

函館市長

工 藤 壽 樹 様

鑑定意見書

2017年3月31日

佐 藤 暁

原子力発電産業と原子力安全の略史

なぜ今、米国で原子力産業の斜陽化が起こっているのか？

これは、昨今、多くの日本人が感知し、関心を抱いている疑問であるかもしれません。私は、本論に入る前に、まずこの問題についての私の理解を述べておきたいと思います。発電用の原子炉は、一旦燃料を装荷して臨界にし、ほんの短期間だけでも運転をしてしまうと、その先、半永久的な連続監視が必要になります。原子力発電の是非を、今の時点の材料だけで判断しても、10年後、20年後、40年後の状況次第で、その価値が大きく変化していく可能性があります。それは、40年前、当時の材料だけで判断しても、その後、今日に至るまでの変化が見通せなかったように、多くの不可知で不確定な要因に左右されていくものと思われまます。

原子力発電所の事故リスク、環境や安全性に対する要求、経済性は、互いに相関し、良くも悪くも今日の原子力発電の地位を形成しています。それが米国においては、斜陽化として目に見えてきています。日本と米国の事情を比較しながら、原子力発電産業と原子力安全の歴史を俯瞰し、今日までの軌跡を理解しておくことは、本論の各部分の意義や根拠を理解する上で役立つものと思ひ、はじめにこれを論じるものとします。

～ ～ ～ ～ ～

商用発電用原子炉は、1950年代後半、ソ連(当時)、米国、英国、フランスにおいて、軍事目的の原子炉技術から派生して開発されました。米国の場合、さまざまな事故を模擬した実験も行われ、さらに、実際に不測の事故が幾度も発生し、それらの経験から、原子炉事故が現実のものとして受け止められていました。従って、商用炉として大型化していく将来が予想される中、そのような原子炉事故の発生頻度がどれほどで、その様態と規模がどのようなものかについての科学的推測が、自ずと関係者にとっての大きな関心事となり、研究課題となりました。

マンハッタン計画を引き継ぎ、絶大な権限が与えられ、米国の原子力政策を統括していた原子力委員会(AEC)が、1950年の報告書(WASH-3)に、次の式で計算される距離(単位マイル)を立入禁止区域の半径として設定する基準を述べています。

$$0.01\sqrt{P} \quad (P \text{ は原子炉熱出力で単位はキロワット})$$

ところがこの式に、 $P = 300$ 万キロワット(発電出力にして約 100 万キロワット)を代入すると、半径 28 キロメートルの圏内を立入禁止にしなければならず、そのような原子力発電所は、人里遠く離れた場所を探して建てなければならないことになります。しかも、これだけの距離を確保しても、その境界に居住する住民は、3 シーベルトもの被曝を受け、2～3 ヶ月以内に 15 パーセントの確率で死亡するというものでありました。

そこで、この問題を解決するために、格納容器が導入されることになりました。これが導入されることで、原子炉事故のシナリオは次のようになります。事故で、瞬時に放射性希ガスの 100 パー

セントと放射性ヨウ素の 50 パーセントが原子炉から放出され、格納容器の中に充満し、そのうち放射性ヨウ素だけは、その半分が内部に沈着するが、残りが設計漏洩率に従って徐々に格納容器から外部に漏れ出す。これが、最大想定事故(MCA)と呼ばれるモデルになりました。漏れた放射性物質は、煙突からたなびく煙のようにして風下に流れ、やがて近隣の住民は、この目に見えない放射能雲に被曝します。

このモデルが 1962 年のレポート(TID-14844)で提唱され、その後、原子力発電所の周囲に設定される「立入禁止区域」や「低人口地帯」のサイズに対して、それらの適否を評価する際の計算手順とされ、次のような規制要件(10CFR100)が制定されました。事故(MCA)の発生から初めの 2 時間で 250 ミリシーベルトの被曝をする範囲の境界が立入禁止区域。実質的に放出が止むまで(約 1 ヶ月)の間 250 ミリシーベルトの被曝をする範囲の境界が低人口地帯。

代表的なパラメータを使い、それぞれに対する距離を求めた場合、立入禁止区域の半径は、約 0.4 マイル(640m)となり、低人口地帯の半径は、約 3 マイル(4.8km)となります。これで原子炉は、十分大きなサイズのものでも、一気に居住地に近づくことができるようになりました。格納容器の追加には大きなコストが発生します。しかし、十分な見返りが期待される投資と考えられました。

ただし、上述の TID-14844 のモデルには、重要な条件が含まれています。原子炉が事故を発生しても、格納容器の健全性が劣化しないという前提です。これは、とても重要であるにもかかわらず、不安や疑いもある条件でした。従って、最大想定事故(MCA)とは呼んでも、実はさらにそれを上回ってしまう事故(過酷事故)もあり得るという認識が、当初からありました。

その最大の原因として最初に考えられたシナリオが、冷却材喪失事故(LOCA)と呼ばれるものでした。冷却水を失った原子炉が、空焚き状態となって破損し、これがそのまま格納容器も破損させるというシナリオです。そこで、その対策設備として緊急炉心冷却系(ECCS)が備えられることになりました。LOCA の発生を直ちに検知し、大容量のポンプで一気に原子炉に冷却水を注ぎ込むという設備です。では、そのようなポンプの電源はどうするのかという問題も出てきます。そこで、ディーゼル発電機などの非常用電源も必要になりました。またしても巨額のコストです。しかし、これらがないと、LOCA が発生したときに格納容器の健全性が裏付けられません。必要不可欠な投資と考えられました。ただし、1960 年代初期の第一世代と呼ばれる商用発電用原子炉の中には、まだその技術の確立に目処が立っていない時期に運転を始めたものもありました。

もちろん、当時の技術者に LOCA 以外の事故シナリオが思い浮かばなかったわけではなく、原子炉の安全性に絡む多くの未知を認識していました。しかし、厳しい条件を設定し、十分な余裕を見込んだ設計と厳格な運転管理を多重に取入れることによって、高い確率で事故を防止できるものと考えました。規制者である AEC は、これを具体化するため、短期間のうちに膨大な基準を規制要件(10CFR)と規制指針(RG)として整備し、それらを拠り所に原子力発電所の建設と運転を認可する手続きを確立しました。所定の様式と内容で申請者が作成、提出した安全解析書に対し、これらの基準に照らしてそれらが適合していることを審査するというプロセスです。

原子力発電は、当時期待された圧倒的な経済的優位性から、大型炉が爆発的な勢いで増設されていく気配があったことから、このような審査プロセスを、複数の審査官が、同時に並行して、同じ質と基準で統一的、効率的、効果的に行うため、規制要件や RG の内容を反映、または引用した標準審査指針(SRP)が作られることになりました。一方、急増していく可能性のある原子炉の安全性を、後で手遅れにならないよう、より工学的な手法で評価すべきであるとの要求も生まれていました。そのように、原子力安全と規制の引き締めが大事な時期に、主管機関の AEC は、自らの所有する核施設でトラブルを頻発し、規制者として対応しにくいとの批判を議会と世論から受け、1974 年、新しく民間施設の規制に専念する原子力規制委員会(NRC)が設置されました。

AEC は、軍用の核技術の開発においては先進的で推進的でしたが、民間の原子力発電に関しては特に熱意があったわけでも支援的だったわけでもありません。その後、AEC の主体部門はエネルギー省(DOE)となり、今日に続いていますが、その傘下にあり、マンハッタン計画とその後の冷戦期を支えた多くの国立研究所が、原子力安全の諸問題に取り組む NRC を技術的に支えています。

さて、予期された原子力発電のビッグバンは起らず、意外にもその理由は、オイル・ショックであったと言われていています。石油の値上がりによって経営状態が悪化した電力会社が、原子力発電所を建設する資力を失ったためだと言うのです。とは言え米国は、それなりの勢いで最初の建設ラッシュを迎え、各地に原子力発電所が建てられました。第二世代と分類される炉型ではありますが、実は原子炉も格納容器も、短い期間にかなり進化しています。たとえば沸騰水型原子炉(BWR)の場合、米国でその商用炉の唯一の開発者であるゼネラル・エレクトリック(GE)は、わずか 10 年余りの間で、BWR/2、BWR/3、BWR/4、BWR/5、BWR/6 と原子炉の設計を、マーク I、マーク II、マーク III と格納容器の設計を進化させています。

日本にも、短いながら揺籃期のような期間はありましたが、米国での第二世代の始まりが、実質的な日本の原子力の幕開けでした。第一世代やその前段階での多くの失敗を知らないまま、事故を経験しないまま、当時の先端技術を導入したため、技術者はその習得に満足し、安全性を疑う余裕はなかったのだらうと思います。あるいは、まだ技術の習得も終えていない者が、先に安全性に疑義を唱えることなど僭越だ、横柄だという思いもあったかもしれません。

上に述べた米国の MCA と TID-14844 の概念は、日本にも入って来てはいましたが、日本の関係者はこれらに、本当は全く起こり得ないものなのだと注釈を付けていました。MCA は、米国では、Maximum Credible Accident の略で、「Credible な(信憑性のある)事故の中で想定する最大規模のもの」のはずだったのですが、日本では、「信憑性のない空想的な仮想事故」ということにされてしまいました。しかし本家の米国は、MCA よりも過酷な原子炉事故のリスクに対する分析に取り組みます。そしてその結果はかなり衝撃的なものでした。

分析には確率論的リスク評価(PRA)と呼ばれる方法が用いられ、その詳細な結果は、この研究プロジェクトのリーダーの名を冠し、「ラスムッセン・レポート」として、1975 年 10 月に発行されま

した。その中には、数年後に発生するスリー・マイル・アイランド(TMI)の炉心溶融事故が、20,000 炉・年に 1 回の頻度で起こり得るという予測も含まれていました。発表当時は、過大評価であると批判する専門家も過小評価と主張する論客もいましたが、その後の世界の実績を見れば、まだ2,000 炉・年に届く前に TMI 事故が発生し、4,000 炉・年を迎えたあたりでチェルノブイリ事故が起こり、福島第一原子力発電所の 1、2、3 号機がまとめて事故を起こした時点においてでさえ 14,500 炉・年に差し掛かったところにいました。

AEC から商用原子炉の規制を引き継いだ NRC は、数々の安全推進活動を立上げ、規制を強化しましたが、結果的に TMI 事故の発生を防ぐことはできませんでした。そこで、規制指針や審査指針の改訂、追加などを含む規制活動に一層の強化を図ると同時に、事故は起こるものであることを前提に、過酷事故対策と緊急対応計画の充実化を推進しました。またしても莫大な追加の設備投資が必要になりました。そのような動きは、日本や欧州においても起ったものではありませんが、自発的、積極的だった欧州に対し、日本は、まずは一通り米国の動向を観察し、その後に取り捨選択して実行するという受動的、消極的なものでありました。

TMI 事故までの重大なトラブルについて振り返ってみると、補助給水ポンプ(PWR)の故障、ECCS の不動作、逃し弁の開固着、電源喪失、運転員のヒューマン・エラーなどが反復されています。特に深刻だったのが、1975 年 3 月に発生したブラウズ・フェリー原子力発電所の火災と 1978 年 3 月に発生したランチョー・セコ原子力発電所の電源喪失に伴う蒸気発生器のドライアウトでした。原子炉事故を回避するためには幾つかのアプローチがありますが、これらの出来事を踏まえると、最も優先度が高いのは、以下のうちで 1 であるかのように思われます。そこで、ここに「メイド・イン・ジャパン！」の品質を掲げ、日本においては米国のような原子炉事故は起らないとの論陣を張りました。そして 2~6 は、それほど重視されないか、全く無視されました。

1. 故障を生じさせないための高度な製造と施工の品質管理。
2. 誤判断、誤操作をさせないための正しいマニュアルと訓練。
3. 厳格な安全基準に基づいた審査体制と検査体制。
4. PRA による顕著なリスクの抽出と抽出されたリスクへの対処。
5. 運転経験(トラブル事例)の共有と水平展開。
6. 現場の運転実績や検証実験から得られた新知見、他の産業界からの関連情報、専門家の閃きなどによって発覚して提起された安全問題への対処。

一方、NRC が特に注力したのは、4~6 でした。

PRA を全事業者に普及、活用させ、各々が自分の弱点を見つけ出して改善を図るという活動が、まずは機器の故障やヒューマン・エラーなどの内部起因事象の領域に対して実施され(IPE)、これを終えると次には直ぐに自然現象などの外部事象に拡大して実施されました(IPEEE)。NRC は、これら一連の活動を事業者に求めるに当たり、PRA のガイドラインを制定して与え、まずは自らサンディア国立研究所に委託して 5 基の代表プラントに対するデモンストレーションを行いました

た。NRC が、このような実力のある国の研究機関をシンクタンクとして利用できることは、産業界に対する大きな強みです。IPE と IPEEE の結果を集計し、さまざまな傾向が明らかになりました。かつて原子炉事故の主因と推測した LOCA は、実は多くのプラントにおいてそうではなく、全交流電源喪失(SBO)の方が、より大きな脅威であることが分かりました。また、内部起因事象よりも地震や火災などの外部起因事象による脅威が圧倒的であることも明らかになりました。このような知見が根拠となり、後に SBO 対策が規制要件となっています。

トラブル事例の共有と水平展開のため NRC は、有意な事象の発生に関する報告義務を細かく定めて事業者に課し、そのように収集した不具合情報と、NRC 検査官による検査報告書の不適合情報を分析し、多くの通達文書を事業者に送りました。これらの通達文書は、事業者の安全確認や対策推進のための対応を促す上で、審査や検査のプロセスでは行き届かない細部を補う重要な役割を担っています。1971 年から今日まで、3,000 通を超える通達が発行され、事業者には、いろいろな対応が求められてきました。莫大なコストの掛かるものも少なからずありました。

原子力の安全を脅かす要因には、PRA による予知から漏れ、まだ経験されていない問題もあり得るため、それらを拾い集めて検討の俎上に載せる公式なメカニズムも必要です。そこで NRC は、「共通安全課題(GSI)」と称する永続的なプログラムを立上げ運営しています。これも原子力安全の推進の一つずつ重要な役割を果たしてきましたが、その都度常に引き替えはお金でした。

ところが、そのような絶え間ない努力を続けても、リスクの抽出と対処のプロセスは永遠に終わりません。サイバー・テロなどのかつては存在しなかった新しいリスクも生まれています。

私達は、ジャンケンをして、1 回目に勝ち 2 回目も勝つと、次こそきっと負けるだろうと思うものです。2 連勝の実績が自信にはならず、かえって不安になるのです。福島事故が起るまでの私達は、このことが原子炉事故のリスクにも当て嵌まっているということを忘れていました。毎日が同じ営みであるならば、安全運転の実績が長く続くほど将来の事故との遭遇に近付いていくことになるのです。これを逃れ続けるためには、つまり、「ジャンケン」の連勝を続けていくためには、まだ残っている中で、より大きなリスクをより早く抽出し、それらに対処を続けていく以外にありません。2011 年 3 月 11 日は、このプロセスが間に合わず、連勝が途切れた日だったことになりました。そして、これによって、また大掛かりな設備投資が必要になりました。

米国の原子力発電業界では、新たなリスクの発覚が、それに対処できるペースと能力を上回っている状態が長く続いています。この頃になると、残っているリスクには手強いものが多く、解決が容易ではないからです。しかも、新たな安全対策には新たな支出が伴い、その費用を捻出するためには一定の利益が必要なところですが、昨今の電気料金の値下がりによる減収で赤字に転落し、経営が厳しい状況になってきています。

営業成績が悪い原子力発電所の運転を早く終えてしまいたい電力事業者の経営者、地元の雇用と財源のこともあるから早まった判断をしないで欲しいと申し入れる自治体の代表者。ならば政策的な優遇をと補助金を無心する電力事業者の経営者。米国では、今や安全性から経済性の問題に議論のテーマは移り、原子力は崖っぷちに立たされています。

弛まなく続けてこなければならなかった安全活動、それを維持していくため通常の操業コストに臨時ではなく常時上乘せされ、このところ燃料代を上回っている事実上強制化された設備投資。しかし、原子力発電は、ダイナミックに変化する経済環境やテクノロジーとも連動したエネルギー・ビジネスから独立している特殊な産業なのではなく、ブランド力があるわけでもなく、所詮は最終的に 単価(\$/kWh) を指標として冷徹に評価されます。仮に原子力が、ゼロ・リスクであったとしてもです。

今日の米国における原子力産業の斜陽化は、そのような長い軌跡の末、宿命的に訪れたもので、日本においても早晚起こることだと思わなければなりません。つまり、やがては、もう終わらせて下さい、だれか私達の代わりにやって下さい、もしまだ私達に続けて欲しいのであればもっと補助金を下さい、と電力会社が自ら言わなければならない時が訪れるだろうということです。

本鑑定意見書で議論する原子力安全の問題は、原子力発電の正当性の基盤にかかわるものでありますが、これが、原子力発電の存続性(サステナビリティ、サバイバビリティ)を脅かす幾つかあるうちの一つの要因である経済性の問題にもなっているということです。

概要

(1) 原発の安全性に関して基本的な理解すべき事項について

深層防護とは安全性の保証ではなく、絶対安全の達成が論理的に不可能な原子力を容認するためのアプローチである。5層の深層防護とは、個々が鉄壁の5層ではなく、それぞれが不完全さを含んだ壁のセットであり、個々の壁の弱点を継続的に補強していくことによつてのみ防護として有効なものである。

「社会通念」は、原子力安全には有害な妥協を認める甘い基準を意味しないのか懸念がある。原子力安全は、安全性を真つ向から証明することによつてのみ裏付けられるべきものであり、安全性の指摘に不備を見出して反論することで証明されるというものではない。

安全性を高めるためのアプローチには、事故の発生頻度の低減を目指す選択と事故の規模の抑制を目指す選択があるが、結局は両方を目指すことになり、これが今日の新型炉の技術に求められる理念である。

安全と安心は、原子力においては一挙両得が不可能であり、目指す必要のない目標である。原子力発電所を運転する事業者も規制者も大いに心配性で、悲観的であつてくれてこそ公衆が安心できる。公衆が不安を抱くのは、事業者と規制者が安心しきつているときである。

原子炉事故は、一旦発生すると急速に状況が悪化する。従つて、部外者にとつて別世界の原子力発電所は、可能な限り機能的に独立した自立自衛のコミュニティであるべきである。外部からの支援は、バックアップとしては良しとしても、安全の担保であつてはならない。

原子力の規制は、バーチャルな審査によつて完結するものではない。その後の実物に対する検査によるフォローがあつて初めて意味をもつ。

確率論には、有益な活用法と有害な誤用があり得る。すなわち、リスクの抽出と適正な費用対効果に沿つた安全対策に活用できる一方、リスクの矮小化と必要な安全対策の切り捨ての正当化にも使われかねないツールである。理解されるべきは、これが見掛けは客観的、科学的であるのだが、実は極めて恣意的ななり得る点である。

日本の古い原子力発電所には、運転期に入つてから様々な安全上の問題点が提起され、それらの対策がバックフィットされてきた。それらはほとんどが米国発祥で、日本独自のものとしては耐震性強化くらいである。しかし、取組みが緩慢で最小限であり、完了するまでの間、代替手段や補完措置もないままだった。

(2) 米国の規制基準体系と審査体制について

米国の原子力規制においては、規制や指針の他、ポリシー・ステートメントが大きな方針や理念を決定し、通達が重要な補完的役割を果たしている。新型炉に対する安全目標や安全設計の理念は、ポリシー・ステートメントによつて規定されているが、なぜ、現状維持が是認されず、より高い水準が求められているのか、日本の原子力関係者もその理由を理解する必要がある。

審査指針は、審査官にとつてのチェックシートの役割と、審査が必要な項目について漏れなく統

一的に実施されたことを示す根拠となるためにも用意されるべきである。また、事業者との技術折衝のプロセスは、後日の検証のためにも、文書(本文中にある RAI)として、質疑-応答を対応させて記録しておく必要がある。冗漫な会議の反訳よりも、簡潔な議事録の方が、価値が高い。

- (3) IAEA の基準、NRC、EUR、WENRA その他欧米の基準と比較して日本の基準が安全性確保において不足している点について
- (4) 福島第一原発事故の教訓を踏まえて改正された海外の基準と改正されていない日本の基準について

原子力安全が、基準だけによって担保されるものではないが(細部を補完する通達も重要で、検査制度も必要)、IAEA、NRC、WENRA の基準や EUR と比較して、日本の基準のレベルが下回っている事項、日本の基準に規定されていない事項は多くある。

特に、人的対応や可搬式機器への依存については、欧米各国と国際機関はより慎重であり、新型炉に対しては、自動性、パッシブ性が求められている。実際、フランスは、既設プラントに対する可搬式機器による人的対応の過酷事故対策を永続的な方法とすることに満足しておらず、すでに次のフェーズの取組み(HSC)のタイム・スケジュールも示している。

EUR は、新設炉に特化した要件を規定しているが、2001 年の段階(Rev. C)で、すでにかなり詳細で厳格な内容となっており、同時期の日本の基準と比較して格段の差があり、現時点での日本の基準よりもレベルが高い。

過酷事故の排除シナリオに対しては、その排除の正当理由が厳格にチェックされなければならない。クリフ・エッジ効果のある現象に対しては、それに対する尤度が、十分であることが示されなければならない。また、設計基準を上回る事象が発生した場合の耐久性も評価されなければならない。日本の基準は、これらの点において厳格さが劣っている。

- (5) 大間原発の安全性確保が不足している点について

大間原発に対する審査には、新型炉、新設炉に適したよりレベルの高い規制基準が用意され、適用されるべきである。その意味で、既設炉用に制定された新規制基準のレベルでは不十分である。日本において、今後、商用運転が認可される原子炉があるとするならば、その設計レベルは、AP1000、EPR、AES-2006 に並ぶもの、同じ ABWR としては、US-ABWR、EU-ABWR に並ぶものでなければならず、現時点で欠落しているパッシブ性や航空機落下への耐久性などが、大幅に見直されなければならない。

(補遺) 函館市の原子力防災計画

本項目は鑑定項目にはなかったが、原子力発電所が事故を起こした際に影響を受ける自治体の中でも特殊な状況に置かれる可能性のある函館市の原子力防災について考察してみた。その結果、仮に函館市が原子力防災計画を作成するとした場合、そもそも狭義の防災指針に IAEA の安全基準(GSR Part 7)で追加された EPD(拡大計画距離)と ICPD(摂取・物流管理計画距離)

が存在せず、また、狭義の原子力防災計画、および広義の原子力防災計画として検討し、対応しなければならぬ困難な事項が、多数存在していることが明らかになった。

目次

<u>鑑定事項</u>	<u>表題</u>	<u>頁</u>
(1)	原発の安全性に関して基本的に理解すべき事項について	1
(2)	米国の規制基準体系と審査体制について	30
(3)	IAEA の基準、NRC、EUR、WENRA その他欧米の基準と比較して日本の基準が安全性確保において不足している点について	38
(4)	福島第一原発事故の教訓を踏まえて改正された海外の基準と改正されていない日本の基準について	93
(5)	大間原発の安全性確保が不足している点について	103
補遺	函館市の原子力防災計画	114
	作成者略歴	

鑑定事項(1)
原発の安全性に関して基本的に理解すべき事項
について

1.1 原子力安全についての基本思想

以下、原子力安全についての基本的な考え方を整理しておく。ここで、原子力安全とは、原子力発電所内で働く職員や施設の保護を対象としていない。原子力安全とは、一般にその意味が極めて狭義的で、原子炉事故によって放出される放射性物質の影響から、公衆の生命と健康、および環境を保護することに限定され、設備の事故などによる施設への影響や発電所職員の被災は、産業安全の分野の問題として、原子力安全とは切り離される。

1.1.1 絶対安全

後に「安全神話」と揶揄されることになるが、かつて原子力は、事故が絶対に起こり得ない技術だと広告された。これが真実でないことは、次のように段階的に考えれば明らかではなかった。

- 原子力とはそもそも、大きな原子核の核分裂で発生するエネルギーのことである。
- 大きな原子核の核分裂の結果、小さな原子核からなる核分裂生成物が発生する。
- 分裂してできた小さな原子核の多くは、過剰な中性子を有していて不安定である。
- 不安定な原子核は安定化するために崩壊し、余剰エネルギーとして放射線を出す。
- 放射線は物質との相互作用で熱を発生する。これが崩壊熱と呼ばれる。
- 不安定な原子核の崩壊のプロセスは長期にわたり、放射線と崩壊熱が放出され続ける。

一定期間運転した原子炉には、結果として大量の核分裂性物質が蓄積されているため、運転を停止して核分裂を止めても、特にその直後は大量の崩壊熱が放出され、これが除去されないと原子炉自体を発熱させて損傷させ融かしてしまう。その結果、密封されていたガス性、揮発性の核分裂生成物が放出され、周囲の公衆と環境が影響を受ける。

原子力が、この原理から切り離されない以上、絶対に安全とは言えない技術であることは、初めから明らかだった。事故が起こり得ないのではなく、起こり得る事故を絶対に起こさせないよう工夫と心構えで臨んでいくというのが誇大広告され、次第にそれが信じられるようになり、「安全神話」となった。

原子力安全は、絶対安全の「達成」ではなく、「追求」のプロセスに甘んぜざるをえない。そのため原子力は、絶対安全でなければ容認されるべきでないという要求にはそもそも適合しない技術であり、リスク容認の社会においてのみ受け入れられる技術である。リスクの存否は議論の余地がなく、これを受け入れるか否か、受け入れる余地があるとするならば何をその条件とするかという合意点だけが議論の対象となる。次に述べる深層防護とは、リスク容認の「説得材料」として構築された概念である。

