

意見書

(分冊 1: 安全審査プロセスの全般的問題)

作成日: 2015年9月28日

作成者:

東京電力福島第一原子力発電所の事故によって「安全神話」は崩壊したと言われている。しかし、最近の安全審査の議論を見ていると、崩壊したはずの神話が驚くべき速さで再び蘇ろうとしていることに焦りを覚えずにはいられなくなる。

本意見書の分冊-I では、①日本の原子力発電設備の安全性を妥当なものとして裏付けるべき規制基準が、その守備範囲においても緻密さにおいても、各所に欠落と不完全さを含んだもので、海外の水準と比べても多くの点において後れが見受けられること、②事業者の安全解析が、そのような規制基準に対してさえも、その本来の趣旨に適合していないこと、そして、③本来それを抽出し、事業者に対して是正を指導すべき原子力規制委員会が、審査において十分な注意深さでこれを遂行できていないことを具体的に例示しながら、安全審査プロセスの全般的な問題を解説する。

なお、日本の原子力安全に関する議論においては、しばしば極端な単純化によって要点を見落としていたり、国際的な考え方からの著しい逸脱が起こっていたりするケースが散見されるため、まずは、それらについて幾つかの重要なポイントを整理した上で、本題に入ることにする。

続く分冊-II では、川内原子力発電所に対する①設計基準地震動の設定プロセスと、②耐震安全上の余裕に関する考え方の非保守性について述べ、③安全目標の適合性に対する評価に関する問題を解説する。分冊-I において述べられる諸問題が、これらのプロセスや考え方、評価においても生じていることが、実例として示される。

作成者略歴

本意見書の作成者の略歴と本意見書の内容との係わりについては、次のとおり。

1957年、山形県生まれ。1980年、山形大学理学部物理学科卒業。1984年、ゼネラル・エレクトリック社原子力事業本部・日本法人入社。その後の在職期間中、主に国内運転プラントの検査、修理、改造、新技術開発、新設プラントの設計、建設、試運転を担当。設計(機械)、解析(強度、耐震、事故)、製造、施工管理(工程、コスト、安全、品質保証、放射線)など全般に携わる。現地責任者(福島県・新潟県担当)、米国本社勤務(1999～2000年)。2002年、退職(退職時の職位は現地プロジェクト日本統括責任者)。2002年より、原子力コンサルタントを自営として始め、今日に至る。原子力関連の企業、電力会社、自治体、規制機関などに対し、海外(主に米国)のトラブル情報、規制情報、新技術に関する情報提供などの他、原子力発電所の現地業務、製造工場の実務支援、助言、研修講師などの業務を提供。

本意見書の作成に当たっては、上述の略歴のうち、主に2002年以降のコンサルタント業務を通して習得した知見(年5～10回の海外出張(主に米国)から収集した情報に基づき、原子力発電設備の安全問題に対する日本と他国との取組みの差異を分析、考察する機会が日常的にあったこと)が役に立っている。

＝目次＝

<u>項</u>	<u>タイトル</u>	<u>ページ</u>
分冊-I		
1	原子力安全に関する基本的理解の問題	1
1.1	非安全系の損傷が原子炉事故に寄与しないという理解の誤り	1
1.2	系統の健全性を担保するための実務	3
1.3	確率論的リスク評価(PRA・PSA)の誤差が10000パーセントかもしれないこと	5
1.4	原子力発電所の安全に対する脅威	8
1.5	規模の大きな自然現象ほど大きな脅威であるとの誤解	17
1.6	地震加速度の5割増しが、荷重を5倍にするかもしれないこと	20
1.7	小括：日本の原子力発電所の安全性	22
2	規制基準の問題	23
2.1	全般	23
2.2	脅威の抽出と対処	26
2.3	自然現象に対する設計基準と安全目標との整合性、現実性	31
2.4	立地基準の欠落	33
2.5	既設プラントの運転認可期間延長と新設プラントへの適用	34
3	規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題	35
3.1	福島事故の教訓	35
3.2	過酷事故評価と対策	38
4	原子力規制委員会の審査方法の問題	42
4.1	審査プロセス	42
4.2	審査指針と専門機関の支援体制	44
4.3	公衆との関り	45
5	結論	46
分冊-II		
1	設計基準地震動の設定プロセスにおける非保守性	1
2	耐震安全上の余裕に関する考え方の非保守性	51
3	安全目標の適合性に対する評価の問題点	61
4	結論	68

1. 原子力安全に関する基本的理解の問題

1.1 非安全系の損傷が原子炉事故に寄与しないという理解の誤り

日本の原子力では、実務上、安全機能について、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」と、米国に比べてやや狭義的、簡略的に解釈し、構造物、系統、機器(以下、「構成品」という)のうち、そのような機能に属するものさえ守られるならば、原子炉の安全性が維持されると思い込まれている。しかし、実際のところ、このような古典的で短絡的な概念が今でも通用している国は少ない。

原子炉設備のある構成品が、「安全系」か「非安全系」か、という分類は、今では以前ほど重要ではない。代って、炉心損傷リスクへの寄与が大きいか小さいかがより重要視される。一般的傾向として、安全系の構成品の炉心損傷リスクに対する寄与は相対的に大きいのが、多くの例外がある。(具体的には、そのものが倒壊、破断、発火するなどにより、近接したところにある安全系の機能を阻害する非安全系の構成品で、消火水系配管が代表的。)また、安全系、非安全系を問わず、全く同一の構成品でありながら、ある原子炉設備においては炉心損傷リスクへの寄与が小さいが、別の原子炉設備においては大きいということや、時期によって炉心損傷リスクが変化することもよくある。(たとえば、所外電源喪失の発生しやすい竜巻発生地帯に設置されている原子炉設備においては、特にその多発時期、電源系統の故障による炉心損傷リスクへの寄与が、他の地域にある原子炉設備や他の時期と比べて大きくなる。)

個々の構成品の炉心損傷リスクへの寄与は、確率論的リスク評価(PRA)によって、定量化することが可能である。実際にそのような評価を適用した場合、安全系とは言っても低リスクに属する構成品はかなり多く、逆に、非安全系でありながら高リスクに属する構成品も少なくはない。

	安全系	非安全系
高リスク	安全性への寄与大	中
低リスク	中	小

ある構成品が、安全系であるか、非安全系であるかによって、設計、製作、購入、保守管理の各段階を含む品質保証全般において顕著な差別を受ける。安全系の構成品の場合、設計段階ではより詳細な解析が行われ、より上質な材料が選定され、より大きな余裕が与えられる。製作段階では、より厳格で多様な試験や検査が適用される。保守管理の段階では、より頻繁に点検や交換が実施される。そのため、安全系に分類された構成品は、著しく高コストとなる。

「安全系 vs. 非安全系」のスキームから「高リスク vs. 低リスク」のスキームへの切替えは、米国で提唱され発展し、安全性を損なわずにコスト節減を達成することが狙いであった。一方、日本においては、リスクの高低を判別するために必要な確率論的リスク評価(PRA)の導入の遅れから、一般にこのような概念が浸透しておらず、今でもなお、「安全系=高リスク」、「非安全系=ノーリスク」との理解に基づく基準や制度が運用され続けている。

非安全系に属しながら炉心損傷リスクに比較的大きな寄与をするとは、具体的にどのような現象によってなのか。その一つが、当該品の損傷によって安全機能を阻害する潜在的危険性で、米国やIAEAなどにおけるリスクの概念では、しばしば「安全上重要な (important to safety)」という形容を冠してそのような構成品の属性が表現されることがある。代表的なものとして、消火水配管や常用の冷却水配管がある。これらの配管は、非安全系ではあっても、破断によって安全系の電気品を水没させ、故障させる潜在的危険性を有する。また、複数の部屋を床下で連通している床ドレン系は、ある部屋での溢水を別の部屋にも伝搬させ、そこにある安全系の電気品を故障させるおそれがある。安全系と非安全系の電気ケーブルと一緒に布設され、後者が過電流で発火した場合には、前者を巻き込む可能性がある。ある一面の分電盤から、安全系と非安全系の機器が電源の供給を受けており、後者の故障が原因で当該分電盤の上流側にあるブレーカーが電源を遮断させた場合にも、安全系が巻き込まれてしまう。主タービンは非安全系であるが、もしそれが暴走して動翼が飛び出し(「タービン・ミサイル」と呼ばれている現象)、安全系の構成部品を破損させれば、その先が炉心損傷事故に繋がるかもしれない。

一般に、安全系の構成部品は、非安全系の構成部品よりも過酷な環境下で機能するものと期待されているが、現実の事象下で、常にこの通りに機能するとは限らない。1975年3月にブラウンズフェリー原子力発電所において大火災が発生したときには、安全系である緊急炉心冷却系も非常用電源も喪失してしまったが、非安全系である常用電源と高圧復水ポンプが使用できたことで、原子炉に冷却材を送り込むことができた。2011年3月の東日本大震災のときにも、福島第二原子力発電所での復旧活動が成功した理由として、非安全系の所外電源が利用できたことを挙げることができる。

これらの例のように、本来は常用系(非安全系)をバックアップするはずの非常用系(安全系)が先に喪失してしまい、運良く残存していた常用系の働きによって、炉心損傷が回避されるという場合もある。このことは、現実の信頼性においては、安全系が非安全系に対して絶対的に優越しているわけではないことを示している。

安全系に対しては、より高度な信頼性と堅牢性が求められ、原子炉事故を回避する上では、予め特別な意図を以って設計、製作、設置されたもの(たとえば非常用ディーゼル発電機が働かない場合(SBO)を想定したガス・タービン発電機など)を除き、非安全系の健全性を初めから担保としてはならない。この考え方自体は正しいが、日本では以下の重要な特徴が見落とされている。

- 原子炉事故を回避する上で、安全系の健全性が維持されることは必要条件であるが、それは充分条件ではない。非安全系の損傷によって安全系の健全性が失われる事象が誘発され、原子炉事故が発生する場合もあり得るからである。
- 他方、安全系を喪失した場合においても残存する非安全系によって原子炉事故が回避される場合があり得る。そのことは、非安全系とは言え、その安全上の役割を軽んじてはならない場合があることを意味する。

1.2 系統の健全性を担保するための実務

たとえば、原子力発電所に対する地震の影響を考える場合、配管やポンプなどのイメージしやすい機器の耐震性だけが、とかく議論として取り上げられる。しかし現実には、ほとんどの系統が多くの機械部品と電気部品で構成され、かつ、当該系統が正常に働くためには、それを支援する幾つかの補助系統を必要としており、それらのどれか一つの故障によっても機能が喪失、または低下する可能性がある。自動発停を制御する回路には、遮断器、フューズ、リレーが使われ、基板には小さなチップがハンダ付けで固定されている。ポンプの運転には潤滑油やシール水、冷却水の供給が必要であり、モーターの発熱を抑えるためには室内の換気系が必要である。

従って、ある系統に対する地震の影響を評価する実務においては、これら全てに対して耐震解析を行うか、そのような解析が困難なものに対しては、同一の試験体を使って耐震実験を行う必要がある。その場合、長期間の運転状態や環境への曝露に伴う経年劣化の模擬も考慮する必要がある。設計基準の地震動が引き上げられた場合や、機器に損傷が生じた場合には、過去の一連の作業による担保が無効となり、再度耐震解析や耐震実験がやり直しとなる。実際、たとえば川内原子力発電所の場合、「設置変更許可申請書」において設計基準の地震動が引き上げられ、「工事計画認可申請書」において再度耐震解析がやり直されている。

同じような手続きは、地震以外の運転条件や環境(主には、温度、圧力、放射線)への曝露に対しても求められる。たとえば、高温や放射線による劣化が考えられる非金属製のシール材や電気ケーブルなどに対しては、そのような環境試験が適用される。

当該系統が安全系に属する場合には、当該系統を支援する補助系統も含め、その個々の構成品に対し、耐震解析(実験)や環境試験(加速試験)を経て認定が行われなければならない。他方、非安全系の構成品に対しては、必ずしも同レベルの厳しい要求が適用されるわけではないため、地震などで損壊した非安全系の構成品が、安全系の構成品に害を及ぼす場合がある。

従って、ある安全系統に対して健全性を担保するためには、次の2点についての認識と注意深い管理が必要となるが、しばしば発覚を逃れた問題の芽が、実際の現場には潜んでいる。

- 単に当該系統の基幹だけでなく、それを支援する補助系統の末端に至るまで、解析や実験、試験などによって健全性が確認されていること。
- 当該系統とそれを支援する補助系統だけでなく、損傷によってそれらに有害な影響をおよぼす可能性のある非安全系の構成品に対しても、健全性が確認されていること。

非常用ディーゼル発電機の例:

非常用ディーゼル発電機は、それ自体がプラントであり、エンジンに冷却水を送る系統、各摺動部に潤滑油を送る系統、始動装置、燃焼用空気の吸気系統、排気系統、燃料供給系統、調速機、発電機、励磁機・電圧調整器、保護系統、燃料輸送ポンプや励磁機の初期励磁に必要な直流電源系統などで構成され、エンジンや発電機の本体が設置された部屋の換気系、消火系もこれに属する。したがって、地震によって細い配管や精密な装置が故障する可能性の他、強風やそれによる飛翔物の衝突によって排気系、換気系の配管、ダクトが変形、閉塞させられてしまう

場合や、地震によって消火系が誤動作し、二酸化炭素が部屋に充満したまま換気系が停止することで入室できなくなる可能性も考慮しなければならない。

また、火山灰が高濃度で舞う環境を想定する場合には、換気系、燃焼用空気の吸気系統を閉塞させる可能性、それがエンジンの内部や潤滑油系統に入り、故障や摩耗を引き起す可能性も考慮する必要がある。よって、そのような環境下でも一定期間の安定運転を担保するためには、特殊な環境試験を追加する必要もある。

本来、規制当局が行う安全審査においては、以上に例示した内容を、各事業者が漏れなく個々の安全系の構成品に対して考慮し、解析や実験に基づいて必要な耐久性を確認していることを検証しなければならないが、日本においては、そこまでの詳細な安全基準や検査マニュアルが整備されているわけではなく、事業者の確認も規制当局の検証にも、ところどころに遺漏が生じている可能性がある。

1.3 確率論的リスク評価(PRA・PSA)の誤差が10000パーセントかもしれないこと

原子炉事故の発生頻度は、膨大なケースの予想シナリオに沿って、きっかけとなる事象(起因事象)の発生頻度と、その後応答すべき系統や人的対応の成功率を乗じて計算する。

たとえば、所外電源喪失は、地震で起こるか、台風か、電線に火山灰や塩分が付着して起こるかは分からないが、一つの起因事象である。今、これが10年に1回の頻度で発生するとする。この場合、2基ある非常用ディーゼル発電機のうちの少なくとも1基が自動起動してくれることを期待するが、運悪く2基とも自動起動に失敗するかもしれない。1基あたりの失敗確率を5%とすれば、2基が起動しない確率は0.25%である。その際、運転員は現場に急行し、現場の操作盤でマニュアル起動を試みるが、その成功率は50%とする。ここまでで、全交流電源喪失(SBO)の発生頻度は、 $(0.1/\text{炉年}) \times (0.0025) \times (0.5) = 1.25 \times 10^{-4} / \text{炉年}$ となる。

