

たった(?)99.9%の安全性

佐藤 暁

せとう さとし
原子力情報コンサルタント

手術を受けることになったと想像してみてください。担当医師が暗い顔つきで、「残念ですが、手術の成功率はたったの99.9%です」と宣告します。そして、「厳しい選択だと思いますが、手術を受けることに同意されますか?」と尋ねます。日常的感覚からすると、成功率99.9%と聞けば、ほぼ確実な成功が約束されたと思われ、受け止め、歓喜雀躍するでしょう。同じように、99.9%の安全性と言え、実質的に絶対安全と受け止めます。

ですから、福島事故直後のテレビ討論会で、「1000年に1度の津波に襲われたのだから不運と思うしかないでしょう」と事故発生についてコメントした原子力の某有力者の言に対し、「それもそうだな、そのような稀な天変地異に合わせていたら何も作れなくなってしまうのだし」と納得した方々も少なくなかったのではないのでしょうか。

この有力者は、検査結果の隠蔽や捏造工作があったときには「欠陥を評価する維持基準がなかったから」と弁護をし、地震で施設のあちこちが損傷したときにも「安全系は無事だった。耐震設計がしっかりしていることを実証した」と泰然と放言して批判を払い除け、日本の原子力業界においては、まさに守護神のように崇められています。

さて、2002年3月5日、米国のオハイオ州にあるディビス・ベッセという原子炉(PWR)に、世界中の関係者を驚かす現象が発見されました。原子炉容器上蓋とこれを貫通する制御棒駆動機構の外筒との隙間に、取り付け部の溶接のひび割れから漏れた水が滲み出す過程でその水に含まれるホウ酸が濃縮され、どんどん酸度を増して上蓋を溶かし、とうとう猫が潜り込めるほどの穴ができていました。上蓋の内側には厚さ約1cmのステンレス鋼の内張りがあり、これだけが酸に侵されずに持ち堪えていましたが、圧力で膨れ上がっているのが肉眼でもわかるくらいだったため、誰もが内心思ったことは、「もしこの内張りが破裂していたら……」という事態でした。そうです、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)の寸前と思われたのでした。

前号の「レガシー・イシュー」に登場した講師(架空)の言によれば、LOCAは「設計基準事故」であり、いつでもその事態に対する備えはできているはずですが、ところが、同年9月4日、ECCS系の取水サンプルが閉塞しそうな状態だったことが指摘され、さらに10月22日には高圧系ECCSのポンプ(HPI)に問題が見つかりました。結局、LOCA後の原子炉を救うはずのECCSの高圧系も低圧系も、おぼつかない状態だったのでした。

この問題で事業者のファーストエナジー社は、545万ドル(6億円以上!)の罰金をNRC(米国原子力規制委員会)に科せられます。しかも、背景にはNRCに対する虚偽報告もあったため、事業者と関係者の3人は、NRCによって司法省に書類送検されます。事業者は司法取引で、罰金2370万ドル、自然保護活動への寄付金430万ドルを支払い(合計三十数億円!)早々に幕引きをしましたが、会社に解雇された3人のうちの1人には、懲役25年が求刑されます。名前も、夫人同伴の顔写真もメディアに公開されました。確率論的リスク評価に従えば、99.4%は炉心損傷に至ることがないと評価された事象でしたのに、厳しい制裁が加えられたのです。

① 99.9%の安全性

米国では、原子力発電所で発生したトラブルに対し、個々に安全上の影響度が評価されます。その指標の一つとして、炉心損傷発生確率増分(ACDP, Core Damage Probability)があります。そして、ACDPが0.0001以上の事象が重要予兆(Important Precursor)、0.001以上の事象が重大事象(Significant Precursor)と呼ばれます。ACDP=0.001のトラブルとは、もし仮にそれが1000回発生した場合、そのうちの1回は炉心損傷(メルトダウン)に至る可能性があったことを意味します。私たちの日常的感覚からすれば、「まだ余裕しゃくしゃくの安全ではないか」と思うかもしれません。しかし、米国のメディアには「ニアミス」と報じられます。炉心損傷に至らしめる確率が0.1%もあるトラブルは、重大だという認識です。米国では、そのような重大事象が、スリー・マイル・アイランドのメルトダウン事故を除いて33件過去に発生しています。デビス・ベッセでの一連のトラブルもACDP=0.006と評価され、そのうちの一つとしてリストに載っています。

米国の原子力発電所には、NRCの「通信簿」があり、安全性に係わる7科目に対する成績が四半期ごとに更新され公開されています。成績は「緑」、「白」、「黄」、「赤」で示されます。このほうが公衆にとっては、アルファベットや数字よりも視覚的にわかりやすいからです。ACDP=0.006をとってしまったデビス・ベッセには、2003年第1四半期から2005年第1四半期まで、連続9期「赤」が与えられ、厳しい監視下で、脱却するための更生プログラムを歩まされました。

高額な罰金に加え、2年間も運転を許可されず、通常ならば支払われる営業損失補填の保険金も払ってもらえず、会社の評判は落ち、おまけに連日大人数で押し掛けるNRC職員の費用まで請求され、それでもひたすら自らの落ち度を詫言ひ続けなければならなかったファーストエナジー社の幹部にとっては、苦難の期間でした。

周辺住民の誰一人として、身体的、精神的、経

済的な実害をうけたわけでもなく、依然99.4%の安全性を保っていたにもかかわらず、これほどまでに厳しいお仕置きがあるのです。安全性が99.9%未満となってしまうほどの「重大事象」を発生させ、公衆をそのようなリスクに晒したことがすでに重大な違反であり、その上、不正な作為や不作為が原因に寄与していた場合には、問答無用、個人も組織も、かなり重い罪を負わされることになるということなのです。

