

特別企画

日本の原子力安全を評価する

われわれはもう何度聞いたことだろう。あの人が、記者会見で、国会で、テレビで、早口でさりと言ふ例の言葉を。「世界最高水準の基準に照らして……」。

妙に耳に残る。嘘も百回言えば本当になってしまうのか。いま、半死半生の原発がつぎつぎと息を吹き返しつつある。40年の寿命を全うした老朽化原発までもがゾンビのごとくにその仲間入りだ。もう忘れたのだろうか。3.11まで、魔法の言葉は、日本の原発は安全です、チェルノブイリのような事故は絶対に起きません、だった。多くの人間がそれを信じ、しかし裏切られ、ひどい地獄を見た。

3.11前の基準と比較すれば「新規制基準」が厳しくなっているのは当然だ。しかし、それはあくまで比較の話。危険因子を掬い上げる網の目はいまだに粗く、編み目をすり抜けるものはけって少なくない。なぜそう言えるのか。40年も前の老朽化原発から、最近——といっても7,8年前に——稼働しはじめた“最新”の原発まで、すべてを救おうという前提でつくられている基準だからだ。だから、この基準を通ったからといって、世界一安全な原発が動き出すという話では少しもない。“世界一安全な原発”などと言えば、隣国の中国が笑うかもしれない。中国はいま、原子炉を2重の頑丈な壁をもつ格納容器の中に収め、万一のコアメルtdown対策に「コアキャッチャー」を装備した、世界最先端の原発を建設中だ。

日本の原発はどの程度安全と言えるのか。ここでひとまず新規制基準という“心的拘束”を解き、同時に原発に対する個人的立ち位置を可能なかぎり抑制して、さまざまな視点から日本の原発の安全性(危険性)をできるだけ客観的に点検、評価し、成績通知表を作成してみようというのが、われわれの試みである。どの原発にもさまざまな“個性”があるから本来一機ごとに点検すべきだが、今回は手始めとして「日本の原発」総体を対象にしてみた。総合評価点はきわめて低いが、それが訴えたかったことではない。何を評価の基準にし、どのように総合評価点を算出したか、どうかそこに注目していただきたい。そして、それをもとに、できれば読者ご自身が、関わりのある原発について考えていただければと願っている。

もっかい事故調世話人 田中三彦

日本の原子力安全成績通知表(2015年度)

防護 脅威	立地	設計	検査・試験	設計事故	過酷事故	防災
内部事象	1.7	2.7	2.4	2.7	1.7	1.7
外部事象		2.3	2.7	2.4	1.4	1.2
破壊工作		1.3				1.2
安全文化	1.5					

凡例：

5	十分なレベル	3	いくつかの脆弱性あり
4	ほぼ十分なレベル	2	いくつかの深刻な脆弱性あり
		1	多数の深刻な脆弱性あり

総合評価 1.7

目次

日本の原子力安全成績通知表(2015年度)	
	はじめに……555
1 評価法	556
	リスクの新しい考え方にもとづく評価が求められる……556
	今回の科目別評価法……558
2 評価のための参考情報	562
	立地基準……562
	第1層：堅牢な設計……569
	第2層：検査・試験による異常・不適合の検知……579
	第3層：設計基準事故・事象への対策……586
	第4層：過酷事故評価と対策……593
	第5層：原子力防災計画……601
	人為的破壊行為……604
	不健全な安全文化……607
3 評価結果	615
	結びに……616

《コラム》

- 1 米国機械学会規格……568
- 2 材料と現地施工の今昔……577
- 3 5年目に浮上してきた福島原発事故「事故時操作手順書」問題……584
- 4 原子炉圧力容器への魔女の一撃，加圧熱衝撃(PTS)……589
- 5 優れたメイド・イン・ジャパンの功罪……592
- 6 コンピューター解析の結果を過信することの危険性……599
- 7 過酷事故対応に必要なスキルとは？……600
- 8 テロ対策強化を阻むジレンマ……606
- 9 “メルトダウン問題”で露呈した日本の原子力安全文化の実態……611
- 10 法令違反の黙認……614

はじめに

今年(2016年)の1月15日に韓国の新古里原子力発電所3号機が商用運転を開始し、これで世界30カ国(IAEAの方式に倣い台湾は中国に含めてカウント)にある運転認可が有効な発電用原子炉は、442基となった。

他の29カ国がどこも競い合うつもりがない中、日本だけが勝手に気負って「世界最高の規制基準」を宣言している。その傲慢ぶりは、福島事故後、「慢心、過信をおそれ、謙虚に安全問題に取り組んでいこう」と謳う世界各国の姿勢とも相容れず、同時に、過去の「安全神話」に準じる危険思想に国民を誘導していくことが心配される。

実際のところ、幼稚な虚栄を張り、自分自身で一番だと嘯く者が本当に一番であろうはずがないように、日本の原子力安全が世界の最高峰であるはずはないが、その相対的地位の実際のところはわかりにくい。しかし、世界ランキングを気にすることよりも日本にとって大事なことは、まずは真摯にその実力を自己診断してみることはないだろうか。本企画は、私たちのそのような考えから始まった。

これはいわば健康診断でもあるのだから、手法は簡単である。科目を決め、それぞれについて診断をすればよい。とはいえ、その具体的な方法については確立されたものがあるわけではない。私たち一人ひとりが、それらのすべてに対して精通しているわけでもない。そこで、米国の原子力規制委員会(NRC)がしばしば用いる方法を応用することにした。エリシテーション・パネル(Elicitation Panel)とPIRT(Phenomena Identification Ranking Table)である。これは、選ばれた複数の専門家の個人個人が数値でスコアリングし、それらを統計処理する方法である。膨大なリストを見やすくするため、各項目のリスクを赤、オレンジ、黄色のように色つきの表で示して完成させたリストがPIRTである。

NRCは、このような方法を、炉内構造物に対する劣化評価や、大口径配管の破断発生頻度の推定、電気ケーブルが火災によって誤動作を起こす傾向の推定などに用いてきた。もちろん、ただの「山勘」ではなく、膨大な損傷事例、実験データが基礎になる。私たちの試みは、一連の流れこそ真似てはいるが、NRCの高度なものと同じレベルだと思っているわけではない。また、私たち自身がこの任に最も資格のある専門家だと思っているわけでもない。しかし私たちは、何の根拠もなく国民を誤った危険に導くおそれのある「世界最高」との慢心に不安を覚え、日本の原子力関係者に、謙虚さと、原子力安全についてのまじめな自己評価を促したいと思い、あえてこれを行なって結果を示すことにした。これをテンプレートだと思っていただいてもよい。私たち自身もそのように思っている。

今回が1回目の私たちの結果は、「世界最高」とよばれるにはかなりの程遠さを感じさせるスコアとなってしまっている。意地悪くそのように評定したのだろうと疑われるかもしれないが、それぞれについて注意して見れば、このような結果も理解していただけるのではないかと思う。ただし、私たちの情報不足のために、過小評価をしている可能性はある。

このような評価を日本の原子力安全として十把一絡げに行なうことについては、私たちの間でも異議はあった。本来、原子炉1基ごと、あるいは原子力発電所ごとに行なうべきであるというのは正論である。現に、米国のNRCが2000年から行なっている原子炉監視制度(ROP: Reactor Oversight Process)は、国内の原子炉1基ごとに、7つの科目に対し4段階評価で行なっている。これは私たちの今後の課題と認識している。

もっかい事故調・日本の原子力安全評価プロジェクト
執筆者代表 佐藤 暁

評価法

リスクの新しい考え方にもとづく評価が求められる

原子炉によるリスクはどのように評価されるべきか。今回の評価について紹介する前に、まず本来あるべき評価法の構想について述べておきたい。

リスクの数値的な表現方法としては、これまでもいくつかの指標が用いられてきた。

まずは、原子炉が運転されること、事故を起こすことによって、近隣住民が、大量被曝による急性死や、癌・白血病に代表される病気などによる長期的な身体の不調を経て晩発死に至る可能性がある。急性死も晩発死も、日常生活の上で避けられない。急性死には、交通事故、労働災害、犯罪による死も含まれるし、晩発死をもたらす疾病には限りがないが、ここでは癌と白血病だけに注目する。そして原子炉によるリスクは、日常の急性死や晩発死の統計(バックグラウンド・リスク)との比較として表現され得るという考え方である。

このリスク指標は身近ではある反面、実際の計算は、さまざまな仮定をしたとしてもきわめて困難で誤差を含んだものとなる。そこで、急性死や晩発死の原因となり得る原子炉事故に伴う大量早期放射能放出の発生頻度(LERF)が、これに代わる指標として提唱された。だが現実には、この評価計算でさえかなり難しく、さらにこれに代わる指標として、その前段事象に注目し、炉心損傷頻度(CDF)が用いられるようになった。

ある1基の原子炉のリスクが容認し得るレベルか否かは、以上の指標のそれぞれに安全目標を設定し、その適合性を評価することによって行なうことができる。ただし、炉心損傷が起こっても、その先に大量早期放射能放出が起こるか否かは、プラント設計や人的対応などの多種多様な要因に

表1

指標		安全目標	
QHO	急性死確率の増分	周辺監視区域のすぐ外側に住む住民に対し、0.1%	
	晩発死確率の増分	低人口地帯のすぐ外側に住む住民に対し、0.1%	
LERF	大量早期放出頻度	10万炉年に1回	目安
CDF	炉心損傷頻度	1万炉年に1回	目安

QHO : Qualitative Health Objectives
LERF : Large Early Release Frequency
CDF : Core Damage Frequency

影響され、さらに、大量早期放射能放出が起こり、その先に急性死や晩発死が起こるか否かについても、警報設備、交通インフラ、避難施設などの多種多様な要因に影響される。そこで、厳格な安全目標は人の生命についてのみとし、LERFとCDFに対する目標は目安として位置づけられることになっている(表1)。

しかし、東京電力福島第一原子力発電所(福島第一)の原子炉事故(福島事故)は、重大な禍根を引きずり続けている。福島事故の実相を直視すると、以上の見方は、古典的なリスク指標と安全目標とでも称されるべき不完全なものと言わざるを得ない。

リスクに対して、潜在的な被害者と損失の負担者の立場から、より広く深く考察するならば、以下の社会経済的損失(SED, Socioeconomic Damage)も考慮に加え、新たな指標が定められてもよいように思われる。

- 膨大な一時的、恒久的避難住民の発生。
- 被曝に直接起因する健康障害。
- 避難住民に及ぼす心身のストレスによる困苦、関連死。
- コミュニティの崩壊。それに伴う伝統芸能の消滅、文化財の荒廃。
- 農業、漁業、観光業など多岐にわたる産業の風評被害。

表 2

要因	事故の発生頻度に影響	事故後の影響を左右
設計	設計の新旧，経年劣化の程度。	
立地条件	地震，津波，強風，噴火などの自然現象の発生頻度。	自然現象，地形，近隣の年齢別人口分布，文化資産，産業，インフラ，交通網。
治安状況	国内治安，国際的緊張度，日本に対する敵対意識の強さ。	
発生時期	原子炉起動からの経過日数，気象・天候(風向，気温，降雨，風雪)，時刻，曜日，季節。	時刻，曜日，季節，気象・天候(風向，気温，降雨，風雪)，時刻，曜日，季節。

- 交通・物流への影響。
- 下水処理施設，廃棄物焼却施設で発生する高濃度の焼却灰の処理・貯蔵・管理。
- 損害賠償。
- 汚染水処理を含む損傷した原子炉に対する後処理業務。
- 汚染した地域の除染業務，放射性廃棄物の貯蔵・管理。

これらは，損傷した原子炉に対する後処理業務を除き，事故を起こした原子炉からの放射性物質の放出量や影響範囲に関係しているため，新たなリスクの指標としては(LERF)・(SED)が候補となり得る。ここで(SED)の個々の要素は，金額に置き換えるのできるものもあるが，人命，文化的価値などの金額には置き換えられないものも含むため，一つの値としてまとめることが困難である。しかし，各原子力発電所の状況や立地条件に応じたリスクの大きさに対し，安全対策の有効性を以下に比較・評価するための便宜上そのような換算が可能であるとし，その合計値を(SED)とする。あるいは，強引に換算することをせず，経済的損失，人的損失，文化的損失のように分けたまま，それぞれに対して個別に評価してもよいだろう。

この新しい指標による評価は，原子炉設備の設計，立地条件によって個々の原子炉で異なり，治安状況によっても変化し，事故の発生時期によっても異なるであろう(表2)。

日本にとって，原子炉の運転と事故によるリスクは，個々の原子炉に対しての総和であり，それを原子炉の基数で除した平均値ではない。なお，

「運転によるリスク」とは，原子炉の運転に伴って，排気と排水に混じって外部環境に放出される放射性物質による潜在的影響のリスクのことである。これまでに試みられた統計的・疫学的調査からは，その存在についての認定や定量化について，未だ合意の形成には至っていない。本来は，確実に排除するための根拠もない以上，リスクとして含めておくべきかもしれないが，ここでは，「事故によるリスク」に比べて軽微であると仮定する。これにより，合計42基(事業者が2016年になってから発表した伊方1号機の廃炉までをカウント)を運転した場合の日本にとって，原子炉のリスクは次式で評価される。

$$\sum_{i=1}^{42} (\text{LERF})_i \cdot (\text{SED})_i$$

事故の発生時期をどう仮定するかは，(LERF)と(SED)のそれぞれに対して，きわめて大きく影響する。たとえば，温暖で晴天の火曜日午前10時と，激しい風雨の日曜日の深夜とでは，事故対応の成功率も，事故が進展した後の避難行動も，まったく違ったものとなるだろう。もともと強引さの否めない上述の式化した定量的なリスク評価の適用には，加えてこのような議論の余地もあり，将来の課題として今回は見送るものとする。ただし，もし実際に運用されるならば，たとえば次のような興味深い情報を引き出すこともできるようになる。

- 美浜1・2号機，島根1号機，敦賀1号機，玄海1号機が永久停止されたことにより，日本の原子力のリスクはXX%低減した。特

に、美浜1・2号機の永久停止の寄与は、そのうちのXX%を占める。

- 現在運転中の42基の中で、リスクが最大の原子炉はXX原子力発電所XX号機であり、最小の原子炉であるXX原子力発電所XX号機のXX倍に相当する。
- 原子力規制委員会が新規規制基準を導入したこ

とにより、日本の原子力のリスクは、それ以前に比べてXX%低減した。

以上に提案した新しい指標 $\Sigma(\text{LERF}) \cdot (\text{SED})$ は、従来のCDFやLERF、および放射線被曝による急性、晩発性の死亡率のような古典的な指標よりも現実的で、より国民の関心に応えたものとなるはずである。

今回の科目別評価法

原子炉事故のリスクは、原子炉に対する脅威のレベルと脅威に対する防護のレベルのバランスによって決まる。強大な脅威があるのに防護がない

か貧弱であっては、原子炉事故の発生を許してしまう。以下、脅威について4分類し、防護について6層に分け、それらの組合せを「科目」と設定して、各科目における日本の原子力の実態を評価する(表3)。

表3

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)	0	1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)	C					5C
D(安全文化)	D					

(1) 脅威の分類

A：内部起因事象

偶発的故障 変圧器、ブレーカー、リレー、フェーズ、ダイオードなどの電気部品や電子基板などの偶発的故障による安全系電気品(ポンプ、弁、ファンなど)の電源喪失、誤動作。

劣化の進行による破損・故障 弁、ポンプの破損・動作不良、配管の亀裂・破断、電気ケーブルの短絡・地絡、変圧器の故障・発火、鉄筋コンクリート構造物などの亀裂。

共通事象 コンピューター・ソフトウェアのプログラム・エラーによる安全システムの不安全な誤動作。(複数系統における同時発生の可能性あり)

ヒューマン・エラー 運転員による誤操作、異常(圧損上昇、高振動など)の放置。メンテナンス・エラー(施工不良、不適正な部品との交換、設定ミス)など。

B：外部起因事象

自然現象(地震、津波、噴火、強風、磁気嵐、他)による原子炉圧力バウナダリ、使用済燃料プールの損傷、所外・所内電源の喪失、誘発火災・内部溢水など。

火災、内部溢水による安全停止機能の阻害(電源喪失、誤動作)。

C：人為的破壊行為

武装したテロリスト集団の襲撃による殺傷、破壊、人質。

航空機テロによる大規模な破壊、火災、爆発。

サイバー・テロによる自動制御機能(PLC、SCADA)の暴走。

D：不健全な安全文化

安全文化は、それが十分に成熟したレベルにあれば防護となるが、逆にそれが未熟で、重大な安全問題について、見ざる・聞かざる・言わざる・問わざる・考えざる・為さざるという消極的、または否定的な態度

で臨んだ場合には強大な脅威となる。2015年8月に発表されたIAEAの報告書によれば、現に福島事故を大惨事に導いた津波への対策に関しても、これが当てはまっている。

不健全な安全文化は、情報の隠蔽、不透明な議論と意思決定、提起される安全問題に対する無関心や恣意的に矮小化した取り扱いなどとなって、設計基準の設定から防災計画に至るまで、あらゆるレベルでの脅威となる。

特に、規制機関において健全な安全文化が機能しない場合には、関係法令や規制基準さえ不完全で、審査や検査の内容も不十分となり、甘い判定となってしまう。

(2) 防御の階層

0：立地基準

厳しい自然現象(地震、津波、噴火、強風、他)の発生地域、影響地域を選ばない。

原子炉事故が発生した場合の影響範囲に、避難が困難な地形(半島、島嶼)がある場所を選ばない。

原子炉事故が発生し、放射性物質が大気や地下、海洋に流出した場合の経済的、人的、社会的損失の規模を考慮する。

第1層：堅牢な設計

安全上の脅威となり得る自然現象(地震、津波、噴火、強風、他)に対し、十分保守的に設計基準を設定していること。確率論的ハザード評価の活用が適正であること。

- >地震については、地震加速度、地盤沈下・隆起、振幅を含む。
- >津波については、高さ、到着時速度も考慮。
- >火山の噴火については、火山灰の気中濃度、降積量も考慮。

炉内構造物、格納容器、燃料プールを含む、いわゆる「止める」「冷やす」「閉じ込める」の機能を担う構造物、系統、機器、および燃料交換機、天井クレーン、排気筒などの安全設備への影響を保守的に評価。

地震に関しては、炉心反応度への影響、スクラム(原子炉緊急停止)失敗(ATWS)発生確率、隔離弁不動作への影響、タービン・ミサイル(破損したタービンの羽が原子炉へ向かう危険性)への影響、プール、タンク、変圧器などで発生するスロッシング(揺らされ

た水の動力学)への影響、循環水配管、消火水配管などの耐震設計基準の低いものが破損した場合の影響、緊急時に物資の移動用として使われる敷地内道路への影響も評価。

電源喪失に関しては、サブドレン(地下水汲み上げ井戸)が停止した場合の地下水レベルの上昇速度、建屋への地下水の浸入についての評価も保守的に行なわれ、対策が講じられていること。

単一故障、フェイル・セーフ(フェイル・アズ・イズ)の設計思想が適正であること。

原子炉運転中だけでなく、計画停止期間中に対しても評価。

第2層：検査・試験による異常・不適合の検知

供用期間中検査、供用期間中試験が適正に計画され、実施されていること。

敷地内の地下水汚染の把握。

鉄筋コンクリートの建屋の劣化、サブドレンの稼働を喪失した場合の地下水に対する止水能力の把握。

安全に関わる業務に従事する職員に対する麻薬・アルコール検査の実施。

セキュリティ業務に従事する職員に対する図上訓練、模擬戦闘訓練。

第3層：設計基準事故・事象への対策

(旧)仮想事故の扱い

設計基準火災の対策(中央制御室における火災も含む)

設計基準脅威への対応

- >責任分担(事業者、警察、自衛隊)
- >防衛能力

第4層：過酷事故評価と対策

過酷事故評価の適正さ

- >事故シナリオの選定、決定論と確率論の活用
- >漏洩率の仮定

- ◇格納容器から原子炉建屋へ
- ◇原子炉圧力容器から外部環境へ
- ◇ドライウェルからウェットウェルへ

過酷事故対策の適正さ

- >事故対策設備が十分であること。
 - ◇恒久設備(フィルター・ベントなど)
 - ◇可搬式設備
 - ◇所外バックアップ施設

- > 中央制御室の居住性
- > 緊急時対策所の機能, 設備, 指揮者の技術的能力と権限
- > 人的対応への依存性の考え方
 - ◇ 人権問題, 危険作業を命令することの合法性, ボランティア精神の尊重
 - ◇ 信頼性(危険で過酷な作業環境)
- 使用済燃料プール事故に対する評価と対策
- 長期的対応(燃料プール破損, 冷却材喪失事故(LOCA)), 後処理・最終処理(炉心損傷後に格納容器破損を食い止めた後の処理, 汚染水対策)

第5層：原子力防災計画

- 情報の信頼性
 - > 伝達手段(住民, 旅行者・一時的訪問者, 外国人)
 - > 内容の信頼性(矮小化情報, 擾乱情報の防止)
- 防災システムの整備
 - > ハード：空中・陸上測定装置, オフサイト・センターの機能
 - > ソフト：拡散シミュレーションの事後活用
- 防災計画の詳細さ
 - > 避難 vs. 屋内退避(シェルタリング)
 - > 避難者への初期対応(被曝測定・評価)
 - > 多様なシナリオの想定と緻密な対応計画の策定
 - > 複合災害(地震, 津波, 火山の噴火, 強風との併発)の場合の対応
 - > 防犯(盗取, 放火など)との両立性

(3) 安全評価科目の設定と評価方法

先述した4分類の脅威と6層の防護を表3の通り組み合わせ、「評価科目」を設定する。

評価方法としては、もっかい事故調メンバー(9人)を評価者とし、続いて述べる「評価のための参考情報」を参考とし、各自の知見にもとづいて、各評価項目を以下の5段階で評定する。

- >5(青)・・・ 十分なレベル
- >4(緑)・・・ ほぼ十分なレベル
- >3(黄)・・・ いくつかの脆弱性あり
- >2(橙)・・・ いくつかの深刻な脆弱性あり
- >1(赤)・・・ 多数の深刻な脆弱性あり

各評価項目に対し、全評価者の評定値を平均し、小数第1位までの数値で示す。総合評価は、次

式により計算し、少数第1位までの数値で示す。

$$\{((1A)+(1B)+(2A)+(2B)+(3A)+(3B)+(4A)+(4B)+(5A)+(5B)+(5C))+(0)\times 3+(C)\times 4+(D)\times 6\}/24$$

次節は、科目別評価のための参考情報として、全評価者が共有し、評定前にレビューした情報である。このような情報は、評価者の評定にバイアスを与えるおそれもあるが、他方、十分な考慮のないままでの評定を防ぐことを目的としたものであり、米国原子力規制委員会(NRC)が、配管破断によるLOCAの発生頻度を推定する手法(Elicitation Process, NUREG-1829, 2008年4月発行)としても同様のことを行なっている。この手法では、ある専門家のスコアは、独自のアルゴリズムにもとづく複雑なコンピューターによる解析結果と同等と考えるわけである。たとえば、10人の専門家は、独立した10台のコンピューターということになる。ただし、その場合でも、入力データはある程度統一しておくほうがよいだろうから、参考情報を事前に示している。そのような統一的な情報(客観的な過去の事例など)をふまえ、選ばれた複数の専門家が、独自の知識も駆使して個別に評定する。これがエリシテーションとよばれる方法である。集められた膨大なスコアリングの結果を統計処理(たとえば平均値の計算)することにより、たとえば炉内構造物の劣化評価であれば、どの部材がどのような劣化状態で損傷しやすいか、集約された判断値によって決定できる。そのスコアを色分けして、膨大なリストを見やすくしたものがPIRTである。

今回の評定では、各評価者には、本参考情報をレビュー後、評定を提出してもらう前に、2週間以上の期間をおいてもらった。

次節以降の参考情報においては、米国の事例を比較対象として多数取り上げている。そのためあたかも米国をひたすら褒め尊び、何事も米国が勝り日本を見下しているとの印象を抱かせてしまうかもしれない。しかし本意はそうではない。これは、日本が最高水準を主張する場合には米国とも比肩し得ることが求められるためであり、米国の水準で満足すればよいというものでももちろんな

い。その米国も次々の現れる新たな安全問題の対応に苦闘を強いられているのが現状だからである。日本は古来より、巧みに他国文明の長を採り入れて用い、決して自ら固陋に甘んずることがなかったが、こと原子力においては、余りにもそのような日本本来の精神からの逸脱が目立っている。事故という脅威もさることながら、もし日本が本当に世界最高を目指すならば、自然環境などの重いハンデを引きずりつつ遠い前方にある米国の背中

を追いかけ、終点なき持久走をいつまでも続けていかなければならないことになる。そのような屈辱的な姿を自覚し、果たして原子力にその価値ありやと問うていただきたい。これを促したい思いがあり、客観的具体的材料を供するため、あえて頻繁に米国の事例を取り上げていることを予め容赦いただきたい。もとより自国の難点を語ることは、これを聞かされる側にとってと同じ不快さを伴うことである。

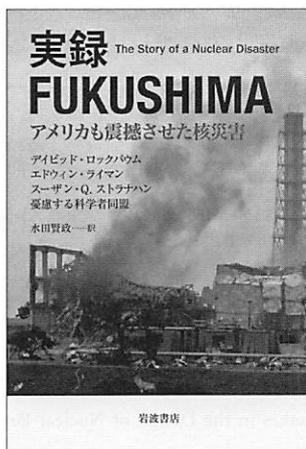
実録 FUKUSHIMA

アメリカも震撼させた核災害

デイビッド・ロックバウム、エドウィン・ライマン、スーザン・Q. ストラナハン、
憂慮する科学者同盟 著

生じ得たより甚大な被害——私たちの社会はそれに対応できるのだろうか？

アメリカの3・11を生々しく描き出すドキュメンタリー。



〔目次〕

- 第1章 2011年3月11日「これまで考えたことのなかった事態」
- 第2章 2011年3月12日「本当にひどいことになるかもしれない」
- 第3章 2011年3月12日から14日「いったいどうなってるんだ！」
- 第4章 2011年3月15日から3月18日「一層悪くなっていくと思います」
- 第5章 幕間——答を探す：「県民の不安や怒りは極限に達している」
- 第6章 2011年3月19日から20日「最悪のケースを教えてください」
- 第7章 もう一つの3月、もう一つの国、もう一つの炉心溶融
- 第8章 2011年3月21日から12月「安全確保という考え方だけでは律することができない」
- 第9章 不合理な保証
- 第10章 「この会議は非公開ですよ？」
- 第11章 2012年「本当に大丈夫なのか。きちんと国民に説明すべきである」
- 第12章 あっという間にしぼんでいく機会

付録 福島の後分析 何が起ったのか？／用語解説

四六判・上製・432頁 定価(本体3400円+税)

岩波書店

評価のための参考情報

0

立地基準

脅威	防護 立地	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)			1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)	0		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)					C		5C
D(安全文化)				D			

1948年、まだ本格的な軽水型商用炉が登場するよりかなり前に、米国では、事故による放射性物質の放出についてある保守的な計算モデルが提唱された。1950年にはこれをもとに、原子炉を中心に、半径 $R=0.01\sqrt{P}$ (R の単位はマイル、 P は原子炉熱出力で単位はkW)の圏内を立入禁止区域に設定するルールが定められた。これは、事故によって原子炉内の放射性物質の50%が放射能雲となって風で流れるとして、3シーベルト(急性致死率15%)の被曝が想定される風下の距離である。これによると、熱出力3000MW(電気出力約100万kWに相当)の原子炉の場合、半径17.3マイル(27.8km)の広大な圏内が立入禁止区域となる。これでは、いくら土地の広大な米国にとっても不都合だったので、このルールを撤回するために、格納容器が原子炉設備に追加されることになった。

格納容器を設けても、これは完全密閉の容器ではない。そこで1962年、事故の発生と共に放射性貴ガス(キセノン、クリプトン)の100%、放射性ヨウ素の50%が格納容器内に放出され、これが格納容器の設計漏洩率に従って外部環境に漏出するという計算モデルを導入し、新たな立入禁止区域の設定基準が設けられた。これがTID-14844として文書化され、同時期に制定された規制要件(10CFR100)に取り込まれ、現在まで受け継がれている。これを適用すると、立入禁止区域の範囲(250ミリシーベルト)は、ほぼ半径0.8マイルですむ

ようになる。

以上は、表現上は原子炉に対する人の居住制限であるが、実際には、現実の人の居住分布を考慮した原子炉を設置するための候補地選びの条件(Reactor Site Criteria)でもある。10CFR100は、まさにこれを表題とした規制要件であり、原子炉事故によって影響を被る周辺住民についてのみならず、原子炉事故を引き起こす可能性の高い過酷な自然条件(地震、気象、地質、水理を含む物理的特性)についても考慮することを求めている。ただし、自然条件に関しては、好ましくない物理的特性があっても、設計によって克服できる場合には、許容されることもあり得るとの旨が述べられている。ただし、活断層については特に厳しく、原子炉の設置予定地点から5マイル(8km)以内に長さ1000フィート(300m)以上の活断層の一部でも入り込んでいたら、NRCからの許可を得ることは実質的には困難である。