この時点で、もし、蒸気発生器からの蒸気を駆動力として補助給水系が自動起動するならば、原子炉の崩壊熱は除去される。ただし、補助給水系の運転に必要な直流電源(バッテリー電源)が、SBO後には4時間で切れてしまうため、その後は同系が当てにできなくなる。もし、そのまま放置された場合には、やがて蒸気発生器の二次側冷却水が蒸発して空になり、原子炉のオーバーヒートが始まる。そして炉心損傷へと続く。しかし、SBO後の4時間の間には、幾つかの打つべき手段もある。仮設ポンプを運搬し、ホースを布設して補助給水ポンプの停止後に備えることもできるし、電源車を用意してこれを起動させて給電し、既設の電動式補助給水ポンプを起動させることもできる。

とは言え、深夜の屋外、暴風雨が吹き荒れ、このような作業ができない可能性もある。その確率が20%だとするならば、炉心損傷頻度は、 $(1.25 \times 10^{-4} / \text{炉年}) \times (0.2) = 2.5 \times 10^{-5} / \text{炉年}$ となる。もし電源車が、暴風雨の影響を受けないところに設置されているならば、炉心損傷の危機を乗り越えることができる。それでも、もし6時間で電源車が燃料切れとなり、その間に充填できない確率が10%あるとすれば、炉心損傷頻度は、 $(1.25 \times 10^{-4} / \text{炉年}) \times (0.1) = 1.25 \times 10^{-5} / \text{炉年}$ となる。

以上が、PRA(またはPSA)と呼ばれている炉心損傷事故の発生頻度を予測する確率論の適用例の一部である。1988年、米国の原子力規制委員会(NRC)は、この手法を使って過酷事故に至らしめる要因の特定と低減対策の実施を、全事業者に対して求める通達(GL 88-20)を発行した。各社は、まずは内部事象に限定してこれを行い、次いで1991年の通達(GL 88-20, Supplement 4)では、外部事象に広げてこれを行った。前者と後者の活動は、それぞれIPE、IPEEEと呼ばれている。

内部事象には、冷却材喪失事故(LOCA)、所外電源喪失、蒸気発生器の細管破断、タービン・ミサイルなどがある。外部事象には、地震、溢水(豪雨、津波、河川やダムの決壊など)、火災、降雪などがあり、流氷や魚群、クラゲ、藻の大量発生などによる冷却水取水口の閉塞、火山の噴火なども加わる。

PRAの結果は、これらの発生頻度と、発生後に必要となる対応設備の信頼度、運転員のヒューマン・エラー発生率などに左右されるが、上述の例にもあるような主観に委ねた任意な設定で

は、大きな違いをもたらしてしまう。なぜなら、個々に対する数値の設定が 1.5～2 倍異なることで、結果は、次のように、1～2 桁も違ってくるからである。

ある起因事象の炉心損傷頻度への寄与 = (発生頻度)・{(A の失敗率)・(B の故障率)・……}

基本: $(0.02) \cdot \{(0.1) \cdot (0.4) \cdot (0.3) \cdot (0.2) \cdot (0.5) \cdot (0.1)\} = 2.4 \times 10^{-6}$

1.5 倍にアップ: $(0.03) \cdot \{(0.15) \cdot (0.6) \cdot (0.45) \cdot (0.3) \cdot (0.75) \cdot (0.15)\} = 4.1 \times 10^{-5}$

2 倍にアップ: $(0.04) \cdot \{(0.2) \cdot (0.8) \cdot (0.6) \cdot (0.4) \cdot (1) \cdot (0.2)\} = 3.1 \times 10^{-4}$

そこで、米国においては、主観による極端なバラつきを抑えるため、PRA の規格(たとえば、米国原子力学会、米国機械学会による規格 ASME/ANS RA-S-2008)が制定され、ピア・レビュー制度(第三者による検証)やベンチマーキング(事業者による PRA と NRC による PRA の突き合せによる差異比較)が実施された。事業者による PRA の結果と NRC による結果を比較すると、軒並み NRC による結果の方が高く、2 桁の違いもそれほど珍しくないことが分かった。事象の発生頻度や故障率は統計値に依拠するが、ヒューマン・エラーの発生率は、それ自体さまざまな要因(作業環境、時間的猶予、緊張感など)に左右される。

2003 年 1 月、欧州委員会・環境総局の委託で、オランダの独立調査・コンサルタント機関がまとめた報告書 "Environmentally Harmful Support Measures in EU States" の中に、各国が評価した自国の原子力発電所の炉心損傷頻度が比較されている。米国やフランスが 10^{-5} オーダーの値を示しているのに対し、日本だけが 2 桁以上も低い 1×10^{-7} を提出していたことがわかる。これは、後述する理由とも併せて考察すれば、日本の原子炉が卓越して安全性が高いというよりは、日本の PRA の評価方法が不当に甘いことを示している。

Table 35 Core damage frequencies reported in PSA studies

Study	Country	Reactor/reactor type	Accident management measures	Core damage frequency, per reactor-year
NUREG-1150	USA	Surry/PWR	-	4×10^{-5}
NUREG-1150	USA	Peach Bottom 2 / PWR	-	4.5×10^{-5}
WASH1400	USA	PWR	-	2.6×10^{-5}
WASH1400	USA	BWR	-	4.6×10^{-5}
Sequoyah	USA	Sequoyah/PWR	-	5×10^{-5}
EPS900	F	CP2/PWR	Yes	4.95×10^{-5}
EPS1300	F	1300MW/PWR	Yes	1×10^{-5}
Hinkley Point	GB	610MW/AGR	-	1×10^{-6}
Japan	JA	1100MW/PWR	-	1×10^{-7}
DRS-B	D	Biblis-B/PWR	yes	3×10^{-5}
SWR Phase II	D	-	yes	2.7×10^{-6}
Ringhals 3/4	S	915MW/PWR	-	3×10^{-6}

Sources: Compiled from data in CEPN 1994¹⁰⁴, Werner 1995¹⁰⁵ supplemented by other sources

例：米国キャロウェイ原子力発電所(PWR)に対する炉心損傷頻度(CDF)の内訳

Initiating Event	CDF (per year)	Percent Contribution to CDF
Internal Flooding ^(a)	9.1×10^{-6}	35
Small LOCA	5.9×10^{-6}	23
LOSP	5.6×10^{-6}	21
Steam Generator Tube Rupture (SGTR)	2.3×10^{-6}	9
Turbine Trip with Main Feedwater Available	1.1×10^{-6}	4
Intermediate LOCA	3.6×10^{-7}	1
Main Steamline Break Outside Containment	3.5×10^{-7}	1
Reactor Vessel Rupture	3.0×10^{-7}	1
Very Small LOCA	2.1×10^{-7}	1
Loss of Main Feedwater	1.9×10^{-7}	1
Interfacing-systems LOCA (ISLOCA)	1.7×10^{-7}	1
Loss of Component Cooling Water (CCW)	1.2×10^{-7}	1
Loss of Service Water (SW)	1.2×10^{-7}	<1
Feedwater Line Breaks	9.8×10^{-8}	<1
Loss of Direct-Current (dc) Vital Buses	8.0×10^{-8}	<1
Large LOCA	4.2×10^{-8}	<1
Main Steamline Break Inside Containment	1.5×10^{-8}	<1
Total (internal events)^(b)	2.6×10^{-5}	100

(出典) NUREG-1437, Supplement 51 (2014年10月)より抜粋引用

このような世界との極端な乖離があることから、日本のPRAに対しては、規格の内容や、基礎データ(故障率のデータベースなど)の信頼性にまで遡って検証し、現在まだ整備されていないピア・レビュー(第三者による検証制度)やベンチマーキング(事業者によるPRAの結果と規制機関による結果の差異比較の制度)の仕組みも構築し、運用する必要がある。炉心損傷頻度(CDF)は、その上で、たとえば上表の例のように、内訳も含めて示されなければならない。少なくともそれらの整備が完了するまでの間は、日本のリスク評価(炉心損傷頻度)には、2桁(10000%)の不安全側の誤差があるかもしれないことを念頭に入れておく必要がある。

1.4 原子力発電所の安全に対する脅威

原子力発電所の安全に対する脅威は、主に故障やヒューマン・エラーに負う内部事象、地震や火災、強風などによる外部事象、および人為的な破壊工作に分類することができる。これらに対し、それぞれの程度の炉心損傷頻度(CDF)が予想され得るものなのか。

内部事象

米国の各事業者が 1990 年代初めに NRC に提出した IPE(前述 5 頁参照)の評価結果によれば、内部事象を起因とする CDF は、多くのプラントにおいて 10^{-5} /炉年 オーダーである。これは、個々の機器の故障発生率や、その後、炉心損傷事故に転落するのを防止するための設備が動作しない確率、人的対応における失敗(ヒューマン・エラー)率を入力値として算出される。

米国プラントの内部事象に対する PRA 評価結果(CDF: 炉心損傷頻度)

プラント名	CDF*	プラント名	CDF	プラント名	CDF
Dresden 2	3.4E-6	Prairie Island 1/2	1.7E-5	Millstone 3	5.8E-5
Dresden 3	5.0E-6	Pilgrim	2.8E-5	Wolf Creek	6.3E-5
Brunswick 1/2	9.2E-6	Beaver Valley 2	3.1E-5	Cook 1/2	7.1E-5
LaSalle 1/2	1.0E-5	Watts Bar	4.4E-5	Surry 1/2	7.2E-5
Braidwood 1/2	1.1E-5	Vogtle 1/2	4.4E-5	Farley 1/2	9.2E-5
Duane Arnold	1.5E-5	Diablo Canyon 1/2	4.5E-5	Summer	9.6E-4
Columbia	1.5E-5	North Anna 1/2	5.6E-5		

(注) NUREG-1560, Vol.3 (1997 年 12 月発行)より抜粋引用。

*: ここでの CDF は、たとえば 1.0×10^{-5} /炉年 を $1.0E-5$ と表記。

外部事象(地震)

地震は、カリフォルニア州、アラスカ州、ハワイ州などの一部の地域を除き大きな規模のものが滅多に発生しない米国においてさえ大きな脅威となっており、多くのプラントで 10^{-5} /炉年 オーダーの炉心損傷頻度が推定されている。日本に当て嵌まらなると考える合理的な理由はない。

地震による炉心損傷頻度(CDF)に対する寄与

プラント名	HCLPF*	CDF***	プラント名	HCLPF	CDF
Cook	0.25g**	1.00E-5	Pilgrim	0.25g	9.40E-5
Indian Point 3	0.13g	5.90E-5	Point Beach	0.16g	1.40E-5
Diablo Canyon (カリフォルニア)	1.56g	4.20E-5	San Onofre (カリフォルニア)	~0.67g	1.70E-5
Kewaunee	0.23g	1.30E-5	Surry	0.16g	8.20E-6
Palisades	0.22g	8.90E-6			

(注) NUREG-1742, Vol.2 (2002年4月発行)より抜粋引用。

*: この欄のHCLPFは、所定の高信頼度低損傷確率値、たとえば、損傷確率が5%である信頼度が95%であるときに対応する水平方向の地震加速度として示す。

** : gは重力加速度を示し、1g= 980.665ガル。

***: ここでのCDFは、たとえば 1.0×10^{-5} /炉年 を $1.0E-5$ と表記。

炉心損傷頻度は、安全系の構成品が地震によって損傷する頻度に相関するが、安全系の構成品が地震によって損傷する頻度は、設計基準地震動が、地震ハザード曲線(地震加速度の大きさとその加速度の地震が発生する頻度の相関を表す曲線)のどの位置に設定されているか、あるいは、設計基準地震動と高信頼度低損傷確率値(HCLPF)との大小関係に依存する。たとえば、設計基準地震動が、発生頻度 10^{-3} /年 の地震加速度として設定されている場合と 10^{-5} /年として設定されている場合とでは、前者よりも後者の耐震性能が高く、地震によるCDFへの寄与が小さくなる。同様に、あるプラントに対する設計地震加速度が、HCLPFよりも低く設定されている場合と高く設定されている場合とでは、前者よりも後者の耐震性能が高く、地震によるCDFへの寄与が小さい。米国プラントの場合の多くは、HCLPFの方が設計地震加速度よりも高い。

なお、米国における地震ハザード曲線は、米国電力研究所(EPRI)とローレンス・リバモア国立研究所(LLNL)が別々に提示しており、地震による炉心損傷頻度(CDF)に対する寄与を示した前掲の表では、プラント毎に、より大きなCDF値を与える方が選択されている。

では、地震に伴い、具体的にどのような構成品が損傷することで炉心損傷に至るのか。前述のように、多くの専門家が、配管やポンプなどのイメージしやすい機器を最初に取り上げがちであるが、現実はそうではない。たとえば、配管の「ギロチン破断」のような現象は、欠陥があり、材

料、環境、荷重条件の組合せ次第によっては可能性が排除できないものの極めて稀少であり、ステンレス鋼配管においては、内面に相当深い模擬亀裂を加工して衝撃を加えても生じないことが、実験的に確認されている。しかし、プラント内には、電気機器やコンクリート構造物など、より脆弱な構成品が数多く設置されており、それらがより地震による損傷を受けやすい。

地震に伴う機器の損傷による CDF への寄与

大	中	小
<ul style="list-style-type: none"> ● 所外電源喪失 ● 電気品(盤、モーター・コントロール・センター、ロード・センター、開閉器など)の損傷 ● 非常用ディーゼル発電機の損傷(バッテリー、オイル・タンク、制御盤、冷却系などの機器の損傷による) ● バッテリーの損傷(バッテリー、冷却ファン、インバーターの損傷による) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 補助建屋の損壊 ● ブロック壁の損壊 ● 冷却水系(SW)の損傷 ● タービン建屋の損壊 ● 冷却水系(CCW)の損傷 ● 復水貯蔵タンク(CST)の損壊(BWR) ● 取水設備の損壊 ● 制御建屋・室の損壊 ● 補助給水系の損傷(PWR) ● 残留熱除去(RHR)系の損傷(熱交換器や弁の損傷) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 非常用チラー水の喪失 ● ケーブル・トレイの損傷 ● ダム決壊 ● 消火設備の損傷 ● 原子炉建屋の損傷 ● 非常用ディーゼル発電機室の損壊 ● 高圧注水(HPCI)系の損傷(BWR) ● 非常用サンプ弁ペローの損傷(PWR) ● アイス・コンデンサーの損傷(PWR) ● 主蒸気隔離弁(MSIV)の故障 ● 主給水系の損傷 ● 制御棒の異常 ● 格納容器空気循環系の喪失 ● 燃料取替用水タンク(RWST)の損壊(PWR)

NUREG-1742, Vol. 1 (2002年4月発行)より抜粋引用。

外部事象(火災)

