

平成26年(ヨ)第31号 大飯原発3, 4号機及び高浜原発3, 4号機運転差止
仮処分命令申立事件, 平成27年(モ)第38号 保全異議申立事件

債権者 松田正 ほか8名

債務者 関西電力株式会社

第28準備書面

平成27年11月6日

福井地方裁判所 御中

債権者ら代理人弁護士 河合 弘 之

ほか

債権者らは、新規制基準及び安全性の考え方が、米国の基準及び安全性の考え方と比較して安全確保策として不十分であり、新規制基準に基づき設置変更許可処分を受けた本件原発の運転が認められないことにつき、佐藤暁氏の意見書(甲375号証の1)に基づき以下に述べる。

目次

第1	はじめに	3
第2	原子力発電所の安全確保に関する基本的考え方及び新規制基準の欠陥	4
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	4
2	安全設備はいくつもの設備の集合した系統である。系統全体の健全性が確保される必要があり、その健全性を担保するための広範囲の検証は不可欠である。	5
3	確率論的リスク評価(PRA)の誤差は大きい。日本は確率的リスク評価を行なえる状況にない。	7
4	原子力発電所の安全に対する脅威の実証的把握が必要であるが、日本はその考え方もそのための制度も出来ていない。	9

(1) 内部事象	9
(2) 外部事象 (地震)	10
(3) 地震に伴い, 具体的にどのような機器が損傷することで, 炉心損傷に至るのか。	10
(4) 外部事象 (火災)	11
(5) 外部事象 (その他)	11
(6) テロ, 戦争	12
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	14
6 荷重は, 地震加速度の増大割合に比例せず, それ以上に増大する可能性がある	16
7 小括	18
第3 新規制基準の問題 (甲 3 7 5 の 1 2 2 頁～3 4 頁)	19
1 新規制基準の問題検討の視点	19
2 脅威の抽出と対処の不備	22
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	28
4 立地基準の欠落	30
第4 規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題 (甲 3 7 5 の 1 3 5 頁～4 1 頁)	31
1 福島事故の教訓	31
2 過酷事故評価と対策	34
第5 まとめ (甲 3 7 5 の 1 4 6 頁～4 8 頁)	39
1 放置され続ける不完全な規制体系	39
2 楽観的な過酷事故評価	39
3 原発の安全性に関する誤りの流布	40

第1 はじめに

- 1 原発は安全でなければならない。しかも、他の危険施設と異なって、重大事故が起きた時の被害は例えようもなく甚大であり、福島原発事故で現実発生し進行している被害は、人の生命身体への危害、財産の喪失にとどまらず、日常生活を奪われ、住み慣れた土地を追われ、コミュニティが破壊され、生業を奪われ、家族が離散され、等々、深く広く、また、将来の見通しも立たない時間的・空間的に人知を超えたものである。

原発は安全でなければ設置・運転してはならない。原発の安全性を追求し、原発の安全性を担保することを目的として基準を作成し、当該原発がその基準に適合するか否かを判断することは、原発の安全確保のために必要な措置の1つであり、基準に適合することは原発を運転するための必須の条件であるが、基準適合性が認められたからというだけで原発の運転が許されるわけではない。基準が原発の安全性確保に不十分な内容であれば、その基準に適合するか否かの判断は非安全な基準に適合するか否かの判断であり、徒労に過ぎない。審査基準が不合理であるか、基準に適合性の判断過程に看過しがたい過誤・欠落があれば設置許可処分は違法であるとする伊方最高裁判決は当然の理を述べている。

- 2 政府関係者や原子力規制委員会委員長までが、新規制基準は、世界最高水準であると発言したり、世界最高水準のレベルであると発言したりしている。

原発の安全に係る基準は、仮に世界最高水準の基準であろうと安全が守られないならば欠陥のある基準であり、その意味では水準の問題ではないが、世界の水準と比較して日本の基準が劣っていれば、そのことだけで日本の基準は原発の安全性確保のためには不十分な基準である。そのような基準によって設置許可・設置変更許可がなされた原発の運転が許されないことも当然の理である。