1.1.2 深層防護

原子力の絶対安全が達成不可能である以上、これに替わる最善のものを提示しなければならず、それが深層防護の概念となっている。全ての種類の脅威に対して、それぞれに多重の防御を巡らせるという思想であり、個々の防御がそれ自体十分頑強なものであるのだが、たとえその一つが崩壊しても、その外側には別の頑強な防御がすでに備えられ、そしてその外側にも、さらにその外側にも頑強な防壁が築かれているというイメージは、一定の説得力があるかもしれない。

これは、ある場所に設置される原子力発電所に対し、想定される一つ一つの脅威に備えて、たとえば次のような五重の防壁を築くことで具体化される。

1. 原子炉設備を頑強に設計し、故障を未然に防止する。
2. しかし、それでも起こるかもしれない故障を早期に検知するため、検査や試験を行う。
3. しかし、検査や試験を逃れて設備事故に至る事態に備え、そのような設計上起こり得る事故を幾つか設定し、自動的に対応する安全設備を設置することで、原子炉の損傷を防ぐ。
4. しかし、そのような設計事故に自動的に対応できない事態に備え、それでも原子炉を損傷させないためのバックアップと、これが発生してしまった場合の善後策も用意する。
5. しかし、そのような善後策も奏功せず、危険が周辺住民および場合に備え、原子力防災の設備と体制を整備する。

脅威の種類には、故障やヒューマン・エラーなどの内部事象、地震や津波を含む自然現象、火災、溢水などの外部事象、そしてテロ攻撃が考えられる。従って、これらのそれぞれに上述した五重の防壁を頑強に築くなら、原子力安全はかなり信頼できるはずであり、リスクはかなり低いレベルに抑えることができるだろうというのが、原子力安全に適用される深層防護の概念で、下図の陰影を施した領域が守られる。

防護		0	1	2	3	4	5	6
		立地条件	設計	検査試験	設計事故対策	過酷事故対策	防災	アフターマス対策
A	内部事象							
B	外部事象							
C	テロ攻撃							
D	未熟な安全文化							

イメージとしてはかなり安心感も与えてくれるのだが、注意して点検をしていくと、幾つもの懸念が浮かんでくる。以下、福島事故を振り返りながら、特に日本の場合を念頭に考察してみる。

本来、まずは厳格な立地条件の設定が、最初の深層防護のステップであるべきだった。活断層や火山との位置関係、地質や自然環境の影響だけでなく、事故が発生した場合に影響がもたらされる重要な文化資産やインフラ、産業なども考慮すべきであった。そして、最後の防災が、実は最終的なセフティネットとなっていないことを福島事故から学んだ。防災が機能したとしても、地元の

コミュニティは崩壊し、福島県からの年少者と女性の流出は顕著で人口減少が急速に進み、多くの「関連死」が発生してしまうことに、なす術がなかった。五重も防壁を張り巡らせておけば十分だろうと思っていたのかもしれないが、実はそうではなかった。

日本においては、設計基準事象を設定し、これに深層防護を適用するというアプローチを十分徹底していない領域が幾つかある。火災防護がその一つである。たとえば米国の場合、原子力での火災防護は、一に、火災を発生させないこと。二に、それでも発生してしまう火災をいち早く検知して自動消火設備で消火すること。そのバックアップとして自衛消防隊が直ぐに現場に急行できる体制で待機し、さらにそのバックアップとして地元消防署からの協力が得られることを確認していること。三には、それでも消せない火災があったとしても、最悪、原子炉の安全停止に必要な系統が保護されていることである。日本では、一に対しては大いに熱心であるが、その先が脆弱化し、三に対してはほとんど顧みられていない。米国では、区域毎に可燃物も難燃物も全てフラッシュオーバーする事態を設計基準火災とするが、日本にはそのような概念が導入されていない。

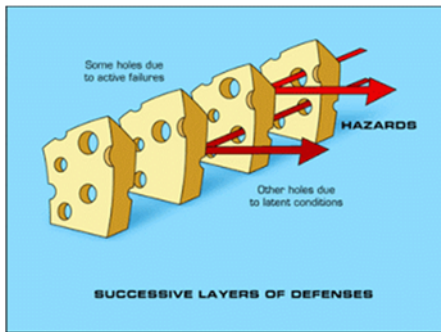
テロ対策についても同じである。①仮想敵の戦略と戦術について設計基準脅威を定義し、②それに対抗するための強力な武器を備えた精鋭の戦闘部隊を各原子力発電所に配置し、③その防衛能力を確認するため机上演習と模擬戦闘演習を行い、④それでも仮想敵による大規模な破壊を受けるか制圧されてしまう事態を考え、原子炉を保護するための対応設備と手順を用意し、最後には、⑤それでも原子炉事故に至る場合の防災体制を整備する、といった米国の深層防護的な体系に比べると、日本の対策はほとんど何もないのに等しい。

五重の防壁に関する前述 1～5 の表現をもう一度確かめてもらえば分かるが、本来の深層防護の概念は、前段否定である。それは、前段に用いた仮定をそのまま後段に引き継いで適用したのでは、十分な防御を果たさない可能性があるからである。たとえば、ある過酷事故の評価をしたときの放射性物質の放出量が 10 テラベクレルであるとする。これをそのまま使って防災計画を立て、実際の放出量が 10,000 テラベクレルのときには、想定外の事態に混乱することになる。

一つ一つの防壁には、全体的には頑強に見えてもどこかに弱点を抱えている場合がある。そして、そのような箇所がその防壁全体の實力を決定する。いわゆる「ドベネックの桶」の理論と同じであるが、巨大な自然現象は、この桶の一箇所からの漏えいというよりも、多くの箇所から同時に一気に溢れさせるか、タガ自体を壊して桶を崩壊させてしまうことに擬えられる状況を瞬時に現出させる。福島第一、第二原子力発電所での地震と津波は、まさにそのような状況だった。

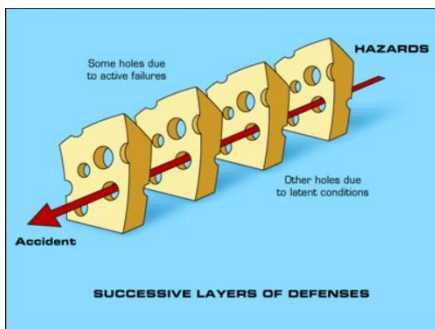


結局、深層防護とは、それぞれが完全無欠な防壁のセットではなく、個々の防壁にはそれぞれに多少の難もあるが、それらを組み合わせることによって、全体としてより信頼性の期待できる防御



が確立されるという概念である。(左図) このことは、「ハインリッヒの法則」と呼ばれる労働災害における経験則(1件の重大事故の背後には29件の軽微な事故があり、さらにその背景には300件のヒヤリとするトラブルがあるというもの)によっても統計的に裏付けられ(下図)、だからこそ、トラブル事例を集めて分析し、水平展開するという活動が重要視され、原子力においてもNRCが自らこ

れを行ってきた。ただし、これが有効に機能を発揮するためには、そもそも底部にあるトラブルにヒヤリと感じる敏感さが必要である。たとえば、日本では、設計基準地震動を超過する地震が、2005年から何度も発生していた。しかし、安全系の設備に損壊が起こっていないと知るや否や、勝ち誇ったようにこのことを語り、そもそも設計基準地震動の設定手順に問題があることへの掘り下げを行うことをしなかった。また、小さなトラブルは、それぞれが皆現場で隠してしまっていたため、実態が把握できない状況だった。しかし、統計は嘘をつかない。そのようなことを繰り返していれば、やがて多重の防壁も貫かれてしまい(左図)、ハインリッヒの法則が語るように、より重大な問題が発生する。設計基準地震動の超過という事象は、決して軽微なトラブルではなく、かなり深刻な事態のはずであったから、300件の蓄積を待つまでもなく、その何回目かには、極めて重大な事故を引き起こす可能性がある。2011年3月11日は、これが2005年の出来事から数えて4回目



発生した日であった。

個々の防壁にある大小幾つもの穴が、いつかは連通してしまうかもしれない。上に図示した「スイス・チーズ・モデル」は、そのようにして事故が発生する場合の警鐘としてしばしば使われる。穴は無限にあり、大きなものから順番に塞いでいく必要がある。これが原子力の安全推進活動で、過去に多くの成果も挙げたものではあるが、日本が世界に先駆けて提起したケースはなく、そのような作業に主導的だったこともなかった。欧米は熱心だったが、米国の場合には、その熱心さのために、経営がすっかり苦しくなってしまった。しかし、それでもこのエンドレスな活動が、これからも続いていかなければならないことには変わりはない。

日本においても、新規規制基準が制定されたとは言え、これによって最終ステップを成し遂げたというわけではない。もちろん、まだまだ埋められていない穴が、たくさん残っている。

1.1.3 社会通念と安全であることの証明

「社会通念」という言葉は、原子力の技術者にとっては、あるまじき妥協を認める言葉のように感じられる。たとえば、九分九厘(99 パーセント)の保証は、社会通念上、実質的に確実であることと同義かもしれない。保証しない一厘(1 パーセント)のことで議論が膠着することは滅多にない。しかし、原子力においては、そのような 1 パーセントは、到底認めることができない大きな確率なのである。0.1 パーセントでも依然認めることができない。原子炉事故につながるかもしれないことに対しては、たとえ 10,000 対 1 の大差で有利な側に対しても賭けを認めないのが、原子力の世界での通念である。

したがって、1,000 年に 1 回の巨大津波に襲われたならば原子力発電所といえどもこれに耐えられなくて仕方がないとの言述は、原子力においては全く通用しない言い訳である。実際、その程度の備えを怠った日本の原子力に対する米国や国際機関の批判は、かなり厳しいものであった。

ある事象が発生し、それが 1,000 回につき 1 回の確率で原子炉事故に至るレベルのリスクであったと評価された場合、米国では重大事象として分類され、当事者の事業者は、かなり厳しい NRC の立入調査を受けることになる。メディアには、スリー・マイル・アイランド事故の「ニアミス」と報じられる。

米国の場合、よくよく不運だったのだから仕方がないと見做される原子力の通念は、発生頻度がせいぜい 1,000 万年に 1 回未満と推定されていた事象との遭遇である。航空機落下、タービン・ミサイルについては、発生がこの頻度未満であることを確認し、竜巻については、この頻度の規模を設計基準とすることで、リスクの対象から除外される。しかし、地震については、1,000 万年に 1 回の巨大な規模を設計基準とすることができない。1 万年に 1 回の規模で「妥協」をしている。したがって、地震を原子炉の事故リスクから除外することはできず、その結果、むしろ米国においてさえも、地震が最大の事故リスクである原子力発電所が多くある。

1,000 年や 100 年に 1 回の規模を設計基準地震動にすれば、原子力発電所の設計は格段に容易となり、建設コストも節約できるだろう。しかし、そのようにして出来上がるのは、著しく事故リスクの高い原子力発電所である。そこで、どこまで高い原子炉事故リスクが社会的に認められるか、という問題が議論されることとなる。いわゆる「安全目標」の議論である。

米国では、これが連邦議会で議論されたわけでもなく、国民投票が行われたわけでもない。NRC が、1986 年に、ポリシー・ステートメント(後述)として設定した。前述のように、原子力安全の目的は、原子力発電所の周辺に居住する公衆の生命と健康を保護することで、原子炉を含む施設の損壊を防ぐことが最終的ではない。そこで安全目標は、敷地境界から 1 マイル(1.6 キロメートル)以内にいる公衆に対しては、全ての要因による当人の急性死に対する寄与として 0.1 パーセント未満、一方、敷地境界から 10 マイル(16 キロメートル)以内にいる公衆に対しては、ガン死の寄与が 0.1 パーセント未満と定められた。これらの寄与とは、原子炉事故が発生した場合に対してではなく、原子炉事故が発生する頻度も考慮した上での寄与である。したがって、理論的には、このような安全目標を達成するためのアプローチとして、事故の発生頻度を管理するか、発生する事故の規模を管理するか、それら両方を管理するかの選択がある。

米国は、事業者にとってより使い易い副次的な安全目標として、炉心損傷頻度と、さらにその先の悪化した事態である格納容器の破損に伴う放射性物質の早期大量放出頻度を単位にし、それぞれに対し1万年に1回、10万年に1回と定めた。これは言い換えると、100基の原子炉を100年間運転して原子炉事故が1回発生する頻度に相当し、そのような事態を10回経験したとしても外部環境に大量の放射性物質が放出されるのは1回だけという目標である。

しかしNRCは、これらを将来にわたっても十分な安全目標であるとは考えず、将来の炉型に対しては、さらにそれぞれ一桁引き下げを求めたのであった。

以上のような特殊な通念を共有すべき原子力の技術者にとっては、社会通念という言葉は、過度に甘く危険に感じられる。ただし福島事故前までは、国際的な交流のない環境で、いわゆる社会通念並の基準を甘受していた原子力技術者が、日本には少なからずいたのも事実である。

社会通念が、単に甘くて妥協的過ぎるだけでなく、むしろ有害だと感じられるときさえある。

それは、安全か危険か、ある基準に対して適合か不適合かが議論されるときにおいて、危険であることの証明や不適合であることの根拠が求められるときである。これ自体がそもそも安全性や適合性を証明する論法として正しくないと思われるのだが、敢えて、危険であること、不適合であることの確たる証明を迫られてしまうと、困ったことが起きてしまう。0.01パーセントの危険性や不適合の可能性を指摘しても冷笑され、そのようなあり得ないような話を持ち出して困らせるものではないと批判されてしまうのである。このような場合、社会通念は、本来味方すべき側の論理を排斥するときに使われてしまう。

証明プロセスのロジックは、犯罪の容疑を審理する場合、科学的な真偽を決着する場合、安全性を判定する場合などによって使い分けがあるのかもしれないが、原子力安全も含め、安全に関する事項に関しては、「安全性が証明されなければ危険」、「適合性が証明されなければ不適合」という明確で統一的な合意があるべきだと考える。殊更強調して述べるまでもないことのようにあるのだが、実際には、解釈に注意を要する怪しげな表現も見かけられる。

たとえば、電気事業法の「使用前検査」について述べている第49条第2項と「使用前安全管理検査」について述べている第51条第2項を以下に見比べてみる。

第49条（略）その工事について主務省令で定めるところにより主務大臣の検査を受け、これに合格した後でなければ、これを使用してはならない。（略）

2 前項の検査においては、その事業用電気工作物が次の各号のいずれにも適合しているときは、合格とする。

一 その工事が第47条第1項若しくは第2項の認可を受けた工事の計画（略）又は前条第1項の規定による届出をした工事の計画（略）に従って行われたものであること。

二 第39条第1項の主務省令で定める技術基準に適合しないものでないこと。

第 51 条 (略)その使用の開始前に、当該事業用電気工作物について自主検査を行い、その結果を記録し、これを保存しなければならない。

2 前項の検査(略)においては、その事業用電気工作物が次の各号のいずれにも適合していることを確認しなければならない。

一 その工事が第 48 条第 1 項の規定による届出をした工事の計画(略)に従って行われたものであること。

二 第 39 条第 1 項の主務省令で定める技術基準に適合するものであること。

「適合しないものでない」ことが「適合する」こととどう異なるのか、なぜ使用前検査の場合にはストレートに「適合する」ことを求めないのか。余り気付かれていない狡猾さが実はあるのである。

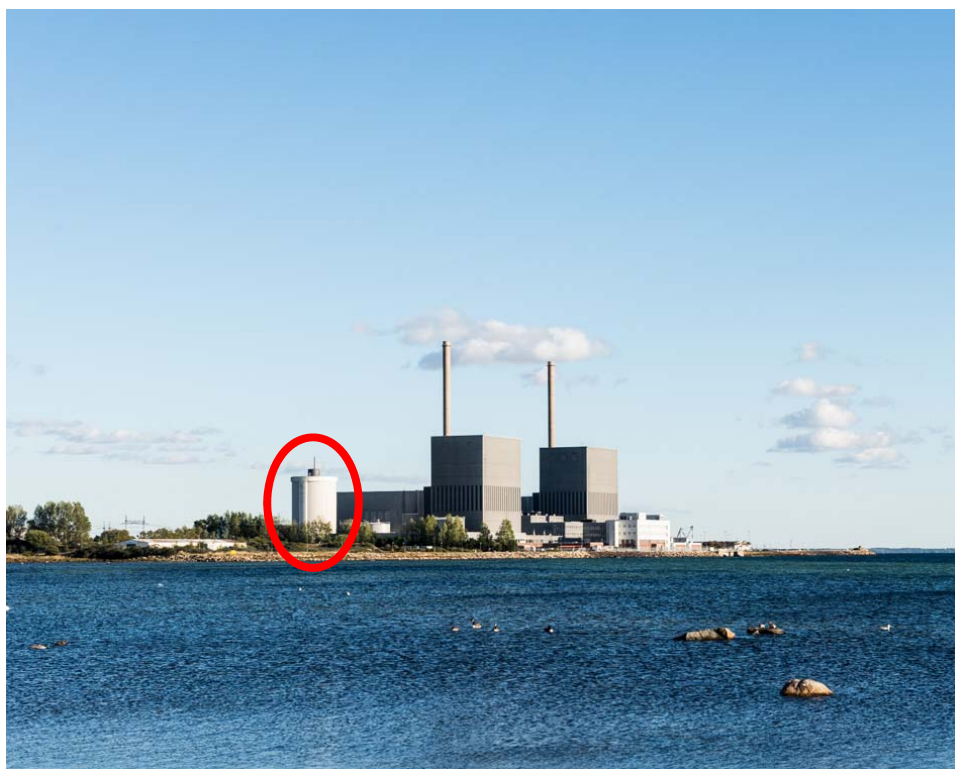
ちなみに、下表のような判断についての法則性は、反対の場合の判断ミスに対するフェイル・セイフであると言われている。たとえば過酷事故の進展過程で、炉心溶融物が臨界になると判断していながら実際に臨界にならなくても別に困ることはないが、その逆は重大事故である。

カテゴリー	判断
犯罪容疑	(○) 犯行の物的証拠がなければ無罪。 (×) アリバイがなければ有罪。 (×) 弁明をしなければ罪を認めたことになる。
科学的真偽	光速を上回ることを示すデータがない限り光速を上回っていない。 STAP 細胞が作製できることを証明しなければ STAP 細胞は作製できない。
安全・保安	天気が分からない日には傘を持って出掛ける。 水質検査で合格しなければ飲料水としては使えない。 空港で所持品検査を拒否した人物は、危険物を所持しているかもしれない。 車検が失効した自動車は、危険で事故を起こすかもしれない。
原子力安全	セキュリティ・クリアランスを受ける前の人物は、危険人物であるかもしれない。 薬物検査を拒否した人物は、薬物使用者であるかもしれない。 免許が失効した原子炉運転員は、原子炉を安全に運転できないかもしれない。 汚染検査を行わずに原発から搬出された物品は、汚染しているかもしれない。 未臨界が証明されていない核分裂性物質は、臨界になるかもしれない。 成分の不明な放射性物質は、毒性の高い核種を含むと仮定し、含まれていないと確認された核種だけを仮定から除外できる。 (○) 適合性が示されなければ不適合とみなす。 (×) 不適合性が示されなければ適合とみなす。 (○) 安全性が示されなければ不安全とみなす。 (×) 不安全性が示されなければ安全とみなす。

1.1.4 事故に遭わない対策と事故のインパクトを抑える対策

先に述べたように、安全目標は本来、公衆の生命と健康を、原子炉事故に伴って放出される放射性物質の危険から保護することを目的に定められている。すなわち、前述の0.1パーセントである。しかし、それを米国では、事業者がより直接的に管理できる単位である炉心損傷頻度(CDF)と大量早期放出頻度(LERF)に保守的に置き換えて、1万年に1回、10万年に1回と定めたのであった。ただし、もともとの安全目標を達成するアプローチとしては、このように事故の発生頻度を低減するのではなく、事故の発生に伴う放射性物質の放出量を低減させるという技術的な選択もあり得るわけである。たとえ10万年に1回の放出であっても、それが致命的な大量放出であるよりは、1,000年に1回の頻度で発生する1000分の1の量の放出の方が、公衆のリスクとして低いことになる。

欧州は、頻度低減の努力の効果に対してより懐疑的だったようで、むしろ、事故が発生した場合のインパクトの抑制の方により強い要求が向けられた。フィルター・ベントは、そのような目的に沿った装置であったが、スリー・マイル・アイランドの事故が発生し、これが速やかに導入されたのがスウェーデンであった。そして、チェルノブイリ事故後は、欧州にあるほとんどの原子力発電所で採用された。フィルターとは言っても、下の写真からも推測されるように、堂々たる巨大な設備であり、事業者にとっては、かなりの設備投資であったものと思われる。



ただし、少なくともこのスウェーデンのバーセベック原子力発電所のケースに関して言えば、単にリスク低減だけが目的だったわけではない。実際の景色はもっと距離を隔てたものであろうが、

海峡を挟んで 20 キロメートル先の向こう岸にあるコペンハーゲンの市民と、同市を首都とするデンマークの国民にとって、隣国の同原子力発電所は、不安と不快の対象だった。リスクの低減だけでなく、そのような感情に対する配慮もあったと言われている。

やや端的ではあるが、原子炉事故の発生頻度低減を主眼とするのが米国流のアプローチだとすると、欧州流のアプローチは、発生する事故のインパクトをより低減することを目指したものであったと見ることができる。米国の技術を導入した日本は、当然米国流に追従したが、欧州流の原子力安全の思想には学ぶべき点があった。すなわち、悲劇的な原子炉事故をどのように回避するかに重点を置く米国に対し、そのような事故が発生した場合の対処に重点を置く欧州は、より深層防護としての奥行きが深いと見ることができる。非常用電源、冷却水ポンプ、計測制御設備を、全て丸ごとバンカー施設(Bunkered Building)として独立に追加するとの発想もそうであり、たとえばスイスの場合は、1990年代には、国内の全基に対してこの方式による対策を完了していた。

しかし、次のステップは、このような米国流と欧州流の統合である。すなわち、リスクも減らしインパクトも減らすというアプローチで、これが、次世代炉の設計思想となった。もとより双方とも、互いに他方のアプローチも重要であることは早くから認識していたのであり、統合は時間の問題だったと言える。

1.1.5 安全と安心

しばしば他の産業界で、安全と安心の達成が掲げられることがある。しかしこれは、「絶対安全」のあり得る世界の産業界でのことであり、そもそもこれがあり得ない原子力産業においては、不可能な課題である。根拠のない安心は、人々を不注意にするだけで、次のステップの向上を怠らせる原因になる。安全性の恒常的な積み重ねが求められる原子力においては、むしろ積極的な心配性と悲観主義が歓迎されるべきである。

しかしこれは、根っからの性格がそうであれば問題ないが、楽天的な性格の人にはしばしば苦痛であり、組織に不調和をもたらす原因にもなりかねない。冷遇され、排除されることにもなりかねない。それを恐れ、異議を唱えることを控え、グループ・シンキングに忠実な組織が出来上がる。米国追従に徹底し、世界に先駆けた安全向上の提言を一切してこなかった日本の原子力の技術者には、十分優秀な能力がありながら、このような束縛があったのである。

これに支配されている限り、積極的なリスクの抽出と対処というプロセスは進まない。原子力安全の根拠が、低い事故の発生確率を担保としなければならないものであるならば、原子力発電所の日々の運転は、日々の「ジャンケン」と心得なければならない。つまり、連勝を続けるほどに、次こそ負けることを恐れ、条件をリセットするための新しい安全対策を適時追加していかなければならない。それが余りにも緩慢であるとき、遂に「ジャンケン」の連勝記録は終わるのである。

安全文化とは、最も端的に表現するならば、これほどの危機感や悲愴感を押し付けるものではないにしろ、組織の構成メンバーの誰もが、職位にこだわらず、陋習やグループ・シンキングに囚われず、安心して安全上の問題を提起できる職場環境のことであり、それを望み、強く奨励するリーダーシップがあって初めて推進されるものである。その未熟さは、内部事象、外部事象、テロ攻撃と並んで、原子力安全にとっての脅威である。

原子力発電所を運転する事業者は、空疎な「安全と安心」と唱えている場合ではない。まして、公衆よりも先に自らが安心してしまってもよいものではない。国は、根拠のない「世界最高水準」を広告している場合ではない。

1.1.6 自己充足

原子力発電所の安全は、所外における防災計画の実行を除いては、基本的には外部からの支援に依存しない自己充足性を確保している必要がある。これは、米国においては、セキュリティについても、火災防護(消防)についても当て嵌まる。どうしても外部の機関や施設からの支援が必要な事項についてだけ、そのような機関や施設との覚書を締結する。そのような確約があって、初めてそれを担保にできるというルールである。

このような自己充足の原理には合理的な理由がある。それは、原子力発電所が、所々に重要な安全設備を配置した複雑なコンパートメント(部屋や間仕切り)の構造であることと、原子炉事故の進展が極めて速いことに関係がある。いくら高度な対応力と技術を備えていても、たとえば支援を要請してから到着までに 20 分の時間を要するのでは、すでに事態が不可逆的に悪化している可能性があり、しかもその後の行動において、施設のレイアウトに十分精通しておらず、どのような機器に放水をしてはならないか、射撃をしては危険かなどが分かっていなければ、本来の実力を存分に発揮することができない。

日本の場合、これらの点に大きな脆弱性を抱えている。すなわち、自前の消防隊とセキュリティの職員に対し、一定のスキルを維持する訓練や演習が行われているわけではなく、特にセキュリティの職員に対しては、実戦のための武器が与えられているわけでもない。一定規模の事態が発生した場合には当局の支援が不可欠であり、文字通り対応は一刻を争う。しかし、到着までに時間が掛かり過ぎ、手遅れになってしまう可能性が大いにある。