一般に、火災は地震と並び、原子力発電所にとっての最も大きな脅威の一つと見做される。実際、米国の商用炉で経験された唯一の炉心損傷事故であるスリー・マイル・アイランド2号機を除いて、最もそれに近づいたと考えられる事故が、1975年3月に発生したブラウンズ・フェリー1号機での火災であった。この火災では、ケーブル・トレイに布設された多数の安全系に属するケーブルが焼失し、複数の安全系の機器に対して動作不能と誤作動を起こし、加えて、指示値の消失や誤信号の発信、通信不能により、事故対応を混乱させた。

炉心損傷に導くおそれのある火災の発生場所として、特にリスクが高いのは、中央制御室、ケーブル処理室、タービン建屋、開閉器室などである。

火災による炉心損傷頻度(CDF)に対する寄与が 1×10^{-5} /炉年 以上のプラント一覧

陰影(黄色)は火災の寄与が内部事象を上回っているプラント。

プラント名	炉心損傷頻度(CDF*)		プラント名	炉心損傷頻度(CDF)	
	内部事象	火災		内部事象	火災
ANO-1	4.67E-5	4.42E-5	Nine Mile Point 1	5.50E-6	2.00E-5
ANO-2	3.40E-5	4.51E-5	Oyster Creek	3.90E-6	1.56E-5
Beaver Valley 1	2.14E-4	1.75E-5	Palisades	5.07E-5	3.31E-5
Beaver Valley 2	1.92E-4	1.05E-5	Palo Verde	9.00E-5	8.67E-5
Brunswick	2.70E-5	3.62E-5	Perry	1.30E-5	3.27E-5
Calvert Cliffs 1	2.40E-4	7.20E-5	Pilgrim	5.80E-5	2.20E-5
Calvert Cliffs 2	2.40E-4	1.10E-4	Point Beach	1.15E-4	5.28E-5
Columbia	1.75E-5	5.50E-5	Prairie Island	5.05E-5	4.93E-5
Comanche Peak 1	5.72E-5	2.09E-5	Quad Cities 1	1.20E-6	6.60E-5
Crystal River	1.53E-5	4.19E-5	Quad Cities 2	1.20E-6	7.31E-5
Davis-Besse	6.60E-5	2.97E-5	River Bend	1.55E-5	2.25E-5
Diablo Canyon	8.80E-5	2.73E-5	Robinson	3.20E-4	9.23E-5
Dresden 2	1.85E-5	1.69E-5	Salem 1	5.20E-5	2.30E-5
Dresden 3	1.85E-5	3.08E-5	Salem 2	5.50E-5	2.40E-5
Duane Arnold	7.84E-6	1.05E-5	San Onofre	3.00E-5	1.60E-5
Farley 1	1.30E-4	1.66E-4	Seabrook	6.60E-5	1.20E-5
Farley 2	1.30E-4	1.28E-4	Sequoyah	1.70E-4	1.56E-5
Fermi	5.70E-6	2.15E-5	Shearon Harris	7.00E-5	1.30E-5
FitzPatrick	1.92E-6	2.56E-5	St. Lucie 1	2.30E-5	1.87E-4
Fort Calhoun	1.36E-5	2.74E-5	St. Lucie 2	2.62E-5	1.87E-4
Hope Creek	4.63E-5	8.10E-5	Summer	2.00E-4	8.25E-5
Indian Point 2	3.13E-5	1.84E-5	Three Mile Island	4.49E-5	2.16E-5
Indian Point 3	4.40E-5	5.64E-5	Turkey Point	3.73E-4	1.94E-4
Kewaunee	6.65E-5	1.80E-4	Vermont Yankee	4.30E-6	5.60E-5
LaSalle	4.74E-5	3.21E-5	Vogtle	4.90E-5	1.01E-5

NUREG-1742, Vol.2 (2002年4月発行)より抜粋引用。

*: ここでのCDFは、たとえば 1.0×10^{-5} /炉年を $1.0E-5$ と表記。

外部事象(その他)

その他の外部事象で、原子炉を炉心損傷事故に導く可能性のある現象としては、竜巻などの強風、洪水、落雷、氷雪などの自然現象の他、河川から取水しているプラントの場合の上流にあるダムの決壊、付近の空域を航空機が頻繁に通過するプラントの場合の航空機落下、付近に化学プラントがある場合の当該プラントの事故、更に自プラントのタービンが破損することによるタービン・ミサイル事故、発電機の冷却用(BWR、PWR)としてや一次冷却水の水質改善のために注入される(BWR)水素の漏出による爆発なども考えられる。

米国の場合、竜巻に対して比較的高いCDF値を掲げるプラントが多い。竜巻は、単なる風圧として害をもたらすのではなく、飛翔物の衝突としてや、局所的な負圧の通過によって破壊を起こすと考えられている。

日本においては、今までのところ竜巻は、原子力発電所に対する有意な脅威とは思われてこなかったが、これからの気象変動によっては分からない。また、台風も強大化し、かつより頻繁になっていく可能性がある。これらは、人的な事故対応を危険で困難にするという点で、特徴がある。なお、日本において、有意で特有な脅威として、火山の噴火と津波があるが、これらの現象に対するハザード曲線が、設定されていない。

その他のハザードによる炉心損傷頻度(CDF)に対する寄与

プラント名	ハザード	CDF*	プラント名	ハザード	CDF
Brunswick	強風	4E-6	Indian Point 2	竜巻	2E-5
Comanche Peak	竜巻	4E-6		熱帯性サイクロン	1E-5
McGuire	竜巻	2E-5		洪水	7E-6
Oconee	竜巻	1E-5	LaSalle	タービン・ミサイル	1E-7
Fort Calhoun	ダム決壊	6E-7	Three Mile Island	洪水	8E-5
Haddam Neck (廃炉済み)	落雷	8E-6		化学薬品	2E-7
	氷雪	7E-6		航空機落下	4E-7
Indian Point 3	水素爆発	1E-6	South Texas	隣接化学工場からの化学薬品の放出	8E-6

NUREG-1742, Vol.2 (2002年4月発行)より抜粋引用。

*: ここでのCDFは、たとえば 1.0×10^{-5} /炉年を1.0E-5と表記。

外部事象の脅威のうち自然現象に関しては、その種類にかかわらず、国際的に、年超過確率 10^{-4} を設計基準とするようになっており、そのことは、たとえば、欧州原子力安全規制グループが2012年7月26日付で発行した「勧告と提言のまとめ—欧州の原子力発電所に対するストレス・テストのピア・レビュー」においても述べられている。

日本は、地震、津波、台風(最近では竜巻も)、火山の噴火など、自然災害の脅威が大きいにもかかわらず、依然このような基準の運用が遅れている。

第3世代の原子炉の安全性

以上は、既設の原子炉の安全性に対してであるが、その後開発され、欧米で型式認証された「第3世代」と分類される原子炉の場合には、設計に多重性(故障に備え、同一設計の構成品が必要数よりも多く備えられること)とパッシブ性(安全系の動作が、電気などの動力や人の労力、判断に依存しない)が大幅に取入れられ、信頼性が飛躍的に向上したと言われている。たとえば、ウェスチングハウスが開発したAP1000やGEが開発したESBWRの場合、非常用炉心冷却系(ECCS)の動力用として交流電源を必要としていないため、所外電源の喪失も非常用ディーゼル発電機の故障も、CDFに寄与しない。

CDFが 10^{-6} /炉年 ないし 10^{-7} /炉年 のオーダーになると期待できるのは、そのような基本設計の大幅な改善が反映された第3世代の原子炉においてである。

第3世代の原子炉の安全性(CDF、LRF)

炉型**		US-ABWR (龍門)	AP1000	AES-92	EPR (Framanville)	ESBWR
米国(NRC)認証		1997年	2007年	—	—	2015年
EUR 認証***		○	○	○	○	—
CDF*	内部事象	2.25E-7	2.41E-7	6.1E-7	8.4E-8 (火災)6.4E-8 (内部溢水)2.0E-8	
	外部事象 (地震)	3.22E-6 (3.14E-6)			6.4E-7 (5.0E-7)	
	合計	3.45E-6			7.2E-7	3.0E-8 (地震、テロ除く)
LRF*		(内)2.0E-8 (外)5.0E-7 (計)5.3E-7	1.95E-8	1.77E-8		

(出典) 各炉型の開発元による概要書、安全解析書などより。

*: ここでのCDFとLRFは、たとえば 1.0×10^{-5} /炉年 を $1.0E-5$ と表記。LRFとは、炉心損傷が進展し、格納容器が破損することによって、大量の放射性物質が外部環境に放出される事象が発生する頻度(Large Release Frequency)のこと。従来は、そのような事象が、短半減期の放射性希ガスが大量に存在している事故の発生から早期において発生する場合(LERF Large Early Release Frequency)にのみ注目していたが、第3世代の原子炉の場合には、過酷事故に対する耐久性が向上し、大量の放射性物質の放出をもたらす格納容器が破損するタイミングが、炉心損傷の発生時刻からかなり経過してからとなるため、「早期(Early)」が削除されている。

**： これらの炉型のうち、US-ABWRとESBWRは、GE(後にGE-Hitachi)の設計によるもので、分類上は沸騰水型炉。AP1000、AES-92、EPRは、それぞれウェスチングハウス(米国)、ロスアトム

(ロシア)、アレバ(フランス)の設計によるもので、分類上は加圧水型炉。これらの炉型に対する CDF と LRF のうち、US-ABWR に対しては龍門原子力発電所(台湾)についての値であり、EPR に対してはフラマンヴィル 3 号機(フランス)についての値。他の炉型に対しては、設計認証の申請書における値。

***: 上述の 5 つの炉型のうち、ESBWR 以外に対しては、欧州電力事業者要求仕様(EUR)に基づく審査により適合が確認され、認定済み。

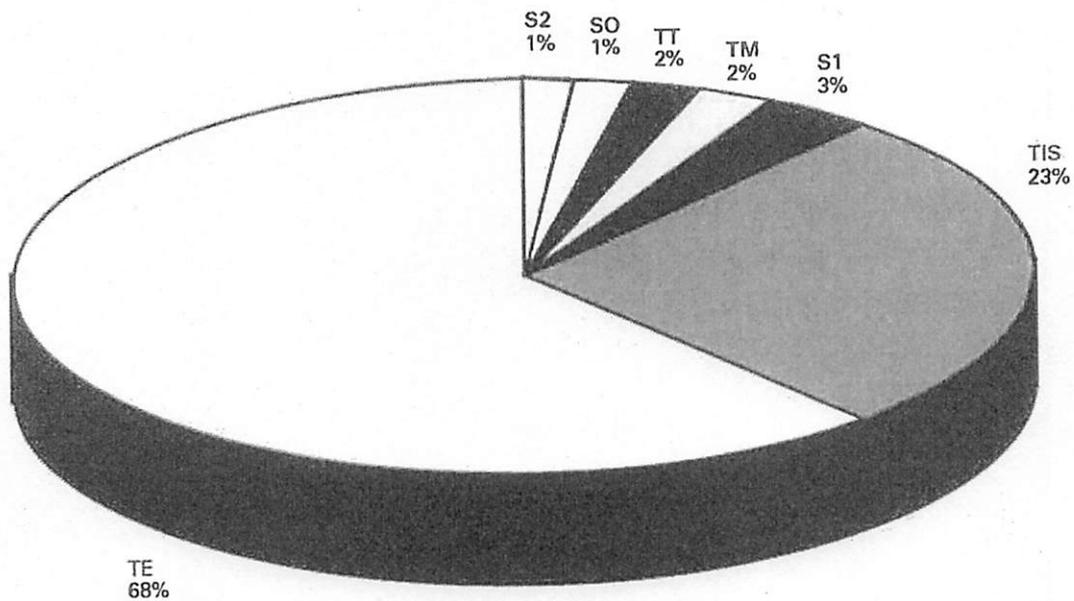
たとえば、AP1000 に対する炉心損傷としては、791 もの事故シーケンス(事故の発生から炉心損傷に至るまでの一連の流れ)が考えられ、それぞれに対し、機器や系統レベルでの成功と失敗の場合分けで分岐されていき、膨大な数のカットセット(場合分け)が生ずる。(以下は、ウェスチングハウスが 2005 年に提出した Design Control Document(設計管理図書), Rev. 15 の中の、第 19 章 Probabilistic Risk Assessment(確率論的リスク評価)の第 19.59.3.1 項 Dominant Core Damage Sequencies(主要な炉心損傷事故シーケンス)において述べられている内容から抜粋。)

前述の 791 あるシーケンスのうち、 1×10^{-15} /炉年 以上の寄与があるものは 190 までで、残りのシーケンスは、実質的に CDF に寄与しない。最大の起因事象は、安全注入系配管の破断(発生頻度 2.12×10^{-4} /炉年)で、CDF への寄与は 9.50×10^{-6} /炉年 である。これだけで、全 CDF の 39.4% を占める。次いで、大 LOCA 18.7%、自動減圧系の誤作動 12.3%、小 LOCA 7.5%、中 LOCA 6.7%、原子炉圧力容器の破損 4.2%(発生頻度、CDF が 1.0×10^{-6} /炉年)、蒸気発生器の細管破断 2.8% と続いており、トップ 10 のシーケンスが、全 CDF の 79% までを占めている。トップ 19 までで 90%、トップ 58 までで 99%、トップ 100 までで 99.9% となっている。

しかし、カットセットのレベルまで掘り下げると、CDF の合計値である 2.41×10^{-7} /炉年 に含まれるのは 19,000 個にも及んでおり、トップ 100 までを合計しても 2.1×10^{-7} /炉年、トップ 200 まで引き下げて 2.2×10^{-7} /炉年、トップ 500、1000、2000 でそれぞれ 2.3×10^{-7} /炉年、 2.35×10^{-7} /炉年、 2.37×10^{-7} /炉年 とゆっくりと増加していく。つまり、炉心損傷のパターンとしては、可能性の大小はあるにしろ、人が考え付くだけでこれほど多く存在しているということである。

