

「発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案」の問題点

平成25年3月

佐藤 暁

## 目次

I.	全般的コメント	3
II.	個別コメント	17
II-1	「新安全基準（設計基準）骨子案」に対するコメント	17
II-2	「新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案」に対するコメント	32
II-3	「新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案」に対するコメント	41

## I. 全般的コメント

### I-1 規制インフラ全体における新安全基準骨子の位置付けについて

- 今般原子力規制委員会が案として公告し、将来制定される新安全基準の骨子は、今後原子力安全の基盤を総合的に整備していかなければならない長大な活動の一部であり、同骨子の制定を以って安全への道筋が出来上がったという誤解を抱いてはならないということを明言して欲しい。このことは、一部の人々には十分明らかではあるが、少なからぬ人々が既にそのような誤解を抱きつつあることから、委員会自らのメッセージとして、同骨子の位置付けを明確にしておくことが重要である。
- 同骨子は、その名の通りまだ骨格の段階であり、今後これに沿って細目が整備されていくものと理解している。骨子は重要であるが、細目を無くして規制の執行はあり得ない。骨子は、それだけでチェックリストのように使うことは出来ない。規制要件の細目が規定され、それらを漏れなく落とし込んだ審査指針が完成して初めてそのようなものが整備されたと言うことができる。しかし、この点に関しても誤解を抱いている人々は少なくない。即ち、同骨子は、それ自体でチェックリストのように活用でき、それぞれの項目に関して、委員会と事業者の間の比較的簡単な技術折衝によって適合性に関する審査ができると誤解している。従って、この点についても委員会としての考え方を明確にしておくことを望みたい。
- 今般、骨子案が公告されたのは、①設計基準、②シビアアクシデント、③地震・津波の3点であるが、原子力発電所の安全が、これらだけで担保されるものでないことは明らかであり、単に優先度が高いと委員会が注力したもの、即ち、今後、数十かそれ以上作成されることになる骨子群のうちの最初の3点であると理解している。しかし、多くの人々は、今般の3点に続くものはなく、委員会が作成を予定している骨子としては、これが全てであると誤った憶測をしている。従って、委員会はこの誤解を解くためにも、今後作成予定の骨子群の全体的なマイルストーンを示し、どのように優先付けして取り組もうとしているのかを示した方がよい。
- 今般の骨子案は、我が国に建設される原子炉設備が十分に安全であると言えるため、本来どのような特徴を具備しているべきだったかを示したもので、特に福島事故の教訓に基づき、欧米の動向も参考にしながら作成したものであると理解している。しかし原子炉設備の安全性は、設計や建設の段階における細かな配慮だけで担保できるものではなく、むしろその後の劣化現象を監視し、それを乗り越えながらの運転管理、保全活動にも大きく依存している。そして、運転を終えた原子炉設備の廃炉が完了する瞬間までの全ライフサイクルに亘る規制網の整備が必要である。とは言え、そのような規制インフラの総合的な整備には、膨大な労力とプロセスを要するため、委員会は、予算やリソースを勘案し、長期的な計画を立てて、最も効率的な成果を上げられるようこれに取り組んでいるものと理解している。しかし、そのような総合計画が分か

り易く示されていないことで、あれはどうなっている、これにはいつ取り掛かるのかと、不安を抱く人々もいるだろう。従って委員会には、そのような総合計画も公告し、先取的にそのような不安を解消して欲しい。計画が、遂行の途中で変更になったり、当初掲げた期日までに達成できなかつたりということはしばしばあることで、人々はそのようなことをある程度寛容的に受け入れ、その努力が懸命なものであれば激励してくれる人々もいるだろう。

- 更に視野を広げた場合、我が国には、商用軽水型原子炉設備の他、使用済燃料再処理施設、高速増殖炉の原型炉があることを誰もが思い出す。これらの施設の潜在的な危険性を考慮すれば、火災、テロ、シビアアクシデント、地震・津波などに対する備えは、軽水炉に対してと同等なレベルで整備されなければならないはずとの印象がある。前述の総合計画に、これらの設備に対するものがどのように盛り込まれているのか関心を持っている人々も多いはずである。
- 最後に、規制活動は、書類ベースの審査だけでは不十分であり、実機の状態や実機の運転や保安に取り組むプラント職員の活動が、審査を受けた内容から背離していないことを確認する必要がある、このプロセスが検査として実施されなければ、最終的に実機の安全性を確認したことにはならない。即ち、原子炉設備の安全性を確認するためのプロセスには、審査と検査の両輪が伴わなければならない、検査が統一的で遺漏のないものであるためには、検査手順書が整備されていなければならない。そして、そのような検査業務に携わる検査官に対しては、当該業務を効果的、効率的に行えるよう、必要な内容の研修が施されていなければならない。前述の総合計画には、このような活動の工程も盛り込まれていることが期待される。
- 委員会の規制活動に関しては、その業務の範囲、内容、深さについて、大雑把に上述したようなイメージを既に持っている人々もいるが、他方、著しく限定的な捉え方をしている人々もいる。委員会は、そのようなイメージをさまざまな人々のさまざまな推測のままに放置するべきではなく、委員会の透明性と公開性を推進するための活動の一環として、できるだけ詳しく分かり易くその意図するところを示して欲しい。米国 NRC のやり方に倣い、5 年毎に「活動計画書」を作成するのもそのような方法の一つであると思われる。

## I-2 新安全基準骨子の目指す安全水準について

同骨子案に対しては、その政治的な背景から、「世界最高水準」を目指して作られたと信じている人々が多い。そして、その意味について、世界各国の規制の全てにおいて最も厳しい内容を包絡したものであると解釈している。原子力規制委員会は、そのような条件

---

<sup>1</sup> Strategic Plan (NUREG-1614) 最新版は 2008 年度から 2013 年度にかけての Vol.5 である。状況の変化に対応するため、期間中何度かアップデートされる。

を受入れて作案に着手したわけではなく、仮にそのような条件に基づいて作案を試みた場合には、数々の重大な問題に直面していたはずで、一部の人々はそのような事情を正しく理解している。しかし、同骨子に期待と関心を寄せる人々は多く、その期待しているところと背離があるにも拘わらず、予めそのことが語られずに曖昧に放置された場合には、作成に尽力した委員会への失望へとなりかねない。従って、委員会が、どのような水準の達成をイメージして作案に取り組んだのかを自らのメッセージとして示すことは重要であり、その際、依然世界最高に達するまでの途上であることを述べたとしても、多くの人々は、そのことで期待を裏切られたと思うよりも、現実を正視した真摯な委員会の姿勢であるとして評価してくれるはずである。

### I-3 バックフィットと運転認可期限について

- もし仮に委員会が、世界で最も厳格な安全基準を制定して事業者に対して完全な適合を求めるとするならば、そのことを歓迎する人々は多いはずである。しかし、単に厳しいだけで安全性の向上に寄与しないものまで無条件に押し付けるとすれば、それは事業者にとって迫害的なだけであり、且つ、公衆の利益にもならない。従って、理想的には、個々の安全基準の採否に関する費用対効果の分析があり、その結果に基づいて、飽く迄事業者に完全なバックフィットを求めるべきか、場合によって免除も認めるべきか、完全に適合できるようになるまでにある猶予期間を与えてもよいかを判断するのが望ましい<sup>2</sup>。しかし、この場合の「公衆の利益」や、費用対効果の「効果」とは、原子炉事故発生リスクの低減量のことであり、信頼できる確率論的リスク評価の技術が未熟な我が国においては、残念ながら客観的評価が困難である。そのような場合でも、委員会には、「専門家によるケースバイケースの裁量」のような言い回しを悪用し、主観的で不透明な方式によって決定して欲しくはない。科学的な判断根拠が後日トレースできなくなってしまうからである。そこで最も明確なのは、「新安全基準は100% バックフィット」と宣言し、予めこれを巡る折衝の余地を排除しておくか、極めて例外的な特別審議事項扱いにしておくことである。猶予期間の容認の是非についても同様に、委員会の考え方を明確にしておくことが望ましい。「融通性」は、「曖昧さ」と同義に解釈され、今や多くの人々が受け入れない言葉である。
- 原子炉設備の運転認可期限については、これを例えば40年に限定しなければならないという経年劣化の点からの技術的根拠は存在しない。但し、古い設備には、経年劣化とは無関係なモデルの旧さ故の劣等性があり<sup>3</sup>、そのような設備が順次引退していくことには、合理的なリスク低減のメリットがある。従って、このことを強制化する運転

<sup>2</sup> この概念は、NRCが新たな規制要件を制定したり、改廃を行ったりする際の基本的なアプローチであり、たとえば、NUREG-0933 Appendix C の Priority Ranking には定量的基準が示されている。

<sup>3</sup> 例えば、BWRプラントにおける格納容器の型式（マークI、マークIIなど）やECCS系の構成、多重設計の概念などにも顕著にその優劣は表れている。

認可期限の設定には、目先の経済性を凌駕する安全上のメリットがあること、逆にその設定を行わないことにはリスクが存することを委員会は考慮すべきであり<sup>4</sup>、早急にこの問題に対する明確な見解が望まれる。それは、これが一般国民にとっての関心事であるだけでなく、特に、周辺住民の生活設計、地元自治体の長期的な行政プランにおいては深刻であり、事業者にとっても経営上の不確定要因となってしまうことで、安全対策に投資すべきか廃炉にすべきか、廃炉のための積立をどのように計画するべきかといった判断を大きく左右するからである。例えば、現在運転中の原子炉設備に対し運転認可期限を40年と定め、それを迎えるまでの期間に限り、新設計基準の適用について例外的なバックフィットの免除を認める場合があったとしても、その先の更新期間においては一切認めないとでも明言しておけば、事業者にとっては十分に分かり易いメッセージとなり、今後の進路を決める助けになるだろう。規制の不透明さ、不安定さは、公衆にとっても事業者にとっても不利益になるものであることから、委員会は、双方からの意見を公平に吸い上げ、新安全基準のバックフィットと運転認可期限に対する見解を明確にしておくことが望ましい。

#### I-4 原子力規制委員会の規制活動に対する潜在的制約の克服について

殆どの人々は、原子力規制委員会設置法（平成二十四年六月二十七日 法律第四十七号）によって新たに設置された原子力規制委員会が、同法第一条に謳われている「国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに我が国の安全保障に資する」上での最高の決定をし、執行する機関であると理解しているだろう。従って、国会による審議と承認を要する法律を除き、その下位にある経済産業省、文部科学省、厚生労働省、内閣府原子力委員会が所轄の原子力関連の規制（省令、規則、告示、細則、及びそれらが承認した国家規格、国際規格、民間規格・基準・指針を全て含む）は、仮に名目上のオーナーは従来のみままであるとしても、実質上は原子力規制委員会の裁量により、必要に応じてそれらをオーバーライドする権限もあるものと推量している。その推量は正しいはずであり、是非そのようであって欲しい。なぜならば、「国民の生命、健康・・・」を守る上で必要な規制インフラが、単に今般の新安全基準の制定だけでは（それが重要な一要素であることには同意できても）不十分なのであり、そのような大目標を遂行するためには、これらの原子力関連の

---

<sup>4</sup> たとえば耐久寿命の比較的短い自動車などの場合、このことは自然に起こるため、アンチロックブレーキやエアバッグのない旧式の自動車が何十年も引退せずに幹線道路を往来し続けることはない。しかし、初期の設備投資が著しく高額な原子炉設備の場合、このような自然の淘汰が妨げられ、いつまでもクラシックカーが走り続けるにも似た現象が維持されてしまう。クラシックであれハイテクであれ、単に平坦な直線道路を走る場合には差異はない。問題は、突如凸凹で狭隘で屈曲した山岳道路を荒天時に走る事態になった時である。米国は、経年劣化管理と、幾つかのパフォーマンス・インディケーターを定めて注意深くその推移を監視することで安全性の低下の前兆を見逃さないようにしている。つまり、そのような監視によって「凸凹で狭隘で屈曲した山岳道路を荒天時に走る事態」に陥らないようにするという思想なのであろう。しかし、このような思想が適用できるのは、故障などの内部事象に対してだけであり、地震などの外部事象やテロなどには有効ではなく、しかも、この領域こそ我が国の原子炉設備が背負ったハンデであることを認識する必要がある。

規制の領域にも広く深く踏み込んでいくことが不可欠だからである。従って委員会には、法律によって付託された権限をフルに活用し、規制インフラ全般に蔓延る問題を順次処理して欲しい。このことは、以下に例示するように、新安全基準の制定や運用とも無関係ではないはずである。

- 経済産業省の所轄である「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（経済産業省令）」は、最終改正が平成二十四年九月十四日（即ち、原子力規制委員会が設置された後）ではあるが、その中の「第十一条の四」に、火災が発生した際の事業者の対応に関して、消防吏員が現場に到着するまでの間、初期消火に努めるだけでよい旨が述べられている。これは、原子炉設備の消火活動が、資産保護のためではなく、原子力安全確保のためであるべきという観点から適切とは言えない規則であり、早晚、事業者が主体的に対応しなければならない趣旨として見直しされるべきである<sup>5</sup>。又、原子力発電所のセキュリティの問題に関しては、かつて内閣府原子力委員会－原子力防護専門部会が検討を行い、平成 24 年 3 月 9 日付の「我が国の核セキュリティ対策の強化について」と題する見解書を提出しているが、その中の数々の勧告に関するフォローアップがどこに託されているのか明確でないまま、同年 10 月 2 日付で同専門部会は解散されている。原子力規制委員会には、これらを不可侵領域と判断し放置されては困る。火災防護もセキュリティも、原子力安全の重要な要素だからである。
- かつて、地震が原因で原子力発電所の変圧器が火災を起こした際、立地市の市長が、テレビでも中継された非力な事業者の対応能力に不安を抱き、その後、軽油を燃料とするディーゼル発電機の運転まで禁止する命令を直接事業者に対して発令したことがあった<sup>6</sup>。その際（旧）原子力安全・保安院は、もしそのまま実行されていた場合には明確に保安規定に抵触してしまうそのような誤った危険な命令の撤回を当該市長に対して求めなかった。一部の原子力関係者は、この事態に震撼し、（旧）原子力安全・保安院に対して強い不信感を抱いた。この例のように、我が国の原子力発電施設に対しては、中央行政庁だけでなく、地方自治体も直接介入することができる場合があり、その際、このような原子力安全の視点からは好ましくない命令が発せられる可能性、

---

<sup>5</sup> 原子力発電所で火災が起こった場合、発火源となった電気機器や周辺の機器によっては、遮二無二手段を選ばず鎮火のための活動を行ってよいというのではなく、原子力安全との関連を念頭に入れての活動が必要になる。従って、米国の発電所では、原子炉運転員の資格を有する者が自衛消防隊長として当直に当たり、火勢が強く公設の消防署からの支援を求める場合であっても、消火活動の現場の指揮権は、最後まで自衛消防隊長に属する。内部が細かく多数の機器室に区画された原子力発電所の場合、濃い有毒性の煙で視界が悪化した火災現場において効果的な消火活動を行うためには、安全系機器の配置、消火栓など消火設備の配置、入退用の安全通路などの詳細に精通している必要があり、これは、現場に常駐している自衛消防隊にして初めて現実的に可能であり、たとえ職能レベルでは上であっても、所外の消防吏員にこれを期待するのは難しい。