1.2 規制のアプローチ

1.2.1 審査と検査の両輪

原子力発電所に対する安全審査は、その全体、または一部が、まだ設計図の中にあり、物体化していない「バーチャル」の段階において行われるものである。その後建設されて完成する実物が、そのような審査を経た設計通りかどうかは、両者を照らし合わせてみなければわからない。したがって、原子力の規制機関が安全を担保するためのプロセス、すなわち、適用する全ての規制要件と規格・基準に対する適合性を確認するプロセスとして、審査だけでは片手落ちであり、実物に対する検査が不可欠になる。

原子力発電所に対する検査は、建設プラントに対する場合と運転プラントに対する場合とでは、全く異質である。建設プラントに対する検査の場合には、上述のように、審査のプロセスを経て承認された設計が、実物において忠実に再現されているかを確認するプロセスである。その際、もし不一致が発覚したとしても、それによる不安全な状態が公衆に及んだというわけではなく、修正をすれば済むことである。

これに対して、運転プラントに対する検査の場合には、予め分類された科目毎に、規制要件や運転認可証の認可条件に対する適合性の確認が、直接サンプル検査として行われる。そして、この先は顕著な日米差があるが、米国においては、不適合が発覚した場合、それによる安全上の影響度が評価され、判定結果によっては行政処分の対象となる。米国では、検査活動は、NRCの本部職員の所掌ではなく、4つの地方管区の所轄となり、そこに配属されている検査官と各原子力発電所に配属されている常駐検査官によって、所定の検査手順書に基づいて行われる。発覚した不適合に対する影響度の評価も、別途定められたマニュアルに従って行われる。影響度の評価は、深刻さのレベルに応じて、「緑」、「白」、「黄」、「赤」と判定され、深刻な不適合のフォローアップには、地方管区事務所や本部の幹部も介入するようになり、段階的な引き上げが規定されている。違反の性質によっては、高額の罰金が科される場合もあるが、この段階では、すでに検査官の所掌を離れ、行政処分の専門部署での扱いとなっている。違反が、意図的で悪質な場合には、NRCから司法省(日本における検察庁)に送検され、民事や刑事の事件として処理されることになる。

米国の原子力規制の体系においては、検査は、審査と同等に重要な役割を担っている。これは、譬えて言えば、厳格な交通規則と運転免許の制度があるだけで、社会に対して交通安全が確約できず、厳しく取り締まる警察官がいて、違反者に対してはそのレベルに応じた罰則が設けられ、他人を死傷させた特に重大な違反者にはより重い刑罰が科されるのと同じ考え方である。

日本における検査制度の場合、建設プラントに対しては使用前検査、運転プラントに対しては定期検査が規定され実施されてきたが、予め定められた項目に対する定型的な内容で、一種の事務手続きであった。この点、米国の検査制度とは著しく異質で、不適合を見付け難い欠点があった。また、不適合に対する評価や違反に対する罰則の制度も米国と比較した場合には著しく甘く、是正を強く喚起するものではなかった。

1.2.2 確率論的リスク評価の活用法と注意点

米国では、原子力発電所に対する確率論的リスク評価(PRA)が初めて本格的に適用されたのは、1975年に発行された「ラスムッセン・レポート」においてであった。このときの目的は、原子炉事故が、どれほど起こり易い(難しい)のかを定量的に推測することであった。

しかし、実際にスリー・マイル・アイランドで原子炉事故が発生し、それからのPRAの活用は、個々のプラントに対する事故要因の抽出とその低減対策に向けられた。これがIPE(Individual Plant Examination)と呼ばれる活動である。まずは内部事象に対して行われ、それが片付くとすぐに外部事象に対しても開始され、これがIPEEE(Individual Plant Examination for External Events)と呼ばれる活動である。これらの活動は、過酷事故対策の延長として行われているが、そのためにわざわざ規制を新たに制定したり、改正したりしたわけではない。前触れとして、1985年8月8日付のポリシー・ステートメント“Severe Reactor Accidents Regarding Future Designs and Existing Plants”があり、全事業者に向けて1988年に発行された通達(GL 88-20)があっただけである。非常用電源に対するバックアップ電源の強化や原子炉圧力容器と格納容器への代替注水機能が要求され、原子炉事故が発生した場合の対応マニュアルの整備やBWRプラントの格納容器に対する強化ベントの設置が指示されたのも、全てこの通達とその後の追補版(1~5)によってであった。そして、それらの必要性の根拠になったのがIPEであった。

IPEEEは、1991年に発行されたGL 88-20(追補版4)によって指示され、地震、火災、溢水、強風などの外部事象に対する原子力発電所の脆弱性が評価されると同時に、必要な改造が、それぞれの原子力発電所内の各所で実施されていった。これらの活動による知見の集積により、原子力発電所のリスクの性質が徐々に理解されていった。

日本においては、安全系設備が健全でありさえすれば原子炉の安全性は確保されるものであり、その他の設備はあってもなくても重要ではないかの如き説明がなされることもあるが、これは、PRAによる評価によって修正されるべきだった古典的理解であり、現に、既設の安全系設備だけで手薄な部分を、上述の非安全系のバックアップ電源や注水機能で補うことで、過酷事故対策としているのである。日本でもそのような過酷事故対策が実施されたのではあったが、必ずしもPRAを裏付けとしてではなく、単に米国の事業者のやっていることを取入れたに過ぎなかった。

上述のように米国では、PRAは個々の原子力発電所におけるリスクの抽出と低減のための安全対策として実務的に役立てられたが、次には、原子力発電所の経済性向上のためにこれが活用された。その宣言書となったのが、1995年8月16日付のポリシー・ステートメントで、要は、これからの規制活動にはPRAに基づく安全評価を緩和の根拠として認めていくという長期ビジョンであった。これは、米国の原子力規制の体系に対する大変革で、結果的に大成功を収めている。

まずは、メンテナンス・ルール(10CFR50.65)に導入され、重要な安全設備に対する分解点検などのメンテナンスが、プラントを運転したまま実施できることになり、これによって停止期間の短縮と設備利用率の向上が躍進した。安全系の動的機器に対する試験(IST)、静的機器に対する検査(ISI)も大幅に削減され、それらのコストが節減されると同時にスケジュールも短縮され、設

備利用率の向上にも寄与した。安全系機器の故障が発生した場合の復旧猶予時間や停止条件が定められている運転基準(Tech Spec)も緩和され、これにより、復旧作業は余裕をもって行われ、不要に停止をしなくてもよくなった。安全系であってもリスク上重要でない機器には、厳しい品質保証制度の要求が適用されない市販品を使うことも認められるようになった。(10CFR50.69) 高経年化による照射脆化が進んだ原子炉圧力容器には、確率論的破壊力学(PFM)と呼ばれる高度な解析技術が用いられ、プラント寿命の延長が認められている。(10CFR50.61a)

これらの確率論を基盤とした規制緩和は、厳密に言えば単に PRA による評価だけによるものではなく深層防護上の考慮も加味されており、その意味を含め、規制の「リスク・インフォームド化」と言われている。リスク・インフォームド化は、その後も他の規制要件の領域に拡大を続け、火災防護の規制にも採用された。そして、確率の低い大口径配管破断の冷却材喪失事故(LOCA)にも導入を計画し、長い時間をかけて、これを設計基準事故の領域から除外する準備を行った。

米国における原子力規制のリスク・インフォームド化

規制の分野	新たに制定、または改正された規制、規制指針、民間指針など	成果
オンライン・メンテナンス	規制: 10CFR50.65 規制指針: RG 1.160 民間指針: NUMAC 93-01	計画停止期間の大幅短縮。 設備利用率の大幅改善。
定例試験(IST)	RG 1.175	試験・検査の大幅削減による負担軽減、コスト削減。計画停止期間短縮、設備利用率改善。
供用期間中検査(ISI)	RG 1.178 EPRI TR-112657 WCAP-14572	
Tech Spec	RG 1.177	不要なプラント停止の回避。
品質保証	10CFR50.69 NEI 00-04	市販品の活用によるコスト削減。
熱衝撃	10CFR50.61a	高経年化プラントの延命。
火災防護	10CFR50.48(c) NFPA 805	規制要件不適合の救済。
大口径 LOCA (断念)	10CFR50.46a(案)	大口径 LOCA に対する ECCS の要件を大幅緩和。(PWR プラントのパワー・アップレート)

リスク・インフォームド化は、NRC の検査制度に活用されている。検査官のリソースの有効利用のため、まずは検査対象の選定に使われ、また、検査の結果不適合が発見された場合の評価方法にも PRA が使われ、それが事業者に対する行政処分にも反映された。

競争の厳しい米国の発電業界において、原子力がまだ辛うじて存続できている理由の第一に挙げられるのが、以上に述べた規制のリスク・インフォームド化による一連の緩和である。これらのほとんどどれも導入されていない日本において、原子力発電のコストが高いのは当然である。

PRA は、他の解析技術と比較し、著しく精度が劣るものである。それは、解析のアウトプットが炉心損傷頻度(CDF)であり、算出が次のような計算値の膨大な積算値であるためである。

$$(CDF)_i = F_i * P_i(1) * P_i(2) * P_i(3) * P_i(4) * \dots * P_i(n)$$

ここで、事象(i)の寄与による炉心損傷頻度(CDF)_iが、起回事象の発生頻度(F_i)に、それが発生した後の事故防止策(1 から n まで)が次々と失敗していく確率 P_i(1)~P_i(n)を乗じていくことで求められるのであるが、もしここで、それぞれの因子に対する数値の設定が甘く、たとえば、事象の発生頻度に対して 100 年の 1 回のところを 1000 年に 1 回とし、失敗の確率が 0.5 であるところを 0.1 と仮定すると、(CDF)_iには次のように大差が生じることになる。

$$(0.001/\text{炉年}) * 0.1 * 0.1 * 0.1 * 0.1 * 0.1 * 0.1 = 10^{-9}/\text{炉年}$$

$$(0.01/\text{炉年}) * 0.5 * 0.5 * 0.5 * 0.5 * 0.5 * 0.5 = 1.5625 \times 10^{-4}/\text{炉年}$$

これでは PRA が、ユーザーの思惑次第で如何様にも結果をコントロールでき、規制者や公衆を誤導することになりかねない。そこで PRA の活用には厳格な規格が制定され、事業者間でのピア・レビュー制度や NRC による独立評価の仕組みが構築された。事業者と NRC による評価結果の間には、1 桁の差異は当たり前で 2 桁も珍しくはなかった。この差異の理由として、事業者の評価がより「現実的」であると自ら主張するのに対し、規制者としての NRC はより「保守性」を重んじていることが挙げられる。

PRA の信頼性は、どれだけ緻密に想定される事故シナリオを網羅しているか(モデル)、故障率などの起回事象のデータベースとヒューマン・エラーの推定値が信頼できるかに掛かっているが、日本の原子力の場合それぞれにおいて問題があった。たとえば、故障の情報が産業界全体で共有されず、自社内あるいは部署内で閉じ込められてしまえば、たとえデータベースがあったとしても、故障率の根拠としては使えない。

データベースにそもそもデータがないような事象についての発生頻度をどのように設定するかという問題もある。大口径配管の LOCA は、その代表的な例である。これに対しては、専門家エリシテーション(Expert Elicitation)という方法が使われる。たとえば、公正に選ばれた 10 人の専門家に推定値を提出してもらい、その結果を統計処理(平均、標準偏差の算出)して決めるという方法である。ただし、単なる当てずっぽうとならないように、専門家にはさまざまな参考情報を平等に提示しておく。このような専門家エリシテーションは、火山の噴火頻度の推定にも使われ、モンテ・カルロ法が設計基準地震動の設定や過酷事故の解析などにしばしば用いられている延長と捉えれば、一定の合理性があるように思われる。ただし日本ではどちらの採用も消極的である。

デジタル・コンピューターの故障、ソフトウェアのエラーなど、故障率が正規分布に従わない場合の PRA における扱ひも難しい領域であるが、そのような事情には構わず、計測制御系のデジタル化は浸透している。

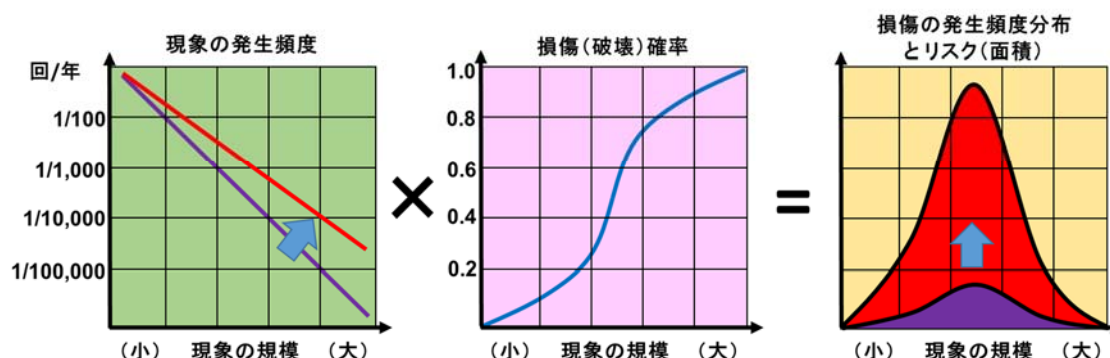
地震、津波、噴火、強風(竜巻)などの外部事象の場合には、規模との相関として発生頻度が設定される。すなわち、ハザード曲線である。代表的な例として地震ハザード曲線がある。発生頻度が100年に1回の地震よりは1,000年に1回の地震の方が、そして、1万年、10万年に1回の地震の方がより強烈な規模となる。今日の国際的なコンセンサスとして、原子力発電所の設計基準としては、1万年に1回の規模が適用されることになっている。1000万年に1回の規模であってもなお十分設計上対応可能であれば、当該のハザードは、リスクとして寄与しないものとして除外できる。タービン・ミサイル、(テロではない偶然の)航空機落下、竜巻に関しては、ほとんどの場合、そのように扱われている。

外部事象に負う炉心損傷リスク(特に地震によるリスク)が、内部事象に比べて圧倒的に大きいというのも、今日では国際的にほぼ一致した認識である。それだけに、PRAの精度は地震や津波などのハザード評価の精度によって大きく左右される。そこで米国においては、確率論的地震ハザード解析(PSHA)、確率論的津波ハザード解析(PTHA)、確率論的火山ハザード解析(PVHA)などの方法論が提唱されている。これらは、内部事象の場合の起因事象である機器の故障率に相当するファクターを提供するものであるが、その精度はかなり低下しているとの印象が否めない。

一方、たとえば、1万年前の大噴火、1,000年前の巨大津波の歴史的事実がある場合、そのような規模の噴火や津波が1万年に1回、1,000年に1回発生し得ると推論する。このような単純化に反論する専門家もいるが、分かり易い一つの仮定の仕方として一般的であり、これを適用することで、原子力発電所の立地に不向きな場所を指定することができる。

外部事象の代表である地震のハザードと原子炉事故リスクの関係には複雑性がある。規模の大きな地震ほど発生頻度が低下する反面、安全上重要な機器の損傷(破壊)確率が増大し、逆に規模の小さな地震であれば機器の損傷(破壊)確率が低下する反面、発生頻度増大するため、原子炉事故リスクは、ある中間的な規模をピークにした分布をもつ面積で表される。(下図)

ハザード曲線の修正によるインパクト



このとき、そもそも地震ハザードに不確かさがあるとすると、それが原子炉事故リスクに増幅されて反映される。実際、そのような不都合が米国の原子力発電所の場合にも見受けられる。すな

わち、米国の原子力発電所の地震ハザードについては、ローレンス・リバモア国立研究所(LLNL) (同研究所もエネルギー省傘下の機関)が作成したものと、米国電力研究所(EPRI)が作成したものの2種類が存在し、互いに有意に異なることから、どちらを使うかによって、炉心損傷頻度の値に大幅な差が生じている。10倍以上異なるプラント(シーブルック原子力発電所)、100倍以上異なるプラント(サウス・テキサス・プロジェクト原子力発電所)もある。LLNLもEPRIも共に国際的な権威のある機関であり、どちらの結果も尊重されなければならないが、事業者は困惑させられる。このことは、日本の原子力発電所の地震リスクにも当て嵌まると考えられ、これを行うのが一者である場合には、実際にはその結果にどれほどの不確かさがあるのか知る術がない。

自然現象ではないが、火災による炉心損傷リスクの解析にも大きな不確かさが伴う。それは、火災の発生頻度その他、ケーブルの種類、電気回路の設計、火災報知器・消火設備など火災防護設備の信頼性などによって、火災による影響の種類と規模が異なること、さらに、1カ所の火災によっても、ケーブル・トレイの布設状況などによって多数のケーブルが損傷し、同時に複数の誤作動が発生する可能性があることなどによるものである。

また、地震が火災を誘発することもしばしばある。そして、地震によって消火水配管が破断して、内部溢水を発生し、それが安全上重要な機器に損傷を与えこともある。地震には、それ自体の破壊力に伴うリスクの他、火災や内部溢水などのそれによる誘発事象に伴う追加のリスクもある。

以上を振り返ると、米国においては原子力発電所の安全推進においても経済性の向上においても、重要な役割を果たしてきたPRAではあるのだが、この解析法による炉心損傷頻度の推定には、さまざまな誤差と限界があることも同時に分かる。

脅威	適用性	誤差要因
内部事象	適用可	ヒューマン・エラー。 ソフトウェア(デジタル・コンピューター)の故障の様態、確率。
外部事象	適用可	各種の現象(地震、津波、火山、強風など)に対する確率論的ハザード解析。 地震の併発事象(火災、内部溢水)による割増し。
テロ	適用不可	確率論的な発生頻度などは予想が不可能。

なお、大口径LOCAの発生頻度に対して専門家エリシテーションを適用し、設計基準事故の範囲から外そうとの構想は、実際に規制の改正案文(10CFR50.48a)まで作られ、あと一步のところまで進んでいたが、結局、福島事故によって打ち切られている。過去のリスク・インフォームド化の推進に伴う規制活動に生じた偏重により、過酷事故対策への目配りが甘くなっていたというのがNRCの反省点の一つとなり、大口径LOCAに対する規制緩和を思い止まったためと推測される。

1.2.3 バックフィット

原子力発電所の安全性に関わる規制には、時代と共に緩和がある一方、新たに制定される規制要件の追加や改正もあり、それらの多くは運転プラントにも適合、すなわちバックフィットが求められる。寿命の短い設備であれば、バックフィットの件数もそれほどでなく、次の世代の設計に反映されるのであるが、原子力発電所のように運転認可の期間が40年以上ともなると、それが積み積もって膨大な数に及ぶことになる。

バックフィットは、重大な事故やトラブル、欠陥の発覚がきっかけとなるため、米国の原子力発電所に対して最も広範なバックフィットが求められたのも、1979年3月に発生したスリー・マイル・アイランド事故からの教訓であった。このとき米国で取入れられたバックフィットに関する情報は日本にも伝えられ、多くが採用され、改造も行われたが、そうではないものもあった。スリー・マイル・アイランド事故の前と後に関しても同様で、そのようにして時代と共に、元々は似たようなプラントだったのが、次第に差を広げていくことになる。そして、そのような差が安全性の差にもなる。

原子力発電所の火災防護の日米差はかなり顕著であるが、これは米国においては、1975年3月、ブラウンズ・フェリー原子力発電所で発生した火災が教訓となり、著しい規制強化(10CFR50, Appendix R)のバックフィットがあったのに対し、日本ではほとんど何も起こらなかったことによるものである。こうして放置された欠陥が、福島事故にも影響している。すなわち米国では、火災防護の対策として、多重化されている安全停止系の物理的な隔離に関して厳しい要求があるが、それが反映されていなかった福島第一原子力発電所では、同時に動力電源も制御電源も喪失してしまい、運転員の対応をより困難にした。

スリー・マイル・アイランド事故をきっかけに、新しい規制要件に基づいて設置された事故時モニター(PAM)、安全パラメータ表示システム(SPDS)、緊急対応データ・システム(ERDS)は、結局、電源喪失のために機能しなかったが、格納容器のハード・ベントは活用された。中央制御室から徒歩で2分以内と設置場所が定められていた技術支援センター(TSC)がなかったことで情報の伝達が悪く、そこに居るべきシフト・テクニカル・アドバイザーもいなかったため、事故対応の判断は運転当直長に委ねられたままだった。やはりスリー・マイル・アイランド事故の教訓として強化されたはずのプラント・シミュレーターの活用による訓練についても不十分だったとの指摘がある。

致命的だったのは、米国では2001年の「9-11(同時多発テロ事件)」がきっかけでNRCからのオーダーが発令されバックフィットされた諸対策(B.5.b 対策)と米国科学アカデミーの勧告が、情報不足のために日本には入ってきておらず、効果的な事故対応ができなかったことである。逆に米国には、米国はそのような日本では行っていない対策が講じられており、福島事故と同じ条件を乗り切ることができた可能性がある、と言わしめた。

規制や指針の文言を比較するよりも、以上のように実務に注目してバックフィットの日米差を精査することで、原子力発電所の安全性に関する日米差を浮かび上がらせることができる。

ただし、バックフィットによる対応の中には、かなりパッチワークの様相を呈しているものも少なくない。古いBWRプラントに対して行われた格納容器の改造や強化ベントの追加、ECCSストレー

ナの改良などはそのような類いの例である。古いケーブルに延焼防止材を塗布するなどは、むしろ弥縫に近く、米国では難燃化の有効性が認められていない。バックフィットがすでに手遅れか、著しく困難な例も多くある。耐震性強化対策のバックフィットは、他国においては例が稀少で、ほとんど日本特有の処置のようであるが、そのようなことを安全系の設備に対してだけ行ったとしても、設計基準地震動の顕著な引き上げは、地震による炉心損傷リスク(CDF)の増大とならざるを得ない。また、原子力発電所が設置されてから、近傍の活断層や地下水に関する厳しい条件を示されてもどうすることもできない。非常用ディーゼル発電機を地階から上階に移すことや、電気ケーブルの布設経路を変更することもまずは不可能である。

しかし、よく注意をして世界を見渡してみれば、そのような難しい状況の場合でも、取り得る善後策のヒントを見出すことはできていたはずである。たとえば欧州においては比較的地震のリスクが高いスイスの古い原子力発電所の場合、既設のアップグレードではなく、耐震設計された新しい安全設備をバンカー施設の中に一式を用意するというアプローチを選択した。プラントは元々米国設計のモデルであったという点において日本と同じであったが、高度な欧州式安全の発想によって克服している。

津波の設計基準の引き上げに対するバックフィットも、既設プラントにとっては極めて対応が難しそうに思われる。しかし、カリフォルニア州のディアブロ・キャニオン(Diablo Canyon)原子力発電所には、この問題の解決法についての貴重なヒントがあった。防波堤だけが解決法ではなく、同原子力発電所が採用したシュノーケルのようなアプローチもあったのである。同原子力発電所には、日本の通産省(当時)、日本原子力研究所(当時)、九州電力からの3氏がチェルノブイリ事故の約半年後に訪問をしており、このときのようなすが、地元メディアの記事(1986年10月13日、テレグラム・トリビューン紙)でも詳しく報じられている。しかし、せっかくこのような発想に触れる機会もあったのではあるが、これを日本に持ち帰り、他の電力会社にも参考事例として紹介することにはならなかった。

1.2.4 代替手段、補完措置

各原子力発電所の固有の事情により、新しい規制要件を直ちに実行できないという場合はよくある。その場合の事業者にとっての選択肢は、免除を願い出るか、代替手段を提案するか、時間的猶予を認めてもらうかである。しかし、コストが掛かる、技術的に難しいと言った理由だけでは、規制者としても簡単に認めるわけにはいかない。(前述の規制のリスク・インフォームド化は、公式に正当性の認められた代替手段である。)

そこで、そのような事業者の代替案には補完措置がセットとなり、規制者は、そのセットが本来の規制要件と同等であるかどうかを慎重に審査することになる。ただし、通常、補完措置の運用は、恒久的な対応が整うまでの暫定的な対応として、条件付きで認められる。

最も一般的な代替措置は、手順書に従った運転員らによるマニュアル対応(すなわち、自動的に作動する装置や中央制御室からの遠隔操作によってではなく、運転員らが急行して現場で行う操作)である。設計基準事故の範囲を超えた緊急事態(過酷事故)の対応は、まさにそのようなマニュアル対応だらけとなる。また、米国の場合には、たとえば火災防護の要件不適合となれば、必ずと言ってもよいほど、直ぐに当該不適合のある場所に対するファイヤーウォッチ(防火巡視)が運用されてきた。1時間毎の巡視がほとんどであるが、連続監視が求められる場合もある。このような対応が、恒久的な是正を終えるまで続けられる。

よほど重大なことでなく一時的である限り、規制要件の逸脱が完全に文言通りに実行されていなくても代替や補完措置でも認められるという正当性の根拠は、深層防護によって、他の防護があるからとの考え方に基づくものである。たとえば、過去において、大口径 LOCA が発生した場合の動荷重に対する格納容器の強度不足が指摘されたことがあった。また、大口径 LOCA が発生した場合に噴射される高温蒸気の破壊力によって、機器の保温材が大量に破壊され、そのデブリによって ECCS の吸い込みが閉塞するという問題が提起されたこともあった。これらの問題に対して講じるべき恒久的な対策は分かっていたが、それらは大掛かりな改造プロジェクトであり、準備にも施工にもかなりの時間がかかる。しかし、そもそもこれらの問題は、大口径 LOCA が発生しない限り生じることはない。そこで、LOCA の予兆である漏えい検出に一層の注意を払うことや、配管の検査をより念入りに実施するという補完措置により、必要な改造工事に一定の猶予期間を与えることが正当化された。

しかし、過去の日本の対応においては、補完措置に関する規制者と事業者の合意が明確でないまま、重要な改造が長期にわたって先送りされてきた例がある。耐震バックフィットもそうであった。そして、今また緊急対策所についても、補完措置の議論がないまま、対応が先送りされている。