以下には、主に米国 NRC の基準との比較を通じて、日本の新規制基準が原発の安全性確保のために劣る内容であること、福島原発事故で必要性が明らかになっ

た対策をとっていないことを明らかにし、そのような新規制基準によって設置変更許可処分がなされた本件原発の運転が許されないことを述べる。

第2 原子力発電所の安全確保に関する基本的考え方及び新規制基準の欠陥

米国の規制基準、米国の原発に関するデータから得られた知見をもとに、原子力の安全を考えるにあたって必要とされる基本的視点とその視点から見た場合の日本の新規制基準の基本的欠陥は以下のとおりである（甲375の1 1頁～22頁）。

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) 日本の政府・電力会社は、原発の安全機能について、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」と定義し、そして、安全機能を担う構造物、系統、機器（以下「構成部品」という）の健全性さえ守られるならば、原子炉の安全性が維持されると主張し、本件においても債務者はそのように主張している。

しかし、安全系の構成部品の炉心損傷リスクに対する寄与は相対的に大きい、多くの例外があり、原子炉設備のある構成部品が、「安全系」か「非安全系」かという分類をして安全系の健全性を守る発想では、原発の安全を守るための欠陥を有することになる。

(2) 米国では、炉心損傷リスクへの寄与が大きい小さいかをより重要視し、個々の構成部品の炉心損傷リスクへの寄与を確率論的リスク評価（PRA）によって定量化し、そのような評価を適用した結果、安全系とは言っても低リスクに属する構成部品はかなり多く、逆に、非安全系にありながら高リスクに属する構成部品も少なくはないことが明らかにされた。しかし、日本は未だこのような検証をしていない。

(3) 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。

また安全系と非安全系の電気ケーブルが一緒に布設され、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いれば、後者の故障が原因で当該の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）、安全系の構成品を破損させれば、その先が炉心損傷事故に繋がることもありうる。米国では、原子炉建屋とタービン建屋の位置を、タービン・ミサイルが起きた場合に炉心方向に動翼が飛ばないように配置しているが、日本ではそのような配置になっていない。

- (4) 一般に、安全系の構成品は、非安全系の構成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、常にこの通りに振る舞うとは限らない。1975年3月にブラウنز・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、安全系とされる緊急炉心冷却系も非常用電源も喪失してしまったが、非安全系とされ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、非安全系とされる常用の所外電源が利用できたことを挙げる事ができる。

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。

2 安全設備はいくつもの設備の集合した系統である。系統全体の健全性が確保さ

れる必要があり、その健全性を担保するための広範囲の検証は不可欠である。

(1) 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、それらのどの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、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、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には、過去の一連の作業による担保が無効となり、再度やり直しとなる可能性がある。

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。

当該系統が安全系と非安全系で構成されている場合、非安全系の構成品の損壊が安全系の構成品に害を及ぼすことがあるので、安全系だけの健全性を確保するだけでは不十分であり、非安全系の健全性も確保する必要がある。

(2) 系統の健全性を確認する必要がある一例として非常用ディーゼル発電機を取り上げると以下のように広範囲の検証が必要であることがわかる。

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，燃焼用空気の呼気系統，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作動し，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，燃焼用空気の呼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こ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，特殊な環境試験も追加する必要がある。

- (3) 安全審査において，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が検証される必要があるが，日本で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ない。

3 確率論的リスク評価(PRA)の誤差は大きい。日本は確率的リスク評価を行なえる状況にない。

- (1) 原子炉事故の発生頻度は，膨大なケースの予測シナリオに沿って，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。