<sup>6</sup> 当該市長の真意は、自衛消防が全く無能であるような事業者は大規模な火気を使用すべきではないという考えに沿ったものだったと推測され、一般的には支持されるべきだったと思われる。これは逆言すれば、安全のために大規模な火気使用が不可欠である事業者は、本来、高い自衛消防の能力を確立し維持すべきであるということで、その点からも、「消防吏員が現場に到着するまで」と事業者の責任を初期消火の努力に限定した経済産業省令は適切ではなく、改正が検討されるべきである。

即ち、原子力安全の確保の点からの重要な技術的要件が、別の理由と権限に基づいてオーバーライドされてしまう可能性さえ存在するようなのである。委員会には、今後そのような状況が生じた場合には、原子力規制の最高機関として、毅然と迅速に対応して欲しい。くれぐれも二重行政を理由に躊躇しないことを期待したい。

- 不適切、不十分な内容の法律に対しては、その改正にも積極的に取組んで欲しい。例えば、原子炉等規制法の第 24 条第 1 項第二号には、原子炉設置者に対して、「原子炉を設置するために必要な技術的能力及び経理的基盤があり、かつ、原子炉の運転を的確に遂行するに足る技術的能力があること」と要件が述べられている。これは、そのまま読む限り、設置と運転ができさえすれば原子炉設置者になり得るということで、原子炉事故に対応するだけの技術的能力がなく、経理的基盤がなくても法律上は問題ないということである。使用済燃料の貯蔵事業者と再処理事業者に対しては、それぞれ第 43 条の 5、第 44 条の 2 において、「その事業を適確に遂行するに足る技術的能力及び経理的基盤があること」とあり、「事業を適確に遂行する」ことに、大規模な事故対応能力が含まれているのか否か判然としない。更に述べるならば、原子炉設備と再処理施設の廃止措置には膨大な費用を要することが自明であるが、そのための技術的能力と経理的基盤についても無言である。又、以上の第 24 条、第 43 条の 5、第 44 条の 2 にある第 2 項には、それぞれの施設が「平和の目的以外に利用されるおそれがないこと」に関して、「原子力委員会の意見を聴かなければならない」と述べてある。ここでの「平和の目的以外に利用される」とは、敢えて字句を伏せてあるようなのだが、設置者によってではなく潜在的なテロリストによってであり、「利用」とは、破壊工作のことである。つまり、核テロ問題に関しては、原子力委員会が判断する事項であると述べているわけであり、やはり原子力規制委員会は、前述した「不可侵領域」として遠ざけられているような印象を受けてしまう。委員会は、以上の法律解釈を明確にし、できれば不完全さを補い曖昧さを排除した条文に改正するための働きかけをすることで、原子炉事故や核テロ、廃炉などの経理的基盤に対する監視、技術的能力に対する評価に関し、自らが主導的立場にあることを明らかにして欲しい。

#### I-5 「残余のリスク」と安全目標について

「新安全基準（地震・津波）骨子案」においては、度々「残余のリスク」が言及されている。これは、基準地震動、基準津波のレベルを超える地震や津波が現実に起こり得ることによるリスクのことで、これに対しては、「合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべき」と述べられている。しかし、このテーマは、その重要性を鑑み、単にこのような放射線の被曝低減に使われる ALARA (As Low As Reasonably Achievable) と

<sup>7</sup> 実際、米国 NRC の場合には、これらの管轄は全て NRC に集中している。テロや地震が原因となる場合も含め、原子炉事故に備えた損害賠償保険や廃炉基金の積立状況に対しても、頻繁に見直しと確認を行っている。それは、これらの健全さとその維持も最終的には公衆の生命と健康に関わるからである。



似たような精神論的言い回しだけで片付けられるべきではなく、より真剣な定量的規定を必要とするべきものである。そもそも地震や津波に対しては、このような場合には、「超過発生確率 (Probability of Exceedance)」という言葉の方がより適切であり、理論的には予見できないが何らかの不可知な原因によることを意味する「残余のリスク (Residual Risk)」が適語であるようには思われない。因みに米国地質調査所 (USGS) は、全土に対して、向こう 50 年間のうちに超過が予想される地震加速度を、超過予想確率 10% の場合と 2% の場合に対し、ハザード・マップとして作図して示している。当然、超過予想確率 2% のハザード・マップには、より大きな値の地震加速度が示されることになる。

50 年間のうちに超過発生確率が 2% であるということは、10,000 年の間に 4 回の超過があることと同等である。このような超過頻度に対応した地震加速度を設計基準として設定することは、一般の施設に対しては十分に保守的であると見做されるだろうが、原子炉設備の安全系に対する設計基準としては、これでもまだ不十分である。実際、国内に 104 基の運転ユニットを擁する米国では 100,000 年に 1 回<sup>8</sup>、132 基の原子炉が運転を続けている EU 諸国では 10,000 年に 1 回<sup>9</sup>と決められている。

まずは、ここまでの議論に基づき、次の二点を指摘する。

- 地震や津波に対し、設計基準値の超過を不可知で不可抗力な超常現象であるかのようになり正当化する「残余のリスク」という言葉は使われるべきではなく、「超過頻度」と置き換えるべきである。
- 「合理的に実行可能な限り小さく」という抽象的な表現は無意味であるため、定量化するべきである。

さて、地震や津波に対し、欧米のように定量的な超過頻度が設定されるべきだとするならば、実際に我が国においてはどのような値が選ばれるべきなのか。

(旧) 原子力安全委員会は、「発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針」を 1981 年に同委員会の決定文書として発行していた。(旧指針) これは、2001 年に改訂されているが、2005 年 8 月 16 日の宮城県沖地震では、女川原子力発電所がこれに基づいて設定されていた設計基準を超過した。2006 年 9 月 1 日、同委員会は旧指針を廃止して新指針を制定したが、2007 年 3 月 25 日の能登半島地震で志賀原子力発電所が、2007 年 7 月 16 日の新潟県中越沖地震で柏崎・刈羽原子力発電所が再び超過し、2007 年 12 月 20 日、耐震安全性評価特別委員会を設置した。しかし、3 年以上の活動を経ても改訂案が出ず、2011 年 3 月 11 日

---

<sup>8</sup> NRC の規制指針 (1997 年に制定された新規制 10CFR100.23 に基づいて発行され 2010 年で廃止となった RG 1.165、及び、2007 年に発行された RG 1.208 の両者とも  $1 \times 10^{-5}$ /年の超過頻度が基準として言及されている。

<sup>9</sup> 「ストレス・テスト」の総括として 2012 年 10 月 4 日付で欧州議会への答申書として発行された "Communication from the Commission to the Council and the European Parliament on the Comprehensive Risk and Safety Assessments ("Stress Tests") of Nuclear Power Plants in the European Union and related Activities" では、地震と洪水に対してこの発生頻度が述べられている。

の東北地方太平洋沖地震では、女川原子力発電所と福島第一原子力発電所において設計基準の超過が発生した。このように十分保守的であるべきはずの指針に基づく設計基準値が、四度の地震によって四か所の原子力発電所において超過しており、そのうち女川原子力発電所においては二度も発生している。この実績が、欧米の 10,000 年や 100,000 年に 1 回という水準と比べ物にならないことは明らかであり、「合理的に実行可能な限り」小さかったとも思われぬ。

そのような設計基準の超過が、常に重大な原子炉事故に直結するとは限らないが、少なくとも福島の原子炉事故の場合には、炉心溶融だけでなく、格納容器からの大量の放射性物質の放出を許す事態となった。

炉心溶融、大量の放射性物質の放出に対しては、それぞれに米国や国際機関（IAEA）が定めた発生頻度（CDF: Core Damage Frequency、LERF: Large Early Release Frequency）の基準がある。いわゆる「安全目標（Safety Goal）」である。米国の場合、運転プラントに対し、それぞれ  $10^{-4}$ /炉年、 $10^{-5}$ /炉年 と定められ<sup>10</sup>、その後、2000 年以降の建設に備えられて認証された新型炉（ABWR、AP600、System 80+）に対しては、それぞれに対して更に一桁下げた値が定められている。結局これらの値が国際的な標準となり、IAEA も同じ値を勧告している<sup>11</sup>。これらを公式な「制限値」として規定した国々さえある<sup>12</sup>。

福島の原子炉事故が実証したことを深刻に受け止めるならば、地震や津波などの大規模な自然災害は、そのまま炉心損傷と格納容器からの大量の放射性物質の放出を惹き起こす事象と仮定するべきであろう。その場合、このような規模の地震や津波に対する超過頻度は、そのままイコール CDF であり LERF でもある。従って、LERF に国際的な安全目標の基準値であるところの  $10^{-5}$ /炉年 を適用するならば、大規模な地震、津波の発生に対する超過頻度は 100,000 年に 1 回以下でなければならないことになる。もし、新型炉に対する LERF の基準値である  $10^{-6}$ /炉年 を適用するならば、1,000,000 年に 1 回以下でなければならない。これらが到底無理であるからと、運転プラントに対する CDF の基準値である  $10^{-4}$ /炉年 を適用するとしても、10,000 年に 1 回以下でなければならない。そのように考えた場合、前述した米国における 100,000 年に 1 回、EU 諸国における 10,000 年に 1 回という基準は、安全目標の設定とほぼ整合したものであると考えることができる。

一方、我が国における安全目標の議論は、国内においては余り目立たないところでひっ

---

<sup>10</sup> 1986 年 8 月 21 日付の官報（51FR30028）で発表された Policy Statement “Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants” にある。

<sup>11</sup> 1988 年に発行された INSAG（International Nuclear Safety Group）の勧告。

<sup>12</sup> IAEA-TECDOC-1200 “Applications of Probabilistic Safety Assessment (PSA) for Nuclear Power Plants”（2001 年 2 月）によれば、英国、オランダ、スイスが、CDF に対しては  $1 \times 10^{-4}$ /炉年 を公式な制限値として設定している。且つ、英国は、原子炉の新旧に拘わらず、 $1 \times 10^{-5}$ /炉年 を CDF に対する目標値として掲げ、LERF に対しては、 $1 \times 10^{-5}$ /炉年 を公式な制限値、 $1 \times 10^{-7}$ /炉年 を将来のプラントに対する目標値として定めている。又、NEA/CSNI/R(2009)16 “Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals”（2009 年 12 月 17 日）によれば、カナダ（既設炉型の CDF に対して  $1 \times 10^{-4}$ /炉年）、フィンランド（STUK）（新型炉の CDF に対して  $1 \times 10^{-5}$ /炉年）、フランス（新型炉の CDF に対して  $1 \times 10^{-5}$ /炉年）も公式な制限値として定めている。

そりで行われていたような感じを抱かせるが、国際的には堂々と発表されていたようである。そして、米国や IAEA の基準 ( $CDF = 1 \times 10^{-4}$ /炉年、 $LERF = 1 \times 10^{-5}$ /炉年) が、「制限値」としてではないものの「目標値」として定められていると述べられている。しかも、これらの目標値は、内部事象だけでなく（地震、津波を含む）外部事象に対しても含めて適用されるとさえ述べられている<sup>13</sup>。但しこの類の発表や報告書は、国内における関係者との調整や国民レベルでの議論よりも、国際コミュニティでのメンツを優先させて作り上げた実態の伴わないものであった疑いがある。さもなければ、我が国における地震、津波に対する超過頻度も、やはり 10,000 年や 100,000 年に 1 回として設定され、それらに相当する地震加速度や津波の高さが設計基準として採用されても良いだろう。

ここで、もう一度実際の福島での原子炉事故のことを思い出してみたい。第一原子力発電所 1、2、3 号機の原子炉が炉心損傷を起こし、外部環境に対して大量の放射性物質を放出した。このとき 4、5 号機が救われたのは、単に運転中でなかったためであった。第二原子力発電所の四基も、外部電源の一回線が辛うじて生き残っていなかったならば、第一原子力発電所の三基と同じ運命を辿った可能性がある。従って、例えば合計十基が運転している原子力発電所の周辺住民にとっては、個々の原子炉に対しては  $CDF = 1 \times 10^{-4}$ /炉年、 $LERF = 1 \times 10^{-5}$ /炉年 のリスクであったとしても、全基が運転中は、 $CDF = 1 \times 10^{-3}$ /年、 $LERF = 1 \times 10^{-4}$ /年 のリスクに曝露されていることになる。従って、複数基がある原子力発電所に対しては、基数で除した値を安全目標として設定するのが周辺住民にとってフェアなはずであり、地震、津波の超過頻度に対する設定もそのようであるべきという考え方があり得るだろう。

以上の議論に基づき、「合理的に実行可能な限り小さく」との抽象的で主観的な表現を改め、以下を目標としてではなく明確な定量的基準として採用するのがより客観的で適切であると思われる。

- 地震加速度と津波高さに対する設計基準を設定するにおいては、10,000 年に 1 回以下の超過頻度に相当する値とすること。
- 但し、二基以上の原子炉設備からなる原子力発電所、及び、居住地域から 30km 圏内に二ヶ所以上の原子力発電所がある場合においては、(10,000 x 基数) 年に 1 回以下の超過頻度に相当する値とすること。

理解されるべきは、上記の基準が国際的水準から見た場合には決して高いものではなく、むしろこの程度のコミットメントが躊躇されるようでは、世界最高水準どころか国際的な下限の水準にも達し得ないということである。

---

<sup>13</sup> NEA/CSNI/R(2009)16 “Probabilistic Risk Criteria and Safety Goals”(2009 年 12 月 17 日)によれば、この趣旨は、2006 年 3 月に (旧) 原子力安全委員会 (NSC) が発行した報告書 “Report on Performance Goals for Light Water Power Reactors, - on performance goals consistent with safety goals - (in Japanese)” に述べられている。

## I-6 防護措置（セキュリティ）について

潜在的なテロ攻撃の脅威が、「シビアアクシデント」の中でついでのように少々言及されているだけであることに関しては、不満と不安を抱かざるを得ない。地震や津波に対して10,000年や100,000年に1回以下の超過頻度に相当する規模を考えなければならないとするならば、テロ攻撃に関してもそのような稀で規模の大きな脅威について考慮し、備えなければならないことになる。さもなければ、我が国において、丁度ほぼ1,000炉年の実績に差し掛かった時に津波対策の不備によって福島原子炉事故が起こってしまったように、今後、何炉年後かに同じような大事故が防護体制の脆弱性が原因で起こらないとも限らない。これまで幸いそのような脅威を経験せずにこられたのは、鉄壁な防護体制があったからではなく、むしろ、そのかなりの脆弱性にも拘わらず、凶悪なテロリストの標的にならなかったことと、原子力発電所の就業者の善良さに負うところの方が大きかったと言わざるを得ないからである。

残念ながら、この問題についての具体的な指摘はそれ自体が潜在的なテロリストに対する戦術的なヒントの提供に当たるとされるため、部外者の口出しが一切封じられ、原子炉等規制法の定めるところにより、各原子力発電所で選任された「核物質防護管理者」と原子力規制委員会の「核物質防護検査官」だけが極秘に議論することができ、それによって策定された「核物質防護規定」によって運用される仕組みとなっている。即ち、広く公衆の意見を募って議論する対象から除外され、「国民の知る権利」よりも「国民に知らせない権利」が優先された特殊な領域でもある。まずはその特殊性に阻まれ、防護体制の実力の後進性がいつまでも改善されず放置され続ける可能性が懸念される。

このような法的な仕組みの問題もあるが、より現実的には、潜在的なテロリストにとって、上述の極秘扱いの「核物質防護規定」の内容はそれほど興味のあるものでも戦術的に必須なものでもなく、彼らの攻撃の妨げとなるだけの（設備的、人的）防護能力がどれ程のものであるのか、合法的に容易に得られる情報だけを以って、おおよそ分かってしまうという問題がある。

