

平成24年(ワ)第430号 川内原発差止等請求事件
平成24年(ワ)第811号 川内原発差止等請求事件
平成25年(ワ)第180号 川内原発差止等請求事件
平成25年(ワ)第521号 川内原発差止等請求事件
平成26年(ワ)第163号 川内原発差止等請求事件
平成26年(ワ)第605号 川内原発差止等請求事件
平成27年(ワ)第638号 川内原発差止等請求事件
平成27年(ワ)第847号 川内原発差止等請求事件
平成28年(ワ)第456号 川内原発差止等請求事件

原告ら準備書面40

—国際的基準から見た川内原発の問題点・安全性の欠如—
(佐藤・意見書分冊I [甲A43] をふまえて)

2017年3月10日

鹿児島地方裁判所民事第1部合議係 御中

原告ら訴訟代理人

弁護士 森 雅 美

同 板 井 優

同 後 藤 好 成

同 白 鳥 努

外

目次

第1	はじめに.....	4
第2	原発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（甲A43・1 頁～24頁）.....	5
1	非安全系の損傷は原子炉事故に寄与しないという理解の誤り.....	5
2	安全設備は幾つもの設備の集合した系統であるから、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 こと.....	8
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(甲A43・6頁～).....	10
4	原発の安全に対する脅威の実証的把握が必要であるが、日本では、その考え 方も、そのための制度も、出来ていない(甲A43・9頁～).....	13
	(1) 内部事象.....	13
	(2) 外部事象（地震）.....	14
	(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.....	15
	(4) 外部事象（火災）.....	16
	(5) 外部事象（その他）.....	16
	(6) テロ、戦争.....	17
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(甲A43・18頁～)	20
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 ること(甲A43・22頁～).....	23
7	小括(甲A43・24頁).....	25
第3	新規制基準の問題（甲A43・25頁～36頁）.....	27

1	新規制基準の問題検討の視点.....	27
2	脅威の抽出と対処の不備(甲A43・28頁～).....	31
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(甲A43・33 ～34頁).....	37
4	立地基準の欠落(甲A43・35頁～).....	39
第4	規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題(甲A43・37～43頁)	41
1	福島原発事故の教訓.....	41
2	過酷事故評価と対策(甲A43・40～43頁).....	44
第5	まとめ(甲A43・48～50頁).....	51
1	放置され続ける不完全な規制体系.....	51
2	楽観的な日本の過酷事故評価.....	52
3	原発の安全性に関する誤りの流布.....	53

原告らは、わが国の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・分冊Ⅰ（甲A43）に基づいて、以下に述べる（佐藤暁氏の意見書は、甲A43の分冊Ⅰと同B59の分冊Ⅱがあるが、本書面では分冊Ⅰを扱う。）。

第1 はじめに

1 原発は、安全でなければならない。原発は、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、福島第1原発事故で現実には発生し今も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、家族が離散される等々、深く広く、また、将来の見通しも立たないほど、時間的にも空間的にも人知を超えたものである。

だからこそ、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はあるが、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、無意味な判断だからである。

審査基準が不合理であるか、基準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、当然の理を述べたものである。

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か、世界最高水準のレベルである等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、安全が守られない基準であるならば、欠陥のある基準であって、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ということをも明言できる。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、また当然の理である。

以下には、主に米国 NRC の基準との比較を通じて、①日本の新規制基準が、原発の安全性確保にとって、米国 NRC の基準よりも劣る内容であること、②福島第1原発事故によって、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 原発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（甲A43・1頁～24頁）

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、原発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A43・1頁～24頁）。

1 非安全系の損傷は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、被告九州電力も同様の主張をしている。

しかし、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、多くの例外があり、原子炉設備の個々の構成品が「安全系」なのか、それとも

「非安全系」なのかという分類をして、安全系の健全性を守る発想では、原発の安全を守る上で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か、小さいか」をより重要視し、個々の構成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品も少なく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。

	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

- (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。新潟県中越沖地震で、東京電力柏崎羽原発1号機の原子炉建屋近くの地中に埋設された消火用配管が破裂し、建屋地下の電気ケーブル引き込み口に生じた隙間から水が建屋内に入り、約2000トンが1号機地下の放射線管理区域に流れ込み、地下5階の床上約48cmが水浸しになった現実がある。

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。

だからこそ、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。しかし、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・フェリー原発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、福島第二原発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（非安全系）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（例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。

(甲A43・2頁)

2 安全設備は幾つもの設備の集合した系統であるから、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こと