日本にも、ほんの一部だけ10CFR100を意識して策定したと思われる原子炉立地審査指針というものがあつた。原子力委員会が1964年に策定したもので、いかにも即席なものであつた。驚くべきことに、それが原子力安全委員会によって改訂された1989年に至っても相変わらず3ページという軽薄なものままで、さらにそれから20年以上、そのまま放置され続けたのである。地震や活断層については一言の言及さえもない。いかに立地の議論が、関係者にとって厄介でアンタツチャブルな問題だったかがわかる。

ところで、10CFR100は火山については触れていないが、IAEAの安全指針(No. NS-G-1.5 "External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants" 2003年発行)には、その1.3項において、距離や規模についての数値は与えられていないものの、局地的な火山活動と局地的な活断層(local volcanism

and local active fault)については、排除基準(exclusion criteria)が適用されるとある。

以上を振り返ってみると、まず、原子炉の立地条件に関しては、国際的にも排除基準は火山と活断層に対して存在するだけであり、その他の自然条件に対しては、設計基準を適切に設定した上で、それらを頑強な設計によって克服する、次に、設置することが決定された原子炉に対しては、格納容器の健全性が維持されることを担保とし、狭い立入禁止区域を設定するだけでよいという考え方だったということである。もとより、IAEAの安全指針は最小限必要な基準であるが、日本の原子炉立地審査指針は、これにもはるかに達しない空疎なものであった。そして、原子炉を中心とした立入禁止区域の規定は、格納容器の健全性が維持されることが前提だったにもかかわらず、福島事故では、大破とまでは至らなかったものの顕著な損傷を避けることができなかった。

これらのことを真摯に受け止めるならば、火山や活断層以外の物理的特性についても、もう一度出発点から慎重に、排除基準を含む立地条件について検討する必要があるだろう。

*

さて、原子力発電所の立地について日本が不利となる条件としては、従来から真っ先に地震が掲げられ、耐震安全性が議論の中心を占めてきた。ただし、国際的に見れば、立地条件イコール地震・地質の問題という単純化された置き換え、ないし近似化はむしろ例外的で、本来、原子力発電所の立地条件には、さまざまな要件が課されている。そのことは、そもそも原子力発電所は事故を起こし得る施設であるという考えを出発点とし、それを促す顕著で特異的な要因があり、それを克服することが実質的に困難かつコスト高である場所と、事故が起きてしまった場合の影響が大きすぎて、設置によって期待される利益を帳消しにする場所は、候補地から排除(または経済的に淘汰)されるべきであるとの常識を原理としている。IAEAの安全指針(NS-G-1.5, NS-R-3)や、米国の規制(10CFR100)と規制指針(RG 4.7)は、単にこの原理

をブレイクダウンし、定性的な概念と数値的基準を示したものにすぎない。

しかし、「安全神話」という洗脳は恐ろしいもので、結局、福島事故を経験して初めて、そういえば津波という脅威もあったとようやく気づき、ならば火山の噴火はどうだろうかと問う。また、避難した人々の苦労や悲惨さを見て初めて、細い曲がりくねった道路しかない地域に住む人たちのことが気になる。それでも、このような覚醒は、将来のために大事な端緒となるはずであった。ところが、日本はかつての空疎な原子炉立地審査指針を見直し書き改めたのかと言えそうではない。逆にこれさえも無効化させてしまった。

この意図が、たとえ将来の新たな立地は絶望的なものだから今さら新設プラントのための立地審査指針など不要という意味であるにしろ、日本に今ある原子力発電所が、前述の排除基準も含め、本来のあるべき立地条件に照らしてどうなのかという検証、そして、そのような立地条件のバックフィットの要否や適用範囲(たとえば、再稼働の条件とすべきか否か、認可更新と新設に適用を限定すべきかなど)に関する議論を、関係者は積極的に行なうべきであった。

ところが、そのような手続きもなく、本来最も重要な要件のパッケージの一つである立地審査指針が、実質的に消滅している。そこで以下では、本来、検討されるべきだった立地条件の項目を列挙し、日本の原子力発電所の現状を検討してみる。

原子炉事故の発生と進展に寄与する要因

① 地震

立地条件イコール地震・地質の問題だけではないと述べたばかりであるが、地震が(テロを除いて)原子力発電所の安全性を脅かす最大の脅威であることは、軽微な被害の情報さえ滅多に聞くことのない米国の中東部においても当てはまる。NRCによる確率論的リスク評価の結果(北米大陸の西部にあるものを除いた96基に対して)によれば、96基中53基(55%)において、地震による炉心損傷頻度が内部事象による炉心損傷頻度の総和以上となってい

る。

2011年秋の米国原子力学会の定期会合にMITの専門家が提出した論文「世界の原子力発電所の地震による影響の受けやすさ(Seismic Susceptibility in Global Nuclear Plant Siting)」によれば、独自の計算式にもとづくそのランキングで、日本は圧倒的に世界一の座を占める。そのスコアは、2位(台湾)、3位(中国)、4位(米国)、以下8位までの合計に相当し、222(当時)ある原子力発電所のうち、第1位の女川原子力発電所をはじめ多くが上位を占めている。計算には2011年の東北地方太平洋沖地震のデータは含まれていなかったが、福島第一原子力発電所は、それでも第5位だったと述べられている。

以上から、地震が日本の原子力発電所にとって重大な脅威であることは議論を俟たない。実際、世界中の原子力発電所で、地震による深刻な被害に遭ったのは、日本においてだけである。アルメニアでは1988年に発生した大地震(それでも地震の規模としてはM6.8)によって事故の不安が高まり、1基が永久停止、2基目の再起動まで6年もかかったメツァモール原子力発電所でさえ、実害はほとんどなかった。原子力発電所内で設計基準を超える地震動が発生したのも、米国での一例を除けば、他はすべて日本においてである。

その日本においては、たとえば新潟県中越沖地震(2007年)によって柏崎刈羽原子力発電所では、事務棟の大破、液状化による道路のうねり、敷地内の沈下・亀裂、建屋のひび割れが各所に生じ、誘発火災(変圧器)、誘発溢水(消火水管)、スロッシング(液面の波立ち)によるプールの溢水も発生した。施設の損壊は、天井クレーン、低圧タービン、循環水管にも及んでいる。その後の東北地方太平洋沖地震(2011年)では、スロッシングによるプールの溢水、変圧器故障、機器の誤動作、および、低圧タービンの損傷が、沿岸の原子力発電所の多くに発生し、他にも送電鉄塔の倒壊、主排気筒の損傷、電源パネルの放電火災が起こったところもあった。

活断層に対してとは異なり、地震による影響の

受けやすいところを原子力発電所の候補地として選んではならないという規定は、国際的にも存在しない。そのような条件に負けない頑強な施設にすれば、安全上の弱点にはならないとの考え方である。しかしそれは大きな経済的ハンデとなり、それを軽減しようとして手を抜くと安全上の弱点になり得る。このメカニズムは、建築業界で発覚した「耐震偽装事件」や「杭データ偽装事件」と本質が似ている。本来、立地基準としての地震ハザードの上限(たとえば、PGA 750ガルなど)が定められているべきだったのかもしれない。

④ 活断層

1974年9月のNRCの規制指針(RG 4.7)には、「長さ1000フィート(300m)以上の地表断層が5マイル(8km)以内にあるような敷地は原子力発電所としては適さない」と明記されており、さらにその後の改訂版には、「地表断層のような永久的な地盤の変位を生じさせる現象に対する効果的な対処法を見出すことの困難と不確定さをふまえ、そのような可能性が敷地に存在する場合には、他に候補地を求めるのが慎重であるとNRCは考える」との記載まで追加している。

NRCの標準審査指針(SRP 2.5.1)には、第四紀の地質年代(260万年前から現在に至るまでの間)に生じたと思われる地質や地殻の変動は、将来の活動するかもしれない地質であることを示唆する、との趣旨が述べられており、調査範囲としては敷地から200マイル(320km)、もしくは場合によってはそれ以上、とも述べている。

以上に照らすと、日本の基準はすべてにおいて甘い。活断層は原則的には12万~13万年前以降のものでよく、敷地内にあっても原子炉建屋の真下を通っていないければよしとされる。320kmの遠方まで調査することも求められてはいない。これに対し、米国は候補地探しに困らないからそのように述べているまでのこと、と反論する日本の専門家もいる。しかし日本では、そもそも地質学的な視点から候補地を絞り込もうとする意思などまったくなかったように思われる。特に、わざわざ二つの市町村にまたがらせて敷地を確保した原

子力発電所など、初めから政治的意図があからさまであった。皮肉にも、そのように敷地が選ばれた原子力発電所(柏崎刈羽、福島第一、福島第二)が、ことごとく地震と津波の襲来を受けてしまっている。活断層の定義に該当するか否かにかかわらず、一つの敷地内に20を超える断層があるような場合には、そのこと自体、原子力発電所の用地としての適性に疑問を抱かせる。

③ 津波

日本においては、巨大津波の発生メカニズムとして、海底地滑りがあまり重要視されていない。米国では、NRCから委託を受けた地質調査所(USGS)が2000年代から、北米大陸の東岸とメキシコ湾岸の沖合にある大陸傾斜の地形を詳細に調査している。不安定な堆積物が崩れて海底地滑りが発生した場合の津波は、その量と距離にもよるが、従来の設計基準値を大幅に超過する可能性があるからである。

北海油田の採掘などのために調査・研究の実績が豊富な英国地質調査所(BGS)も同様な見方をしている。同所は、東日本大震災の津波についても、海底地滑りとの重ね合わせを考慮して数値解析をすることにより、北緯39.2~40.2°にかけて観測された局所的に突出した津波の高さが説明できるとの論文を2014年に発表し、プレス・リリースも出している。

米国や英国が目している海底地滑りに対する調査は、日本の近海において実施されているのか。たとえば、日本海の向こうにあるロシアと北朝鮮の沿岸にまで出かけて行って調査することには、政治的な困難が予想される。しかし、日本海沿岸に立地する原子力発電所の津波対策が十分であるかどうかを評価する上では、実は、このような調査にもとづく情報さえも不可欠なはずなのである。

④ 建屋の基礎レベルと地下水流

地下水(サブドレン)を絶えずポンプで汲み上げながらでなければ運転できない原子力発電所というのは、立地条件としていかなるものか。船底の水漏れを海に排出させながら航海を続けるタンカーのようなものである。敷地が1000基もの巨大な

貯水タンクで埋め尽くされている福島第一の汚染水問題は、そもそも、建屋の地階が地下水面よりも深く、水密化処理されていなかったか劣化した貫通部からか、地震によって生じた亀裂からか、建屋内に絶えず地下水が流入することが原因となっている。建屋の地階と地下水面の関係が同じであるどの原子力発電所でも、いったん原子炉事故を起こせば、福島第一と同じような汚染水問題に遭遇し、同じように汚染水を海に垂れ流す可能性があることが示唆される。

ところが、立地条件が一層悪く、建屋の基礎が地下水レベルどころか海面よりも著しく深く掘り下げて築かれている原子力発電所もある。たとえば柏崎刈羽原子力発電所の場合、原子炉建屋の最地階は地下5階で、海面下32.5mという深さである。タービン建屋の最地階(地下2階)でさえ海面下14.3mである。福島第一と同じような事故に至れば、発生する汚染水の量も、海に垂れ流される量も、福島第一どころではなくなる可能性がある。しかも、タービン建屋の最地階が海面下よりもはるかに深いということは、さらに別の懸念も引き起こす。仮に主復水器(タービンを駆動した後の蒸気を冷やして水に戻すための装置)への冷却水を送る巨大な口径の循環水系の海水配管が破断し、電源喪失によってこれを遮断する弁を閉止できない場合、無限の水源である海からの水が、海面と同じ水位になるまで流れ込んでくることになる。そしてその後も、潮位の変化に応じて建屋への流入と建屋からの流出が繰り返されることになる。

以上のような潜在的リスクのある原子力発電所は世界的にも珍しいが、本来ならば、立地基準において、候補地から排除されるべき条件だったと思われる。

原子炉事故が起こった場合の影響に寄与する要因

以下の要因については、原子炉事故が発生した場合の影響の規模を考慮して、原子力発電所の立地を完全に禁止にするか、離隔距離や影響人口数などについての具体的な数値制限が規定されるべきである。

① 文化財・国立公園

若狭湾沿岸の原子力発電所(敦賀, もんじゅ, 美浜, 高浜, 大飯)は, どこで原子炉事故が起こってもその影響が京都にまで及ぶ可能性がある。京都府には貴重な文化財と共に17の世界遺産があり, 年間8000万人を超える観光客が訪れる。1000年以上の歴史をもつ古都でもある。

島根原子力発電所は, 大山隠岐国立公園と接して立地している。すぐ近くには出雲大社(国宝, 重要文化財), 県庁(松江市)に加え, 国内漁獲高5位の境港市もあり, 原子炉事故が起こった場合の影響は, 文化・行政・産業の多岐に及ぶ。

② 水源

若狭湾沿岸の原子力発電所(敦賀, もんじゅ, 美浜, 高浜, 大飯)は, どこで原子炉事故が起こっても, 南に連なる中央分水嶺までの距離が極端に近いため, 琵琶湖が確実に汚染される。琵琶湖は, 京都・大阪両府の人々千数百万人に飲料水や生活用水を供給しており, 汚染の影響は計り知れない。

東海第二原子力発電所で原子炉事故が発生し, 西向きないし南向きに放射性物質が拡散した場合, 利根川水系が広い範囲にわたって汚染されることになる。飲料水や農業用水の供給に甚大な影響を与えることになる。

③ 人口

東海第二原子力発電所から10 km圏内には20万人, 30 km圏内には90万人を超える住民が居住しており(福島第一の場合には, それぞれ5万人と15万人未満), 原子炉事故が発生した場合の避難対象者への対応と収容が困難である。賠償金の支出だけでも20兆円を超える可能性がある。また, 産業活動が大幅に停滞し, 物資の供給不足, 商品価格の値上がりなど, 経済的にも影響が波及する。さらに, 関東地方一帯で発生する廃棄物と下水の汚泥処理に伴う放射性焼却灰の量も膨大で, 処理と保管が行き詰まる。

④ 地理・地形

玄海原子力発電所から10 km圏内には多数の住民が生活している島々が数多くあり, 荒天の日の避難が困難である。

伊方原子力発電所は, 佐田岬半島の付け根に位置しているため, 事故時に住民が避難をする際, あえて発電所はかなり接近しなければならない。しかも道路事情がよくないうえに, 住民の多くが70~80歳代の高齢者となっている。

⑤ 国際空港

東海第二原子力発電所で原子炉事故が発生した場合, 成田国際空港が長い期間にわたって閉鎖され, 人の移動と物流に大きな影響が生じる。福島事故の際には, かなり離れた洋上にあった米国の空母ドナルド・レーガンが汚染され, 甲板を除染している。同じような作業を空港の滑走路に対して行なうことは著しく困難であり, 各航空会社の航空機を汚染させた場合の対応(機体の除染作業)も容易ではない。おそらく, 少なくとも100 km以内の距離に, 原子力発電所と国際空港が併在するべきではない。

原子炉事故の誘因であると同時に, それが起こった場合の影響の規模にも寄与する要因

① 地震・津波

地震や津波によって, 広域の停電や通信手段の不通などが併発し, 原子炉事故から避難するための情報が得にくくなる。地震や津波による被害が, 本来利用が予定されていた屋内退避用の施設にも及び, 被災者の数が増加する可能性がある。

地震や津波によって原子炉事故が発生すると, 原子炉事故に伴う放射性物質の放出によって, 地震や津波による被災者の救護と捜索が妨げられ, 家屋・道路・下水設備などの生活インフラを地震損壊から復旧させることも困難になる。

地震や津波によって損壊し, 原子炉事故によって汚染されたものは, 最終的には大量の放射性廃棄物となる。中間的・恒久的な廃棄施設の用地確保, その設置と管理も大きな問題となる。

以上のような災害の増幅と複雑化による深刻さを考慮し, たとえば地震による影響の受けやすさに関してMITの専門家が提唱した数式を採用するなどして, 原子力発電所の設置禁止区域を設定することも検討すべきである。

② 火山の噴火

火砕流ではなくても、たとえば大量の火山灰の降積や大気中の浮遊なども、原子力安全に対する脅威としてかなり深刻なものである。地絡などによって広域にわたる長期間の送電障害が生じ、加えて所内非常用ディーゼル発電機の故障や可搬式電源車の運転支障も重複しやすくなり、電源喪失に伴う原子炉事故の発生確率が増すことになる。また、換気系を通して微細な火山灰が建屋内にも持ち込まれ、コンピューターや電子機器などの劣化が全般的に加速される。

火山噴火に誘発されて原子炉事故が発生した場合、放射性物質の拡散状態を把握するための自動車や飛行機を用いた環境モニタリングも、濃い噴煙や道路への降灰によって妨げられ、できなくなる可能性がある。路面の状態が悪く、視界も悪く、避難行動にも大きな障害が生じる。汚染した火山灰をどのように処理するか、どのように再浮遊を防止するかなどは、これまでに検討されたこともない。

以上のように、火山噴火によって誘発される原子炉事故の場合にも、地震の場合と同様かそれ以上に災害規模の増幅と複雑化による深刻さが懸念

される。何らかの数値的な規準にもとづく原子力発電所の設置禁止区域を設定することも検討すべきである。

火山噴火の危険性にもとづく原子力発電所の立地審査指針としては、IAEAの安全指針(SSG-21)がある。ステージ1から3までのスクリーニング手順と、そこまでであるい落とせない場合における個別評価としてステージ4が述べられている。溶岩流が100 kmにも及ぶ可能性があること、火砕流が秒速50 m以上、時には秒速100 m以上で150 km先にまで到達し、ガス温度が100℃以上にもなる可能性があること、火山灰の降積量は、火口からの距離に応じて10~1000 kg/m²に達することが述べられている。これらの情報は、関心のある多くの日本人には周知であっても、改めてその脅威の尋常ならざることを認識せずにはいられない。直径20 kmの始良カルデラ内にあつて頻繁に噴煙を上げる桜島の火口から、わずか40 kmほどしか離れていない川内原子力発電所は言うに及ばず、本来設定されるべきだった設置禁止区域内にある原子力発電所が、他にもあるのではないかと思われる。

50年前には

巻頭 研究所組織の新しい試み

菅 浩一：宇宙線空気シャワー

鮎 沢 啓 夫：昆虫における免疫

久 城 育 夫：地球内部の溶融現象——高圧下における珪酸塩の溶融実験とその応用

増 田 彰 正：元素の分配から見た地球の諸問題——隕石・地球・玄武岩・イオン半径

須 藤 俊 男：微結晶の世界を探る——粘土鉱物の構造研究の動向

藤井陽一郎：日本の測地学の歴史的特質——‘測地学長期研究計画’に関連して

渡 辺 武 男：東京大学総合研究資料館の設立

鈴 木 淑 夫：無機材質研究所設立の経緯

フォーラム

神 立 誠：農薬の軍事使用禁止の訴え

今 堀 和 友：Post doctoral 制度の創設を望む

橋 本 万 平：学問の谷間——度量衡史の研究

【科学】第36巻第6号(1966)目次より

コラム 1：米国機械学会規格

原子力発電所の設計を語る時、米国機械学会(ASME)規格への言及は欠かすことができない。同規格は、原子力発電施設を構成する機械設備の設計、製作、検査、すえつけ、運転、保守の全ライフ・サイクルを網羅する。たとえば、安全系の静的機器(容器、ポンプ・ケーシング、弁圧部、配管、炉内構造物、それらの支持構造物など)の設計と製作に関しては、同規格のうちのボイラー圧力容器(B & PV)規格・セクション III が適用され、供用期間中検査(ISI)に関しては、同セクション XI が適用され、安全系の動的機器(ディーゼル発電機、電動弁、電動ポンプなど)に対する供用期間中試験(IST)に関しては、ASME 規格のうちの運転・保守(O & M)規格が適用される。米国において、これら ASME 規格の 3 本柱は、すべて規制要件(10CFR50.55a)に組み込まれ、厳格に運用されている。そして、米国以外の多くの国々もこれに倣い、日本も軽水炉の導入期に導入し、たとえば前述セクション III については、当時の通商産業省告示第 501 号として法令体系に取り込まれ施行されている。

ASME 規格の B & PV 規格の優秀さは、まずはその中のセクション I の登場によって、それまで頻発していたボイラー事故が激減したという統計上の事実によって裏づけられるが、原子力用にさらに磨きがかけられたセクション III に至っては、おそらく機械設計規格としての最高傑作であった。その工学的レベルは突出しており、とりわけ原子炉圧力容器や格納容器の設計に関しては、日本においてこれに十分習熟している技術者は、ASME の認定を受けた製造事業者以外では、原子力発電事業者においてさえ希少で、規制を託された主管省の担当部署には、皆無でなかったとしてもほとんど不在であったと思われる。

特に、解析技術として有限要素法(FEM)が使われるようにはなったものの、1970 年代のコンピューターは今日ほどの性能がなく、通常運転時だけではなく特殊な過渡現象や事故時において生じる熱応力、形状の複雑な部分の局所的な応力の計算、まれに弾性領域を突破してしまう場合に適用される弾塑性解析などに至っては、大規模な製造事業者の中でもエリート設計者だけが、最新の大型高速コンピューターを借りてそのような業務を行なうことができる神域だった。それを考えれば、実際にそのような実務経験もあり、真に原子炉圧力容器や格納容器の設計について語れる技術者は、いよいよ希少な存在ということになる。

そのような領域に立ち上がったことがないまでも、このような巨大な機器に対して隅々まで虫眼鏡でみるような、そのような高度な解析業務の性質を臍気ながらも知っている者ならば、原子力の設計の緻密さには、ある種の畏怖の念を抱いているかもしれない。

しかし、設計とはむろんそのような一面だけで語れるものでもない。次節では、角度を変えて設計の問題や脆弱性を考えてみる。

第1層

堅牢な設計

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)		1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)	0	1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)		D				

設計思想

1 基の原子力発電施設(プラント)は多数の系統(システム)で構成され、各系統は多数の装置や機器で構成され、各機器は多数の部品で構成されている。また、多くの系統は、それぞれ動力系、制御系、信号系を有しており、各装置や機器は、機械、電気、計測のいずれかに属するか、それらが合体した集合体となっている。そのため、「設計」と言ってもその内容には、プラント設計、システム設計、機器設計と階層があり、その業務は、機械設備設計、電気設備設計、計測設備設計のように分業化した体制で営まれている。

ただし、原子力発電所の設計と一般公衆にとっての安全との接点は、そのように分化された機器レベルやシステム・レベルにおいてではなく、1基のプラント、あるいは、それらが複数設置された1カ所の発電所というレベルである。つまり、いかに機器レベルの設計が緻密で念入りに行われていようが、その上流の設計が杜撰であるがために一般公衆に危険をもたらすものであるならば、下流の設計活動における一切の努力が水泡に帰してしまう。(逆に、少々行き届かない機器設計であっても、その上流設計がしっかりしていることで十分に補い得るものであるならば、それらについては、ある程度の寛容さが認められてもよいことになるだろう。)

さて、国の規制要件や産業界の規格・基準によってさまざまな細かい技術基準が規定されている原子力発電設備の場合、何を根拠として設計が堅牢であるとの評価を与えてもよいことになるのだろうか。そのことに根本的な誤りはないだろうか。たとえば、「多様性・多重性」、「単一故障の仮定」、「フェイル・セーフ設計」。これらは、それほど頼

りになるものなのだろうか。

適切な材料が選択され、個々の部品が正しく設計され、それらの破損が起りにくければ機器や装置の故障も起りにくく、機器や装置の故障が起りにくければシステムのトラブルやプラント事故も起りにくい。こうして、安全はきめ細かな品質管理によって担保される——これがかつての日本の安全思想であったように思われる。

確かに一理あるアプローチではあるが、実際の原子炉設備は、厳しい環境や設計時に見込んでいなかった条件にさらされて、当初予想しなかったさまざまなトラブルを経験してきた。その具体的な例を後述する。そのようなトラブルを教訓としてこれまでに改善されてきた点が多くある一方、まだ発覚を逃れて残っているもの、今も劣化がじゅっくりと進行中のものもある。

① 上層設計の脆弱性

結局、下層の設計を重視し、その信頼性を過信するあまりに上層設計が甘かったこと、そして、後々になってもその現実を受け入れようとせず、現状維持を貫こうとしてきたことのツケが、福島事故の発生と深刻化に大きく寄与した。

敷地のレイアウト設計 福島第一1~4号機の場合、地盤の標高を、元の30mほどから10mにまで削り落として整地したこと。放水口が無防備で、津波の直撃を許したこと。

建屋内の機器配置設計 ディーゼル発電機を最地階に設置していたこと。せっかく多重化された6.9kV系と480V系の安全系の電源盤を、同一の室内に隣接して配置していたこと。特に福島第一1号機の場合には、直流系も交流系も同一のエリアに隣接して配置していたこと(しかも、すべてがタービン建屋の最地階)。安全系の冷却海水ポンプを建屋に格納せず、露天のまま岸壁に面した低い地盤に設置していたこと。これらの弱点や欠陥に対する補完策として、たとえば建屋内機器室の水密性強化などを行わなかったこと。1,3号機においては、原子炉建屋が事故の進展によって加圧されていったにもかかわらず、ブローアウト・パネルが開放しなかったこと。(この点は、1982年の解析結果

とも、2013年に発行された最新の解析書(SOARCA)の内容とも一致しておらず、地震などによって外れないようにわざわざ改造(改悪)されていた可能性がある。

系統設計 福島第一1号機の場合、単一の異常信号によって、安全系(非常用復水器)の2系統に同時に隔離信号が投入され、使用不能となるインターロック設計だったこと。(米国でSingle Failure Vulnerabilityと呼ばれる欠陥設計の典型で、米国においては、建設後に全般的な再点検が行なわれ、検出された脆弱箇所に対して改修されている。)

以上のことから、設備の性能は念入りな下層設計によって支えられるものであろうが、安全は上層設計によってこそ守られなければならないことが理解される。しかし、そのような設計思想が、これまでの日本の原子力においてはあまり尊重されることなく、往々にして「単なる考え方の違い」として処理され、十分に浸透も啓蒙もされてこなかったように思われる。さらにいくつかの例を示しておく。

すでに廃炉を決定したいくつかの国内の原子力発電所においては、非常用ディーゼル発電機の燃料(軽油、重油)タンクが、同発電機の吸気口や中央制御室の吸気口に近く、タンクに火災が発生して熱や煙が発生した場合、同発電機の運転や中央制御室の居住性を阻害する可能性があった。

敷地内の森林は、火災発生の可能性やテロリストに身を隠すために利用される可能性がある(希少鳥類保護のために伐採できないのであれば、警備が困難になる。)

米国では原子力発電所の火災防護の要件として、消火水母管はループ状に布設し、ほぼ等間隔に隔離弁を設けることにより、母管のどこが破断しても、時計回りか反時計回りのいずれかから給水できる設計とするよう規定されている。日本においては、柏崎刈羽原子力発電所の火災で問題が発覚するまで、そのような設計にはなっていなかった。

米国の各原子力発電事業者が配備を進めている過酷事故対策用の可搬式設備(FLEX)では、竜巻が敷地内を通過する場合の進路を考慮して、保管庫の設置場所が決められている。(竜巻の幅をまたぐよ

うにして2カ所に用意するか、保管庫と開閉所が同時に破壊されないような配置にしている。)

欧米ではほとんどの場合、タービンの動翼が外れてミサイルとなって飛ぶことがあっても、それが原子炉に向かわないように、タービンの車軸が原子炉を向くように原子炉建屋とタービン建屋の向きが配置されている。他方、日本では、敷地面積の有効利用を優先して建屋の配置を設計しているため、外れた動翼が原子炉に向かう配置になっている場合もある。

欧米の第三世代炉の設計では、航空機テロを考慮し、安全設備の健全性や中央制御室の居住性を最大限維持するための配置が考慮されている。

② 不十分な「単一故障」の前提

「単一故障を前提に設計している」と言えば、あたかも十分な慎重さがあるかのようなのであるが、現実はそのとも限らない。1本の配管上にある2台の逆止弁が、両方とも逆流を許してしまって事故やトラブルを起こした例は少なくない。3台のケースさえある。米国では早い時期に規制要件となっていた全交流電源喪失(SBO)とスクラム停止操作の不作動(ATWS)も、多重故障が原因であるが、どちらも現実には起こっている。

実は、故障が単一事象にとどまらない場合があることはすでに認知され、二重故障の対策も進められてきた。原子炉保護系の回路は、かつては1チャンネルだけの単一故障を考慮して、2-out-of-3設計(3チャンネルのうちの2チャンネルが働くと動作指令の信号が発信される論理回路)だったが、やがて2-out-of-4が考案されて導入されるようになった。