② 安全目標と99.99%の安全性

「1000年に1回の津波に襲われたのだから(原子炉事故が起こっても)不運と思うしかないでしょう」との意見は、市井の感覚としてはさほど違和感がなく、多くのテレビの視聴者にもそのまま受け入れられたかもしれません。しかし実は、原子力安全に携わる立場の人としては、失言というより致命的な無知の露呈でした。

原子炉事故の発生頻度に対する「安全目標」というものがあります。米国では、1986年に数値目標として定められています。その前に、そもそも原子炉事故とはどれくらいの頻度で起こり得るものなのかについての研究が着手され、その成果が1975年に「ラスムッセン報告書」として世に出されました。その中には、炉心の全メルトダウンが、2万炉年に1回の頻度で起こり得るとの結論が含まれています。「1基の原子炉を1年間運転したときのメルトダウン事故の発生確率が0.005%」、「500基の原子炉を40年間運転して1回の事故」と言い換えてもよいと思います。これに対して、「十分許容し得る値だ」、「意外と大きな確率(頻度)ではないか」、という両論が噴出し、独立検証を託されたルイス委員会は、「評価手法はベストでも、数値には大きな不確定さがある」と、数の独り歩きを警戒する意見を示しました。そして、その意味することを天が知らしめたのか、その4年後にスリー・マイル・アイランド事故が発生します。まだ運転している原子炉が500基どころか50基余り、40年どころか最古の原子炉でさえ10年にも達していませんでした。

結局、安全目標は、炉心損傷(メルトダウン)事故に対して1万年に1回、大量の放射能が周辺環境に放出される事故に対しては10万年に1回と定められました。そして、この概念はやがて国際的に共有され、国際原子力機関(IAEA)が1999年に「原子力発電所に対する基本的安全原則(Basic Safety Principle for Nuclear Power Plants)」と題して発行した文書(INSAG-12)の中(第27項)でも繰り返されています。

これは、たとえば炉心損傷事故の場合、各原子炉がそのような事故を起こさず1年間運転できる安全性が99.99%であることを目指した目標ということになります。関係者がよく使う「炉心損傷頻度(CDF, Core Damage Frequency)」という術語を用いれば、 $CDF < 10^{-4}$ /炉年とも表わされます。

各原子炉のCDFには、機器の故障やヒューマン・エラー(内部事象)、火災や内部溢水、地震、津波、強風などの自然現象(外部事象)、テロ攻撃の寄与が諸々含まれ、個々の寄与分を積算して決定されます。なお、ある同一の要因による増分(ΔCDF)について、前述の ΔCDF との関係を表すと、次のようになります。

$$\Delta CDF = (\text{発生頻度}) \times \Delta CDF$$

ディビス・ベッセの場合、原子炉圧力容器の上蓋が破れてLOCAが起こり、その延長で炉心損傷に至る確率は $\Delta CDF = 0.006$ でしたが、原子炉圧力容器の胴部が大破する事象ともなれば、 $\Delta CDF = 1$ となるでしょう。幸いそのような場合の(発生頻度)の項は 10^{-7} /炉年のオーダーとされ、 ΔCDF も低い値に収まり、安全目標を脅かす値にはなりません。

③ 正しい設計基準の設定の仕方

お気づきでしょうか。もし、 $\Delta CDF = 1$ となるほどの原子炉にとって必殺の地震、津波、噴火が、1000年に1回の頻度で原子力発電所を襲う可能性があるならば、それらによる寄与は、 $\Delta CDF = 1 \times 10^{-3}$ /炉年となり、国際的な安全目標($CDF < 1 \times 10^{-4}$ /炉年)に適合しなくなります。たかが1000年に1回の地震や津波程度で原子炉事故が発生

することを容認するようでは、端から国際的な安全目標に適合する意思などなかったということになります。

では、どうあれば、国際的な安全目標に適合することが確実に保証されるのでしょうか。その一案が、1万年に1回発生する地震や津波、噴火などの規模を設計基準とすることです。そうすることで、1万年に1回の大津波が押し寄せてきたときでも原子力発電所は、「そんなこともあろうと、支度してお待ちしておりました」と、余裕をもって迎え撃つことができるわけです。

実のところ、諸外国は、ほとんどがそのようにしていました。それさえ上回るような津波に圧倒されてしまったときこそ、原子力発電所に対しても「天災」という言葉を使うことが許されるかもしれません。しかし、それ以下の津波に耐えなかったときには、「人災」と呼ばれても仕方がありません。実際、2012年3月に発行された、米国原子力学会とカーネギー研究所のレポートは、西暦869年の貞観津波に言及し、1000年に1回ほど頻繁に起こる現象を考慮に入れなかった事業者と規制機関の不作為を厳しく批判しており、同じ趣旨は、2014年7月に発行された米国科学アカデミーの報告書でも繰り返されています。ちなみに、カーネギー研究所の報告書は、WHY FUKUSHIMA WAS PREVENTABLE(福島事故はなぜ回避可能だったか)とのタイトルで、回避可能な事故がなぜ発生したのかを分析しています。

2003年にIAEAが発行した「原子力発電所の耐震設計と認定」と題した安全指針(NS-G-1.6)も、設計基準の地震規模としては、発生頻度が $10^{-3} \sim 10^{-4}$ 回/年(平均)、 $10^{-4} \sim 10^{-3}$ /年(メジアン=最頻値)と設定する考え方を示しています。このように、1万年に1回の頻度で発生する規模を設計基準とする考え方は、国際的な常識となっていたのでした。

1万年に1回どころか、2000年に入ってからだけでも頻繁に各原子力発電所の立地点で超過を繰り返した日本の耐震基準。その10年前から危機感を抱いて警鐘を鳴らし続けてきた石橋克彦教