1.3 規制機関が具備すべき属性

1.3.1 独立性

規制機関が、公衆のために奉仕をせず、産業界への忖度により本来の活動を怠ること、いわゆる「規制の虜(Regulatory Capture)」という現象は、シカゴ大学の経済学者が提唱したとされている。さらに最近同大学の別の経済学者が、似たような現象が学術界にも起こることを示唆したことから、Regulatory and Academic Capture という言葉も登場している。(2014年5月18日ワシントン・ポスト)

米国の原子力規制の歴史においても、遠い過去には、原子力発電所設置の審査がかなり大雑把で、申請書の受理から半年後には承認していた時代があり、その理由として、着工遅れが審査の遅れによるものとの理由にされなくなかったからと説明されている。しかし、NRC になってからはそのようなこともなくなり、妥協のない独立した規制機関として、公衆と産業界の両方の信頼を得ている。そのような独立性を支えているのが以下の特徴である。

- コミッション(5人のコミッショナー[委員]で構成)とスタッフの二層構造。コミッショナーもスタッフの虜にならないよう、各自に数人の秘書役スタッフが配属されている。
- 全ての専門分野に独自のシンクタンクを有する。(エネルギー省傘下の国立研究所)
- プラント・メーカーや電力会社からのレクチャーに依存しない独自の研修プログラムを整備。
- 長期的なキャリア・ディベロプメントが確立され、永年勤続のスタッフが多い。(テクノロジーと規制の背景や歴史、変遷に精通している熟練スタッフが多い。)
- 退職後の民間企業への「天下り」のような慣習も制度もない。
- 事業者に対する捜査権限のある捜査局を設置。(内部告発の問題なども処理)
- 各原子力発電所に常駐検査官を配置。(独自の監視の目)
- 行政審判制度を取入れ、ASLBP(原子力安全許認可協議パネル)を設置。法律(AEA)、規制(10CFR)の問題は、ほとんど全てが連邦裁判所ではなくASLBPで解決。
- NRCに対する連邦議会の監視機関としてOIGを設置。

1.3.2 政治的中立性

米国の二大政党は、原子力政策に関して異なる立場をとっており、共和党がより支援的、推進的であるのに対し、民主党には、推進論者と反対論者が混在している。ホワイト・ハウスとは異なり、時の政権によってコミッショナーが総入れ替えになるわけではなく任期満了までの在職が保証される。ただし、任期内に委員長が一委員に降格され、それを機に辞職する例は多くある。法律により、コミッショナーの一党支配が禁止されてはいるが、元々規制活動のルーチン・ワークには、政党色はあまり影響しない。

規制機関による規制の硬軟に対して政権が介入することはないが、世間の耳目を集める問題が発生した場合に、委員長が議会に呼ばれることはしばしばある。連邦議員や州知事が、委員長

宛に質問状を提出して回答を求めることも頻繁にある。大きな案件は、NRC のコミッションとスタッフとの間で、下問－答申－票決・下達のプロセスを経て決定されるため、ここでコミッショナーの個性が NRC としての意思決定に影響する。

1.3.3 権威

米国 NRC の場合の規制機関としての権威は、各コミッショナーが合衆国大統領によって選ばれ、議会の承認を得て就任しているという点、行政審判制度が認められている点、国際的な影響力がありリスペクトされている点が大きな支えになっている。

国際的な影響力に関して言えば、NRC による様々な研究レポート(NUREG シリーズ)は世界中で引用され、規制や規制指針なども含め、NRC の制度をそのまま自国の制度として運用している国も多く、NRC が開催するシンポジウムには世界中から参加している。

1.3.4 客観性

費用対効果の評価や確率論(PHA、PRA)の活用は、規制の評価と判断を感覚に左右されない客観的なものとする上で重要な役割を果たしている。たとえば、以下のような数値がある。

- 費用対効果に関しては、長年 2000ドル/Rem としてきたが、最近の再評価により、5200ドル/Rem に引き上げが提案されている。この根拠は、一人当たりの癌致死コストが 900 万ドルで、被曝と発癌致死の関連については 5.8×10^{-4} /Rem としている。このことは、1Rem (10mSv) の被曝低減に資するならば、5200 ドルまでの投資が正当化されるということで、安全対策の要否判定に使われる。
- 安全目標： 既設炉の炉心損傷頻度(CDF)に対して 1×10^{-4} /炉年。格納容器の破損に伴う大規模大量放射能放出頻度(LERF)に対して 1×10^{-5} /炉年。
- 自然現象の設計基準値に対して、年超過確率 10^{-4} に相当する規模を設定。

日本においては、これらの数値設定について異論も予想され、適合しているか否かの評価プロセスに恣意性が疑われる可能性がある。たとえば、設計基準地震動などもそうである。それが疑われないためには、前述の「規制・学術界の虜(Regulatory and Academic Capture)」がないことが信用されなければならないのであるが、産業界から学術界への金銭の流れ、人の流れもあり、払拭が難しい。

1.3.5 一貫性、整合性

米国の規制機関が、NRC 設立以前から力を注いできた規制インフラの整備の一つとして、標準審査指針(SRP)の制定が挙げられる。これは、規制者による審査が、審査官の個人的な知見

の深浅によらず、主観によらず、一貫性と整合性が図られるための方法である。NRC が制定した SRP には以下がある。MOX 燃料製造施設やユッカ・マウンテン施設などの 1 ヶ所にしか設置されない施設に対しても、認可審査の前に SRP を用意するというやり方を適用している。

- ◇ NUREG-0800 (軽水炉の安全解析書に対する審査)
- ◇ NUREG-1200 (低レベル放射性廃棄物処理施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1520 (核燃料サイクル施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1536 (乾式キャスク貯蔵システムに対する審査)
- ◇ NUREG-1555 (原子力発電所の環境評価)
- ◇ NUREG-1567 (使用済燃料乾式貯蔵施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1569 (イン・シチュ式ウラン回収施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1577 (原子炉運転事業者としての資金力と廃炉基金確保の能力に対する審査)
- ◇ NUREG-1609 (放射性物質の輸送容器に対する審査)
- ◇ NUREG-1617 (使用済燃料の輸送容器に対する審査)
- ◇ NUREG-1700 (廃炉プラントの認可終了計画に対する審査)
- ◇ NUREG-1713 (原子炉の廃炉コスト評価に対する審査)
- ◇ NUREG-1718 (MOX 燃料製造施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1724 (ウラン採鉱施設の地下水汚染復旧計画に対する審査)
- ◇ NUREG-1727 (核燃料サイクル施設の廃止措置に対する審査)
- ◇ NUREG-1800 (原子力発電所の認可更新[40 年⇒60 年]に対する審査)
- ◇ NUREG-1804 (ユッカ・マウンテン[使用済燃料の最終処分埋設]施設に対する審査)
- ◇ NUREG-1836 (廃炉プラントの緑地解放に対する審査)
- ◇ NUREG-1927 (乾式使用済燃料貯蔵施設の認可更新に対する審査)
- ◇ NUREG-2126 (ウラン採取施設に対する審査)
- ◇ NUREG-2129 (原子力発電所の 2 回目の認可更新[60 年⇒80 年]に対する審査)
- ◇ RG 1.206 (新設炉の安全解析書に対する審査)

1.3.6 規制活動の費用対効果

原子力の規制機関の運営コストは、日本のようにそのほとんどに国家予算が充てられる国もあるが、米国や英国のように、審査手数料としてや認可事業者から毎年徴収するライセンス料として回収している国もある。たとえば米国の場合、原子炉 1 基当たりの年間ライセンス料は 485 万 6,000 ドル(2016 年度)で、事業者は、当該年度の最終日(9 月 30 日)までにこの額を納付しなければならない。また、審査手数料は実費とされ、専門官 1 時間当たり 265 ドルであるから、たとえば 10 人が 1 年間フルタイムで関わったとすると、 $265 \text{ ドル} \times 1,600 \times 10 = 424 \text{ 万ドル}$ にもなる。1 基の原子炉を新設するためには、この何倍かの専門官が数年間にわたって関わることになるため、申請者である事業者の負担はかなり大きなものになる。

米国の NRC の場合には、運営コストの 90% をこのようにして回収しており、英国にあつては 100% であると言われている。したがって、原子力発電所の規制活動に対し、実際にはそれほど国税は使われていないのであるが、NRC は、常駐している連邦議会の目付役である OIG スタッフの監視を受け、さらに米国会計検査院(GAO)による監査も随時受けている。その場合の大局的な評価は、NRC のリソースと予算が、米国の原子力安全にどれほど効果的、効率的に使われているかである。確率論的なランキングは、NRC の規制活動を、より優先順位の高いものに向けさせるのに活用されている。

1.3.7 公開性

原子力の規制に関する情報は、対外的に発信されるものだけに止まらず、事業者から規制者に提出されるもの、規制者内部の情報も公開される。米国 NRC の場合、毎日平均 200 点の文書を、電子図書管理システム(ADAMS)を介して公開しているが、最新情報だけでなく、1960 年代の紙ベース、マイクロフィッシュ媒体の図書まで遡ってそれらを電子化している。これらが容易に得られるお陰で今日の規制要件の背景や根拠が理解できる場合も多く、原子力規制委員会を含む日本の原子力関係者もその恩恵に浴している。

公開される情報の価値は、その仕方に左右される。日本の場合、会議の議事録が冗漫な反訳である場合も多いが、そのようなものでは、せっかく公開されても未来の利用者には直ぐに趣旨が理解できず不便である。そもそも公開の目的は、正しい意思決定プロセスの検証性でなければならないのだが、資料の肝心なところが黒塗り・白抜きで、このような要約のない反訳だけなのは、その目的を果たし得ない。

日本の原子力規制委員会が最も見做すべき米国 NRC の審査プロセスに、RAI(追加情報要求 Request for Additional Information)がある。事業者の提出した申請書の中に、規制者の立場から合意できない事業者の見解があつた場合、それらを抽出して事業者に投げ掛け、事業者に追加情報を含む回答を提出させるか、再検討を促し見解の修正を求めるプロセスである。安全審査は、RAI を巡る質疑応答を経て深みを増していき、公開されたその過程を見ることで、意思決定プロセスが検証できる。公開は、規制者としての自信の表明にもなるが、逆に十分な正当性のない非公開は、自らの審査能力に対する自信の無さと疑われる。

1.3.8 公衆との信頼関係

規制者に対する公衆の信頼は、前述の独立性、中立性、公開性についてどのように見えるかにもよるが、次の点も重要であると思われる。

- 規制者が事業者に対し、国の権威によってではなく、理論に基づいて圧倒していること。
- 事業者よりも規制者の考え方がより保守的(安全側)であること。
- 公衆よりもリスクに敏感で、公衆が思い付くリスクはすでに規制者として議論済であること。

ただし、もし新しい示唆であるときには、進んでそれを受入れる謙虚さと柔軟性もあること。
その場合、性急に解決を示すよりも、丁寧な処理で臨むこと。

- 公衆に対して強引な安心感の押し付けをしていないこと。公衆は逆に不審感を抱く。
- 批判的なメディアに対しても対立姿勢をとらず、安全推進の目的を共有すること。

1.4 日本の問題

日本の原子力安全の問題点については、すでに前項までも米国などとの比較に言及しながら触れてきたが、以下に、特に重要なポイントについてまとめる。

1.4.1 独自の安全思想

原子力安全に対する根本的な考え方において、日本には幾つか国際的な考え方との相違がある。他の産業においては日本流が優越性を意味していても、原子力においてはそうではない。

- 現実性が保守性か： 日本においては、保守的であることよりも現実的であることが科学的であるとアピールされ、正当化される傾向がある。一方、海外や国際機関の原子力規制においては、深層防護の観点から敢えて非現実的な保守性を見込むこともある。たとえば、設計基準地震動の設定手順にも、このような日本と海外との差を見出すことができる。その結果、日本の原子力発電所では、頻繁に設計基準地震動の超過が発生した。しかし他方では、科学的予想を忠実に受入れない一面もある。福島第一事故の原因となった津波の予想評価がそうであった。
- トップダウンかボトムアップか： 日本においては、信頼できる部品が信頼できる機器、信頼できる機器が信頼できる系統、信頼できる系統が信頼できるプラントというような、ボトムアップ型の安全思想が強く、安全設計の理念から体系を構築するトップダウン型の安全思想ではなかった。そのため、日本における新型炉の設計も、新しい安全の理念を展開したわけではなかった。
- パッシブかアクティブか： 日本においては、安全機能を意思によってコントロールできないパッシブ性に委ねることに抵抗が強く、逆に、ヒューマン・パフォーマンスに対する過信が見受けられる。その結果、運転年数と共に、異常発生時や緊急時のマニュアル操作が増えていき、その傾向に問題意識がない。
- 恒久設備か可搬式か、自動化かマニュアルか、遠隔操作か現場操作か： 福島事故の対策について、フランスが長期的な恒久施設(HSC Hardened Safety Core)の設置を計画しているのに対し、日本では可搬式設備を揃え、日常的、定期的な訓練と演習を続けていくことで目処が付いたとの考えである。
- 灰色は白か黒か： ある断層について、活断層かもしれない疑いを払拭できないとする原子力規制委員会の見解に不服を述べ、活断層であることの証明を迫る事業者がいることは、国際的には奇異である。規制者が黒の証明をするのではなく、事業者が白を証明しなければならない。
- 安全文化： 日本の技術者の勤勉さと優秀さのイメージからは理解し難いことであるが、過去、日本が世界に先駆けて対処を呼び掛けた安全問題はなく、日本が提案した原子力安全を推進するための革新的技術もない。これは、原子力の技術を確立したものの、無謬なものを受入れさせたことの弊害で、日本の原子力の安全文化を低迷させた。その状況は、福島事故後でさえ変わっていない。

- 新設炉の設計： 「第三世代」、「第三世代プラス」などという言葉はあるが、原子力安全の観点から、その設計理念や目標、基準が議論されたことがない。そのため、ABWRの設計においても、顕著な日米差が気にならなかった。
- 安全系の意味： 日本においては、安全系の機能として、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」と単純化し、これらが原子炉の安全上の必要十分条件であるとの誤った考えを改めず、影響力を持ち続けている専門家がまだいる。実際には、たとえば配管についても、下表のように、安全系に属していても低リスク、非安全系に属していても高リスクのものがある。

	安全系	非安全系
高リスク		
低リスク		

1.4.2 確率論が悪用される懸念

日本においては、米国での IPE や IPEEE に相当する活動が行われておらず、確率論的リスク評価(PRA)が、原子力発電所の安全推進に役立てられた実績がない。東京電力が、津波に対する独自の確率論的ハザード評価を試みようとしたことはあったが、福島事故を回避するために役立てようとの意思決定には繋がらなかった。

確率論(PHA、PRA)の活用が世界の潮流であることから、今後は日本においても、頻繁に言及されることになるものと思われる。しかし、懸念されるのは、これらが安全推進の実務に活用されるのではなく、逆に安全のための対策を不要であると主張するための根拠として悪用されることである。元々これらは誤差の極めて大きな解析技術であるため、恣意的な操作をすれば、そのような悪用は実際に可能である。以下の点は、すでに感じられるその兆候と可能性である。

- 過酷事故における人的対応の成功率に対する過大な期待。
- 米国と比較して、地震のハザード曲線が低発生頻度の領域において著しく低めであること。

原子炉事故の発生リスクはゼロになり得ないと開き直りながら、ある安全対策が不要であることの主張をするときだけ都合よく利用するということが起こらないよう、適切な確率論と深層防護の併用について監視していかなければならない。

1.4.3 原子力規制委員会

原子力規制委員会(NRA)が自らの役割の中からセキュリティと原子力防災を除外していることに関しては、多くの人々が疑問を呈している。原子炉事故の危険から公衆の生命と健康を守ることを使命として掲げているが、なぜこれらが除外できるのか。これらの役割には NRA よりも内閣府の方が適任だと説明されても納得し難く、苦手部門の責任を曖昧にしていると疑っている人々も多いはずである。NRA は、いずれにしても全く無責任でいられる機関ではないのであるから、こ

これらの役割がどのように果たされるのか説明しなければならない。

審査と検査は規制の両輪であるのだが、検査体制が弱い。プラントの安全問題を見抜ける眼力と総合力のある検査官を養成するためのカリキュラム、発覚した問題について安全上のインパクトを評価するマニュアルの整備には、かなりの時間を要する。原子力発電所での検査活動は、ある意味、敵陣に単身乗り込んでの活動であることから、メンタル上もかなり厳しい業務である。「規制の虜」にならないための仕組みも重要である。

審査プロセスには、審査指針の整備と文書として記録されるRAIのような制度の取入れが必要である。審査指針については、再稼働審査が終盤に入ってから作り始めても活用される機会が余りなく、無駄な規制インフラとも思えるが、審査プロセスのトレーサビリティを明確にするためにも必須である。米国のような詳細なものでなく英国のような簡素なものでもよい。

今後の確率論(PHA/PRA)の活用については、健全さを監視するための専門的な委員会が設置されるべきである。

鑑定事項(2)
米国の規制基準体系と審査体制
について

2.1 規制基準体系

3.2 項参照。

米国における原子力発電設備に適用される関係法令、規格・基準は、原子力法(AEA)を頂点に、末端の民間規格までを含めると、あらゆる領域に広く深く張り巡らせた木の根のようであり、さまざまな文書の形態で、引用、承認(エンドースメント)を介して繋がっている。基本的な構造は日本の法令とも似ているが、より細かく複雑である。また、適合すべき要件を規定したものだけではなく、許容される代替案を示したものもある。

原子力発電設備関連の法令・規格・基準・指針・通達

	米国	日本
法律	<ul style="list-style-type: none"> ● 1954 年原子力法(AEA) ● 1974 エネルギー部門の改組 	<ul style="list-style-type: none"> ● (略)原子炉等規制法
規制	<ul style="list-style-type: none"> ● 10CFR ● 暫定オーダー 	<ul style="list-style-type: none"> ● 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則 ● (略)位置、構造及び設備の基準に関する規則 ● (略)技術基準に関する規則
	<ul style="list-style-type: none"> ● ポリシー・ステートメント 	—
規制指針	<ul style="list-style-type: none"> ● RG(Regulatory Guide) ● 暫定指針(ISG) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準 ● (略)安全性向上評価に関する運用ガイド
審査指針	SRP(Standard Review Plan)	—
主管部署技術見解書 NRC レポート	<ul style="list-style-type: none"> ● BTP(Branch Technical Position) ● NUREG 	—
通達	<ul style="list-style-type: none"> ● Bulletin ● Generic Letter(GL) ● Information Notice(IN) 	
民間指針 民間規格	<ul style="list-style-type: none"> ● 米国原子力エネルギー協会(NEI) ● 米国機械学会(ASME) ● 米国土木学会(ASCE) ● 米国電気電子技術者協会(IEEE) ● 米国コンクリート学会(ACI) ● 米国原子力学会(ANS) ● 米国材料試験協会(ASTM) ● 米国火災防護協会(NFPA) ● 米軍(MIL) ● 国際電気標準会議(IEC) 	<ul style="list-style-type: none"> ● 日本機械学会(JSME) ● 日本電気協会(JEAG/JEAC) ● 日本工業規格(JIS)
事業者 トピカル・レポート	<ul style="list-style-type: none"> ● 米国電力研究所(EPRI) ● BWROG、BWRVIP ● ウェスチングハウス(WCAP) 	—

法律は、大枠を定めたものではあるが、それらの中にも、米国に特徴的な条項は幾つもある。たとえば、(AEA)セクション 103 には、「外国法人には原子炉の運転認可証を発給しない」とある。一般に米国の電力事業者は、日本や欧州の電力事業者よりも資金力において劣るため、新設に関心はあるものの二の足を踏む。それをフランスや日本の企業が後押ししようとしても、49% が

上限となるため資金力不足の問題が解決できず、結局計画が頓挫するというケースも発生した。(AEA)セクション 235 には、「NRC 検査官の保護」とあり、業務に絡んで殺害した者には一段高い重罪を科す趣旨の条文がある。NRC 検査官の立場からすると、公務執行の權威を法律が保証するので命懸けで遂行せよと言われているにも感じられる。(1974 改組法)セクション 311 には、NRC コミッショナーは、同一の政党から 3 名を超えないこととある。

10CFR は、連邦法に基づく主管連邦政府(この場合は NRC)の制定する規制要件で、事業者に対する遵守事項である。レベルの高い要件であるにもかかわらず細目が含まれる場合もある。適合違反は、軽微なものを除いて行政処分の対象となる。改正は NRC の裁量で行われるが(議会での審議不要)、手続きに数年を要するため、暫定的に同じ強制力の要件を事業者に課す場合には、オーダーが発行される。2001 年の全米同時多発テロの後に 1 件、2011 年の福島事故の後に 3 件発行された。オーダーは、その後正式に 10CFR になる。ポリシー・ステートメントは、規制要件や規制指針が制定される際の根拠となる考え方や基本方針を示した文書であり、事業者に対する直接的な要件ではない。これまで発行されたポリシー・ステートメントの中でも特に重要なものとしては、安全目標(1986 年 8 月 21 日)、新型炉の要件(1994 年 7 月 12 日)、PRA の活用(1995 年 8 月 16 日)、内部告発者保護(1996 年 5 月 14 日)、新型炉の要件(2008 年 10 月 14 日)、安全文化(2011 年 6 月 14 日)がある。

RG は、規制要件に適合するための具体的なガイドラインとして NRC が制定したものである。採否は事業者の裁量であるが、採用しない場合の承認手続きには、より長く詳細にわたるケース・バイ・ケースの技術折衝を要するため、実質的に規制要件と変わらない場合が多い。2000 年以降に新たに発行された約 20 を含む合計 200 前後の RG が有効である。それぞれの RG は、技術分野に応じたさまざまな民間規格をエンドース(承認)しているため、要件が細目を定めた民間規格のレベルにまで入り込んでいる。上述のオーダーに対応したガイドラインが ISG である。福島事故対応に関連した ISG だけで 2012 年以降 10 件発行されている。

SRP は、NRC が実際に事業者の申請書を審査する際、規制要件(10CFR)や指針(RG)に適合しているか逐条的にチェックするのに使われる。これが整備されているお陰で、多くの申請書を同時に一定の品質で効率的に審査することができる。

BTP は、NRC レベルではなく、その下部組織(Office >Division >Branch)のブランチが発行する技術見解で、たとえばデジタル・コンピューター関係の審査指針用として、BTP 7-1~BTP 7-21 が発行されている。これらも要件としての性質が強い。

NUREG のほとんどは、事業者が適合すべき要件について述べてはいないが、前述の 1.3.5 項に示した標準審査指針を規定したものと、一部のレポートは例外である。たとえば NUREG-0696 は、緊急対応所の機能基準を規定しており、技術支援センター(TSC)から中央制御室まで徒歩 2 分以内の距離であることも述べられている。NUREG-0654/FEMA-REP-1 には、原子力防災に関連した適合性チェックリストがある。

NRC が発行してきた通達には、さまざまな種類と目的のものがある。ブルティン(Bulletin)は、突然発覚した安全上の共通問題に対処するための通達で、2000 年頃から PWR プラントのニッ

ケル基合金の材料で疫病のように多発した応力腐食(PWSCC)問題への対処などが、この種類の通達で取り組まれたケースの例である。Generic Letter(GL)の中には、GL 88-20のように、過酷事故対策(アクシデント・マネージメント対策、IPE、IPEEE、格納容器ハード・ベントなど)を推進したものがある。Information Notice(IN)は、原則的にはトラブル情報の共有が目的の通達であるが、IN 92-18(中央制御室で火災が発生してケーブルが損傷し、ある特殊な誤動作によって電動弁に復旧不可能な故障が発生する可能性があることと、その対処方法を述べた通達)のように、安全対策の実務に使われている IN もある。

米国 NRC(1975 年より以前は AEC)による通達発行件数

期間	IN (1979 年～)	GL (1977 年～)	Bulletin (1971 年～)	RIS (1999 年～)
1971～1975	-	-	36	-
1976～1980	81	233	83	-
1981～1985	374	169	21	-
1986～1990	448	85	22	-
1991～1995	422	50	11	-
1996～2000	264	20	6	31
2001～2005	131	2	10	117
2006～2010	151	5	1	113
2011～2016	110	2	2	90
合計件数	1981	566	192	351

民間規格にあつては、ASME、IEEE、ACI、NFPA などのように、直接 10CFR によってエンドースされている高レベルのものもあれば、規制指針(RG)や産業界指針(NEI)によってエンドースされている末端レベルのものもある。

以上のように、規制基準の体系は、太い根から細い根まで細部に食い込んでおり、日本の規制基準との比較をした場合、比較の次元を低くした場合には、数百項目を指摘するのもそれほどの労を要することではない。一方、高い次元での比較においては、かなりの共通性を見出すことができる。NRC は、福島事故が発生したときの日米両国の規制要件の比較を調査し、2013 年 11 月、“Report: A Comparison of U.S. and Japanese Regulatory Requirements in Effect at the time of the Fukushima Accident” を発行しているが、規制要件よりも下のレベルでの重要な差異に言及している。(4.1.1 項参照。)

2.2 既設炉と新型炉に対する差別

ある特定の規制要件は、既設炉に対してよりも、新型炉に対しての方が厳しく定められている。適用される安全目標も、新型炉に対しての場合が、既設炉に対する場合よりも一桁厳しい。既設炉に対する審査指針は NUREG-0800 にあるが、新型炉に対しては、RG 1.206 にある。新型炉にはデジタル・コンピューターが多用されているため、これに関連したさまざまな要件も RG 1.206 に定められている。そのような要件に類似したものが、日本の規制基準にはない。