非常用炉心冷却系(ECCS)の最も古いものは33%×4系統(%は冷却能力)で、これでも一応は単一故障に耐えられる。さらに、50%×3系統のほうがより信頼性が高く、100%×2系統はなおよい。欧州の第三世代原子炉では、50%×4系統や、100%×3系統が採用されている。今や、二重故障の前提が、常識になりつつある。

③ 「フェイル・セーフ設計」の抜け穴

故障や動力の喪失が生じた場合に安全側に動作して、その状態でロックされる特徴を「フェイ

ル・セーフ」と呼んでいる。ところが、「フェイル・セーフ設計を取り入れている」と言っても万能とは言えない。たとえば、そのように設計されているはずの逃し安全弁が、開いたまま固着してしまう事象が、過去に何度も発生している。電気回路の設計がフェイル・セーフであっても、機械部品がそれに従わない場合があるからである。

格納容器の隔離弁として電動弁が使われている場合には、開閉動作に数十秒を要するため、その途中で動力(電源)を喪失してしまうと、開度不明のまま停止する。これは実際に福島第一1号機の非常用復水器の系統で起こった可能性がある。電動弁が採用されている隔離弁は数多くある。しかも電動弁で格納容器の内側にあるものは、いったん作動を終えて事故で動力を失った場合、以後の操作が実質不可能となる。

いったんはフェイル・セーフの動作をした弁を、逆方向に操作しなければならない状況も生じえる。福島第一の事故対応で必要になった格納容器ベントの操作もその例であり、すでに動力(圧縮空気)を喪失していたために、危険な環境での著しい苦勞が強いられた。

④ 「共有化」の弱点

福島事故での4号機原子炉建屋の爆発は、3号機で発生した水素ガスが、両号機で共有化された排気ダクトを介して4号機側に逆流したことによって発生した。同じように共有されている設備としては、中央制御室や開閉所がある。また、日本の原子力発電所に特有な緊急時対策所もそうである。共有化された設備は、平時には便利であるが、当該設備が使用できなくなった場合の影響が大きい。

古い原子力発電所の場合、安全系と非安全系の冷却水系が共通で、緊急時には両者間の隔離弁を閉止して安全系に十分な冷却水が送られる設計となっている。また、貯水タンクの水が、非常時の冷却水と消火水の目的を兼ねている場合もある。

本来、多重化された安全系の電源は、たとえばA系とB系の2系統がある場合、互いに独立しているべきである。しかし、非常時には両系間で

の融通が必要になることもある。米国では、そのような場合に備えてタイ・ラインが布設されている原子力発電所が多くある。

以上のように「共有化」には長所と短所がある。新旧ある日本の原子力発電所においては、長所と短所が入り交じったまま設計思想が整理されず、ガイドラインも存在しないため、運転を開始した当時のまま放置され、改良の余地がないか省みられていない。

⑤ 実は重要なときもある「非安全系」の役割

10 km 圏内の住民に対し、原子力災害対策特別措置法第15条にもとづく避難指示が発令された後、辛うじて原子炉事故が回避された福島第二。救いとなったのは、そのような場合には期待されていない、何とか地震を生き延びた外部電源の1回線であった。危機を救ったのは、安全系の非常用ディーゼル発電機の電気ではなく、非安全系の外部電源だったのである。「非安全系は何一つなくても、すべて安全系に分類された自家設備だけで原子炉事故は回避できる」と日頃から勇ましいことが言われ続けてきたが、現実はそうではなかったのである。

実は、同じように非安全系によって原子炉事故が回避された例は、1975年3月にもあった。米国のブラウンズ・フェリー原子力発電所(BWR)で火災が発生し、中央制御室のパネルにあった表示が消え、警報窓が消灯し、非常用ディーゼル発電機や非常用炉心冷却系(ECCS)のポンプが勝手に誤作動と誤不動作を繰り返し、操作不能に陥った。このとき、原子炉が空焚きになるのを防いだのは、復水ポンプによる注水だった。実は、BWRの緊急時手順書(EOP)の作成ガイドライン(EPG)にも、まさにこの非常手段がちゃんと含まれており、非安全系とはいえ、重要な役割が期待されている。

一方、非安全系の機器ならば、破損したところで安全には影響しないのだろうか。主復水器に大量の海水を送る循環水系は非安全系で、その配管は非耐震クラスである。その出入口は海に通じているが、隔離弁の動力電源も非安全系に属する。この循環水系配管が海面下に布設され、主復水器

に接続されていて、それが大きな地震で破損して電源を失った場合にどのような事態になるか。福島第一もそうだったが、そのような原子力発電所が日本には実在している。

⑥ グランドファーザー・ポリシーとバックフィットについての考え方

かつて思い至らなかったリスクが、解析技術の進歩や経験の積み重ねによって新たに発見され、その対策が取られるようになった例は多くある。たとえば、BWRのマークI型格納容器に対してはLOCA時の動荷重対策として強度補強が施され、BWRとPWRのECCS入口ストレーナ閉塞問題の対策としては、大容量化が実施されている。日本の場合、例によって、米国からの情報を受け、その進捗状況を見届けてからの対応であったが、一応、米国同様にバックフィットとして実施されている。ただし、そのような例ばかりではない。

全交流電源喪失(SBO)の対策は、米国では規制要件(10CFR50.63)だったが、日本では福島事故を迎えるまで、その重要性が顧みられることが実質的になかった。火災防護対策は、厳しい規制要件が全運転プラントに対してバックフィットされた米国と、何も実施してこなかった日本との間に著しいギャップが生じており、電気設備の配置とケーブル布設の施工設計において、日本は過去からの重大なリスクを今も引きずり続けている。

一方、最新の評価法にもとづく疲労解析や航空機衝突時の影響評価などの要件は、米国においても、既設の運転プラントには適用が免除され、新しいプラントだけに限定されている。このような、いわゆる「グランドファーザー・ポリシー」が適用されている具体例は、これらの他にも多数あるが、既設プラントに対して免除とはいっても、まったく無条件ということはない。代替措置という「パッチワーク」の実行が求められる。

「パッチワーク」は、運転経験と共にどんどん増えてきた。テロ対策、福島事故対策も加わった。しかし、そのような「パッチワーク」の理想は、なるべく継目が目立たぬようにプラントと一体化

させることであり、いかにもそれとわかるようなものは、最小限に抑えられるべきなのである。だから、福島事故が発生したことを受けて米国では、認可更新と新設プラントの承認が凍結された。

日本の「新規制基準」とは、実は、大小さまざまなパッチワークの詰め合わせセットであるということが認識されるべきである。したがって、新規制基準を拠り所にした認可更新や新設プラントの審査が、当然のことであると見なされるべきではない。

*

このように、原子力発電所といえども設計の脆弱性はところどころに潜んでいる。外部との交流の少ない分業化された職場で高度な技術に没頭するうち、その世界だけでの耽美に陥り、脆弱性に目が向かなくなってしまう。もともと、原子力発電所が複雑で巨大な施設であるために気づきにくい性質のものではあったが、日本に特有のものや、工夫次第で排除改善することが可能であるにもかかわらず関心が払われてこなかったものもある。実は、複雑で巨大な施設であればこそ、その設計には全体を律する総合的な思想が必要であった。拙い文字でも秀麗な文章は書けるが、日本の場合、達筆で拙い文章を書いてきた感がある。

原子炉事故とは、まさにそのような設計の脆弱性に付け込まれて起こる現象である。福島事故後も、依然として設計思想の諸問題に取り組もうという気運は見られない。しかも、虚弱な体を侵そうとする病原菌があるように、脆弱性を助長する要因がある。その要因には、外部事象と内部事象がある。以下に代表的なものについて述べる。

設計の堅牢性を脅かす外部事象

① 耐震性

日本の原子力発電所の地震による影響の受けやすさは、これまでの苦い経験によって十分に裏づけられてきた。従来の設計基準地震加速度の設定の甘さについては、根本的に大胆に見直さなければならぬと悟るべきだったが、依然として今日に至るまで、そのような決意や取り組みは見受け

られない。そのことは、巨大なプレート間地震の想定を排除したり、未知性・不可知性の幅を狭めたり、地震の少ない海外と比較しても明らかに過小で観測事実とも一致しない不自然な一様ハザード・スペクトルを日本用として設定し、そのようなものとの比較で設計基準地震動の超過発生確率が十分に低いと示したりと、至るところに認められる。(ただし、以上の論点に関しては、実務者の反論もあるだろう。公平性と客観性については読者に判断を任せる。)

耐震性が不十分であることの弊害は、原子炉事故を起こさせるという観点はもちろん、原子炉事故が発生した後の対応の観点からも、広範かつ深刻である。

耐震性の強化が可能なのは、床や壁、天井などの構造物に固定された配管、ポンプや弁など機器の一部だけである。構造物そのものに対する補強は、実質的に不可能である。したがって、そのような構造物や、燃料プール、原子炉压力容器内の炉内構造物などは、設計基準地震加速度が引き上げられると、裕度が減ることになる。

新潟県中越沖地震による強い地震の後の点検で、柏崎刈羽原子力発電所の鉄筋コンクリートの建屋には多くの亀裂が確認された。亀裂は強度に影響しない軽微なものと判定されている。一般性があるかどうかは不明であるが、強い地震動が比較的長い時間作用する場合、徐々に剛性が低下し、(減衰率の増加によって相殺される傾向が伴うものの)応答スペクトルが低周波側にシフトすることを示唆する実験データもある。前述のような耐震性の判定の仕方が、安易すぎるのではないかという懸念がある。

原子炉建屋の天井クレーンは、使用済燃料も取り扱うため、その故障が深刻な放射能事故を生じさせ得るという点で安全系に分類されている。同じ理由で、燃料交換機も安全系である。これらの設備は、過去、地震による損傷を経験しているが、解放基盤における応答スペクトルが数倍に増幅される原子炉建屋の最上階に設置されていることから、設計基準地震動が引き上げられる際の強度評価(いわゆる、「バックチェック」)では、最も大きな影響を受ける。天井クレーンについて言えば、特に、

最大荷重を吊った状態でのブレーキの能力が厳しくなるが、そこまで詳細に再評価されている様子がない。

原子力発電所が被った地震による被害の中で、低圧タービンの損傷は特に大きなものの一つであり、かつ多発している。幸いタービン・ミサイルが起こるには至っていないが、その発生頻度に対する影響評価が行なわれていない。日本の場合、タービン・ミサイルの投射方向に原子炉建屋がある配置設計となっているだけに、影響評価が行なわれる必要がある。

原子力発電所の敷地内の道路が断裂したり、液状化で激しく波打つという事態が過去の地震で発生している。今や、過酷事故時の対応として、可搬式設備の運搬を担保としているのであるから、敷地内の主要な道路に対しても、耐震性の評価を行なう必要がある。しかし日本においては、評価も審査も行なわれていない。

米国のBWRオーナーズ・グループ(BWROG)が定めた非常時の対応手順書(EOP)策定指針(EPG)には、原子炉压力容器の損傷を防ぐための手段として、格納容器の水張りが含まれている。しかし日本においては、格納容器の水張りを行なった場合の耐震性がわからないため、この手段を選択できるのかどうかわからない。福島事故においては、早々に放棄された。

② 津波

設計基準の設定において、海底地滑りの起源が評価されていない。評価のための調査も実施されていない。(米国では、NRCがUSGSに委託して詳細に実施している。)

津波の影響は、遡上高さについてだけでなく、動的効果についても評価される必要がある。放水口が直撃される場合の衝撃は、地下の水路に沿って、主復水器にまで伝搬される。福島第一では、その途中にあったマンホールの蓋が吹き上げられ、地面に危険な開口部を多数残したと報告されている。しかし、逆にこれが放圧の役割を果たしたかもしれない。

回避されるべきシナリオの一つとして、主復水

器に接続する配管が、津波による衝撃で破損し、タービン建屋の地階に大量の海水が流入して水没する事態がある。この場合、津波による海水面上昇により、破損した配管からの海水流入がさらに加速され、増大する可能性がある。

③ 竜巻・台風

最近、日本においても竜巻の被害が目につくようになってきた。発生頻度も強度も増しており、過去の統計にもとづく設計基準で十分なのかという懸念がある。一般に、自然現象に対する設計基準の見直しは、10年に一度という慣行になっているが、日本では竜巻と台風に関しては、より頻繁に見直す必要があるように思われる。

竜巻の破壊力で特に考慮しなければならないのは、気圧差による浮力である。すなわち、強力な低気圧となっている竜巻の中心部が建屋を直接通過する場合には、屋根を持ち上げて破壊し、発生したデブリを落下させる。これが使用済燃料プールの真上で生じると、プールの内張(薄いステンレス鋼板)を損傷させ、水漏れを起こす可能性がある。

非常用ディーゼル発電機を格納する建屋を竜巻が直接通過して、換気系のルーバーやダンパーが破壊されると、ディーゼル発電機の運転時に発生する熱を建屋外に排出できなくなり、かなり短時間のうちに、温度上昇によって発電機を停止させてしまう。したがって、竜巻が襲来して、開閉所を破壊し所外電源を喪失させ、そのまま非常用ディーゼル発電機の格納建屋に進んで前述の事態をまねいた場合には、全交流電源喪失(SBO)が発生する。これは、米国が竜巻の脅威として想定するときの代表的なシナリオである。

敷地内にあるマンホールの蓋が(津波対策で対処されていなければ)舞い上げられ、危険なミサイルになる可能性もある。このようなシナリオも検討されなければならない。福島第一の海水ポンプは丸裸だったが、直撃を受ければ、確実に壊されていた。

また、敷地内には無数のデブリが散乱しているはずで、使用済燃料プールに注水、または散水するためのポンプを手配したり、バックアップ用の電源車を使って電源を復旧するまでに、かなりの

時間を失うことになる。竜巻が、緊急時対策所や過酷事故の発生に備えた可搬式設備の収納建屋を襲う可能性もある。

設計の堅牢性を蝕む内部事象

以下では、主に原子力発電設備の長期運転において問題となる要因を取り上げる。これらは、初期設計では未知な領域であったが、商用運転開始早々から猛威をふるったものもある。

① 材料劣化の問題

照射脆化 原子炉圧力容器のベルトライン領域(炉心部分を水平方向に投射した領域)が、高速中性子(>1 MeV)の照射によって脆化する問題はよく知られている。問題となる低合金鋼では、脆性遷移温度の上昇と上部棚エネルギー(破壊に要する吸収エネルギーのうち高温側でほぼ一定値に近づく領域の値)の低下が並行して起こる。この傾向は、照射量(中性子束)の積算値と共に顕著になるため、一般にはBWRよりもPWRにおいて進行が速い。米国の少なからぬ原子力発電所において、脆性遷移温度の上昇によって、原子炉圧力容器の耐圧試験をかなり昇温して実施しなければならなくなっている。一方、上部棚エネルギーの低下に関しても、もともと最小値として規定された 68 J/cm^2 に対する余裕が減り、割り込んでいる所さえある。日本の原子力発電所では設備利用率が低かったことが幸いした面もあるかもしれないが、運転歴と共に確実に進行していく劣化現象である。

この問題は、低合金鋼製の原子炉圧力容器に限られるわけではなく、実は、運転中の燃料にさらに接近している炉内構造物においては、一層顕著に進行する。炉内構造物の材料として使用されているオーステナイト系のステンレス鋼やニッケル基合金は、本来は延性に富み、破壊靱性値も高い材料であるが、照射によって脆性材料に変質し、亀裂に対する耐久性がかなり低下する。

応力腐食割れ(SCC) BWRにおいては、1970年代から主にオーステナイト系ステンレス鋼の配管、炉内構造物の溶接部に大発生して問題となった。以来、さまざまな対策(含有炭素量の低減、溶接入

熱の管理、熱処理、水質管理などが実施されてきたが、完全な撲滅は難しく、特に中性子照射によって励起されるタイプ(IASCC)の場合には、亀裂の進展速度が速く、従来の抑止法の効果が低い。このことは、前述の照射脆化の問題とも相まって、炉内構造物の劣化の要因となる。

一方、PWRにおけるSCCのメカニズムはBWRのものとは異なるが(特にPWSCCとよばれる)、比較的クロム含有率の低いニッケル基合金の母材(Alloy 600)と溶接材料(Alloy 182/82)で発生するようになり、一次系の大型機器(蒸気発生器、加圧器、原子炉圧力容器の上蓋、配管など)に蔓延し、米国では、これによって早期の廃炉に追い込まれたケースもいくつかある。PWSCCは、日本のPWRでも問題となり、改質材料(Alloy 690)を取り入れた機器との交換などによって対応がなされてきたが、施工の困難な箇所(原子炉冷却系統(RCS)ホットレグ(高温側配管)のノズルなど)もある。PWSCC発生の潜伏期間は使用温度に依存するため、比較的低い箇所(RCSコールドレグ(低温側配管)など)では、後から遅れて発生してくる可能性がある。

腐食疲労 金属疲労は古くから周知の現象であり、原子力発電所の安全設備に対する設計においては、国際的にASME規格・セクションIIIの設計疲労曲線が適用されている。この設計曲線は、応力値に対しては2倍、繰り返し回数に対しては20倍の余裕を含んでいるにもかかわらず、疲労が原因で機器が損傷した例は少なくない。さらにその原因を探っていくと、(そもそも疲労を起こさせる振動の挙動を正しく把握していなかったことによる場合がほとんどではあるが)この設計疲労曲線についても、実は必ずしも安全側に設定されたものではなかったということが判明した。設計疲労曲線は、形状や製作方法が管理された試験片を使い、気中環境で行なった実験データにもとづくものであり、水中の劣悪な腐食環境においては加速されることがその後の試験によって示されているのである。そこで米国においては、環境に応じてASME規格の設計疲労曲線を補正する方法が提唱され、2007年3月の規制指針(RG 1.207)によって、新設

プラントに対してはこれが新たに適用されることになった。この問題は日本においても認知はされているが、実務上は考慮されていない。

燃料被覆管 原子炉の運転中に酸化と水素脆化が進行する材料でありながら、冷却材喪失事故(LOCA)後の再冠水時の冷却による熱衝撃に対する耐性実験が、1970年代の初めに未照射材に対して行なわれただけで、それがECCSの設計の基礎とされてきた。その後、照射された燃料被覆管に対する検証実験が積み重ねられると、規制要件(10CFR 50.46)に適合しない場合があることが判明した。欧米においては規制の見直しも議論されていたが、福島事故のどさくさで、目下は優先課題から外れている。

外表面に付着する腐食生成物(CRUD)の層による伝熱特性の低下で、燃料ペレットの中心温度が設計値よりも顕著に高くなるという問題もある。

また、乾式保管されている使用済燃料の被覆管においては、長期間の保管中に組織内の水素化合物が径方向に再配列する現象も確認されており、経年的な強度の低下が懸念されている。

非金属材料の選定と経年劣化 塗料も細かい要件を必要とする。日本においては、かつては原子力関係者でさえ、格納容器の内面に施される塗料の重要性を認識していなかった。米国の慣例に学んで環境試験を実施し、惨憺たる結果に直面して初めて、それまでの見落としに気がついた。一見些細と思われがちな塗料であるが、設計基準事故(LOCA)が起これば、所定の予想環境(温度、放射線)に曝露されると、これがメラメラと剝離しECCSの入口ストレーナに流れ着いて閉塞させ、炉心損傷事故へと導く。このような深刻な状態が、過去2,30年以上の商用運転期間にわたって放置されていた。

これと似た問題は他にもいろいろある。大雑把に吹き付けられたケーブル延焼防止剤、熱硬化性か熱可塑性か正体不明の絶縁材や被覆材が使われている電気ケーブル。きちんと最小曲げ半径を守って布設されているかどうかなども、今となっては知る手がかりもなく、どこかで劣化が進行して

いる可能性がある。

② 振動による高サイクル疲労

米国では、少しでも多くのエネルギーを原子炉から絞り出そうとして失敗した例がいくつかある。原子炉の定格出力を15%ほど上げただけだったのだが、これについていけない機器が高サイクル疲労で破損したためである。BWRプラントにおいては蒸気乾燥器、PWRプラントにおいては蒸気発生器だったというのが興味深い。定義上、BWRの蒸気乾燥器は、安全系には分類されていない。ところが、これが破損して脱落した破片が蒸気配管に入り込み、タービンの入口近くまで運ばれているのが確認され、BWR関係者を大いに不安にさせた。もしその手前で主蒸気隔離弁(MSIV)の弁座に引っかかっていたら、隔離できなくなっていたからである。以来、BWRの蒸気乾燥器に対する審査は、ほとんど安全系機器と同等に厳しく行なわれるようになっていく。

この問題からは、学び取るべきもう一つの重要な教訓があった。結局、後のサン・オノフレ原子力発電所で発生した蒸気発生器の問題もそうであったが、たった15%ほどの出力上昇にも耐えられなかったということは、逆にそれまでの間、限界ギリギリのところまで運転を続けてきたということになる。原子力発電設備の設計にはたっぷりと余裕が盛り込まれていると、繰り返し言われ続けてきたが、そうでもない機器が確かにあるということである。

③ コンクリートの劣化

PWRプラントの蒸気発生器にちなんで、興味深い別の事例もある。認可更新(40年から60年への運転寿命の延長)に備えて新品との交換を行なうべ

く、まずは分厚いコンクリート製の格納容器に大きな長方形の開口部を作った。ところがこのとき、コンクリートを周方向に緊縛していた太いワイヤー・ロープ(テンドン。事故時に上昇する内圧に対する補強)を弛緩させたことで内部に亀裂が生じ、これが、修復を断念せざるを得ないほど広範囲に広がってしまった。クリスタル・リバー原子力発電所3号機は、結局この問題によって廃炉となった。

この事例は、コンクリートの劣化というよりも、鉄鋼のような弾性を備えてはいないコンクリートの物性上の弱点を示している。そこで気になるのは、軽微と評価されているとはいえ、強い地震を受けて亀裂が生じている建屋の状態である。致命的に強度を侵すことはなくても、地震の応答特性を顕著に変えてしまう影響もないと言えるのか。床応答スペクトルを低周波側にシフトさせる現象が起きていないかという懸念である。

内部事象と外部事象の複合効果

以上に述べた堅牢な設計を脅かす外的、内的な要因は、互いに重畳する場合がある。たとえば、SCCで生じた炉内構造物の亀裂が、やがて高サイクル疲労に転じ、加速して進展する場合も確認されている。さらに、亀裂+照射脆化+強い地震が協調すれば、炉内構造物を大きく破損させ、制御棒の挿入を妨げるような事象を起こさせるかもしれない。

地震、コンクリートのひび割れ、地下水の浸透、鉄筋の腐食・膨張、ひび割れの拡大、地下水浸透の加速、鉄筋の腐食・膨張の加速、……という悪循環も考えられる。そこに再び強い地震が起こるかもしれない。

コラム2：材料と現地施工の今昔

頑強、堅牢なものの形容として文学的にも使われる「鉄」と「鋼」を重ねた語、鉄鋼。その種類は、工業規格にあるものだけで数百、形状とサイズで細分化した場合には数千、数万にも及ぶ。ステンレス鋼は、それらの中の一分類で、不銹鋼とも訳され、原子力発電所では惜しげもなく使われている。「不銹」には不老不死のイメージもあるが、特にBWRプラントでは驚くほどの意気地のなさで割れ、関係者を困惑させた時代がある。

ミクロのレンガ造り 実はずステンレス鋼は、形もサイズもまちまちな細かい粒でできている。その境界が「粒界」とよばれ、隣人同士が自分の庭からゴミをほうきで掃き出したように、境界に不純物が集まり、成分の偏析も生じる。そこに、溶接などによって高熱を受けたときクロム炭化物が析出し、周囲のクロムを吸い寄せてしまうことから、粒界には、ステンレス鋼を「不銹」たらしめている最も重要な成分であるクロムの欠乏層が作られる。ステンレス鋼中の含有炭素量が多いほど析出物の密度が高くなり、クロム欠乏層は粒界に沿ってつながってしまう。他方、溶接は金属を溶融させてから凝固させるプロセスであり、その際収縮しようとするが、形状が拘束されていると自由に収縮できず、引張応力を残すことになる(残留応力)。クロムの欠乏層は腐食しやすく、腐食でできた傷が残留応力でさらにこじ開けられる。腐食は割れとなって、奥へ奥へと進んでいく。これが粒界応力腐食割れ(SCC)とよばれるメカニズムで、風雨にさらされたレンガの壁が、その継目に沿って割れていくかのようにどんどん進行する。

鋼板にも「木目」 木材には木目があり、木目に沿った方向に対しては強いが、木目と直角方向には弱い。実は、木材ほどの顕著な差ではないものの、鋼板にも方向によって強弱がある。鋼板は、初めから板なのではなく、融けた鋼鉄をそば打ちのようにローラーで押し伸ばして作られる。このとき、内部の細かい空隙のような欠陥(もともとは球形に近い)も一緒に押し伸ばされるために「木目」のように方向性が生じてしまうのである。板材だけでなく、棒材や管材もそうである。さて、さまざまな鋼材で部品を作り、それらを寄せ集めて一つの建造物を作る際、この「木目」が好ましくない振る舞いをする場合がある。たとえば、厚さ10cm以上の板をくり抜いて円盤を作り、その上に薄い板材を曲げて作った円筒を乗せて溶接すればタンクになる。円盤の底板と円筒の継目には、前述の「残留応力」が生じている。これが、底板の「木目」を分離させようと作用する。したがって、このような形状が前述のSCCの発生を促す環境にさらされると、SCCは一段と速く進展することになる。

熱帯魚のようにデリケート SCCとはミクロの「レンガの継目」に沿った腐食割れであるから、腐食環境さえなければ、発生も進展もしない。しかし、接触する水にはいろいろな不純物が溶けており、SCCの発生と進展を刺激する。特に塩素イオンと硫酸イオンが有害で、運転中の原子炉冷却水に対しては、いずれに対しても1ppb(1リットルあたり0.001mg)程度の濃度に抑えなければならない。この100~1000倍もの塩素が溶存する水道水のような水質は致命的である。腐食とは電気化学反応であるが、一般に化学反応は温度が10度高くなると2倍の速度になると言われており、原子炉の中を通過する冷却水ともなると、常温水に比べて100万倍、1000万倍も活性があることになる。そこで、このような厳しい不純物濃度の管理が適用されることになる。ところが、溶接形状によっては隙間が形成され、そこで不純物の濃縮が起こるという現象もある。海水の漏洩は、プラントの運転にとってはかなり深刻な問題である。そのため脱塩器も設置されてはいるが、時々その装置の中のイオン交換樹脂が劣化して粉となり、流れ出るという問題が生じることもある。困ったことに、そのイオン交換樹脂がスルホン基を有するため、原子炉の中で分解すると硫酸イオンに変わってしまう。不純物成分を何とか管理したとしても、最後には溶存酸素の問題が残る。BWR型原子炉では、定常的に水の放射線分解が起こり、発生した水素はアンモニアとなり蒸気と一緒に出ていくのに対し、同時に発生する酸素は原子炉に残されるため、どうしても溶存酸素濃度が高くなる(20ppb程度ではあるが)。この程度でもステンレス鋼の腐食電位を高くし、腐食環境としては十分となる。そこで溶存酸素濃度を下げようと水素注入が考案された。ところが、溶存酸素濃度が極端に低下してしまうと今度は、炭素鋼配管の内面に形成されている酸化層(健康な人間の皮膚の「角質層」にもたとえられる保護皮膜)が剥離し、剥き出しの金属が流れに洗われてどんどん溶出する。これが、流れ加速型腐食(FAC)とよばれる現象で、2004年8月、美浜3号機で発生した人身事故の原因にもなっている。そうかといって、配管をすべてステンレス鋼にすればよいというものでもない。しかもコストもかさんでしまう。

ナマクラ包丁で切ると傷む 以上のように、ステンレス鋼をSCCから守るためには、熱帯魚を飼育するように環境に気を配らなければならないが、さらにその機械加工(旋盤加工、フライス加工など)やグラインダーがけ

などの工程においても気を配らなければならない。ナマクラな切削刃物を使って力づくで加工すると、表面には冷間加工の層ができ、粒界が傷み、SCC のきっかけとなる欠陥の巣だらけになってしまう。そこで、刺身をおいしく食べるためと同じように、機械加工には、切れ味のよい刃物を使い、グラインダーがけは、無理に押し付けて行なってならない。加工面を粒子の細かいサンド・ペーパーで研磨してやれば、表面のささくれや冷間加工の層が除去されてなおよい。