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提言対策の実施を，全事業者に対して求める通達

(GL88-20)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(GL88-20, Supplement 4)では、外部事象に広げてこれを行なった。前者と後者の活動は、それぞれIPE, IPEE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、河川やダムが決壊など)、火災、降雪などがあり、流水や魚群、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、主観に委ねた設定では、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、以下のとおり結果は、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

$$= (\text{発生頻度}) \cdot \{(\text{Aの失敗率}) \cdot (\text{Bの故障率}) \cdot \dots\}$$

$$\text{基本} : (0.02) \cdot \{(0.1) \cdot (0.4) \cdot (0.3) \cdot (0.2) \cdot (0.5) \cdot (0.1)\}$$

$$= \underline{2.4 \times 10^{-6}}$$

$$1.5 \text{ 倍にアップ} : (0.03) \cdot \{(0.15) \cdot (0.6) \cdot (0.45) \cdot (0.3) \cdot (0.75) \cdot (0.15)\}$$

$$= \underline{4.1 \times 10^{-5}}$$

$$2 \text{ 倍にアップ} : (0.04) \cdot \{(0.2) \cdot (0.8) \cdot (0.6) \cdot (0.4) \cdot (1) \cdot (0.2)\}$$

$$= \underline{3.1 \times 10^{-4}}$$

(2) そこで、主観による極端なバラつきを抑えるため、米国では、PRAの規格が制定され(米国原子力学会、米国機械学会)、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・環境総局からの委託で、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。これは、後述する理由とも併せて考察し、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。

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・レビューやベンチマーキングの仕組みも構築し、運用する必要がある。それがなされていない日本で、PRAを語ることは危険極まりない。

4 原子力発電所の安全に対する脅威の実証的把握が必要であるが、日本はその考え方もそのための制度も出来ていない。

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、それぞれどの程度の炉心損傷頻度（CDF）が予想され得るものなのかを検証する必要がある。米国ではその検証が行われている。

（1）内部事象

米国の各事業者が1990年代初めにNRCに提出した前述のIPE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）率で決定される。

（２）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で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。

（３）地震に伴い，具体的にどのような機器が損傷することで，炉心損傷に至るのか。

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，現実はそのようではない。電気機器やコンクリート構造物など，より脆弱な構成品は数多い。

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，MCC，L/C，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 	<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 ・ 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） ・ RHR系の損傷（熱交換器 	<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 ・ HPCI系の損傷（BWR） ・ 非常用サンプ弁ベローの損傷（PWR）

ンバーターの損傷による)	や弁の損傷)	<ul style="list-style-type: none"> ・ アイス・コンデンサーの損傷 (PWR) ・ 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 ・ RWST の損壊 (PWR)
--------------	--------	--

NUREG-1742, Vol.1 (2002年4月発行) より抜粋引用

(4) 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。

(5) 外部事象 (その他)

その他の外部事象で、原子炉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），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。今までのところ竜巻は，日本においては，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。

なお，日本において，有意で特有な脅威としては，火山の噴火と津波がある。

（6）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。

内部事象と外部事象の寄与について見ると，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。外部事象の脅威のうち自然現象に関しては，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ができる。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。

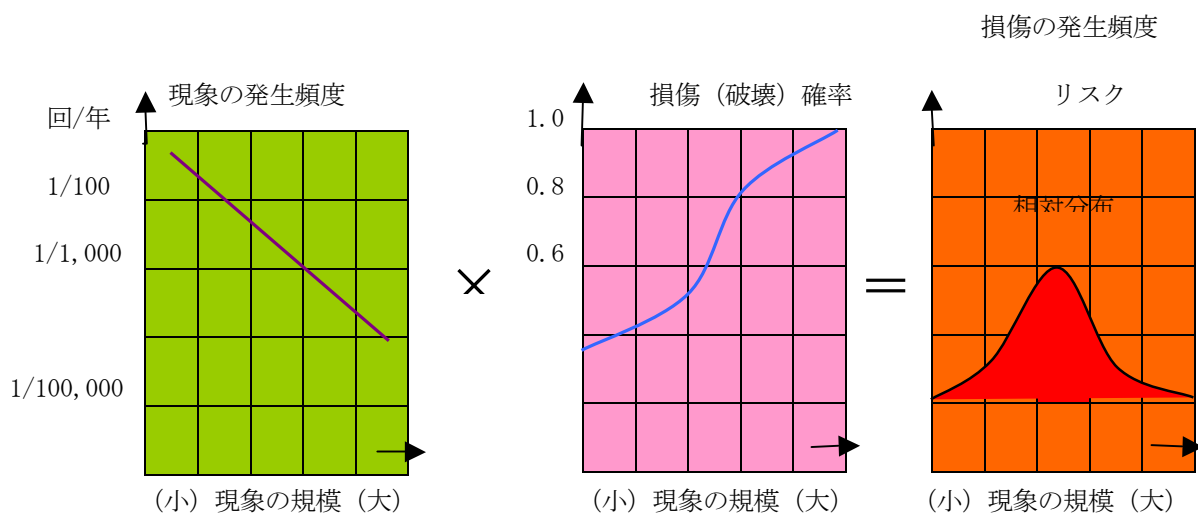
テロの上には、より規模が大きく、戦争もあり得る。ほとんどの資産保険の約款に戦争を免責条項として掲げるように、戦争は、可能性を排除できないリスクである。現に、過去約100年の間に2度の世界大戦が発生している。テロは、そのような世界大戦よりは頻度が高く、より突発的で、国際条約なども無視して実行される。