授は、一時は(旧)原子力安全委員会の下で、その改訂作業の検討委員にも選ばれ軌道修正に尽力されましたが、結局、原子力産業界の意向を忖度して小刻みな修正を提案するだけの委員会の改訂案を承服できず、柏崎刈羽原子力発電所でまたしても大幅な基準超え(新潟県中越沖地震、2007年)が発生する前年(2006年)、委員を辞してしまいました。

エレベータやトラックの「積載荷重」についてもそうですが、設計基準と限界値の間には余裕係数があります。積載荷重2トンのトラックに4トンの荷物を積んで壊れなかったとしても、誰もそんなことでは驚きません。ところがなぜか原子力に関しては、「安全系は壊れてない。耐震設計がしっかりしていることを実証した」と、自慢話になってしまい、トラックの運転手のようには、お咎めを受けることもなかったのです。実は、安全系の中には壊れていたものもあったのですが、そのような不都合な事実は無視されました。

そんな、そもそも怪しげな耐震基準と比較をし、それに対する余裕を評価する「ストレス・テスト」は、安全確認のプロセスとして砂上の楼閣でした。元の販売価格の3倍の値札をまず付けておき、その上に「半額」と赤札を貼って消費者に得した気分をさせて売るずい商売にも似ていま

す。本来なすべき最初のステップは、適正な耐震基準を設定することだったはずで

④ ストレス・テスト

もともとストレス・テストは、圏内に140基以上を擁するEU諸国が立案したものでした。この実務と検証を主導的に担った機関が、欧州原子力安全規制グループ(ENSREG)で、EU加盟国以外のスイスとウクライナもその指導と検証を受けています。各国が提出した報告書には、地震や洪水に対する設計基準をどのように定めているかが述べられており、それらを一覧にした表1から明らかのように、やはりほとんどが、「1万年に1回」を選んでいきます。(メジアンで10万年に1回と、平均例で1万年に1回は、ほぼ同じです。)

スペインは、22万年に1回の発生頻度の地震を設計基準にしたわけではなく、先に決めた0.20gが、後にこの頻度に相当することがわかったというものです。ちなみに、施設がまず壊れないとされる高信頼度低損傷確率値(HCLPF)は0.30gですが、そのような発生頻度は67万5000年に1回です。フランスは、歴史上最大だった地震(MHPE)を設定し(～過去1000年)、それにマグニチュード0.5を上乗せした地震を仮定して設計基準

表1—ストレス・テスト報告書にあるEU諸国(+スイス、ウクライナ)の設計基準

国名	炉型	設計基準地震		設計基準洪水発生頻度(年)
		発生頻度(年)	加速度 ^(a)	
フランス	PWR	1,000 (MHPE)	0.1~0.3 g	1,000
ドイツ	PWR/BWR	100,000 (メジアン)	42~210 ガル	10,000
イギリス	ガス冷却/PWR	10,000	0.13~0.25 g	10,000
オランダ	PWR	30,000	75 ガル	1,000,000
ベルギー	PWR	10,000	0.21 g	10,000
スペイン	PWR/BWR	220,000	0.20 g	10,000
スウェーデン	PWR/BWR	100,000/10,000,000	0.15 g/0.41 g	該当せず
フィンランド	PWR/BWR	100,000 (メジアン)	0.082 g	該当せず
チェコ	VVER	10,000	0.1 g	10,000
スロバキア	VVER	10,000	0.344 g	100
ハンガリー	VVER	10,000	0.25 g	10,000
ルーマニア	CANDU	1,000	0.2 g	10,000
ブルガリア	VVER	10,000	0.2 g	10,000
スロベニア	PWR	10,000	0.6 g	10,000
リトアニア	RBMK(廃炉)	—	60~100 ガル	—
ウクライナ	VVER/RBMK	10,000	0.1~0.12 g	10,000
スイス	PWR/BWR	10,000	0.21 g	10,000

(注: 1g=980.665 ガル)

を決めるという方法を使っています。スウェーデンは、安全系の構造物と機器に対し、全般的には表中の値を適用していますが、格納容器と使用済燃料プールに対してだけは、1000万年に1回の頻度に相当する地震(0.41g)を設定しています。これは、多重性がなく、破損が重大な影響をもたらすという点を考慮して、原子炉圧力容器の破損頻度と同等の堅牢さを確保するためだったとのことです。

スロバキアの洪水の設定だけ甘さ(100年に1回)が目立ちますが、実際には1万年に1回の降水量に対しても、施設が耐えられることが確認されています。一方、スロベニアの設計基準加速度だけが突出して見えますが、元は0.3gだったのが、評価手法の見直しでどんどん厳しくなった結果です。

⑤ 台湾の残念な話

表1には、ストレス・テストを採用しなかった米国が載っていませんが、地震に対しては10万年に1回(メジアン)を使っています。日本も一緒にこの表に並べたいところですが、「発生頻度」の欄に入れるべき数値がありません。そもそも日本の設計基準地震は、統計的な分析にもとづく確率論的ハザード評価(PHA)にはよらず、「あるところ」に「あるサイズ」の断層を設定し、そこが震源地となった場合の揺れを計算する決定論的方法で算出されているため、そのような数値が存在しないのです。

決定論的方法による評価が後進的であるとか、常に不安全側だということではありませんが、計算のアルゴリズムにはいくつもの変数が含まれ、入力値次第でどのような結果にでもなってしまう。おそらく石橋教授は、同僚委員の目に余る「さじ加減」に辟易したのだと思います。しかし日本の場合、その怪しいさじ加減を反省させるためには自然の鉄槌を必要とし、それさえ無視するとき、自然はさらに大きな鉄槌を加えます。