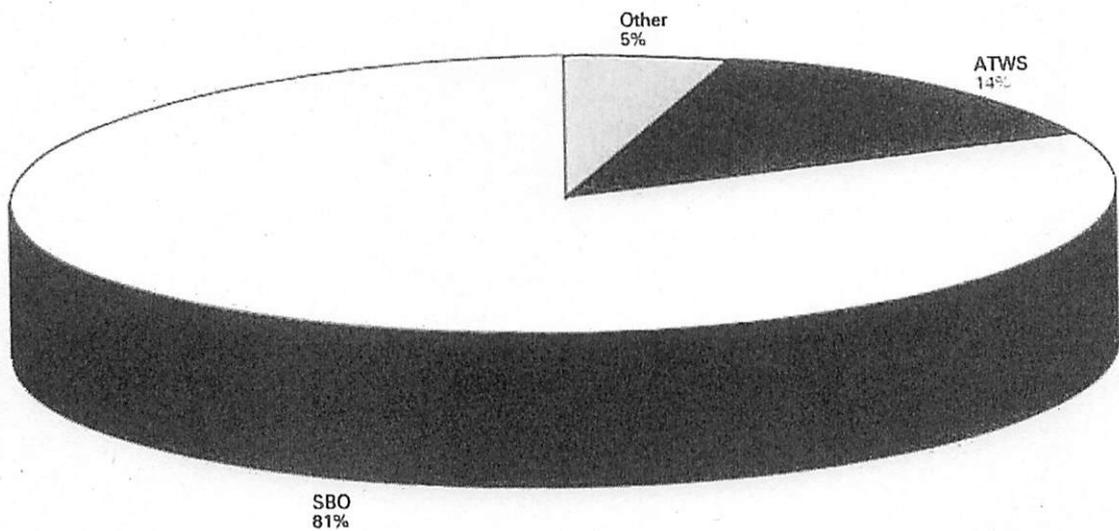
日本にも 4 基の運転プラントと完成間近の 2 基がある改良型 BWR(ABWR)の場合、その米国仕様のものが台湾に計画された際、予備安全解析書(PSAR)が発行されている。それによると、内部事象の大部分を所外電源喪失と主給水系の隔離または喪失が占めており、配管破断(大 LOCA、中 LOCA、小 LOCA)は軽微である。

また、次の 2 つの図の比較によっても分かるように、地震のみの寄与(3.14×10^{-6} /炉年)は、内部事象の全 CDF(2.25×10^{-7} /炉年)を一桁上回っており、地震に伴って引き起こされる全交流電源喪失(SBO)によって炉心損傷に至る可能性が最も大きく(81%)、原子炉緊急停止(SCRAM)の不作動による過渡事象(ATWS)がこれに次ぐ(14%)ものと推定されている。



記号	意味	記号	意味
ATWS	原子炉緊急停止(SCRAM)の不作動による過渡現象	TIS	給水系の隔離、または停止
SO	大破断口からの冷却材喪失事故(LOCA)	TT	タービン・トリップ
S2	小破断口からの LOCA	TM	原子炉停止
TIO	逃し弁の誤作動による開放	TE	所外電源喪失
S1	中破断口からの LOCA		

ABWRにおける内部事象 CDF (2.25×10^{-7} /炉年)の内訳



ABWRの地震による CDF (3.14×10^{-6} /炉年)の内訳

テロ、戦争

原子力発電施設は、潜在的なテロリストにとって、2つの理由で魅力的な標的であると言われている。一つ目は重要な発電施設であることで、これを破壊することによって電力供給能力を失わせることができるというものである。そして二つ目が原子炉事故で、これによって大きな社会的混乱と経済的損失を起こすことができる。実際、2001年の「米国同時多発テロ」においても、ニューヨークの近くにある原子力発電所が標的の候補だったことが、後の捜査で分かっている。

ここまで、原子力発電所の安全性に対する脅威について、内部事象と外部事象について述べ、外部事象による寄与の方が、内部事象による寄与を上回る場合が多いことを示した。また、既述のように、外部事象の脅威のうち自然現象に関しては、年超過確率 10^{-4} を設計基準とするのが国際標準となっている。これをテロによる攻撃に対する防御に置き換えた場合には、たとえば100年に1回起こり得るテロ攻撃に対し、99勝1敗以上の勝率でなければならないことを意味する。

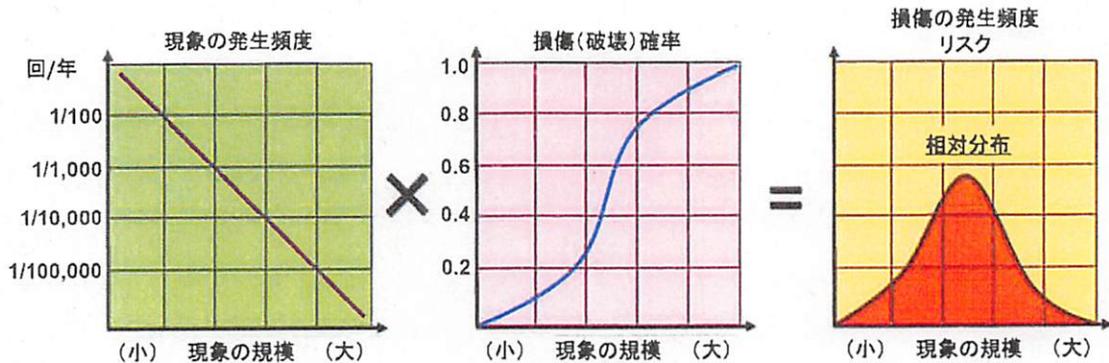
テロ攻撃は偶然では起こらない。それだけに、内部事象や外部事象によっては起り得ない現象を人為的に発生させることができる。発生の時期を国事行事や観光シーズン、暴雨や豪雪の夜に計画することもできる。重要な役割を担うプラント職員を標的にしたり、人質にとって事故対応を妨害したりする場合もあり得る。高度な戦術と武器(兵器)が使われ、それらの中には、強力な重火器、生物化学兵器、サイバー・テロ、民間航空機も含まれ、安全設備を直接狙う場合もあるが、保安設備や防災システムを混乱させる陽動作戦としてかもしれない。

テロの上には、より規模が大きく、戦争もあり得る。ほとんどの資産保険の約款に戦争を免責条項として掲げるように、戦争は、可能性を排除できないリスクである。現に、過去約100年の間に2度の世界大戦が発生している。テロは、そのような世界大戦よりは頻度が高く、より突発的で、国際条約なども無視して実行される。

以上の特質の一部を考慮しただけでも、テロが、内部事象や外部事象と同等かそれ以上の脅威であることは、認めざるを得ない現実である。発生率が100年に1回の脅威に対し、勝率が99勝1敗以上を保証するというのは容易なことではない。今日、米国では、サイバー・テロを、原子力発電所の安全性に対する最大の脅威と掲げる人もいる。

1.5 規模の大きな自然現象ほど大きな脅威であるとの誤解

自然現象の破壊力は、それらの規模と共に増大する(下図、中央のグラフ)。しかし、そのことと実際に破壊を受ける危険性の大小とは別である。一般に破壊力の大きな自然現象ほど発生頻度が小さいからである(下図、左側のグラフ)。危険性の大小、すなわち、損傷発生頻度(リスク)は、両者の積として評価される(下図、右側のグラフ)。



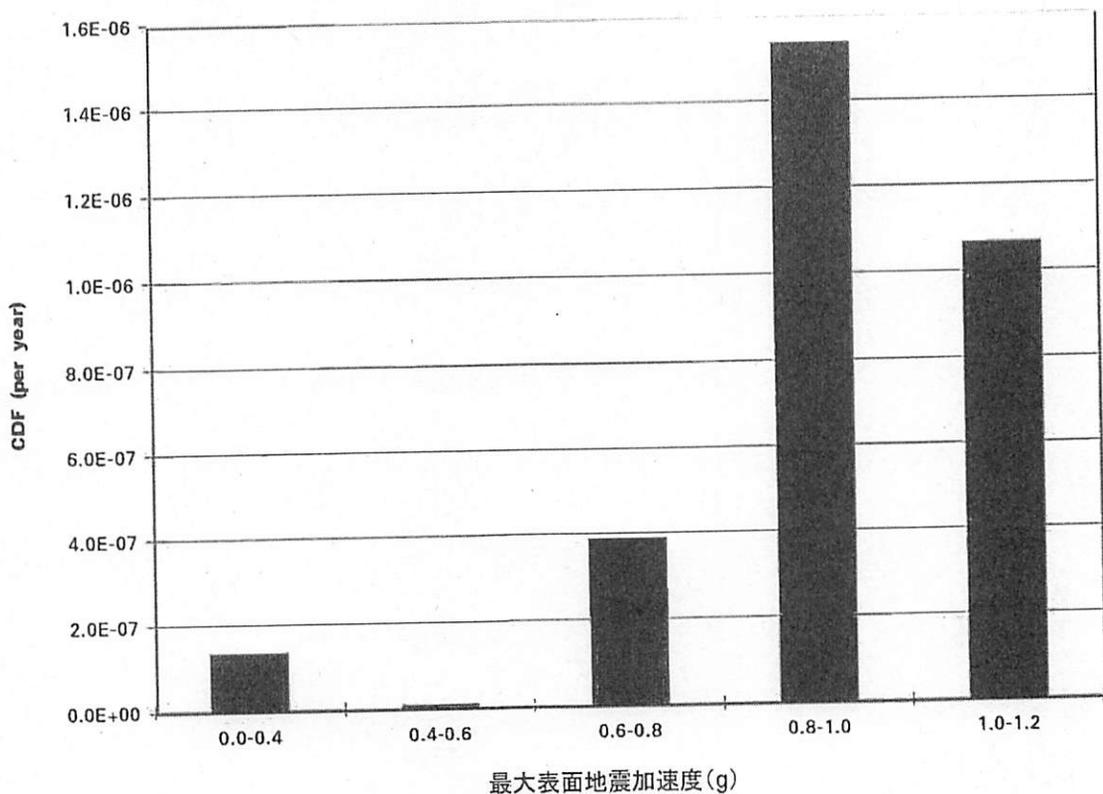
以上は、自然現象による原子炉事故のリスク(炉心損傷頻度)に対しても当て嵌まる。その場合のリスクは、ある規模に対する発生頻度に炉心損傷確率を乗じ、得られる値を、当該自然現象の規模の全領域にわたって積算することで求められる(上図の場合、右側のグラフの赤い面積に相当する)。

地震の場合の規模は、一般には、原子炉設備の設置された地点における地震加速度(単位は、cm/秒(ガル)、または、重力加速度(g 約 980 ガル))として示される。福島事故後に実施されたハンガリーのストレス・テスト報告書によると、設計基準地震加速度が 0.25g である同国のパクシュ原子力発電所の地震による炉心損傷リスクとその寄与率の分布は、次表のように計算されている。たとえ設計基準地震加速度未満であっても、有意な(10 数%)寄与があることがわかる。

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^{-6}	2.39
0.15	0.22	3.16×10^{-4}	3.75×10^{-6}	8.69
0.22	0.32	8.71×10^{-5}	9.97×10^{-6}	23.14
0.32	0.48	2.35×10^{-5}	2.27×10^{-5}	52.57
0.48	0.70	4.76×10^{-6}	4.76×10^{-6}	11.03
0.70	1.00	8.99×10^{-7}	8.99×10^{-7}	2.09
合計			4.31×10^{-5}	100.00

このような特徴は、同原子力発電所が旧ソ連の PWR(VVER)だからではなく一般的であり、台湾の龍門原子力発電所(設計基準地震加速度 0.4g)や日本で運転中の 4 基の ABWR の炉心損傷頻度に対しても同様である。さらに、たとえば強風や火山の噴火など、地震以外の自然現象に対しても当て嵌まる。

運転中における地震による全 CDF (3.14×10^{-6} /炉年)の内訳(龍門原子力発電所)



(出典) 龍門原子力発電所(ABWR)に対する予備安全解析書より抜粋引用

火山の噴火の規模と炉心損傷頻度の関係

噴火の規模は、火口から噴出された降下火砕物(テフラ)の量(単位: km^3)に応じて、1 のときを火山爆発指数(VEI)=5 と定義し、その量が一桁上がるごとに 1 ずつ繰り上げて表される。

日本における安全審査では、「火砕流、溶岩流、岩屑なだれが原子炉施設に押し寄せてくる VEI=7 の場合は絶望的であるが、VEI=6 以下である限りは対処可能」のような単純化をすることで、火山のリスクが軽視されている。

噴火に伴っては、大量の火山灰が大気中に舞い上がり、遠方まで広範囲に降積し、送・配電系統、通信系統、交通機関に影響を及ぼす。送電系統に関しては、送電線や、開閉所、変電所の充電部にフッ素、硫酸、塩素イオンを含んだ火山灰が付着し、水分(霧雨などがあればより促進)を吸収することで、腐蝕性と導電性を帯び、漏電や短絡が発生し(ときにはフラッシュオーバー

一さえ発生)、短時間での復旧が困難な停電が起こる。噴煙の粒子が上空で帯電して落雷を発生させ、それが停電の原因になる場合もある。現に、以前から長期的に火山活動の続いていたモンセラット島(カリブ海の小アンチル諸島にある英国領の火山島)では、2009年12月、このような原因により、島内に大規模な停電を発生させている。さらに、変圧器の冷却ファンなど、回転軸部に付着することで故障が起こる可能性もある。

所外電源を喪失した原子力発電所においては、非常用ディーゼル発電機による所内電源の確保が重要となる。しかし、屋外に設置されたエンジンに冷却水を送るポンプのモーター故障、非常用ディーゼル発電機が格納された部屋の換気系の閉塞、燃焼用空気の吸気系統への混入や閉塞などによって、非常用ディーゼル発電機の運転性にも影響が及ぶ。すなわち、全交流電源の喪失(SBO)が生じる可能性がある。

同時に、冷却水(海水)ポンプの故障によっては、原子炉の残留熱を排熱することもできなくなってしまう可能性がある。可搬式の電源車やポンプで対応しようにも、運搬の道路が火山灰で覆われており、雨が重なれば路面は滑り易く、作業は難航する。

このように、火砕流の衝突のような極端な場合(VEI=7)を想定しなくても、原子力発電所が濃い火山灰に覆われてしまうほどの噴火であれば、その影響だけで原子炉事故に至ってしまう可能性もある。そして、そのような規模の噴火の発生頻度の方がむしろ高いことから、結局、炉心損傷事故への寄与も大きくなる可能性がある。

噴火の規模と炉心損傷頻度(CDF)への寄与

噴火の規模 (VEI)	噴火の頻度	炉心損傷確率	炉心損傷頻度 (/炉年)	CDFの分布 (%)
4	1/1000年	0.01	1×10^{-5}	8.3
5	5/10,000年	0.1	5×10^{-5}	41.7
6	2/10,000年	0.25	5×10^{-5}	41.7
7	1/100,000年	1	1×10^{-5}	8.3
合計			1.2×10^{-4}	100

(注)この表は、規模の小さな噴火の方が、大きな噴火(VEI=7)よりもCDFに対する寄与が大きな場合があることを例示するために作成したものであり、実例ではない。

IAEAは、「原子力施設の立地評価における火山のハザード」と題する安全基準(SSG-21)を2012年に発行しており、以上に述べた可能性も含め、様々な影響のシナリオについて言及している。また、過去1000万年の間に噴火歴のある火山に対しては評価の対象とすべきことや、噴火の影響範囲が、100kmや150kmにも及ぶことなどを述べている。

ハザード評価に関しては、決定論的手法と確率論的手法について述べ、後者の手法では、溶岩流、火砕流、火山灰の降積量などの推定に対してモンテカルロ法を活用することなども言及しており、日本の評価レベルの実態よりもかなり高度である。