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。

それに対する日本の検証、対策は不明にされている。情報を公開して批判に耐えうる対策で無ければ、安全対策としては無きにひとしい。

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

(1) 自然現象の破壊力は、それらの規模と共に増大する。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。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。



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。

(2) 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。福島原発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によれば、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、日本で4基が運転中のABWRである台湾の龍門原子力発電所（設計基準地震加速度 0.4 g）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。

(3) 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（VIE）=5と定義し、一桁ごとに1ずつ繰り上げて表される。「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VIE=7の場合は絶望的であるが、VIE=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，燃焼用空気の呼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。

日本では，この検討がなされていない。

6 荷重は，地震加速度の増大割合に比例せず，それ以上に増大する可能性がある

- (1) 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%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り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。流速と流体振動には線形性がなく，一説では，振動が流速の6乗に比例するなどと説明された。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露される場合、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。従って、蒸気流量を15%増加させただけなのに、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、あるパラメータの軽微な変動が、機器の性能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。

- (2) 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。

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、使用済燃料キャスクの取扱いにも使われることから、「安全系」に分類される。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ガルだとすると、100トンの吊り荷重に対しては、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「解放基盤」における最大表面加速度（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・ロープが切れてしまう可能性もある。

米国においては、天井クレーンが、最大荷重を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、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。

7 小括

原発の安全性を考えるうえで、以下の基本的視点が重要であるが、日本ではその考え方及びその考えに基づく対処が不十分である。

- (1) 「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。
- (2) 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。
- (3) 米国において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筈である。
- (4) 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、更に大きな脅威のはずである。
- (5) 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。
- (6) 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として整備されていない。
- (7) 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の可能性がある。
- (8) 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、一般に線形性はない。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。

第3 新規制基準の問題（甲375の1 22頁～34頁）

1 新規制基準の問題検討の視点

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、①内部事象、②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ことで、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。

- (1) 日本における原子力関係の規制要件（規制基準）の整備状況の現状はについて、全般的には、次のマトリックスと解される。

規制基準の整備状況マトリックス

(濃い陰影ほど未完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					

まず、第5層の原子力防災に関しては、これが原子力関連の規制要件の範囲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、考え方の統一が図られていない。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。

- ア 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。）
- イ 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。）
- ウ 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。）
- エ 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、数ヶ月間実施されず。）

(2) 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には、復旧活動を期待しない場合と期待する場合の2通りを適用するのが国際的な慣例である。

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（NUREG-7110）。

復旧活動は、かつての過酷事故評価においては、期待されていない。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？」といった問いが何度も繰り返されていた。

しかし、復旧活動を期待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。当該の活動の有効性が確認できるからである。従って、過酷事故評価においては、復旧活動が担保される場合とされない場合が含まれることになる。