従って、我が国の原子力発電所の防護関係者には、（少々無遠慮な表現を許してもらえば）レベルの低い唯我独尊となってしまうまいよう、国民がその知る権利を放棄しても尚信頼できるよう、更に高度な安全保障の専門家による監視機関を原子力規制委員会よりも上位に設置することが望まれる。もとよりこれは、委員会への進言の範囲を越えるものであると承知しており、まずは当面、可能な範囲で先取的な脆弱性の抽出と改善を期待したい。以下は、デリケートな特徴のあるこの問題に関してではあるが、指摘が許される範囲内であると判断し述べるものである。

### 強固な三重の城壁に護られているわけではないということ

原子力発電所の敷地は、まず全体が「周辺監視区域」を兼ねた「立入制限禁止区域」で外部から隔離され、その内側には「周辺防護区域」があり、更にその内側に「防護区域」

が設定されている。しかし、このことは、安全系に属する設備も含め、本来保護されることが望ましい設備が全て三重の柵や防護扉で厳重に護られていることを意味しているわけでない。下表に示すように、破壊された場合に、原子炉設備の安全機能が著しく低下するもの、原子炉事故に至った後の対応能力を著しく低下させるものなどが、敷地内に散在しているのが現状である。(但しこの表の内容は、全ての原子力発電所に当て嵌まるものではなく、実際には個々の施設で幾分異なる。赤字は安全系に属するものを示す。)

防護境界 (柵、扉)	防護を要する設備など
↓	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 緊急時の道路 (橋、トンネルも含む)</li> <li>● 所外送電網</li> </ul>
<b>周辺監視区域 (立入制限区域)</b>	
↓	<ul style="list-style-type: none"> <li>● <b>最終排熱 (UHS) の配管、水路、取 (排) 水口</b></li> <li>● 緊急対策所</li> <li>● シビアアクシデント対応時の可搬式発電機、ポンプなど</li> <li>● 重油などの燃料タンク</li> <li>● 水素などの爆発物</li> <li>● 硫酸、塩酸、苛性ソーダなどの危険物タンク</li> </ul>
<b>周辺防護区域</b>	
↓	<ul style="list-style-type: none"> <li>● <b>UHS 系機器 (ポンプ、熱交換器など)</b></li> <li>● <b>復水貯蔵タンク (CST)</b></li> <li>● <b>燃料取替用水タンク (RWST) (PWR のみ)</b></li> <li>● <b>非常用ディーゼル発電機 (EDG) の燃料タンク、燃料輸送ポンプ・配管、給排気口</b></li> <li>● 中央制御室への給気口</li> </ul>
<b>防護区域</b>	
	<ul style="list-style-type: none"> <li>● <b>安全系機器</b></li> <li>● <b>中央制御室</b></li> </ul>

これらのうち、最も外側の周辺監視区域は、かつてアルバイト員を引き連れた一行約 30 人の山菜業者が侵入して約 6 時間に亘って仕事に励んだという珍事が発生したことからも明らかなように (泊原子力発電所、2005 年 5 月 20 日)、藪や山林などもある外部との境界線が長いこともあって、余程の数の警備員を配置しない限り、テロリストの撃退どころか、侵入を検知することにさえ完璧を期すことが難しい<sup>14</sup>。又、防護区域の外側ではあっても、

<sup>14</sup> そのような実態は、実際のところ米国においてさえも当て嵌まる。フロリダ半島にある Turkey Point 原

そこには、設計基準事故が発生した際に必須な機能を担う CST、RWST、EDG の燃料タンクなどが設置されており、従ってこれらの重要な機器を護るのは、三重の柵と扉ではなく、実質的には周辺防護区域の柵だけということになる。但し、周辺防護区域の外側にも、原子炉事故が発生したとき重要な役割を果たすべき施設がある。緊急対策所や可搬式の発電機、ポンプなどの保管庫である。できるならば、これらも周辺防護区域内に設置するのが好ましいところであるが、福島第一、第二原子力発電所では、その周辺防護区域がそっくり津波で浸水しており、セキュリティ上好ましくても、津波を考慮した場合には外側にせざるを得ないという事情もあり得る。

### 周辺防護区域の防護強化

以上の実態を踏まえ、原子力発電所の防護上最も重要な境界は、周辺防護区域ということになり、事実、どの国においても、最も厳しい警備を敷いている。我が国の場合も、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」において「第 15 条の 2」が追加され、そのような認識の向上が感じられる。更に、所内には警察の特型遊撃車も配備されるようになった。

米国の場合、警備員の視力や聴力、身体能力など心身の適性に関する要件は 10CFR73, Appendix B に、武器の扱いの技量に関する要件は Appendix H に、テロリストとの戦闘をイメージした防衛計画 (Safeguards Contingency Plan) の策定に関しては Appendix C にそれぞれ規定されている。これらは全ての個々の事業者の責任に帰すこととして義務化され<sup>15</sup>、NRC は、その実戦能力を確かめるための専属の模擬戦闘チーム (CAF Composite Adversary Force) を使って査定 (FOF Force-on-Force Exercise) を行っている。我が国の場合、実質的にこれが全て特型遊撃車の中で待機している少人数の警察機動隊員に委ねられており、原子力規制委員会には、彼らの実力を査定する立場も手段もないように見受けられる。そして、最も重要な周辺防護区域の警備に常時、直接当たっているのが、米国の Appendix B、H、C の要件に相当する能力も責任もない民間の警備員であるという点は、火災において初期消火の努力をするだけに責任が限られている自衛消防隊の位置付けとも似ており、脆弱さを感じないわけにはいかない。

最新の NRC の解析結果の示唆するところによれば、原子炉設備がテロリストのなすがままの状況に陥った場合には、最悪 7~8 時間のうちに原子炉圧力容器の底部が高温クリーブを起こし、熔融炉心の重みを支えきれず脱落する<sup>16</sup>。実戦経験や専門の軍事訓練を受け、他

---

子力発電所では、子供 4 人を含む 33 人の亡命キューバ人がモーター・ボートで上陸したが、誰にも発見してもらえなかったことで暫くしてから彼らの代表者が、中央制御室に電話をして知らせるまでこのことが発覚しなかった。(2009 年 11 月 28 日)

<sup>15</sup> きっかけは 2001 年の「9-11 テロ」であり、これを機に全国の原子力発電所では、合計 8,000 人の武装民間警備員 (戦闘隊員) が雇用されている。

<sup>16</sup> NUREG/CR-7110 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses Project” (2012 年 1 月発行) によれば、Peach Bottom の場合 (Vol.1)、全電源 (交流電源+直流電源) 喪失と RCIC 起動失敗が重複す

者に危害を加えることは勿論、自らが殺傷されることさえも恐れない凶悪なテロリストが、内通者からの事前の情報を得て綿密な作戦を立て、高度な武器を持って複数の進入路から同時に攻撃を仕掛けてくるというのは、10CFR73.1 に定義された "Radiological Sabotage" の属性に基づいて描かれる典型的な核テロのシナリオである。そのような場合にでもテロリストを撃退できる能力を確立し維持することが、核防護の設計目的でなければならないのであるが、実際にはむしろ、あっという間に 6~8 時間が経過してしまう懸念がある。その後、事態收拾の目途が付いても手遅れである。なぜならば、核テロにおける事態收拾とは、テロリストの捕獲や鎮圧ではなく、テロリストから原子炉を守り切ることであり、その成否が決まるのは、上述のように極めて短時間だからである。即ち、核テロとの長期戦は有り得ず、長期化したときには、その後の成り行きに拘わらず、既に失敗であると思わなければならない。

IAEA が 2011 年に発行した勧告書である INFCIRC/225/Revision 5 "Nuclear Security Recommendation on Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Facilities" には、核防護の設計は、国情やテロのリスクなどに応じて各国の当局者が決めるべきと述べられている。我が国には、これを以って、米国のような設計脅威 (DBT) の規定も、その対策も不要なのであると主張する関係者がいるが、国情やテロのリスクの変化<sup>17</sup>に合わせて DBT や対策を見直すのでは手遅れになる可能性があり、そのような消極性が、今の国情 (民間企業の警備員が武器を携行できないという制約) の範囲内でも可能な努力さえ阻害するのであることを警戒するべきである。

委員会は、国民がより安心できるための「国民の知る権利」と、逆に国民を危険に曝さないための「国民に知らせない権利」のバランスについて検討し、これまで秘密扱いだった DBT を米国のように明文化し、十分であるとは思われない事業者の今の核防護の状況を脱して次の水準にレベルアップするためにも、以下の点も含め、まだまだあると思われる物的、人的に可能な周辺防護区域内の警備力の強化策に取り組んで欲しい。

- 周辺防護区域内に配置されている安全系機器に対する物的な防護強化
- 周辺防護区域内に入域する従事者に対する薬物 (麻薬、アルコール) 検査
- 周辺監視区域 (立入制限区域)、及び、周辺防護区域内での防護に当たる警備員と警察機動隊員との合同机上演習<sup>18</sup>

---

ることで (CDF =  $3 \times 10^{-7}$ /炉年)、原子炉圧力容器が 3.3 時間でドライ・アウトし、R 時間で底部 (下鏡) が脱落し、9.7 時間までに放射性ヨウ素の全量のうち 1% が外部環境に放出される。一方、Surry の場合 (Vol. 2) には、全電源喪失と蒸気発生器の伝熱管破断 (高温ガスによる) が発生した場合 (CDF =  $4 \times 10^{-7}$ /炉年)、6 時間 51 分後に原子炉圧力容器の底部が脱落する。

<sup>17</sup> 国情の変化の一つとして有り得る現象に、外国人労働者の増加がある。日本人の労働人口は、今後急速に減少していくと予想されており、それを補うために、多様な生活習慣や信条、教育歴を持つ外国人の就業率が増加していく可能性もある。

<sup>18</sup> FOF の実戦演習が理想ではあるが、CAF がない我が国場合には現実的に不可能である。それに代わるものとして、様々なシナリオに対する攻守のシミュレーションを机上演習 (テーブル・トップ・エクササイズ) として行う。

## I-7 新安全基準の策定プロセスについて

新安全基準の技術的な問題点を具体的に指摘する前に、その策定プロセスについても問題点を指摘しておきたい。委員会は、このところ幾つかの新しい指針の原案や従来の指針の改定案を発行して意見募集を行っている。そして、平成 25 年 2 月 6 日付で、「『発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案』に対するご意見募集について」と題し、①設計基準（56 ページ）、②シビアアクシデント（49 ページ）、③地震・津波（22 ページ）の重要な 3 件を纏めて出している。しかし、「広く国民の皆様からの御意見を頂きたい」と述べていながら、意見の受付期間については「2 月 7 日（木）から 2 月 28 日（木）までの 22 日間（期限内必着）」とある。

因みに、米国において NRC が同様の国民意見（パブリック・コメント）の募集を行う場合には、このように「十把一絡げ」のような乱暴なことはしない。募集期間も、標準的には 75 日間であり、しかも期限を過ぎたコメントに対してであっても、内容によっては尊重する意図を述べている。

一般国民の大部分は、関心を持ちながらも、原子力規制庁の職員や電力会社の社員のようには、この問題に対して給与を得ながらフルタイムで取り組むことが許されていない。年度末も迫り、平日は勿論、週末も様々な公用や私用に忙殺されつつ、その合間を縫って意見を伝えたいと願っている人々もいる。そしてそのような人々からも重要な意見が提示される可能性はある。委員会の上記の態度は、そのように人々にとっては冷淡であり、多くのコメントが寄せられることに対して歓迎的でない印象を与える。米国の NRC の姿勢に学ぶべきである。

又、今回のような指針は、その決定内容によって影響を受ける人々を重要なステークホルダーとして念頭に置くべきである。取り分け、原子力発電所の近隣の住民、福島の前被災者に対する配慮は重要である。勿論、健全な人々ばかりでなく、避難の際に著しい難儀を強いられる高齢者、長い闘病生活で衰弱している人々、心身の障害を持った人々もいる。ホームページで「広く国民の皆様からの御意見を」と述べてはいるが、そこにはこのような本来欠かされるべきでない重要なステークホルダー達への配慮が全くない。委員会は、このような方々の元に自ら足を運んで説明会を開き、積極的に発言の機会を与えてこそ、この文言を実践したと認められる。この点も米国の NRC には学ぶべき点が多い。

「キッチンテーブル・ミーティング」という意見聴取の方法さえある。「人前ではどうも」、「マイクを持つとどうも」という人もいる。そのような発言の苦手な人達の意見まで吸い上げるためには、自宅を訪問し、台所のテーブルに座らせてもらって話を聴くのが一番というのである。交渉するのでも説得するのでもなく、虚心坦懐、聴くことに徹するのである。そうでないと相手は心を閉ざしてしまい、意見聴取の目的は達せられない。

このようなやり方が、先進的な「広く国民の皆様からの御意見を頂きたい」ための具体的な方法であると思われる。



## II. 個別コメント

### II - 1. 新安全基準（設計基準）骨子（案）に対するコメント

- 「安全機能」について（4、6、13、16 ページ）

例えば、BWR プラントの蒸気乾燥器は、この定義による安全機能には該当しない。しかし、米国においては、パワー・アップレートに伴う当該機器の損傷により、その破片が炉内に落下したり、あるいは主蒸気配管に入ってタービンの入口に向かって運ばれたりという事象が確認されたことから、それ自体の損傷によってではなく、その損傷によって発生する破片の影響次第によっては間接的に安全機能に影響する場合もあることから<sup>19</sup>、その後、当該機器に対する審査が格段に厳しくなっている。

消火水系の配管も安全機能には該当しない。しかし、それが破断した場合には、付近の安全系の機器を被水や水没によって故障させる可能性がある。

これらの例のように、それ自体が安全機能に属さなくても、その損傷によって間接的に安全機能が影響を受ける場合には、それ自体に対しても、安全機能に属するものと同等の扱いが必要になる。米国では、このような構築物、系統、機器には「安全上重要な」という語句を付して他と識別し、例えば、経年劣化管理の対象範囲に含めるなどの特別な扱いをしている。我が国においても、「安全機能」の他にそのような分類を考慮すべきである。

安全系の機器である格納容器の内面には、防食用の塗装が施されている。塗料そのものには安全機能が期待されていないが、それが曝露される環境（温度、放射線レベル、機械的衝撃）が過酷であるために、設計事故において剥離してしまう可能性がある。そしてそのような場合には、剥離した塗装片が、安全機能である ECCS の運転性を阻害する。同じ理由によって、それ自体には安全機能が期待されていない配管の保温材（特に、繊維性のものやケイ酸カルシウムなど）も ECCS のサクション・ストレーナを閉塞させたり、配管や炉心の冷却流路を閉塞させたりすることで安全機能に重大な影響を与え得る。PWR プラントの場合には、pH 調整のために注入される薬液がこれらと反応したり、格納容器内のコンクリート、アルミニウム製機器、亜鉛メッキの施された機器と化学反応を起こしてこの現象を更に悪化させる。このように、「構築物」、「系統」、「機器」のどれにも属さないものであっても安全機能に影響を及ぼすものがあるため、それらの対する言及も必要である。

- 「独立性」について（5、16 ページ）

重要度の高い安全機能を有する系統が具備すべき特徴の一つとして「独立性」が規定され、これについては、「共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないこ

---

<sup>19</sup> この例の場合には、破片が炉心に流れ、燃料被覆管をフレットイングによって損傷させる可能性、制御棒の挿入動作を阻害する可能性、タービン蒸気調整弁の閉止を妨げタービン・トリップを阻害する可能性がある。