- (1) 原発に対する地震の影響を考える場合、配管やポンプ等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が、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とで構成され、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が、その場合、経年劣化の模擬も考慮する必要がある。

また、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。例えば、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と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ており、さらに、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(甲 A 4 3・6 頁～)

- (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、さらに、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(又は 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(甲 A 4 3・7 頁)。

ある起因事象の炉心損傷頻度への寄与

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

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

$$1.5 \text{ 倍にアップ} : (0.03) \cdot \{(0.15) \cdot (0.6) \cdot (0.45) \cdot (0.3) \cdot (0.75) \cdot \\ (0.1)\} = \underline{4.1 \times 10^{-5}}$$

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

(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（例えば、米国原子力学会、米国機械学会による規格）、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の結果と、規制機関NRCによる結果の差異比較の制度）が実施された。

事業者によるPRAの結果と、NRC（米国の原子力規制委員会）による結果とを比較すると、のき並み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(甲A43・7頁)。

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、それ自体がさまざまな要因（作業環境、時間的猶予、緊張感など）に左右されるのである。

2003年1月、欧州委員会・環境総局の委託により、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発の炉心損傷頻度が比較されている。

それを、次頁に示すが(甲A43・7頁から引用)、それを見れば分かるように、米国(USA)やフランス(F)では、いずれも、 10^{-5} オーダーの値を示しているのに対し、日本(JA)だけが、それらよりも2桁以上も低い、 1×10

⁻⁷を提出していた。

このことは、後述する理由とも併せて考察し、「日本の原発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」ということを示している(甲A43・7頁)。

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^{-6}
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

このように、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)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のであって、この点に関して、佐藤暁氏は、炉心損傷頻度(CDF)については、甲A43・8頁に掲載されている「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」の例のように、内訳も含めて示されなければならない、「少なくともこ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。」という指摘をされている(甲A43・8頁。下線は原告訴訟代理人)。即ち、それが未だなされていない日本では、PRAを語ることは危険極まりないのである。

4 原発の安全に対する脅威の実証的把握が必要であるが、日本では、その考え方も、そのための制度も、出来ていない(甲A43・9頁～)

原発の安全に対する脅威は、主に、①故障やヒューマン・エラーに負う内部事象、②地震や火災、強風などによる外部事象、および、③人為的な破壊工作、の3つに分類することができることから、これらに対して、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が、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(米国の原子力規制委員会)に提出したIPE(10頁参照)の評価結果によれば、下記の表(甲A43・9頁から引用)の通り、内部事象を起因とするCDF(炉心損傷頻度)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。

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、例えば 1.0×10^{-5} /炉年を $1.0E-5$ と表記。

(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、下記の表(甲A126・p10から引用)の通り、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が、これが、「日本に当て嵌まらなると考える合理的な理由はない」(甲A43・10頁)。

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、例えば、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、例えば 1.0×10^{-5} /炉年を $1.0E-5$ と表記。

(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。

この点に関しては、配管やポンプ等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、現実はそのではなく、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(甲A43・10頁～11頁)。

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 ・ 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 ・ HPCI 系の損傷 (BWR) ・ 非常用サンプ弁ベローの損傷 (PWR) ・ 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(甲A43・11頁)

(4) 外部事象 (火災)

一般に、火災は、地震と並び、原発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、開閉器室などであり、米国における「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」については、甲A43の12頁の表参照。

(5) 外部事象 (その他)

ア 上に見た地震・火災以外の外部事象で、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) 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 (甲A43・12頁)。

イ 米国の場合には、竜巻に対して比較的高いCDF値を掲げるプラントが多いが、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、竜巻は原発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。

ウ この他、日本では、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。

さらに、日本において有意でありかつ特有な脅威としては、川内原発に対する阿蘇山や桜島というような火山の噴火（この問題に関しては、準備書面 7、同 14、同 19 及び同 24 で詳しく論じてきたところである。）、福島第一原発事故におけるような津波があることはいうまでもないが、佐藤暁氏が指摘されるように、「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」（甲A43・13頁）ことは極めて問題であり、危険極まりないことを示しており、佐藤暁氏は、この点に関する日本の原発の問題点を次のように要約されている（甲A43・13頁）。

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、例えば、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。

（6）テロ、戦争

ア 原子力発電施設は、潜在的なテロリストにとって、次の 2 つの理由により、魅力的な標的であると言われている（甲A43・17頁）。

第一の理由は、原発が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。

第二の理由は、原子炉事故を発生させることによって、大きな社会的混乱と経済的損失とを起すことができることである。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発が標的の候補