日本の過酷事故評価を以上の国際的な慣例に照らしてみると、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必ず担保されており、重大な乖離がある。

(3) 日本では、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）、保安要員の適正（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。

テロリストのリスク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，発生率が100年に1回の脅威に対し，勝率が99勝1敗以上（リスクが 10^{-4} /年以下）を保証するというのは，決して容易なことではないはずである。

2 脅威の抽出と対処の不備

(1) 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である。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	機器の故障, 損傷	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	
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。
		地下水の侵入	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・適正・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
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（IPEE）。	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）。土壌，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に対する専用の降雪バックアップ電源。（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	複数個所からの同時侵入，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	2000年代	不完全

	バーテロ（遠隔，直接持ち込み）への対策。	（新規制追加）	
14	原子力施設が，一時的にテロリストに征圧された場合（H A B）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（E DMG）の制定と訓練。	2000 年代 （新規制追加）	未着手

(2) それぞれの項目を細分化すれば，さらに膨大なリストとなる。

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，日本では，少なくとも以下についての評価が欠落しているか，不十分なままである。

ア 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，炉心損傷の可能性がある。）

イ 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，多例ある。特に，タービン動翼の回転方向に原子炉が配置され，地震多発の日本においては，再評価が必要である。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がある。）

ウ 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。）

エ 地震と他の自然現象（豪雨，強風，関連，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を与える。）

オ 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。）

- カ 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。)
- キ 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。)
- ク 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月の余震では, 使用済燃料プールの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, サブレーション・プール水位「高」の誤検知など, 各原子力発電所にて多発。)
- ケ 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。)
- コ 天井クレーンが使用済燃料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加速度 (PGA) 400ガルは, 建屋の固有振動数帯域で増幅されるため, 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。)
- サ 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ノズル・ダム (PWR) の脱落, 主蒸気ライン・プラグ (BWR) の脱落。)
- シ 地震の発生に備えたハウスキーピングの要件 (工事中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。)
- ス 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。)

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

(1) 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。

ア 原子力発電所が, 10,000年に1回 (10^{-4} /炉年) 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 (10^{-2}) で原子炉事故の進展を食い止めることができること。

イ 原子力発電所が, 100,000年に1回 (10^{-5} /炉年) 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% (10^{-1}) 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。

ウ 原子力発電所が, 500,000年に1回 (0.2×10^{-5} /炉年) 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% (5×10^{-1}) 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) 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, 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く, 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ぬことになるのだが、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100km³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600km³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。

(3) なお、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。大量被ばくによる急性死やそれよりも少量の被ばくによる盤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ばく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。

4 立地基準の欠落

原子力発電所に適用される立地基準の目的は2つある。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、その影響が十分限定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、いまさらこれらに対して厳しい要件を課す意味が余りない。そのためか、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圏内に幾つもの病院があったり、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、飲料水原が近いことなども、原子力発電所の立地上、好ましくない特徴である。

日本は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、今さら改めては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2つの目的が全く考慮されていない異常な状況である。

第4 規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題（甲375の1 35頁～41頁）

1 福島事故の教訓

(1) 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、当事国であった日本だった。福島原発事故の教訓の反映を米国と日本で比較すると以下のように日本は不備である。

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）	○	×	○	△	○
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	○	×	○	△	○
制御室と緊急対策室の連絡ミス	○	×	○	×	○
地下水の侵入により内部溢水	○	×	○	×	○
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	○	×	×	△	○
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	○	×	×	×	×

(2) 反映されていない具体的な内容は以下のとおりである。

ア 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（甲404「高浜3号炉及び4号炉重大事故等に対する対策の有効性評価の成立性＜炉心損傷防止＞

①2次冷却系からの除熱機能喪失 ②③全交流動力電源喪失（原子炉補機冷却機能喪失含む）⑤原子炉停止機能喪失」、甲405「大飯3号炉及び4号炉重大事故等に対する対策の有効性評価の成立性」）。

イ 使用済燃料プールの損傷、排水、発火（ジルコニウム火災）は、福島原発事故では葉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中に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施されていた。