と」と常識的な定義が述べられているだけで、実際にはこの説明だけで十分明確になることはなく、実務上殆ど役に立たないように思われる。

例えば、我が国の原子力発電所には、1基の軽油タンクから取出した3本の細い燃料配管が、互いに殆ど隔てないで裸で地面に沿って布設されているところがある。事業者はそれでも独立だと主張するかも知れないが、重量物の落下や地震を考慮した場合には、必ずしも独立しているとは見做し難く、見解が紛糾する可能性がある。

火災を考慮した場合、米国では、同一火災エリア内にある多重系の機器が、水平距離で6.1m以上隔てていない場合、あるいは、3時間以上の耐火能力の耐火障壁材で隔てられていないときには、独立しているとは見做されない。しかし、このような厳格な基準が適用されていない我が国では、互いにかなり接近して設置（布設）されていても独立と認められる。

ある多重系の機器が、互いに隔てられた別々の室内に格納されているにも拘わらず、床ドレンの配管が連結していることで、いずれかの室内での内部溢水を考慮した場合、同時に水没するシナリオが存在する。そのような場合には両者は独立であるとは認められない。

デジタル機器の場合には、同一のアルゴリズムが使われ、同一のメーカーで同じ時期に製造されたものは、同時に同じ異常を呈する可能性があると考えられ、必ずしも独立ではないと見做される。同じようなことは、ブレーカーなどについても言える。過電流トリップの設定値が正しくなく、2個以上のブレーカーがどれも正常に働かず、影響が上流側に波及したと言うトラブル事例も、それ程珍しくはない。

復水貯蔵タンクやディーゼル発電機の燃料タンクには、それらの破損に備えて、防水堤、防油堤が設置されている。しかし、それらの耐震性は内側にあるタンクと同じであるため、地震によってタンクが破損する場合には、防水堤や防油堤も同時に破損すると仮定するのが合理的なはずである。タンクとその外側の堤は、経年劣化などによる損傷に対しては独立と見做してもよいが、地震に対しては独立と見做されるべきではない。

これらの例から分かるように、独立性に関しては、より詳細で客観性のある定義か解説が必要であり、その際、安易に独立性を認めることにはさまざまな重大なリスクの見落としが伴うことに注意しなければならない。例えば我が国の古い原子力発電所では、安全系の開閉器が同一の室内にA系もB系も一緒に近接して設置されている場合があり、そのような状態は、米国における火災防護の基準に照らした場合には明らかに不適合であるが、我が国ではそれでも許されてしまうため、火災だけでなく津波や内部溢水が起こった際にも同時に浸水してしまう。

PWRプラントにおける蒸気発生器の伝熱管が、それぞれ個々に独立でないことは、ここでの定義から明らかなはずである。同じ温度、圧力、水質、流体振動を受ける環境下にあるからである。従って、同時に多数の伝熱管が、同じような劣化の進行を辿って減肉や亀裂が進んでいるところに、突然、地震や主蒸気配管の破断が発生して大きな荷重が発生した場合には、同時に多数の伝熱管が破断するという現象が発生するはずである。しかし、

実際には、さもそれらが独立であるかの如く扱われ、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」における事故評価においては、たった一本の伝熱管の破損を仮定しているだけである。独立でない機器に対するこのような単一故障の仮定を正当化する技術的根拠は何か。

- 耐震設計 (7 ページ)

安全機能を担う機器に対して、耐震性を考慮して設計するのは当然であるが、原子炉建屋のブローアウト・パネルの設計はどうすればよいのか。二次格納容器のバウンダリを構成するブローアウト・パネルをこの要件に従って設計した場合には、それが頑強になり過ぎて、原子炉建屋内で蒸気配管破断が破断して加圧される事態が発生した場合、その本来の目的であるブローアウトができなくなってしまう。設計地震加速度が十分に小さい場合には問題ないが、我が国のように設計地震加速度が大きい場合には、このような矛盾が生じてしまう。その場合どちらを優先するべきか。

埋設配管（トレンチに布設されている場合、直接土壤に接触して埋設されている場合）に対する耐震性の評価は、信頼できる方法によって行われているのか。

- 地震以外の自然条件 (7 ページ)

我が国においては、台風や竜巻の影響についての評価が、米国の基準に比べて以下の点において不十分であり、非保守的である。

台風や竜巻の規模を想定する場合、米国においては、超過頻度として  $1 \times 10^{-7}$ 年 としている。その結果、ハリケーンに対しては、フロリダ半島の南端においては風速 130m が想定され、竜巻に対しては、中部の多発地帯においては風速 103m が想定されている<sup>20</sup>。このような仮定は、過剰に保守的であるようにも思われるが、砂塵や雨、落雷を伴う強風の下では、プラント職員の監視や復旧活動が困難になる可能性が高く、特に、シビアアクシデントに発展した場合の復旧活動において、可搬式の発電機やポンプを設置したり、ケーブルやホースを布設する作業ができなくなることを考慮すれば、台風や竜巻に対しては、このようなごく稀な規模に対してまで保守性を確保することは合理的である。

台風や竜巻が、飛翔物を発生させることは既知の現象であり、これらが屋外に設置されている安全系の機器（非常用復水器、非常用ディーゼル発電機の燃料タンクや排気筒など）に対して損傷を与える可能性に対しても考慮される必要がある。実際、米国の指針では、その場合の評価として、自動車（車体重量 1810kg）、配管（直径 168mm、肉厚スケジュール 40、長さ 4.58、重量 130kg）、鋼球（直径 25.4mm、重量 66.9g）の飛翔物の衝突を考慮することが求められ、例えば上述の風速のハリケーンに対しては、それぞれ秒速 93.6m、76.3m、68.3m が規定されている。我が国においては、このような強風に伴う飛翔物の影響

---

<sup>20</sup> ハリケーンに対しては RG 1.221、竜巻に対して RG 1.76 において規定されている。

を考慮していないが、米国の同指針においては、風速 60m に対してできえ、それぞれ秒速 30.9m、22.9m、19.6m が規定されている。我が国の評価においても見落とされるべきではない。

又、竜巻の場合には、局所的な低気圧が形成され、その通過の際に強力な揚力が発生することで、建屋の屋根などが破壊される。そのため、米国の原子力発電所には、「トルネード・ベント」を備えたところがある。原子炉建屋の屋根が破壊された場合には、その際に発生する破片などが落下し、使用済燃料貯蔵プールを損傷させる可能性もあり、竜巻から建屋の屋根を守ることは重要である。米国の指針によれば、例えば上述の風速の竜巻には、83hPa の気圧低下、37hPa/秒 の気圧低下率が相当する。我が国においても、最近は竜巻の発生が頻発しており、評価において見落とされるべきではない。

- 外部人為事象 (9 ページ)

【要求事項の詳細】の記載に意図の不明なものが幾つかある。人為的な「電磁的障害」とは何を指すのか。携帯電話からの電波か、イージス艦が近くを航行することになった場合のレーダーのことか。「郵便物などによる爆破物（「爆発物」の間違い）や有害物質の持ち込み」に対する「防御のための適切な措置を講じた設計」とは、具体的にどのような設備をイメージすべきなのか。全ての郵便物や宅配物を、一旦、爆弾処理室かバイオハザード処理室のような所に入れ、X線装置や爆発物、細菌の分析装置を使って分析する設備を設けるように求めているとも解釈される。しかし、このような問題に対しては、設計によってではなく手順によって対処されるべきであり、ここに含められるのが適切な要件であるとは思われない。

航空機落下については、偶発的な落下の評価は既に終わっているが、このような評価の実施を、航空機落下に対する備えを免除する理由として利用すべきではない。即ち、記載にあるように、「防護設計の要否」の基準として利用すべきではない。テロ行為の一戦略である計画的な落下（墜落、衝突）の方が、未知ではあるが、発生頻度も重大な影響を受ける確率も大きい可能性があり、偶発的な落下の評価結果に拘わらず、ある程度の防護設計と手順による備え<sup>21</sup>が必要だからである。従って、そもそも事業者に対し、このような偶発的な落下の評価を求めること自体無意味であり、削除されるべきである。

- 第三者の不法な接近等 (9 ページ)

「原子炉施設内の安全機能を有する構築物、系統および機器を敷地内の人による破壊行為から防御する設計」が求められているが、そのようなことが現実的に可能であるとは思われない。原子炉施設内には、さまざまな工事のために、グラインダー、バンドソー、ド

---

<sup>21</sup> 米国においては、既設プラントに対しては 10CFR50.54 の(hh)(2)項により、新設プラントに対しては 10CFR50.150 により規制要件となっている。

リル、ハンマー、プラズマ・カッター、アセチレン・ガスなどの工具や資材が持ち込まれており、破壊行為は、その意図さえあれば、これらの工具や資材さえも十分にその目的に使うことができる。「破壊行為からの防御」を設計によって達成することにはかなりの困難があり、これを要件として定めるのは適切ではない。別途、核防護の観点から規定するのが現実的であり、より適切である。

#### ● ガス爆発とタービン・ミサイル (10 ページ)

「ガス爆発」の言及があるが、影響の大きさを鑑み、シビアアクシデントの進展伴って福島第一原子力発電所において発生した原子炉建屋の爆発を設計上想定するべきかどうか明記する必要がある。人為的な対応や動力に一切依存することなく、完全にパッシブな原理の装置によってのみ回避されることが、十分信頼できる解析、実験データによって裏付けられない限り、あのような爆発は想定されるべきである<sup>22</sup>。その場合、爆発の衝撃力による使用済燃料プール、同設備の計測制御系への影響、飛来物による影響としては、天井や壁が粉砕することによる天井クレーン、燃料交換機、鋼材、瓦礫の落下について評価しなければならない。

我が国のタービン・ミサイルに対する評価の考え方は、米国の審査指針 (SRP 3.5.1.3) と規制指針 (RG 1.115) に倣ったものであり、これらによれば、我が国の原子力発電所のタービンに対しては、その事象発生頻度として  $1 \times 10^{-5}$ /年 以下を満足する必要がある<sup>23</sup>。この場合、我が国の特殊な事情として、地震の寄与について考慮される必要がある。特に、「3・11」において東海第二発電所の場合には、「地震によるタービン軸のぶれ⇒タービン翼の擦れ⇒タービン振動過大⇒タービン・トリップ⇒原子炉スクラム」のように事象が進展していた事実には注目する必要がある。即ち、地震による原子炉スクラムが先行してタービンに流入する蒸気が遮断されるのではなく、定格流量での蒸気が流入する状況下においてタービンが大きく揺れ、その振動がトリガーとなって原子炉が停止するというモードもあるということであり、そのようなケースが、タービン・ミサイルの発生頻度を高めることに繋がらないかという問題である。「3・11」では、東海第二発電所においてだけでなく、女川原子力発電所においてもタービン翼の損傷が発生しており、2007年7月16日の新潟県中越沖地震では、柏崎刈羽原子力発電所3、6、7号機でも起こっている。そのようなケースがタービン・ミサイルの発生確率を高める可能性がないのか評価が必要である。

<sup>22</sup> 因みに、米国 NRC による最新の事故解析の報告書 (NUREG/CR-7110, Vol.1) によれば、SBO (全交流電源の喪失) が完全に放置された場合、20 時間後にドライウェル上蓋付近から発火し、ブローアウト・パネルの脱落、最上階での燃焼へと進行し、20.1 時間後は建屋の下階においても水素の燃焼が起こり、遂に 20.2 時間後に原子炉建屋の屋根が吹き飛ぶ。仮に、SBO に直流電源の喪失と RCIC 系の起動の失敗が重複し、そのような状態が放置された場合には、以上の進展は更に大幅に加速され、約 8.5 時間後にはそのような事態に至ってしまう旨が示唆されている。

<sup>23</sup> 原子炉がタービンの車軸の方向にある場合には  $1 \times 10^{-4}$ /年 でも良いが、我が国の原子力発電所は、海岸に沿って設置されているため、その幅をなるべく狭くすることも考慮し、そのような配置としては設置されておらず、いわゆる Unfavorably Oriented と称された向きとなっている。

- 火災防護（12 ページ）

別途規定が用意されるとのことで、実質ここでの基準は殆ど空欄に等しいが、火災検知、消火に加え、防火扉（ダンパー）、排煙設備なども設計として考慮されるべきであり、単なる火災だけでなく、HEAF（高電圧、高電流の放電によって金属が気化し、爆発する現象で、「3・11」においては、女川原子力発電所においても発生している。）も想定して周辺機器への影響の波及を考慮し、更に、火災による影響については、熱だけでなく煙も考慮し、特に弱いと見做されている電子機器への影響について注意を払う必要がある。

尚、ここでは「火災に対する設計上の考慮」が述べられているが、設計上の考慮と共に火災防護上重要なのが、いざという時の有能な自衛消防隊の活動であると米国では位置付けられており、規制や規制指針において詳細が規定されている。ところが、我が国の場合には、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第 11 条の 4 において、事業者の役割は「初期消火」と限定され、本格的な消火活動の責任が「消防吏員」に押し付けられている。しかし、現実的には火災による停電、又は煙が充満した複雑な建屋の中にいきなり飛び込んで行って効果的な消火活動が行えるはずはなく、むしろ重要な安全設備を誤って損傷させてしまう可能性さえある。同じことは、テロリストに対する防衛についても言える。安全上重要な設備の配置や内部への細かいアクセスルートに精通していない警察の機動隊員が効果的に活動を行うことは難しい。火災、テロ攻撃、シビアアクシデントへの対処は、施設に最も詳しい事業者が第一責任を負うべきものであるとする米国の考え方とも照らし合わせ、現実的な責任分担の在り方を再考すべきである。

- 「期待されているすべての環境条件」（13 ページ）

だれもそのような環境との遭遇を待ち望んではいない。「予期されるすべての環境条件」と修文すべき。

- 共用について（14 ページ）

ここでは、安全系と非安全系の共用についても言及すべきである。特に我が国の古い設計の原子力発電所では、安全系の UHS が、非安全系の機器の冷却系と共用になっていて、非安全系側での故障や漏洩が、UHS 側に影響を及ぼす可能性のあるものがある。そのような特徴のある系統に対しては、設計事故が発生した際に自動的に非安全系側を隔離するか、予め定められた手順書に従って、運転員が手動で隔離作業を行わなければならない旨が述べられる必要がある。

デジタル化された最近の制御室に使われているコンピューター・システムにおいても、同一のプラットフォームに安全系と非安全系が混在しているため、その設計についての注意を述べるべきである。物理的に隔離されているわけではなく（いわゆる「エア・ギャップ」がなく）、パスワードなどの論理回路で隔てられているだけの場合には、厳密に安全

系が非安全系が分離されているとは言い難く、非安全系側での操作や非安全系側の故障、外部からのアクセラ（悪質なサイバー攻撃も含む）が安全系側に影響しないことを確保するための信頼できる隔離が必要である。

共用によって安全性が向上する場合の好例としては、「3・11」における福島第一原子力発電所 5 号機の電源復旧対応がある<sup>24</sup>。共用禁止を「原則」と定めるのが適切であるか否かは再検討が必要である。実際、我が国の事業者には、この「原則」に従ってユニット間の電源融通を躊躇うところもあるが、米国においては SBO 対策の一環として、積極的に実施しているところが多い。同じ理由により、UHS のユニット間バックアップも検討されてよい。タイラインを設け、いずれのユニットからも手動の隔離弁を操作できるようにしておけば、シビアアクシデントの際にその有益性が発揮される可能性がある。もしそのような設計配慮が、福島第一原子力発電所 5 - 6 号機間、福島第二原子力発電所 1~4 号機間でなされていたならば、事故後の復旧活動に余裕が生まれていたはずである。