そもそもなぜ新型炉、あるいは新設炉に対してより高い安全水準が追求されなければならないのかと言えば、本書の前書きとして記した「原子力発電産業と原子力安全の略史」においても述べたように、長く将来にわたって安全性を確保し続けるためには、同じ安全水準を維持しているだけでは、確率的に常に事故との遭遇に近付いていくことになるため、(日常的な例としては、勝敗が五分五分のジャンケンにおいて、連勝を重ねていくことが、連勝回数が増すほど難しく、いつか負けてしまうのと同じで)、絶えず安全性の改善点を追加していかなければならない宿命を負うからである。したがって、5.1 項に述べるように、後発の原子炉設備が、既設の原子炉設備と同等のワン・オブ・ゼムであってはならないのである。その意味で、米国が、複数のポリシー・ステートメントによって、より高い安全目標を掲げ、それを達成するための具体的な設計上の属性を例示していることには重要な意味がある。

2.3 規制機関の体制

規制活動の両輪は、審査と検査であるが、審査の業務を担うのが原子炉規制局(NRR)で、検査を担うのは4つの地方管区事務所(Regional Office)である。NRRは、最新のさまざまな技術的知見を必要とするため、それを支援するための研究調査部門が、規制調査局(RES)であるが、実務のかなりをエネルギー省(DOE)傘下の国立研究所に委託している。

新型・新設炉局(NRO)は、原子カルネッサンスの到来を予想して設置され、一時500人くらいの規模まで拡大された。型式認定(DC)、候補地の立地条件に対する事前安全審査(ESP)、個別の建設・運転認可(COL)の審査が主であるが、小型モジュラー原子炉(SMR)のために規制インフラの整備や実際の認可申請に備えた対応なども行っている。原子力セキュリティ・防災局(NSIR)は、福島事故の際、在日米国人のための対応をしようとしたが、日本での情報収集と分析の難しさを痛感したとして報告書を発行している。

NRCが、運営コストの90%を回収しなければならない組織であることから、経理責任者(CFO)が専任されている。原子炉安全諮問委員会(ACRS)は、スタッフとは別にコミッションに直結した独立審査機関で、スタッフによる安全評価報告書のレビューなども行い、意見書を提出している。過去には、ACRSからの意見によってNRCの見解が大きく修正された例もあり、その存在感は大きい。

内部告発などを調査する部署は捜査局(OI)で、地方管区事務所の検査官による検査結果や捜査局による捜査結果に内容によっては、行政処分局(OE)が事業者に対して処分を行う。罰金を科す場合や、犯罪性のある問題に関しては、連邦法務省(DOJ)に送検することもある。

規制の解釈が、事業者との間で紛糾する場合には、法務部(OGC)が支援する。この場合のOGCの役割は、NRCの見解の正当性をバックアップするものである。たとえば、NRCからの要求に対して事業者が無理難題の押し付けだと反論する場合、あるいはそのような反応が予想される場合、規制に基づく正当な要求であることを確認しなければならず、法務部がNRRからの相談を受ける。しかし、より高レベルな法的決着が必要な場合、NRCの規制活動に不服がある公衆意見、ヒアリング、請願などを処理するための組織としては、別にALSBPがある。

NRCが、予算を最適に使って効果的な規制活動を行っているか監視する連邦議会の機関として、OIGがある。OIはNRCが事業者を監視し捜査する組織であるが、OIGは、連邦議会の委任機関としてNRCを監視する組織である。NRC職員の不適切な行為を事業者がOIGに告発することもある。

2.4 審査体制

NRC の審査は、それぞれの分野の専門家によって行われるが、ある特定の専門分野（環境評価、地質調査など）に関しては、エネルギー省傘下の国立研究所などをシンクタンクとして、それらの機関の専門家に委託する。ノーベル賞（物理、化学）受賞者を 100 人以上も輩出している実績があり、「規制の虜」はあり得ない。他に、米国地質調査所（USGS）や米国陸軍工兵隊（Army Corps of Engineers）とは、地震、地質、水理、海洋調査など、米国国土安全保障省（DHS）とはセキュリティやテロ対策、連邦危機管理庁（FEMA）とは原子力防災においてそれぞれ連携してしている。安全審査や環境審査は、このようなネットワークを駆使して行っており、NRC による審査の信頼性を支えている。

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

他に、NRC による審査と決定の厳格さ、正確さ、公正さを確保するためのプロセスの特徴としては、以下が挙げられる。

- 情報公開： 事業者（申請者）がどのような申請書を提出し、その内容に対して NRC の審査官がどのような確認をして追加情報要求（RAI）をしているか、事業者がどのような回答をし、それを NRC 審査官がどのように評価しているかなどの一連のプロセスが、文書化されていて分かり易い。
- 審査指針の整備： 審査の根拠が分かり易い。
- パブリック・コメント： 通常、比較的長い 75 日のコメント期間が設定され、要請があれば、延長されることもある。コメントをどのように分析したかが文書化されている。
- 立地州への情報周知： わざわざ官報の写しを送って注意を喚起し、意見がないことの確認を電話で確認するなどのフォローを行う旨が、規制要件として規定されている。
- ヒアリング、行政介入請求： 公衆にとって安全上インパクトのある認可手続き（新設炉の建設・運転許可、認可更新〔40 年から 60 年への延長〕、出力増大認可など）に関しては、NRC による審査プロセスに、市民団体を含む公衆による、行政介入請求（Petition for Intervention）やヒアリングの機会が与えられる。

- 技術審査のダブル・チェック： NRR スタッフによる安全審査の暫定評価に対し、ACRS による独立評価が行われる。
- コミッショナーの多数決： NRC の最終判定がコミッショナーによる票決で行われる場合、各コミッショナーの意見が公開される。全員一致でない場合や委員長の見解が他のコミッショナーの多数意見に圧倒される場合もあるが、透明性が最高意思決定のレベルまで徹底されている。

鑑定事項(3)
IAEA の基準、NRC、EUR、WENRA
その他欧米の基準と比較して
日本の基準が安全性確保において不足している点
について

3.1 IAEA の基準との比較

現在、世界で稼働可能な原子力発電所は 449 基で、世界 30 カ国にある。北米（米国とカナダ）に 118 基、極東（日本、中国、韓国、台湾）に 110 基、欧州（旧ソ連と東欧も含む）に 185 基という分布である。炉型別では、PWR が 290 基、BWR が 78 基、重水炉が 49 基で 93% を占めており、残りは軽水黒鉛減速炉（チェルノブイリ型）が 15 基、ガス冷却炉が 14 基、高速増殖炉が 3 基である。IAEA の安全基準は、このように、多数の国家に分散する多種類の炉型に共通的に適用されるものであるだけに、その内容は、概念的、一般的であろうと推測されるところかもしれないが、実はかなり具体的で詳細であり、制定された当時としては、日本の規制よりも厳しい内容のものもかなり多かったほどである。とは言え、米国の規制体系ほど徹底的に細目まで制定しているわけではない。

IAEA は、さまざまな安全基準と指針を発行しており、それらは、日本にとって直接的な効力はないものの、国際基準として権威のあるものであり、特に記載がない限りは、それらに適合しないことが正当化できるものではない。実際、IAEA は、メンバー国からの招待を受けてピア・レビューを行うサービスを提供しているが、その際に IAEA のチームによって使われるのが IAEA の安全基準と指針であり、それらに対する不適合が、勧告 (Recommendation)、提言 (Suggestion) として招待国に提示され、招待国には是正が求められる。

そのような安全基準と指針には幾つか注意を引く規定があり、以下、それらの要旨とともに意義を説明する。

- *いくつかのメンバー国は、許容できない大量の放射性物質の放出を伴う重大な事故の発生に対し、許容し得る確率として 10^{-7} /炉年 を新設炉に適用している。NS-G-1.5 External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants (2003 年 11 月) もしこれを基準とすると、日本における目標とされる「100 テラベクレル以上の放出事象は 100 万年に 1 回」さえ、不十分であることになる。*
- *過酷事故対策の設備が、設計事故対策設備と兼用であるのは望ましくない。SSR-2/1 Safety of Nuclear Power Plants: Design (2016 年 2 月) [Requirement 7]*
日本の過酷事故対策では、格納容器スプレーなど、設計事故対策設備と兼用のものが担保されている。
- *安全と保安が背離する場合について配慮が必要。SSR-2/1 [Requirement 8]*
地震によって脱輪する防護柵、停電によって扉が閉まったままになるセキュリティ施設は、事故対応の障害になるが、そのような事象が福島事故でも発生した。

- 運転中の安全だけでなく、移管時期、計画停止時期(原子炉開放)や廃炉期に移行してからの安全も考慮。SSR-2/1 [Requirement 10]
特に格納容器も原子炉圧力容器も開放された直後には、原子炉事故の影響が大きい。
- 工学的な解決手段のない問題や出来事、現象、危険に対しては、除外基準(Exclusion Criteria)が適用。SSG-35 Site Survey and Site Selection for Nuclear Installations
活断層や火山の噴火がこれに相当すると考えられているが、本来は、事故が起こった際に、人間のような避難をしたり、物資のように運搬や移転させたりすることのできない世界遺産、国宝、国立公園などがある所についても議論されるべきである。

3.2 NRC の基準との比較

2.1 項参照。

NRC の基準は、以下によって体系が構成され、広く深く、細部に至る。

- 連邦法: Atomic Energy Act(AEA) 1954
- ポリシー・ステートメント(施政方針): Policy Statement
- 規制要件: Regulations Title 10, Code of Federal Regulations(10CFR)
 - 規制要件によって直接エンドースされている民間規格。(ASME、IEEE、ACI、NFPA)
 - 暫定的に発行される「オーダー」
- 規制指針: Regulatory Guide(RG)
 - RG にエンドースされている民間規格。(ASME、IEEE、IEC、NFPA)
 - RG によってエンドースされているガイドライン。(NUREG、NEI)
 - オーダーに対応して暫定的に発行される指針 Interim Staff Guidance(ISG)
- 標準審査指針: Standard Review Plan(SRP)
 - 下位の部署が発行する見解書 BTP(Branch Technical Position)など。
- 通達: Generic Letter など

日本の基準がこれらに満たないもの、そもそも該当する基準がないものの例は、枚挙にいとまがないほどある。以下に掲げるのは、そのようなもののほんの一例である。

3.2.1 立地基準

以下の点は、日本の基準にはないか、日本においては著しく緩く規定されている。

- 活断層の近傍(5 マイル以内)には原子炉を設置するべきではない。(RG 4.7、RG 1.208、SRP 2.5.3)
- 設計基準応答スペクトルの設定においては、モンテ・カルロ法のシミュレーションによる諸変数のバラツキの影響を評価する。(SRP 2.5.2)
- 事故始まりから終りまでの滞在期間中の被曝が 250 ミリシーベルとなる範囲を「低人口地帯」として設定する。(RG 4.7) 日本にもかつては同等の指針が存在したが、緩く評価されていたために、この設定が立入禁止区域と重なってしまったため、実際には不要とされてしまった。米国での保守的な評価では、これが約 3 マイル(4.8 キロメートル)ほどになる。
- 最寄りの人口 25,000 人以上の町の輪郭(行政区画によってではなく人口分布によって設定)が、低人口地帯の外縁までの距離の 4/3 倍であること。(RG 4.7)
- 原子炉からの半径 R マイルの円内の面積(πR^2)内に居住する人口が P 人である場合、密度($P/\pi R^2$)が、500 を超えないこと。(RG 4.7)

3.2.2 地下水

SRP 2.4.12(2007年3月一改訂3)は、原子力発電所敷地内における地下水に関する審査項目とその具体的な内容を述べている。同SRPのIII.4項(排水設備の信頼性<Reliability of Dewatering Systems>)によれば、規制者は、原子力発電所の事業者が、設計基準地下水位(Design Basis Groundwater Level)を適正に設定し、これを超えないよう維持するため恒久的な排水設備が用いられる場合にはあつては、同排水設備に対する設計基準を適正に定めていることを確認するため、以下の情報について審査しなければならない。

- a 排水設備の構造、構成機器、および特性。
- b 当該排水設備の信頼性を裏付けるため、当該設備の類似設備に関する使用実績。
- c 当該排水設備の設計に用いられている土壌パラメータ(通水性、空隙率、比湧水量など)。
- d 地下水流がある場合、それによる影響範囲、および地下水量の算出根拠。
- e 当該排水設備が故障することで、設計基準値を超過するおそれがある場合には、復旧猶予時間とその算出根拠。
- f タービン主復水器を冷却する循環水系の故障や損傷(重要な動的機器の故障や配管損傷など)が生じた場合の影響について、当該排水設備の処理能力と地下水位への影響に関する評価。
- g 地下水位の監視計画、および当該排水設備の監視計画。

特に、循環水系や冷却水系の配管破断が生じた場合、当該排水設備の排水能力に対してどのように影響するのか、リバウンド時間の計算を入念に確認するよう強調している。

福島第一原子力発電所の場合について振り返ってみると、地下水の排水は、同原子力発電所の運転中はもちろんのこと、その建設工事が始まったときから必要とされてきたにもかかわらず、上記の各項目に対する審査が体系的に行われたのか定かではなく、事故後、大量(300~400トン/日)の地下水が建屋内に浸入し、地階が深く(約4メートル)水没する事態に直面するに及んで漸くこの問題が認識され、さらにその後、この水が汚染水として建屋外に排出されるものの、処理系の設置が間に合わず、また、それが設置され、不十分ながら運転を開始した後も、最終処理の方針や基準、意思決定のプロセスが欠落していたため、大量(大型の円筒タンク約1,000基、水量数十万トン)の汚染水を敷地内に貯蔵し続けなければならない事態となっている。

このような事態の本質的な原因は、そもそもこのような大量の地下水の恒常的な流れがある場所に原子力発電所を設置したことであるが、さらに、そのような不利にもかかわらず、排水機能の強化(電源の多重化、ディーゼル駆動ポンプによるバックアップ、上流側への揚水井戸の設置など)も行っていなかった。また、建屋地下の水密性についても、元々なかったのか、供用期間中の劣化によって低下していたのか、とにかく大量の地下水の流入を許す状態だった。

SRP 2.4.12は、遅くとも1981年7月の改訂2において、すでに上述の項目と内容の審査を求めていたが、運転中だった福島第一原子力発電所に対しても、その後我が国で建設された原子力発電所に対しても、このような審査が行われてはいない。

3.2.3 人口分布、産業分布

米国の規制要件(10CFR100)として定められている原子炉立地基準(Reactor Site Criteria)では、原子炉施設の周囲に立入禁止区域(Exclusion Area)、そのすぐ外側に低人口地帯(Low Population Zone)を設定しなければならない。

そのうち低人口地帯とは、深刻な事故が発生した際、十分な確率で適切な防護措置を講じることができる(reasonable probability that appropriate protective measures could be taken in their behalf in the event of a serious accident)地帯でなければならず、そのような防護措置とは、たとえば避難や屋内待避のことである。(100.3 項) この趣旨からすると、低人口地帯内には、重症の入院患者、手術や治療中の患者がいるかもしれない病院、介護施設などがあるべきではなく、海水浴場、イベント会場、宴会場などがあるのも好ましくないように思われる。

また、同規制要件の 100.11(b)(2)項(複数の原子炉からなる原子力発電所に対する立入禁止区域などの設定)には、ある原子炉の事故が、別の原子炉の安全な運転に影響を及ぼす可能性のある複数基の原子炉に対しては、立入禁止区域と低人口地帯の範囲、人口集中時点からの距離を決めるに当たり、それら互いに影響し合う原子炉が全て同時に放射性物質を放出すると仮定する。(If the reactors are interconnected to the extent that an accident in one reactor could affect the safety of operation of any other, the size of the exclusion area, low population zone and population center distance shall be based upon the assumption that all interconnected reactors emit their postulated fission product releases simultaneously.) とある。福島第一原子力発電所の事故は、まさにこのような事態となって発生、進展した。

3.2.4 設計基準

沿岸に設置される原子力発電所の設計水位については、規制指針 RG 1.59 が適用されるが、高浪、低気圧による海面上昇、セイシュ(風の吹き寄せによる現象)、満潮などのファクターを全て重ね合わせるため、津波を考慮しなくてもかなり高くなり、米国の東海岸やメキシコ湾岸には、10メートル以上になるところもある。

竜巻は、これが原子炉事故の要因から除外されるためには、原子力発電所に対する襲来頻度 1,000 万年に 1 回の規模を設定しなければならない。(RG 1.76) 逆に、日本のようにこれ未満で設定する場合にはリスク評価(PRA)を適用しなければならないはずなのであるが、実際にはそのようなリスク評価は行われていない。

3.2.5 原子炉運転員

米国では、原子炉運転員の資格が、NRC によって認定される資格となっており、一次試験（共通試験）と二次試験（各発電所個別試験）によって行われる。シミュレーターを使った応答能力も科目となっている。資格のレベルは、一般運転員（RO）、上級運転員（SRO）の二段階となっている。資格は 6 年有効であるが、2 年毎に試験と研修を受けなければならない。更新も可能。

SRO の資格は、当直長、技術支援センター（TSC）に詰めるシフト・テクニカル・アドバイザー（STA）、自衛消防隊の隊長であるための条件にもなっている。

3.2.6 セキュリティ

セキュリティ関連の業務にかかわるプラント職員に対しては、犯罪歴調査を含む厳格なバックグラウンド調査が行われ、就業前に、そのクリアランスを経なければならない。指紋登録、アルコール検査、薬物検査も行われる。原子力発電所内での特定の業務を行う場合には、単独行動が禁止され、常に互いを見張ることで行われる。

防護区域内に立ち入るプラント職員や作業員は、アルコール、薬物に対する抜き打ち検査の対象となる。特に、挙動不審の者は直ちに対象とされ、陽性反応の者や検査を拒否した者は隔離、排除され、他の原子力発電所にも当該者についての情報が共有される。その意味において、個人情報保護の対象から外される。

3.2.7 原子力防災

米国では、スリー・マイル・アイランド事故の後、原子力発電所毎に、それぞれの緊急対応施設として、技術支援センター(TSC)、運転支援センター(OSC)、緊急対応施設(EOF)が設置されることになった。過酷事故が発生した場合の対応の指揮を執るのは、TSC のシフト・テクニカル・アドバイザー(STA)である。TSC は、中央制御室から徒歩 2 分以内の場所に設置される。電話などによるコミュニケーションでは、実際の状況が伝わり難いと考えられるからである。この意味で、日本の緊急対策所は、これに対応する施設とは見做されない。

OSC は、復旧作業、ダメージ・コントロールを担う。日本の緊急対策所は、この役割においては十分である。

EOF は、当該原子力発電所から、10 マイル(16 キロメートル)から 25 マイル(40 キロメートル)の間に設置され、TSC のバックアップと、対外的な情報発信の拠点となる。日本のオフサイト・センターは、それが事業者の管理施設ではないという点で、EOF に対応する施設とは見做されないが、機能としては、これに近い。

以下、主に 10CFR50.47、10CFR50, Appendix E より、原子力防災に関連した米国における特徴的な要件を列挙する。

EPZ の設定

- 緊急計画区域(EPZ)の設定として、放射能ブルームの影響に対しては半径 10 マイル(16km)、放射性物質によって汚染した飲食物の摂取や物流の制限に関しては半径 50 マイル(80km)と設定。(後者の 50 マイル圏は、前者の 10 マイル圏の外側のみではなくこれを含んだもの。)

50 マイル圏内の住民に対しては、10 マイル圏内の住民に対してとは異なる教育や助言の提供、対応の指示が必要となり、関係機関は、果樹、養鶏、酪農、漁業、養蜂などさまざまな業種を営む住民や企業、魚釣りや狩猟、行楽で訪れる旅行者らからの相談に応じなければならず、適切な対応をするための情報を得るため、サンプリングの採取と分析が必要になる。実際、2010 年に米国ペンシルベニア州で実施されたセイレム/ホープ・クリーク原子力発電所の事故を想定した訓練では、まず 5 月 18 日に 10 マイル圏内に対して行ない、5 月 19-20 日には 50 マイル圏内に範囲を拡大して行っている。

環境モニタリングは、空気、水、土壌などの他、野菜、果樹、牛乳、魚肉、蜂蜜などに対しても行う必要があり、予めサンプリングの方法や分析の要領が用意されている必要がある。また、さまざまな業種を営む住民や企業、旅行者などからの想定質問に対する回答も予め用意されている必要があり、実際にそのような取組みをしている州もある。

通報

- 事業者は、緊急事態を発令後、15 分以内に州と地元自治体に通知しなければならない。
- 州と地元自治体の関係者は、当該の通知を受け、住民に警報と通知を発するべきか迅速に

判断する能力がなければならない。

- 半径 10 マイル(16km)圏内には、屋外のどの場所にいる住民でも 60 デシベル(dB)以上の音量で聞こえるように事業者がサイレンを設置しメンテナンスすることになっており、事業者からの連絡を受けた郡(County)の担当部署がこれを作動させる。
- サイレンが聞こえ難い場所や環境の住民には、予めトーン・アラート・ラジオが配られ、これが着信音を発する。これらのバックアップとして、陸上では自動車、水上ではボートによってスピーカーで、さらに個別訪問で緊急事態が知らされる。住民は、このような手段によって注意を喚起され、所定の周波数(チャンネル)のラジオ(テレビ)を介して詳細な情報や指示を受ける。

防災訓練

- 10CFR52 の制度に基づき建設、運転認可を得た原子力発電所においては、燃料装荷前の 2 年以内に事業者、州、地元自治体の参加による合同訓練を行うこと。ただし、最初の合同訓練が 1 年以上前に実施されている場合には、事業者による所内の訓練を 1 年以内に実施すること。この場合の訓練には、州と地元自治体の参加は不要である。
- FEMA が全体訓練において 1 つ以上の不備を指摘した場合、もしくは NRC が原子炉事故において十分な対策が行われぬおそれがあると判断した場合には、10CFR50.54(gg)項による。

FEMA と NRC の役割

- 原子力災害対策の執行機関は、10 マイル EPZ 圏内での活動に関しては州政府と地元自治体の関係機関、50 マイル EPZ 圏内での活動に関しては州政府となっており、それらに対する支援も兼ねた監督機関が、連邦政府の危機管理庁(FEMA)と原子力規制委員会(NRC)。
- FEMA は、訓練に対する共通的な指針を定め、その各項目に対する批評を行う。各訓練の実施後、詳細な報告書を発行。NRC も別途、独自に評価を行う。

原子力防災と原子炉の運転認可の関係

米国においては、事業者の原子力防災に関する活動は、所内だけでなく、所外の範囲(サイレンの保守点検、事業者が管理する緊急対応施設[EOF]の維持管理、避難のための推定所要時間の解析[ETE]など)に対しても、NRC による審査と検査の対象となっており、不備や違反がある場合、当該の事業者は、その内容と重大さに応じて、行政処分を受けることもある。

他方、原子力発電所が立地されている州や地元自治体は NRC の監督下にはないので、それらの機関の原子力防災に不備があったとしても、NRC には直接是正を強制する権限はない。ただし、そのような不備を指摘し、そのことを理由として事業者の運転認可に制限を与えることはあり得る。すなわち、次のような手続きが、規制 10CFR50.54 (gg) 項において規定されている。

FEMA は、前述のように、州や地元自治体の関係機関が主体となって行う所外の原子力防災訓練に立会い、その所見を詳細な報告書として発行するが、これは当事機関と NRC にも配布さ

れる。その中に1つ以上の不備が指摘されている場合、あるいはNRC自身の評価によって防災体制が不十分であると評価された場合には、建設・運転認可の申請が行われた原子炉に対しての運転認可証が、原則として発行されない。しかし、FEMAの指摘した不備の是正が完了する前であっても、特にNRCが所定の基準に適合することを認めた場合に限り、熱出力5%までの運転は認められる。そのような制限付き(熱出力の上限が定格の5%まで)で運転を行っている間に事業者が是正を終え、それがFEMAに認められ、FEMAがNRCに通知した場合には、それから30日後に制約が解除される。しかし、NRCがその解除日以前に、緊急時において防護措置が適切に講じられる確実性がないと通告した場合には、そのような解除は得られない。

以上の米国の制度と比べると、日本の制度では、原子力防災訓練に対する第三者的な独立評価の仕組みがなく、その評価結果や原子力規制委員会自身の評価に基づいて、同委員会がそれらを原子炉の運転条件として必要な制約をするなどの介入する権限もない。積極的な不備の抽出や是正のモチベーションが生まれにくい環境となっている懸念がある。IAEAによる加盟国への支援活動の一つに、EPREV(Emergency Preparedness Review)がある。このような国際機関の意見を仰ぐという選択もある。

3.2.8 自治体への説明

原子力発電所の運転認可証は、最初に発行されてからそののち、規制者の追加要求や事業者側のさまざまな理由によって変更の必要が生じ、その都度事業者は、認可変更依頼(LAR)を提出し、NRCによる審査と承認を得なければならない。この場合 NRC は、当該の LAR を公開し、これを受理してからの審査の経過(RAI[質疑応答]、公開会議)、安全評価結果も順次公開していくことになる。そして、LAR に対する最終決定前にはパブリック・コメントを募り、それらに対する分析と処理が行われる。とりわけ地元自治体に対しては、以上のプロセスが大事に行われ、規制要件、10CFR50.91 “Notice of Public Comment; State Consultation” として規定されている。

10CFR50.91 の(b)項(State Consultation)には、以下の条文(抜粋)がある。

- (1) At the time a licensee requests an amendment, it must notify the State in which its facility is located of its request by providing that State with a copy of its application and its reasoned analysis... (事業者は、LAR の申請に当っては、立地州に対して申請書と変更理由を記載した文書を提出し、その意向を通知しなければならない。)
- (2) The Commission will advise the State of its proposed determination about no significant hazards consideration normally by sending it a copy of the Federal Register notice. (NRC は、有意な危険要因がないとの決定案を、事前に官報の写しを送るなどをするによって、当該州に対して周知するものとする。)
- (3) ... The Commission will consider any comments of that State official. If it does not hear from the State in a timely manner, it will consider that the State has no interest in its determination; nonetheless, to ensure that the State is aware of the application, before it issues the amendment, it will make a good faith effort to telephone that official. (NRC は、当該州の主管部署から提示される意見を尊重する。一定期間、意見が提示されない場合には、当該州が当該の決定について特段の関心がなかったものと判断するが、当該の申請について認知していたことを確認するため、最終変更を事業者に発給する前に、念のために当該州の主管部署に電話で意思確認を試みるものとする。)