さて、日本と同じ決定論的方法は台湾でも採用され、4つの原子力発電所の設計基準地震が設定

されています。マークI型BWRのある第一発電所が0.3gで、他は0.4gです。ストレス・テストは台湾においても2011年8月から2013年5月までに実施され、規制当局(AEC)が公式に依頼書を送り、ENSREGの独立評価(ピア・レビュー)を受けました。ENSREGの報告書は2013年11月に発行されていますが、どんな評価結果が書かれてあるのでしょうか。

まず地震に対しては、「今の設計基準地震は、最新の国際的要件に適合していない。特に、外部事象が超過確率 10^{-4} /年未満であるべきとする要件に適合していない」(5.1.1.6)と述べられています。溢水に関しては、降雨に対して1万年に1回の頻度が考慮されているものの津波の評価が不十分であるため、「他の形態の溢水ハザードについても超過確率 10^{-4} /年に対して評価されなければならない」(5.2.3項)と述べられています。

強風に対しては、100年間で最大の風速に余裕値を加えて設計基準を設定したとのことで、たとえば第一発電所では風速75mですが、やはりENSREGの報告書は「すべての発電所ですべての外部事象に対して 10^{-4} 年を適用すべき」(5.3.3項)と退けています。距離的にそれほど離れていないフィリピンのレイテ島が巨大台風の襲来を受けた2013年11月7日には、最大瞬間風速105mが記録されていますので、当然と思えます。ちなみに米国の設計基準ハリケーンは、襲来頻度1000万年に1回として設定され、フロリダ半島南端では、風速130mと規定されています(規制指針1.221)。

かくして台湾のストレス・テストの結果に対しては、ENSREGからのお墨付きを得ることができませんでした。しかし、日本がもし台湾と同じようにENSREGからのピア・レビューを受けていたらどんな報告書が渡されていたでしょうか。

⑥ 決定論と確率論

これらは哲学の用語ではなく、れっきとした工学的手法のことです。設計基準地震に関して言えば、前述のように、震源となり得る断層の位置と

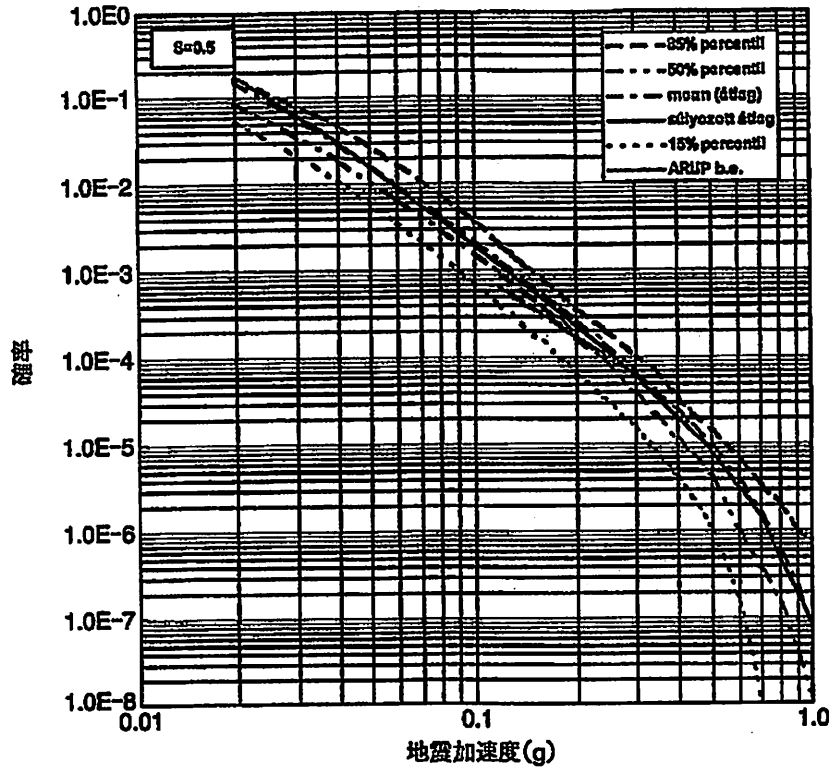


図1—バクシュ原子力発電所の地震ハザード曲線
ハンガリーのストレス・テスト報告書 Figure 2-2 から転載。

サイズを設定し、その他の地質学的なパラメータを含んだアルゴリズムによって当該の原子炉の立地点における地震加速度や揺れのスペクトルを求めるのが決定論的手法であり、何万もある地震のデータを統計的に分析し、発生頻度と地震加速度の相関分布から近似曲線(平均曲線、メジアン曲線など)を求めるのが一つの確率論的地震ハザード評価です。この後者の方法が、前述のIAEAの指針(NS-G-1.6)にも言及され、台湾のストレス・テストで欠けていたため、最新の国際的要件に適合していない、とENSREGに断じられたわけです。

6.1 ハザード曲線

IAEAの指針が、とびきり高度な要求をしているというわけではありません。日本などの採用していない国のほうが今や圧倒的に少数派です。たとえば、ハンガリーのバクシュ原子力発電所の場合には、図1の通りです。1万年に1回(1.0E-4)を縦軸で見つけ、それを横に走らせ、平均曲線(mean)とぶつかったところで真下に降ろす。すると、横軸の値は0.25gと読めます。これが、表1