#### ● 動的機器、静的機器の定義（5 ページ）と単一故障の考え方（16 ページ）

「短期間（24 時間以内）の安全機能に対しては動的機器の故障、長期間（24 時間以降）の安全機能に対して動的機器又は静的機器の故障を仮定する」よう求めているが、この技術的な根拠と意図についての説明がなく不可解である。

そもそもここでの定義に基づけば、安全弁、逆止弁、配管スナバーなどの機械系機器、フューズ、キャパシター、整流器などの電気系部品や機器は、「静的」に属することになるが、これらは供用期間中にも比較的頻りに故障を呈し、且つ、それらに対する単一故障については、運転中任意の時期に起こることに対応できるように設計されているはずであり、ここでの短期間、長期間の安全機能に対する適用の使い分けの必要性が分からない。

次に、単一故障の仮定に対する除外項目として、「発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合」が挙げられているが、ここでの極めて小さい発生の可能性とは、どのような確率や頻度を指すのか曖昧である。例えば、次の機器に対してはどうか。これは設計事故時に求められる安全機能において極めて重要であり、バックアップがない。

- 復水貯蔵タンク（BWR）
- 燃料交換用水貯蔵タンク（PWR）
- サプレッション・プール（BWR）
- 非常用ディーゼル発電機の燃料タンク

原子炉圧力バウンダリに対しては、最大口径の配管に対する両端開口ギロチン破断という著しく考え難い現象を単一故障として仮定しており、一方でこれほどの保守的な仮定を

---

<sup>24</sup> 6 号機用の空冷式非常用ディーゼル発電機の電源を 5 号機用に速やかに融通できたのは、予めそのような場合を想定して備えていたからであると報告されている。

しているにも拘わらず、他方で上記のような機器に対しての単一故障を仮定しないことには矛盾がある。

又、安全弁や逆止弁のように比較的故障率の高い機器の場合には、単一を超えた二重故障のような事態も珍しくはない。格納容器の隔離弁が逆止弁によって担保されているような系統の場合や、当該の逆止弁を境にして系統の耐圧能力が異なる場合には、深刻な事故やトラブルに繋がり、実際にそのような例もある。

従って、単一故障も多重故障も、このような決定論的な括り方には技術的な意味がなく、本来は、確率論に基づき議論すべきである。その場合、例えば非常用ディーゼル発電機の燃料タンクに対する単一故障の仮定が不要であるか否かは、当該タンクの耐震設計にどのような設計地震動が使われているかにも大きく依存する。もし、超過頻度が1回/1,000年程度の甘い基準で設計されていたとするならば、当該タンクに対する単一故障の免除は、到底許容できるものではない。故障率の高い機器においては、二重故障の仮定でさえ排除されるべきではない。

#### ● 環境条件 (13 ページ)

具体的にどのような環境条件が考慮されるべきなのかの言及がない。通常は設計事故時の温度と放射線レベルであると推測されるが、例えば、電子機器の場合には、電磁波ノイズ (EMI/RFI) や雷サージに対する耐性も考慮されなければならない。米国の場合には、規制指針 (RG 1.118) が制定されており、実際に、設計や製作、使用の条件として考慮されているが、我が国の場合、曖昧な運用となっている。

電気機器に対する駆動電源、制御電源の電圧、周波数の揺らぎが、この場合の「環境条件」に当たるのかどうか不明であるが、どの程度の揺らぎ幅や劣化にまで対応できるかは、系統や機器によっては重要である。

使用済燃料の貯蔵キャスクも「安全機能」を担う機器であるが、その使用寿命はかなり長期に亘ると予想されるため、塩分環境に対する耐久性も考慮に加えられるべきであると考えられる。

尚、「すべての環境条件に適合できる設計であること」と表現されているが、これがなぜ「すべての環境条件に適合できること」との表現でないのか不明である。前者の表現では、たとえばアレニウスの式や文献情報による評価だけで十分との印象がある。しかし、重要な安全機能を担う機器に対しては、そのようなレベルでの評価だけでは不十分であり、厳格な環境試験が実施され、その上で後者の表現が裏付けられなければならない。「適合できる設計」との表現には、そのような確証プロセスを免除する意図が込められているようにも疑われるため、そうでないならば、後者の表現に改めるべきであり、更に明確に、環境試験の必要性を明記するべきである。

#### ● 試験等可能性 (17 ページ)



我が国の実機には、ここでの要件を満たさない機器が幾つかある。その代表的なものが原子炉圧力容器である。原子炉圧力容器は、原子炉圧力バウンダリの中でも最も重要であり、単一故障に対する対策が免除された機器であるだけに、その健全性に対する検査は重要である。米国においては、かつては、その周溶接に対して 5%、縦溶接に対しては 10% と検査範囲が定められ、我が国もこれをそのまま取り入れて供用期間中検査の要件として運用してきた。しかしその後米国では「実質 100%」に引き上げられ、これに可能な限り近づぐための努力をしてきたが、我が国は基準を旧来のままにして検査範囲の拡大の努力を怠ってきた。米国には、PWR プラントの原子炉圧力容器に対するサーマルショックによる破壊を回避のための規制要件（10CFR50.61）もあるが、我が国には同等の要件がなく、この点からも、供用期間中検査の検査範囲が少ない現状について見直しが必要である。その結果、もし米国並みの要件を適用することにした場合、原子炉圧力容器の縦溶接、周溶接、ノズル部の検査に対しては、「実質 100%」が求められ、現実には適合できないと言う問題に直面することになる。但し、実際はこの逆で、この問題に直面することを恐れて「縦 5%、周 10%」からの引き上げの議論を伏せてきたというのが真実である。これが、安全推進の思想に逆らうものであることは明らかである。本来、「試験等可能性」の要件は、安全性確保の一環であるべきだったのであるが、その要件の記載の不自由さのために不安全側の抵抗が生じてしまったことは反省すべきであり、今回の基準に反映されるべきである。

【要求事項の詳細】にある記載が中途半端である。表記した「構築物、系統、機器」にはかなりの記載漏れがある。計測制御系（BWR、PWR）、RCIC 系（BWR）、AFWS（PWR）、中央制御室の緊急時フィルター・システム（BWR、PWR）など。計測制御系に対しては、試験や検査の他、「校正」も追加されるべきであり、原子炉圧力容器の材料（母材、溶接部）に対する定期的な破壊靱性試験（シャルピー試験）が明記されても良い。UHS（最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統）に対しては、流路に異物が流入したり貝などの生物が成長したりする可能性もあるため、流量確認も必要。又、そのような理由による腐食や減肉に加え、埋設配管の場合には、外面からの劣化促進の要因もあることから、検査が必要であるが、アクセス性が悪く行い難いという問題がある。格納容器の場合には、最近、内張りの鋼板に腐食による穴が見つかった事例や鉄筋コンクリートの中に広範囲に剥離の発生が確認された事例もあり、これまで通りの単なる漏洩試験だけで十分なのかという疑問もある。更に格納容器（BWR プラントにあってはサプレッション・プールも含む）に対しては、ECCS 系サクション・ストレーナの負担になることから塵埃量についても監視が必要で、定期的な清掃（回収）作業が必要である。ECCS 系の配管に対しては、最近、ガス溜りの監視（超音波検査やベント操作）も必要な定期的サベイランスの項目として追加される傾向にある。安全機能を担う系統ではないが、緊急時対策支援システム（ERSS）に対しては、同系統が米国の ERDS に倣って導入されたものである背景を考慮して同国での慣行に倣い、やはり定期的な試験が求められるべきである。そのような試験は、装置の健全性の確認だけでなく、同時に職員の取扱いの反復的訓練にもなるからである。

以上のように、この「試験等可能性」に関しては、記載されるべき事項がかなりある。そしてそもそもこの基準が、厳守が求められる要件で厳格なバックフィットが課されるものなのか、現状是認を前提として述べているだけの単なる一般的な設計思想なのか、その意図を明確にする必要がある。

- 通信連絡設備と ERSS (19 ページ)

所内の連絡設備（ページング・システム）が、ここでの表記の通り「原子力発電所内に居るすべての人」に伝わるものである必要はない。「原子力発電所内」と記した場合には、「周辺監視区域内の隅々まで」という意味に解せるため現実的でも適切でもなく<sup>25</sup>、正しくは、「周辺防護防護区域内にいる業務関係者」に限定されるべきである。又、同連絡システムは、非常用照明と共に、火災や事故の際に重要であることから、通常電源とは別の信頼性の高い電源でバックアップされることも要件として追加した方がよいと思われる。

ERSS については、具体的にどのようなプラント・パラメータに関してかを述べ、伝送機能の起動が、必要な時に自動的に行われるものであることを述べる必要がある。リアルタイム・データの連続通信であることから、データの更新頻度についても示す必要がある。又、多様性を述べるのは良いが、発信側と受信側の両システムの協調性が必要であり、多ユニットを有する原子力発電所においては、全ユニット分が同時に発信でき、受信側においては、複数の原子力発電所からのデータを同時に受信できる処理速度と記憶容量があること、定期的に試験が可能であることも記載する必要がある。更に、同システムは、サイバー攻撃を受け難い信頼性の高いものであることも必要で、最近米国においては、かつてのモデム式から VPN 式に変更を完了させている。

ERSS は、事業者にとって必要なのではなく、事故が発生したときに国民の生命と健康を守るために迅速に正確な情報を伝えなければならない原子力規制委員会にとってこそ必要なものである。その意味で、大量なただの数値情報を受信しても、総合的な分析や判断の目的には不便である可能性がある。そこで、伝送されてくるリアル・タイムのデータを、直ちにミミック・ディスプレイに変換して表示させたり、グラフ化してトレンドを監視するという方法も考慮されるべきである。要は、ERSS に限っては、事業者の都合によってではなく委員会の要望に沿って設計されるべきである。

- 「避難用の照明」(20 ページ)

必要なのは、非常時に（原子炉設備の安全停止操作のため）機器の操作や負傷者の救出、消火活動などのために現場に急行するため、及び、危険な状態になった現場から避難する

---

<sup>25</sup> その場合には、たとえば、所内で沿道の草刈りをしている作業員や、偶々入構していた納品業者の人々にも制御室からの指示が伝えられなければならないという意味になってしまい、本来の目的からは不必要、且つ、状況によっては混乱を招く可能性さえある。

ための両目的を兼ねた「非常用照明」であるべきで、「避難用」に限定する必要はなく、そうするべきでもない。又、照明だけではなく、通信装置もセットにするべきである。

記述が大雑把過ぎるため、どのような照明と電源であるべきかが分からない。因みに NRC の火災防護の規制指針 (RG 1.189) には、「持続時間 8 時間以上の電池を備えた蛍光灯」と例示している。しかし、「3・11」では多くの蛍光灯が地震によって割れたと伝えられているため、LED 電球の方が良いのか。

「明確かつ永続的な標識」の意味も分からない。地震によって埃が降積してしまう床面の標識がこれに該当しないとすると、「永続的な標識」とは、トリチウム・ガスを封入した発光チューブによる標識などが思い付く程度である。

少なくとも以上に関してのもう少し詳しい説明がないと実機への展開には使えない。

#### ● 燃料被覆管の健全性と非常用炉心冷却系 (21、29、56 ページ)

(旧) 原子力安全委員会の制定した「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」とは、米国の 10CFR50.46 をほぼそのまま訳したものであるが、最近、米仏の両国でこの規制要件の非保守性が議論されており、改正案が提示されていることに関しては、我が国も配慮する必要がある。非保守性とは、元々の燃料被覆管の熱脆化に対する耐性の実験データが未照射材に対するものであり、実機における中性子照射の進行した燃料被覆管にあっては、その実力は、10CFR50.46 や (旧) 原子力安全委員会の指針にあるほどの条件に耐えられないという新事実である。従って新基準が、このような早晚改廃されることになるであろう (旧) 原子力安全委員会の指針を、何の注記もなしに引用するのは適切ではない。

加えて、燃料被覆管の健全性を確認する上で重要な被覆管最高温度 (PCT) の解析条件にも最近非保守性が指摘されている。これは、供用中に表面に形成される酸化物の層と付着物 (ハード・クラッドとソフト・クラッド) による熱絶縁の寄与である。これまでの評価では、この寄与が正しく加味されておらず、それを行った場合、顕著に PCT が上昇してしまうことが判明している。従って新基準には、PCT の評価において、そのような最新知見を欠落させないよう促した明確な記述が含まれる必要がある。

「燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。」とあるが、この要件が、新燃料に対してなのか、使用済燃料に対してなのか不明である。いずれにしてもこの要件は不適切である。それは、輸送中や取扱い中における燃料集合体の健全性は、燃料集合体の設計によってというよりも、むしろこれを与条件として、輸送容器の設計によって担保されるべきだからである。例えば 9 メートルの高所から落下したり、鋼鉄の突起物に衝突しても耐えられるのは、燃料集合体の設計に負うのではなく、輸送容器の設計に負うのである。尚、この要件が、輸送中や取扱い中の使用済燃料に対してであるとした場合、一体何年後の使用済燃料に対してなのかという疑問もある。実際、放射性物質の封じ込め機能という重要な安全機能を担う燃料被覆管の健全性は、原子炉内にある期間だけでなく、それが恒久的に処理され、バイオスフィアから姿を消すまでの期間に亘って維持

されることが望ましい。しかし、今のところその答えはなく、数百年というオーダーさえ望めるかどうか分かっていない。ジルカロイの母材に形成された水素化物が熱サイクルを繰り返すうちに径方向に揃うようになり、フープ応力に対する強度を低下させていく可能性が指摘されているからである。このような現実的な問題はあつたものの、本来、燃料被覆管の設計寿命が定量的にも定性的にも規定されていないのは不適當である。

- デジタル計装の弱点 (37~42 ページ)

計測制御系について述べてあるが、昨今欧米で大きな議論になつたデジタル計装の弱点を克服するための基準が言及されていない。唯一「外部ネットワークからの侵入防止などのサイバーセキュリティ」が文言として挿入されているが、イランの原子炉に影響を与えた「スタックスネット」は、外部ネットワークを介してでなく、直接記憶媒体を持ち込んで行われた可能性が主説となつており、そのようなケースも含めた総合的なサイバーセキュリティは、米国の場合のように、より本格的に議論され、別途基準が制定される必要がある。我が国の原子力発電所におけるデジタル化は、世界的に先進的であつたが、それだけに配慮不足の点が多々あつた。それに対して欧米の規制当局は、安全系への適用に対して極めて注意深く、例えば米国において設計認証を受けた ABWR の場合、原子炉保護系 (RPS) のソフトウェア (SSLC) を介した伝送をバイパスできるハードワイヤーによる直接回線の布設を要件として規定している。そのような要件も含め、今では膨大な要件集が構築された。(DI&C-ISG-01 ~ 07) デジタル技術が、今後も日進月歩の進化を続けていくことは疑いない。今のまま有効な指針がなく放置されるべきではない。

プラント運転のコンピューター化に伴い、従来、運転員が、パラメータを直読し、判断し、操作を行つていた一連のプロセスについて、一部が自動化できるようになつた。このような特徴にも、一旦故障した場合の影響に懸念がある。暴走が防がれる設計であること、プラント運転員が、従来のマニュアル操作で対応できる設計であることが規定されるべきである。

- 計測制御系 (37~42 ページ)