ステンレス鋼の癌 SCC はステンレス鋼にとって癌のようなものであり、さまざまな治療法が考案された。まずは粒界に析出する炭化クロムを減らすため、炭素の含有量を減らしたステンレス鋼が開発された。ただし、炭素を減らすと強度が低下するので、代わりに窒素を添加する。これが原子力仕様様のステンレス鋼として導入されるようになった。次に溶接方法も工夫された。入熱管理が求められ、溶接ビード1 cm あたり2万ジュールという上限値が与えられた。ただし実際には、ほとんどまじめには守られていない。溶接機の電流値と電圧値は設定すればよいのだが、実際に入熱管理は、いちいち溶接ビードの長さを巻き尺で計測し、所要時間をストップ・ウォッチで計って計算しなければならない。理論的には可能だが面倒きわまりない。実際の溶接記録を確認すると、上から下まで同じ値が記入されており、いい加減さが一目でわかる。ただし、溶接部の問題は、固溶体化熱処理という方法で解決が可能である。これは、当該の溶接部をいったん加熱し、粒界に集中的に析出している炭化クロムを粒子の内部にまで均等に分散させておき、急冷してその場に固定する方法である。これによって、残留応力も解放することができる。もちろんこれができるのは、設備が整っている工場だけであり、現場ではそうはいかない。そのため、工場溶接と現地溶接では、SCC の感受性について歴然とした差が生じてしまう。

現地溶接 工場では精鋭の溶接工が施工し、現地では腕の劣った溶接工が施工をするということは断じてない。むしろ、現地には精鋭の溶接工が派遣される。しかし、気温・湿度・照明などの点で、工場とは比較にならない劣悪な環境で施工しなければならないこともある。無理な姿勢が強いられる場合もある。接続しようとする2本の配管の芯がずれているため、むりに引っ張ったり押ししたりもしなければならず、それでも合わない場合は、ドロービード溶接という最後の手段もある。接続のためではなく別の箇所に溶接ビードを乗せて引きつらせ変形させる高等テクニックだが、デリケートなステンレス鋼にとっては決してありがたくはない。重要な部分の溶接部には、完成後に超音波探傷検査が行なわれるが、そのとき欠陥が検出される場合もある。そのときには、当該部をグラインダーで削り、溶接をやり直すことになるのだが、その近傍の残留応力の分布ががりと変わることになる。深い火傷の痕のような「ひきつれ」となり、一段と大きな引張応力の場ができ、SCC の巣となる。大きなSCC の亀裂が発見されたときには、必ず補修溶接が原因として疑われる。

化学療法など SCC 対策には、癌に対する化学療法にもとえられる投薬療法までである。そして、それに伴う副作用もあるため、それを抑えるための別の薬もある。現在、米国のBWRプラントは薬漬け状態で、もはや熱帯魚の飼育どころではないデリケートな管理が必要になっている。日本の事業者はこの療法にあまり関心がない。効能の説明がどうもしっくりこないということらしい。代わりに、配管に対しては、高周波誘導加熱応力改善法(IHSI)が多用されてきたが、逆に米国は、これによる恒久的な効能にやや不信感を抱いている。

結局、溶接継手の箇所数は少ないに越したことがなく、板材などの多くの部品を寄せ集めて作るよりも、刀鍛冶のように、初めから1個の塊を叩いて最終的な形状に近い形に鍛造するという工法が求められるようになった。あちこちの方向から叩いて形を作るため、「木目」のようなクセも少ない。今では、弁やポンプ、炉内構造物、原子炉压力容器の製造方法にも鍛造が採用されている。大型構造物の場合には、部品を寄せ集めて作るよりもかなりコスト高になるが、長期的な検査のことや信頼性を考慮すると、事業者にとっては魅力的な選択となる。

完璧な材料 ここまでは、主にBWRプラントにおけるステンレス鋼のSCCを述べてきたが、この現象はその後、ステンレス鋼よりもさらに高価なニッケル基合金にまで拡大し、BWRだけでなくPWRにおいても深刻な問題となり、やはりさまざまな「予防」と「治療法」が開発され、適用されている。結局、種類の数はおびただしくあるものの、鉄鋼材料の中に完璧なものはない。確かに改善されてはきたが、不老不死の鉄鋼も合金鋼もない。悩ませる「病」もSCCだけではなく、「予防」にも「治療法」にも完璧なものはない。

心しておくべきことは、古いプラントほど古い材料で製作され、古い工法で施工され、悪い環境にさらされてきた部品を含んでいる可能性があるということ、そして、新しいプラントといえども、依然油断はできないということである。

第2層

検査・試験による異常・不適合の検知

脅威	防護 0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)		1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)	0	1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)		D				

原子力発電所においては、安全系に属する静的機器(容器、炉内支持構造物、ポンプ・ケーシング、弁ボディ、配管、およびそれらの支持材)に対し、主に燃料交換の目的も兼ねたプラント停止中に供用期間中検査(ISI)が実施され、動的機器(ディーゼル発電機、電動弁、電動ポンプなど)に対しては、プラント運転中、定例試験(サベイランス)として動作試験が実施されている。これらは、どの国の原子力発電所でも行なわれている国際的に共通した慣行である。

静的機器に対するISIは、超音波、渦電流、浸透探傷液などを使った非破壊検査や目視検査、耐圧試験、漏洩試験として実施され、規定の判定基準に適合することをもって合格とされる。日本の業界関係者がよく使う言葉、「定期検査(略して「定検)」とは、その重要部分としてISIも含んでいるが、安全系に属さない機器に対しても含み、大がかりな分解作業を伴う。他方、動的機器に対する定例試験の場合には、始動後、規定の時間内に開閉動作することや、規定の圧力や流量に達すること、異音、異常振動、過電流などの異常がないことをもって合格とされる。プラント運転中に実施されるため、実際の運転を妨げないよう、ポンプなどに対する試験の場合には、系統に設けられた試験ループを使って実施する。通常、「定検」の業務はプラント保守部門、定例試験はプラント運転部門の管轄である。いずれもその目的は、異常・不適合の早期発見、早期対応にあり、問題が発覚しても「単一故障」ですむよう、比較的頻繁に実施されている。

なお、定例試験の中には、インターロック試験と呼ばれる種類の試験もある。たとえば格納容器の「圧力高」という冷却材喪失事故(LOCA)の兆候

信号が発生した場合には、予め選定された格納容器隔離弁が、一斉に閉止することが期待される。また、LOCA信号を受けて自動起動した非常用ディーゼル発電機は、予め設定された時間順序に沿って次々と非常用炉心冷却系(ECCS)の機器に動力電源を供給し、自動的に立ち上げていくことが期待される。とはいえ、そのような試験をプラント運転中に行なうことはできない。そこで、インターロック機能に対する総合的な試験は、(静的とも動的とも言いにくい性質のものであるが)信号の伝送状態を確認することまでを範囲とし、やはりプラント停止期間中に実施される。

*

当直体制で勤務するプラント運転員の日常はかなり忙しい。定格出力で運転中でも、前述した定例試験だけでなく、中央制御室に配置されているあらゆる指示計・記録計を頻繁にチェックしたり、多重のサブシステムで構成されている冷却水系や給復水系などのポンプや熱交換器、電源系では母線を定期的に切り替え、炉水やプール水の浄化系に対してはろ過脱塩装置の逆洗運転を行なう。

そこで、ルーチン的な日課への対応で多忙な運転員の業務を支援するため、さまざまな改良が加えられてきた。たとえば、電子機器には自己診断機能が追加され、異常を検知すると警報ランプが点灯し、どの基板が悪いのかまで知らせてくれる。運転員は、その機器を一時的に除外し、ただちに問題の基板を予備品と交換する。どこがおかしいのだろうかと頭をひねりながらテスターを使って調べたりする必要がない。

プロセス・コンピューターのトレンド機能も役に立つ。運転員は、座席に着いたままコンピューターのスクリーン上で、原子炉水位や圧力などの重要な運転パラメータの時間的変化をグラフで監視することができる。温度や振動レベルがじわじわと上がってくれば、異常になる前にその兆候を捉えることができる。このように、通常運転時の状態監視が行なわれるのに対し、過渡現象記録装置は、原子炉冷却材ポンプが突然止まったり、発電機の下流にあるブレーカーが遮断するといった

トラブル発生時に、主要なプラント・パラメータのそれぞれについて、10分の1秒、100分の1秒の細かい時間単位で、履歴を詳細に記録してくれる。いわば航空機のフライト・レコーダーのような装置である。トラブルを詳細に分析することによって根本原因を探り、再発防止や他のプラントでの改善に役立てることができる。

*

ISI技術も進歩してきた。たとえば、配管や容器に亀裂が生じていないかどうかを調べる超音波探傷試験の場合、かつては試験員が、超音波が入射しやすいようグリセリンを塗った機器の表面に探触子を指で押さえつけながら走査し、スクリーン上の反射波を観察して判定していた。検査記録に「合格」とあればそれを信用するしかなく、問題がないうちはそれでもよかったのだが、異常が検出されると、その異常はいつ発生したのか、以前の検査は本当に正しかったのかという疑念が生まれることになる。

そこで、入射角の異なる探触子を数個配列したサーチユニットを使い、同時に多チャンネルの探傷データを、エンコーダーからの位置情報(X-Y座標)と共にすべてそっくり記録させる自動検査装置が考案され、さらにその記録を自動的に分析して欠陥の位置や形状を画像化させる機能も追加されるようになった。

検査は、もはや現場の検査員の技量に左右されなくなっていくかに見えた。しかし、実際には検出の難しい欠陥や、実際は欠陥ではないのにそのように見える疑似欠陥信号も紛れ込むため、やはり現場の検査員の技量は求められ、むしろ、そのようなやっかいな信号を判別するためにより高度な技量が求められるようになった。欠陥をそうではないと誤って判定する「アンダーコール」や、疑似欠陥信号を本物の欠陥だと誤って判定する「オーバーコール」の回数に対して合格基準を定めた検査員の資格制度も制定されるようになった。また、入射角を固定した探触子による探傷よりも、入射角を可変にするほうが微妙な欠陥を検出しやすい場合があることから、フェイズド・アレイの

技術も導入されるようになった。このような技術の進歩と活用は、コンピューター技術とIT技術の進歩に支えられている。すべてが電子情報であるため、検査データを、より高度な知識と経験をもつ遠方にいる別の検査技術者に伝送し、「セカンド・オピニオン」を求めることもできる。過去に実施した検査を、将来何度でも再現し、分析し直すこともできる。

*

このように、世界(主に米国)の試験・検査に関連する技術は進歩してきたが、日本の原子力発電所における水準はどのようなのだろうか。また、原子力発電所の安全を支える制度として、試験や検査は現状で十分なのだろうか。以下、さまざまな視点から、試験と検査の問題を俯瞰してみる。

① 日本の検査(ISI)技術と実務の実態

常にすべてに最先端技術が求められるとは限らないにしても、これまで日本の検査要件と検査技術が後進的だったことは否めない事実である。後進性が特に顕著だった超音波探傷試験について、米国と比較してみると、以下の3点が挙げられる。

(1)原子炉压力容器の溶接部に対する検査範囲が、当初は縦溶接に対して10%/10年、周溶接に対して5%/10年だったのが、米国では1977年にそれぞれ「原則100%/10年」に引き上げられ、これを可能とするため遠隔検査技術が開発された。しかし日本は、その後も長い年月にわたって古い要件を変えず、原子力規制委員会が制定した「実用発電用原子炉の運転期間延長許可申請に係る運用ガイド」において、運転開始後35年を経過する日以降に実施する「特別検査」として追加されるようになったのが、同ガイド発行日である2013年6月19日になってである。実に米国に遅れること35年以上にして、かような限定付きとなっているのである。

(2)米国では1980年代初めから検査装置の自動化、探傷データの電子記録化、保存化に取り組んできた。この点でも日本は著しく遅れている。

(3)米国では2000年代初めにEPRI(Electric Power Research Institute)がPDI(Performance Demonstration Initia-

tive)を立ち上げ、検査員に対する資格要件を引き上げた。これは実務者の技量レベルの引き上げ(多くの資格認定者を輩出)に成功している。しかし日本では、同様の取り組みが遅れている。

加えて、炉内支持構造物・炉内構造物に対する検査、および、溶接部以外であっても熱疲労による亀裂や流れ加速型腐食(FAC)による減肉を受けやすい箇所に対する検査の強化が不十分であった。FACに関しては、2004年8月の美浜原子力発電所における事故(二次配管が破裂して噴出した高温蒸気により作業員5人が亡くなった)をきっかけに、一定の改善は図られている印象が一応はある。ただし、安全系に属するか否かにかかわらず、未貫通の亀裂や減肉などにより強度不足が生じている機器が存在し、これらに地震やウォーター・ハンマーなどによって強い衝撃力が作用する場合には、直接、または間接的に(たとえば、内部溢水という事象を介して)安全上の脅威となる。

特に日本における潜在的弱点として、強い地震の発生確率が比較的高く、また、建屋の設置レベルが海面よりも低い発電所では実質無限の水源たる海に連通している配管が存在する。そのため、破損によるリスクに応じて、検査基準、検査運用、安全対策をセットに、一層の充実を図る必要がある。

② 日本の試験(定例試験)技術と実務の実態

定例試験の目的は、動的機器の故障や不適合を検出することである。故障や不適合に至る前に、まだ軽度の劣化の段階で異変を検知できれば、そのほうがより好ましく、そのための技術も進歩してきた。ただし、日本の電力事業者は技術導入に概してかなり慎重で(他者の成功例を十分に見極めないと検討しない)、そのため国際的にみて後進的になってきた傾向がある。具体的には次のような技術が挙げられる。

回転機に使われる潤滑油に含まれる不純物成分を分析し、当該機器の異常や劣化の兆候を診断する技術。

回転機の軸受部、変圧器やケーブルなどの端子などは、劣化や緩みが生じることで発熱する。こ

の兆候に注目し、サーモグラフィを活用することで、直接危険な部位に接近することなく状態を把握する診断技術。焼損や火災の発生を未然に防ぐ。

電動弁のトルク診断技術。これは、電動弁の異常動作が、モーターのトルク値として現われることに着目した技術で、重大な作動不良を未然に防ぐ。

調整弁の診断技術。調整弁は通常運転時に無人の場所で自動制御を司るが、不安定な応答特性によって、不測のプラント停止やポンプのトリップ(停止)などを引き起こすこともある。これを監視するためのオンライン診断装置が開発され活用されている。

逆止弁の診断技術。弁体脱落は、ゲート弁でもグローブ弁でも深刻な事象であり、日本でもしばしば起こってきた。逆止弁では、逆止機能の喪失が隔離の喪失を意味する場合もある。また、脱落した部品が二次的に問題を起こす場合もある。そのような問題を未然に防ぐ診断技術。

計測器のドリフト診断技術。一つの運転パラメータは、実際には他の複数のパラメータと相関関係があり、逆に他の複数のパラメータから回帰分析することによって、当該計測器の指示値が正しいかどうかを診断することができるというもの。

他にも、架橋ポリエチレン・ケーブルの経年劣化(ウォーター・ツリー)の進行を診断する試験技術、アコースティック・センサーを使った漏洩診断装置やルース・パーツ・モニターなど、いくつかの例を挙げることができる。いずれも、それらが導入されていないことによる致命的な問題がこれまでにあったわけではない。しかし今後、特に経年劣化の進んだプラントにおいては有用になる可能性があるため、積極的に取り入れていくことを検討すべきである。

*

一方、設計基準事故や過酷事故が発生した場合に担保されるべき重要な機能に関わるものであっても、やはり日本での対応が不活発だったものはある。

非常用ディーゼル発電機の起動直後に対する電圧・周波数の過渡解析。所外電源の喪失が冷却材喪失事故(LOCA)と同時に発生した場合、非常用電源の母線に接続された負荷は、制御棒駆動水圧系(CRD)ポンプを除いてすべてがいったん切り離され、その後、非常用所内電源(ディーゼル発電機)が自動起動する。ところが、所定の電圧・周波数を確立し、続いてオートシーケンサーに従って順次ECCS系の機器を始動させていく過程において大きな初期電流が生じ、電圧・周波数に揺らぎが生じる。それらの低下が顕著な場合には、ポンプの流量と吐出圧力が低下し、電動弁の開閉速度も低下する。そのような影響を正確に把握するためには、非常用電源系統全体に対する過渡解析を行なう必要がある。しかし日本では、解析している事業者が少ない。

トレーサー・ガスを使った中央制御室の漏洩率測定試験。福島事故においても、中央制御室の放射線レベルが著しく上昇し危険な環境となった。これは、放射性物質が、原子炉建屋からケーブル処理室を経由して中央制御室に漏洩した可能性がある。より精度の高い方法で測定し、必要に応じて漏洩箇所を修理する必要がある。しかし日本においては、ほとんど実施されていない。

運転中、ECCS系などの安全系の水ラインにガス溜まりが形成される問題がある。米国では2008年以降、総合的な対策が取られている。ガス溜まりの形成は、ポンプ入口で生じた場合には、それがケーシングに引き込まれてバインディング(吐出圧が上がらなくなる現象)を起こし、ポンプ出口で生じた場合には、ウォーター・ハンマーの原因になる。そこで、ガス溜まりを形成させないための改造、運転要領の運用と共に、ガス溜まりの検知方法、検知されたガス溜まりのサイズに対する許容値などに関するガイドラインが定められている。しかし日本においては実施されていない。

③ 日本の検査制度

日本における規制庁検査官の主な業務は、電力事業者の供用期間中検査(ISI)や供用期間中試験(IST)に対する立会いである。すなわち、関係法令

などで定められた項目に対するルーチン的な適合性のチェックであり、すでに電力事業者が確認済みのことを再確認するだけの事務的なプロセスとなっている。そのように検査の責任を限定することで、原子力発電設備に関する専門的な知識や経験があまりなくても務まる業務へと自ら貶めてしまっていた。

最近になって、IAEAによるピア・レビュー(IRRS)などでも指摘され、ようやく規制庁自らも認めるようになったが、日本の検査官による検査は、過度にパターン化され、技術的レベルも低い。そのため、問題が問題として目に映らない。たとえば福島第一においても、数多くの問題点が放置されていた。そのため、電力事業者による検査記録の隠蔽を甘受し、ねつ造も看破することができなかった。

なお、IAEAによるピア・レビューは、7分野において実施されている。すなわち、(1)OSART(運転安全調査団)、(2)IRRS(総合原子力安全規制評価サービス)、(3)EPREV(緊急対応評価)、(4)DSARS(設計安全解析評価サービス)、(5)SALTO(長期運転安全)、(6)SEED(立地、外部事象設計評価サービス)、(7)ARTEMIS(放射性廃棄物、使用済燃料管理、廃炉、除染に関する総合評価サービス)である。

これらのピア・レビューは、IAEAが勝手に押し付けて行って抜き打ち的に実施するのではなく、希望国からの要請を受けてから計画されるものであり、要請がない限り実現しない。たとえばそのうちの一つであるOSARTは、1983年から2013年6月までに合計284回も実施されているが、そのうち日本は9回であり、フランスの44回、ウクライナの23回と比べて大きく差をつけられている。IRRSも、1992年から2015年6月までに合計99回行なわれているが、2016年1月11~22日に原子力規制委員会に対して行なわれたものは9年ぶり、ようやく2回目であった。まだ一度も受けたことのない分野さえある。日本の国際的なピア・レビューへの参加は、保有する原子炉の基数に比べて、かなり不活発なほうであったと言わざるを得ない。

④ 外部事象に対する検査

ISI も IST も、各設備や機器に対する供用期間中の破損、劣化、機能低下などの異常を検知することを目的としており、その性質上、内部事象に対するものである。外部事象に対する ISI や IST はない。そこで、これを補完するためにも、規制庁の駐在検査官は、日常的に足繁く原子力発電所内を「ウォークダウン」することを日課とすべきである。原子力安全・保安院の時代から、日本の規制機関の組織は、審査と検査の二本柱であった。この場合の検査の重要性は、机上の審査だけでは見落とされているかもしれない問題を、経験豊富な検査官が、自らの足と五感を使って見つけ出すことであり、そのためにもウォークダウンは欠かせない。それは、屋内だけではなく屋外の重要な設備に対しても、地震対策、津波対策、竜巻対策、火災防護、内部溢水対策などのさまざまな視点から日常的に行なわれるべきものである。

ちなみに米国の場合、各原子力発電所に派遣される NRC の駐在検査官は、経験豊かな上級職と若手の二人組で、検査官としての心構えと技量が実務を通じて伝承される制度となっている。伝承されるものには、ウォークダウン時の着眼点も含まれる。実際に NRC 検査官が過去に指摘した外部事象関連の不適合は、外部溢水対策に関するもの(たとえば、建屋貫通部の水密処理の不良)、竜巻対策に関するもの(たとえば、トルネード・ミサイルに対する防護の不良)など多数の件数に上っている。

また、たとえば IAEA が 1980 年以降 240 回以上も実施しているという SEED のような外部事象に特化したピア・レビューも、積極的に受け入れるべきである。過去にそうしていれば、福島第一の安全系の冷却用海水ポンプが、波しぶきのかかりそうな岸壁に裸で設置されているのを見た誰かが、何らかのアドバイスをしてくれていたかもしれない。福島第二の熱交換器建屋の扉を頑強な水密扉にするほうがよいと指摘してくれていたかもしれない。

日本の検査制度には、依然大幅な改善の余地が残っている。今後も外部事象に関連した潜在的問

題点が見落とされていく懸念がある。

⑤ その他の問題点

日本の電力事業者は、運転業務以外、重要な検査・試験も含め、大部分の実務をプラント・メーカーに委託している。これらの委託先は第三者機関ではなく、検査や試験に客観性を与えることを目的としているわけではない。検査や試験の装置を所有・維持し、専門技術者を養成することのほうが、委託するよりも面倒でコスト高であるからにすぎない。実際、このような傾向は欧米においても見受けられる。しかし特に日本においては、未熟なコンプライアンスとこの状況が結びつくことによって、隠蔽やねつ造を醸成する温床となった。

たとえば、プラント停止期間中の検査によって、SCC か疲労による亀裂が発見されたとする。それを抱えたまま、次サイクルを運転し続けることができるかどうか、たちまち重要な問題となる。これを判定するためには、発見された亀裂に対する高度な進展解析と破壊力学にもとづく健全性評価が必要になるが、どちらも電力事業者には手に負えず、改めてプラント・メーカーに解析と評価を委託しなければならない。その内容は、ASME 規格の B & PV 規格・セクション III よりもさらに難解なもので、電力会社自身にも規制側の審査担当者にもにわかには処理できるものではない。こうして検査や試験の記録は隠されるか書き換えられることになる。そして、関係者はいったんこれに手を染めてしまうと、次の検査や試験においても繰り返さなければならなくなる。健全性の余裕は、運転サイクルごとに減っていく。

以上は、2002 年に実態が暴露された東京電力にとってだけではなく、少なくとも他の BWR を運転する電力事業者にとっては、等しく悩みとしていた問題であった。本来、あのと時の問題の根本的な対策としては、次の 2 点も検討されるべきであったが、結局、今日に至るまで提起されず、実施されていない。そのため、規模の大小の差はあるかもしれないが、将来、第二の事件を起こす温床を残している。

(1)同一の検査・試験に対し、委託先のプラント・メーカーを複数指名し、実施年ごとに交替制にする。検査の実施責任者は、毎回交替させる。

(2)プラント・メーカーの検査員、判定員の直筆の検査記録を公開情報にする。

前述したピア・レビューは、規制機関に対してIAEAが行なうものであったが、本来、より活発に展開されるべきだったのは、国内と国外の事業者間同士のピア・レビューである。実際、米国に

おいては、NEI(原子力エネルギー協会)やINPO(原子力発電運転協会)が、これまで幾度かピア・レビュー・チームを編成し、各事業者の監査や業態調査を行なっている。一方、日本の電力事業者の間では、そのような気運は醸成されにくい。本気でやれば他者の失態を曝いてしまい、受け入れれば自らのそれが曝かれ、どうしても適当な距離を保っておきたいと思いがちだからである。

コラム3：5年目に浮上してきた福島原発事故「事故時操作手順書」問題

死者に鞭打つことを意図するものではないが、畑村洋太郎氏が委員長を務めた政府事故調が福島原発事故の調査・検証の一環として行なった、いまは故人の吉田昌郎・福島第一原発所長(当時)に対する聴取の記録、いわゆる「吉田調書」によれば、吉田氏は、第一原発が大津波に襲われ全交流電源喪失(SBO)に陥ってからというもの、もっぱら「アドリブ」で事故対応に当たったことを、あっけらかんと以下のように述べている——「全交流電源が喪失した時点でこれはシビアアクシデントに相当し得ると判断しておりますので、いちいちこういう手順書間の移行の議論というのは、私の頭の中では飛んでいますね。」

原発が事故を起こした場合、どのように原発を操作するか、その操作手順を記した文書は「事故時操作手順書」と呼ばれている。そして当然、大事故を起こした福島第一原発1~3号機のそれぞれに対しても、事故時操作手順書は存在する。その事故時操作手順書にはつぎの3種類がある。

まず、設計時に想定されている事故(設計基準事故)に対応するための「事象ベース手順書」。これは、その英語表記 Abnormal Operation Procedure から、しばしば「AOP」と称される。二つ目は、この設計基準事故を超える事故に対応するための手順書で、観測されるプラントの徴候に応じた操作手順を記した「徴候ベース手順書(Emergency Operation Procedure; 略して「EOP」)、三つ目は、この徴候ベース手順書の適用範囲を超える事故、具体的には、炉心が損傷し、原子炉圧力容器や原子炉格納容器の健全性を脅かす「シビアアクシデント」に対する手順書(Severe Accident Operation Procedure; 略して「SOP」)である。

別の言い方をすれば、深層防護第3層までの事故の操作手順書はAOP、第3層を超え第4層の前段へと進展した事故の操作手順書がEOP、そして第4層の後段(シビアアクシデント)へと進展した事故の手順書がSOP、ということになる。

福島事故後、日本の原発の深層防護は第3層までで、その第3層を超えるような大事故は日本では起こり得ないという根拠のない前提で運転されていたことが白日の下にさらされたが、じつは操作手順書に関して言えば、第3層を超えるような事故に対する操作手順書(すなわち、EOPとSOP)が整備されていた。

こうしたことは、1979年の米・スリーマイル島原発事故や1986年のソ連・チェルノブイリ原発事故を受けての米国や欧州の対応を見て、日本も1992年5月に原子力安全委員会が「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」を決定し、「原子炉設置者において効果的なアクシデントマネジメントを自主的に整備し、万一の場合にこれが実施できるようにすることは強く奨励されるべきである」としたことを受けたものだった。ただし、それはあくまでも電力会社の自主努力によっており、法的拘束はなかった。

さて、いま仮にある原発にながしかの設計基準事故が起きたすると、運転員はまず「事象ベース手順書(AOP)」にもとづいて原発を操作する。しかし、それではうまく事故を收拾することができず、事故がいつそう進展・拡大した場合には「徴候ベース手順書(EOP)」を導入して事故に対応することになるが、それも奏功せずシビアアクシデントへと進展すれば、「シビアアクシデント手順書(SOP)」を導入してこれに対処することになる。

そして、ここで重要なのは、事故がどのような状態にあるとき、どの操作手順書を導入すべきかに関し、各手

手順にはその「導入条件」が明記されていることだ。逆に言えば、思いつきや勘で AOP を使ったり、SOP を使ったり、といったことはできない仕組みである。

しかしながら、福島第一原発の現場最高責任者であった吉田氏は、全交流電源喪失が起きた時点で「これはシビアアクシデントに相当し得る」と判断し、どの操作手順書を使うべきかを導入条件に照らしながら選択するということはしなかった、と述べている。そして、その結果、氏はおそらく「シビアアクシデント」対応に腐心していたように見える。

事故時操作手順書の完全無視とも思えるこの吉田所長の判断に、はたして問題はなかったのか。このことと関連するきわめて重要な議論が、最近、日本原子力研究開発機構の元・上級研究主席、田辺文也氏によってなされている*1。

その議論の要点をごく簡単に記せば、田辺氏によると、1,2号機は全交流電源喪失時に、3号機は3月11日夜までに、それぞれ手順書に記されている EOP 導入条件が成立しているという。また、1号機は3月11日19時頃まで、3号機は3月13日6時頃まで、2号機は3月14日19時頃まで、それぞれ炉心損傷に(つまりシビアアクシデントに)いたっていない。したがって、その間は EOP によって事故対応がとられるべきだったが、EOP が参照された形跡はないと田辺氏は見る。

そして、とくに2号機と3号機に関しては、もし徴候ベース手順書が正しく導入され、適切に事故対応がなされていれば、炉心溶融を回避することができていた可能性が高いことを指摘している。

徴候ベースで対応していたらメルトダウンを実際に回避できたかどうかはきわめて重要な問題であり、事故解析プログラムというシミュレーションツールを有する東京電力がしっかり検討し答を出すべきことだが、一方で、このマニュアル問題には重要な他の側面もある。それは、大事故が起きたとき、アドリブも含め適確な対応ができるような有効な組織が存在し、ふだんから継続的な訓練がなされてきたかどうかである。福島第一原発に関しては、組織は旧態依然としたもので機能的精鋭集団ではなかったし、運転員はシミュレータを使って AOP の訓練はしていたが、EOP、SOP になると実際の「現場」がないシミュレータには限界があり、机上の訓練しかできていなかった。こうしたことがマニュアル不参照の背景になっていると考えねばならない。再稼働に入った原発に関して、このあたりがどう改善されているか、われわれは注意を向けておく必要がある。