にある値(0.25g)です。

IAEAは、10年も前から、このようなやり方で地震、津波、強風などの自然現象に対する設計基準値を設定すべきであると提案し、多くの国々が取り入れているのですが、日本はいつまでも拒否しているため、見せることも作ることもできません。しかし、もし作ったとしたら、どのようなハザード曲線ができあがるか、専門家はだれでも漠然と知っています。見せられた日本人は、皆気分が悪くなってしまうと思います(図2)。ヨーロッパの原子力発電所の地震ハザード曲線群と日本のそれを一緒に描くと、このような歴然とした差になってしまうはずだからです。たぶん、表1をご覧になったときから、薄々感じていたかもしれませんが。

図の横軸の単位はガルで、図中の○印が設計基準地震だとします。日欧の違いを横軸に注目した言い方にすると、次のようになります。「日本の原子力発電所の設計基準は、ヨーロッパに比べて3倍も高い」。ところが縦軸に注目すると、「日本の原子力発電所の設計基準は、ヨーロッパに比べ

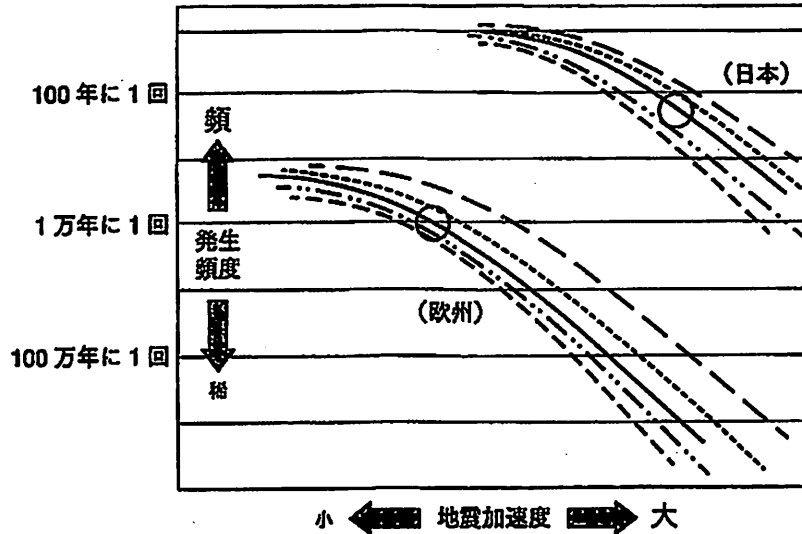


図2—日欧の地震ハザード曲線の違い(概念)

て50分の1も低い」となってしまいます。原子炉の事故に遭遇したくない私たちにとって、とにかく設計基準の絶対値が大きいことが大事なのか、それとも、設計基準を超えさせないことが大事なのか。答えは言うまでもないでしょう。

6.2 決定論と確率論の併用

もちろん、決定論的な設計基準の決め方がいつも確率論的な決め方よりも不安全だと言うものではありません。実は、沿岸に設置される原子力発電所に対する設計基準水位の決め方については、米国の規制指針(RG 1.59 Rev.2)も決定論を使っています。これによって、たとえばジョージア州の沿岸に対しては、次のようにして算出されます。まず、風速63mのハリケーンの風圧により6.29m盛り上がります。気圧の低下によっては1.02m上昇します。もし、大潮と重なった場合には2.65mがさらに引き上げられます。これに誤差として0.37mも加えます。こうして、これらをすべて足し合わせ、設計基準水位は10.33mとなります。津波を考慮しなくてもかなりの高さです。カリフォルニア州にあるディアブロ・キャニオン原子力発電所に対し、事業者のPG & Eが海底地滑りを考慮して行った確率論的津波ハザード解析によれば、100万年に1回の発生頻度に対する津波の高さでさえ10.5mとの結果です(同プラントの

設計基準水位は10.5mです)。決定論的な方法でも、その使い方によっては設計基準を十分安全側に設定できることを示す例です。

結局、設計基準の設定方法には次の3つがあり、これらをすべて駆使し、過小にならないよう注意をして決定することになります。

- 歴史的に確認、または推定される最大レベルに適正な余裕値を加える。
- 保守的な計算モデルにもとづき、決定論的方法で求める。
- 確率論的ハザード評価にもとづき、1万年(またはそれ以上)に1回の発生頻度に対応するレベルを求める。

また、一度決定したからと言って永久不変とするのではなく、新知見が得られたらすぐに、そうでなくても、少なくとも10年ごとには見直しをすることがIAEAの指針にも述べられ、実際、そのように実行されていることが、各国のストレス・テストの報告書に述べられています。

確率論的ハザード評価から 確率論的リスク評価へ

今や、確率論的ハザード評価(PHA)にもとづく設計基準の設定は国際標準となり、日本と台湾だけがつべこべ理由をつけて避けられるものではありません。しかし、「設計基準を超えたからと言

って、まるで何もかも壊れて炉心損傷事故となるような単純化は行き過ぎだ。柏崎・刈羽原発だって大丈夫だったのではないか」と思っている方もいらっしゃるでしょう。確かに、私たちの関心事は、設計基準超えではなく、炉心損傷事故を避けることのほうです。

7.1 喪失曲線

そこで登場するのが喪失曲線です。図3は、前述のバクシュ原子力発電所の安全系電気品に対するものです。これによると、同発電所の設計基準地震は0.25gですが、実際にこのレベルの地震で壊れるのは5%未満で、その2倍の揺れ(0.5g)でも30%程度が損傷を免れています。設計基準を超過したとしても、かなり高いサバイバル率が期待されるということです。

この喪失曲線は、安全系か非安全系かを問わず、系統や機器別、そして、地震や津波、強風などの自然現象の種類に対して固有に作られます。格納容器に対する曲線はかなりなだらかです。どこで損傷が生じるか、より大きな誤差が予想に伴うからです。また、津波に対しては、この曲線の立ち上がりが急で、「クリフ・エッジ(崖っぷち)」とその特徴が称されます。