だったことが、その後の捜査で分かっている。

イ　ところで、これまでみてきた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が、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、例えば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(甲A43・17頁)。

テロ攻撃は、偶然では起こらない(偶然の事象ではない)。

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、まさに、人為的に発生させることができ、また、発生の時期を意図的に操作でき、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。

しかも、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。

テロ攻撃では高度な戦術と武器(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。

このようなテロ攻撃の上には、より規模が大きい戦争もあり得る。

ほとんどの資産保険の約款において、戦争を免責条項として掲げているように、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が、テロ攻撃は、今日ではそのような世界大戦よりも頻度が高く、より突発的であり、国際条約なども無視して実行されるものである。

ウ　以上のようなテロ攻撃の特質の一部を考慮しただけでも、テロ攻撃が、内部事象や外部事象と同等か、あるいは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。

このようなテロ攻撃、即ち、発生率が100年に1回の脅威に対して、勝率が99勝1敗以上を保証する、というのは決して容易なことではない(甲A43・17頁)。

しかも、今日、米国では、サイバー・テロを、原発の安全性に対する最大の脅威と掲げる人もいるのである。

ところが、そのような脅威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なければ、安全対策としては、無きにひとしい。

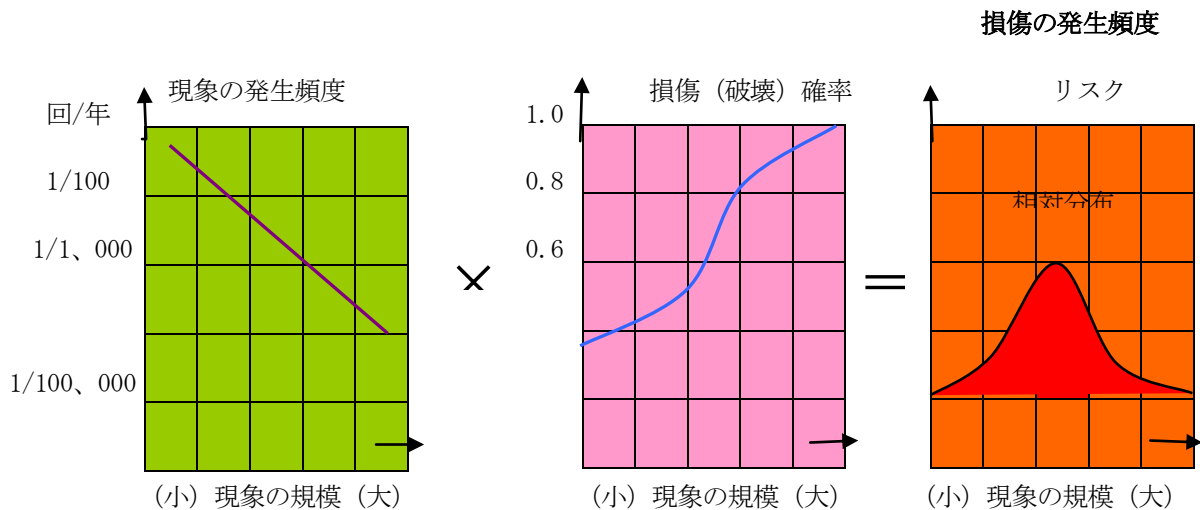
5 規模の大きな自然現象ほど大きな脅威であるとの誤解(甲A43・18頁～)

(1) 自然現象の破壊力は、それらの規模と共に増大する（下の3つの図の真ん中のグラフ参照。甲A43・18頁参照。以下同じ）。

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（下の3つの図の左側のグラフ参照）。

そして、危険性の大小、即ち、損傷発生頻度（リスク）は、両者の積として評価される（下の3つの図の右側のグラフ参照）。



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）に対しても当てはまる。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て得られる値を、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（上の3つの図の右側のグラフの赤い面積に相当する）。

(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。福島第1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 0.25 g である同国のパクシュ原発

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、次の表に見られるように、たとえ設計基準地震加速度未満であっても、有意（10数%）な寄与がある（甲A43・18頁）。

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、パクシュ原発が旧ソ連のPWR（VVER）だからではなく、一般的であって、台湾の龍門原発（設計基準地震加速度 0.4g）や、日本で4基が運転中のABWRの炉心損傷頻度に対しても同様である。さらに、例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あてはまる。