*1—雑誌「世界」(岩波書店)2015年10月号、同12月号、同2016年2月号、同3月号に掲載された合計4篇の論文。

75年前には

イギリス王立植物園の100年記念 イギリス Kew にある Royal Botanic Garden の起原は遠く18世紀時代にあるが、現在の組織にされたのは1841年4月1日であったので、本年その100年記念が行われた。ただ戦時の故にその祝賀式も満足に行われず、4月3日に Sir Arthur Hill が London Linnean Society で挨拶を行ったのみに止っているが、カナダ及びアメリカ各地の学会、植物園等から多くの祝辞が寄せられたそうである。

四色問題の或る解決 平面又は球面上に割せられたいくつもの区域を色分によって示すのに幾色を用いれば隣同士の区域が同色にならないようにできるかという問題は、3色ならば不足、5色ならば十分であるが、4色では如何かということが

未解決で、これが所謂「四色問題」として数学上の有名な懸案の一つであった。所で、最近アメリカ Harvard 大学の G. D. Birkhoff 教授及び New Hampshire 大学の D. C. Lewis 教授の報告によると、これは球面上の区域の数が35又は以下であれば、4色で区分ができるということが証明されたということである。尤も1938年に既に31区域までの場合の証明ができていたので、今回更に4区域だけの増加が許されることになった訳であるが、同氏等がその証明のために用いた方法を一層工夫して拡張すれば、更に多くの区域の場合又は全く一般の場合の証明もできる希望があると報ぜられている。

【科学】第11巻第6号(1941)「科学時事」より

第3層

設計基準事故・事象への対策

防護 育成	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)	0	1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)		D				

福島事故に直面して、日本の原子力事業者も規制者も、過酷事故の発生に本気で備えてこなかったことが問題点として内外から指摘された。では、その前段の設計基準事故・事象に対しては万全だったのか。

① LOCAとECCS

設計基準事故とは、その起因や発生確率の高低を問わず、いつそれが起こったとしても、自動的に対処できなければならない事故である。現場に運転員を急行させて機器の操作を行なうことや可搬式機器の持ち込みは期待しない。また、任意の単一故障を想定しなければならない。

代表的な設計基準事故の一つに冷却材喪失事故(LOCA)がある。原子炉圧力バウンダリを構成する任意の配管に破断を想定する。LOCAのうちでも、最も過酷なケースと通常みなされるのが、最大口径配管のギロチン破断である。しかも、破断口がずれ、両端面から冷却材が流出すると仮定するため(DEGB)、理論的にこれより過酷なLOCAは、原子炉圧力容器そのものが大破する場合を除いて起こりえない。

緊急炉心冷却系(ECCS)は、このような事態にも自動的に対応する。BWRプラントの場合には、次のようにして収束させる。まずLOCAの発生は、原子炉水位の低下か、格納容器内の圧力上昇によって検知可能である。その信号によって原子炉は自動停止し、同時に非常用ディーゼル発電機が自動起動する。数秒のうちにECCSが始動、主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止、数十秒のうちに原子炉への注水を開始し、数分以内に炉心は再冠水(水位が燃料上部まで回復)する。注水しても破断口から漏れ続けるが、その水はサブプレッション・プール

(格納容器・圧力抑制室の水)へと流れ、これを水源とするECCSにより再循環される。こうして初期の危機を乗り切るが、サブプレッション・プールの水温が上昇していくため、冷却システムを運転し、格納容器の圧力上昇を抑える。この先は、ECCSによる再循環モードでの冷却と残留熱除去系によるサブプレッション・プールの冷却を続けることになる。

しかし実際のところ、BWRプラントの運転史において、もし本当に最大口径の配管がDEGBを起こした場合にこのシナリオ通りに事故が収束していたであろうと期待できるのは、最大限に楽天的に考えても、2000年をはるかに過ぎた、つい最近になってのことである。

当然のことながら、このような事故のフルサイズでの実験は不可能である。想定シナリオが成功することの裏づけは、一連の解析と部分的な実験結果の組合せによってであった。しかし、少し時間が経っては新たな問題に気づき、それを解決すると次の問題に直面し、それを解決してもまた新たな別の問題が現れてきた。したがって、1980年代や1970年代へと遡れば、想定したシナリオは楽天的でほとんど成立していなかったと考えざるを得ない。同時に、現時点においても、依然として同じプロセスの途上にいるのではないかとの懸念を抱かせる。

1970年代からステンレス鋼配管の応力腐食割れ(SCC)が猛威を振るい、仮想のはずだったLOCAが現実的な脅威となった。

1970年代から80年代にかけては、コンピューターによる解析技術が進歩し、LOCAが発生したときに格納容器(サブプレッション・プール)に作用する動的荷重が把握されるようになり、従来の構造には弱点があることが判明。そのための補強工事が始まる。

1990年代には、ECCSの流路にある弁(ゲート弁)が、流体圧や熱膨張による荷重で動作しなくなる現象(プレッシャー・バインディング、サーマル・バインディング)が指摘される。

さらに、ECCS始動前の一時的な停電により、ポンプ吐出側配管の水が抜け、ウォーター・ハン

マー現象が起こる問題も指摘される。

加えて、LOCAが発生した場合に、その衝撃によって格納容器内の配管などの保温材が破壊されてデブリ化し、ECCSの入口ストレーナを閉塞させる問題も指摘される。この問題に対しては、日本においても2000年を過ぎてから対応が始まった。具体的には、脆弱な保温材や繊維性保温材の交換、サプレッション・プールの定期的な浄化作業、大容量ストレーナとの交換など。

2000年代に入ると、燃料被覆管が通常運転時に水素を吸収して脆化し、これがLOCA時のECCSの作動による再冠水の際の熱衝撃(クエンチ)に耐えられるのか再検証が活発化した。条件によっては、内圧で局所的に膨らみ破裂が起こることもある。また、そのような部位にLOCA時に細かく破碎したペレットの落下充填(リロケーション)が起こり、局所的な加熱が生じ、加えて当該部の流路が閉塞されることから必要な冷却が維持されなくなるのではないかと懸念も指摘されている。そのような膨らみの近傍においては、特に脆化が顕著となり、ECCSの注水による機械的な衝撃が加わることで損傷が生じ、破碎したペレットの一部が外部に放出される可能性もあり、果たしてそのような現象を確実に回避できるのかという疑念も解消に至っていない。さらに、燃料被覆管の外表面に形成される酸化皮膜と腐食生成物(CRUD)の層による熱絶縁による温度上昇割増しの非保守性についても指摘されている。

非常用ディーゼル発電機(EDG)の信頼性の問題は以前からあったが、ECCSに駆動電源を供給する際の電圧、周波数の過渡現象が改めて懸念されるようになった。これは、EDGの起動試験やECCSのインターロック試験では確認できず、コンピューターによる解析に依存するが、日本ではあまり行なわれていない。

さらに、ECCS配管のガス溜まり問題(ポンプがガス・バインディングを起こして吐出圧力が上がらず送水できなくなる可能性や、吐出側配管にウォーター・ハンマーを起こさせる問題)が浮上。米国では速やかな対応がとられているが、日本では実態把握が不明。

以上は、対策によって確かに脅威が顕著に軽減された問題も含まれるが、厳密に言えば、依然として問題は重複して存在している。最大口径配管のギロチン破断(DEGBのLOCA)が十分高い成功率で安全に収束できる事象であると確信できるためには、今でも不確実さが残存していると言わざるを得ない。また、以上は例示としてBWRプラントについて述べたが、ほとんどの項目がPWRについても当てはまる。

なお、仮に事故直後には首尾よく収束できたとしても、1週間後、1カ月後、1年後にどのように処置したらよいかという点までは考えられていない。長期にわたって間断なくECCSを運転し続けることができるのか、ポンプが止まってしまった場合はどうするのか、対応できない場合に事態はどのように暗転していく可能性があるのかといったことに対して、答えが用意されているわけでもない。そのような期間中、地震(余震)や火災などが発生し、困難な事態にさらに追い打ちがかけられる可能性もある。

さらに、LOCAの発生によって大きな動的荷重が生じるが、それは、原子炉圧力容器の外側に対してだけではなく、その内部、すなわち炉内構造物(たとえば、BWRプラントの場合のシュラウド)に対しても及ぶことになる。したがって、巨大地震に伴うLOCAにおいては、そのような動的荷重に地震荷重が重ね合わさり、経年劣化による欠陥も想定すると、炉内構造物が大きく破損してしまう可能性も考えられる。そうなる、幾何学的な理由から、制御棒挿入の確実性や炉心冷却維持の確実性に問題が生じることになり、単にECCSの動作を確認すればよいという問題ではなくなる。すなわち、LOCAがたちまち過酷事故につながる可能性もある。

福島事故をきっかけに廃炉を決定した敦賀1号機の場合には、炉型(BWR/2)の性質上、DEGBのLOCAが発生した場合にはECCSによる再冠水が不可能であり、炉心スプレーを延々と続けるか、さもなければドライウェル(格納容器の気相部)を燃料頂部の高さ以上まで水没させるしかなかった。

しかし、前者は薄氷を踏む心細さであり、後者は耐震設計上の懸念があり、過酷事故に陥る可能性は一層大きかった。

結局、設計基準事故である LOCA に対する ECCS の有効性への疑いは、実際にそのような LOCA が起こらなかった幸運だけによって実証を免れてきたように思われる。

② LOCA 環境試験

日本においては「工学的には起こりえない」と形容されてきた仮想事故が、米国ではもともと「最大想定事故(MCA, Maximum Credible Accident)」とよばれていたことは興味深い。MCA は、その起因や発生確率は問わずとにかく突然発生し、たちどころに原子炉内にあった貴ガスの 100% と放射性ヨウ素の 50% が格納容器内に移り、以後、設計上保証された漏洩率に従って外部に漏れ出すという事象である。このような MCA の設定の経緯は 1962 年(TID-14844 という文書)に遡り、そこでは、「最大」とは言いながらも、格納容器が破損する事態を仮定しておらず、現実にはこれを上回る事故もあり得ることを言及している。

日本の仮想事故の評価では、電源が使えることも仮定し、BWR プラントの場合には原子炉建屋が二次格納容器として機能することも仮定していた。福島事故では電源喪失が起り、原子炉建屋が爆発したことにより、現実の事態は仮想事故をやすやすと上回った。

さて、TID-14844 のもともとの目的は、敷地境界とその外側に設定されるべき低人口地帯の境界において、周辺住民の被曝量が目安値を超えないことを確認することであった。すなわち立地審査指針の要件としてである。日本の仮想事故に対する評価も、これに倣って用いられていた。

米国では、この目的に加え、TID-14844 にある初期条件を「LOCA 環境」、または「DBA(設計基準事故)環境」とよび、格納容器内で安全系の機器に使用される塗装や電気ケーブル、シール材などの非金属材料に対する環境試験(DBA 試験)の条件として、伝統的に使われ続けている (NUREG-0588)。たとえば格納容器の内面に使われ

る塗装に対しては、米国では、この考え方にもとづいた規格(ASTM D4082)に従い、吸収線量 10^7 Gy もの放射線を照射する DBA 試験が実施される。

この点が日米間の差異となっている。日本においても、電気ケーブルやシール材に対する環境試験の要件はあるが、試験条件が米国の NUREG-0588 ほど厳しくはない。それほど厳しくあらねばならないという科学的根拠があるわけではないが、安全上の余裕を確保するという米国の考え方も悪くはない。実際の LOCA 環境は、高い放射線量率と熱と圧力が同時に作用する環境であるが、環境試験ではこれらを別々に作用させ、通常運転期間中の経年劣化の寄与分はアレニウスの式で近似する。したがって、試験と実際の条件の同等性に関しては不確定さもある。安全の余裕はあるに越したことがなく、それを下方修正することには、それ相応の理由がなければならないからである。

③ 安全目標と整合した自然現象に対する設計基準

設計基準事象が実際に発生した場合、本当に原子力発電所はそれに耐え、無事に停止し、さらに冷温停止(常圧で華氏 200 度(93℃))に到達できるのだろうかという疑念は、LOCA に対してだけではない。自然現象に対する設計基準に対してもある。ただし、自然現象に対する設計基準の場合、そもそもそれ自体が、不当に低く設定されてしまっている可能性がある。

国際的な目安(安全目標)として、炉心損傷事故の発生頻度は 1 万年に 1 回、大量の放射性物質の放出を伴う事故の発生頻度については 10 万年に 1 回と定められている。自然現象に対する設計基準は、これらと同等の襲来頻度に相当するレベルでなければならない。1 万年から 10 万年に 1 回の大地震、大津波、大噴火、巨大台風、巨大竜巻を予想し、それぞれに対して耐えられなければならないということである。

④ 設計基準火災

日本では採用されてこなかったが、米国では、「設計基準火災」という概念もある。火災はふだんは可燃物がないところにおいてさえ(一時的に持ち

込まれる可燃物の発火などによっても)どこでも起こり得るという考え方で、たとえそれが検知を逃れ、消火が成功しなかった場合であっても、原子炉の安全停止を阻害してはならないとされる。複数の運転員が常駐している中央制御室さえも、例外とは認められない。この厳しい要件に対する適合性を証明することは技術的にきわめて難しく、毎年多くの不適合が散発的に報告され続けている。

要件を満たすことが技術的に難しい理由は、火災に伴って発生する電気ケーブルの短絡・地絡などの複雑な組合せと、想定する一区域内での火災によって同一電線管やケーブル・トレイに布設された複数のケーブルが影響を受ける場合があるために、さまざまな有害な誤動作・誤不動作用のシナリオが考えられることによる。

これまで日本では、この問題への深入りを避け、火災は起こさせないし、万一起こった場合には初期段階で消火するというスタンスだったが、ようやくこれを改めようという動きも出ている。ただし、米国流の手法を導入して運用を始めれば、たちまち多くの不適合が噴出する可能性があること

から躊躇もあり、当面の対応は不透明である。実際の発生頻度はかなり低いとは思われるものの、特に中央制御室やその下のケーブル処理室で大規模火災が発生した場合には、原子炉事故に発展するリスクがかなり高いものと推測される。

⑤ 設計基準事象の選択と設定の妥当性

結局、自然現象に対しても火災に対しても、これまで日本は、ハードルの高い設計基準の設定を回避してきた。同じことは、人的破壊行為(テロ)に対しても言える。

また、DEGBのLOCAを設計基準事故として選んでおきながら、なぜ発生頻度がより高いと思われる長時間復旧不能な全交流電源喪失(SBO)を設計基準事象に選定しなかったのかという疑問もあるだろう。さらに、同時に2つの設計事象(たとえば、「LOCAと火災」、「地震と竜巻」、「地震とテロ」のような組合せや、「同一プラント内で同時2カ所の火災」など)は発生しないことに決めてしまっているが、本当にそのような場合を考える必要はないのかという疑問もあるだろう。

コラム4：原子炉圧力容器への魔女の一撃、加圧熱衝撃(PTS)

加圧熱衝撃とは、原子炉圧力容器(あるいは、原子炉容器)は、その中で核燃料が核分裂反応をする、分厚い銅でできた頑丈な容器だが、悪い条件が重なれば、「加圧熱衝撃」により一瞬にして破損(または破壊)する可能性がある。とくに古い加圧水型原発の原子炉容器で、そのような大事故が起こり得ると考えられている。

加圧熱衝撃ではなく、話を「熱衝撃」に限定すれば、それは日常的によく経験されるものだ。例えば、直前まで熱い水が入っていたガラスのコップに、一気に冷たい水を注ぐと、ガラスに瞬間的にヒビが入ることがある。原因は、コップ内面の温度が高から低へと急激に変化したからで、そうした急激な温度変化が何か(ここではコップ)に加わるとき、それを「熱衝撃」と呼ぶ。

後の議論のために、ではなぜ熱衝撃によってコップにヒビが入ることがあるかを説明しておく、直前まで熱かったコップの内面——それもきわめて内表面に近い部分——の温度が急に下がったことで、コップ内面は収縮しようとする。一方、コップの外表面はそう急激には下がらないから、ほとんど収縮しない。そのため、収縮しようとしている内面の動きが外面に引っ張られるような形で抑制され、その結果内面に大きな「引っ張り応力」が生じることになる。そしてこの引っ張り応力が、ガラスの破壊強度(ガラスを破壊するのに必要な応力)を超える場合、硬くて脆いガラスはほとんど延びることなく瞬間的にパリッと割れる。

加圧水型原発の原子炉容器に起こる可能性がある加圧熱衝撃による破損(または破壊)も、原理的にはほとんどこのコップの破壊現象と同じだ。

通常運転中の加圧水型原発の原子炉容器の内圧(水圧)は157気圧前後、温度は325℃前後である。仮に、原子炉容器に一次冷却材(軽水)を送り込むラインのどこかが何らかの理由で破断し、その破断箇所から一次冷却材(軽水)が噴出するような「一次冷却材喪失事故」が起きたとすると、緊急炉心冷却装置(ECCS)が自動的に作動し、大量の冷たい水(30℃前後)が原子炉容器に注入される。このため、原子炉容器の内面は温度が瞬間的に大

大きく変化して熱衝撃を受け、内面に大きな引っ張り応力が生じる。

ここまででは前述のコップの話と基本的に同じだが、一つ大きく異なることがある。それは、この時点ではまだ原子炉容器に高い内圧力がかかっているため原子炉容器には内圧力と熱衝撃が同時に作用することだ。そして、それを「加圧熱衝撃」と呼んでいる。加圧熱衝撃は英語で Pressurized Thermal Shock と言い、しばしば PTS と略記される。PTS によって原子炉内面に生じる引っ張り応力は以下ようになる。

[PTS によって原子炉容器内面に生じる引っ張り応力]

$$= [\text{内圧による引っ張り応力}] + [\text{熱衝撃による引っ張り応力}]$$

原子炉容器の設計者は、PTS によって原子炉容器各部に生じる引っ張り応力の推定値を設計時に算出し、その応力の強さが法的に許容される範囲内にあることを確認しているため、よほどのことがないかぎり、PTS によっていきなり原子炉容器が瞬間的に破損することはない。ただし、この場合はあくまで、原子炉容器の重要な部分に有害なクラック(ひび割れ、亀裂)のようなものが存在しないという前提での、強度評価である。

一方、仮に原発の供用期間中に経年変化によって原子炉容器の炉心部領域(ペルトラインと言う)や他の特定領域に有害なクラックが生じていれば、PTS により原子炉容器が瞬間的に破損する可能性が出てくる。そして万一原子炉容器が破損すれば、そこから高温高圧の水蒸気が一気に噴出し、それに伴い破損箇所が拡大し、簡単には收拾できない深刻な事態にいたることは必至である。したがって、原発を動かす事業者は、その供用期間中に PTS によって原子炉容器が破損しないことを示すことが法的に求められている。

中性子照射脆化 原子炉容器は、運転中、核分裂によって炉から放出されるある程度以上のエネルギーをもった中性子を継続的に浴びており、そのため運転開始当初には十分な「延性」(材料試験において試験片に外力を加えて破断させると、破断までに大きく延びる性質)を備えていた原子炉容器の鋼が、次第に延性を失い、硬くて脆い鋼へと変化していく。これは中性子照射脆化と呼ばれている。詳しい説明は省くが、中性子照射により鋼が脆化するのには、規則正しく並んでいる鉄の原子の一部が中性子にはじき出され、そこに空隙(ポイド)が生じたり、銅などの不純物が一箇所にかたまったりと、結晶構造に変化が起きるからだ。

原子炉容器の中性子照射脆化の程度は、場所によって大きく異なる。当然、炉心に近い領域は中性子の影響をもっとも受けるから、もっとも早く脆化が進行する。そして、そこにクラックが存在していると、PTS によって原子炉容器内に生じる引っ張り応力により、クラック先端部からひび割れが急激に進行し、最悪の場合は、そのひび割れは原子炉容器の壁を貫通する。

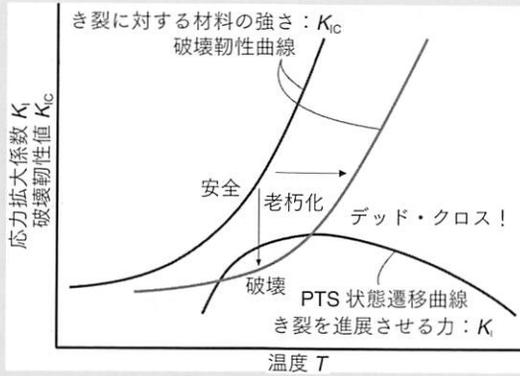
脆性遷移温度 PTS によりクラック先端を起点に急激に進行するこのひび割れは、いわゆる「脆性破壊」である。脆性破壊の大きな特徴は、比較的低い温度領域で起き、典型的な脆性破壊ではその破断面にまったく塑性変形が見られない(無延性である)ことだ。温度が上がると塑性変形が見られるようになり、さらに上がれば塑性変形だけの延性破壊になる。そして延性と無延性の中間あたりの、脆性破壊が起き始める温度を「延性脆性遷移温度」または単に「脆性遷移温度」という。

脆性破壊は、応力が集中する切り欠き部(構造的不連続部)や、クラックのような欠陥を起点に、引っ張り応力で起きる。破壊の進展速度(亀裂伝播速度)はきわめて速い。

監視試験片 中性子照射により原子炉容器の鋼の脆化がいまどの程度まで進んでいるかを知るために、原子炉容器の中には、原子炉容器と同じ材料、同じ熱処理履歴、同じ加工履歴を有する何組かの「監視試験片」がカプセルに入れられて炉内に置かれている。試験片の種類は通常、「引っ張り試験」用の試験片と「シャルピー衝撃試験」用の試験片の二種類である。何年かに一度、場合によっては十数年以上あけて、定期検査の折りにそれを取り出す。そしてシャルピー衝撃試験を行なって、その結果をもとに関連温度(RT_{NDT})というものを求める(この求め方には、国内外でさまざまなものが提案されている)。そしてその関連温度などがどれだけ高温側にシフトしたかなどを調べ、原子炉容器の中性子照射脆化の程度を把握している。

さて、図は、原発の供用期間の最終年においても、PTS 事象の発生で原子炉容器に破損が生じないかどうか、それを検討するための概念的な図だ。

この図では原子炉容器の供用期間最終年における「破壊靱性値 K_{IC} 」と、「応力拡大係数 K_I 」というパラメータが使われている。ここで応力拡大係数 K_I というのは、任意の大きさのクラックの先端付近の応力分布の強さを表す三つの物理量のうちのひとつで(応力拡大係数には K_I , K_{II} , K_{III} の三つがある)、この K_I が K_{IC} の値になると



図一PTS 事象に対する原子炉容器の強度評価
井野博満: 科学, 86(5), 483(2016)図5より転載。

脆性破壊が起こるとされる。ちなみに、 K_{IC} は、炉内の監視試験片を取り出して行なうシャルピー衝撃試験の結果から、供用期間最終年の原子炉容器の破壊靱性値を予測したものである(予測方法はいろいろ提案されている)。

さて、図の横軸はクラック先端付近の温度、そして応力拡大係数 K_I は図の右下の山なりの曲線で示されている。この曲線は、PTS 事象が発生した際に、クラック先端の応力拡大係数(クラックを拡大させようとする力)がどのようになるかを示した PTS 状態遷移曲線で、クラック先端の温度が ECCS による冷水注入に伴い時間的に変化するため、このような形の曲線になる。一方、中央の右上がりの二本の曲線は、例として、原子炉容器の典型的な二つの破壊靱性値 K_{IC} が描かれている。当然のことだが、どちらにおいても、温度が上昇すると破壊靱性値も上昇しているが、右側の破壊靱性値の曲線は PTS 状態遷移曲線と二箇所であって、その間は応力拡大係数 K_I が原子炉容器の破壊靱性値 K_{IC} を上回っているため、この間において、クラック先端で脆性破壊が起こることが推測される。これに対して、原子炉容器の破壊靱性値が左側の曲線のごとくであれば、PTS 状態遷移曲線と交わらないので、脆性破壊は起きないことになる。

PTS の評価の問題点 加圧水型原発の原子炉容器が、中性子照射を受けつけてもなお、供用期間最終年においても PTS 事象に耐えられるほどのものかどうかは、原発老朽化が進む日本の、安全上の大きな関心事だ。しかしながら、PTS 事象に対する原子炉容器の健全性評価手法はまだ完全に確立されているわけではないし、日本の電力会社はその評価に使用しているさまざまな数値データや計算内容を、もっぱら企業ノウハウを楯にほとんど公開していないというゆゆしき問題もある。加えて、原子力規制庁もそれらの公開に対して、事業者寄り発言に終始していることは、かつての原子力安全・保安院を彷彿させる。

コラム5：優れたメイド・イン・ジャパンの功罪

制御棒の落下事故(BWR)、制御棒の引き抜き事故(PWR)、原子炉冷却材ポンプのトリップ(停止)、主蒸気隔離弁(MSIV)の閉止、給水ポンプのトリップなどの異常事象や、配管破断事故などに代表される設計基準事故は、統計的には、それらよりも軽微で発生頻度の高い数多くのトラブルの蓄積の延長上に発生する。(ただし一方では、スリー・マイル・アイランド事故もチェルノブイリ事故もそうだったように、商用運転開始後早々に重大な原子炉事故に遭遇する可能性もある。)軽微なトラブルの発生頻度を低く維持するよう努めることは、深層防護上、設計基準事故の防止にも通じることになる。

日本の原子力発電所は、設備の故障や原子炉スクラム停止などの異常が少ないと言われており、あくまで相対的な差であるとしても、事実として認定されてよい。ただし、この事実を支えているのは、設計や検査技術よりも、ヒューマン・パフォーマンスの寄与が大きい。具体的には以下の特徴が挙げられる。

(1)材料・素材・部品のレベルで日本製が優れているため、それらを組み立てた装置の故障が少ない。これは、各メーカーが、業界の規格基準よりも高い社内規格を自主的に適用することによる。そのため、仕様書上の性能をはるかに上回る実力をもっており、特に電気・電子製品の領域で卓越している。

➤電子部品などに対する日本メーカーの社内基準は、米国において厳格な規格として知られる軍用規格(MIL規格)をしのぐ。

➤そのような厳選された部品で製造されるため、米国では頻発している開閉器(ブレーカー)、変圧器、モーターなどの故障や出火が、日本においては滅多に聞かれない。

➤福島事故においては、2号機と3号機の原子炉隔離時冷却系(RCIC)が、期待された運転時間をはるかに超えて稼働し続けた。

(2)現場のハウスキーピング(整理整頓、清掃)が行き届いている。このことは重要な意味をもつ。火災の発生や点検のために機器を分解したときの部品の紛失や異物の混入、転倒や落下による安全系機器の損傷や動作の妨害などを防ぐ。また、雑然とした現場に比べ、異常(水や潤滑油の漏洩、変色)を見つけやすくする。

(3)メンテナンスが念入りで、消耗品(シール材、ベアリング、潤滑剤)は、劣化する前に交換する。仕上げやチューニングに高いこだわりをもつ職人が多い。

ところが、日本の原子力発電所におけるそのような高いヒューマン・パフォーマンスに支えられた故障率の低さが、かえって安全性を低下させる要因となっている可能性があり、そのことに対する認識が低い。

米国の原子力発電所では、故障は日常的なものとして受け止められ、機械工や電気工が当直体制(24時間体制)で待機している。また、所内に予備品が豊富に蓄えられており、故障した部品は迅速に交換できる。そして、これらの対応は多くの場合、発電所職員自らの手で行なわれている。これに対して日本の原子力発電所では、故障を日常的な出来事として受け止めておらず、機械工・電気工の当直体制はなく、予備品の備えも少ない。発電所職員は技術者ではあるが技能者ではないため、実際に手工具を使った実務経験が不足している。そのため、一般には、トラブル処理をメーカーや協力業者に依存しており、発生時のリカバリーに時間が長くなる。

火災への対応も同様である。米国の原子力発電所では、「設計基準火災」として、いつ、どこでも起こることを前提としている。それゆえ、上級原子炉運転員(SRO)の資格を有する者を隊長とする自衛消防隊が組織され、当直体制で待機している。実際、多くの場合で、出火後短時間(15分以内)に鎮火させている。地区の消防署に応援が要請される場合もあるが、その場合の指揮権も、あくまで発電所の自衛消防隊隊長にある。他方日本では、原子力発電所の自衛消防隊に対しては、法令上、初期消火の義務が課されているだけであり、本格的な対応は、管轄地区の消防吏員の職務とされている。しかしこれは、次のような現実的な事情を考慮すればかなり無理な責任の押しつけであり、そのこともあり、管轄地区の消防署は、確約を保留している。