このような地震加速度に対する喪失曲線をさまざまな系統や機器ごとに作成することで、地震による炉心損傷事故の発生リスクが計算できます。その結果は意外なものでした。全内部事象に起因するリスクが 4.46×10^{-6} /炉年、火災によるリスクが 2.25×10^{-6} /炉年、内部溢水 2.45×10^{-8} /炉

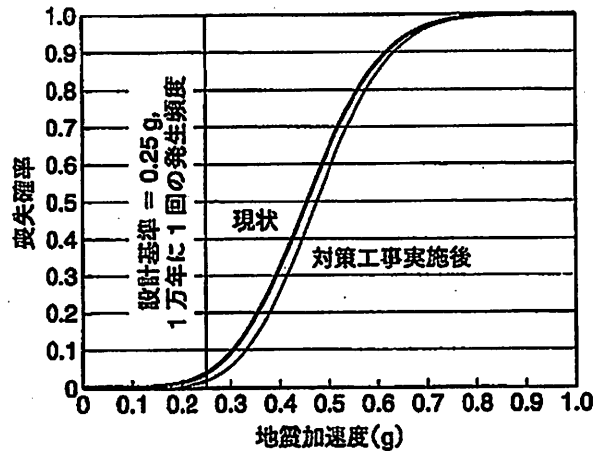


図3—バクシュ原子力発電所の安全系電気品に対する喪失曲線
ハンガリーのストレス・テスト報告書 Figure 2-8 から転載。

年であるのに対し、地震によるリスクが 4.31×10^{-5} /炉年と際立って高いことがわかりました(表2)。興味深いのは、規模の大きな地震(0.70~1.00g)による寄与よりも、比較的小さな地震(0.15~0.22g)のほうが、炉心損傷頻度に対して圧倒的に寄与していることです。これは、設計基準(0.25g)を適用していない非安全系の機器も、間接的に炉心損傷に対して有意に影響するためです。

このような情報は、各原子力発電所で安全推進の実務に取り組む当事者にとっては、欠かせないものです。この表のお陰で何が優先課題であるかがわかります。この場合、何はともあれ耐震性強化です。そして、激烈な地震に対する備えの前に、比較的規模の小さな地震に対する備えのほうがより重要であることもわかります。バクシュ原子力発電所では、このようなヒントにもとづいて対策工事が計画され、その効果の予想が図3に示さ

表2—バクシュ原子力発電所の地震による炉心損傷リスク
ハンガリーのストレス・テスト報告書 Table 1-3 をもとに作成。

地震加速度の幅(g)		発生頻度(回/年)	炉心損傷頻度(/炉年)	寄与率(%)
下限	上限			
0.07	0.10	2.69×10^{-3}	3.66×10^{-8}	0.08
0.10	0.15	1.08×10^{-3}	1.03×10^{-8}	2.39
0.15	0.22	3.16×10^{-4}	3.75×10^{-8}	8.69
0.22	0.32	8.71×10^{-5}	9.97×10^{-8}	23.14
0.32	0.48	2.35×10^{-5}	2.27×10^{-8}	52.57
0.48	0.70	4.76×10^{-6}	4.76×10^{-8}	11.03
0.70	1.00	8.99×10^{-7}	8.99×10^{-7}	2.09
合計			4.31×10^{-5}	100.00

表3—川内原子力発電所の噴火リスク評価(架空)

噴火の規模(VEI)	噴火の頻度	NRA 評価		未知の真実(?)	
		ΔCDP	ΔCDF	ΔCDP	ΔCDF
4	1/100 年	0	0	0.01	1×10^{-4}
5	1/1,000 年	0	0	0.2	2×10^{-4}
6	1/10,000 年	0	0	0.8	8×10^{-5}
7	1/200,000 年	1	5×10^{-6}	1	5×10^{-6}
合計			5×10^{-6}		3.85×10^{-4}

(注: 真のリスクが陰影の欄にある値だと、噴火リスクだけで安全目標に適合しない。)

れています。

原子力発電所の安全対策は、日本のようにただ開墾に手をつけるのではなく、以上のように、まずは優先すべきターゲットを決め、それが実行された後の効果に対しても予め定量的な見通しを立て、計画的に取り組むのが本来の正しい進め方です。

7.2 川内原発に対する安全評価

以上の議論をふまえ、火山の噴火に対する川内原発の安全評価の例に展開してみます。噴火の規模の単位としてはVEIが用いられます。VEI=5が噴出物1~10 km³の規模で、数値が1増減すると、噴出物の体積が1桁増減します。原子力規制委員会(NRA)の評価では、VEI=7(富士山の山体がそっくり吹き飛ぶほどの規模)ともなればギブアップであるが、そのような発生頻度は十分低く、それ以下の噴火規模ならば発生頻度は増すものの、それには耐え得るという趣旨のようです。つまり、噴火という自然現象に対して、極端なクリフ・エッジ状の喪失曲線をイメージしていることになるわけです。実際にはあり得ません。

もし、前述の表3に相当するものを、川内原発の噴火による炉心損傷リスクについて作成したとすれば、寄与率が支配的なのはVEI=7ではなく、規模のより小さな(VEI=4~6)噴火であることが明らかになるはず(表3)。しかし、すぐ近くに巨大カルデラが、しかも5つもあるような原子力発電所は世界中を探しても類がなく、正しい評価の模範例を示すことができません。当事者に、未知の真実を究明する真摯さと意欲がないとき、私たちは、原始の時代に戻り、それがひたす