(3) 火山の噴火の規模と炉心損傷頻度の関係

ア 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が、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」というように単純化をすることで、「火山のリスクが軽視されている」（甲A43・19頁）。

イ 噴火に伴って、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。

ウ 所外電源を喪失した原発においては、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が、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。

即ち、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なり、作業は難航する。

エ 以上のように、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、原発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が、日本では、この検討が全くなされてない。

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、佐藤暁氏が作成したものであり、実例ではない(甲A43・20頁)。

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こと(甲A43・22頁～)

- (1) 2000年代になってから、米国において、BWRの原発の出力を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、原子炉压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った。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が、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。

さらに、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

があるが、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～1000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、原発の設備においても、過去にはしばしば経験されてきた(甲A43・22頁)。

- (2) そこで、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。

われわれは、「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が、「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」(甲A43・22頁)。

例えば、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」に分類されている。

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。

仮に、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、次の式が示すように、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(甲A43・22頁)。

$$100\text{ t} \times (980\text{ガル} + 300\text{ガル}) / 980\text{ガル} \approx 130\text{ t}$$

しかし、300ガルというのは、実は「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2000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トンを繰り返す、ブレーキが利かなくなるかもしれない。また、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のであって、「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」（甲A43・22～23頁）。

この点に関して、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（規制指針RG1.104。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。）、日本の原発においては、そのような要求に対する適合が困難である（甲A43・23頁）。

7 小括(甲A43・24頁)

これまで述べてきたことをまとめると、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、ということである（甲A43・22頁）。

- (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) 一つのシステムの健全性が維持されるためには、当該システムとその補助システム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、わが国特有かつ顕著な自然現象がある。

また、日本の原発においては、これまで竜巻の脅威は認知されていなかったが、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発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。即ち、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。

以上の諸点を踏まえて、佐藤暁氏は、下記の指摘をされている(甲A43・24頁)。

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。

第3 新規制基準の問題（甲A43・25頁～36頁）

1 新規制基準の問題検討の視点

(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

規制基準の問題は、原子力安全に対する脅威の点から3分野に分解し、また、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（下図参照）。ここに「3分野」とは、①内部事象、②外部事象、③人的要因であり、また、「5層」とは、IAEAの深層防護の考え方のことであり、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（甲A43・25頁）。

日本における原子力関係の規制要件（規制基準）の整備状況の現状について、全般的には、次のマトリックスであると解される（甲A43・25頁）。

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					

(2) 第5層の原子力防災について

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がなく、原子力関連の規制要件の範囲・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と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。しかも、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。

例えば、以下の項目を含む福島第1原発事故での課題は、詳細に検討され、かつ、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(甲A43・25頁)。

- 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(福島第一原発事故の際は、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(福島第一原発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(福島第一原発事故の際は、妊婦、乳幼児も含め、事故後、数ヶ月間実施されなかった)

(3) 第4層の過酷事故対策について

ア 次に、第4層の過酷事故対策に関しては、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との2通りに対して行うのが、国際的な慣例である（甲A43・26頁）。

シナリオ選定にPRA（確率論的リスク評価）が用いられるのは、もし、そのようにしない場合、即ち、決定論によって任意に選定される場合には、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、例えば、①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、また、②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の場合。甲A43・26頁）。

イ 復旧活動は、かつての過酷事故評価においては、期待されていなかった。

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。即ち、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。

しかし、復旧活動を期待したケースを、過酷事故評価に追加することには重要な意味がある。

何故ならば、復旧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り、「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。」（甲A43・26頁）。

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、担保されない場合とが含まれるべきであるが、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ており、事故の進展解析では復旧活動が必ず担保されていることから、以上に述べた国際的な慣例とは重大な乖離がある (甲A43・27頁)。

(4) 第3分野の「人的要因」の不備について

次に、日本では、原子力安全に対する脅威の3分野の中では、特に人的要因 における不備が目立つ。

即ち、人的要因の整備については、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。) などといった、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の他、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)、さらには、潜在的な外敵 (テロリスト) からの防護に関する要件等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。

その中でも、「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」 (甲A43・27頁)。それにもかかわらず、テロリストのリスクについては、日本で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、あるいは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。

即ち、「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。」 (甲A43・27頁)。

2 脅威の抽出と対処の不備(甲A43・28頁～)

(1) 原子力規制の目的と対策のあり方

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が、しかし、福島第1原発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って、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て全く抗うことができない、ということである。