➤地震などによって管轄地区の消防吏員に他の職務の要求(消火、人命救助)が重なった場合でも、無条件に原子力発電所への出動を最優先とすべきとは了解しがたい。

➤地震などによって交通の混雑、道路の損傷が予想され、迅速に急行できない可能性がある。

➤所内の施設の配置や建屋内の配置に精通していない。設置されている機器の性質上、消火のために水をかけてよいかどうか、どこにホース・ステーションがあるのか、排煙方法はどのようなになっているのか、避難通路はどのように設けられているのかなどについて把握していない。

第4層

過酷事故評価と対策

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)		1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)	0	1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)		D				

福島事故を教訓として、過酷事故対策は強化されている。耐震性強化と津波対策、可搬式設備による電源(交流、直流)や、注水用の水源、冷却系統(UHS)の強化、それらの活用に備えた手順書の整備、訓練の実施である。さらに、フィルター・ベントが設置され、事故時の放射性物質の放出量を抑制する対策、各原子力発電所内への緊急時対策所の設置、原子力発電所に近過ぎたオフサイト・センターの移設も行なわれる。福島事故以前と比べて改善されているが、以下の弱点や未検討・未対応・未解決問題が残っている。

① 過酷事故評価の問題点

(1) 過酷事故評価において、追加・強化された対策の効果を期待するのは誤りではないが、それらを活用しきれずに事故が進展していくケースを除外するのは適切ではなく、国際的な慣例にも反する。特に、日本で新たに導入した過酷事故対策の主要な部分は人的対応に依存している。人的対応には、状況によっては遂行困難な時間制限があり、その信頼性においてもさまざまな問題点がある(本節第8項およびコラム7参照)。それをふまれば、期待された人的対応が実行できない場合のことも考慮するのが、国際的な深層防護に沿った考え方である。具体的には、少なくとも以下の場合も考慮すべきである。

- ・ 格納容器ベントが実行できず、格納容器の圧力が限界圧力を超過する場合。
- ・ 格納容器への散水や注水が実行できず、原子炉圧力容器の底部から落下する溶融デブリがコンクリートと反応することで、エアロゾルや可燃性ガスが発生する場合。
- ・ 交流電源と直流電源を同時に喪失し、そのま

ま復旧できない(そのため、BWRにおける原子炉隔離時冷却系、PWRにおける補助給水系の起動操作、および原子炉圧力容器の減圧操作、格納容器のベント操作ができない)場合。

(2) 過酷事故評価の対象としているシナリオの選定が限定的であり、選定されたシナリオ以外にも発生確率が同等で、影響がより過酷と思われるものがある。また、選定された事故シナリオの進展に対しても楽観的であり、厳密性が欠けている。

[BWR] 格納容器外 LOCA の想定——具体的には、原子炉冷却材浄化系配管、もしくは RCIC タービン駆動蒸気配管が、隔離されないまま格納容器外で破断し、炉心損傷に進展していくシナリオ。SBO と LOCA の同時発生を想定するのであれば、このシナリオを排除する合理的な根拠がない。この事象が発生すると、原子炉建屋内は高温のため入室不可能となり、圧力上昇によってブローアウト・パネルも外れるため二次格納容器としての機能を失う。やがて破断口からは、水素と放射性物質が放出され、さらに危険な環境となる。

[BWR] サプレッション・プールからの ECCS 取水配管が破断して炉心損傷に進展するシナリオ——サプレッション・プールによる放射性物質の除去性能が低下、または喪失し、やがて格納容器をバイパスして水素と放射性物質の放出が始まる。

[BWR] 格納容器からの漏洩、主蒸気隔離弁(MSIV)からの漏洩、真空破壊弁からの漏洩を考慮に入れた評価——実際、これらの漏洩は、設計基準事故の評価のときには評価されており、過酷事故においては考慮しなくてもよいとする合理的な根拠がない。欧州事業者の基準(EUR)でも、評価上の考慮点として明記されている。

[PWR] 蒸気発生器がドライアウトし、その後一次冷却材を喪失して炉心溶融に至り、放射性物質を含んだ高温ガスが一次系ループを循環するうちに蒸気発生器細管破断(SGTR)が発生して二次系に流れ、これが逃し弁の開閉着によって外部環境に放出されてしまうシナリオ。

(3) 過酷事故の進展解析コードの定量的な信頼性が検証不能であるため不明で、温度・圧力の変化、主要な現象(原子炉压力容器の貫通など)の発生時刻、放出される放射性物質の量などに著しい誤差を含んでいる可能性がある。

解析モデルが著しく単純化され、現実には寄与する輻射伝熱による温度上昇(たとえばNUREG/CR-6042によれば、溶融デブリからの輻射熱により、原子炉压力容器内の構造物はすべて溶融すると予想)、酸化物との接触による金属の融点降下現象(炉内構造物には大量の酸化物(大部分が鉄錆)が付着)、サーマル・ナイフ効果、高温クリープ、格納容器内での気体の対流が十分にモデル化されておらず、それらに伴う不均等な温度分布、変形、破損、漏洩などへの影響が不明。

燃料破損に伴って放出される核分裂生成物の種類はおびただしく、未知な化学反応や、貴金属成分を介した触媒効果もあるかもしれない。

したがって、解析コードからの予想結果は、あくまで「目安」として位置づけられるべきであり、これだけを重要な判断の根拠としない慎重さが必要である。しかし現状は、解析コードによる予想結果を過信する傾向が見られる。

(4) 反応度に関連した危険性(再臨界、即発臨界)は特に重要で、慎重な解析を要する問題である。しかし、使用済燃料プールに対しては試算的に行なわれているものの、原子炉に対しては行なわれたことがない。まずは、代表的なケースに対して評価を行ない、それにもとづいて個別評価の要否が検討されるべきであるが、これまで何も議論されていない。

地震によって燃料棒からボイドが振り払われた瞬間に正の反応度が印加され、出力が急増した事例が、これまでにBWRでもPWRでも発生している。過去の事例では、幸い大事には至っていない。しかしこれが、どのような場合でも即発臨界(スクラム動作が間に合わない出力暴走)にはならないことについては、未確認である。

BWRにおいて、炉心損傷が上部から下部に向かって進む過程で、上部の制御棒が熱で溶融してなくなったところに冷水が注入された場合、局所

臨界が発生する可能性が以前から指摘されている。しかし今日に至るまでに解析が試みられたことがない。

原子炉への注水にホウ酸(中性子吸収材)を添加するという方法もある(実際、福島事故において行なわれた)が、これが将来も採用される場合には、逆にその弊害の可能性(ホウ酸の析出による閉塞、金属融点の低下)について、予め評価されていなければならない。しかし、本当に必要だったのかどうか不明なままである。

(5) 複数基が設置されている原子力発電所では、原子炉事故の同時多発を考慮しなければならない。米国はこれを福島事故からの教訓の一つとして受け止めているが、日本においては検討が不十分である。

(6) 福島事故では幸運な要因もあり、燃料プール事故を免れている。しかし、プールの内張材が大破する場合や、貯蔵されている使用済燃料の発熱量がまだ高い時期に事故が発生する場合、ジルコニウム火災に至った場合について、事故解析なども行なっておく必要がある。

(7) 実際に福島事故がそうであったように、自然現象を起因とする原子炉事故の特異性を整理し、評価しておく必要がある。多重故障と誘発事象(火災、内部溢水など)が考えられ、事故進展と対応をより複雑で困難にする可能性がある。

② 過酷事故対応を支援するための計測機能が未改善

(1) 認定された設計基準事故の環境条件(温度、圧力、放射線レベル)を超え、過酷事故の環境下でも使用し続けられる計測系と機器に対しては、どこまで、どれほどの精度でそれらが機能するのかについて、予め把握されていなければならないが、そのために必要な実験などの評価がなされていない。

特に、原子炉の減圧操作に必要な電磁弁は、温度上昇によってコイルの電気抵抗が上昇するため電流が減少し、磁力が低下する(電流の2乗に比例して磁力が低下)。内部部品であるシール材も劣化する。

原子炉水位計は、凝縮槽内と参照水柱の水が蒸

発することによって測定精度が低下し、実際の水位よりも高め(不安全側)の指示値を与える(福島事故でも発生)。

温度検出器用のケーブルも電気抵抗が増すが、それが測定指示値に対してどのように影響するのか不明である。

(2) 過酷事故の進展解析は、その性質上どうしても大きな誤差を含む。したがって、実際に事故が発生した場合の状況把握と意思決定において、なるべくそのような解析に依存することなく、より信頼性の高い実測値が得られるよう、計測機能の強化を図ることが有益である。これまでのところ、使用済燃料プールへの水位計の追加は行なわれてきているが、以下については、何ら検討が進んでいない。

温度 非金属材料や低融点の金属材料が使われている部品やフランジ部などへの温度検出器(サーモカップル)の追加(たとえばBWRにおいては、主蒸気逃し安全弁(SRV)駆動部・電磁弁、ドライウエル・ヘッド・フランジ、原子炉圧力容器フランジ、原子炉水位計凝縮槽、ベダスタル内など)、および、測定系の耐久性、測定値の精度向上(不燃ケーブルから耐火ケーブルへのアップグレードなど)。

水位 最も重要な原子炉水位計に対しては、信頼性、リカバリー性を向上させる必要がある(たとえば、凝縮槽内の水が蒸発する事態に備え、容易に外部から補給できるように改造)。格納容器(BWRにおいては、ドライウエル側とウェットウエル側の両方)に対しても、通常の測定範囲を大幅に超えて注水されることがあるため、測定範囲を拡大させておく必要がある。内部溢水や地下水の流入によって水位が上昇する可能性のある原子炉建屋の地階に対しても、監視できなければならない。

臨界監視 炉心損傷の進展過程で、再臨界が起こっていないことを確認するための中性子束密度($n/cm^2 \cdot s$)の測定と実効増倍率(k_{eff})を計算する評価システムを追加(福島事故の際には、再臨界が反復的に危惧された)。

格納容器・原子炉建屋内の水素濃度の監視 全交流電源喪失(SBO)によって建屋内の換気系が停

止してしまうと、格納容器の上部や、原子炉建屋各階の天井に水素ガスを含んだ水蒸気が滞留し、そこで冷却されて水素ガスの濃縮が生じる可能性があり、そのような現象に対しては、再結合器の有効性も定かではない。したがって、そのような潜在的なガスポケットを作らないように処置すると共に、それができない箇所には水素検出器を設置する必要がある。

弁の開度信号 逃し弁(BWRの場合のMS-SRV、PWRの場合の加圧器PORVと蒸気発生器のPORV)に対しては開閉信号、格納容器隔離弁に対して全閉状態を確認するための信号がほしい。これらが不明な状態での操作は不安を残すからである。なお、これらの信号系は、既設のものを兼用せず、電源とケーブルを完全に独立させ、ケーブルは高熱に耐える耐火ケーブルとする。

耐熱・耐放射線カメラ 原子炉圧力容器の底部の状態、BWRにおけるドライウエル・ヘッド・フランジの状態、BWRにおけるRCICポンプ、PWRにおける補助給水ポンプ(AFWP)の運転状態は、映像によって遠隔で監視できるべきである。

④ 中央制御室の居住性に不安

福島事故においては、中央制御室内の放射線レベルが著しく上昇し、運転員が、比較的レベルの低い室内の片隅に移動して執務を続けたと報告されている。しかし、この原因が解明されていないため、将来も繰り返される可能性がある。

一因として考えられるのは、原子炉建屋内に充滿した放射性ガス(貴ガス、ヨウ素)が、建屋内が正圧となったことで、ケーブル貫通部を伝って制御建屋のケーブル処理室に流れ込み、そこから中央制御室に回り込んだという仮説である。(これは、1975年に米国BWRプラントのケーブル処理室が火災になり、原子炉建屋側に延焼し、ケーブル処理室において消火ガスを噴射させたところ、同室が加圧されて中央制御室に濃い煙が流れ込んだという事例からの推定)。

このような仮説があてはまるとすれば、中央制御室の換気系の電源を強化しただけでは効果が不十分であり、ケーブル処理室と中央制御室の間の隙間を減らし、中央制御室側に蓄えておいた高圧

空気のタンクから空気を放出させることで室内を正圧に保つような方法が必要になるはずである。

(この考え方は、実際に第三世代炉の AP1000 の設計に採用されている。)

④ 緊急時対策所(免震重要棟)の対応能力と設備に問題

(1) 緊急時対策所が、周辺監視区域内ではあるが保全区域の外側に設置されており、保安対策上の防備が手薄である(テロリストによる妨害を受けやすく、攻撃の対象にもなりやすい)。日本の緊急時対策所は、事故時の当直運転員への対応指示の発信場所であると同時に、可搬式設備を使った復旧活動を指揮する拠点でもあり、米国プラントにおける技術支援センター(TSC)と事故対応支援センター(OSC)の二つの機能を併せもつ点の特徴である。また、米国などの海外では、原子力発電所内にある TSC が、環境悪化やセキュリティ上の理由で使用不能となった場合のバックアップとして、所外(25~40 km)に緊急対応施設(米国の場合は EOF)を用意しているが、日本のオフサイト・センターは、電力事業者が管理する施設ではなく、同等の機能を備えていない。以上から、日本の緊急時対策所は、テロリストによる妨害や攻撃を受けやすく、その際に OSC 機能だけでなく TSC 機能までもが影響を受け、しかもそのバックアップが用意されていないという潜在的な弱点を有していることになる。

過酷事故発生時に、当直運転員を支援するためのシフト・テクニカル・アドバイザー(STA)を当直体制で配置する制度が規制要件として規定されておらず、STA の常勤場所(米国の場合、中央制御室から徒歩 2 分以内の TSC 内と規定)が設置されていない。

(2) 米国の原子力発電所の TSC 内には、NRC 職員の専用詰所と専用電話が確保されているが、日本の緊急時対策所には規定がなく、原子力規制委員会の職員の居場所がない。これは、過酷事故発生時において、原子力規制委員会職員の現地における責任と役割がないことを意味しており、不適切である。

(3) 緊急時対策所内に、緊急作業従事者の内部被曝を測定するためのホール・ボディ・カウンタが設置されておらず、許容線量(100 mSv または 250 mSv)を超過する可能性がある。(福島事故では、6 人が 250 mSv の許容線量を超過。)

雨天時に原子炉事故が発生し、屋外での事故対応において高濃度の汚染雨に濡れる可能性を想定して、本格的なシャワー設備と除染設備が設置されるべきであるが、簡易的なものを用意しているだけである。

(4) 事故対応が長期化する場合に備え、中間基地(福島事故の場合における J ヴィレッジに相当する施設)を指定し、協定を結んでおく必要がある。

⑤ 不十分な事故対応設備

(1) 事故対応設備の無動力化(パッシブ化)、自動化、恒設化の採用が限定的で、迅速な人的対応への依存が過大である。

- 格納容器のベント・ラインには、ラブチャー・ディスク(パッシブ)によるバイパス・ラインをバックアップとして追加することで、人的対応に依存しない最終手段を確保することが可能である。(採用されておらず、最終的には人的対応に依存。)
- バックアップのガスタービン発電機は、全交流電源喪失時において自動起動して 2 分以内に給電させることも現実的に可能である。(複数の人員を現場で奔走させることに依存。)
- 大容量の高圧ポンプ(BWR においては HPCS ポンプ、PWR においては HPSI ポンプと同等のもの)を恒設し、これを使って専用のタンクから直接原子炉に注水可能な系統を布設すれば、逃し弁を使って原子炉圧力容器の減圧ができない場合でも、フィード・アンド・ブリード(注水・減圧)を確立して、比較的容易に炉心の冷却を確保することが可能である。(現状は、必要な場合にはバッテリー電源(または直流電源)を用意して逃し弁を操作し、あくまで原子炉圧力容器を減圧させ、その後低圧ポンプで注水する計画。より多くの人手を要し、逃し弁が操作不能となった場合(中央制御室が滞在不可能になった場合など)には、炉心損傷を回避する手段を失わせる

ことになる。)

(2) 原子炉建屋内に水素ガスが滞留・濃縮されるのを防ぐ措置が必要。原子炉圧力容器、または格納容器から水素ガスが漏出し、それが滞留・濃縮される場所が、原子炉建屋の最上階だけとは限らない。現に福島第一1号機では、原子炉建屋4階において激しい水素爆発が発生した可能性を強く示唆する痕跡が多数残っている。そこで、どの階の天井もそのような水素ポケットにならないようベント穴を設け、水素ガス濃度を測定するための検出器を取りつける必要がある。しかし現状は、福島第一1号機の事象も広くは知られておらず、そのような対策を積極的に検討している日本の事業者は、今のところ現れていない。水素ガスの問題については、日本以外の国々(軽水炉を運転しないカナダでさえも)が関心を示しており、大がかりな実験なども積極的に実施している。

(3) 高線量がれきの処理などに必要となる無人(遠隔操作)の重機や、テレビカメラと放射線測定器を搭載した無人(遠隔操作)の調査ロボット(ドローンなど)が配備されていない。ちなみにフランスでは、チェルノブイリ事故後の1988年、官民の特殊チーム(人員構成では、フランス電力(EDF)50%、フランス原子力庁(CEA)37.5%、アレバ社12.5%の比率)として、Groupe INTRA(Intervention Robotique sur Accidents)が立ち上げられ、1995年7月からシノン原子力発電所を拠点に、さまざまな耐放射線仕様の特種遠隔操作ロボットを使った活動を、高放射線環境下で展開できる体制を整え、頻繁に訓練している。

(4) 所外にバックアップ設備の保管場所が確保されていない。米国、フランス、スイスなどでは、そのようなバックアップ設備を用意し、輸送用飛行機やヘリコプターを、専門の対応要員と共に待機させている。(消防、軍による支援も確約されている。)

⑥ 不十分な中・長期的対応

注水手段を何とか確立することに成功し、とりあえずは、燃料プール破損、炉心損傷、格納容器破損によるその後の事態の悪化を食い止めたとしても、このあと直ちに、止水処理や汚染水処理な

どの追加対策が必要になる。しかし、事業者の過酷事故対策は、そのような最終処理までのプロセスを示しておらず、早い段階から暗中模索が始まる。

格納容器内は、事故の進展中に大部分の非凝縮性成分(空気、窒素)が排出されてしまい、その後は温度の降下と共に負圧となるため外気が流入し、酸素が供給される。その際、格納容器内を爆発環境にしないためには、窒素ガス供給系が使用可能で、不活性状態が確立され、維持されていることを確認するための測定系が使用できなければならない。しかも、これは過酷事故の環境を経た後であり、次の点を考慮する必要がある。

- 液体窒素のタンクが損傷し、すでに漏出してしまっているかもしれないこと。
- 格納容器内の隔離弁(電動弁、空気作動弁)が、高温環境で故障し、遠隔操作が不能となり、最終開度が確認不能であるかもしれないこと。
- 格納容器内の換気系が故障し運転不能になっており、攪拌によって上部に滞留している水素を希釈することや、その効果を測定によって確認できない可能性があること。

格納容器の内面と外面に塗布されている塗装が熱で剝離し、格納容器の鋼板は腐食環境に曝露されている。内面の腐食を抑えるために防食剤を添加することも可能ではあるが、形状が複雑で、その効果が行き届かない無数のクレビス部がある。そのため、格納容器の健全性は、時間の経過と共に劣化する。

特にBWRプラントの場合には、原子炉圧力容器を支える鉄筋コンクリート製のペDESTALがすでに高温で脆化しており、そのような部分が長期間にわたって水に浸されることになるため、その後の劣化の進行が懸念される。同様に建屋自体も、地下水の浸入による鉄筋コンクリート内の鉄筋の腐食、膨張、ひび割れの進展などによって、劣化が進行する。

⑦ 地下水の流入による汚染水対策が不十分

福島事故の対応において、汚染水処理は、大量の放射性物質を海洋に流出させたという点におい

でも、大量の汚染水を敷地内に蓄え続けなければならなくなっているという点においても、きわめて深刻な問題である。本来は、過酷事故対策の一環として、要件が課されるべきである。

敷地の地質構造(特に不透水層の深度)、地下水位、地下水流の把握がなされておらず、排水設備(サブドレン)が使えなくなった場合、地下水がどれだけ建屋内に流入してくる可能性があるのか予想されていない。

建屋の水密性が不明で、塞がれていない貫通部や欠陥があるかもしれない。その場合には、建屋に地下水を流入させないため、地下水流の上流に、信頼性の高い排水設備を備える必要がある。

地上の排水路、地下のトレンチや敷設物(過去に使用され、埋設したまま放棄されているものも含む)が把握されておらず、どのような経路を辿って汚染水が海に流出する可能性があるのか未知である。

速やかに移動して設置・稼働可能な汚染水処理装置や貯水装置が準備されていない。高性能な装置は後でもよく、モジュール構造で即応性のある装置が必要である。

⑧ 人的対応の問題点についての分析と対策の検討が不十分

屋外作業は厳しい天候・気象条件の影響を受ける。運搬作業は、雪や凍結、火山灰でスリップする。強風に煽られる場合もある。

雨天の場合の屋外作業はより過酷になる(福島事故ときは晴天続きだった)。防護服が高濃度のヨウ素を含んだ雨で濡れ、皮膚被曝と、皮膚から浸透した内部被曝が発生する。全面マスクのカートリッジ・フィルター(繊維性フィルター)が閉塞するか圧損が増し、呼吸が困難になる(もともと全面マスクは、建屋内では水濡れに注意して使用するよう指示されているもので、雨天の屋外での仕様とはなっていない)。湿気により、チャコール・フィルターのヨウ素吸着性能が著しく低下(破過)する。

巨大地震のあとでは余震によって活動が妨げら

れる可能性がある。テロリストによる妨害(殺傷、人質)もあり得る。航空機落下による大規模火災もあり得る。

大規模な炉心損傷に至ってからの事故対応が、現実的にどこまで可能で、事業者はどこまで遂行義務があるのか議論されていない。長時間労働、危険環境下(大量の放射線被曝、爆発、高熱、有毒ガス、暗所など)、過酷な作業条件下(呼吸保護具などの重装備)での事故対応は、労働基準法・労働安全衛生法に抵触する。上長者の命令権、部下の拒否権が不明確であり、危険業務に強制的に従事させることは重大な人権侵害である。

発電所職員のヒューマン・パフォーマンスの問題もある。訓練は結構だが、臨機応変さも重要。間に合わせの材料と工具を使って、切る、穴を開ける、溶接するなどが素早くできる技能も重要であり、そのようなチームも必要。協力業者に依存しているのは心許ない。

重汚染した重傷者(骨折、大量出血、意識不明)に対する応急処置訓練も必要。

さらに極端な場合としては、重汚染した死亡者の葬儀や火葬の問題もある(過去の原子炉事故においては、遺体を切断して棺にコンクリートを流し込んで遮蔽し、砂漠に埋葬(?)した例さえある)。本人と家族の事前了解が得られるはずはなく、検討の議題に載せることさえできない問題である。ならば、まずは人的対応の必要性を極力少なくする工夫が重要である。

⑨ 意識的な法令違反行為

フィルター・ベントによって大量の高濃度または未知の濃度の放射性気体(とくに貴ガス)を敷地外に排気する行為、または、大量の汚染水を敷地外に排水する行為は、これらを禁止する法令に明確に違反する。そのため、フィルター・ベントの操作などは、意識的な法令違反行為となり、これを免ずる法的根拠がないかぎり懲罰の対象となり得る。

コラム6：コンピューター解析の結果を過信することの危険性

一枚のカエデの葉が、流れに揉まれながら滝壺に落ちていく。

晩秋の山奥でのありふれた場面と思うだろう。しかし、このカエデの葉が3週間前、まだ3 km 上流の樹上の小枝についていたとき、果たして、どのような優れたコンピューターが、この出来事とその発生日時を正確に予想し得たのだろうか。葉の主は、近くを流れるある小川の岸から50 m離れたところに立つ老木であった。葉は、風に巻かれて小枝を離れ、ひらひら落ちてはその下の枝に引っかかり、それから外れては再び落ち、そのようなことを何度か繰り返して地面に落ちる。そこに風が吹き、川岸に近づいたり遠ざかったりを繰り返した末、ついに川面に放られる。ゆっくりした流れに運ばれ、石や草に捕まっては離れ、沈みそうになっては浮き上がり、やがて合流した大きな急流に乗せられる。その後も何度となく浮沈を繰り返し、ついに滝壺までやってきた。

原子炉事故とは、まさにこのようにして進展していく現象である。米国の研究機関(EPRI)が、復旧不能な電源喪失の状態(ELAP)を与条件として、BWRプラントに対するいくつかの過酷事故対応の有効性を比較評価するために解析を行なった。まずは、炉心損傷に至るシナリオが13通り、回避されるシナリオが7通りとなる。次に炉心損傷を与条件として、放射性物質が格納容器から放出されるケースのイベント・ツリーを作ると39通りが考えられた。具体的な過酷事故対応の比較評価のケースとしては、格納容器注水(SAWA)、注水時の水位管理によるウェットウェル・ベントの活用(SAWM)、フィルター・ベントの組合せ24通りを考え、合計1万2168(13×39×24)通りに対する炉心損傷事故解析(MAAPを使用)と、その結果にもとづく放射性物質の外部環境への拡散解析(MACCS2を使用)を行ない、原子力発電所から10マイル地点にいる住民の晩発性癌の発症による死亡確率への影響を評価した(2015年4月発行のテクニカル・レポート)。

ELAPを一枚のカエデの葉が小枝から離れた瞬間に、放射性物質が10マイル地点の住民に届いたときをそのカエデの葉が滝壺に流れ落ちていく瞬間にたとえることができるだろう。その瞬間は一つの確定的な事象であっても、元は何万通りもあったシナリオの一つに過ぎないのである。過酷事故を評価するときのシナリオを選ぶとき、バッサバッサと不都合なものを切り捨てる。しかし、3週間前までには辿り着くはずがないと予想されていたに違いない一枚のカエデの葉が、いま確かに滝壺に落ちていくように、切り捨てられたシナリオの一つが将来現実になるかもしれない。事故シナリオの考案は創造的・積極的であるべきだが、その切り捨ては十分慎重でなければならない。

*

さて、前述のカエデの葉の運命を左右した要因について考えてみよう。数ある出来事の中でも、小川にこれを放り込んだ最後の一陣の風は、とりわけ責任が重大だったと思われる。この風さえ吹かなければ、根元の草に絡まって、そのうち雪の下敷きとなり、滝壺に飲み込まれることにはならなかったであろう。そのようなことが、原子炉事故の場合にはないのだろうか。

BWRプラントの場合、原子炉圧力容器の中の水位がどんどん低下していき、炉心損傷、そして溶融が始まる。赤熱状態から白熱状態となり、平均温度は2400 K(2127°C)にもなると推定されている。数m上にあるステンレス鋼製の炉内構造物は、強力な輻射熱に照らされる。これは真夏の赤道直下で、直径10 cmの虫眼鏡を使い直径2.7 mmの小さな円に集光したときの輻射熱の密度であり、これにより融けてしまうというのが米国NRCによる予想であった。

しかし、もしその前に、主蒸気逃し安全弁(SRV)を開いて原子炉を減圧しようと操作をした場合、どのようなことが起こるだろうか。飽和水蒸気は、これらの構造物からの熱によって過熱水蒸気となりSRV排気管を通じていく。たちまちSRV自体が高温になり、その駆動機構に付属している電磁弁を動かなくしてしまうこともあるだろう。そうすると、もはやSRVは操作不能となり、原子炉圧力容器を減圧する手段が完全に失われることになる。減圧ができなければ注水もできない。可搬式設備として用意した直流電源装置も、注水用ポンプも、役に立たなくなってしまう。

その後、原子炉は高圧状態のままメルトスルーを起こすことになる。噴出物は格納容器内に飛び散り、格納容器は高温破損を引き起こす。すなわち、大量の放射性物質が、破損した格納容器から外部環境へと放出されてしまう。

以上は、一つ大きなことが狂ってしまうか、重大な見込み違いをしてしまうと、その先に起こることがまった

く別のシナリオとなって進んでいく可能性を示す例である。

もちろん、解析コードという予想法を全面否定するべきではない。ハキリアリという蟻がいる。彼らにとっては天空の高さともいえる樹上から舞い降りてくる一枚の葉を、予めその着地点を予測し、集団で待ち受ける習性があるという。真偽は怪しいものの、そのような能力のない人間にとって、解析コードは必要なツールである。しかし、まだハキリアリにも勝てないうちに、それを万能なものとして過信してはいけない。

コラム7：過酷事故対応に必要なスキルとは？

交流電源も直流電源もすべて喪失した福島第一2号機で、原子炉隔離時冷却系(RCIC)が運転しているかどうかを確認するよう指示され現場に送り出された運転員が、原子炉建屋の地階まで到着していながら、床が浸水していて長靴に水が入るかもしれないということでその先に進まず、引き返している。現場の幹部は判断を怖がって本店による決定に託し、細かい指示にまで「社長命令」を仰いだ。時には政府の指示も仰いだ。