ら眠り続けてくれることを山の神様にでも祈るしかありません。

確率論的リスク評価の問題点

全国(人口約1億2000万人)の交通事故による死者は年間約4000人です。もし、人口3000人の小さな町で、「交通事故による死者の発生を全国平均並みにしよう」というスローガンを掲げた場合、その達成状況を日々どう監視すればよいでしょうか。全国平均並みであるためには、年間の死者の発生が0.1人でなければなりません。実は、炉心損傷事故に対する安全目標(1万年に1回)に関しても、これと同じような問題があります。この場合、世界中で10年に1回発生しただけで目標達成が崩れてしまいますので、実績統計は、監視方法として役に立ちません。何か別の方法が必要です。たとえば次のような方法です。

炉心損傷を「死者」の発生になぞらえた場合、重度、中度、軽度の負傷者(?)がいます。米国では重大事象(ΔCDP>0.001)が33件発生したと前に述べましたが、内訳を分析すると表4の通りです。「死者」を発生させないためには「重度」の負傷者を、重度の負傷者を発生させないためには「中度」の負傷者を、中度の負傷者を発生させないためには「軽度」の負傷者を発生させない、という考え方があります。ΔCDPの積算値を1に近づけないよう、分析と監視を続けていきます。これは、発生してしまった重大事象の分析という方法です。

もう一つ、事故や安全上重大なトラブルが起こる前にリスク(CDF)分析をし、弱点を把握して改善を行うという方法もあります。

表4—米国における重大事象のランク(1971年～現在)

ACDP		発事件数	ΔCDP 合計
0.1 以上	重度	2	0.3
0.01 以上 0.1 未満	中度	5	0.12
0.001 以上 0.01 未満	軽度	26	0.09
積算		33	0.51

CDP にしろ CDF にしろ、そのような分析に必要なツールが確率論的リスク評価(PRA)です。しかし、ルイス委員会がラスムッセン報告書に対して述べたこの方法に関わる精度の問題は、今日に至るまで解決できていません。以前は、評価者によって1桁、時には2桁の違いが生じることさえよくありました。以下、将来、日本の原子力が、安全評価や推進活動の目的にPRAを導入するか否かにかかわらず重要な、2点の問題を取り上げます。

8.1 ヒューマン・ファクターの扱い

PRAでは、炉心損傷までのシーケンスの各分岐点で、ある機器や系統が正常に動作するか否か、人による操作が成功するか否か、それぞれに対して確率を代入しなければなりません。その場合、機器などに対しては過去に集計された故障率のデータ、人による操作の成功率に対してはヒューマン・ファクターに関する知見が活用されます。人の成功率は、当然のことながら、極度の緊張した状況、体感温度や照度などの劣悪な作業環境、保護具の着用や長時間作業による疲労などによって低下していきますが、爆発や火災などの危険な現場ではさらに著しく低下すると考えられ、たとえば火災のPRAでは、しばしば安全側に「成功率=0」とされています。同じ考え方を、人的対応一辺倒の日本の過酷事故対策に適用すると、その危険な環境も考慮し、せっかくそれらの備えをしても、リスクの低減に結びつかなくなってしまう。

ところが当の日本では、それらが堂々と「成功率=1」とされているため、過酷事故対策の効果が著しく過大に評価されています。

本連載では、これまでも幾度か、過酷事故対

策の基本的なあり方として、可搬式の仮設よりも固定式の恒設、手動操作よりも自動操作、動力式(アクティブ)よりも無動力式(パッシブ)、と強調してきました。省力化、時間短縮、そして、少しでも高い信頼性のため、そうあるべきだと考えたからです。

8.2 甚大-希少事象の扱い

故障に着目したPRAでは、航空機の油圧系統が3系すべて喪失する確率は10億分の1だそうです。しかし、1989年7月19日、コロラド州デンバーの国際空港を離陸したUA-232便は、3系すべてを喪失しました。1985年8月12日に発生したJAL-123便の墜落事故では、4系すべてです。発生確率はさらに小さかったはずですが、現実には発生しました。UA-232便の場合、3基中1基のエンジンが破損し、吹き飛ばされた破片が3系の油圧配管をすべて切断したためでした。JAL-123便の場合には、圧力隔壁の破裂で、やはり4系の油圧配管をすべて切断したためでした。共通事象が起因となった場合、多重系が対策として有効でないことを示す事例であり、PRAの落とし穴です。

巨大地震は、原子炉事故の引き金となる代表的な共通事象ですが、他にもこのような起因事象がいくつかあり、やはりPRAの落とし穴にはまらないよう注意が必要です。すなわち、事故発生のシナリオを吟味するとき、淡々と確率論だけで判別すると危険な場合があるということです。特に、炉心損傷だけで収束せず、大量の放射性物質が発生から極めて早いタイミングで放出されてしまうタイプの原子炉事故に対しては、より慎重さが必要です。

原子炉の緊急停止(スクラム)が働かない場合どんなことになってしまうか。予想される発生確率は十分小さなものでしたが、その予想される重大さゆえにNRCは、追加の安全対策を求める規制要件(10CFR50.62)を1984年に制定しました。

最近行われている米国での火災防護の議論では、「偶発」を、実際に過去に経験がある(起こり得る)、

経験はないが理論的にあり得る(起り難い)、起こるための理論さえない(起り得ない)、に分類しています。交流モーターの電気ケーブルが焼け、裸になった3本の芯線に、たまたま一緒に布設されていたケーブルの3本の芯線が、同じ相でそれぞれ1本ずつ接触し、それが動力となって誤動作するというシナリオは、「そんな馬鹿な!」と言ってしまいがちです。もちろん、そのようなことが起こった話は聞いたこともありません。しかし、理論的にはあり得ます。したがってこのシナリオは、「起り難い」に分類されます。NRCの考え方は、このような「起り難い」に属するシナリオは、普通の炉心損傷事故に対しては排除してよくても、インターフェイス・システム LOCA (IS-LOCA) のような著しく周辺住民に危険をもたらす事故シナリオに対しては、排除しないというものです。