1.6 地震加速度の 5 割増しが、荷重を 5 倍にするかもしれないこと

2000 年代になってから、米国で BWR の原子力発電所の出力を 15% を引き上げるため、蒸気流量、給水流量を 15% 引き上げたところ、原子炉圧力容器内の蒸気乾燥器や蒸気配管に取付けられている逃し安全弁が破損し、給水流量を測定するために給水配管の中に取り付けられていた検出管が破断して流失するという出来事が多発したことがある。配管の中を流れる蒸気の速さとそれに伴って発生する配管の振動の強さとの間には、単純な比例関係(線形性)がなく、一説では、振動が流速の 6 乗に比例するなど説明された。そうであるとすると、わずか 15% の流量増加が 2 倍を超える振動として増幅されることになる。

また、別のケースでは、若干の流量変化によって共振現象が生じ、それによって著しく大きな振動を発生させることもある。

金属材料が長期間の振動に曝される場合、疲労割れを呈することがある。その場合、振動の大きさと疲労割れを起こすまでの振動による繰り返し回数との間にも非線形性があり、振動が 2 倍になることによって、寿命が 100 倍～1,000 倍短縮されるということも珍しくはない。

その結果、蒸気流量を 15% 増加させたただけなのに、振動は 2 倍になり、たちまちある部品が破損してしまうという現象が生じることになる。このように、ある運転条件や環境因子の軽微な変動が、機器の性能や寿命に大きな影響を与えるという場合が、原子力発電所の設備においても、過去にはしばしば経験されてきた。

我々が注意をしなければならないのは、あるレベルの地震動に対して、強度上 5 倍の余裕があるからと言って、5 倍の地震動に耐えるという意味にはならないということである。地震動のレベルが 1.5 倍になっただけで 5 倍の荷重を発生させ、破損させる可能性もある。

それにもかかわらず我々は、「5 倍の余裕がある」との表現を聞くこと、読むことによって、まるで、もう 5 倍の強い地震にも耐えられると思い込んでしまいがちである。

たとえば、BWR の原子炉建屋の天井に設置されている容量 100 トンのクレーンは、使用済燃料の輸送容器(キャスク)の取扱いにも使われ、これが損傷するか故障を起こすことによってキャスクが落下して破損し、大量の放射性物質が放出される危険性があることから、「安全系」に分類される。そこで、1.25 倍の荷重試験が実施され、クレーンのワイヤー・ロープが切れないことやブレーキが利くことなどが定期的に確認されている。今、設計基準地震加速度が、垂直方向に対して 300 ガル(約 0.3g)だとすると、100 トンの吊り荷重に対しては、実際に設計基準地震が発生した際には、荷重試験を実施した 125 トンを超え、約 130 トンの荷重が作用することになる。

しかし、300 ガルというのは、実は「解放基盤」においての最大表面加速度(PGA)なのであり、原子炉建屋の最上階ともなるとこの数倍の加速度に増幅され、しかも、ある低振動領域においては PGA の振動レベルの 2 倍にもなる。仮に 2,000 ガル(約 2g)の加速度でクレーンの荷重が振動するとした場合、クレーンに作用する荷重は、ゼロ(無重力)と 300 トンを繰り返し、ブレーキ

が利かなくなるかもしれない。共振を起こした場合には、ワイヤー・ロープが切れる可能性もある。

設計上、クレーンに対して適用される規格で求められる安全係数(6)を確保し、荷重試験を行っていたとしても、そのようなことが起こらないとは、簡単には言えない。

米国においては、天井クレーンが、最大荷重を吊り下げた状態のときに設計基準地震動を受けたとしても、機能を維持できることが要求されているが(規制指針 RG 1.104。ただしこの規制指針の趣旨は、NUREG-0554 に移されたことで、後に廃止となっている。)、日本の原子力発電所においては、そのような要求に対する適合が困難である。

このように、環境の軽微な変動が機器の性能や寿命に大きな影響を与えるケースは、地震についてだけではなく、強風など他の自然現象による影響の場合においても注意しなければならず、そのような確認が不十分なことによって、思わぬ部位が損傷してしまう可能性がある。

1.7 小括：日本の原子力発電所の安全性

- 「安全系」の健全性だけが維持できても、原子炉事故(炉心損傷)が確実に回避できるわけではない。
- 一つの系統の健全性が維持されるためには、当該系統とその補助系統に含まれる膨大な構成品の健全性が維持されなければならない。
- 米国においてでさえ大きな脅威である地震は、日本においては更に大きな脅威のほずである。
- ブラウンズ・フェリー1号機の重大火災を経験し、広範な火災防護の対応を行った米国においてでさえ火災は大きな脅威である。抜本的な対策を行っていない日本においては、更に大きな脅威のほずである。
- 日本には、津波、火山の噴火など、特有かつ顕著な自然現象がある。日本の原子力発電所においては、これまで竜巻の脅威は認知されていなかった。しかし、これからの気候変動によっては、新たな脅威となる可能性もある。
- 地震などの外部事象は、原子力の安全性を脅かす要因としては、内部事象をはるかに上回ると推定されている。しかし、日本においては、それを定量化する手法が依然整備されていない。
- テロや戦争は、発生頻度においても、影響の規模においても、内部事象と外部事象を上回る原子力発電所の安全性に対する脅威である可能性がある。
- 自然現象の規模とそれによる原子炉設備への影響との関係には、一般に線型性はない。自然現象の規模が若干増大することで、影響が劇的に増大する可能性がある。

以上を総合的に振り返ってみるならば、日本の原子力発電所の安全性だけが世界に突出して優れ、炉心損傷頻度(CDF)が、世界的な平均よりも1桁も2桁も低く、第3世代並みというのは、信憑性の低い我田引水的な評価によるものと疑われるべきである。さもなければ、日本のPRAの技術的、制度的な未発達さを示すものである。

2. 規制基準の問題

2.1 全般

規制基準の問題は、原子力安全に対する脅威の点から3分野、脅威に対する防護の点から5層に分解して見てみると、欠落や弱点、誤りが分かり易い。3 分野とは、④内部事象、⑥外部事象、③人的要因である。5 層とは、IAEA の深層防護の考え方の中で、①故障を未然に防ぐための適切な設計、②それでも故障した場合の検知性、③それでも検知を逃れて生じる設計基準事故への対応能力、④設計基準事故を収束できずに過酷事故に至った場合の対応能力、⑤過酷事故が初期段階で収束できず、影響が周辺に拡大する場合に備えた防災計画のことである。

現状、日本における原子力関係の規制要件(規制基準)の整備状況について、全般的には、次のマトリックスのようであると考え。以下、特に不備と思われる層と分野について説明する。(第1、2、3層については説明を略すが、完備しているわけではない。)

規制基準の整備状況マトリックス

(濃い陰影ほど不備であることを相対的に示す)

深層防護 脅威	第1層 保守的な設計	第2層 故障の検知性	第3層 設計基準事故	第4層 過酷事故	第5層 原子力防災
内部事象					
外部事象					
人的要因					

第5層:原子力防災

まず、第5層の原子力防災に関しては、これに対する規制基準もなく、原子力関連の規制要件の対象からそっくり欠落してしまっている。そのため、原子炉事故の場合と使用済燃料プールの事故の場合でどのように対応が異なるのか、事故が、台風、地震、火山の噴火などの自然現象によって発生する場合、それぞれどのように対応に違いが生じるのか、また、テロによって発生する場合には、さらにどのような違いが予想されるのか、といった基本的な点に関して、どこにも統一的な考え方が示されていない。否、そもそも、電力事業者と関係自治体のそれぞれに、どのような考え方が存在するのかさえも分かっていない。

緊急時の連絡体制が決められている、オフサイト・センターがある、避難経路が指定されている、ヨウ素剤が備えられている、避難者の収容場所が確保されている、あとはこれらを駆使して臨機応変というのでは、十分な原子力防災計画とは言えない。たとえば、以下の項目を含む福島事故での課題は、詳細に検討され、具体的な計画の内容として反映されていなければならない。

- 原子炉事故からの避難活動と自然災害に対する救護活動の両立。(津波の被災者の救護活動が、途中で打ち切られた。)防犯活動との両立。(いわゆる「火事場泥棒」の対

策。)

- 避難(バス、自家用車、ヘリコプター)と屋内退避の使い分けと避難行動の優先順位。(傷病者・高齢者、入院患者の扱い。)
- 高密度フォールアウト、ホット・スポットの迅速な把握方法。(福島第一から北西方向の浪江町、飯館村に伸びた一帯。降雨、降雪、強風(台風)、前線による放射性物質の拡散特性に対する影響評価が困難。)
- 内部被曝測定(ホール・ボディ・カウンター測定)の迅速な実施と優先順位。(妊婦、乳幼児も含め、事故後、数ヵ月間実施されず。)

しかし、現状、各原子力発電所の周辺の関係自治体が定めている(あるいは、定めようとしている)原子力防災計画は、国からの十分な指導も、電力会社からの十分な情報提供もないため、具体性に欠け、不十分なものである。

第4層:過酷事故

第4層の過酷事故に関しては、基本的な問題がある。過酷事故評価の対象とするシナリオ選定は確率論的リスク評価(PRA)に基づき、その先の事故進展の評価は、復旧活動を期待しない場合に対して行うか、復旧活動を期待しない場合と期待する場合の2通りに対して行うのが国際的な慣例である。実際、最近米国 NRC が発表した報告書(NUREG-7110)は2通りに対してであるが、それ以前の1980年代から発表されてきた数多くの評価報告書は、復旧活動を期待しない場合だけについてであった。

シナリオ選定に PRA が用いられるのは、もしそのようにしない場合、すなわち、決定論によって任意に選定される場合、実質的に無限にある組合せの多重故障の中から、恣意的に選定されることになってしまうからである。シナリオ選定に PRA を適用する場合には、たとえば、事故が炉心損傷までで収束する可能性の高いものに対しては 10^{-6} /炉年 を基準とし、格納容器をバイパスして、炉心損傷による放射性物質の発生が、そのまま外部環境への放出に繋がる可能性の高いものに対しては 10^{-7} /炉年 を基準とする(前述の NUREG-7110 の場合)。

復旧活動は、かつての過酷事故評価(たとえば、WASH-740、WASH-1400、CRAC-2、NUREG-1150 など)においては、担保されていない。それは、過酷事故評価の目的が、当該の選定シナリオに対する最悪の事態を把握することだったからである。すなわち、たとえ復旧活動が遂行できない事情が発生したとしても、これよりも酷い事態には陥らないという事故の結末を予め把握しておくことが目的とされていた。実際、福島第一の原子炉事故の間、「この先事態はどこまで転落していくのか?」、「最悪はどうなってしまうのか?」といった問が、何度も繰り返されている。

しかし、復旧活動を担保としたケースについても過酷事故評価に追加することには意味がある。当該の活動を担保としないケースと比較することによって、その有益性が確認できるからである。これが、米国の最新の過酷事故評価の報告書である NUREG-7110 においては、復旧活動が担保される場合とされない場合が含まれている理由である。

日本の過酷事故評価では、事故シナリオの選定には決定論が使われ、進展解析では復旧活動が担保されており、以上の国際的な慣例からの重大な乖離がある。

第3分野:人的要因

3分野の脅威の中では、特に人的要因における不備が目立つ。原子炉運転員の資格制度(過酷事故への対応能力、シミュレーター訓練などの要件も含む)、保安要員の適性(身体機能、戦闘・格闘能力、バックグラウンド調査、指紋登録などの要件も含む)、自衛消防隊長・隊員の資格・訓練(原子力設備への精通度、身体機能、消火活動能力、研修・訓練・定期ドリルなどの要件も含む)など、原子炉設備の安全を守るべき側にいる人達に対する要件、防護区域に立ち入る従事者に対する要件(アルコール・薬物中毒の検査)、そして、潜在的な外敵(テロリスト)からの防護に関する要件がなければならないが、日本においては、どの部分においても問題がある。

しかし、それらの中でも特に、テロリストのリスクに対する備えの不備が深刻である。それでいて、この問題については、しばしばタブー視され、議論が遮られる傾向がある。しかしこれが、内部事象や外部事象と同等かそれ以上の脅威であることは、認めざるを得ない現実である。たとえば、自然現象に対する設計基準としても使われている年超過確率 10^{-4} と同等以下の脅威に抑えるためには、発生率が100年に1回の脅威に対し、勝率が99勝1敗以上を保証しなければならないことになるが、実際には、決して容易なことではない。

2.2 脅威の抽出と対処

原子力規制の目的は、有害な放射線から人の生命と健康、環境を守ることとされている。しかし、福島事故から日本が学んだことは、原子炉事故の影響が、このような言葉からのイメージを大きく超え、コミュニティ崩壊、生業剥奪、家族離散、被災者への偏見・差別、ストレス性心身疾患、自殺など「関連死」の多発、立地県からの大規模な人口流出と顕著な出生率減少など、想像を絶する広さと深さに及ぶ現実である。原子力規制は、原子炉事故が一旦起こってからは、自己触媒反応のようにしてこれらの現象が次々と起こっていくことに対し、抗うことができない。

従って、原子力規制は、一にも二にも、事故を起させない規制でなければならず、この厳格さが、事故を起した後の対応を整備、強化することによって、緩められることがあってはならない。

原子炉事故を起させないためには、それを招くと想定される脅威を全て特定し、それぞれの起こり得る可能性を精査し、有意なものから優先的に有効な対策を施していくことが必要である。

日本の対応の不備

そのような脅威は、前述のように、①内部事象、②外部事象、③人的要因の3分野に分けられ、このうち人的要因に関しては、これを内部におけるものと外部からのものとに分けることができる。それらは、それぞれ多種多様な項目を含み、時代と共にその数を増やしてきた。たとえば、デジタル・コンピュータの導入と普及は、新たな故障モードと脆弱性、サイバー・テロの脅威を創出した。

日本の原子力の場合、そのような脅威に対し、多くの項目がノーマークのまま放置されているか、米国など海外の水準と比べて後れが見受けられる。

原子炉事故の脅威と日本の対応の不備

分類	項目	日本の対応が不十分な分野
内部事象	ランダム故障	
	設計不良	安全系のコンピュータ、通信系の独立性。ソフトウェアの欠陥による誤動作、共通起因対策。
	製品不良	
	メンテナンス・エラー	

原子炉事故の脅威と日本の対応の不備(続)