同じ福島第一でも、5号機の対応ではプラント職員の機転が働き、6号機からの電源の融通や高圧窒素ガスを引き込むなど、効果的に実行された。1～4号機側と比べて津波の被害が少なく、原子炉が停止中で起動に移るための準備を進めている段階だったという幸運もあったが、よくぞ乗り切ったと評価されてよいだろう。

同じように福島第二の場合には、辛うじて生き残った一回線だけの外部電源を頼りに、海水冷却ポンプとその受電盤が津波で全滅したにもかかわらず、急速、取替用のポンプを調達し、これに延々と引き回した動力ケーブルを直付けし、保護機能がない代わりに異変が起これないことを人が注意深く見張りながら運転を行なって、ようやく危機を脱出した。これも評価されてよいだろう。

ただし、このとき東京電力の職員は、協力業者の作業員たちが、硬いケーブルを上手に引き回し、ナイフで被覆材と絶縁材を剥ぎ取り、圧着端子を取りつける作業などを見守ることしかできず、無力さを痛感したという。そして、将来は自分たちでもできるようになろうと練習をするようになったという。高度な電気工学や機械工学の知識があったとしても、実務的な技能が欠けていたのでは、それを活かすことができない。

概して日本の電力会社の職員は、現場の実務を協力業者に依存してきたために、伝統的にこのような技能のレベルが低く、たとえば、ホール・ソーで鋼板に穴を開け、グラインダーで縁に角度をつけ、溶接で配管を取りつけるといった、鉄鋼職人ならば誰でもできるような簡単な作業さえ、ほとんど誰もできない。レンチやドライバーを手にすることさえ、彼らの日常ではほとんどない。

福島第一1号機の原子炉建屋が吹き飛んだ時点で、同じことが2、3号機でも起きるかもしれないと誰もが心配した。ツルハシを振り上げ、鉄筋カッターで鉄筋を切断し、タガネでコンクリートを砕いて鉄筋コンクリートの屋根に穴を開ける作業など、朝飯前だという人もいただろう。実際、2日ほども余裕があったのだから、そうしていれば、1号機後の爆発は防ぐことができたかもしれない。消火水ポンプの圧力が低くて原子炉に注水ができないというのであれば2台を直列に接続して昇圧したり、空気作動弁が開かず格納容器ベントができないというのであればその駆動部を壊して手動で開いたりすることによって、事態を好転できていたかもしれない。実際に可能であったか、効果的だったかは知る由もなく、あくまで想像の例ではあるが、要は、戦場の工兵のように、所定の手順書の外の領域で、プランB、C、Dを次々と臨機応変に閃き、実際に手を動かせる人たちのバックアップもあるべきではないだろうか。

しばしば「最後は人」と言われるものの、さらに言えば、超人的とも言える働きを期待されることが、果たして妥当であり可能なのだろうか。現状で最後の砦となり得るのだろうか。

第5層 原子力防災計画

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)	0	1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)	D					

① 防災計画のあり方

住民個々人の納得 原子力防災計画の整備の完成度を確かめるには、自治体関係者が集まって想定問答をし合ってみるのもよいだろう。実際に原子炉事故が起これば、住民が避難することになった場合、彼らのところには、たとえば次のような問い合わせがひっきりなしに寄せられることになる。これらの一つ一つに的確に答えられるかどうかを議論してみるのである。(米国では、そのような電話応対も訓練の一環となっている。)

- Q1. 避難の途中、雨で衣服と髪が濡れました。雨が放射能で汚染していたかもしれません。どうすればいいですか？
- Q2. 家で缶ビールを1本飲みました。車を運転して避難しても見逃してもらえますか？(運転中、携帯電話を使ってもいいですか？定員オーバーで人を乗せてもいいですか？)
- Q3. 避難の途中、交通事故を起こしました。警察にも消防署に連絡がつかいません。どう処理をすればいいですか？
- Q4. 病人(要介護者)と同居しているので、残留を希望します。認めてもらえますか？(ペット(家畜)を飼っているので、避難したくありません。避難指示を拒否できますか？)
- Q5. 避難した後、ホール・ボディ・カウンターは、いつどこで受けられますか？子どもを優先してもらえますか？
- Q6. (大規模な国内イベント、国際イベントを開催中の主催者から)参加者の避難をどうすればいいですか？
- Q7. (酒類を提供する飲食業、観光ホテル、宴会場などの

経営者から営業中の問い合わせ)客の避難をどうすればいいですか？ バスが1台で、運転手が一人いるだけです。どういう人たちを優先し、どこまで運べばいいのか教えてください。

- Q8. (花見、祭りの見物客、海水浴客から)家に戻って準備をしてからでも間に合いますか？
- Q9. 避難している間、盗難や放火に遭った場合には、どうすればいいですか？ 補償はどこがしてくれるのですか？

安定ヨウ素剤を配布し、シナリオ通りの避難訓練をやって「良」と評定していても、いろいろと不備を感得するのではないだろうか。この検討結果はFAQ集として編集し、住民にも配布しておくべきものだ。

PAZ(原子力発電所から約5kmの圏内)、UPZ(同約30kmの圏内)には、避難を指示されてもすぐには応じられない性質の業務を営む事業者が多くいる。避難の際に電源や動力を止めることによって、不可逆的な損失を生じる施設もある。したがって、個人向けのFAQだけでは不十分であり、そのようなケースの一つ一つに対し、個別の計画が策定されていなければならない。

防災計画の整備とは、主管の自治体が一冊の計画書をまとめることではなく、住民の一人一人、企業の一社一社が、突然知らされるかもしれない原子炉事故の発生に際して、具体的にどのように行動すべきか理解できていることである。そのときには従順に指示に従うまでだと心の準備ができていても、どこからもそのような指示が伝わってこないかもしれず、電話で聞こうにも通じず、やっと通じても答えが得られるとは限らない。

隣接自治体との合意 反面、原子力防災計画においては、隣接の自治体と県や国による支援が不可欠となる。すなわち、一時的な避難場所の提供は隣接の自治体に、中長期的な仮設住宅の提供は県や国に依存しなければならず、ホール・ボディ・カウンターによる内部被曝の測定は国に対応してもらわなければならない。したがって、県・

国からの具体的な支援の約束を取りつけることができなければ、防災計画は不完全なままであるということになる。

リスク・コミュニケーション 避難住民に対してオフサイト・センターを拠点に伝達される情報は、できるだけ正確・的確・明確で、信頼に足るものでなければならないが、原子炉事故の場合には、とかく不信が高じやすい。特に、伝達されている情報が、現実の深刻さよりも意図的に小さく加工されているのではないのか、重大な事実が隠されているのではないかといった憶測も生まれやすい。情報を発信する者、中継する者、伝達する者には、独断での意図的加工を禁止する厳格なルールがなければならず、そのようなルールの遵守が、周辺住民に対して宣言されていなければならない。

インフォームド・コンセント 電力事業者による過酷事故の対応において、進展状況によっては、格納容器ベントによる放射性物質の放出や、高濃度汚染水の海洋放出があり得ることについて、周辺住民を含む影響を受ける可能性のある人々から予め同意を受けるべきである。特に周辺住民から、格納容器ベント実施の判断を事業者に委ねることに同意が得られていなければ、事故に備えられているとは言えない。

さらに、避難後の帰還の条件として、年間1 mSv とするのか 20 mSv までを受け入れるのか、事後に議論を始めては紛糾する。事故による健康障害の因果関係についても、甲状腺に対する影響に限定するのか、高血圧や糖尿病、うつ症などを含む体調不良や心身消耗も認められ得るのか、予め合意があるべきである。その上で、補償についても、国民に示されなければならない。

原子力防災計画が原子炉事故の発生を前提としており、これらの問題が自動的、不可避的に付随する性質のものである以上、形式的な防災計画の策定をもってその先の議論を打ち切り、曖昧さを将来に先送りするべきではない。

② 避難自体がリスク

遠方への避難は重要であるが、屋内待避という

選択肢の拡充と安全性強化にも大いに注力すべきである。しかし現時点では、福島事故以前と本質的に同じである。

福島事故において、避難のために命を失った高齢者も多い。原子力発電所のある地域では、高齢者の占める率の高いところが多く、入院しているか在宅介護で命をつないでいる高齢者は、避難行動の苦痛には耐えられない。新生児や乳児にとっても同じである。

避難行動自体にも危険性がある。たとえば地震の後には、道路や橋、トンネルが壊れ、信号機や外灯もないところを避難しなければならない。大雪や暴風雨の夜間や細く曲がりくねった道路が凍結しているときの運転はとても危険であり、事故や渋滞での立ち往生、燃料切れが命取りになることも考えられる。

原子力発電所との地理的な位置関係によっては、避難のために逆に原子力発電所に向かって行かなければならないという所もある。

避難所の環境は快適さからはほど遠いことも多い。夏は暑すぎ冬は寒すぎる室温の中、睡眠、食事も不十分で、衛生状態も悪くプライバシーもない。福島事故でも、避難所で落命した高齢者は多い。

③ 原子炉事故の影響予測に関する信頼性

原子炉事故の影響に関する予測には、以下の不確定さがあることについて知らされるべきである。

放射性物質の放出(ソース・ターム) 事故を起こした原子炉施設からの放射性物質の放出に関しては、電力事業者のコンピューター解析(MAAP)における放出量と放出時期が基礎データとなっており、事業者が意図する事故対応の成功を条件としている。したがってそれらは、実際には、事故対応の成否とコンピューター解析の誤差に左右される。また、解析のために選択した事故シナリオと現実の現象との相違にも大きく左右される。

放射性物質の拡散 電力事業者から提示されるソース・タームを入力値として、SPEEDIによる解析が行なわれる。ただし、解析の精度が大きく低下してしまう気象条件もある。たとえば、雪や

雨、火山灰は、天然のフィルター効果があり、近場に対して濃縮、遠方に対して減弱が考えられる。

深層防護の思想に従うならば、原子力防災計画は、このような予測をそのままと条件として立案されるべきではない。特に、TID-14844にある最大想定事故(MCA)を下回っているような予測は、防災計画において採用されるべきではない。

④ 自然災害との重複による原子炉事故の特徴

原子炉事故と自然災害が重複すると、実際に福島事故がその例であったように、それぞれの影響に相乗効果が発生する。

たとえば、原子炉事故が巨大地震によって引き起こされた場合には、道路、橋、トンネルが壊れ、避難経路が遮断されてしまっている可能性がある。そこで、屋内待避を選択しようにも、そのための建物が倒壊していれば、それも不可能になってしまう。免震性か、耐震性が格段に優れた屋内退避用の施設(シェルター)が必要になる。しかし現実には、収容人数の規模なども考慮すると、できることには限度がある。巨大地震の影響が複数の原子力発電所に及ぶ場合には、避難住民の数が増し、対応がさらに困難になる。

原子炉事故が火山の噴火によって引き起こされた場合には、陸路によっても空路によっても避難活動が困難になる。自動車やヘリコプター、飛行機を使った放射線モニタリングも困難になり、実測による把握も困難になる。

対策指揮の拠点が、事故を起こした原子力発電所よりも災害の発生地点(震源地や噴火した火山)に近

い場合には、指揮機能が失われている可能性がある。原子炉事故対応のための外部からの援助(人員、物資)は、避難住民の流れに妨げられて時間が遅れる可能性がある。

2011年3月11日、浪江町請戸地区は壊滅的な津波の被害を受けた。被災の直後から、声や音を発しながら救助を求めている人々がいたという。町内の消防団員は、手分けをして救助と捜索活動を行っていたが、やがて深い闇となり、翌日早朝に戻ると約束していった中中断した。しかしながら、翌日未明に避難指示が発令されたことにより活動は打ち切れ、生存していたはずの残留者は見捨てられてしまった。

防災計画は、このような悲劇の事実もあつた以上、たとえ厳し過ぎる事態であるとはいえ、対応計画の検討から除外されるべきでない。

⑤ 人為的破壊行為による原子炉事故の特徴

人為的破壊行為の標的は、原子力発電設備だけとは限らない。プラント運転員や緊急時対策所もそれに加えられる可能性がある。プラント運転時だけとは限らず、停止中に使用済燃料プールが標的にされる可能性もある。その場合の事故の進展は、電力事業者が選んだシナリオに対する解析結果よりも速く、より大量の放射性物質が放出されるかもしれない。当該の原子力発電所からの情報発信が途絶え、状況が把握できなくなることも考えられる。

防災計画は、このような事態についても、検討から除外されるべきでない。

C

人為的破壊行為

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)	0	1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)		D				

安全保障の専門家によれば、潜在的なテロリストが、原子力発電所を絶好の標的と見なす理由には二つがある。一つにはそれが重要な発電設備であること。そして二つ目には、破壊することによって、甚大な放射能事故を引き起こし、政治的・経済的な混乱に陥れることができることである。実際、2001年9月の米国多発テロ事件のときにも、その後の調査の結果、ニューヨーク市に近い(おそらくインディアン・ポイントであったと推測される)原子力発電所が、少なくともある時期には標的の候補に上っていたらしい。また、詳細は公表されていないが、2001年の前にも後にも、原子力発電所を標的にした破壊工作が、世界各地で数多く発生してきたらしい。

中東では、いわゆる破壊工作の規模を超え、戦闘機を使ったあからさまな軍事作戦まで展開されたケースがいくつかある。その一方最近では、サイバー・テロとして隠密に計画され、実際に遂行されたケースもある。また、外部からの攻撃だけではなく、「インサイダー」による放火などもある。

福島事故は、潜在的なテロリストに対して、戦術的なヒントを与えてしまったと思われる。すなわち、電源喪失に陥らせその状態を復旧できなくさえてしまえば、運転中の原子炉は、他に外から何の手を加えなくても原子炉自体の性質だけで、きわめて短時間のうちに自然に炉心損傷に至り、必然的に事故を起こすということである。

米国においては、原子力発電所に対するセキュリティは、警備というレベルから、強力な武器庫を備え、戦闘部隊を常時待機させた防衛のレベルに引き上げられている。これに対して日本の原子

力発電所のセキュリティは、柵や扉といった物理的障壁と監視カメラがあり、敷地内への入退に際して身分確認と持込み物品の検査はあるものの、初期対応が、殺傷力のある武器の携行が許されていない民間企業の警備員に託されており、その持久力には懸念がある。

① 設計基準脅威

「9-11 テロ」のあとの米国 NRC の対応は早く、翌年には、いわゆる「B. 5. b 項」を含んだ通達(オーダー)を各原子力発電事業者に対して送り、とりあえずの具体的なテロ対策の強化を求めると同時に、設計基準脅威(DBT)を規制の中に明示して、各事業者が対処できなければならない要件として課し、本格的なテロ対策の実施を促している。この DBT は、潜在的なテロリストとその戦術の特徴として、以下を考慮している。

(1) 他者を殺傷することも自分が殺傷されることも、さらに自爆さえも恐れぬ旺盛な戦闘的意思をもち、武器の扱いや戦術に関する専門的な軍事訓練を受けたことがあるか、実戦の経験がある強力なメンバーからなる集団。

(2) 周到な作戦の下、陸路と水路の両方からの同時攻撃もあり得る。「インサイダー」による手引きもあり得る。

(3) 襲撃のため最新の銃や爆薬を使用。

これに対して日本においては、DBT を示さない(その内容だけでなく、そのようなものがそもそもあるのかわからないかについてさえも示さない)こともセキュリティ対策の一計ということのようではあるが、電力事業者が、自力で米国並の DBT に対応できないことは明らかである。警察や自衛隊の支援を期待することは、もちろん認められるべきであるが、懸念されるのは、その場合の耐久力不足で、支援が現場に到着するまでに、すでに原子炉事故が決定的になってしまう可能性である。

米国の場合には、「耐久」というよりも一歩進んで「迎撃力」が求められ、DBT 未満の攻撃に対しては自力で鎮圧できることが規制要件である。ここに、「盾だけ」による日本に対し、「盾と矛」の米国という本質的な違いがある。

原子力における設計基準を定めるときの根拠として、炉心損傷頻度 10^{-4} /炉年のような数値的安全目標があり、自然現象の設計基準に対してもこれに整合するため1万年に1回程度の規模として設定するという一般的な基準があるということは、原子力発電所のセキュリティに対しても、やはり1万年に1回程度の事象から原子炉は守られなければならないことになる。そのような考え方をした場合、「盾だけ」で十分との理屈には相当な無理があるだろう。1万年に1回の事象とはいかなるものなのか。わずか100年ほどの間で二度までの世界大戦があった過去の歴史を振り返る必要がある。

さて、DBTについて一切国民に語らないという日本の方針はいかかなものか。実はこの方針は、米国においてさえも選択肢として考慮されたようである。しかし当然、公開性と両立の問題が生じ、その折衷案として、概述したような内容を含む規制要件(10CFR73)にあるほどの記載が公に示されている。すなわち米国では、この程度の情報ならば公示しても有害性はなく、他方、公衆にとっては、この程度の情報さえ公示してもらえればまずは安堵できるという、両者の最大公約数的な範囲として、DBTが公にされている。

NRCは、DBTを示した後も、航空機落下やサイバー・テロに関する規制要件をさらに追加した。この場合の航空機落下による影響に関しては、単に、格納容器がその衝撃に耐えられることだけでなく、その後の大規模火災に伴う使用不能域(LOLA, Loss of Large Area)への対応も求めている。サイバー・テロに関しては、原子力発電所内の安全設備だけでなく、防護設備や防災設備もその標的になり得ると考え、それらに対する防護も求めている。日本においては、DBTについてと同様、これらについても無言を貫いている。

② 検証

規制要件があるからには、その遵守状況について検証されなければならない。NRCは、この目的のためテロリストの模擬チームを編成して各原子力発電所に派遣し、事業者のチームとの実戦訓

練(FOF)を行なっている。FOFは、安全設備に対して行なわれる供用期間中試験(IST)に相当するものである。年間20戦もの転戦を重ねているNRCの模擬チームに打ち負かされる事業者もあるらしい。

欧州では、福島事故の直後、ユーロセイフ(Eurosafe)がテロ対策のワークショップを主催し、合同での机上訓練(攻撃側と防衛側の戦闘シミュレーション)を行なっている。その一つのシナリオとして、①所外電源の破壊、②所内非常用電源の破壊、③電気品室での待ち伏せによる電力会社職員の人質確保、が採り上げられている。

日本での活動は、この領域に関しても不明である。社内や仲間内での自画自賛の検証ではなく、警察や自衛隊の専門家の指示と監視の下、厳格に実施される必要がある。しかし現状としては、FOFは言うに及ばず、敷地のジオラマを使った机上訓練さえ行なわれていないのではないかと懸念される。

③ テロによる過酷事故への備え

米国は、DBTへの対応として、全土で8000人を超える戦闘要員を原子力発電所に配置した。1カ所あたり100~150人の規模であり、これでテロリストを撃退するということである。しかし、これが設計基準事故(DBA)への対応に相当するものだとするならば、DBAが意図したとおりに食い止められなかった場合(B-DBA)に相当するケース、つまり、これほどの規模の防衛力をもってしてもテロの攻撃力に圧倒されてしまった場合についてはどう備えるか、という「第4層」が問われる。

実はその答えは、すでに述べた「B.5.b項」の対応として準備され、その後、以下の事態の発生を前提とした対応パッケージとしてEDMGと呼ばれるものになっている。

全交流電源と直流電源を喪失 BWRにおいてはRCIC(またはIC)のブラック・スタート。PWRにおいてはAFW(補助給水系)のブラック・スタート。(これらの冷却系統は蒸気駆動であるため、手動で弁の開度を調整して起動させ、運転が可能。当座の原子炉冷却が可

能。)

使用済燃料プールが損壊し、水が流失 プールからの漏洩量が少ない場合には注水によって通常水位を維持。漏洩が過剰の場合には水スプレーによって露出する使用済燃料を冷却。さらに冷却が不十分で過熱する場合であってもジルコニウム火災を防ぐため、高発熱の使用済燃料をラックに市松模様配置。

事業者のプラント職員は、以上の操作を行ないながら、何とか原子炉事故や使用済燃料プール事故に陥らせまいと耐え、州軍か連邦軍が出動してテロリストを掃討してくれるのを待つ。だが、RCICやAFWのブラック・スタート、それに続くブラック・ランは、過酷事故に対する人的対応の中でも特に難度が高い。文字通り暗黒の中での作業であるだけでなく、数人が連携して、無線で原子炉水位の情報を聞きながらタービン速度を調整するために蒸気弁の開度を加減する。しかも、タービン速度を落とし過ぎると運転が不安定になるため、タコメーターで確認しながらになる。

日本においては、このような運転方法があること自体、電力会社の職員でさえ福島事故の後でも

しばらくは知らなかったほどであり、実技訓練なしで成功できる確信があるとは思われない。

① 原子力防災計画上の考慮

せつかくのEDMGではあるが、これさえ成功しない可能性もある。そこで最後は、「第5層」も問われることになる。これは特にHAB-EP(Hostile Action Based Emergency Preparedness)とも呼ばれ、米国においては、そのような防災訓練も実施されている。

テロ活動のそもそもの動機となるのは、潜在的なテロリストとの敵対関係である。そしてその標的は、最大の成功率が期待でき、最大の効果を狙えるところとなる。成功率と言えば、今でも時々日本海沿岸に某国の船体が漂着しているのが発見され、その意味するところに憂慮を抱く。国際情勢、外交、宗教・イデオロギー問題、地政学的リスクが複雑に絡み合い、いつの間にか某原子力発電所が某国のテロリストの標的にされ、重要なイベントがあるときに狙われるということも考えられると言わねばならないから、原子力防災計画の日常的運用や防災訓練の内容にも反映されるべきである。

コラム8：テロ対策強化を阻むジレンマ

ある脆弱性を指摘するため具体的な破壊工作の戦術を考案し、それを事業者や原子力規制委員会に送って検討を促したとしたら？——むしろ危険人物としてマークされてしまうに違いない。匿名ならますます怪しまれてしまい、本格的な捜査の対象となってしまうかもしれない。

1999年7月23日の全日空61便ハイジャック事件では、犯人は空港のセキュリティ体制に欠陥を見つけ、その対策を促す内容の手紙を空港の警察署や大手新聞社などに対して送るもことごとく無視され、警備員としての採用を希望しても断られ、鬱憤が募って、ついにその欠陥を突いた犯行を自ら実行したのであった。

機長は犯人によって包丁で刺殺されたが、副操縦士、非番の機長、勇気ある乗客の活躍によって犯人は拘束され、墜落は回避された。同便には500人以上の乗客が搭乗しており、しかも、操縦桿を奪った犯人が市街地の上空を超低空飛行するなど、大惨事をまねいた恐れがあった。

このケースのように、原子力発電所のセキュリティの脆弱性が目に余るからといって、これを指摘したり、自ら実行してそれを実証することはできない。しかし、それをよいことにいつまでも脆弱性が放置され、危機管理がないという問題はこうしたらよいものなのか。

もう一つの別なジレンマもある。どれほどの実効性のあるセキュリティ対策が運用されているのかは不明な点も多いが、頻繁にセキュリティ対策が引き合いに出され、本来公開されてもよいはずの情報が黒塗り・白抜きにされている。ついこの前までは、米国エネルギー省のある委員会に招かれた日本の原子力委員長が、六ヶ所(再処理)施設に保管されているプルトニウムの情報をべらべらしゃべり、同委員会の委員に不用意ではないかと指摘されてもまったく悪びれることなく、どうせ誰でも知っているというような返答をしていた一方で、驚くべき変貌ぶり、セキュリティ対策は、不都合な情報を伏せるときの絶好の理由の一つになっている感がある。

D

不健全な安全文化

防護 脅威	0 立地	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)		1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)	0	1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)	D					

安全文化とは何か。答え方はいろいろあるが、ここでの安全とは原子炉を事故に至らしめないこと、安全文化とは、それを組織(職場)の最優先、最重要事項と定め、職員の上から下まで全員が一丸となって、事故に至らしめる要因をことごとく排除し修正しようとする取り組みを確立し、永続的なものにする組織(職場)文化と表現してもよいだろう。安全文化とは、これまでに述べてきた第1層から第5層までのすべてを補強する横断的な防御のメカニズムであり、組織を身体にたとえるならば、ホルモンや免疫にも似ている機能ということになるだろう。

日本においても、上級幹部が「安全第一」と訓示し、各部署でサークル活動的な自己点検・改善プロジェクトを行ない、定期的に発表するといった取り組みは行なわれてきた。意見や提案を吸い上げるための「目安箱」を設置している企業も多い。

しかし、福島事故の直後から今日までの出来事を振り返ってみると、安全文化の未熟さというより、根底に潜んでいた「不安全文化」が、さまざまな形や言動となって一気に実態をさらけだし、結局、防御のメカニズムではなくむしろ脅威だったことに気づかされる。したがって、日本の原子力安全にとって必要なのは、安全文化の醸成に先立ち、まずは不安全文化の摘出や矯正である。以下は、その兆しが見受けられるかどうかを考察する上でのサンプル的な論点である。

① リスク・コミュニケーション

事故直後の東京電力によるプレス発表、原子力安全・保安院(当時)による会見、政府の記者会見において、事態の深刻さを示唆する言葉や表現(爆

発、炉心損傷(メルトダウン))を意識的に控え、そのような言葉や表現を使った者を次々と交替させた。

原子炉がすでに絶望的・不可逆的な損壊状態で、なおも悪化に向かって進展中だったにもかかわらず、近隣の住民に対し、「念のために避難してください」と呼びかけ、最終的な規模がスリー・マイル・アイランド事故をはるかに上回ることが予想できていながら「レベル5」(国際原子力事象評価尺度)と発表するなど、不都合な情報を小出しにし、厳しい実態の報告を段階的に行なった。

高レベルに汚染した家屋・道路・耕作地・山野の除染の達成レベルには、初めから限界が認識されていたが、当初は楽観的な目標を示し、その後徐々に後退させた。

「冷温停止状態」，“under control”のような技術的な定義上疑義のある表現を政治的に用い、安全であること、事態が制御できていることを、国内外に印象づけようとした。実は、冷温停止にしても安全性の永続的状态ではない。また，“under control”の根拠とされた放射性物質の海洋流出についても、低感度では検出されないというだけのことであり、厳密には、今に至っても依然と続いている。(ただし、過度に厳密性にこだわり、危険性が誇張されてしまうのも、公衆の利益に沿わない場合があるだろう。)

昔の医者も、末期の患者に「余命は2カ月です」とは言わず、「頑張ればよくなります」と笑顔で嘘をつくこともあったが、同じことが、原子炉事故の危機管理においてもないとは言えないだろうか。ここには判断の主体と納得の問題がある。仮に「人徳者で名医の嘘」を認めるとしても、福島事故のときにもその後からも、飛び交ったさまざまな嘘の中には、かなり少なかったのではなかっただろうか。

「次の原子炉事故」はそもそもあってはならないが、対処においても同じことが繰り返されかねない。原子炉事故以外であっても、国家的危機(大災害、大規模テロなど)に直面したときの対応がどのようなものになるのかということをも連想させる。したがって、良かった点についても悪かった点についても、検証と総括は重要である。今や、人徳

者の名医でさえ嘘は言えない時代であり、議論の価値はあるはずだが、この問題についての当事者による自己評価はもちろん、政府機関や社会学者、メディアによる客観的な分析も評価もほとんど見あたらない。

② 公衆を不当なリスクにさらすことの犯罪性についての意識

東京電力の記録改ざん・トラブル隠し事件の発覚した2002年には、米国のデビス・ベッセ原子力発電所においても、規模は小さかったが、記録の隠蔽が大問題になった。原子炉圧力容器上蓋の貫通部に生じた亀裂からホウ酸水が漏れ出し、熱でこれが濃縮されて腐食性が増し大きく溶出しているのが発見された。実は、腐食の進行はその前から予兆があったにもかかわらず、同発電所の職員がその記録をNRC検査官に提出しておらず、NRCの判断を狂わせたという。

この問題に対してNRCの行政処分担当局(OE)は、事業者とその職員にNRCとしての処分を科すと同時に、司法省(日本の検察庁の役割も担う連邦機関)に書類送検した。事業者はただちに3350万ドルにおよぶ巨額の罰金を払って起訴を免れたが、2人の社員と1人の契約会社の職員は連邦裁判所に起訴され、それぞれ懲役25年と20年が求刑されている。裁判は長引き、2008年の時点では罰金25万ドル懲役5年との憶測もあったが、翌年の判決では罰金4500ドル執行猶予3年に引き下げられた。とはいえ、原子力業界からは完全に排斥され、彼らが個人的に受けた社会的制裁の大きさは、相当なものである。彼らの所為により、精神的にも身体的にも実害を受けた周辺住民はゼロである。にもかかわらず、凶悪犯罪者に対してのような厳罰が求刑されるのである。

デビス・ベッセの問題に比べて、2002年に発覚した東京電力による一連の隠蔽・ねつ造問題は、はるかに規模が大きく長い期間におよび、中には著しく手の込んだ悪質なものもあった。その後発覚した志賀原子力発電所の臨界事故の隠蔽は、その組織的な悪質性だけでなく、条件次第ではきわめて危険な事態になっていた可能性もあっ