この規制要件に関連した実際の運用を見てみると、少なくとも事業者側においては、上述の条文にあるよりもさらに丁寧な対応をしていることがわかる。すなわち上述(1)項に関しては、立地州に対してだけでなく、市町村レベル、さらにそれ以下の地区レベル、および州境が近接している州政府に対しても周知を行っている例が見受けられる。

3.3 EURの基準との比較

5.2.2 項参照。

EUR(欧州電力要求 European Utility Requirements)は、1991年12月に立ち上げられ、メンバーである欧州圏の主要な電力事業者(現15社: CEZ Group[チェコ]、EDF[フランス]、EDF Energy[英国]、Endesa[スペイン]、ENERGOATOM[ウクライナ]、Fortum[フィンランド]、GEN energija[スロベニア]、Iberdrola[スペイン]、MVM Group[ハンガリー]、NRG[オランダ]、Rosenergoatom[ロシア]、Tractebel Engineering/GDF Suez[ベルギー]、TVO[フィンランド]、Vattenfall[スウェーデン]、VGB PowerTech[ドイツ])によって制定された原子力発電所の仕様である。EURの全体構成は、以下のとおりである。

- Volume 1: 基本要件(Main Policies and Objectives)
- Volume 2: 原子炉設備の共通要件(Generic Nuclear Island Requirements)
- Volume 3: 個別設計への適用(Application of EUR to Specific Design)
- Volume 4: 発電設備としての要件(Power Generation Plant Requirements)

1994年3月にRev. Aが発行され、その後1995年11月にRev. B、2001年4月にRev. C、2012年10月にRev. Dが発行され、現時点での最新版となっているが、2017年4月には、Rev. Eが発行される予定とのことである。

Volume 1には、主要な方針と目的、およびVolume 2とVolume 4の要点がまとめられている。また、全EURに共通的に用いている略語と用語の定義も含まれている。Rev. Cの時点では、以下の章(Chapter)で構成され具体的な要件を含んでいたが、Rev. Dでは大幅に簡略化され、Chapter 2からChapter 6までの具体的な要件の記述が一つに圧縮されている。

- Chapter 1: 手続き全般(Introduction and Road Map)
- Chapter 2: プラント設計に関する要件(Plant Design)
- Chapter 3: 安全と認可に関する要件(Safety and Licensing)
- Chapter 4: 標準化に関する要件(Standardisation)
- Chapter 5: 運転上の目標(Operational Targets)
- Chapter 6: 経済性に関する目的(Economic Objectives)

詳細な仕様集はVolume 2としてまとめられており、全20章からなり、約4,000項目の要求が含まれている。Volume 4はVolume 2の補遺集で、全11章からなる。

Volume 2

- Chapter 01: 安全上の要件(Safety Requirements)
- Chapter 02: 性能上の要件(Performance Requirements)
- Chapter 03: 外部電源系統の要件(Grid Requirements)
- Chapter 04: 設計基準(Design Basis)

- Chapter 05: 適用される規格・基準 (Codes and Standards)
- Chapter 06: 材料に関する要件 (Material-related Requirements)
- Chapter 07: 機能に関する要件: 機器レベル (Functional Requirements: Components)
- Chapter 08: 機能に関する要件: 系統・プロセス系 (Functional Requirements: System & Processes)
- Chapter 09: 格納系統 (Containment System)
- Chapter 10: 計測制御系とヒューマン・マシン・インターフェイス (Instrumentation & Control and Human-Machine Interface)
- Chapter 11: 配置設計 (Layout)
- Chapter 12: 設計過程と図書 (Design Process and Documentation)
- Chapter 13: 建設施工性と運転開始 (Constructability and Commissioning)
- Chapter 14: 運転、保守・手順書 (Operation, Maintenance and Procedures)
- Chapter 15: 品質保証 (Quality Assurance)
- Chapter 16: 廃炉 (Decommissioning)
- Chapter 17: 確率論的安全評価の手法 (PSA Methodology)
- Chapter 18: 性能評価の手法 (Performance Assessment Methodology)
- Chapter 19: コスト評価に必要な情報 (Cost Assessment Information Requirements)
- Chapter 20: 環境への影響 (Environmental Impact)

Volume 4

- Chapter 01: イントロ
- Chapter 02: 全般的要件
- Chapter 03: 配置設計 (Layout)
- Chapter 04: 設計上の要件 (Design Requirements)
- Chapter 05: 主タービン発電機系統 (Main Turbine Generator Systems)
- Chapter 06: 蒸気系、給・復水系 (Steam, Condensate and Feedwater Systems)
- Chapter 07: 電気系 (Electric Power Systems)
- Chapter 08: 循環水系 (Circulating Water System)
- Chapter 09: 補助系統 (Auxiliary Systems)
- Chapter 10: 計測制御 (Instrumentation and Control)
- Chapter 11: 運転、保守・手順書 (Operation, Maintenance and Procedures)

EUR の要件の基本は第三世代の軽水炉で、パッシブ性の高度な安全水準を裏付ける設計でなければならず、型式認定を希望するプラント・メーカーは、詳細な説明書を提出し、上述の 4,000 項目に適合しているかどうか、数年越しの審査を受ける。以下、これをクリアして型式認定を取得したプラントの一覧である。GE の ABWR は、2001 年に認定を得ているが、Rev. B に基づ

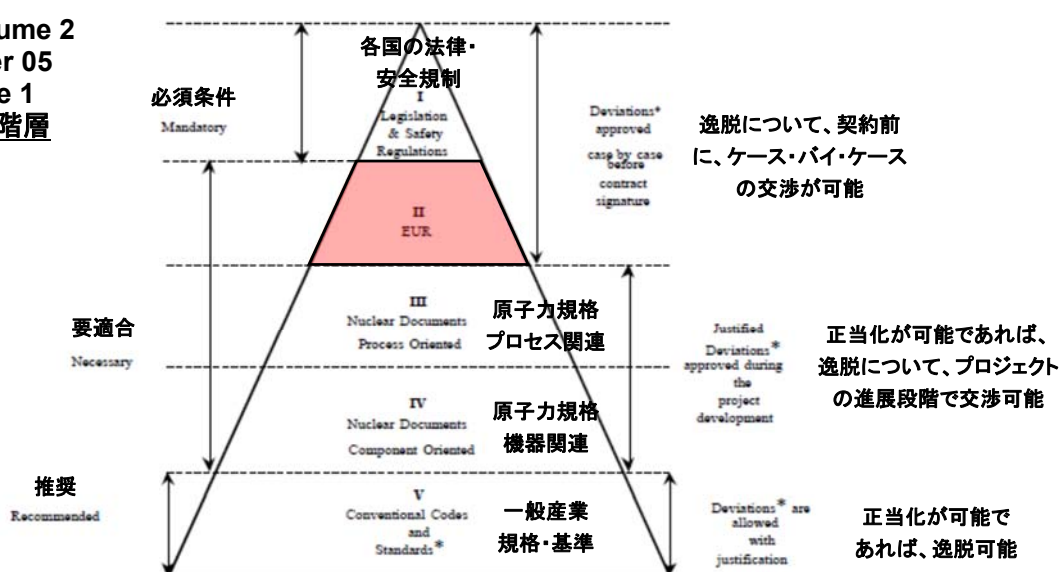
いての審査であった。Rev. C に基づいて審査を通過しているのは、AP1000、AES 92、AREVA の ERP である。これらに対しては、それぞれに Volume 3 が発行されている。最も新しいのが EU-APWR で、Rev. D に基づいた 2 年間の審査の末に認定されているが、2 年半が過ぎた現在も、Volume 3 の発行に関する情報がない。

ブランド名	メーカー	炉型	認定取得日	適合 EUR
BWR90	ABB Atom	BWR	1999 年 06 月	Rev. B
EPR(Rev.A)	Nuclear Power Institute	PWR	1999 年 12 月	Rev. B
EP1000	Westinghouse	PWR	1999 年 12 月	Rev. B
ABWR	General Electric	BWR	2001 年 12 月	Rev. B
SWR1000	Siemens	BWR	2002 年 02 月	Rev. B
AP1000	Westinghouse	PWR	2006 年 06 月	Rev. C
AES 92	RosEnergAtom	PWR	2006 年 06 月	Rev. C
EPR(Rev.B)	AREVA	PWR	2009 年 06 月	Rev. C
EU-APWR	三菱重工	PWR	2014 年 10 月	Rev. D

EUR は、福島事故が発生する 10 年前に制定されていた時点での水準(Rev. C)で、すでに日本の原子力規制委員会が制定した新規制基準よりもはるかに緻密で厳しい要件を規定している。

EUR は、事業者の要求仕様であり規制要件ではない。しかし、欧州圏において、原子力発電所が設置されるまでの手続きの流れとしては規制要件よりも上流にある。つまり、事業者にとって不満足な仕様の原子力発電所は、たとえ規制要件に適合していたとしても現実に設置されることがなく、その意味で、規制要件に準じて適合することが原則の要件である。(下図参照)

EUR Volume 2
Chapter 05
Figure 1
規則の階層



Note : This figure is just a synthesis of the text of this chapter

3.3.1 主要な要件(全般)

以下は、EUR Vol.2 に見られる幾つかの特徴的な要件である。特に明記されていない場合には、主に Rev. C(2001 年 4 月)に基づいて述べている。

5 層の深層防護(01 章 1.3.1 項)

この概念は、IAEA の国際原子力安全グループの意見書である INSAG-10(1996 年 6 月発行)と INSAG-12(1999 年 10 月発行)には早くから示されていたが、福島事故後の 2012 年 1 月、安全基準として SSR-2/1 においても述べられるようになったことを受け、EUR では、以上の IAEA の考え方を踏まえて Rev. D において記載され、次の 5 層からなる。

- 通常運転からの逸脱防止。
- 通常運転からの逸脱の検知、および、事故への進展の防止対策。
- 事故を制御し、緩和するための工学的安全施設を設置。
- 過酷事故について、かつては設計基準を超える領域と見做されていたが、設計拡大条件(DEC)として考慮することで、その防止と緩和を図ること。
- 著しい量の放射性物質の放出に伴う放射能の影響を緩和すること。

被曝低減(01 章 2.3 項)

プラント職員の 1 人当たりの年間被曝線量(線量当量)について、5mSv を目標とし、総被曝線量に対しては、プラント寿命平均で 0.5 人 Sv(500 人 mSv)/年 以下であること。

CLI の導入(01 章 2.5.1 項)

過酷事故を含む設計拡大条件(DEC)に対する放射性物質の放出量制限値として、後述する 4 通りの制限値を規定。 CLI: Criteria for Limited Impact

確率論的安全目標(01 章 2.6 項)

- CDF(炉心損傷頻度) < 10^{-5} /炉年
- CLI 超過頻度 < 10^{-6} /炉年
- LERF(大量早期放出頻度): 従来の安全目標(10^{-6} /炉年)よりも十分に小さいこと

単一故障の基準(01 章 3.4 項)

レベル F1 機能に対しては要求されるが、F2 機能に対してはケース・バイ・ケースの適用。(安全機能に関するレベル F1 機能(F1A 機能、F1B 機能)とレベル F2 機能に関しては後述の通り。)

DEC に対する共通評価基準(01 章 4.2 項)

DEC(設計拡大条件: 後述する複合進展事象と過酷事故)において、安全分類 II に属する機器を担保として、事故の始まりから 72 時間まで対応できること。72 時間以降は、非安全系の機器も担保としてよい。

DBC 用機器(系統)と DEC 用機器(系統)の独立性(01 章 4.2 項)

DBC に対処するための機器(系統)と DEC に対処するための機器(系統)とは、互いに独立していて、たとえば後者の機器(系統)が、前者と共用になっていないこと。ただし、DEC に対処するため、DBC 用機器(系統)に別の機器(系統)を補充する場合には、補充される機器(系統)が DBC 用機器(系統)に対して、可能な限り独立していること。

航空機の墜落に対する耐久性(01 章 5.3.4 項)

米国同時多発テロが発生する以前の Rev. C では人為的な事象として考慮していなかったが、その後の Rev. D では、人為的行為の一ケースとして追加され、耐久性が要求されるようになった。

人的対応に対する担保の制限(01 章 6.7.2 項)

後述する設計基準条件(DBC)のカテゴリー2(過渡事象)、カテゴリー3(低頻度事故)、カテゴリー4(極低頻度事故)に対して、中央制御室からの人的対応にあつては発生から 30 分以内、中央制御室以外からの対応にあつては発生から 60 分以内、これらを担保としないこと。

事故対応のために軽量機器を使用する場合には、炉心損傷を防ぐための手段としては発生から 6 時間、格納容器を保護するための手段としては 24 時間、DBC に対しては 72 時間、それぞれ担保としないこと。

崩壊熱除去に対する所内の対応能力(01 章 6.7.3A 項)

本項は、福島事故の教訓反映として、Rev. C から Rev. D の改訂において要求内容が引き上げられており、以下が含まれている。

DBC および DEC における崩壊熱除去が、事故発生から 24 時間は、初期対応としての手段によって可能であり、その後も所外からの支援なしに 72 時間対応可能であること。72 時間以降の対応にあつても、別途の手段が確保されていること。

所内電源の確保(01 章 6.7.4A 項)

全ての DBC(カテゴリー1~4)、DEC の条件に対し、少なくとも 72 時間は、所外電源から独立していること。

安全機能の分類(01章 6.8.2項)

安全機能について、DBC カテゴリー2、3、4 条件の始まりから必要とされる迅速性に依じて、F1A(安全停止まで)、F1B(24時間まで)、F2(72時間まで)の3分類を定義。

冷温停止到達の迅速性(02章 2.1.1項)

本項は、安全機能ではなく性能要件。

高温ゼロ出力の状態から冷温停止(< 60°C)までの所要時間は 16 時間以内とし、必要な冷却時間が 24 時間以内であること。原子炉圧力の上蓋の取り外しが、BWR にあつては原子炉トリップから 36 時間以内、PWR プラントにあつては 72 時間以内に可能であること。

原子炉起動の迅速性(02章 2.1.2項)

本項は、安全機能ではなく性能要件。

高温停止から発電機の併入までの所要時間は、物理試験や臨界確認も含め 24 時間以内であること。発電機併入後、定格出力到達までの時間は、以下の通り。

- 停止期間が 36 時間未満の場合： 2 時間
- 停止期間が 36 時間以上の場合： 10 時間
- 燃料交換の後での起動の場合： 40 時間

装荷される燃料の種類(02章 3.1項)

本項は、安全機能ではなく性能要件。

装荷する燃料は、MOX 燃料を全炉心の 50%まで、残りを UO₂ 燃料とする。

使用済燃料プールの貯蔵容量(02章 5.1A項)

本項は、安全機能の要件ではなく、性能要件である。

以下から A+B+C+D を求め、貯蔵容量がこの値以上であること。

A = 使用済 UO₂ 燃料 10 年分のスペース。(燃焼度 55MWd/kgHM として計算)

B = 使用済 MOX 燃料 15 年分のスペース。(燃焼度 40MWd/kgHM として計算)

C = 全炉心取り出し用のスペース。

D = 使用済制御棒などの照射された炉内消耗機器の貯蔵用として 50 セル分以上。

設備稼働率と計画停止(02章 7.2.1項、7.2.2項)

本項は、安全機能の要件ではなく、性能要件である。

稼働率については平均年 90%以上とし、計画停止期間(主発電機の解列から併入までの期間)については以下の通りとする。

- 燃料交換と通常のメンテナンスが実施される年: 16 日間(これは、Rev. C においては 20 日だったものが Rev. D において短縮されたもの。)
- 主タービン発電機の分解点検が実施される年: 24 日間
- 供用期間中検査 (ISI) が実施される年: 36 日間

設計寿命(04章 2.A項)

本項目は Rev. D において要求事項に加えられ、プラント設計寿命を 60 年と規定。ただし、原子炉圧力容器などの交換不可能な機器には、設計寿命に対して十分な余裕があること。

コバルト含有率制限(06章 4.1.2項)

一次冷却材に接触する金属材料中のコバルト含有率に対して制限値を規定。

- 弁座の表面硬化材料として溶接盛金されるステライトの使用禁止。
- 炉内構造物に対するコバルト基合金の使用禁止。
- 蒸気発生器の細管に対しては、コバルト不純物の含有率を 150ppm に制限。BWR の主要な熱交換器(主復水器、給水加熱器)に対しては 200ppm に制限。

この規定は、被曝低減(5mSv/人年など)を達成する上で重要。ステンレス鋼などに対するコバルトの不純物管理に関しては日米でもかなり前から運用されているが、弁座のステライト盛金禁止は、耐摩耗性などの特性において同等材がないとの理由で、日本では規定されていない。

pH 管理(09章 2.2.1.1項)

本項目は、Rev. D によって要件の内容が一部改正されている。

核分裂生成物の長期的な放出量制限のため、過酷事故時の格納容器底部の水溜りに対し、pH7 以上にすることを規定。この場合、pH に影響する全ての酸性物質、アルカリ性物質について考慮すること、pH 緩衝液を所内の適当な場所に貯蔵することも規定。

二次格納容器のバイパス(09章 2.2.1.3項、2.2.1.4項)

二次格納容器(原子炉建屋のことであるが、ここではその閉じ込め機能に着目しているため、この名称が用いられる)が負圧維持できない場合や負圧維持できない状態となった場合でも、核分裂生成物のホールドアップ(時間減衰)と沈着に対して有効であること。いかなる DBC と DEC に対しても、二次格納容器からのバイパスは、一次格納容器からの漏洩の 10%を超えないこと。

一次格納容器漏洩率のオンライン監視機能(09章 2.2.2.1.4項、4.1.11項)

プラントの出力運転中、一次格納容器からの著しい漏洩がないか確認できる機能が備えられていること。

炉心溶融デブリの炉内冷却、炉外冷却(09章 3.1.8.2項、3.1.8.3項)

炉内冷却(IVR)によるコリウム冷却の可能性を評価すること。これが実証できない場合には、炉外の冷却が必要。コリウム・コンクリート反応(CCI)によって、ベースマットの貫通(メルトスルー)が起こらないこと。

格納容器スプレー系(09章 4.1.2.1項)

系統が単純で、汚染水が格納容器の系外を循環しないこと。

ソフトウェアの多重故障対策(10章 5.3.1.5項)

高い信頼性が要求される機能に対しては、ソフトウェア特有のバグやシステム・エラーの問題を回避するため、従来の信号・制御ケーブル(ハードワイヤー)によるバックアップを追加するか、FPGA(再プログラム可能論理ゲート)ベースのプログラムを採用すること。

避難路の基準(11章 1.2.3.1項)

原子力発電所の建屋は、出入り口の狭い空間であるため、緊急時の避難が混雑し過ぎないように、出口扉の幅と箇所数が厳しく決められている。

建設工期(13章 2.2項)

60ヵ月以内に建設可能な施工性を考慮した設計であること。

環境に対する影響(20章 4.8項)

- 陸上動物に対する目標: 10 μ Gy/h
- 陸上植物と水生生物に対する目標: 100 μ Gy/h

国際機関(IAEA、UNSCEAR)の報告書によれば、集団的影響の認められないレベルとしては、陸上動物に対して40 μ Gy/h、陸上植物と水生生物に対して400 μ Gy/hである。

公衆への影響(20章 5.4項)

通常運転(DBC カテゴリー1)と過渡事象(DBC カテゴリー2)による公衆への影響が、敷地境界から300mの地点において、バックグラウンド・レベルに対して、年間100 μ Sv以下であること。

ICRP 勧告 103によれば、公衆に対する計画的な被曝の許容値は、バックグラウンド・レベルに対して年間1mSvであり、IAEAの安全指針(No. WS-G-5.1)によれば、汚染した敷地の解放基準が年間300 μ Svである。

3.3.2 01章(安全上の要件)

DBC

本章は、EUR (Rev. C) Volume 2 の中でも最も重要な章で、斬新な概念が多く盛り込まれている。まず、設計基準条件 (DBC Design Basis Conditions) については、カテゴリー1、2、3、4 が定義され、これらは基本的に日本における運転状態 I、II、III、IV に相当している。

カテゴリー1: 通常の出力行、および起動、停止操作。

カテゴリー2: タービン・トリップなどの過渡現象。

カテゴリー3: 小 LOCA などの事故。

カテゴリー4: 中 LOCA、大 LOCA などの事故。

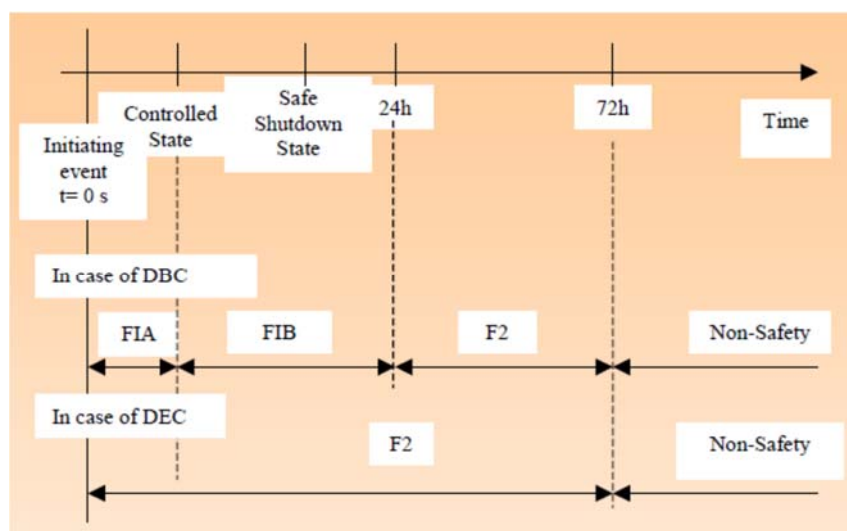
しかし、このような DBC のカテゴリーに対処するための安全機能については、従来の一括りの「安全系」を以下の3つのレベルに分化している。(事故の発生から72時間経過した後の対応に必要な機能は、「非安全系」と分類される。)

(下図は、EUR Rev.C, Vol.2, Chap.1, 6.8.2 項より転載。)

レベル F1A: DBC カテゴリー3、4に、制御された状態(プラント・パラメータが急変しない安定状態)に導くのに必要な安全上の機能。

レベル F1B: DBC カテゴリー3、4に、安全停止状態に導くのに必要な安全上の機能。

レベル F2: DBC カテゴリー2、3、4において、安全停止状態を24時間以降から72時間までの間にかけて維持するのに必要な機能、および次に述べるDECにおいては、発生時から72時間までの間にかけて必要な機能。



DBC だけでなく DEC も対応範囲として加わったことにより、従来の「安全系」の定義よりも広がったことがわかる。そして、以上の3段階の安全機能(F1A、F1B、F2)に対し、①単一故障の仮定、②所内電源のバックアップ、③同一機能の多重系に対する物理的分離、④自動起動の各要件の適用を次表の通り定めている。(EUR Rev.C, Vol.2, Chap.1, 6.8.3 項より)

要件	安全機能(レベル)		
	F1A	F1B	F2
単一故障の仮定	○	○	×(1)
所内電源のバックアップ	○	○	×(2)
同一機能の多重系に対する物理的分離	○	○	×(3)
自動起動	○(5)	×	×(4)

- (1) 危険によりアクセスできない場合や信頼性の理由から多重性が必要となる機器もある。
- (2) 信頼性の高い電源が必要となる機能に対しては必要。
- (3) 火災などのある特定のハザードに対しては必要。
- (4) ある特定の DEC に対しては例外として個別の検討要。
- (5) 進展の遅い事故に対しては例外あり。

機器や構造物の分類としては、当該機器が担う最も高い安全機能に応じて、F1A または F1B に対しては「安全分類 I」、F2 に対しては「安全分類 II」とする。それらに対する品質保証上の要求は次表の通り。(EUR Rev.C, Vol.2, Chap.1, 6.8.5 項より)

要件	安全分類		
	I(F1A、F1B)	II(F2)	非安全系
品質保証制度	○	○(1)	×
原子力規格の適用	○	×(2)	×
供用期間中検査・試験の対象	○	×(3)	×
耐震性の認定	○	×(4)	×
信頼性保証のデータ	○	○	○(5)

- (1) ISO 9001
- (2) 原子力規格以外の規格が適用される場合もあり。
- (3) 過酷事故の条件下で使用される構造物や機器に対しては耐久性の実証が要求。
- (4) 信頼性保証のデータの一部として要求される場合は別。
- (5) PSA によって要求されるものに限定。

DBC に対する放出量制限

EUR では、DBC カテゴリー1～4 に対し、外部環境への放射性物質の放出量制限目標値を設定している。ただし、従来のソース・ターム(TID-14844)は使わない。そのうちカテゴリー1(通常運転)とカテゴリー2(過渡現象)に対しては、次表の通り年間の放出量が制限されている。

核種		年間放出量制限目標値
液体(トリチウム以外の核種)		10GBq
気体	● 希ガス	50TBq
	● ハロゲン+エアロゾル	1GBq

他方、DBC カテゴリー3(小 LOCA など)、カテゴリー4(中、大 LOCA など)に対しては、1 回の事故当たりの放出量として、2 つの基準が定められている。

- 原子炉から 800m 以遠での対応が不要であること。
- 経済的インパクトが限られたものであること。

まず、800m 以遠の対応が不要であるための放出量制限に関しては、Xe-133、I-131、Cs-137 の核種について、下表の計算式を用いる。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B5 より転載)