IS-LOCA とは、原子炉の運転中、高圧系(一次系)と低圧系を遮断している隔離弁が誤動作によって開き、高圧系が流入することで低圧系の配管や弁などを破壊し、格納容器の外側に一次系の流体を噴出させるタイプの LOCA です。格納容器の内側で発生する LOCA と異なり、BWR の場合、サプレッション・プールによる除去効果もなく、フィルター・ベントもバイパスされますので、日本の事業者の評価による過酷事故と比べ、100万倍から1000万倍の放射能が、発生から間もなくして周辺環境に放出されます。

私は、本誌2014年9月号で、このIS-LOCAと似た「ナイトメア・シナリオ」を例示し、関係者が検討してくれることを願いましたが、やはり「そんな馬鹿な!」と一蹴されてしまったようです。日本ではこういうときだけ「確率的に」という言葉が使われるのですが、米国ではこういうときだけはむしろ確率論を引っ込めます。UA-232便の事故では、確率的には10億分の1と言われる3系の油圧系統の喪失が起こったわけですが、たまたま乗客の一人として乗り合わせていたDC-10型機のインストラクターが、左右のエンジンの推力を調整するだけで操舵する技術をマスターしていたため、多くの乗客乗員が生還しました。0.1%の0.1%のそのまた0.1%の事態に備えていたというより、そのような確率論を過信していなかったのだと思います。

世界では誰でも答えられる質問に 日本では誰も答えられない

原子力安全における確率論的な議論の遅れは、日本の原子力を惨めなものにしています。もし、次の質問をどこか外国の原子力発電所の所長にしたら……。

- Q1. あなたの原子力発電所は、国際的な安全目標を満足していますか。
- Q2. リスクのトップ・スリーを教えてください。
- Q3. 福島事故後に実施した(する)安全対策で、

表5-台湾の原子力発電所に対するリスク評価(ストレス・テスト報告書から)

	第一(金山)原子力発電所		第四(龍門)原子力発電所	
	CDF	LERF	CDF	LERF
安全目標(炉年)	1×10^{-4}	1×10^{-6}	1×10^{-6}	1×10^{-6}
合計(炉年)	1.8×10^{-5}	6.5×10^{-6}	7.93×10^{-6}	5.96×10^{-7}
(内訳) 内部事象	14.2%	12.3%	19.16%	1.58%
地震	30.6%	53.6%	70.46%	97.54%
溢水	54.7%	33.7%	7.59%	0.08%
火災	0.2%	0.2%	0.8%	0.03%
台風	0.2%	0.2%	—	—

CDF: 炉心損傷頻度

LERF: 格納容器破損に伴う早期大量放射能放出事故の発生頻度。

第三世代の第四(龍門)は、第一(金山)よりも安全目標が1桁低い。第三世代の原子炉に対するLERFの安全目標は、米国では 1×10^{-6} /炉年であるが、IAEA指針(INSAG-12)では実質0(ゼロ)と規定。

リスクは何%低減しましたか。

答えはすぐに返ってくるはずですが。たとえば、台湾の所長は、担当者から渡されるネタを見ながらスラスラ答えるでしょうし(笑)、世界最古のBWRを運転しているインドのタラプール原発を訪ねてもそのはず。「福島事故前のCDFは 3.2×10^{-5} /炉年でしたが、改造によって 2.157×10^{-6} /炉年になりました」と答えるでしょう(これらの数値は、2011年7月に事業者(NPCIL)から出された報告書にあるもの)。

ところが、日本においてだけは何も出てきません。台湾やインドの結果に対しても精度の問題は当然あります。しかし、このような情報が出てくることによって、原子力安全に関する公衆との対話が始まります。日本は、議論の糸口となることさえ避けて、このような結果を隠すどころか、そもそも評価さえ行わず、そのくせ「世界最高水

準」とうそぶいています。

米国のNRCは、1986年に安全目標を制定すると、2年後に全事業者に対して通達(GL 88-20)を送り、それぞれが自プラント固有のリスクを抽出し、安全対策を実施するよう指導します。その結果、SBO対策や火災防護の対策が強化されました。

日本においても、もし米国などの諸外国のように、確率論的なハザード評価やリスク評価を積極的に導入していれば、地震や津波の危険性が早く認識され、有効な電源対策や溢水対策が行われていたかもしれません。いずれにしても、そのようなハザードやリスクに対して真剣に向き合っていなかったことが、私たちが福島事故を経験する背景となったことは間違いありません。その点、今も変わっていないこと、目を逸らし続けていることに、当事者自身が早く気づいてほしいものです。

雑誌「思想」2月号(2015)目次より

小特集=科学の現場を哲学する——モノの視点から

【思想の言葉】 縄田雄二

科学者は未知の事柄をいかに研究するか ハンス=イェルク・ラインベルガー

デザインへの転回——デザインの精神における学問革命 ヴォルフガング・シェフナー

研究における物質的なものと非物質的なもの——日本の学問史からの視座 伊藤聡二

京水補遺——鷗外の生きた澗滅の医学思想 香西豊子

ニクラス・ルーマンの政治思想(中)——二値コードと政治の概念：1972-74年 小山 裕

デイドロ「自然の解明に関する断想」精説(4)——流体、異種混交、理論的離脱 田口卓臣

小津安二郎の知覚——第II部 低く、水平に視ること(1) 前田英樹

グリッサンの〈全—世界〉(4)——消滅したアコマ、潜勢するリゾーム 中村隆之

岩波書店