各【要求事項の詳細】にある記載が、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」と「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」の引用も含めて不完全であり、幾つかの例示の後で「等」を付す記載の仕方も雑であり、「詳細」との表題にも拘わらず実際には全く詳細さがなく、記載したい項目と内容だけ任意に述べただけのような雑さを感じられ、全面的に作成し直されるべきである。十分な思慮に基づいた記載を心掛けていたならば、より重要な他の記載項目と内容が多くあることに気付いていたはずである。

PAM、遠隔停止操作盤、ATWS は、単一故障の想定や設計基準事故の範囲を超える場合に使われるものであるものの、米国においては、Tech Spec にも記されている系統である。

そして、それらの故障に対しては復旧猶予時間も定められており、それが守られない場合には原子炉停止も要求される程の重要度である。従って、これらに対しては「等」を乱用せず、もっと丁寧に記載されるべきである。当然、ATWS についての記載が欠如しているのは論外であり、追記すべきである。

例えば、「① 計測制御系」の説明にある「記録及び保存」は、単なるチャート記録のこと意図しているのか、高度な分解能を備えた過渡現象記録装置のことを指しているのか判然としない。「② 安全保護系」は、説明にあるように自動起動の設計も特徴の一つではあるが、手動起動や自動起動後の手動停止の機能も備えており、説明が不十分である。全般的な記載がアナログ・システムをベースとしており、光ファイバー、RMU（リモート・マルチプレキサー・ユニット）などの伝送方式、LCU、SCADA などによる制御方式を取り入れたデジタル・システムの普及が考慮されていない。これらには、優れた長所もあるが、既知、未知な短所もあり、採用において慎重さが必要であるため、基準に盛り込むべきである。

制御室に具備されるべきものとして、その重要性を考慮して<sup>26</sup>、SPDS (Safet Parameter Display System)、ERDS (Emergency Reponse Data System, 我が国では ERSS) についても言及するべきである。

制御室外からの原子炉停止機能に関しては、もう少し詳細が必要であり、今の記載からは、遠隔停止操作盤やこれを設置した操作室が必要なのか否かさえ曖昧である。現実的に著しく困難であると思われるが、端的には、それらがなく、運転員がさまざまな計器や機器が設置された現場を奔走して回ることで対応することも認めていると解釈される。「原子炉の急速な高温停止ができること」との記述は、厳密には正しくなく、PWR プラントに対しては「高温待機」と記されるべきである。どのような監視機能、操作機能が必要であるのかについての記載も必要である。米国では、遠隔停止操作盤の設置される操作室に対し、火災防護上の要件として、規制 (10CFR50, Appendix R) と規制指針 (RG 1.189) に幾つかの要件が規定され<sup>27</sup>、その他の要件に関しては審査指針 (SRP 7.4) に記載されている<sup>28</sup>。

#### ● フェイル・セイルの思想 (38 ページ)

一般的なフェイル・セイルの思想が述べられているが、特に格納容器の内側など、通常運転時のアクセスが困難なところに設置された電動弁に対しては、手動操作によるバックアップの対応が出来ないことを考慮して、敢えてトルク・スイッチやサーマル・リレーを解除できる設計を採用し、ギヤやモーターの焼損のリスクを覚悟してでも操作を試みなけ

<sup>26</sup> スリーマイルアイランドの事故を教訓として導入、アップグレードした機能。

<sup>27</sup> 例えば、必要な機能として、①未臨界維持、②原子炉水位の確保、③PWR プラントにおいては高温待機、BWR プラントにおいては高温停止の操作と維持、④72 時間以内での冷温停止操作、⑤その後の冷温停止の維持、が述べられている。

<sup>28</sup> 例えば、遠隔停止盤をアクティベートするのは中央制御室の外側であること、遠隔停止操作盤がアクティベートされた場合に中央制御室に警報が発生することなど。

ればならないものもある。又、そもそも「開」が安全側か「閉」が安全側かが決め難いものもある。格納容器のベント弁がその例であり、米国の ABWR の設計では「開」としているが、我が国では「閉」としている。そのような場合には、決定論だけではなく、PRA による解析結果も参考にして判断すべきことを規定すべきである。

- 電気系統 (43 ページ)

外部電源に対し、旧指針にはなかった「物理的に分離」という言葉が漸く追加された。その意味としては、「一つの送電鉄塔が倒壊した際に同時に送電が停止することがない」と解説されている。しかし、骨子案の 7 ページには、「予想される自然現象」の一つとして「森林火災」が挙げられている。従って、2 回線が別々の送電鉄塔による場合であっても、森林火災による火災や煙によって絶縁性が低下して同時に送電が停止する場合もあり得ると判断される場合には、物理的に独立ではないという解釈も成り立つことになる。実際、我が国の原子力発電所への送電網にはそのようなところもある。

又、優先側の外部電源が喪失した際、米国では、待機用の外部電源を自動的に瞬間的に投入することで、実質的に停電を経験しない設計となっているが、我が国の原子力発電所においては、待機用の外部電源を投入せず、わざわざ一旦停電にし、非常用ディーゼル発電機を起動させる設計を採用しているところもある。今の骨子案は両者を容認することになるが、両者の安全上の違いについては、注意深く評価する必要がある。

- 全交流動力電源喪失 (SBO) への備え (47 ページ)

記載内容は、既存のバッテリー電源である時間に限定して耐久することを述べているものであり、バッテリー電源が消耗した後や、BWR プラントにおける RCIC 系、PWR プラントにおける AFDW 系が起動しなかった場合のことについては無策であり、シビアアクシデントへの転落を許したものと見受けられ、不適切で不十分である。ここでは、そもそも SBO に陥ってしまった場合、その長期化を避け、早急に回復されるための設計について言及されるべきであり、その内容については、米国の規制要件 (10CFR50.63) や、実際に米国プラントにおいて実行された事例を参考にするべきである。

具体的には、SBO 電源 (10CFR50.63 にある "Alternate AC Source") の恒久設置、他ユニットとのタイラインの布設などがあり、言及されるべきである。尚、この場合の SBO 電源については、ただあるだけでなく、どれだけ迅速に切替できるかが重要である。そのため、「耐久性解析 (Coping Analysis)」を実施して、その前に切り替え可能であるか、さもなければ 10 分以内での対応を規定するべきである。

SBO は、ATWS と同様に、「設計基準」である単一故障を超えた原因によって起こる事象ではあるが、その重大さを鑑みて、米国では敢えて規制要件に格上げしたものである。RCIC や AFDW の起動だけに運命を託すような消極的な設計には重大な懸念があり、恒久的な SBO 電源の追設を規定するのが適切である。

● 放射線管理 (54 ページ)

監視設備の一つとして追加を考慮すべきものに、地下水汚染の確認がある。米国の原子力発電所には、夥しい数のサンプリング井戸が設けられ、定期的に汚染の確認が実施されている。その場合、特に拡散性の高いトリチウムに注目しなければならない。このような監視は、次の三つの理由から有益で必要なものである。

- 埋設配管やタンクなどの劣化を初期段階で検知し対応するのに有効。
- 敷地境界外への放射性物質の放出量を監視する上で必要。
- 将来の廃炉の際、土壌汚染の有無、汚染がある場合にはその規模を把握することができる点で有益。

尚、サンプリング井戸は、任意の箇所に設置しても意味がない。予め地下の地質構造を把握し、プルームの移動方向を予想し、CSM (Conceptual Site Model) によって設置する位置と深さを決定する。CSM は、汚染が検出された場合の回収用井戸の掘削位置を決定するためにも必要なツールである。

測定結果は、米国における運用実績に倣い、放出基準ではなく飲料水に対する基準を参考にし、それよりも低くても高くても報告する。又、分析用サンプルは、アーカイブ・サンプルを第三者機関にも提供し、ダブル・チェックしてもらえるようにする。

## II - 2. 新安全基準（シビアアクシデント）骨子（案）に対するコメント

このシビアアクシデント対策の骨子に関しては、避けなければならない誤解や先入観、楽観が幾つかあることから、実務関係者に対し、それらのことを初めに戒めておくことが重要であるように思われる。

骨子案には、米国で「B.5.b 項」とも称された要件に対する対策案も盛り込まれ、「可搬式代替設備」（19 ページ）、それらを使って対応する際の「手順書」（13 ページ、39 ページ）も言及されている。確かにそれらは重要な役割を果たすと期待できる。

しかし憶えておくべきことは、福島事故の際、地震による地割れや津波で運ばれた巨大なタンクに道が塞がれ、マンホールの蓋が津波で噴き上げられて見えなくなった落とし穴や、繰り返し襲ってくる余震の恐怖と闘いながらも、何度も撤収と待機を余儀なくされ、機材の運搬や復旧作業がなかなか進まなかったという現実である。既述の米国 NRC が昨年発行した最新の事故解析報告書によれば、仮にそのように手も足も出ない状況が全電源（交流＋直流）喪失の事象発生直後から続いた場合、最悪で、7～8 時間後には原子炉压力容器の底が抜け落ちてしまう事態にまで進展してしまう。

そんな場合でも、フィルタ・ベントがあれば大丈夫なのか。否、前掲の事故解析報告書には、折角のそれがバイパスされてしまうインターシステム LOCA や蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）と呼ばれる事象が、考慮されるべき重要な事象として掲げられている。フィルタ・ベントは、それがバイパスされてしまう流路がある限り、それが有効に機能を発揮しない可能性がある。更に、格納容器自体に重篤な損傷が生じてしまった場合には、それが全く機能を果たさなくなる可能性さえある。実際、早期対応が成功しなかった場合のシビアアクシデントの場合には、そのような事態に進展する可能性がある。即ち、炉心損傷が進展し、熔融炉心が原子炉压力容器の底部より漏出する事態に至った後には、それが底部を溶かしながら格納容器を貫通するまで落ちていくか、熔岩のように横に延びて行って格納容器を貫通するか、いずれかの現象が起こってしまうと予想されるからである。

再び福島事故を想起してみる。津波による停電で 2 号機の RCIC 系が停止してしまったのではないかと恐れ、その状況確認に気が取られているとき、1 号機の IC 系が隔離されてしまっていた。2 号機の RCIC 系の運転が確認できて一瞬安心できたとき、1 号機では炉心の損傷が起こっていた。ベント操作のために運転員が暗黒の原子炉建屋の中に足を踏み入れたときには、放射線量率が 300mSv/h にもなっており、一面に蒸気が立ち込めていた。収まらない余震と共に低い音が響く。グレーチング床や手摺は火で炙られたように熱い。中央制御室の中でさえ 10mSv/h に達し、当直長は全面マスクをつけて懐中電灯の灯だけで執務した。水素爆発が起こった時には、コンクリートの破片や鋼材が空高くから降り注ぎ、タービン建屋の屋上に巨大な穴を開けた。自衛隊員、警察機動隊員でさえ顔を強張らせ、放水の効果も分からないうちに撤退を余儀なくされた。死者こそ出なかったが、数人の負傷者が発生した。付近に飛散した瓦礫は、強力な放射線源となり、暫くはその撤去のため



に接近することさえ困難であった。戦場さながら装甲車まで出動させたが、それ程役には立たなかった。劣悪な環境に消防車を置いて給水を行い離れたところから監視をしていたが、いつの間にか燃料が切れて止まっていた。津波でテトラポットは崩れ、取水設備のスクリーンは波の勢いで、サプレッション・プール水サージタンクは水圧で潰され、非常用海水ポンプはよじれ、ガントリー・クレーンは転倒していた。周辺防護区域の柵が破壊されたことで、消防車はかなり遠回りさせなければならなかった。主要な各部門の責任者には交替者がいないため、緊急対策所の机に何日も不眠不休で着座し執務を続けた。

現実には起こり得ることの全てに対し、用意しておいた資機材が役に立ち、マニュアルが適用でき、訓練の成果が発揮できるわけではない。雷鳴が轟き、風速 40m の暴風雨の中では、福島事故において辛うじて可能だったことさえできなくなってしまう。ケーブルやホースを布設することも、駐車場に停めてあった自動車からバッテリーを収集することもできない。そのように、シビアアクシデントに対しては、常に有効で完璧な対策は存在しないのであるということを強く認識しておく必要がある。骨子案にもこのことを認識した記載がないわけでもないが（4、5 ページ）、強い印象が伝わらない。後年まで緊張感が引き継がれるよう、前文としてこのような趣旨を述べておくことが望ましいと思われる。

回避されるべき誤解、先入観、楽観		真実
誤解	福島事故は、日本で起こり得る最悪の原子炉事故	福島の事故にも幾つかの幸運があった。更に悪い事故の進展も起こり得た。
先入観	日本の原子力は、世界最高の技術に支えられた最高度のもの	採用されていなかった欧米のノウハウもあった。フィルタ・ベント（欧）、B.5.b 対策（米）。
楽観	唯一の不備だった津波の対策さえすれば後は問題ない。当分あのような規模の津波が来襲することはないはずであり心配はない。	津波は地震に比べて顕著な「クリフエッジ効果」を持つ恐ろしい自然現象である。但し、火災やテロ攻撃、その他の原因によっても重篤な原子炉事故は起こり得る。

● シビアアクシデント対策の体制（13~14 ページ）

シビアアクシデント対策に従事する事業者の職員と支援者は、本来、労働基準法、労働安全衛生法で認められていない労働条件（労働時間、休憩時間など）と労働環境（十分に安全で衛生的ではないむしろ危険性の高い環境）の下での作業に従事することになる可能性が高い。従って、この体制に配置された職員と支援者は、予めそのことについて正しい情報が伝えられ、文書によって同意を示しておく必要があるものと思われる。（インフォームドコンセント）

上長者は、実際の事故対応においては、これに基づいて指示をすることになるが、個々の任務の重要性、緊急性を正しく判断し、乱用することによって従事者らを必要以上の危険に曝露させてはならず、強制してはならず、パワーハラスメントが問われない超法規的

な特権が認められているわけではないことを認識して指揮を執らなければならない。

福島事故の対応においては、政府が、格納容器ベントの実行を「命令」と伝えられているが、仮にそのような「命令」が順次現場の従事者にまで下達され、極めて危険な環境への突入を意味することになる場合でも、これを受けた当人には、憲法第13条によって保障された権利の下、これを拒否することができることを確認しておく必要がある。戦争ではなく事故対応なのであり、命を投げ出した突撃のような行為や英雄的行動を期待すべきではないことを指示する側もされる側も認識しておく必要がある。

航空機テロの対応においては、更に異質の問題に直面する。犠牲者の捜索、救助、遺体回収、損壊した機体の回収、当局の現場検証など、本来は、事業者としても協力しなければならないこと、逆に事故現場の保存の観点から行ってはならないことがあるはずであるが、それらが原子炉事故の対応の妨げや遅れの原因となる場合に、どのように優先順位を決定するのかという問題である。

体制の整備に関しては、このような厳しくも現実的な問題について、法的な位置付けも含め、きちんと確認しておく必要がある。そして、委員会自身も、関係機関と意見を調整して、適切な対応指針を制定して事業者に示す必要がある。

#### ● シビアアクシデントの統括指揮者（14 ページ）

シビアアクシデントにおける技術的な指揮能力と「原子炉主任技術者」の資格とは必ずしもマッチしていない。多くの事業者における実態として、「原子炉主任技術者」は、折角のその能力にも拘わらず、運転当直長のようなプラント運転の実務経験には乏しく、建屋内の詳細な機器配置や仕様について把握しておらず、また、シビアアクシデントの詳細については十分な知識を有していない。そのため、一刻を争う判断と行動が必要なシビアアクシデントを捌く職位の資格としては不十分であり、別途、資格制度を検討する必要がある。米国においても、2011年7月に発行されたNRCタスクフォース（NTTF）の勧告として（8.1項、および10.2項）、TSCの指揮者のための訓練と資格が言及されている。必ずしも国家資格とする必要はないが、職位に必要な技術的スキルセットを示し、それらを満たす能力の高い職員をユニット毎に事業者を選任させることを義務付けるとともに、定期的な合同研修会などを開催し、能力向上を促す仕組みを構築する。