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も、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。

ウ 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、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、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、過酷事故対策対応の専門家が、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、著しく隔てられている。

エ 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、事故に至らしめてしまった。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。

オ 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。福島原発事故後、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ず、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。

カ 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が作用するという事態は十分想定されるにもかかわらず、そのような事態を排除し、解析されていない。

(3) 福島原発事故からの教訓は数多い。しかし、日本の電力事業者は、ただ単に一群の発生防止策にとどまっている。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、訓練に努めることはせず、発生防止策が成功しなかった場合のことについては、それを問うことも、考えることも、為すこともしていない。

2 過酷事故評価と対策

(1) 米国では、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様態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限定したとき、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 と高温クリープによる蒸気発生器の伝熱細管破断 (TI - SGTR) の組み合わせも加えている。

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こり得ない」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نز・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。

(2) 米国と日本の過酷事故評価を比較すると以下の表のようになる。

米国の過酷事故評価

方法 事故対応	事故シナリオの選定	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

方法 事故対応	事故シナリオの選定	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			

(3) 日本の電力事業者による過酷事故評価は、米国の考え方とはそぐわないもの

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。例えば川内1, 2号機, 大飯3, 4号機, 高浜3, 4号機のいずれの場合も、以下の具体的なシナリオを含んでいる（甲406「新規規制基準適合性審査に係る申請の概要について（大飯発電所3, 4号機, 高浜発電所3, 4号機）」）。

- ① SBO+RCP シール LOCA
- 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

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、実際には幾つもある。川内原子力発電所, 大飯原子力発電所, 高浜原子力発電所に対して、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。

- ア SBO+直流電源喪失
- イ SBO+TI-SGTR+当該 SG 隔離失敗
- ウ 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。福島原発事故の際には、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こり得ることである。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想定せずに評価を行うのは、不完全である。

復旧活動においては、それが行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、炉心融解物によって原子炉压力容器が貫通し、原子炉压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压力容器内に注水をした場合には、原子炉压力容器内が負圧になり、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、原子炉压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。）

(4) 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。

- ① 炉心融解物を内包した原子炉压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)。
- ② 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。
- ③ 原子炉压力容器の損傷が、高圧状態で発生した場合の炉心融解物噴射 (HPME) とそれに伴う格納容器の直加熱 (DCH) による損傷。
- ④ 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気中に露出することによる発火 (ジルコニウム火災)。

(5) 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。

- ① 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。
- ② 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、市松模様に配置し、局所的な温度上昇を抑えること。

(6) 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、パッシブ化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なセットであり、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動くのがパッシブである。この場合の例では、操作する弁がなく、所定の設定圧で作動するラプチャー・ディスクを使ったベント系である。

(7) 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そもそもの問題があるが、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場合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、これらが全て福島原発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、依然積極的な取組みが行われていない。

第5 まとめ（甲375の1 46頁～48頁）

1 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。そのために、内部事象、外部事象、人的要因の脅威を抽出し、深層防護の各層に対する規制を徹底しなければならないが、各層の規制は不十分であるうえ、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放置され、立地基準が改訂されないばかりか無視される等、日本の規制体系は不完全な規制体系である。

2 楽観的な過酷事故評価

過酷事故評価は、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、事故対応を担保死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。

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仕方のないものが選択され、その先の進展過程においては、復旧活動が担保されている。

選択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が、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おさえられることになっている。

しかし、選択された事故シナリオと同等かそれ以上に起こり易く、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、実際にはいくつもある。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。

3 原発の安全性に関する誤りの流布

「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は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。

また、コンピュータ解析をしたと言い、その結果の数値を使った説明は一見客観性があり、一定の説得力を持つが、これらの数値は実際には著しい誤差や不確定さを含んだ因子の掛け算であったりして、一桁や二桁もの幅をもつもので、意図的に操作することもできるものである。

さらに、原子力規制委員会がかかげる安全目標は、羊頭狗肉と言わざるを得ない。そして、そ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は明らかである。

以上