分類	項目		日本の対応が不十分な分野
外部事象	地震	多様な誘発、併発事象の評価、対策。	
	火山の噴火	多様な誘発、併発事象の評価、対策。	
	火災	自衛消防隊の自主性、権限。	
		電気回路の誤作動評価、対策。	
	溢水	津波	海底地滑りの寄与評価。 放水口直撃に対する評価、対策。
		地下水の浸入	建屋地階の水没評価、対策。
強風(台風、竜巻)	飛翔物の衝突、竜巻通過時の局所的負圧による破壊への対策。		
人的要因 (内部)	ヒューマン・エラー	研修、訓練不足	多様な過酷事故シナリオに対する机上、シミュレーター訓練。
		手順書の不備	
		疲労	残業時間管理。 過酷事故時の応援・交代要員。
		資質・適性・技能の不適合、低下	運転員、過酷事故時の指揮者に対する資格制度。
		危険な素行	アルコール・薬物中毒者の摘出。
		制御室の居住性、作業環境(温度、放射線、照明、音、余震、煙・有毒ガス)の悪化による影響評価、対策。	
		隣接ユニットの原子炉事故(水素爆発)による影響。	
		所内全ユニットの同時多発原子炉事故の場合の影響。	
人的要因 (外部)	テロ活動	インサイダー・テロ	特定業務従事者(退職者)の身元調査、指紋登録。
		強力な兵力、高度な戦術、自爆テロ	模擬戦闘訓練(FOF)。 征圧された場合の対応。
		航空機テロ	敷地内での大規模火災、爆発への対応。
		サイバー・テロ	安全系、保安設備、緊急対応施設への侵入、遠隔操作、データ盗取、変更への対応。

米国では福島事故以前に対応済みだったが、日本では現在も未対応の事項

問題点	米国での 対応完了時期	日本の 対応状況
1 プラント個別の内部事象に対するリスク評価(IPE)。 外部事象に対するリスク評価(IPEEE)。	1980、90年代	未着手
2 確率論的リスク評価(PRA)の信頼性向上のためのピア・ レビュー体制の確立とベンチマークの実施。(SPAR)	2000年代 初期	未着手
3 確率論的評価に基づく、自然現象(地震、津波、強風な ど)に対する設計基準の設定手法を確立。(PHA)	1990、00年代 一部現在進行中	未着手
4 「設計基準地下水レベル」の設定、監視。内部溢水対策と しての信頼できる排水手段の確保。	1980年代	未着手
5 敷地内の地質構造の把握。汚染拡散モデル(SCM)。土 壤、地下水汚染を監視するサンプリングの強化。	2000年代	未着手
6 施設内の火災の対応を地元の消防署に依存しつつも、現 実には緊急時の期待が困難。自衛消防隊の強化。	当初から	未着手
7 中央制御室の大規模火災と電気設備の多重故障・誤作 動・誤不作動への対応。	1980年代 初期	未着手
8 SBO に対する専用の恒設バックアップ電源。(ガス・ター ビン発電機など。自動、または手動による迅速な起動。)	1990、00年代	不完全
9 デジタル・コンピュータの脆弱性、不可知な形態の故障に 対する対策。	2000年代	未着手
10 緊急時の指揮所(重要免震棟)と制御室との間の正確、 迅速な情報伝達。運転員への過重な負担を軽減。	1980年代 (TMI 事故教訓)	未着手
11 プラント従事者に対するアルコール・薬物検査の実施。	1990年代	未着手
12 複数箇所からの同時侵入、高度な武器と戦術、自爆によ るテロ攻撃への自衛、模擬戦闘訓練(FOF)。	2000年代 (9-11 テロ教訓)	未着手
13 プラントの安全設備、保安設備、防災設備に対するサイ バーテロ(遠隔、直接持ち込み)への対策。	2000年代 (新規制追加)	不完全
14 原子力施設が、一時的にテロリストに征圧された場合 (HAB)の所内、所外の対応指針の制定と訓練。	2000年代 (新規制追加)	未着手
15 航空機テロなどによる敷地内での大規模火災・爆発に対 する対応指針(EDMG)の制定と訓練。	2000年代 (新規制追加)	未着手

地震の脅威に対する対応の不備

日本の対応の不備については、各項目を細分化すれば、さらに膨大なリストとなるだろう。

たとえば地震という脅威の一つについて詳しく考えた場合、これだけでも、少なくとも以下については、評価が欠落しているか不十分なままであり、その結果、本来必要な対応も十分に行われていない可能性がある。

- ⑥ 地震の揺れに伴う反応度印加(出力急上昇)のリスク。(1987年4月に福島第一原子力発電所で、2011年8月に米国ヴァージニア州ノース・アンナ原子力発電所で発生。燃料棒の周りの気泡が地震による振動で振り払われることによって生じる。出力上昇が過度な場合には、燃料破損、炉心損傷の可能性あり。)
- ⑦ 地震によるタービン・ミサイルのリスク。(地震によるタービン動翼の損傷は、多例あり。特に、タービン動翼の回転方向に原子炉が配置されていて、且つ、地震多発の日本においては、再評価要。タービン緊急停止が間に合わない場合には、タービン・ミサイル発生の可能性。)
- ⑧ 地震によって生じた建屋のひび割れから地下水が流入して生じる遅発性の溢水に対する評価と対策。(福島第一で発生し、深刻な汚染水貯蔵・処理問題に発展。)
- ⑨ 地震と他の自然現象(豪雨、強風、寒冷、降雪、氷結など)との重ね合わせ。(実例として、2009年8月11日の駿河湾地震(M6.5)が、台風9号の接近中に発生。事故対応と緊急避難行動により大きな影響。)
- ⑩ 原子炉事故の進行によって強度が劣化しているか、過大荷重が作用した状態で発生した場合の地震の影響。(たとえば、格納容器が設計圧力の2倍に達した状態で地震(余震)が発生した場合。)
- ⑪ 地震による火災・爆発、内部溢水の誘発に対する詳細な分析。(実例としては、2007年7月の地震による柏崎・刈羽での変圧器火災、消火水系配管の破断、循環水系の継手部破損による内部溢水、2011年3月の地震による女川での電気盤の火災。)
- ⑫ 地震による過酷事故対策設備、運搬道路への影響、頻発する余震による過酷事故対応者の活動に対する影響。(2011年3月の福島事故では、作業が頻繁に中断。)
- ⑬ 地震による長周期震動の影響。(振幅の大きな振動であることから、制御棒の挿入性に対する影響。2011年3月の地震では、使用済燃料プールの波(スロッシング)による溢水、変圧器油のスロッシングによる保護装置の遮断、サブプレッション・プール水位「高」の誤検知など、各原子力発電所にて多発。)
- ⑭ 地震による非安全系設備(燃料タンク、貯水タンク、配管、所内電源、照明など)の損傷による影響評価。(損傷が、事故発生に寄与しないか。事故発生後の復旧活動を妨害したり遅らせたりしないか。)
- ⑮ 天井クレーンが使用済燃料輸送容器(キャスク)を移動中に地震が発生した場合の安全性。(たとえば、解放基盤における垂直方向の設計基準地震動は、天井クレーンの高さにおいては数倍に増幅され、天井クレーンの荷重試験(1.25倍)による確認レベルだけでな

く、耐久限度を超える可能性もある。)

- 計画停止期間中に実施される作業のうち、地震の影響を受ける可能性のある作業に対する安全評価。(燃料交換機による使用済燃料の移動中。原子炉圧力容器内に燃料がある状態での蒸気発生器ノズル・ダム(PWR)の脱落、主蒸気ライン・プラグ(BWR)の脱落。)
- 地震の発生に備えた仮設資機材の整理整頓、固定などの要件。(工事用資機材などが開口部から落下、一時貯蔵場所に保管された可燃性・爆発性ガスが漏洩する可能性。)
- 地震による避難計画への影響。(屋内退避の安全性、連絡通信網、交通網、ライフラインの破壊による避難行動への影響など。)

2.3 自然現象に対する設計基準と安全目標との整合性、現実性

原子力規制委員会は、Cs-137の放出量100TBqを超える原子炉事故の発生頻度に対し、 10^{-6} /炉年を安全目標として掲げているが、これは、自然現象に対しては、たとえば次の要求を意味すると解釈することができる。

- 原子力発電所が、10,000年に1回の大規模な地震、津波、火山の噴火、台風などに耐えられない場合でも、職員のほとんどは身体的負傷をせず、精神的にも気力を維持し、可搬式の事故対応設備は損傷を免れ、それらを駆使することで、99%の成功率で原子炉事故の進展を食い止めることができること。 $(10^{-4} \times 0.01 = 10^{-6})$
- 原子力発電所が、100,000年に1回の巨大規模の地震、津波、火山の噴火、台風などに耐えられない場合でも、職員のほとんどは身体的負傷をせず、精神的にも気力を維持し、可搬式の事故対応設備は損傷を免れ、それらを駆使することで、90%の成功率で原子炉事故の進展を食い止めることができること。 $(10^{-5} \times 0.1 = 10^{-6})$
- 原子力発電所が、500,000年に1回の超巨大規模の地震、津波、火山の噴火、台風などに耐えられない場合でも、可搬式の事故対応設備は損傷を免れ、職員がそれらを駆使することで、50%の成功率で原子炉事故の進展を食い止めることができること。 $(2 \times 10^{-6} \times 0.5 = 10^{-6})$

人的対応が、内部事象であるか外部事象であるかによらず、一旦始まってしまった原子炉事故の進展を食い止めるためのバックアップだとする位置付けならば、以上のようにでなければならないことになる。

しかし、実際の人的対応能力の確認は、敢えて暴風雨の深夜に行っているわけでもなく、また、100,000年に1回の火山の大噴火の環境を模擬して行っているわけでもないから、以上のような期待は、到底現実的ではない。

従って、原子力発電所の自然現象に対する耐久性は、むしろ、人的対応が期待できない著しく過酷な条件、すなわち、1,000,000年に1回の超巨大規模の地震、津波、火山の噴火、台風なども乗り越えられるほどでなければならないことになるのだが、これを保証するためには、そのような規模の自然現象を推定した上で、適切な設計基準を設定しなければならないことになる。

そのような規模の地震、津波、火山の噴火、台風とはどのようなものなのか。

たとえば、川内原子力発電所の安全性に影響を及ぼし得る火山の噴火について考えてみた場合、ほんの7,300年前に発生したとされる鬼界カルデラの噴火でさえ、噴出量は 100km^3 ほどにも達し、南九州一帯を厚さ60cmの火山灰で覆うほどの規模であった。さらに過去を遡ると、30万～9万年前の期間には阿蘇山が4回も噴火をしており、噴出物の体積が 600km^3 とも推定される最後の噴火では、九州全域が火砕流によって覆われており、危機的影響は、川内だけでなく、玄海、伊方、島根の各原子力発電所にも容易に及んでしまう。

川内原子力発電所が、100万年に1回の超巨大噴火に耐えられないのは明白である。

ちなみに、国際原子力機関(IAEA)の安全基準によれば、大量の放射性物質の放出を伴う原子炉事故の発生頻度に対する安全目標が 10^{-5} /炉年 であるのに対し(INSAG-12 1999年)、そのような事態を確実に起こすほどの火山の噴火に対する年超過確率については、 10^{-7} とすることを提案しており(SSG-21 2012年)、さらに厳しい考え方が示されている。

尚、安全目標を Cs-137 の放出量を基準に設定するという概念は、世界でも日本以外に例がない。大量被曝による急性死やそれよりも少量の被曝による晩発性ガンによる死亡は、Cs-137 によるのではなく、放射性希ガス(クリプトン、キセノン)や放射性ヨウ素による被曝によって決定されるからである。国際的に標準的な炉心損傷頻度やこれらの核種に注目した大量早期放出頻度に対しても設定すべきである。

2.4 立地基準の欠落

原子力発電所に適用される立地基準には、たとえば日本の原子炉立地審査指針がその原典とした米国の規制(10CFR100)や規制指針(RG 4.7)を見る限り、その目的として2つが含まれている。一つ目は、原子力発電所の設置場所として、原子炉事故に結びつく可能性のある厳しい自然現象の影響を受け難い場所に限定することで、二つ目は、原子炉事故が起こった際に、その影響が充分管理できる場所に限定することである。

一つ目の点から考慮される自然現象としては、地震、津波、台風、火山の噴火などがある。

二つ目の点から考慮される環境や条件としては、周辺の人口分布、人口密度、交通(道路、鉄道、空港)、地形(島、半島)、河川・地下水・湖・湾、海流、産業(農業、漁業)、文化財、行楽施設(海水浴場、公園)などがある。

しかし、日本の既設の原子力発電所においては、これらのほとんどが考慮されずに設置場所が決められていたため、今になって厳しい要件を課すことは、既設の原子力発電所の存在の正当性を直ちに否定することになってしまい、所有者には、極めて不都合である。そのためなのか、原子力規制委員会は、この分野において新たな規制基準を制定することを行っていない。

本来は、敷地内に断層が入り込んでいたり、敷地から数 km 圏内に幾つも病院があったり、大きな海水浴場があったりという条件は好ましくなく、幹線道路や鉄道が近くを通過していたり、峻険な地形のため避難用の道路に橋やトンネルが多いこと、近海に脱出に時間のかかる島が多いこと、飲料水源が近いことなども、原子力発電所の立地上、好ましくない特徴である。

日本の原子力発電所の多くは、まさにそのような好ましくない場所に設置されているのであるが、上述の色々な問題については、敷地内に入り込んでいる断層が活断層であるか否かを除き、今さら改めれば問わないという立場である。

福島事故によって、関係者が痛感させられている問題点の一つに、敷地内の建屋が設置されている基盤に対し、地下水レベルがかなり高いという特徴がある。この特徴により、福島第一は、事故発生から今日に至るまで、建屋に流入する大量の地下水の処理に悩まされている。しかし、このような問題も、立地条件の問題として今さら議論はしないということのようである。

現在、日本においては、本来、制定され遵守されているべき立地基準がなくなり、以上のように、その中にあるべき2つの目的が全く考慮されていない。

そのような目下の異常な状況にもかかわらず、一方では、既設の原子炉に対する運転認可の延長、既設の原子力発電所内における増設、新たな敷地を確保しての新設の可能性さえも、当然のこのように議論されている。

2.5 既設プラントの運転認可期間延長と新設プラントへの適用

古い設計思想や設計基準、規格に基づいて建設された既設プラントには、その後の技術的知見に基づいて改造するにしても、幾つかの宿命的な限界がある。

たとえば、当初の低い設計地震加速度に基づいて建設された建屋の躯体は、その後、設計地震加速度が引き上げられたからと言って、支柱を太くしたり、床や壁を厚くしたり内部の鉄筋を入れ替えたりすることができず、引き上げに伴う加算分が、元々の余裕を減らすことによるのみ許容されなければならない。このことは、工学的には許されることであるが、不確定さや見落としなどに対する全般的な余裕が薄くなっていることは事実である。

タービン建屋と原子炉建屋の配置関係は、タービンの動翼がローターから外れて高速で飛ばされる事象(タービン・ミサイル)が発生したとしても、その予想される軌道上に原子炉や安全系の設備がないことが理想であり、多くの米国プラントには反映されている。しかし、日本の原子力発電所においては、敷地面積の有効活用の観点から、ほとんどがこの概念に沿っておらず、だからと言って、今さら既設の原子力発電所に対して変更することは不可能である。

建屋が海水面よりも低く、配管破断を想定した場合に海水が無限に流入してくる可能性のある設計も好ましくはない弱点である。しかし、これも既設の原子力発電所においては変更が不可能である。

以上のような弱点の残留は、既設プラントの運転認可期間の延長(40年から60年)にあってもそのまま引き継がれることになってしまう。本来は、何らかの補完措置が求められ実施されるべきである。