今後は、シビアアクシデントの統括指揮者は、当該事象の進展解析コード（例えば、NRCのSOARCAのパッケージ）を駆使できる専門家の支援を受け、進展を予知しながら対応を指示できるような対応が望まれる。

そのような技術力アップにも拘わらず、福島事故においてがそうであったように、複数ユニットの同時対応は、著しく困難になる。総合的な優先順位を決め、限られたリソースを有効に使って対応するための更に上位の判断が必要になる可能性があるからである。従って、ユニット・レベルの指揮者の上には、発電所レベルの指揮者が必要になる。

尚、このような職位の者も含め、シビアアクシデントの指揮やそれを受けた活動に従事

する者に対しては、不眠不休で何日間も働き続けることを最初から計画に入れるべきではない。指揮者クラスは 12 時間、現場で体力を使う業務に従事する者は 8 時間の交代勤務を条件として計画するべきである。

- シビアアクシデントの訓練 (13 ページ)

シミュレーターを使った訓練の重要性を強調しておくべきである。米国では、各発電所内に実機の中央制御室と全く同じシミュレーターが設置されており、プラント職員の訓練に日常的に活用されている。我が国においては、BWR と PWR それぞれの事業者間で共同運用されており、代表炉型のものが設置されているだけのため、実機との差異がある。そのため、例えば福島第一原子力発電所 1 号機のプラントを模したシミュレーターはなく、そのことが、IC 系という特殊な系統を持つ同ユニットの事故対応において、運転員の対応に迷いを生じさせたのではないとも言われている。シミュレーター訓練の充実化の一環として、米国が実践しているように、各ユニットと同じシミュレーターの設置を義務化するかどうか、米国の関係者の意見も聴取して検討するべきである。

シミュレーターでシビアアクシデントの進展まで模擬するためには、MELCOR コードによる解析結果とのインテグレーションが必要になる。当面は、コンピューターを使った机上訓練が限界であるが、将来的には、より臨場感が体験できるよう、シミュレーター訓練の範囲に含めることを計画するべきである。

- 可搬式設備 (3、8 ページ) と恒設代替設備 (11 ページ)

可搬式設備は、事故が発生したときのさまざまな状況によって、思い通りや訓練通りには使えなくなる場合があるため、可能な限り恒設代替設備の充実化に努めるべきである。その一環として特に検討すべきは、ユニット間の融通化で、これは、同じ系統をタイラインで連結し、間に隔離弁（電気系統にあってはブレーカー）を設けることによって比較的簡単にできることから、圧縮空気系 (IA、SA)、高圧窒素ガス系、消火水系、復水系（復水貯蔵タンクの水）、UHS、非常用電源などの各系統に対し、有害性の無い限りにおいて広範に実施し、その利用法についてマニュアルを整備することを促すべきである。可搬式設備は、季節（厳冬期）や時期（台風シーズン）によって、布設作業や運転に危険や困難の伴う場合が予想され、これに対して恒設代替設備は、比較的そのような影響を受けることのない安全な場所でより簡単な操作によって目的を達することができると思われるからである。東海第二発電所の場合、専用の冷却水（海水）系を備えた非常用ディーゼル発電機が、当該の冷却水系の喪失が原因で停止した。この場合、他の冷却水系をバックアップに充てることができていれば、非常用ディーゼル発電機の停止を回避することができていた。従って、「融通化」には、そのような応用もある。

とは言え、可搬式機器の用意も重要である。従って、その作業が少しでも安全に適確に行えるよう環境を整えておくことが必要であり、落雷や暴風雨を凌ぐための避雷シールド

一を所々に設置しておくことも推奨すべきである。このような設備は、屋外作業者にとって平時においても使えるものであり、非常時専用とする必要はない。

可搬式機器の保管庫は、テロリストの襲撃を受ける可能性もあることから、周辺防護区域内にも設置しておき、関係者以外にその場所が知られないように管理することを求めるべきである。

- フィルタ・ベント (23 ページ)

骨子案には「格納容器フィルタ・ベント設備の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること」と述べてある。しかし、この記載だけで福島第一原子力発電所の運転員が経験した恐怖を確実に回避できるとは思えない。1997年に米国で設計認証を受けたABWRの標準設計では、この隔離弁2台は共に空気作動弁で、通常時「開」の設計とし、その下流にある2台のラプチャー・ディスクがバウンダリになっている。そのようにすることで、ベント操作に人力が必要となるのは、開操作ではなく閉操作においてとなる。このような設計を採用したのは、地震によって空気作動弁の計装配管が閉塞、又は切断する場合が想定されるからだという理由も述べられている。このような最新の設計思想は、我が国においても参考にするべきもののはずであった。

- (コメント対象外) 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策 (25 ページ)

これも米国で設計認証を受けたABWRの標準設計では、このような冷却設備として、落下した熔融炉心の熱を利用し、低融点のプラグを融かしてサブプレッション・プール水を落差によって注ぎ込ませるパッシブ設計が導入されている。新たな水源も動力も人的操作も一切必要としない設計であり、骨子(案)に概説されるアクティブ設計よりも信頼性の高い安全上優れた設計である。しかし、我が国のABWRの設計には取り入れられることなく建設が進められてしまったため、今となっては甚だ追加が難しく、このようなアクティブ設計についての指針を述べるより仕方がないのであろう。

- (コメント対象外) 格納容器の水素爆発防止対策 (26 ページ)

「基本的要求事項」として、「炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損防止・・・」と述べられている。水素ガスの発生源として、原子炉内での「ジルコニウム水反応」が唯一と見做しているような記述であるが、実際には、原子炉から落下した熔融炉心がコンクリートと化学反応を起こし、水素ガスの他に大量の一酸化炭素も発生し得る。かつてはそのような知見も思慮もなかったため、コンクリートに入れる砂利の種類までは仕様として規定しておらず、定かではない実際の石灰岩の混入量によっては、爆発防止対策設備の設計条件を見直す必要もある。

BWRプラントの格納容器では、運転中内部が窒素で満たされており、爆発環境は形成され難いが、事故の進展と対応との状況によっては必ずしも有り得ないことではない。充満

した蒸気が冷却されて負圧になった場合、バキュームブレーカーが働き外気が内部に流入する設計となっているからである。この点についての配慮を指摘しておく必要がある。

- 原子炉建屋の水素爆発対策 (27 ページ)

記載にあるようなアクティブ設計ではなく、外部電源も人的な操作も一切不要なパッシブ設計が望ましく、その旨を規定するべきである。実際にそのような製品が国外で開発され、認定を受けている。

但し、爆発性ガスを水素に限定してよいか否か、即ち、CCI (Corium-Concrete Interaction) 反応によって発生する一酸化炭素の量によっては、水素は処理出来ても依然原子炉建屋が爆発する可能性が残る。この問題に対する評価、又は対策の必要性を指摘しておく必要がある。

- 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮蔽、未臨界確認対策 (28 ページ)

「大規模なプール水の漏えい」に対する対策が述べてあるが、記載が抽象的過ぎ、どのような起因事象とそれによる進展状況を考慮しているのか部外者には一切読み取ることができない。これは、実際には、大規模地震かテロ工作によって起こるプールの大破で、最悪は水がプールの底まで抜ける場合を想定したものでなければならず、骨子において言及されている「スプレー設備」やプールの水位の「計測設備」は、そのような想定に対応したものでなければならないのであるが、今の記載の仕方は、任意な解釈に委ねられている。又、米国では、仮にこのような事態に至った場合でも、ジルコニウム火災が発生するのを避けるため、使用済燃料貯蔵プールに配置する発熱量の高い使用済燃料を一カ所に纏めず市松模様に分散させることを科学アカデミーが 2004 年に提唱しているが、そのような考え方も活用されていない。福島事故が発生したとき、せめてこれだけでも実行されていれば、4号機を巡る騒動(米国の50マイル圏退避勧告や首都圏の危険説)は回避できていたのであり、考慮されるべきである。

「未臨界確認対策」として何を期待しているのか記載が欠落している。燃料ラックの材料(ホウ素の含有率を規定したステンレス鋼)によって担保されているBWRプラントの場合、そもそも必要なのか。規定されたホウ酸濃度によって担保されたPWRプラントの場合においてのみ、プールの水が抜け、その後、淡水を補給する際に臨界が懸念されるのかもしれないが、この場合においてさえ、貯蔵された使用済燃料の実際の燃焼度を考慮し、核分裂生成物の中性子吸収断面積と核分裂性物質(ウラン、プルトニウム)の存在量を使って計算した場合、未臨界性は比較的簡単に証明できる可能性がある。従って、そのような計算を燃料交換サイクル毎に行うよう求めることは、事故に備えたここでの未臨界確認になるのかもしれない。この程度の確認で十分とするのか、更なる確認と対策を求めるのか、要求を明確にする必要がある。

### ● 海水注入のリスク（30 ページ）

海水を原子炉に注入する選択肢は、最終手段とする旨を明記すべきである。そのまま冠水に成功すればよいが、その後状況が悪化して注入が中断してしまうと、析出物が固着して、いわゆる「ソルトケーキ」による閉塞が起こってしまうからである。再臨界が心配であるからと、むやみにホウ酸を注入することにも同じ懸念がある。

又、破損して燃料から放出される放射性ヨウ素は、殆どがヨウ化セシウム（CsI）の化学形となることで、かなり高い率で、原子炉圧力容器の内面、さもなくばその後格納容器の内面に付着して留まると言われているが<sup>29</sup>、そこに同じハロゲンでヨウ素よりも活性の高い塩素が大量に混入したときに、放射性ヨウ素の安定性にどのように影響するのかが明らかでなく、仮に放射性ヨウ素の分離と放出が促進されるとなると、環境に対する放射性ヨウ素の放出量が大きく左右することになる。従って、この問題に対する検証も必要である。

流路の閉塞の可能性にしても、放射性ヨウ素の放出にしても、事故進展解析コードによる予想を逸脱させ、その後の進展を予測困難にしてしまう可能性もある。このように、海水注入には、幾つかのデメリットが伴う可能性があるため、この選択肢を安易に記載に含めるべきではなく、①可能な限り不純物の少ない淡水を使用すること、②海水を選択する場合のデメリットについて事前に慎重に評価をすること、を述べておくべきである。

### ● 第二制御室（33、42 ページ）

第二制御室が必要とされるシナリオについての考え方が十分に詰められているとは見受けられない。我が国の全て（あるいは殆ど）の原子力発電所には、建屋内に既に遠隔停止操作室がある。ここでは、安全停止（PWR においては高温待機、BWR においては高温停止）、冷温停止の操作を行うために必要な監視機能と操作機能が備えられている。同室の機能をアクティベートするためのスイッチが、中央制御室の外側にある。これとは別に、更にさまざまな機能を備えた第二制御室を設けるにおいては、これら三カ所からの操作が互いに干渉しないように考慮する必要がある。例えば、主蒸気逃し安全弁は、三カ所のいずれからでも操作が可能でなければならない。そして、その誤操作（誤動作）は、著しく有害な影響を生じさせ得る。

第二制御室の発想は、米国の 10CFR50.150（Aircraft Impact Assessment）を踏まえたものと推測されるが、必要な機能が欠如し、不要で邪魔になる恐れのある機能が含まれているように思われる。

必要な機能とは、具体的には以下である。

- 飛散したジェット燃料でヤードが炎上している場合でも内部を保護する耐火壁
- （低圧ではなく）高圧注水ポンプと給水系に合流する専用配管

---

<sup>29</sup> この考え方が現在も有効であることを述べている文献としては、2012 年 11 月に発行された NUREG-1935 “State-of-the-Art Reactor Consequence Analyses (SOARCE) Report” がある。

- 専用水源（タンク）
- 主蒸気逃し安全弁を操作するための専用電源
- 原子炉圧力、水位、高圧ポンプの吐出圧力、流量、タンク水位を監視するための監視系

不要な機能とは、具体的に以下である。

- 中央制御室と同等の居住性（このような要件（少なくとも7日間）を課した場合、高性能フィルター付きの換気空調系、トイレ、仮眠室、食堂などの付帯設備も必要、且つ、大掛かりになり、不必要に大型化してしまう。）
- 低圧注水設備（ポンプの吐出圧力にもよるが、圧力が十分でない場合、注水が行われぬまま原子炉の減圧操作に時間がかかり、そのうち格納容器の圧力が上昇し過ぎてしまい、更に注水を困難にさせるという現象が起こってしまう可能性がある<sup>30</sup>。それにより、原子炉圧力容器のドライ・アウト、底部崩落による熔融炉心の流出へと事故が進展していつてしまう。これを未然に防ぐため、高圧ポンプが必要である。）
- フィルタ・ベントの操作機能（隔離弁は「通常開」とし、開放は、二台を直列に配置したラプチャー・ディスクに委ねる。）

墜落した航空機の燃料が発火し、同じ火勢で半日以上も炎上し続けることは考え難く、当該の室内からの操作が著しく長期化することはない。低圧注水は、高圧注水での対応で火急の事態を乗り切ってから、タイミングをみて可搬の設備に切り替えて対応する。そのように、第二制御室の機能はなるべく簡素化するべきであり、その場合、「第二制御室」との名称も相応しいものではない。

尚、同室は、その重要性を鑑み、周辺防護区域内に設置されるのが好ましく、その旨も記載しておくべきである。

#### ● 緊急時対策所（34 ページ）

我が国の原子力発電所に設置されている緊急時対策所は、元々米国においてスリーマイルアイランド事故の教訓として設置することになった①技術支援センター（TSC）、②復旧活動支援センター（OSC）、③緊急対応施設（EOF）の三つを統合したものである。TSCは、本来は中央制御室から徒歩2分の距離にあるべきとされているが、三つの機能を兼ねた我が国の緊急時対策所の場合これを満足していない。長所もあるが短所もある。特に、複数ユニットの同時多発事故における対応においては、一室においてあらゆる情報が交錯する我が国の緊急対策所のような設備が果たしてベストなのか、福島事故をもう一度よく振り返り慎重に検討するべきである。TSCとしての機能をより効果的に果たすための職員の技量に関しても、例えば事故進展解析コードを使いこなせる技術者がいることなど、

<sup>30</sup> これは、現に福島第一原子力発電所の事故対応において経験された教訓でもある。

より詳細で具体的な要件が規定されなければならない。

緊急対応においては、負傷者の発生を想定しなければならない。又、復旧活動によって、著しい身体汚染が発生する場合も想定するべきである。従って、救急処置室、除染室も設置が必要となる。

線量計は、勿論不可欠な備品であるが、福島事故においてもそうであったように、緊急対応者の被曝線量で支配的なのは、外部被曝ではなく内部被曝の方であり<sup>31</sup>、内部被曝は線量計によって逐次測定することができず、又、半減期の短い I-133 (20.8 時間) や I-132 (2.3 時間) は、数日の時間が経ってしまうと計測も評価も出来なくなってしまう。従って、甲状腺の被曝を評価するための特別の Ge 半導体式測定器やホールボディカウンターの設置が必要である。このような測定器は、低バックグランド室を設け、その内部に設置する必要がある。