Isotope group	Coefficients for ground level releases C_{ig}	Coefficient for elevated releases C_{ie}
Xe ₁₃₃	$1.5 \cdot 10^{-8}$	$3.0 \cdot 10^{-9}$
I ₁₃₁	$8.1 \cdot 10^{-5}$	$5.5 \cdot 10^{-6}$
Cs ₁₃₇	$1.5 \cdot 10^{-4}$	$8.1 \cdot 10^{-6}$

The acceptance criteria are:

$$\sum_{i=1}^3 R_{ig} \cdot C_{ig} + \sum_{i=1}^3 R_{ie} \cdot C_{ie} < 1 \cdot 10^{-3} \quad \text{for DBC Category 3}$$

$$\sum_{i=1}^3 R_{ig} \cdot C_{ig} + \sum_{i=1}^3 R_{ie} \cdot C_{ie} < 5 \cdot 10^{-3} \quad \text{for DBC Category 4}$$

Xe-133(半期 5.25 日)の炉内インベントリの 3%(通常運転時に燃料被覆管内に内蔵されているガス性の放射性物質が、損傷に伴い放出される場合に対して仮定される量)が放出されるものとする、熱出力 4,000MW の BWR の場合、 $8,000,000\text{TBq} \times 0.03 = 240,000\text{TBq}$ となり、排気筒から放出される限り、DBC カテゴリー3、4 のいずれに対しても基準がクリアされる。

- 排気筒からの放出の場合: $(3.0 \times 10^{-9}) \times 240,000 = 7.2 \times 10^{-4}$
- 地表からの放出の場合: $(1.5 \times 10^{-8}) \times 240,000 = 3.6 \times 10^{-3}$

経済的インパクトの制限については下表の通りである。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B6 より転載)

Isotope	Target* for ground release TBq	Target* for elevated release TBq
I ₁₃₁	10	150
Cs ₁₃₇	1.5	20

ただし、前述のように EUR においては古典的なソース・ターム(1962 年に米国 AEC が定めた TID-14844)は用いておらず、別途、DEC の項において詳述するルールに基づいて定めている。

DEC

EUR では、DBC よりも過酷な条件として設計拡大条件(DEC Design Extension Conditions)を設定し、これに対応するための条件を定めている。具体的な DEC は、決定論的(専門家による経験的判断)、確率論的に決める。

DEC の概念は、IAEA やカナダ、フィンランド、ドイツ、フランスでもそれぞれ固有の用語を使って導入しており、2013年6月28日に制定された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」により、ようやく日本にも採用された。EUR では、これが2001年4月発行の Rev. Cにおいてであったという点、極めて先進的であった。

DEC に対する設計目標は、複合進展事象(Complex Sequence)に対しては、炉心溶融に至らない状態で収束させ、過酷事故(Severe Accident)に対しては、格納容器の破損(早期の損傷、および遅れ破損)を防ぎ、外部環境への放射性物質の放出量を最小限に抑え、後述する CLI を超えさせないことである。複合進展事象とは、多重故障を起因とし、たとえば、原子炉停止操作の失敗(ATWS)、全交流電源喪失(SBO)、格納容器バイパス(BWR プラントにあっては主蒸気配管破断と主蒸気隔離弁の隔離不作動のような事象、PWR プラントにあっては主蒸気配管破断と蒸気発生器細管の破断のような事象)を含む。ここで改めて、DBC と DEC の分類をまとめて整理しておく下表のようになる。(EUR Rev.C, Vol.2, Chap.1, Table 2 などにに基づき作成。)

大分類	小分類	状態	損傷の限度	環境への影響
DBC	カテゴリー1	通常運転	Tech Spec 内	10GBq(液体) 50TBq(希ガス)
	カテゴリー2	過渡事象	燃料破損回避	1GBq(ヨウ素)
	カテゴリー3 DBA	低頻度事故 ($10^{-4} \sim 10^{-2}$ /炉年)	限度内の 燃料破損	800m 以遠は対応不要
	カテゴリー4 DBA	極低頻度事故 ($10^{-6} \sim 10^{-4}$ /炉年)	炉心の 冷却形状維持	
DEC	複合進展事象		炉心溶融回避	800m 以遠は 24 時間内の対応不要
	過酷事故		格納容器保護	3km 以遠は 4 日間内の対応不要 800m 以遠は帰還可能

DEC に対しては、既述のように、DBC に対してのような厳格さは課さないが、以下を共通ルールとして定めている。(4.2 項) 特に、下線を付したルールについては、特徴的な条件として注意する必要がある。

- 単一故障基準の適用は原則として免除。故障が起こった場合の修理や交換の可能性も考慮できる。(ただし、危険が伴うために当該機器に対してアクセスできない場合には、多重性が必要になることもある。)

- 中央制御室からの運転員による対応は、事故発生から初めの 30 分(中央制御室の外における対応の場合には、事故の発生から初めの 1 時間)は、担保としてはならない。これを超える時間の経過後は、運転員によるあらゆる対応(可搬式設備の利用も含む)について期待してもよい。
- DBA 用の機器や系統に対し求められるような認定プロセスは適用しないが、当該の DEC の環境においても機能を維持し、求められる動作が得られることの実証は、プラント設計者によって行われなければならない。
- 過酷事故対策設備は、DBC 用設備から独立であること。
- 既設の DBC 用設備は、本来の条件を超えて使用されることで余裕は小さくなるが、手順書に沿い、プラントを制御された状態にするため、あるいは過酷事故を緩和するために使用することも考慮してよい。

DEC に対する所内の自力対応能力

所内の自力対応能力についての要件(Autonomy Objectives)としては、事業者の裁量が認められてはいるが、ヒートシンク、電源など、あるものに対しては、運転員による対応と外部からの物資供給に要件が規定されている。(6.7 項) 運転員による対応については、次の通り。

- 中央制御室からの運転員による対応が事故発生から 30 分以内、中央制御室外での対応が事故発生から 1 時間以内に行われなくても、放射性物質の放出制限目標が満足されること。
- 以下の対応において、規定の時間内は、所内に保管されている可搬式の軽量機器に依存しないこと。(ここで、可搬式の軽量機器とは、圧縮空気ポンプ、コンプレッサー、小型発電機などを含み、消防自動車は含まない。)
 - DEC における炉心損傷防止の対応については、事故発生から 6 時間。
 - DEC における格納容器の保護の対応については、事故発生から 24 時間。
 - DBC については、事故発生から 72 時間。

恒久設備でない機器でも、長期対応においてはバックアップの安全機能と見做せる。それらは、一般的には、特に事故が DBC を超えて進展した場合、重要な余裕を提供する。

- DBC と DEC に対し、事象発生から 72 時間以内は、所内外を問わず、可搬式の重量機器(電源車、ポンプ車など)に依存しないこと。(ここでの 72 時間とは、これだけの猶予があれば、十分必要な手配が可能であるとの理解に基づく。)
- 格納容器は、DEC として考慮されるいかなる過酷事故に対しても、過酷事故条件の発生から初めの 12 時間は、運転員による対応なしでも耐えることができないと見做さなければならない。設計者は、この時間を 24 時間まで延長できるように努力しなければならない。
- PWR にあっては、初期対応のための非常用給水用貯水量が、24 時間の運転に必要な量以上確保されていること。所内の水源としては、蒸気発生器に 72 時間以上供給可能な量が確保されていること。(この記載については、Rev. D において修正され、BWR、PWR を

問わず、崩壊熱除去が、事故発生後 72 時間、外部からの支援なしでも可能であることが規定されている。また、初期対応用としては 24 時間以上と規定されている。さらに、72 時間を超えた後にも、湖、貯水池、井戸、空冷または水冷の冷却装置などを使用することにより、崩壊熱除去が可能であることが要求されている。)

- 運転員対応の不要時間を延長する場合、全体的な安全と必要な対応の実行性について考慮し、実際に経験された重大な緊急時の対応能力に関する情報などに基づき、運転員に期待できる緊急時の対応について評価を行う。パッシブ性を最大限に取り入れたプラントの時間余裕は、ここでの最低時間を大幅に上回る。これまでの評価によれば、あらゆる運転員の対応を 72 時間不要とすることも可能。(なお、安全解析上はアクティブ設備を早い段階で使用することは担保できないが、実際には安全系の運転性を阻害しない限り、使用可能なものは全て使用し、事故の防止と進展の緩和に努めることになる。)

外部からの物資供給については、動力供給源である電気と圧縮空気に対して次の通り。

- 電源： 通常運転、事故条件、DEC に際して、外部電源に対し、少なくとも 72 時間は依存しないこと。(ここでの 72 時間とは、外部電源の喪失原因にかかわらず、これだけの猶予があれば、十分復旧が可能であるとの理解に基づく。)

Rev. D により、以下の項目が追加されている。

- 独立の電源設備が別途備えられ、これにより、全ての運転条件と事故に対応可能で、崩壊熱除去、一次系の健全性維持、原子炉の未臨界維持、プラントの状態監視などの機能を確保することができること。
- F1 機能を担う計測制御系の機能を維持するのに必要な蓄電池が別途備えられ、これにより、再充電することなく軽量機器による対応が可能であること。
- 圧縮空気： 重要な系統の機能を保つ上で圧縮空気が必要な場合、事故発生直後は、圧縮空気ポンプやコンプレッサーなどの可搬式軽量機器さえも当てにすべきではなく、そのような可搬式の軽量機器による供給能力が確保されるまでの間、賄えること。

DEC に対するソース・タームと放出量の算定法

EUR では、外部への放出の元になるソース・タームと放出量の算定について、たとえば以下のような、幾つかの保守的な仮定をすることになっている。(Appendix A より)

- 炉心溶融物(コリウム)が形成される場合にあっては、これが安定した状態で冷却されて固化し、一次格納容器が負圧になるまで(外圧に対して 10 分の数 mbar の負圧が確立されることで達成されたと見做される)の期間に対して算定する。
- 炉心損傷の伴わない DEC に対する放射能放出量の算定においては、個別に評価されている場合を除き、原子炉冷却材中の放射能濃度(I-131 等価)については 11.1kBq/g とし、燃料破損に伴うヨウ素スパイクに対しては 740kBq/g と仮定する。ギャップ・リリースに関しても、別途詳細な評価を行った場合を除き、全希ガスと揮発性の核分裂生成物(ヨウ素、

セシウム)に対し、3% と仮定する。ただし、40MWD/kg を超える高燃焼度の燃料に対しては、燃料ペレットが著しく脆くなっており、燃料被覆管の損傷に伴い燃料自体が破砕して放出される可能性もあることから、ギャップ・リリースの放出量を適宜見直すものとする。

- 炉心損傷の進展に伴う、原子炉キャビティにあるコリウムからの核分裂生成物の放出に対しては、原子炉圧力容器が損傷する時点での現実的な条件を仮定して評価を行うこと。特に、キャビティの水張りが事前なのか事後なのかについて、たとえば事前とする場合であって、コリウム・コンクリート反応(CCI)が起こらないと仮定する場合には、それぞれに対する根拠が適切でなければならない。
- 核種としては、主要な 9 種類(Xe-133、I-131、Cs-137、Te-131m、Sr-90、Ru-103、La-140、Ce-141、Ba-140)を考慮し、化学形については、環境への影響を左右する全ての中から、最も重要なものを特定すること。
- エアロゾルを除去する手段として格納容器スプレーがある場合には、その効果について、適切な根拠のあるモデルに基づいて評価を行うこと。スプレー水には、ヨウ素の除去性を促進するための添加剤を含ませるはならない。(アルカリ性の添加剤を含ませたスプレー水が誤作動した場合の深刻な腐食の問題に対する懸念から、これを避けるよう規定。)
- 一次格納容器の漏洩率に対しては、試験圧での最大漏洩率を見込むこと。漏洩率は、一次格納容器の圧力に依存するものとし、設計圧力未満においては、一定の流路面積を仮定する。設計圧力を上回る圧力に対しては、全ての仮定と外挿について適正な裏付けがあること。この場合、流路面積一定の仮定に関しては、十分な技術的根拠が必要である。評価においては、温度による効果も考慮すること。
- 二次格納容器の気積交換率については、別途根拠がない限り、200%/日 と仮定すること。
- 放射性ヨウ素のうち、単体のヨウ素と有機性ヨウ素の比率は、それぞれ 4.85%、0.15% (95.00%は粒子性のヨウ素[主に、CsI])と仮定し、これらに対しては、チャコール吸着材による吸収を期待しないこと。
- 環境への放出は、二次格納容器がバイパスされておらず、かつ二次格納容器の負圧が維持されている場合に限り、排気筒の高さからと仮定する。二次格納容器の負圧が維持されていない場合には、一次格納容器からの漏洩のうち、1~10% が二次格納容器からバイパスされるものと仮定する。1% 未満の仮定に対しては、別途適切な裏付けを要するものとする。バイパス放出は、地面のレベルで発生するものと仮定する。

DEC に対する影響規模の基準 (CLI Criteria for Limited Impact)

CLI は、次の 4 つの設計目標によって構成されていること。①800m 以遠に対しては緊急防護の対応が不要。②3km 以遠に対しては時間遅れ対応も不要。③800m 以遠に対しては長期対応も不要。④経済的影響が限定的であること。以上の①~③の設計目標が達成されるか否かについての評価は、それぞれ独立に実施するものとする。

- 「① 800m 以遠に対しては緊急防護の対応が不要」に関しては、次式を満足すること。式中、 R_{ig} と R_{ie} は、それぞれ DEC の発生から最初の 24 時間以内に地表と高所から放出される核種毎の放射エネルギーの積算値(単位は TBq)である。式は、運転サイクルが 18~24 ヶ月の代表的な PWR に対してであるが、BWR であっても同等の運転サイクルであれば、同じ計算方法が適用できる。高所とは約 100m の排気筒からの場合であり、100m 未満の高さからの放出は、地表からの放出として扱われる。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B1 より転載)

Isotope group	Coefficients for ground level releases C_{ig}	Coefficient for elevated releases C_{ie}
Xe ₁₃₃	$6,5 \cdot 10^{-8}$	$1,1 \cdot 10^{-8}$
I ₁₃₁	$5,0 \cdot 10^{-5}$	$3,1 \cdot 10^{-6}$
Cs ₁₃₇	$1,2 \cdot 10^{-4}$	$5,4 \cdot 10^{-6}$
Te _{131m}	$1,6 \cdot 10^{-4}$	$7,6 \cdot 10^{-6}$
Sr ₉₀	$2,7 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-5}$
Ru ₁₀₃	$1,8 \cdot 10^{-4}$	$8,1 \cdot 10^{-6}$
La ₁₄₀	$8,1 \cdot 10^{-4}$	$3,7 \cdot 10^{-5}$
Ce ₁₄₁	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$5,6 \cdot 10^{-5}$
Ba ₁₄₀	$6,2 \cdot 10^{-6}$	$3,1 \cdot 10^{-7}$

The acceptance criterion is that:

$$\sum_{i=1}^9 R_{ig} \cdot C_{ig} + \sum_{i=1}^9 R_{ie} \cdot C_{ie} < 5 \cdot 10^{-2}$$

たとえば、I-131 が 1,000TBq、Cs-137 が 100TBq、いずれも排気筒からと地表から 9:1 の放出比で放出されたと仮定すると、次のような計算結果となりクリアする。

$$\begin{aligned} & (5.0 \times 10^{-5}) \times 100 + (3.1 \times 10^{-6}) \times 900 + (1.2 \times 10^{-4}) \times 10 + (5.4 \times 10^{-6}) \times 90 \\ & = 0.005 + 0.00279 + 0.0012 + 0.000486 \\ & = 0.009476 < 0.05 \end{aligned}$$

Xe-133(半期 5.25 日)の炉内インベントリの 30% が放出されると仮定して加算しても、熱出力 4,000MW の BWR の場合、8,000,000TBq \times 0.3 = 2,400,000TBq となるが、依然とクリアしていることになる。

$$\begin{aligned} & (6.5 \times 10^{-8}) \times 240,000 + (1.1 \times 10^{-8}) \times 2,160,000 = 0.0156 + 0.02376 \\ & = 0.03936 \end{aligned}$$

合計: $0.009476 + 0.03936 = 0.048836 < 0.05$

- 「② 3km 以遠に対しては時間遅れ対応も不要」に関しては、次式を満足すること。式中、 R_{ig} と R_{ie} は、それぞれ DEC の発生から最初の 4 日間以内に地表と高所から放出される核種毎の放射エネルギーの積算値(単位は TBq)である。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B2 より転載)

Isotope group	Coefficients for ground level releases C_{ig}	Coefficient for elevated releases C_{ie}
Xe ₁₃₃	0	0
I ₁₃₁	$1,2 \cdot 10^{-6}$	$3,5 \cdot 10^{-7}$
Cs ₁₃₇	$5,6 \cdot 10^{-6}$	$8,9 \cdot 10^{-7}$
Te _{131m}	$3,8 \cdot 10^{-6}$	$7,0 \cdot 10^{-7}$
Sr ₉₀	$9,9 \cdot 10^{-7}$	$3,2 \cdot 10^{-7}$
Ru ₁₀₃	$1,3 \cdot 10^{-6}$	$2,2 \cdot 10^{-7}$
La ₁₄₀	$2,9 \cdot 10^{-6}$	$4,8 \cdot 10^{-7}$
Ce ₁₄₁	$4,5 \cdot 10^{-6}$	$8,1 \cdot 10^{-7}$
Ba ₁₄₀	$1,5 \cdot 10^{-6}$	$2,5 \cdot 10^{-7}$

The acceptance criterion is that:

$$\sum_{i=1}^9 R_{ig} \cdot C_{ig} + \sum_{i=1}^9 R_{ie} \cdot C_{ie} < 3 \cdot 10^{-2}$$

たとえば、I-131 が 1,000TBq、Cs-137 が 100TBq、いずれも排気筒からと地表から 9:1 の放出比で放出されたと仮定すると、次のような計算結果となりクリアする。

$$\begin{aligned} & (1.2 \times 10^{-6}) \times 100 + (3.5 \times 10^{-7}) \times 900 + (5.6 \times 10^{-6}) \times 10 + (8.9 \times 10^{-7}) \times 90 \\ & = 0.00012 + 0.000315 + 0.000056 + 0.0000801 \\ & = 0.0005711 < 0.03 \end{aligned}$$

- 「③ 800m 以遠に対しては長期的対応も不要」に関しては、次式を満足すること。式中、 R_{ig} と R_{ie} は、それぞれ DEC の発生から全期間にわたって地表と高所から放出される核種毎の放射エネルギーの積算値(単位は TBq)である。一次格納容器が、事故発生から7日後も依然と加圧された状態の場合であっても、比較的低い圧力まで低下している場合には、放出量の計算は7日までで打ち切るものとする。放出が7日を超える場合には、係数(C_{ig} 、 C_{ie})を補正する。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B3 より転載)

Isotope group	Coefficients for ground level releases C_{ig}	Coefficient for elevated releases C_{ie}
Xe ₁₃₃	0	0
I ₁₃₁	$1,2 \cdot 10^{-5}$	$7,8 \cdot 10^{-7}$
Cs ₁₃₇	$6,5 \cdot 10^{-5}$	$3,4 \cdot 10^{-5}$
Te _{131m}	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$1,3 \cdot 10^{-6}$
Sr ₉₀	$1,4 \cdot 10^{-5}$	$7,2 \cdot 10^{-7}$
Ru ₁₀₃	$2,3 \cdot 10^{-5}$	$1,2 \cdot 10^{-7}$
La ₁₄₀	$7,9 \cdot 10^{-5}$	$4,1 \cdot 10^{-6}$
Ce ₁₄₁	$7,6 \cdot 10^{-5}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$
Ba ₁₄₀	$1,1 \cdot 10^{-5}$	$5,9 \cdot 10^{-7}$

The acceptance criterion is that:

$$\sum_{i=1}^9 R_{ig} \cdot C_{ig} + \sum_{i=1}^9 R_{ie} \cdot C_{ie} < 1 \cdot 10^{-1}$$

たとえば、I-131 が 1,000TBq、Cs-137 が 100TBq、いずれも排気筒からと地表から 9:1 の放出比で放出されたと仮定すると、次のような計算結果となりクリアする。

$$\begin{aligned} & (1.2 \times 10^{-5}) \times 100 + (7.8 \times 10^{-7}) \times 900 + (6.5 \times 10^{-5}) \times 10 + (3.4 \times 10^{-5}) \times 90 \\ & = 0.0012 + 0.000702 + 0.00065 + 0.00306 \\ & = 0.005612 < 0.1 \end{aligned}$$

- 「④ 経済的影響が限定的であること」に関しては、次表の判定値を満足すること。(EUR Rev.C, Vol.2 Chap.1, Appendix B, Table B4 に基づき作成。)

核種	判定値(TBq)
I-131	4,000
Cs-137	30
Sr-90	400

航空機墜落

EUR の Rev. C が 2001 年 4 月に発行され、この時点での Chapter 01 には 5.3.4 項に Aircraft Crash (航空機墜落) として、「航空機の墜落に対する保護は、特に当局が決定論的手法を要求しない限り、確率論的手法に基づくものとする。」とあった。ところが同年 9 月 11 日に米国同時多発テロが発生したことで、決定論的手法が要求されるようになり、これが Rev. D に反映されている。すなわち、新たに 5.3.4.2 項に意図的な航空機墜落として、次のような規定が追加されている。

航空機墜落が発生した場合、原子力発電所の影響を受けやすい部分(①原子炉建屋、②燃料建屋、③格納容器から少なくとも蒸気隔離弁及び給水隔離弁までの範囲を含む蒸気配管と給水配管を格納する建屋、④補助建屋においては、少なくとも制御室、原子炉制御および保護系統、安全注入系、およびそれらの付属系統〔計測制御と非常用電源を含む〕、補助給水系とその支援系統、残留熱除去系とその支援系統、および制御室の居住性維持系統とその支援系統の部分が設置されたエリア)は、航空機の意図的な墜落に対しても防御されなければならない。本要件は、(確率論的評価に基づくものではなく)決定論的な要求であり、DEC に対する設計基準を適用することができる。ここでの防御とは、(強固な)障壁をもって物的な保護を設けることで行ってもよいが、多重機能を互いに隔てることで行ってもよい。

意図的な航空機の墜落によっては、炉心溶融が発生してはならず、著しい放射能の影響が発生しないこと。食料に対する制限や限定的な屋内待避はあり得るが、DEC に対する 4 つの CLI は超えないこと。

3.3.3 09章(格納系統)

本章は、全文が100ページ近くもあり(Rev. Dでは100ページを超える)、中には詳細な要件が規定されている。

一次格納容器の過圧防止(2.2.1.5項から)

- 一次格納容器の早期破壊に対する確率論的目標は、過圧防止装置に依存することなく達成できること。
- 一次格納容器の過圧防止装置、またはベント系が設置される場合には、DBA(設計基準事故[DBC]のカテゴリ-3 およびカテゴリ-4)や DEC の定量的安全目標を満足する上で、事故発生から短期(24時間)のうちに、これらが使用されてはならない。
- 過圧防止装置は、長期的にも必要としないこと。ただし、残留熱除去と過圧防止のためにフィルター・ベントを担保とすることは認められる。その場合であっても、プラント設計者の目標は、DECの後でも一次格納容器の気密性と健全性をベント系に依存することなく無期限に維持することである。

格納容器の除熱系(4.1.1.1項から)

DBAに対しては、以下の要件が規定されている。

- 格納容器は、最終的な深層防護の障壁であることから、除熱系統の信頼性についても、確率論的な安全目標と整合していること。(補足: ここでの確率論的な安全目標とは、新型炉に対する 10^{-6} /炉年 であることから、格納容器自体ならびに除熱系統もこのような稀少な事象に対する耐久性を有するべきであるとの要求で、これには、年超過確率 10^{-6} の地震に対して耐久性が確保されなければならないことも含まれるものと解釈される。)
- 除熱系統は、格納容器の内部に動的機器を有していないこと。
- 除熱系統は、最終障壁であることから、気密なバウンダリーを構成し、内部の汚染を外部に持ち出さないこと。
- 一次格納容器の雰囲気と直接接触する熱交換器を有する場合には、非凝縮性気体や不溶性のエアロゾルが蓄積しても、性能が劣化しないこと。(補足: ここでの不溶性のエアロゾルには、代表的 DBA である LOCA の衝撃で発生する粉碎された保温材デブリなども含まれるものと解釈される。)
- パッシブ式の除熱系統にあっては、冷却用の水量が十分で、72時間以上補給なしでも系統が運転できること。

DECに対しては、DBAに対する要件に加え、以下の要件も満足されることが規定されている。

- 必要によっては DEC の条件に耐えられる設計ではない他の系統とも連携し、格納容器圧力を低下させ、十分短い時間内に放出を全て終えさせる能力があること。

- 損傷により炉心損傷に至らしめるおそれのある他の系統からは、可能な限り独立していること。
- 格納容器内にはいかなる動的機器も有しない設計であること。
- DBA と DEC に対して、除熱系統を専用系統とするか単一系統とするかは、プラント固有の設計となる。単一系統でも可かどうかは、格納容器の損傷が、炉心損傷と連動するかどうかによる。除熱系統の損傷によって格納容器の損傷が生じ、それが炉心損傷を連動させる可能性がある場合には、当該の除熱系統は専用でなければならない。
- DEC に対して専用の系統を設置する場合の設計条件は DBA の条件でよい。一般に DEC の運転条件を予想することは著しく困難であるが、DBA での熱除去用として設計された系統であれば、DEC の環境で認定されている限り DEC における熱除去としても十分であると考えられる。評価は、事故発生から一週間の期間に対して行うものとする。

原子炉キャビティ水張系統(4.1.1.2 項から)