たという点で戦慄させられた。しかし、いずれのケースも、死者や負傷者が発生したわけでも、周辺環境に被害をもたらしたわけでもなく、周辺住民を不当なリスクにさらしたことで、怖い目に遭わせただけのことである。米国ではそれだけで重罪なのだが、日本では罪を科すことはできないらしい。

だが、さすがに2011年の福島事故についてまでこれは通用しないだろう。周辺住民はもちろんだが、日本の全国民が被害か迷惑を受けたのだから。と思いきや、やはり関係者は堂々と無罪を主張してはばかりず、検察庁でさえもこれに同調気味である。

③ 行政機関のモラルと常識

福島事故後、その根本原因が探られていく中で、勇気と正義感のない中央官僚の不作为は、ときに凶悪なテロリスト集団のもたらす被害にも匹敵するものだと感得させられた。さまざまな重要な問題についての議論が、利己的・保身的な理由で握り潰されている。

過酷な現場に残された同僚や後輩を見捨てることができず一緒に行動を共にした東京電力の女性職員が、一般公衆に適用される年間1mSvの許容被曝線量を超えたという理由で法令違反だとして、東京電力を叱責した原子力安全・保安院(当時)の了見には驚かされた。(当時の国が、周辺住民に対し、年齢も性別も問わず年間20mSvを適用しようとの考えであっただけに。)震災後すぐに持ち場のオフサイト・センターを捨てて遠方に避難した同院職員の行動が模範的で、東京電力の女性職員の行動が不謹慎だったと考える国民がいたとは思われない。

緊急対応に携わるプラント職員に対する許容被曝線量が100mSvから250mSvに引き上げられた。しかし実は、緊急対応に携わるプラント職員には、自分がどれほどの被曝を受けているのキャリア・タイムで知る手段がない。過酷事故に至ってからの現場は、自分で管理できる外部被曝の5~10倍もの内部被曝を受ける環境に変わっている可能性があるからである。しかし、この事実を知りつつ遵守せよと要求する。

④ リーダーシップ

不作為は、官僚だけではなく、どの民間企業においてもある。見ないふり、知らないふり。見たがらない、知りがらない。不都合な情報を含む報告書を受け取らずに追いつたり、発言を黙らせたりする上司も、それほど珍しいわけではない。「責任はオレが取る」と言えばリーダーとしては格好がよいかもしれないが、しばしばそれは「だからお前は口をつぐめ」という意味になっていて、実際のところ原子炉事故の責任は誰にも負いきれない。一方、部下は部下で、そのような上司の不興を買いたくないため、厄介な問題に関する報告はしなくなる。そして、上司が「責任はオレが取る」と言ってくれば、これを言い訳に本当に自分の責任を放棄して加担する。

「あつてはならないことが起こってしまった」という言い訳は、実は「あつてほしくないと思っていたことがやはり起こってしまった」と同義であり、本来先手を打って対応しておけば小火で済んでいた問題をみすみす大火にしてしまつてからの後悔として語られている。福島第一の津波にもそのような経緯があったことは、いくつかの出版物に詳しく述べられている。もし、そのような情報が社内で共有され、解決法についての提案を広く求めていたとしたら、必ずしも巨額と長い建設工期を要する防波堤だけでなく、カリフォルニア州のディアブロ・キャニオン原子力発電所が採用したシュノーケルの応用や、フランスのプレイエ原子力発電所が行なつた水密化対策によって迅速な対応ができていた可能性もあった。

密室で話し合つて優れたアイデアが生まれるはずはなく、せいぜいが後でバレてしまつて世間の矚目をかう稚拙な悪企みなのだが、往々にしてこれが選ばれる。しかし、そのような芽は、以下の2例も含め、他にもまだ数多く残っている可能性がある。

地下水サンプリング 建屋内の使用済燃料プールや屋外の埋設配管・タンクが劣化して、中の水が地中に漏れ出し、敷地内の土壌と地下水が放射性物質(特にトリチウム)で汚染されてしまつた――

実は、米国の原子力発電所のほとんどがそうである。あるところで問題が発覚すると、自分たちのところはどうかすぐに調べ、その結果、案の定同じ問題が発覚したからである。

しかし日本においては？ もし汚染が見つかったらどうしようか、自分たちも大変だが他の原子力発電所にも問題を飛び火させ迷惑をかけてしまう、と思考する。そのためそもそも検査をしない。地下水検査を行なうには、地下の地質構造(不透水層の深さなど)を詳細に把握していることが前提である。さもないければ、サンプリング用の井戸をどこにどのくらいの深さまで掘つたらよいかはわからないからである。もし結果を恐れずに検査していれば、地質構造のデータが役に立ち、福島第一の汚染水問題は、今頃もっと合理的な方法で処理されていたかもしれない。

この検査を他の電力会社が今後も避け続け、早期発見の機会を失うと、重要な設備の劣化の進展を許してしまうかもしれない、あるいは、将来廃炉を迎えたとき、建屋の直下や周辺に汚染土壌の巨大な領域を発見するなど、著しい経済的負担を伴う現実に直面する懸念がある。

薬物・アルコール検査 原子力発電所の中で働く作業員や、まれにプラント職員の中にも、不審な行動をする者がいる。米国は、1990年から薬物・アルコール検査を実施するようになり、たとえば2012年の検査実績をみると、実施した約18万件のうち「陽性」が1000件を超え、電力会社の職員の中にも0.23%いたという。酒気帯び運転員も6人摘出されている。このような情報は、電力会社にとって著しい信用失墜になるが、危険な職員が放置されているほうが、社会にとっても当の電力会社にとってもはるかにマイナスなはずである。

おそらく日本においても、実施すればゼロではないだろう。直視したくない結果が心配になる検査はしないのが日本の長年の慣行だが、それでよいはずはない。

⑤ 「黒塗り」「白抜き」と義務

安全文化の要素の一つに、「個人的な責任遂行

義務(PA, Personal Accountability)」がある。これは、自分の過失が自分の損失として降りかかってきても仕方がないという意味の「自己責任」とはまったく異なり、自分の過失が原因で社会に迷惑をかけたときには社会に対してその償いをしなければならないという意味であり、それだけの覚悟をもって自分の業務を遂行しなければならないという意味でもある。前述のデビス・ベッセの問題に関与したとされる原子力発電所の職員に厳しい求刑があったのも、この考え方にもとづく。

日本において、署名が黒塗りされた解析書や検査記録が公開されることがあるが、その価値はフィクションと同程度のもとなる。PAを覚悟して作った文書の署名が、黒塗りにされなければならない理由があるはずはなく、黒塗りは、そのクレディビリティの低さを意味するからである。米国NRCが公開している文書でも、そのようなものはまず見かけない。

「個人情報の保護」、「テロ対策」、「商業上の利益の保護」、などと理由を並べるともっともらしいが、公衆のチェックを避けるための言い訳として使っているようにも思われる。同等の情報が米国では署名入りの表紙と共に公開されているのに、日本では黒塗り、あるいはそもそも署名欄がなかったりする例がとても多い。

日本の安全文化に対する評価

安全文化の熟度を評価するための方法は、IAEAや米国NRCなども指針を示しているが、その中にある構成要素に分解してみると客観的に理解しやすくなる。たとえばNRCは9項目の構成要素を示しているが、これを参考に、それぞれについて日本の電力事業者はどうか、規制機関や、日本全体としてはどうかと問いながら評価を試みることができる。

安全文化の構成要素	事業者	規制者	政治家	公衆
(1)リーダーによる「安全第一」の率先垂範				
(2)精緻な原因分析にもとづく解決策(PI&R)				

(3)個人的な責任遂行義務(PA)の自覚				
(4)個々の業務への安全本位の浸透				
(5)常に学び、その成果を実行に移す姿勢				
(6)隠せず安全問題を提起できる職場環境(SCWE)				
(7)安全を論点にすえた効果的な議論				
(8)相互信頼と立場の尊重				
(9)本当に納得するまで問い続ける姿勢				

原子力発電の推進を信条とする国会議員がいることは悪くないにしても、原子力規制委員会による安全審査のプロセスに対してもっと速くするような圧力をかけるのは、国民の安全よりも一部の利益享受者のビジネスのほうが心配だと言っているようなものである。これは、国のリーダーの一人でありながら「安全第一」を護持する決意を放棄しているという点で(1)についての減点であり、原子力規制委員会の委員と規制庁職員への圧力であるという点で(6)についての減点であり、彼らに対する不当な不信という点で(8)についての減点でもある。

事業者と規制者のPI&Rについてはどうか。たとえば、福島第一2号機が、炉心部の露出が始まるまで3日間もの時間的猶予がありながら炉心損傷を回避できなかったという事実がある。これをどこまで詳細に分析した上で、「〇〇時間以内に注水完了」のような過酷事故対策の現実性を確信し、それが失敗した場合の事故の進展評価を排除しているのか。一方、過去の「安全神話」の洗脳教育について、政治家のPI&Rはどうだろうか。今は、再びこれに劣らない「世界最高」を堂々と吹聴している。政治家によるこのような吹聴は(5)と(9)への妨害であり、これを安易に受け入れる公衆も、(9)については減点である。

SCWEの問題は、かつては米国でも生々しかった。安全問題を提起したことで解雇や配置転換された従業員、その問題が発覚してNRCから業界を追放された会社幹部の話が絶えなかった。日

本においては、これがより複雑で巧妙なところがある。たとえば、公式な会議を円滑に進行させるための「調整会議」という慣行があるが、しばしば、発言や配付資料の内容を検閲するプロセスとなっている場合もある。また、勇気を奮い立たせて問題を提起しても、圧倒的な反論を受けて問題ではないと封じられる。実際、反論者たちが正しい可能性もあるのだが、日本における問題は、解決のための公正な論議の場が用意されず、提起者が静かに排斥されてしまう陰湿な慣習である。(6)についてだけでなく(7)についての減点である。

原子力発電所の立地自治体が、もし、大雑把で実効性のない原子力防災計画を策定し、ヨウ素剤を配布し、これでやるべきことは十分行なったと宣言するならば、それは(3)と(9)についての減点であり、それを安易に受入れる住民についても(9)については減点である。もし、電力会社のプラント職員が、過酷事故対策の手順書の実効性について疑念を抱きながらも、「まあ、今日、明日事故が起こるわけでもないし」と考え、それを提起することもそれ以上深慮することをしなかった場合には、(6)と(9)について、さらに(3)についても減点である。

コラム9：“メルトダウン問題”で露呈した日本の原子力安全文化の実態

なぜ東京電力がいまごろそんなことを公表したのかについては後で改めて触れるが、とにかく東京電力は追い詰められていた。そして福島原発事故5周年が目前にせまった2016年2月24日、東京電力は、炉心溶融(いわゆるメルトダウン)の定義を明記した社内マニュアルが事故前に存在していたことが“最近の内部調査で”明らかになったことを公にした。ここで目を向けるべきは、まちがっても一見そう思える東京電力の潔さなどではない。発電用原子炉というひととき危険な設備を稼働している事業主とそれを監督する国の、安全文化に対する呆れるばかりの意識の低さである。

一般に、原子炉に対する有効な冷却手段がない中で、ひとたび炉心溶融がはじまれば、早晚、原子炉圧力容器は損壊し、大量の放射性物質が敷地外に放出される可能性は大だ。したがって、しかるべき冷却手段を失った原発の炉心が溶融しはじめていくのかいらないのかの迅速な判断は、周辺住民の避難のタイミングやあり方と直結する重要な事柄だ。しかし、福島第一原発の1号機、2号機、3号機の炉心(原子炉圧力容器内の核燃料装荷領域)が事故の早い段階で溶融していたという認識を東京電力がはじめて公にしたのは、事故発生からなんと2カ月半も経った2011年5月24日のことだった。

あまりにも遅すぎる。当然、当時も、そしてそれ以後も、メルトダウンの認識と公表がなぜそれほどまでに遅れたのかを、東京電力はさまざまな方面から、そしてさまざまな場において問われつづけてきたが、東京電力は——簡単にいえば——炉心溶融が起きたと判断できる客観的データがなかったから、というおさまりの説明に終始してきた。しかしそれが完全な虚偽説明だったことを、5年目ようやく東京電力自身が認めたのである。

*

新たな問題が浮上する。何かを隠蔽するための意図的な虚偽説明だったのか、それとも東京電力がいうように、炉心溶融の定義が存在していることを“忘れていた”ことによる結果的虚偽説明だったのか。以下で、そのあたりを少し深掘りしておきたい。

まず、炉心溶融のメカニズムを簡単に記しておく。炉心に装荷されている多数の核燃料棒の内部には、運転中に生じた核分裂生成物(いわゆる核のゴミ)が蓄積しており、それらは絶えず崩壊熱を発生しているため、核燃料棒はつねに水中深くに浸け置かれていなければならない。しかし今回の事故がそうであったように、事故により原子炉内の水位が際限なく下がっていくようなことがあると、核燃料棒が水中から顔を出し、最終的には全体が露出する。そしてその露出過程の中で核燃料棒の温度は上昇し、900℃を超えるあたりから燃料被覆管(ジルコニウム製の細い管)が損傷しはじめる。これが炉心損傷だ。この時点ではまだ被覆管内に収められている核燃料ペレット(核燃料の本体。二酸化ウランを焼き固めたセラミックス)は溶融しないが、崩壊熱によりペレットの温度がどんどん上昇し、2800℃ぐらいに達すると融けはじめ、最終的には、炉心部を構成する大小さまざまな構造物(支持構造物や制御棒、等々)を巻き込みながら炉底に落ちていく。これが炉心溶融(コアメルトダウン)、ある

東京電力株式会社 (東京電力) (原子力事故)

調査報告書 (第3報以降) (原子力事故)

2016年3月23日 (第3報)

(第1報 第1報)

(第2報 第2報)

(第3報 第3報)

(第4報 第4報)

(第5報 第5報)

(第6報 第6報)

(第7報 第7報)

(第8報 第8報)

(第9報 第9報)

(第10報 第10報)

(第11報 第11報)

(第12報 第12報)

(第13報 第13報)

(第14報 第14報)

(第15報 第15報)

(第16報 第16報)

(第17報 第17報)

(第18報 第18報)

(第19報 第19報)

(第20報 第20報)

(第21報 第21報)

(第22報 第22報)

(第23報 第23報)

(第24報 第24報)

(第25報 第25報)

(第26報 第26報)

(第27報 第27報)

(第28報 第28報)

(第29報 第29報)

(第30報 第30報)

(第31報 第31報)

(第32報 第32報)

(第33報 第33報)

(第34報 第34報)

(第35報 第35報)

(第36報 第36報)

(第37報 第37報)

(第38報 第38報)

(第39報 第39報)

(第40報 第40報)

(第41報 第41報)

(第42報 第42報)

(第43報 第43報)

(第44報 第44報)

(第45報 第45報)

(第46報 第46報)

(第47報 第47報)

(第48報 第48報)

(第49報 第49報)

(第50報 第50報)

(第51報 第51報)

(第52報 第52報)

(第53報 第53報)

(第54報 第54報)

(第55報 第55報)

(第56報 第56報)

(第57報 第57報)

(第58報 第58報)

(第59報 第59報)

(第60報 第60報)

(第61報 第61報)

(第62報 第62報)

(第63報 第63報)

(第64報 第64報)

(第65報 第65報)

(第66報 第66報)

(第67報 第67報)

(第68報 第68報)

(第69報 第69報)

(第70報 第70報)

(第71報 第71報)

(第72報 第72報)

(第73報 第73報)

(第74報 第74報)

(第75報 第75報)

(第76報 第76報)

(第77報 第77報)

(第78報 第78報)

(第79報 第79報)

(第80報 第80報)

(第81報 第81報)

(第82報 第82報)

(第83報 第83報)

(第84報 第84報)

(第85報 第85報)

(第86報 第86報)

(第87報 第87報)

(第88報 第88報)

(第89報 第89報)

(第90報 第90報)

(第91報 第91報)

(第92報 第92報)

(第93報 第93報)

(第94報 第94報)

(第95報 第95報)

(第96報 第96報)

(第97報 第97報)

(第98報 第98報)

(第99報 第99報)

(第100報 第100報)

図一 2016年3月23日開催の「新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会」(公開)に東電が提出した資料より

によると格納容器内の放射線レベルは毎時 140シーベルトもあり、この値から推定される炉心損傷割合は25パーセントだった、といった内容である。

前述のように、2010年の改訂版「原子力災害対策マニュアル」には、炉心損傷割合が5パーセントに達していれば炉心溶融(メルトダウン)が起きていると判断することになっていたから、炉心損傷割合が25パーセントということになると、吉田所長がこのファックスを書き送った3月14日午前5時3分時点で3号機はすでにかなりメルトダウンしていたことになる。しかし、吉田所長のファックスに「炉心溶融」という文字も「メルトダウン」という文字もない。確かに、現場の最高責任者が完全に炉心損傷の定義を忘れていたように見える。

ただし、吉田所長一人が忘れたというのではなく、いわゆるテレビ会議に参加していた東京電力の幹部らも含め、このメルトダウンの判断基準を口にした者は一人もいなかったのだから、にわかには信じがたいことだが、東京電力全体がメルトダウンの定義というとびきり重要なことを完全に失念していたということなのだろう。

しかし、じつはこの話そのものも疑ってかかる必要があるかもしれない。つまり、本当のところは、事故のかなり早い時点で問題のマニュアルを参照し、それにもとづき炉心溶融が起きていると判断していながら、何らかの理由でその公表を意図的に避けたのかもしれない。あるいは、国から、炉心溶融とかメルトダウンという言葉を使わないようにとの強い圧力があったのかもしれない。

実際、その可能性を示唆する事実がいくつかある。たとえば、2016年3月10日、TBSのNEWS23スペシャル「東日本壊滅の危機」原発事故5年目の真実」で流された二つのビデオ映像。一つは、2011年3月14日夜の記者会見の様態を映したもので、それを見ると、原子力発電所の技術に精通している武藤東京電力副社長(当時)が、記者から、大量の燃料棒が溶けたのではないかと、それについてどのように認識しているかと質問された瞬間、東京電力の社員とおぼしき人物が数枚の紙をもって武藤氏に近づき、そのうちの一枚を武藤氏に見せながら、「官邸から、これとこの言葉は絶対に使うなと」と耳打している。

武藤氏は軽く頷いてから前を向き、記者の質問にこう答えている。「現時点では、原子炉の中の燃料がどうい

いは単にメルトダウン)である。

さて、東京電力は、事故が起こる約1年前の2010年4月に改訂した「原子力災害対策マニュアル」という社内マニュアルを有していた。その改訂版マニュアルには、炉心損傷割合が5パーセントに達した時点をもって炉心溶融と判断することが明記されていた。しかし、みずからそのように定義しておきながら、事故発生時にはだれもそのことを思い出さなかった。これが、福島事故5周年を前に東京電力が公表した内容である。

この信じられないような話をいわば“裏付けて”いるのが、福島第一原発の吉田所長(当時)が3月14日午前5時3分に、原子力災害特別措置法第10条第1項にもとづいて経済産業大臣、福島県知事、大熊町長、双葉町長宛てに送ったファックスである(図)。このファックスには以下のように記されている。

CAMSの測定を実施した結果、 1.4×10^2 Sv/h(ドライウェル)であり、その値から評価したところ、炉心損傷割合は約25%と推定した。(原文のマ)

CAMSというのは、原子炉格納容器内雰囲気放射線のレベルなどを測定するシステムのことで、それ

う状況になっているかについては、明確に申し上げることはできないと思っております。」番組のナレーションによると、「これとこの言葉」とは、「炉心溶融」と「メルトダウン」であったことを関係者が証言しているという。この記者会見の半日前に前述の吉田所長のファックスが送信されていることは、はたして単なる偶然か。

もう一つの映像は、前述の武藤氏の記者会見の2日前の3月12日の午後、原子力安全・保安院の記者会見。その会見で、中村審議官は、「燃料の溶融がはじまっているとみていいと思います」、「ひじょうに深刻な事態だと認識しております」などと発言した。常識的に考えて、東京電力からの報告なしに、原子力安全・保安院の一審議官が、燃料の溶融がはじまっているとみていい、などと言えるはずはない。記者会見での燃料溶融発言との関係については不明だが、同日深夜、中村審議官は更迭され、表舞台から姿を消した。

こうしたことは、東京電力はもとより、原子力安全・保安院も、炉心溶融が進行している現実をほぼリアルタイムで分析、把握し、情報を共有していたにもかかわらず、たとえば官邸レベルが——周辺住民のパニックを恐れて——その公表を抑え込んだのではないかという当然の疑念をわれわれに起こさせる。そして仮にそうであるとすれば、少なくともこれまでの日本は、原発の安全文化について語るに値しないほどの安全文化後進国であったと言わざるを得ない。

*

本コラムの冒頭で、「とにかく東京電力は追い詰められていた」と書いた。いったい東京電力はだれに追い込まれ、記者会見を開いたのかについて簡単に触れておきたい。

新潟県には、総発電量で世界最大規模の原子力発電所といわれる東京電力・柏崎刈羽原子力発電所がある。合計7機ある原発のうち、東京電力は6号機、7号機の再稼働の準備に入っており、現在原子力規制委員会による規制基準適合審査が進行中だ。一方、新潟県には「新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会」(以下、新潟県技術委員会)というものがあって、同委員会は再稼働の要件である「フィルターベント」の設備と性能に関する議論と並行して、福島第一原発事故がどういうものであったかの検証を行なっている。とくに後者に関しては、六つの分科会に分けてより細かい議論を行なっている。柏崎刈羽原発の再稼働に入る前になによりもまず福島第一原発事故の教訓が明確にされ、生かされる必要があるとの県原子力安全対策課の考えによるもので、それゆえ、新潟県技術委員会は、実質的に現在公的に存在する唯一の「福島第一原発事故調査機関」であるといっても過言ではない。

六つの分科会は「課題別ディスカッション」と呼ばれ、担当委員が東京電力と文字通り顔をつきあわせながら議論する場になっている。そして、今回東京電力が、メルトダウンの定義が社内マニュアルに記載されていたことを公表せざるを得なかったのは、その背後に新潟県技術委員会ならびに「メルトダウン等の情報発信の在り方に関する課題別ディカッション」でのあしかけ2年の議論や調査があったからだった。

コラム 10：法令違反の黙認

福島事故の発生に伴い自動的に生じた法令違反や、より悪い状態に陥るのを緩和するために事業者が意識的に行なった法令違反は、以下を含め、膨大な件数に上っていた。

事業者は、1日あたり10時間以上の放射線作業や、予め合意された時間を超えて従業員を労働させてはならないことになっており、これらに対する抵触は、労働基準法違反である。

事業者は、危険の予想される環境下で、十分な安全対策を講じることなく従業員を労働させてはならないことになっており、これに対する抵触は、労働安全衛生法違反である。

事業者は、施設外に放射性物質による汚染を拡大してはならないこと、放射性物質によって汚染した物品を搬出してはならないこと、従業員に放射線測定器を着用させなければならないこと、従業員の被曝線量を許容値以下に抑えなければならないことになっており、これらに対する抵触は、電離放射線障害防止規則に違反している。

事業者は、濃度が不明であるか、許容濃度を超える放射性物質を敷地境界の外に排気、および排水してはならないことになっており、事故によってそのようになってしまったことや、格納容器ベントの操作によって積極的にこれを行ったこと、高濃度汚染水の貯蔵容量を確保するため集中廃棄物処理施設のプール水を海に排水したことは、原子炉等規制法にもとづく「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に違反している。

事業者は、3万7000 Bq/cm³を超える高濃度の汚染水の移送に使用する配管(クラス3管)や、これを蓄えるタンク(クラス3容器)に対しては、電気事業法にもとづく「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」に適合しなければならないことになっていたが、これらに満たない配管、ホース、タンクなどを使用し、同省令に違反している。

本来の建前から言えば、主管行政機関である厚生労働省、原子力安全・保安院、経済産業省は、これらの違反を事業者に宣告し、必要に応じて所定の手続きを経て、処罰の該当や減免が検討されるべきであったが、一切がうやむやにされている。

たとえ、事故の原因が自然現象によるものであったとしても、そもそも自然現象に負けてしまう設備を設置したこと、あるいはそのような危険な場所を選んで設置したこと自体が違反なのだし、そのような申請を承認してはならないとされていたにもかかわらず承認した国も違反を問われることになる。(ただし、この点に関して国は、不可知性を根拠に裁判では無罪を主張しており、決着していない。)

加えて事故当時、オフサイト・センターの職員が持ち場を放棄し、状況把握のために現場に向かうのではなく、逆方向に避難をしており、その後、「危険手当」の支給が決まるまで戻ってこなかった。(このような「逃亡」とも見受けられる無責任な対応に対しては、ある元米国NRC幹部も、「米国だったら間違いなくクビだ。」と憤慨している。)もし国が、これらの落ち度について負い目を感じているとするならば、とても事業者の処罰を云々できるはずがないだろう。

3

評価結果

9人の評価者(a~i)が提出した評定値、および各科目の平均値は、下表の通りである。

科目別評価

評価者 科目*	a	b	c	d	e	f	g	h	i	平均
0	1	1	3.5	2	2	1	2	1	2	1.7
1A	3	3	3	1	4	2	2	3	3	2.7
1B	2	2	2	3	4	1	2	2	3	2.3
2A	1	3	3	3	3	3	2	2	2	2.4
2B	2	2	3	3	4	3	2	2	3	2.7
3A	2	2	3	2	4	3	2	3	3	2.7
3B	2	2	3	2	4	2	2	2	3	2.4
4A	1	2	2	2	2	1	1	1	3	1.7
4B	1	1	2	2	2	1	1	1	2	1.4
5A	1	1	1	1	3	2	2	1	3	1.7
5B	1	1	1	1	2	1	1	1	2	1.2
5C	1	1	1	1	1	2	1	1	2	1.2
C	1	1	2.5	1	1	1	1	1	2	1.3
D	1	1	2.2	3	1	1	1	1	2	1.5
総合評価	1.3	1.4	2.4	2.0	2.0	1.4	1.4	1.3	2.3	1.7

*科目

防護 脅威	0 立地基準	1 設計	2 検査	3 設計事故	4 過酷事故	5 防災
A(内部事象)	0	1A	2A	3A	4A	5A
B(外部事象)		1B	2B	3B	4B	5B
C(テロ)		C				5C
D(安全文化)	D					

総合評価

$$\{(1A)+(1B)+(2A)+(2B)+(3A)+(3B)+(4A)+(4B)+(5A)+(5B)+(5C)\}+(0)\times 3+(C)\times 4+(D)\times 6\}/24 = 1.7$$

結びに

しばしば当たり前のように、「安全と安心」という言い回しが使われる。

しかし、少なくとも原子力発電所を所有し運転する電力事業者の経営幹部とプラント職員には、そうやすやすと安心してもらっては困る。かつて、国民を無理に安心させようと、原子炉事故は起こり得ないとの「安全神話」で安全性を誇大広告し、危険性を覆い隠すことに半ば成功したが、その拳句に経営幹部もプラント職員までもが皆、自己暗示に陥り、福島事故は、そのようにして皆が枕を高くして眠っているなかで発生した。

今度は、国のトップが国民に対して公言してはばからない「世界最高」が、じわじわと同じ暗示の言葉になりつつある。まずは国民から、やがては当事者自らも踏んでしまう同じ轍がこの先にはある。そのような「きな臭さ」を感じる私たちは、そもそも、原子力安全のためには安心は不要であると考えてきた。そのために、今般の企画が、初めから日本の原子力安全に対してネガティブな印象づけをするための少し手の込んだ創作だと疑う向きもあることは、ある程度受け入れざるを得ないのかもしれない。しかし、打ち明けよう。実は私たちは、私たち自身をそのような創作ができ、世論を操作できるほど優秀で、知識を備えたグループだとは思っていない。「世界最高だと言うのだからそうかもしれない」と考えたい気持ちもあった。それを打ち消そうにも、具体的な根拠が整理されていなかったからである。だから私たちには、そのような創作を考えるゆとりなどはなかった。

だが、今般の企画を一応締め括った今は違う。具体的に何が問題で、何が未解決なのかをよりはっきりと語るできるようになったと思う。「通知票」のスコアは二次的な産物であり、私たちにとってはこの整理と確認が最大の成果である。私たちは、この成果をより多くの人々と共有したいと思う。もちろん、原子力産業やその規制業務に直接携わる人々ともである。それは、今後の日本の原子力がどの方向に向かうにしろ、必ず役立つものと確信するからである。

もっかい事故調

「もっかい事故調」について

国会によって設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の元委員・田中三彦氏および元協力調査員らをメンバーとする、自主的な事故原因調査グループ。国会事故調報告書では提言7において、事故調査の継続を国会に求めているが、実現をみていない。「もっかい事故調」の「もっかい」は、「もう一回事故調を」の願いを込めて国会(Kokkai)のKをMに変更して、もっかい(Mokkai)にした名称。