内部被曝の低減のためには、緊急対策所の建屋内部を正圧に保つ必要がある。緊急対策所から外に出る時のため、自給式呼吸保護具用の圧縮空気のボンベとその再充填設備も必要になる。再充填には、汚染していない空気が必要であることから、当該の設備は緊急対策所内に設置するのが望ましい。内部被曝を低減するための方法としては、ヨウ素剤の服用があるが、タイミングを逸してしまうと殆ど効果はないため、過度の期待がされるべきではなく、これを唯一の内部被曝低減対策とするようなことがあってはならない。

#### ● 緊急連絡設備 (37 ページ)

緊急対策所、オフサイト・センターが既にある中で、どのような機能を補完する目的で当該の設備が必要なのかが明確でない。その機能の定義と既存の他の設備との役割分担を示す必要がある。概述から推測すると、米国における EOF (Emergency Operation Facility) に近い。しかし、我が国の場合には、その役割を担わせるために国がオフサイト・センターを設置し、事業者は事業者で、EOF と TSC と OSC の全ての機能を集積した緊急対策所を設けている。(一部の事業者は準備中) そのため、この新たな「緊急連絡設備」の追加は、連絡網の混乱を招くだけになるかもしれないことに注意が必要である。尚、米国における EOF は、EPZ よりも外側に設置されている。この新たな設備は、どこに設置され、どのような情報伝達を担うことになるのか、住民対応なのか、メディア対応なのか。電話とファックスの受付なのか、ERSS のような詳細なプラント情報の伝達なのか、今の説明では全く理解することができない。

---

<sup>31</sup> 福島で 600mSv を超えた二人の東京電力の社員の場合も、内部被曝が 80% 以上であったと報告されている。(外部被曝/内部被曝 : 88mSv/590mSv、103mSv/504mSv)



## II - 3. 新安全基準（地震・津波）骨子（案）に対するコメント

地震と津波の脅威に関しては、まずは、過去の事象、特に記憶に新しい「3・11」を振り返り、以下の事実を思い起こさなければならない。そして、それらを教訓として捉えた時、今の骨子案に欠けているものが自ずと見えてくる。

- 2005年から2011年までの約5.5年の間に起こった四回の地震により、延べ五カ所の原子力発電所において設計基準の超過が起きていること。

地震	発生日	M	震源深さ	設計基準を超えた原子力発電所までの震央距離
宮城県沖	2005年8月16日	7.2	42km	女川 73km
能登半島地震	2007年3月25日	6.9	11km	志賀 18km
新潟県中越沖	2007年7月16日	6.8	17km	柏崎刈羽 16km
東北地方太平洋沖	2011年3月11日	9.0	24km	女川 123km 福島第一 178km (注) 東海 274km

(注) 東海第二発電所では設計基準を超えていないが、低圧タービンが損傷し、過大な振動レベルの検出によりタービン・トリップが発生。

- 我が国においては、M7以上の地震は年平均1~2回の頻度で発生しているが、上表は、M7未満であっても震源までの距離が近い場合には、原子力発電所の設計基準を超過させるほどの大きな地震を発生させることがあったことを示唆している。
- 2011年の「3・11」においては、北は東通原子力発電所から南は東海第二発電所まで、太平洋沿岸にある五カ所の原子力発電所が影響を受け、合計10基が地震によって自動スクラム停止したこと。これらの他、計画停止中だった残り四基においても損傷が発生した。
- 特に「3・11」では、本震のあと何度も強い余震が起こったこと。それによって、現場の確認や復旧作業が繰り返し妨げられている。つまり、巨大地震の場合の影響は、必ずしも一発で終わる事象ではないということ。
- 原子炉建屋内の蛍光灯が割れ、中央制御室の天井の散光メッシュが脱落したこと。運転員は、コンソールの手摺に掴まりながら操作をしなければならなかった。
- 多くの原子力発電所で、原子炉建屋最上階にある使用済燃料プールの水が溢れ、東海第二発電所の場合、その量は25m<sup>3</sup>とも報告されていること。2007年には柏崎刈羽原子力発電所でも大量の溢水が報告されている。
- 敷地内に大きな地割れが走り、所々に局所的な地盤沈下が発生したこと。（「3・11」における福島第一原子力発電所、及び2007年の柏崎刈羽原子力発電所）事務棟の窓が破損し、机上の書類や書棚、事務用品が散乱した。
- 複数の原子力発電所において、絶縁油の油面が揺れたことで、安全系に給電する

起動変圧器の多くが異常を検知し、保護装置が作動によって遮断が発生したこと。2007年の柏崎刈羽原子力発電所では、主変圧器から火災が発生し、消火に長時間を要した。

- 女川原子力発電所では電気品の故障によって火災が発生したこと。これは、HEAF（高エネルギー放電爆発）と呼ばれる形態で、周囲への影響範囲が大きなもの。
- 2007年の柏崎刈羽原子力発電所では、地下に埋設されていた消火系配管が破断し、原子炉建屋内に大量の水が流入していること。
- 少なくとも女川原子力発電所、東海第二発電所では、多くの低圧タービンの動翼が破損していること。2007年には、柏崎刈羽原子力発電所の3、6、7号機でも発生しており、地震による影響を受けやすい巨大な回転機器であることを示唆。
- ECCS系水源ラインの電動弁（安全系）が故障し、中間開度のまま動作しなくなったこと。
- 所外電源の喪失が各地で広域に発生したこと。福島第一原子力発電所では敷地内の鉄塔も倒壊。
- 公設の消防署は、一般市民の救出活動に多忙となり、必ずしも原子力発電所からの救援依頼には即応できないこと。（例えば、柏崎刈羽原子力発電所での火災の時の対応。）
- 通信システムが広域に亘って不通となり、事故対応の業務においてだけでなく、職員個人の大きな精神的ストレスにもなったこと。
- 津波の威力（破壊力）は強力で、タービン建屋などのシャッターを一瞬に破壊して極めて短時間で建屋内を浸水させたこと。パトロールに従事していた職員が脱出できず犠牲となってしまった。
- 岸壁に面して設置されていた重油タンクやガントリー・クレーン、取水設備（スクリーン）を転倒させ、浮上させて運搬したこと。（女川、福島第一原子力発電所）
- 敷地内からの排水にかなりの時間が掛かり、暫くの間活動ができなかったこと。マンホールの蓋が吹飛ばされ、地面に危険な開口ができた。
- 海水に浸った電気品は、その後直ぐに清浄な水で洗浄して乾燥させても絶縁抵抗が回復せず、使用出来ないこと。（「3・11」福島第二原子力発電所における被水した海水系機器の復旧活動からの教訓。）

#### 地震に関する教訓

1. 設計基準地震動の設定に関する世界的な基準の概念（例えば、欧州が採用している「超過頻度 10,000年に1回以下」）に照らした場合、我が国の設定方法には著しい非保守性が存在している可能性があること。
2. 使用済燃料貯蔵プールからの大量の溢水が示唆するように、原子炉建屋の揺れ方に対する応答解析と実際の挙動には大きな差異が存在しているらしいこと。「3・11」

の地震では、女川原子力発電所では2Hz近傍に、福島第一原子力発電所2、3、5号機では3~5Hz、10~50Hzの領域に大きなミスマッチが観察されており、解析モデル、入力パラメータの設定方法に問題がある可能性も示唆している。）

3. 地震に対しては、免震・制震設計を採用しない限り「物理的独立」が確保できないこと。同一ユニット内の多重性にも同一発電所内のユニット間にも独立性がなく、規模によっては、広域範囲にある複数の原子力発電所の相互にさえも独立性がない。それだけに、多くの原子力発電ユニットが、甘さのある設計基準地震動によって足を掬われることになる。
4. 所外電源は、送電網や変電所における故障によってだけでなく、所内にある起動変圧器、開閉所などの設備の損傷によっても長期間使えなくなる可能性がある。
5. 地震は、それが直接安全系の機器に対して影響を与える場合だけでなく、それによって発生する火災、水漏れを介して重大な影響を及ぼすこともあり得る。タービンは、それ自体が安全系機器ではないが、地震による影響を受けやすい大型回転機器の代表的なものであり、タービン・ミサイルに対する地震の寄与については、考慮する必要がある。
6. 耐震解析は、配管などの比較的構造が単純な機械系機器に対しては適用できるが、多くの精密部品からなる電気、電子機器に対しては困難であり、試験に依らざるを得ない。又、検査の実施が困難で劣化状態が推測し難いものや、土壌との相互作用に支配される埋設配管などの場合には、構造の単純な配管に対してと雖も正確な解析は困難である。

#### 津波に関する教訓

1. 津波には動的な作用と静的な作用がある。その機械的な破壊力は著しく、十分に静定するまでの間は、生命への大きな危機となる。静的な作用としては、特に電気品に対してで、単に海水に浸漬させるだけで機能を失わせることである。

#### 地震と津波の両者に関する教訓

1. 道路、電気、通信が遮断され、所外からの救援が困難になり、孤立する可能性があること。それによって、復旧活動が思い通りに進展せず、著しく滞る可能性がある。
2. 地震、津波の恐怖との対峙、家族の安否の不明、不十分な睡眠と食事、極度の緊張感により、職員は、大きな心理的、肉体的なストレスを受けること。

#### ● 将来活動する可能性のある断層などの露頭（2ページ）

日本列島という国土の特徴からの妥協なのだろうが、これに関連した要件は、米国の基準に比べて著しく甘い。骨子案の趣旨によれば、第四紀後期更新世（12~13万年前）以降の活動性が認められなければクリアとなる。そうでない場合に限り、中期更新世（40万年

前)にまで遡り、総合的に検討するとある。米国における "Capable Tectonic Source" の定義では、「約 50 万年前よりも新しいもので再発性を呈しているもの、又は、生じた時期が 5 万年前よりも新しいもの」とある。しかしこれは、「このような特徴が明らかな場合には、"Capable Tectonic Source" であると言う」という意味であり、逆に、明確に「"Capable Tectonic Source" ではない」と言い切るためには、「第四紀(約 258 万年)よりも古いこと」と記されており、前述の 5 万年、50 万年を根拠とした即断を牽制している。但し、「著しく甘い」と記した理由はこの点についてではなく、以下の米国の基準に対応する考え方が骨子案には含まれていないことである。

- 米国の基準では、問題の原子力発電所を中心に半径 1km まで、8km (5 マイル) まで、40km (25 マイル) まで、320km (200 マイル) までの範囲を、それぞれ Site Location、Site Area、Site Vicinity、Site Region と呼び、調査内容の深さを規定している。
- 原子力発電所に対して影響を及ぼし得る地質構造としては、Capable Tectonic Source と Seismogenic Source を考慮している。
  - Capable Tectonic Source は、活断層に限らず、活動性の褶曲地形も含む。又、露頭しているものに限らず、地下で目立たないものも含む。Capable Tectonic Source は、表面変形その他、地震動も発生させる。
  - Seismogenic Source は、より巨視的な地下の構造による広域に分布する震源地帯であるが、表面変形として影響を及ぼすことはなく、考慮すべきは地震動のみである。どの位前までの運動性を考慮すべきかについては、時代と共に変化しており、審査指針 (SRP 2.5.2) によれば、Rev.2 (1989 年 2 月) には「500 万年前」だったが、Rev.3 (1997 年 3 月) になると「200 万年前」になり、Rev.4 (2007 年 3 月) では「180 万年前」となっている。
- 以上のように、原子力発電所に対する影響として配慮すべき現象としては、「表面変形」と「地震動」がある。従って、活断層の議論も勿論重要ではあるが、我が国の原子力発電所に対してより圧倒的な影響を及ぼしてきたのが、表面変形よりも地震動の方だったことを思い出し、関心を払うべき範囲として近場の活断層だけに執着しないよう注意する必要がある。
- Site Vicinity (40km 圏内) で断層が発見された場合には、それが Site Location (1km 圏内) において "Capable Tectonic Source" として振る舞う可能性がないことを証明しなければならないと規定されている。(SRP 2.5.3, Rev.4)

骨子案では、活断層のような地質構造を避ける範囲として「安全機能を有する施設」としてスポット的に限定されているが、米国においては、原子力発電所を中心とした半径 5 マイル (8km) 圏内に対して適用しているようである。このことは、実際に最近審査を受けたジョージア州の原子力発電所の例において見られる。一方、既述の審査指針には、幸いそのようなところはこれまでのところなかったが、仮に "Site Location" (1km 圏内) にそのような地質構造がある場合には、他の候補地を検討するよう勧告する旨まで記され

ており、どうしても申請者が当該の候補地に固執する場合には、その場合の安全性を裏付ける論拠を提出して NRC の審査官の納得を得なければならない旨も述べられている。尚、米国の基準に規定されている地震、地質調査の範囲は、前述の通り、詳細さのレベルに応じ、半径 1km、8km、40km、320km となっており、そのための調査には、重力、磁場の分布まで求められ、前掲のジョージア州の原子力発電所の例においては、数千ページにおよぶ報告書が NRC に提出され公開されている。このように、地震の発生頻度においても規模においても、我が国よりは遥かに恵まれた環境にあるはずの当該の原子力発電所でさえ、我が国の原子力発電所に対してよりも遥かに念入りな調査が求められている点は、注目すべきである。

- 基準地震動 (6 ページ)、基準津波 (16 ページ)

「適当な手法」、「十分な考慮」などと抽象的な言葉が並び、具体的にどのように数値化するのかが極めて曖昧であるが、正にこの部分こそ我が国の策定手法が極端に甘く、過去に何度も超過を繰り返してきた弱点であったと思われる。EU の 132 基に対しては、発生頻度が 10,000 年に 1 回の規模とされ、米国では 100,000 年に 1 回の規模とされているが、今や世界的に標準的な「確率論的ハザード評価 (PSHA)」の導入が述べられていない。実は、2011 年に旧原子力安全・保安院が作成した、通称「ストレス・テスト」の要領の中では、「二次評価」として盛り込まれていたのがあったが、委員会は、その未完の仕事を引き継がず、断念を宣言している。つまり、その技術的な困難さの前にあっさりと努力を放棄してしまっているようであるが、もしその代償が以前のような超過の再現となるのであれば、決して許されるものでない。我が国の場合、10,000 年や 100,000 年に 1 回どころか、たった 5.5 年の間に延べ 5 回も超過しているということが実績である。以前から、「適切な手法」、「十分な考慮」という慣用句はあったのだが、何の意味もなかったことの証左である。

- 応答スペクトル (7~9 ページ)

「地震基盤の位置や形状、岩相・岩質の不均一性」なども考慮して策定する旨が述べられているが、その意味の深さの解釈にもよるが、我が国の原子力発電所において、実際にそのように行われている例はない。もしこの意味の解釈に、米国の審査指針を適用するならば、不均質性を考慮し、膨大なサンプルを採取して岩質を分析し、そのデータを使ってモンテカルロ法などによるシミュレーション解析を 60 回以上行い、その確率分布から設定するという手順になる。又、その際には、建屋と地盤の相互作用 (SSI) も考慮されたモデルでなければならない。このような解析を出来るだけ詳細に行わない限り、実際に地震が起こった時の建屋やその中の機器の震動スペクトルは、解析的に予想した応答スペクトルとかけ離れ、その結果、実際に「3・11」で経験したように、使用済燃料貯蔵プールの水が大量に溢れ出たり、主変圧器の絶縁油やサプレッションプールの中の水が揺れ、思わぬ故障を起こったりすることになるのではないだろうか。

地震や津波は、原子力発電所に対して比類なき大規模な影響を及ぼす脅威となり得、その結果、シビアアクシデントに至った場合には、その復旧活動を著しく困難ならしめ、深刻な事態に陥らせる可能性がある。従って、以下の保守的な覚悟に基づいて、基準地震動を策定すべきである。

**設計基準超過頻度 = CDF = LERF**