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、i) それを招くと想定される脅威を全て特定し、ii) それぞれの起こり得る可能性を精査し、iii) 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(甲A43・28頁)。

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、③の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。例えば、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。

(2) 日本の対応の不備

ところが、日本の原子力規制の場合、そのような脅威に対して、多くの項目について、ノーマークのまま放置されているか、あるいは、米国など海外の水準と比べて、後れが見受けられる。

次頁以下の2つの図は、甲A43・28頁～30頁の引用である。

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。
		地下水の侵入	放水口直撃に対する評価、対策。
強風（台風、竜巻）	建屋地階の水没評価、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	インサイダー・テロ
強力な兵力、高度な戦術、			模擬戦闘訓練（FOF）。
自爆テロ			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	1990、00年代	未着手

	ど)に対する設計基準の設定手法を確立 (PHA)。	一部現在進行中	
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

(3) 地震の脅威に対する日本の対応の不備

上記2つの図の各項目を細分化すれば、さらに膨大なリストとなる。

例えば、地震という脅威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(甲A43・31頁～32頁)。

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1原発で、また、2011年8月に米国ヴァージニア州ノース・アンナ原発で発生。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の例は多々ある。特に、タービン動翼の回転方向に原子炉が配置されており、しかも地震が多発する日本においては、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1原発で発生し、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、氷結等)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(例えば、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、2007年7月の地震による柏崎・刈羽原発での変圧器火災、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

る女川原発での電気盤の火災)

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月の福島第1原発事故では、作業が頻繁に中断した)

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月の東北大震災の余震では、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、サブプレッション・プール水位「高」の誤検知など、各原発にて多発した)

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(例えば、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仮説資機材の整理整頓(ハウスキーピング)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)

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(甲A43・33頁～34頁)

(1) 10^{-6} /炉年を安全目標として掲げていること具体的な要求内容

原子力規制委員会は、Cs-137の放出量 100T B q 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、例えば、次の要求を意味すると解釈することができる(甲A43・33頁)。

ア 原発が1万年に1回(10^{-4} /炉年)の大規模な地震、津波、火山の噴火、台風等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($10^{-4} \times 0.01 = 10^{-6}$)

イ 原発が10万年に1回(10^{-5} /炉年)の巨大規模の地震、津波、火山の噴火、台風等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($10^{-5} \times 0.1 = 10^{-6}$)

ウ 原発が50万年に1回(0.2×10^{-5} /炉年)の超巨大規模の地震、津波、火山の噴火、台風等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($2 \times 10^{-6} \times 0.5 = 10^{-6}$)

(2) 川内原発が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こと

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、10万年に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、原発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、即ち、100万年に1回（ 10^{-6} /炉年）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。

では、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。

例えば、川内原発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7300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100 km³ほどにも達し、南九州一帯を厚さ60 cm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回も巨大噴火をしており、噴出物の体積が600 km³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、川内原発だけでなく、玄海、伊方、島根の各原発にも容易に及んでしまう。

川内原発が、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（甲A43・33頁）。

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（甲A43・34頁）。

(3) 安全目標をCs-137の放出量を基準に設定するのは、世界でも日本以外に例がないこと

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設定すべきである（甲A43・34頁）。

4 立地基準の欠落(甲A43・35頁～)

(1) 立地基準の2つの目的

原発に適用される立地基準の目的は、2つある。

一つ目は、原発の設置場所として、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。

(2) 現在の日本の異常な状況

しかし、川内原発を含め、日本の既設の原発においては、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。

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、飲料水源が近いことなども、原発の立地上、好ましくない特徴である。

ところが、日本の原発の多くは、まさにそのような好ましくない場所に設置されており、上述の様々な問題点については、敷地内に入り込んでいる断層が活断層であるか否かという問題点を除いて、今さら改めては問わないという立場である。

福島第1原発事故によって、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1原発は、事故発生時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。

ところが、このような問題についても、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という異常な状況にある(甲A43・35頁)。

第4 規制基準の要件に対する事業者の適合性の問題(甲A43・37頁～43頁)

1 福島原発事故の教訓

(1) 米国と日本の比較

福島第1原発事故では、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が、米国や世界の原子力関係者は、それらを注視し、それぞれ自国の安全対策として反映している。

ところが、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である。

福島第1原発事故の教訓の反映を、米国と日本とで比較すると、以下のよう、日本は不備である(甲A43・37頁)。

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) 福島第1原発事故の教訓が反映されていない具体的内容

反映されていない具体的な内容は、以下のとおりである（甲A43・37頁～39頁）。

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、依然として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B189：「川内原発1号炉及び2号炉 重大事故等対策の有効性評価成立性確認について」・平成25年12月・資料番号SA-004改25）。