米国においては、新しい技術的知見により非保守性や弱点が発見され、新設プラントに対し、より保守的で厳しい要件が規定されるようになっているものもある。水中などの腐蝕環境下における金属疲労を評価する際に使われる設計疲労曲線や、火災防護において単一の火災エリア内にある機器の全焼失を仮定する要件などがそれらの例である。

新しく導入されるようになった技術には、新しい脆弱性もあり、その対策としての新しい要件が求められる場合がある。代表的な例として、デジタル・コンピュータの普及により、信号やデータの伝送ルートや判定用の論理が見え難く、新たな故障の形態や、テロ攻撃に対する脆弱性も考えられる。

従って、新設プラントに対しては、前述の本来あるべき立地基準に加え、これらを新たに盛り込んだ、「新々規制基準」が用意されるべきである。

3. 規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題

3.1 福島事故の教訓

福島第一原子力発電所の事故では、原子炉事故の想定になかった出来事が、矢継ぎ早に発生した。米国や世界の原子力関係者はそれらに注視し、それぞれ自国の安全対策として反映している。奇異なことに、そのようなアクションの最も不活発だったのが、当事国の日本であった。

全交流電源喪失(SBO)と直流電源喪失の同時重複は、重要な安全設備の運転を不能にし、中央制御室を暗黒にし、制御盤にある運転パラメータの表示を消滅させた。しかし、日本の電力事業者は、依然そのような状況を想定範囲外に置き、事故発生後、その原因などの状況を極めて短時間(10分間)で分析できるものと楽観的な仮定をし、過酷事故対策を構築している。

福島事故の教訓の反映

事象、出来事	福島 事故で の現実	設計での考慮、事故対応への反映			
		福島事故前		福島事故後	
		日本	米国	日本	米国
長時間持続する全交流電源喪失(SBO)	○	×	○	△ ^{*1}	○
SBOと直流電源喪失の同時重複	○	×	○	×	○
使用済燃料プールの損傷、排水、発火の懸念	○	×	○	△ ^{*2}	○
制御室と緊急対策室の連絡ミス	○	×	○	×	○
地下水の浸入による内部溢水	○	×	○	×	○
複数ユニットでの同時(連続)多発	○	×	×	×	○
中央制御室の表示喪失、チャンネル間不一致	○	×	×	×	○
危険度の増大による事故対応者の撤退	○	×	×	×	○
事故対応の著しい長期化	○	×	×	△ ^{*3}	○
過酷事故環境+地震(余震)荷重	○	×	△	×	△
余震の多発による事故対応の中断	○	×	×	×	×
事故対応の間の火災発生	○	×	×	×	×

*1: SBO 電源の起動を、中央制御室からの遠隔操作によって行うことができない。

*2: 高熱を発生する燃料集合体に対して、市松模様の配置を運用していない。

*3: 汚染水処理を支援する体制が整っていない。

使用済燃料プールの損傷、排水、発火(ジルコニウム火災—崩壊熱によって燃料被覆管のジルコニウム合金が加熱し、空気中で発火する現象)は、福島事故では実際には発生しなかったが、極めて深刻な懸念となって、世界中を心配させた。現実性のあった事故シナリオだったからである。米国では、テロ攻撃による大規模な損傷によって使用済燃料が気中に露出する場合に

備え、直前の計画停止期間(主に定期検査のため、比較的長期にわたって原子炉の運転を停止する期間)中に原子炉から取出された高発熱の燃料集合体を、使用済燃料ラックに市松模様の配置で収納する案が、福島事故の以前から実践されていた。

しかし、日本においては、国内と世界を震撼させた福島事故後においてさえ、その実践が義務化されておらず、自主的に行うという動きも見受けられない。

制御室と緊急対策室との間の連絡ミスや情報不足は、福島事故においては、1号機の非常用復水器の運転状態を巡る致命的な誤解を招き、優先順位の認識や事故対応の指示を誤らせた。そのようなことは、スリー・マイル・アイランド事故の教訓の一つであり、米国や主な国々においては、対策として、技術支援センター(TSC)を制御室から徒歩2分以内に設置することが義務付けられ、過酷事故対応の専門家が、直接、制御室まで足を運び、そこで運転員と対話できることが要求されていた。

しかし、日本においては、依然、緊急対策所(重要免震棟)と中央制御室の間の距離が著しく隔てられており、その上、著しい緊張状態に置かれるであろう運転員と対話をし、助言を行なう過酷事故対応の専門家の配置についても要求がない。

複数ユニットでの同時(連続)多発は、福島事故の特徴であった。その結果、全交流電源喪失(SBO)の発生から70時間以上も安全設備によって炉心の冷却が維持されたにもかかわらず、隣接ユニットの事故(爆発)による環境悪化のために適切な対応ができなくなり、炉心損傷事故に至らしてしまった。川内原子力発電所1、2号機は例外であるが、他の日本の電力事業者は、同一発電所内にある複数のユニットのうち、より新しく、相対的に安全性の高い設備が設置されたユニットから順に事故評価を行っており、隣接する相対的に安全性の低いユニットの事故が先行し、その影響を被る場合を考慮していない。

中央制御室の操作盤から運転パラメータの表示が消滅することは、プラント運転員にとって極めて大きな不安とストレスである。欧米の電力事業者は、運転員がそのような事態に直面した場合に耐えられるよう、ノルウェーのハルデンにあるシミュレーターで訓練を受けさせている。また、所内が著しく危険な環境になった場合には、職員の撤退や交代も考慮しなければならないが、欧米では、特別な訓練を行い、そのような交代要員を確保しているが、日本では全く行われていない。

原子炉事故が進展し、機器が設計温度、圧力を超える領域に曝されるようになる。そして、そのような状況下において地震(余震)が発生するという場合が考えられる。たとえば米国のBWRプラントの場合、事故対応の選択の一つとして、格納容器を水張りし、原子炉圧力容器を外側から冷やすという方法があり、この適用に備えての耐震評価も実施していた。

これに対し、日本においては、設計圧力を超える圧力の格納容器に地震(余震)が作用すると

いう事態は充分想定されるにもかかわらず、そのような事態を排除し、全く解析されていない。

福島事故からの教訓は数多い。

しかし、日本の電力事業者による過酷事故対策は、以上に例示したように、ただ単に、一群の発生防止策で止まっており、欧米のように、それらの発生防止に努めるだけでなく、発生した場合に備えての対応、訓練などにも努めるということはず、発生防止策が成功しなかった場合の先のことについては、それを問うことも、考えることも、為すこともしていない。

3.2 過酷事故評価と対策

過酷事故評価に関しては、事故シナリオの選定方法としては確率論(PRA)を採用し、そのように選定された評価においては、事故対応を担保した場合と担保しない場合に対して行うというのが米国での考え方となっている。過酷事故は、多重故障によって発生するが、想定する多重故障の態様に対して何らかのルールを設定しない場合、無限の組合せが存在することから、事故シナリオの選定方法として決定論を採用して任意に選定したとき、どうしても恣意性が生じてしまうからである。

最近の評価例(2013年8月発行、NUREG/CR-7110, Rev.1 SOARCA Project)をみると、そのような確率論による事故シナリオの選定基準としては、炉心損傷頻度(CDF)で 1×10^{-6} /炉年が使われており、これには、全交流電源喪失(SBO)のみが該当している。ただし、より厳しい影響を及ぼすことが予想される格納容器バイパス(格納容器が、放射性物質の閉じ込め機能を果たさず、炉心損傷した原子炉圧力容器からの放出が、直接格納容器の外部と連通する種類の原子炉事故)のようなシナリオに対しては、より低い発生頻度(1×10^{-7} /炉年)に対してまで選定の基準を引き下げ、SBOと高温クリープ(金属材料が高温によって強度を失い低い荷重で変形する現象)による蒸気発生器の伝熱細管破断(TI-SGTR)の組合せも加えている。

事故対応(復旧活動)の担保は、かつては、期待しない場合のみを対象としていた。それは、過酷事故評価の目的が、「どう転んでもこれ以上悪い事態は起り得ない」という事態を把握することだったからである。また、事故対応を担保した評価のみでは、それが失敗した段階で直ちに未知の領域に転落してしまい、その先が暗中模索になってしまうからである。たとえば、1981年11月に発行されたブラウンス・フェリー1号機のSBOに対する事故評価(NUREG/CR-2182)も、復旧活動は期待せず、なるがままに事故が進行する場合についての評価となっている。

米国の過酷事故評価

事故シナリオの選定方法	決定論	確率論(PRA)
期待する	設計事故評価	過酷事故評価
期待せず		過酷事故評価

日本の過酷事故評価

事故シナリオの選定方法	決定論	確率論(PRA)
期待する	設計事故評価 過酷事故評価	
期待せず		

日本の電力事業者による過酷事故評価は、以上の考え方とは、全くそぐわないものである。すなわち、事故シナリオとしては、決定論によって恣意的と疑われてもしかたのないものだけが選択され、その先の進展解析においては、復旧活動が担保されている。選定された事故シナリオは、一見してかなり厳しいと思われるものを含んでいる。

川内 1、2 号機の場合にも、以下の具体的なシナリオを含んでいる。

- ① SBO+RCP シール LOCA(全交流電源喪失と原子炉冷却材ポンプのシール材の熱損傷による冷却材喪失が同時に起る事象。)
- ② 大破断 LOCA+ECCS 注入喪失+格納容器スプレー注入喪失
- ③ SGTR+当該 SG 隔離失敗
- ④ SBO+補助給水系起動失敗(全交流電源喪失と補助給水ポンプの起動の失敗が重なる事象。蒸気発生器の空焚きを早めることになる。)

しかし、そのような厳しい選定シナリオにもかかわらず、放射性物質の放出量は、かなり抑えられることにはなっている。

ただし、注意して考察すれば、選択された事故シナリオと同等かそれ以上に起り易く、環境に遥かに大量の放射性物質を放出し得るシナリオは、実際には幾つも考え出すことができる。PWR プラントの場合、具体的には、たとえば以下のシナリオを掲げることができる。

- SBO+直流電源喪失
- SBO+TI-SGTR+当該 SG 隔離失敗(全交流電源喪失による炉心損傷事故が進展し、蒸気発生器が空焚きになって高温クリープによって細管破断が発生し、放射性物質が一次系から二次系に流出。さらに、このような事態が起こった蒸気発生器に対し、二次系の出口を隔離することができず、放射性物質を外部環境に放出してしまう事象。)
- 燃料プールの破損

そして、復旧活動についても、それが期待できない状況は多々あり得る。

福島事故の際には、ディーゼル・ポンプに燃料を入れ忘れて停止してしまい、その後再起動させようとしたが失敗するという例もあった。これは、実際の事故では常に起り得ることである。

可搬式設備の運搬経路が、風や地震で倒壊した構造物によって塞がれてしまうこと、火災による煙や火炎で遮られること、降雪や氷結、強風によって運搬作業が困難になること、強い余震や隣接プラントの爆発などで危険が増し、一時中断せざるを得なくなることも十分にあり得る。

そして、原子炉事故がテロ活動による場合には、復旧活動に携わる要員が死傷することや、人質を取られて脅迫されるなどにより、活動できなくなる場合もあり得る。

そのようなことを考慮すれば、復旧活動を期待することが誤りではないにしても、復旧活動が遂行できない場合を全く想定せずに評価を行うのは、不完全である。

また、復旧活動においては、それが行なえない場合だけではなく、誤った操作によって悪影響を生じさせる可能性もある。たとえば、炉心溶融物によって原子炉圧力容器が貫通し、原子炉圧

力容器の内部と格納容器の圧力が等圧になった後で原子炉圧力容器内に注水をした場合には、原子炉圧力容器内の圧力が、格納容器の圧力よりも低くなり、格納容器内の空気を吸引してしまう可能性がある。そのような場合には、原子炉圧力容器内が爆発環境になることや、放射性ルテニウムが揮発性の高い四酸化ルテニウム(RuO_4)に変化して、環境に放出されやすくなる可能性もある。(この潜在的な問題点は、前述の NUREG/CR-7110 でも言及されている。)

復旧活動による効果を期待しない場合、過酷事故は、復旧活動による効果を期待した場合とは別の経路を辿って進展していく。そして、そのような別経路の進展に対しては、別の対策が必要になる。日本の電力事業者は、そのような事故の進展経路について評価の対象から除外することで、自らを暗中模索の状態に陥らせると同時に、可能であるかもしれない対策を用意しないで済ませてしまう。

そのような別経路の事故進展とは、具体的には以下を含む。

- 炉心溶融物を内包した原子炉圧力容器底部の高温クリープによる一体落下に伴う水蒸気爆発と冷却不足によるコンクリートとの化学反応(MCCI)。
- MCCIによる一酸化炭素、エアロゾルの発生、および、格納容器底部貫通。
- 原子炉圧力容器の損傷が、高圧状態で発生した場合の炉心溶融物噴射(HPME)とそれに伴う格納容器の直加熱(DCH)による損傷。
- 使用済燃料プールの冷却水が流出後、使用済燃料が長時間空中に露出することによる発火(ジルコニウム火災)。

そして、見送られてしまう過酷事故対策としては、たとえば次のようなものがある。

- MCCIによって発生し、フィルター・ベントを閉塞させてしまうおそれのある大量のエアロゾルを除去するためのプレ・フィルターを設置すること。
- 使用済燃料プールの事故によるジルコニウム火災に対する対策として、高発熱の使用済燃料(直前の計画停止で炉心から取出されたばかりの使用済燃料)を、市松模様配置し、局所的な温度上昇を抑えること。

なお、具体的な復旧活動の内容に関しても、理想的には、極力人的な判断や対応を減らした(パッシブ化)方法を採用することが好ましい。たとえば、格納容器のベント操作について考えた場合、発電所内にいる事故の対応者が格納容器の圧力を監視し、所定のレベルまで上昇したところでベント弁開放の了解を得るため本社に連絡をし、本社から政府機関に連絡をして了解を得るという経路を辿っていたのでは、それぞれの立場にある者の思惑も影響し、福島で経験された問題が繰り返される可能性がある。

また、事故発生時の気象条件によっては、計画した対応ができなくなったり、予定よりも時間がかかったりすることがある。そして、テロによる事故の場合、昨今の事件を振り返ってみれば、自爆、殺傷、人質などの凶悪な行為はセットであり、人的な復旧活動の実行が計画通りに進められるとは考え難い。そのような状況下でも確実に働くのがパッシブである。

格納容器ベントの例では、操作する弁がなく、所定の設定圧で自動的に流路が開放するラプチャー・ディスクを使ったベント系である。正しい技術的な判断をする知識や経験のない上長(上司)のための説明に時間を浪費することも、危険な環境下での弁操作も不要となる。

過酷事故評価と対策に関しては、原子力規制委員会の規制基準に、事故シナリオを任意に選定しているという問題があるが、電力事業者においては、初めから 100TBq(Cs-137)への適合に合わせた評価となっており、そのため復旧活動の担保が必須条件となっており、復旧活動が首尾よく行われないうちに備えたバックアップが欠落している。

