の利用に伴う課題検討分科会」の研究炉再開提言が報告されました。私からは、事故後の福島復興、安全強化、再稼働への取組み等に関する本学会の活動を紹介し、特に研究炉も停止し、人材育成にも危機的状況であること、良き研究開発プランを提案していくのでご理解・支援の要望を述べておきました。今後、日本学術会議と本学会とが協調できる内容に仕上げていく必要があります。その中で人材育成が重要な役割を果たすと感じております。学会員の方々のご協力・意見をいただければ幸いです。(理事・副会長 上坂 充)

2. 「断層の活動性と工学的なリスク評価」調査専門委員会の設立

原子力学会が取り纏めた福島第一原発事故調査委員会報告書によれば、マグニチュード9.0の巨大地震の影響を受けたにも拘らず、原子炉格納容器内の主要な配管・機器系統に大きな損傷は無いと判断されました。一方、新規基準では、活断層の露頭する敷地の上に原子力発電所を建設しないこととする条文が作られて既存発電所に遡及適用され、全国の発電所に対して審査が行われていますが、断層評価の判断基準やプラントに与えるリスク評価手法は必ずしも明確ではありません。そこで、土

木学会(原子力土木委員会)と原子力学会を中心に、関連する多くの学協会の協力を得て、①各発電所敷地の断層の科学的・客観的な活動性評価、②仮に活断層が動いた場合に、その断層変位が原子炉建屋や屋外土木構築物(取水路・海水管ダクト・トレンチ等)、格納容器、重要な配管・機器・計測制御系等に与える影響評価(JANSIの自主規格を活用)、③これらの評価を基に、総合的リスク評価を行い、リスクを最小化し過酷事故の拡大を防止するアクシデントマネジメントの策定を行う、調査専門委員会(主査、北大・奈良林 直教授)を設置しました。

本調査専門委員会は、各学協会の委員の相互乗り入れにより連携協力し、その成果をIAEAに報告して国際的にも共有し、また標準委員会にて規格化することを目指します。本委員会は、原子力学会、土木学会、地質学会、地震工学会、建築学会、保全学会、機械学会等の広範な分野の学会に所属する専門家から構成し活動を始めました。(理事・企画委員長 田中治邦)

上塚副会長からのメッセージ

20世紀になってからの凄まじい科学・技術の進歩と人間活動の肥大化がもたらした地球環境問題、資源・エネルギー問題、食糧・水の問題等を背景に、グローバル競争はますます熾烈になっています。また、国連データなどは、現在72億人の人口が2050年には96億人に達すると予想しています。人類が、来世紀以降も末永く生き抜くためには、地球環境を劣化させない原子力エネルギーを最大限活用することが不可欠であると信じています。私が原子力分野に就職して38年になります。就職当時、近い将来に実現すると語られていた夢の原子力技術の多くはまだ実現していません。しかし、夢のままで終わってしまったのは人類の将来が危うい。我が国の原子力開発に関しては、原子力学会がイニシアチブを取って社会の期待に応える働きをする必要があります。そのためには、多くの課題がありますが、まずは学術団体としての足腰を強くすることが重要だと思います。若い世代が魅力を感じるコミュニティとするため、会員諸氏には専門性、経験をベースに、学会活性化のための諸活動に積極的にご参加下さるようお願いいたします。

(理事・副会長 上塚 寛)