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、福島第1原発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、世界中を震撼させた。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り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、福島第1原発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第1原発事故後においても、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、全

く見受けられない。

ウ 制御室と緊急対策室との間の連絡ミスや情報不足は、福島第1原発事故においては、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が、実は、そのようなことは、スリー・マイル・アイランド原発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、福島第1原発事故後においても、依然として、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、福島第1原発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。

川内原発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。

福島第1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。

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。例えば、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) 福島第1原発事故の教訓が活かされていないこと

以上に見た通り、福島第1原発事故から学ぶべき教訓は数多いが、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(甲A 43・39頁)。

2 過酷事故評価と対策(甲A 43・40頁～43頁)

(1) 米国では、前述したように、過酷事故評価に関しては、①事故シナリオの選定方法としては、確率論(PRA)を採用し、②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には無限の組合せが存在することから、①の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 (全交流電源喪失) と高温クリープ (高温下において、物体に一定の荷重を加えると時間とともに物体が変形していく現象) 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 (甲 A 43・40 頁)。

また、これも前述したように、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が、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。

しかも、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。

例えば、1981年11月に発行されたブラウنز・フェリー1号機のSBO (全交流電源喪失) 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 (甲 A 43・40 頁)。

(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(甲A 4 3・40頁)。

米国の過酷事故評価

方法 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、先に述べた米国の考え方とは全くそぐわないものである。

即ち、①事故シナリオとしては、決定論によって、恣意的であると疑われてもしかたのないものだけが選択されており、しかも、②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。

まず、①の選定された事故シナリオについては、一見すると、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、以下のような具体的なシナリオを含んでいる(甲B189:「川内原発1

号炉及び2号炉 重大事故等対策の有効性評価成立性確認について」・平成25年12月・資料番号SA-004改25)。

- ア SBO (全交流動力電源喪失) +RCP シール LOCA
- イ 大破断 LOCA+ECCS 注入喪失+格納容器スプレー注入喪失
- ウ SGTR (蒸気発生器伝熱管破損) +当該 SG 隔離失敗
- エ 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、あるいは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、実際には幾つもある。

川内原発、大飯原発、高浜原発に対して、具体的には、例えば以下のシナリオを掲げることができる(甲A43・41頁)。

- i SBO+直流電源喪失
- ii SBO+TI-SGTR+当該 SG 隔離失敗
- iii 燃料プールの破損

次に、②の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(甲A43・41頁)。

福島第1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一切想定せずに評価を行うことは、不完全である(甲A43・41頁)。

また、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。

例えば、炉心融解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が、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。甲A43・41頁～42頁)。

- (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は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すませてしまう。

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(甲A43・42頁)。

- ① 炉心融解物を内包した原子炉圧力容器底部の高温クリーブ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、及び格納容器底部貫通
- ③ 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、例えば、次のようなものがある(甲A43・42頁)。

- 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り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た (パッシブ化) 方法を採用することが好ましい。

例えば、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、福島第1原発事故時に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。

さらに、テロ攻撃による事故の場合、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のセットであり、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り、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) 小括

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、被告九州電力をはじめとした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、そのために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、①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、②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、③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、④テロリストによる一時的な侵略を許してしまう場合などをも想定し、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、これらが全て福島第1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、依然として積極的な取り組みが行われていないのである(甲A43・43頁)。

第5 まとめ(甲A43・48頁～50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、公衆の生命・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3つの分野での脅威を抽出し、深層防護の5つの層に対する規制を徹底しなければならない。

ところが、日本の場合には、これまで詳しく見てきた通り、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(甲A43・48頁)。

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)					

2 楽観的な日本の過酷事故評価

過酷事故評価は、前述したように、①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、②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と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を避け、暗中模索に陥らせるものとなってしまうている。即ち、事故シナリオとしては、決定論によって、恣意的である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、一見すると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り放射性物質の放出量はかなり抑えられるということになっているが、選択された事故シナリオと同等かあるいは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、実際には幾つもあり、また、復旧活動の担保についても、それが期待できない状況は、多多、想定される(甲A43・49頁～50頁)。

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

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		

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、一般的には、原発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、一見すると、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あって、意図的に操作することが出来るものである。

さらに、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ものである。

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、地震大国、火山大国、台風大国である日本の自然環境の厳しさに鑑みれば、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