欧米においては、原子炉設備の運転パラメータが中央制御室の制御盤から消失する場合、同一パラメータに対してチャンネル間で不一致が生じる場合、事故の進展が悪化し、所内の職員を撤退させなければならない事態、テロリストによる一時的な侵略を許してしまう場合も想定し、そのような状況における運転操作の訓練やバックアップなどを計画している。ところが、これらが、テロリストの侵入以外は、全て福島事故において経験された事態であったにもかかわらず、日本においては、どの事業者においても、依然積極的な取組みが行われていない。

4. 原子力規制委員会の審査方法の問題

4.1 審査プロセス

原子力規制委員会は、電力事業者に対する審査プロセスの透明性と公開性の重視を掲げており、その実践として、審査の公開ミーティングの全発言録や動画を発表している。しかし本来の主要な審査プロセスは、このような公開ミーティングによってではなく、電力事業者が提出した申請書に対して行われる専門家の審査官による念入りな審査によってであるべきで、原子力規制委員会側が電力事業者に対してどのような追加情報を要求し、どのような異なる意見を提示したのか、そして、それらに対して電力事業者がどのように対応し、どのように解決が進んでいったのかが追跡できる記録として残されるべきである。実際、米国では、そのようなプロセスが採用されている。

また、公開ミーティングの記録としては、内容が正確に圧縮された議事録が有用であり、全発言録や動画が後々重要になるのはよほど特殊な事情が生じた場合だけであり、通常の目的のためには冗漫なだけである。不審を抱くのは、もし、実際にそのような議事録がないとするならば、どのように公開ミーティングの議事がまとめられているのかという点である。公開されるべきは、そのような読みやすい簡潔な議事録であって、それが将来、より役に立つはずである。

透明性や公開性は、その場に居合わせた傍聴者や、現在関心を持っている人々に対してだけでなく、その場にいなかった人々、将来関心を持つかもしれない人々のためのことも考慮されるべきである。

上述の米国におけるプロセスは、規制者と申請者との間で、規制者が納得するまで質疑応答の文書を何度も往復させるものであるため、必然的にかなりの時間を要するものとなる。特に、一旦申請者に対して認可を与えることにより、公衆と環境に対して恒久的な影響を及ぼす場合には、かなり厳格で慎重なものとなっている。たとえば、運転認可更新(40年から60年への延長)の審査、10%以上の出力アップの審査、新設プラントの審査(候補地の事前立地審査、型式審査、建設・運転認可審査)に対しては、下記の各表の通り、通常、数年越しのプロセスになる。

このような質疑応答の文書を何度も往復させるというプロセスによらない日本の審査のやり方は、大幅な時間の短縮となり、申請者には歓迎されるかもしれないが、審査の緻密さ、審査官の責任、審査プロセスの透明性と将来の検証性においては、極めて不十分である。

運転認可更新(40年→60年)の審査期間(最近承認された5プラント)

プラント名	申請書受理日	承認日	審査期間
ホープ・クリーク	2009年08月18日	2011年07月20日	23ヵ月
コロンビア	2010年01月20日	2012年05月22日	28ヵ月
ピルグリム	2006年01月27日	2012年05月29日	76ヵ月
リムリック	2011年06月22日	2014年10月20日	40ヵ月

キャロウェイ	2011年12月19日	2015年03月06日	38.5ヵ月
--------	-------------	-------------	--------

10% を超える出力アップの審査(最近承認された3プラント)

プラント名	アップレート	申請書受理日	補正版 発行回数	承認日	審査期間
グランド・ガルフ	13.1%	2010.09.08	42	2012.07.18	22.5ヵ月
モンティセロ	12.9%	2008.11.05	52	2013.12.09	61ヵ月
ピーチ・ボトム	12.4%	2012.09.28	27	2014.08.25	47ヵ月

新設プラントの審査(候補地の事前立地審査=ESP)

候補地	申請書受理日	承認日	審査期間
クリントン	2003.09.25	2007.03.15	42ヵ月
グランド・ガルフ	2003.10.16	2007.04.05	42ヵ月
ノース・アンナ	2003.09.25	2007.11.27	50ヵ月
ヴォーグル	2006.08.15	2009.08.26	36ヵ月

新型炉の型式審査(DC)

炉型名称	申請者	申請書受理日	承認日	審査期間
AP1000(1)	ウェスチング	2002.03.28	2006.03.10	47.5ヵ月
AP1000(2)	ハウス	2007.05.26	2011.12.30	55ヵ月
ESBWR	GE日立	2005.08.24	2014.10.15	109.5ヵ月
U.S. EPR	アレバ	2007.12.11	2015.03.27で中断	
US-APWR	三菱重工	2007.12.31	2014.03.31で中断	
ABWR(更新)	東芝	2010.10.27	遅れ(完了未定)	
ABWR(更新)	GE日立	2010.12.07	遅れ(完了未定)	

増設プラントの建設・運転認可(COL)

プラント名	炉型	申請書受理日	承認日	審査期間
ヴォーグル 3、4号機	AP1000	2008.03.28	2012.02.09	46.5ヵ月
サマー 2、3号機	AP1000	2008.03.27	2012.03.30	48ヵ月
フェルミ 3号機	ESBWR	2008.09.18	2015.02.04	76.5ヵ月

4.2 審査指針と専門機関の支援体制

規制基準に対する適合性審査を入念に行うためには、具体的な審査対象の項目とそれぞれに対する判定基準を示した審査指針が準備されているべきであった。これがあることによって、審査のプロセスがより客観的になり、プラント間の整合性も保たれる。逆に、これがない場合には、審査のプロセスが主観的になり、プラント間の不整合が生じる可能性がある。

さらに、入念な審査が行われるためには、審査官の技術レベルと審査官の審査業務を補佐するシンク・タンクが存在し、申請者から提出される情報を独立的な立場で評価する能力と独立に開発された解析ツールとが必要になる。これには、確率論的リスク評価(PRA)に使われる解析コードや、過酷事故の進展解析に使われる解析コードも含まれる。米国エネルギー省(DOE)の傘下には、17の国立研究所が設置され、それらのほとんどがNRCのシンク・タンクとして技術的なバックアップを提供している。1925～2013年の間、ノーベル物理学賞と化学賞を受賞したDOE関係の科学者は100名を超え、原子力分野においても産業界を圧倒している。NRCを支援している主な国立研究所とそれらの主な技術分野は、以下の通りである。

国立研究所名		技術分野
ANL	アルゴンヌ	金属材料の劣化問題、検査技術
BNL	ブルックヘブン	コンクリート構造物の強度解析、劣化問題
INL	アイダホ	ヒューマン・ファクター
LANL	ロス・アラモス	格納容器サンプ、ECCS ストレーナの閉塞問題
LLNL	ローレンス・リバモア	地震
ORNL	オーク・リッジ	原子炉圧力容器の破壊力学解析
PNNL	パシフィック・ノースウエスト	地質、水理学、津波ハザード解析
SNL	サンディア	火災解析、過酷事故解析
SRNL	サバンナ・リバー	使用済燃料の劣化問題

他方、日本の原子力規制委員会の傘下に、これに匹敵するほどの体制を確立することは困難であり、そのようなハンデがある中で、審査指針もなく、質疑応答の文書のやり取りもないままに、短期間で入念な審査を行うことは、事実上不可能である。

4.3 公衆との関り

原子力規制委員会の公衆との接し方には、「公衆に対する奉仕者」としての立場に反すると思われるような、幾つかの懸念される点が見受けられる。

公衆は、原子力規制委員会に対し、「電力事業者から独立した機関であるべきだ」とは考えているが、「公衆からも遊離した孤立した機関であるべきだ」とは考えていないはずである。

- ④ 関係法令の改訂案、規制基準の案に対するパブリック・コメントの受付け期間が著しく短く(3~4週間)、しかも、受付け媒体、形式、字数に対する制限が多く、パブリック・コメントを歓迎している意思を感じられないこと。また、受付けたパブリック・コメントを分析し、反映する仕組みがなく、一方通行であること。
- ⑤ 地元自治体や市民団体からの要望や意見を聞き入れ、意見交換をする仕組みが少ないこと。メディア対応(記者会見)などにおいて、しばしば、質問者の発言を遮り、露骨な攻撃的な発言が見受けられること。

5. 結論

規制基準などの原子力安全に関する規制要件、それに対する各原子力発電所の適合性、および、規制機関の審査・検査能力については、どの国においても完璧ではない。また、完璧であると宣言するような傲慢さがあるべきではない。

そんな中で日本は、飽くまで国内向けではあるが、完璧とまでは言わずとも「世界最高水準」と豪語し、少なからぬ割合の国民がそれを素直に受け入れている。

筆者は、現実の世界で長年実務に携わってきた者として、完璧さを求め、それを達成できていないことに対し、一切の妥協も許さないというほどの厳格な立場をとるものではない。にわかには「世界最高水準」を到達することを期待もしてはいない。

しかし、筆者の視点からのより深刻な日本の原子力の問題は、技術的な各論の前に、基本的な原子力の安全問題に対する無責任な不作為と、さまざまな実務のプロセスの中に見られる巧妙で不健全な欺瞞、すなわち、ミスリーディングに特徴付けられているように感じられる。その幾つかについて本文から抽出し、改めて指摘しておきたい。

☆ 放置され続ける不完全な規制体系

原子力安全の目的は、原子炉事故による放射線の影響から、公衆の健康と安全、現在と未来のための環境を守ることにある。これは、原子力の民生利用が開始されたときからの基本である。ただし、実際に福島事故を経験し、たとえ原子炉事故による放射線の影響が、直接的には公衆の健康と安全に顕著な影響を与えなくても、現実には、間接的に著しい影響を与え、地域社会や文化も破壊し、国に莫大な経済的損害を与えるものであることを知った。

そのことは、原子力規制の限界を示唆するものであるが、それだけに、内部事象、外部事象、人的要因の脅威から公衆の健康と安全、現在と未来のための環境を守るため、深層防護の各層に対する規制の整備は、優先順位を設定し、計画的に進められていく必要がある。

ところが現状は、第5層が原子力規制委員会の所掌範囲から除外され、テロ対策が著しく脆弱なままで放置され、将来の取組みの展望さえ示されていない。

規制基準の整備状態マトリックス

(濃い陰影ほど不備であることを相対的に示す)

深層防護 脅威	第1層 保守的な設計	第2層 故障の検知性	第3層 設計基準事故	第4層 過酷事故	第5層 原子力防災
内部事象					
外部事象					
人的要因(テロ)					

☆ ミスリーディング

楽観的な過酷事故評価

過酷事故評価に関しては、事故シナリオの選定方法としては、信頼性のある確率論(PRA)を採用し、そのように選定されたシナリオに対する評価においては、事故対応を担保した場合と担保しない場合に対して行うのが本来の目的に沿っている。

過酷事故は、多重故障によって発生するが、想定する多重故障の様態に対してルールを設定しない場合、無限の組合せが存在することから、事故シナリオの選定方法として決定論を採用して限定したとき、どうしても恣意性が生じるからである。

事故対応(復旧活動)の担保は、かつては、しない場合のみを対象としていた。それは、過酷事故評価の目的が、「どう転んでもこれ以上悪い事態は起り得ない」という事態(最悪の事態)を把握することだったからである。また、事故対応を担保した評価のみでは、それが失敗した段階で直ちに未知の領域に転落してしまい、その先が暗中模索になってしまうからである。福島事故では、その進展の途中、まさに何度も最悪の事態が問われ、暗中模索であった。

本来の過酷事故評価

事故シナリオの選定方法 事故対応の担保	決定論	確率論(PRA)
あり	設計事故評価	過酷事故評価
なし		過酷事故評価

ところが、日本の過酷事故評価は、敢えて最悪の事態を知ること避け、暗中模索に陥らせるものとなってしまっている。すなわち、事故シナリオとしては、決定論によって恣意的と疑われてもしかたのないものが選択され、その先の進展解析においては、復旧活動が担保されている。

日本の過酷事故評価

事故シナリオの選定方法 事故対応の担保	決定論	確率論(PRA)
あり	設計事故評価 過酷事故評価	
なし		

選定された事故シナリオは、一見してかなり厳しいと思われるものを含んでいる。しかし、復旧活動を担保することによって、放射性物質の放出量はかなり抑えられることにはなっている。その結果、次のような印象を与えることになる。

過酷事故は、著しく起こり難い事象を想定した場合においてさえも、それによって環境に放出される放射性物質の量は十分に低い。

しかし、選択された事故シナリオと同等かそれ以上に起り易く、環境に遥かに大量の放射性物質を放出し得るシナリオは、実際には幾つもある。そして、復旧活動の担保についても、それが期待できない状況は多々想定される。

無視されている非安全系

「安全系さえ健全であれば、原子炉事故には至らない」という単純化された誤った理解の流布も、重大なミスリーディングである。実際、一般には、原子力発電所にとっての最大の脅威となり得るのは、非安全系である所外電源喪失が起因となる全交流電源喪失(SBO)である。川内原子力発電所の場合、それは、台風、地震、火山灰の降積などの、同原子力発電所においては、比較的ありがちと思われる自然現象によって起こり得る。

数のトリック

コンピュータを使って解析したと言い、たとえば、「炉心損傷頻度が 5.1×10^{-6} /炉年」、「安全余裕が 3.2」のように、実際に数値を使った説明は、一見客観性があり、一定の説得力をもつ。しかし、これらの数は、実際には著しい誤差や不確定さを含んだ多くの因子の掛け算であったりして、1桁や2桁もの幅をもつもので、意図的に操作することもできる。また、比較的大きな安全余裕は出力値に対してであって、入力値に対しては実は著しく小さな余裕しか許容できないと言う場合がある。

達成できない安全目標

原子力規制委員会が掲げる安全目標は、羊頭狗肉と言わざるを得ない。すなわち、100TBq (Cs-137)を上回る放射性物質の放出を伴う原子炉事故の年超過確率 10^{-6} は、IAEA の安全目標より一桁も厳しい。そして、そのことの実証ができなくても反証されなければよいかのごとく、まるで、この安全目標を達成しているかのような印象を世間に対して与えている。しかし、日本の自然環境の厳しさを鑑みれば、これは到底達成できないものであることが明らかである。

うわべだけの透明性・公開性

原子力規制委員会による審査プロセスは、審査会合における全発言録と動画が公開され、透明性と公開性が実践されている印象を与えている。しかし、そもそも審査プロセスの主体はそのような会合の場にあるのではなく、きちんと経緯が追跡可能な、規制者と申請者の間を往復する公式な質疑応答の文書によるべきである。

尚、以上のミスリーディングの問題は、本意見書(分冊-II: 川内原子力発電所に対する設計基準地震動の設定プロセスとそれに基づく耐震安全性についての考え方、および、安全目標の適合性に対する評価に関する諸問題)において詳述されるように、たとえば、設計基準地震動の応答スペクトルの策定プロセスの中にも幾つか含まれている。