- 当該水張系統は、コリウムが炉内にあるうち、または炉外に出てから冷却する場合に用いられる。コリウムが炉内にあるうちに冷却する場合には、炉心が炉底部に崩落するよりも早く十分に水張りができていること。コリウムが炉外に出てから冷却する場合には、CCI を防ぐため、コリウムが炉外に出るよりも十分早く水張りが行えるものであること。そのため、水張系統の始動と運転には、十分な信頼性が確保されていること。
- 当該水張系統は、炉心溶融の発生原因と独立したものであること。(たとえば、炉心溶融の発生原因として SBO を想定する場合には SBO に影響されないこと。地震や火災を炉心溶融の原因として想定する場合には、当該水張系統が地震や火災によって影響されないこと。)

格納容器スプレー(4.1.2.1 項から)

- 格納容器スプレー(CSS)は、主に事故後の一次格納容器内の雰囲気から放射性エアロゾルの濃度を下げるために用いられる。
(この項目に対しては、Rev. D において、次の趣旨に変更されている。)
- CSS は、DBC と DEC において、一次格納容器の圧力と温度を低下させ、かつ/もしくは、放射性エアロゾルの濃度を下げるために用いられる。
- CSS は可能な限り簡素化し、汚染水が一次格納容器の外側を循環するのを避けた設計とすること。
- スプレー水には水酸化ナトリウムなどの添加剤の使用を避けること。(誤作動があった場合の腐食の問題とその後の除去が困難であることから。)
(この項目に対しては、Rev. D において、次の趣旨に変更されている。)
- CSS に通水される初期の水は、著しい腐食を起こさせる特別な添加剤を含まないこと。添加剤は、格納容器の雰囲気に汚染が検出された場合にマニュアルで混入させるものとする。

フィルター・ベント(4.1.2.3.2 項から)

- 一次格納容器のフィルター・ベントは、過酷事故の間か、一次格納容器の設計圧力を超過するリスクのある DEC においてのみ使用されるものであること。
- 過酷事故対策の目指す最終的な到達状態は、格納容器の圧力を低く、コリウムが完全に冷却された状態とすることであるため、これに到達する過程でフィルター・ベントが必要になる可能性がある。そのような場合のガスの放出において、過剰な放射性物質の放出を防ぐためにフィルターが必要になる。
- フィルター・ベントの設計流量は、格納容器の耐久時間(12 時間以上)が経過後に、全崩壊熱を気体として放出できるものであること。フィルターの捕集能力は、CLI(800m 以遠、3km 以遠に対する影響などについて定められた 4 項目)を満足する上で十分であること。

水素制御装置(4.1.3.3 項から)

- 出力運転中に不活性化されていない一次格納容器にあつては、触媒式再結合器やイグナイターなどの水素濃度を抑制する装置を設置しなければならない。
- 当該装置の作動は、それが事故の発生から 12 時間以内に必要である場合には、パッシブ式か自動式でなければならず、この時間帯での人的な対応(マニュアル操作)は担保にしてはならない。設計者は、この時間帯をさらに 24 時間まで延長することを目指さなければならない。

長期的な水素の発生(4.1.3.5 項から)

- 一次格納容器の水素ガス濃度には、長期的には水の放射線分解による寄与も想定しなければならないが、水素ガス濃度の上昇を抑える手段として、一次格納容器の換気を行わなくても、水素ガスが燃焼条件とならないこと。

(この項目に対しては、Rev. D において、次の趣旨が追加で述べられている。)

- 炉内と炉外での水の放射線分解は、最も重要な水素の発生源であるが、他にも寄与としては小さいが、無機亜鉛塗装や亜鉛メッキの鋼材、アルミニウムの腐食も長期的な水素の発生源となる。
- 不活性化する格納容器にあつては、酸素のインリークを考慮し、事故後 30 日間以上経過しても、不活性状態が維持されているかどうかを評価すること。

ヨウ素の除去(4.2.1.2 項から)

- EUR のソース・タームでは、単体ヨウ素と有機ヨウ素の放出が低めに推定されているため、DBA と DEC で放出制限値を満足するのに、チャコール・フィルターによる単体ヨウ素と有機ヨウ素の吸着は担保が不要であること。これにより、非常用換気系からチャコール・フィルターを除くことが可能となり、プラント設計と運転が簡単になる。(粒子性のヨウ素は、HEPA フィルターによって除去される。)

ヨウ素の除去(2.2.1.1 項から)

- 事故後、格納容器の底部に形成させる水溜りに対しては、pH=7~8 となるようにする。このように弱アルカリ性に保つことによって、水相から気相に移動するヨウ素を著しく低減することができ、かつ、腐食の問題を抑制することができる。ただし、事故に伴ってさまざまな酸性物質とアルカリ性物質が発生し pH に影響するため、それらについても考慮し、同時に格納容器内の適当な場所に可溶性の pH 緩衝剤を恒久的に貯蔵することも考慮すること。
(この項目に対しては、Rev. D において、次の趣旨の改訂(変更と追加)が述べられている。)
- (pH=7~8 ではなく)pH=7 よりも高く保つことに変更。可溶性の pH 緩衝剤の貯蔵場所に関しては、(格納容器内ではなく)発電所内の適当な場所に変更。過酷事故において、格納容器の水溜りの pH が低下する原因となる材料、たとえば、ケーブル絶縁材の塩素、は使用を避けること。

二次格納容器の性能(2.2.1.3 項から)

- 十分な技術的裏付けがある場合には、二次格納容器に対し、事故の全期間を通して、あるいは、負圧が維持できなくなった期間に対しても、核分裂生成物のホールドアップ(時間減衰のための保持)と沈着を担保にしてもよい。そのためには、二次格納容器は、十分な気密性(最悪の風向、風速の条件下においても、換気率 100%/日を超えない)を有すること。
- 放射性物質の放出量の評価で仮定する除染係数(DF)に対しては、適切な根拠が示されること。エアロゾルの沈着とホールドアップについて、DF=3 未満は正当化される。DF=3~10 に対してはケース・バイ・ケースの評価による。DF=10 を超える場合に対しては、負圧 6mmH₂O が維持できることが条件となる。
- 希ガスに対するホールドアップについても、気密性に対する裏付けが示される場合には担保してもよい。

二次格納容器のバイパス率(2.2.1.4 項から)

- 二次格納容器のバイパスは、DBC と DEC に対して、一次格納容器の設計漏洩率の 10% を超えない(一次格納容器から二次格納容器への漏洩のうち、外部環境への漏洩が 10% 以下であり、90%以上は換気系を介して排出される)ということ。
- ただし、一般的には二次格納容器に強制換気が採用されており、これが運転中であれば、1%程度がより現実的なバイパス率である。バイパス率として 1%未満を期待する場合には、全ての考えられる漏洩経路に対して評価を行い、特別な設計が採用されていることが条件となる。

水蒸気爆発に対する評価

炉心溶融物が水と反応することで発生する水蒸気爆発により、原子炉圧力容器や格納容器が破損しないことを、炉内での現象、炉外での現象のそれぞれの場合に対し、以下のステップに沿って確認する。

- (3.1.7.2 項より) 原子炉圧力容器内で溶融デブリが水と反応した場合に発生する荷重を評価し、原子炉圧力容器が損傷し、これによって格納容器の早期損傷が発生する確率が、十分に小さいことを実証すること。
- EURに適合するプラントの場合は、既設のプラントよりも、炉心溶融が進展する過程において、原子炉圧力容器は十分減圧されているはずであり、したがって、炉底部に残留している水は飽和状態である可能性が高い。その場合、温度の低いサブクール水におけるような激しい爆発は起こり難いと考えられる。よって、溶融デブリが水と反応したときのピーク圧力は、原子炉圧力容器の静的な耐圧能力に十分収まると予想される。ただし、このような予想が各プラントの固有な設計に対して当て嵌まることを確認しなければならない。
- (3.1.7.3 項より) コリウムが原子炉圧力容器内に留まることができず、原子炉圧力容器が損傷する場合には、原子炉キャビティに水がないとは言えないことから、炉外において、溶融デブリと水の反応が発生した場合、格納容器の健全性が損なわれる可能性が十分小さいことを確認する必要がある。
- この場合の蒸気スパイクに伴う荷重を定量的に評価し、原子炉キャビティの壁や原子炉圧力容器の支持材の健全性を確認しなければならない。

格納容器の直接加熱(3.1.7.4 項から)

格納容器が、原子炉圧力容器からの炉心溶融物の高圧噴射に伴って直接加熱され損傷が起こらないことを、以下のステップに沿って証明する。

- 原子炉圧力容器が炉心溶融物によって貫通する前に、20bar 未満に減圧されることの信頼性が十分高いことを示すことで、格納容器の直接加熱が防止できることを裏付けなければならない。
- さらに、原子炉キャビティの形状については、デブリの粒子の拡散を防ぐ上で効果的であるように設計しなければならない。
- 原子炉圧力容器の破損が 20bar 未満の圧力で発生した場合に対して解析を行い、デブリがキャビティ内で閉じ込められ、格納容器の早期破壊が発生しないことを示すこと。

炉内でのデブリの冷却(3.1.8.2 項から)

- 熔融デブリが原子炉圧力容器の底部に溜まった場合、容器の外側を水没させ、容器の壁を介して冷却することによって、破損の防止が技術的に実証できるか評価すること。
- そのような技術的な実証が確実で、かつ、全ての不利な要因について入念に評価されている場合には、原子炉キャビティを満水にすることができない確率を評価し、これが、格納容器の早期損傷に対する確率論的な目標値と整合することを確認する。
- 以上が確認された場合には、熔融デブリが炉外に流出する場合の検討が不要である。ただし、以上の過程においては、コリウム・プールに最も好ましくない状況を仮定しても、再臨界が発生しないことを証明しなければならない。

(Rev. D においては、以上の戦略は、炉内確保(IVR In-Vessel Retention)と呼ばれており、IVR の成立性を評価するためのコンピューター・コードとモデルがすでに開発されていると説明されている。)

炉外でのデブリの冷却(3.1.8.3 項から)

- 熔融炉心が炉内に確保されて(IVR)冷却可能であると証明できない場合には、炉外での冷却が可能であることを保証しなければならない。すなわち、原子炉キャビティに流出したコリウムが、冷却可能な形状であることを示す必要がある。
- 格納容器の底部には、デブリが $0.02\text{m}^2/\text{MW}$ (MW は、原子炉の定格熱出力)以上の面積に拡がることのできるスペースが確保されていること。
- 水張りされないドライ・キャビティの場合には、コリウムの温度が高く、粘性が低いため、より容易にコリウムが拡大するものと予想され、他方、ウェット・キャビティの場合には、コリウムと水の激しい反応によってコリウムが破碎し、飛散することが期待でき、より狭い面積が正当化できる。
- プラント設計者は、コリウムの冷却システムを備えた CCCD(コリウム収容冷却装置 Corium Collecting and Cooling Device)、通称「コア・キャッチャー」設置してもよい。ただし、当該の冷却システムは、格納容器内に動的機器を有していないこと。
- いずれの設計を選択するにしても、最も望ましくない状況下においても再臨界が生じないことを実証しなければならない。

PWR における格納容器の配置設計(3.1.9 項から)

- 格納容器の配置設計においては、全基の蒸気発生器の撤去と交換が、100 日間の停止期間中に可能であること。

(この項目に対しては、Rev. D において、100 日から 60 日に要求が短縮されている。)

3.3.4 Rev. D と Rev. E

2012 年 10 月に発行された EUR の Rev. D においては、主に以下の点が反映されている。

- 5 層からなる深層防護が謳われ、その中における DEC の位置付けが示されたこと。
- 人為的な航空機落下に対する耐久性の要件が追加されたこと。
- 福島事故からの教訓の一部が追加されたこと。(緊急対策所 (Emergency Preparedness Center) の役割、長期的な事故対応についてなど。)
- 設計寿命 60 年の要件化。
- 計画停止工程の短縮 (20 日から 16 日に)。
- 送電線の地絡に伴う過電流発生 (2006 年 Forsmark でのトラブル事象からの教訓)。
- 非常用運転手順書 (EOP) の再整備、計測制御系の V&V (検証と妥当性確認) を兼ねた全機能に対する訓練・技術評価および試験のためのシミュレーター活用。
- 将来の廃炉を考慮した設計。
- 環境に対する影響評価については、新しい章 (Chapter 20) を追加。
- PWR と BWR の差異についての説明を追加。

2017 年 4 月に発行予定の Rev. E には、さらに以下が反映される予定である。

- Rev. D を発行する段階ではまだ途上にあった RHWG (原子炉調和ワーキング・グループ) のブックレットにある WENRA の安全課題を全て網羅。
- Rev. D を発行する段階ではまだ不完全だった福島事故の教訓を全て網羅。

3.3.5 考察

以下は、EUR に見られる新しい設計概念と、新型炉に対して求めている基本仕様の主な特徴である。ほとんどの項目が 2001 年版 (Rev. C) に規定され、2012 年版 (Rev. D) に、その後発生した航空機テロや福島事故の教訓の一部が追加されている。

- 設計基準条件 (DBC) と設計拡大条件 (DEC) からなる設計概念を導入し、従来、設計基準止まりだった設計の守備範囲を拡張している。設計基準事故 (DBA) には、この中の DBC カテゴリー 3 と カテゴリー 4 が相当し、限定的な燃料破損を想定している。DEC に対しては、炉心溶融が回避される複合進展事象と炉心溶融に至る過酷事故を考慮している。
- DBC 用の設備と DEC 用の設備の独立性を要求している。(日本の事業者の過酷事故対策において予定されている共用の正当性については、本来慎重な評価が必要である。)
- DBA に対しては、古典的なソース・ターム (TID-14844) に替わる新しいソース・タームを導入し、周辺環境への放射性物質の放出量制限値を設定している。
- DEC に対して設定している周辺環境への放射性物質の放出量制限値 (CLI) を 4 ケース設定し、複数の核種、異なる放出点の高さ、一次格納容器の漏洩率と二次格納容器のバイパス率を考慮して評価した値に対して適用し、周辺住民に対して急な避難行動を要求せず、事故後は帰還可能であることなどを前提にしている。(日本の事業者による評価法は、このような評価法と比べてかなり大雑把で非保守的である。)
- 自動化とパッシブ性の積極的な取入れを求め、人的対応、可搬式軽量機器の使用に対しては、それらを担保とすることに、かなりの慎重さを含んだ時間的な条件を加えている。フィルター・ベントも、事故発生から 24 時間以降の使用として制限している。これらは、プラント運転員や事故対応要員に対し、無理な期待を押し付けないことを前提としたものである。
- 炉心溶融に至る過酷事故の場合でも、コリウムを原子炉圧力容器内に閉じ込めるか (IVR)、損壊した原子炉圧力容器の下のキャビティ内で固化して冷却するか (CCCD) によって、格納容器の閉じ込め機能を守る。
- サブクール水に溶融物が落下した場合、水蒸気爆発がより強力になることを示唆している。(IVR や CCD を採用しない日本の事業者は、積極的にこのような方法を過酷事故対策として計画している。CCI を最小限に抑制するための方法かもしれないが、その有効性の裏付けが十分ではなく、逆に再臨界やこのような水蒸気爆発のリスクに対してより慎重に評価されなければならない。)
- 所内に十分な水源を確保しておくことを求めている。(日本の事業者は、安易に海水に依存している感がある。)
- 航空機を使ったテロ攻撃に対しても、十分な耐久性を求めている。
- 一次格納容器の漏洩率に対するオンライン監視装置の設置を求め、二次格納容器の非常用換気系にあるチャコール・フィルターに対しては、有機ヨウ素と単体ヨウ素に対する吸着効率を期待しないことにしている。

3.4 WENRA の基準との比較

3.4.1 WENRA について

WENRA(西欧原子力規制者会議 Western European Nuclear Regulators Association)は、西欧 18 カ国の規制機関とそれぞれの関連研究機関なども加えて正式メンバーとし、これに 12 カ国のオブザーバーも参加して、規制要件の統一化を図るなどの活動を行っている。

メンバー国とは、ベルギー、ブルガリア、チェコ、フィンランド、フランス、ドイツ、ハンガリー、イタリア、リトアニア、オランダ、ルーマニア、スロバキア、スロベニア、スペイン、スウェーデン、スイス、ウクライナ、英国で、これらのうちイタリアとリトアニアは廃炉プラントがあるだけとなったが、残りは国内に稼働プラントを有している。この圏内には、稼働プラント 149 基、廃炉プラント 95 基、建設中 6 基、長期停止中 1 基の全 251 基が存在し、稼働プラントの内訳は、PWR が 119 基、BWR とガス炉がそれぞれ 14 基、重水炉が 2 基となっている。また、建設中の 6 基とは、ウクライナとスロバキアにそれぞれ 2 基、フランスとフィンランドにそれぞれ 1 基である。オブザーバー参加の 12 カ国の中には、日本、カナダ、ロシアも入っている。

このような数字が示唆するように、WENRA のコンセンサスは、国際機関(IAEA)の安全基準にも大きな影響力をもつ。

WENRA は、福島事故後、2011 年 4 月 21 日付で「ストレス・テスト」の実施仕様書を発行し、全メンバー国にその実施を促し、これにはメンバー国だけでなく、日本や台湾、インドなどの国々も做った。

WENRA の活動目的は、メンバー国間の調整であり、WENRA が各メンバー国に属する事業者を直接規制の対象とするわけではないが、WENRA の見解や意向がまとめられたレポートや指針は、各メンバー国の法令やガイドラインに反映されることで、最終的に活かされる。

3.4.2 WENRA レポート、ガイダンスからの示唆

ストレス・テストを主導した WENRA のワーキング・グループ (RHWG 原子炉統一 WG) は、福島事故後、幾つかの重要な示唆を含んだレポートやガイダンスを発行している。以下、それらの中から、福島事故の当事者である日本にとっても重要と思われるポイントを拾ってみる。

3.4.2.1 WENRA/RHWG レポート：既設炉に対する WENRA の安全参考レベル

本レポートは、東京電力福島第一原子力発電所事故から、既設炉に反映されるべき教訓としてまとめたもので、2014 年 9 月 24 日に発行され、以下の構成となっている。

課題	内容
A	安全ポリシー
B	組織
C	管理体制
D	原子力発電所において安全上重要な職務に携わる職員に対する研修、権限
E	既設炉の設計基準 (DBC)
F	既設炉の設計拡大 (DEC)
G	構造物、系統、機器 (SSC) の安全分類
H	運転限界と運転条件 (OLC)
I	経年化管理 (AM)
J	発生事象の調査と運転経験 (OE) のフィードバックを活かすシステム
K	メンテナンス、供用期間中検査 (ISI)・機能試験 (IST)
LM	緊急時の操作手順書 (EOP)、過酷事故管理指針 (SAMG)
N	安全解析書 (SAR) の内容と更新
O	確率論的安全解析 (PSA)
P	定期安全レビュー
Q	プラント改造
R	所内の緊急対策
S	内部火災の防護
T	自然ハザード

D	原子力発電所において安全上重要な職務に携わる職員に対する研修、権限
D3.3	制御室の運転員の訓練用として、フルスコープ・シミュレーターを活用し、事故時の対応に活かせるよう、通常運転、非常時の操作における実務訓練を行う。シミュレーターには、通常運転、過渡事象、および一群の事故条件を模擬するソフトウェアが含まれていること。

D3.4	制御室の運転員に対しては、導入研修、毎年の反復研修が行われ、その際、フルスコープ・シミュレーターによる研修も行われること。反復研修には、5 日以上のシミュレーター訓練が含まれること。
D3.5	制御室の運転員に対する反復研修においては、以下の項目が含まれること。 <ul style="list-style-type: none"> ● 通常時の運転、選ばれた過渡事象と事故条件。 ● 当直員のチームワーク訓練。 ● トラブル事例に対する対応訓練、プラント改造に伴う新しい手順書の確認。

E	既設炉の設計基準(DBC)
E9	安全機能の設計
E9.3	安全機能の作動と制御は、自動であるか、またはパッシブ性によってなされるものとし、運転員の操作は、起因事象の発生から30分は不要であること。起因事象の発生から30分以内での運転員による操作が必要とされる場合には、別途、それが可能であることが裏付けられなければならない。そのような裏付けはきちんと文書化され、定期的にフルスコープ・シミュレーターで実証されなければならない。

F	既設炉の設計拡大(DEC)
F2	DEC の選定
F2.2	(DEC を選定するにあたっては、)所内にある全ての原子炉と使用済燃料貯蔵施設に対して考慮するものとする。さらに、所内にある全ユニットに影響する可能性のある事象、ユニット間の相互作用、近くにある他の原子力発電所との相互作用についても検討するものとする。

LM	緊急時の操作手順書(EOP)、過酷事故管理指針(SAMG)
LM2	範囲
LM2.5	一式の手順書とガイドラインは、原子炉と使用済燃料貯蔵施設に同時に影響を及ぼす事故の状況に対処する上で適切なものでなければならない。

O	確率論的安全解析(PSA)
O1	PSA の範囲と内容
O1.1	各プラントに対し、炉心の燃料と燃料貯蔵施設にある使用済燃料について、全ての運転状態と全ての内部事象、外部事象を考慮し、プラント固有のレベル1とレベル2のPSAを行うこと。
O3	PSA の活用
O3.2	PSA は、プラントのリスク低減に活かすため、過酷事故対策も含め、プラント改造

	や手順書の必要性を抽出するために活用しなければならない。
O4	PSA の活用に当たっての条件
O4.1	PSA の利用においては、いかなる場合にもその限界について理解され、認識されている必要があり、ある特定の目的に活用される場合の適正さについては、常にそのような限界について検討されなければならない。

R	所内の緊急対策
R3	体制
R3.6	事業者の緊急対応は、所内およびその周辺のインフラ設備が著しい損傷を受けた場合であっても機能するものであること。
R3.7	所内の対応を支援するための手配は、原子力発電所の周辺のインフラが、外部ハザードによって広範囲に破壊されている事態を考慮して行うこと。
R5	研修、演習、訓練
R5.4	複数の施設を含む原子力発電所にあつては、所内にある複数の施設に影響する事態に対応するための訓練も実施しなければならない。

T	自然ハザード
T5	設計基準事象に対する防護
T5.3(f)	幾つもの多重化、多様化された安全系のトレインや、複数の SSC、複数ユニットが設置された原子力発電所にあつては複数ユニットが同時に影響を受け、所内および地域全体のインフラも、さらに外部からの資機材の供給やその他の対策なども同時に影響を受ける事態を考慮すること。
T5.3(g)	複数ユニットの原子力発電所にあつては、共通の機器や作業が必要になることも考慮し、十分な員数の資機材が揃っていることを確認すること。
T5.6	長時間続く自然現象の場合は、その間、交代要員が確保されること。
T6	設計基準事象よりも過酷な事象の考慮
T6.3(a)	「クリフ・エッジ」を避けるための余裕が十分あることを実証すること。
T6.3(c)	幾つもの多重化、多様化された安全系のトレインや、複数の SSC、複数ユニットが設置された原子力発電所にあつては複数ユニットが同時に影響を受け、所内および地域全体のインフラも、さらに外部からの資機材の供給やその他の対策なども同時に影響を受ける事態を考慮すること。
T6.3(d)	複数ユニットの原子力発電所にあつては、共通の機器や作業が必要になることも考慮し、十分な員数の資機材が揃っていることを確認すること。

3.4.2.2 WENRA/RHWG レポート：新設炉の安全性

本レポートも、東京電力福島第一原子力発電所事故からの教訓を含み、2013年3月に発行され、以下の構成となっている。本レポートは、新設炉を対象としていることから、設計段階でより厳格に反映、考慮されるべき事項が盛り込まれている。

項目		内容
03		主要な安全課題
	見解 1	新型炉に対する深層防護の考え方
	見解 2	深層防護の階層間の独立性
	見解 3	多重故障
	見解 4	炉心溶融と放射能の影響を緩和するための対策
	見解 5	実質的に排除されるシナリオ
	見解 6	外部ハザード
	見解 7	民間航空機の意図的墜落
04		福島第一事故からの教訓
	04.1	外部ハザード
	04.2	安全機能の信頼性
	04.3	炉心溶融を伴う事故
	04.4	使用済燃料プール
	04.5	安全評価
	04.6	緊急対応

「見解 1」における、ワーキング・グループ(RHWG)による深層防護の概念は、次ページに示される通りである。「見解 4」に関しては、炉心溶融と放射能の影響を緩和するための対策が有効で、次の目標が達成できる設計であることが求められている。

対策	避難区域 (~3km)	待避区域 (~5km)	待避区域外 (5km~)
永久移住 (帰還困難)	不要	不要	不要
避難	場合によって必要	不要	不要
屋内待避	場合によって必要	場合によって必要	不要
安定ヨウ素服用	場合によって必要	場合によって必要	不要

RHWG による深層防護の概念

DiD の階層		プラント運転状態	目的	手段	放射能による影響
レベル 1		通常運転	異常な運転と故障の防止。	保守的な設計。建設、運転の品質保証体制。主要なプラント・パラメータの制限維持。	所外への影響なし。
レベル 2					
レベル 3	3.a	単一起因事象	事故を制御し、放射能の放出を防ぐ。炉心溶融への悪化を防止。	原子炉保護系。安全設備。事故時手順書。	所外への影響なし。または、軽度の影響のみ。
	3.b	多重起因事象	追加の安全設備と事故時手順書。		
レベル 4		炉心溶融事故	炉心溶融事故の制御。所外への放出量の制限。	炉心溶融を緩和するための過酷事故対策。	防護措置が、あるエリア、ある時間帯で必要となる可能性あり。
レベル 5			放射性物質の大量放出による影響の緩和。	所外における緊急対応が発生。介入レベルの適用	所外への影響緩和のための防護措置が必要。

「見解 5」は、放射性物質の大規模、早期放出に至り得るシナリオに対しては許容の余地がなく、実質的に設計によって排除されなければならないという考え方を示したものである。そのような起因事象としては重量物の落下事故や内部溢水、進展事象としては開放された使用済燃料プールでの燃料溶融、密封が損なわれた燃料溶融事象としては、DCH(格納容器直接加熱)、水蒸気爆発、水素爆発、ベースマットのメルトスルー、格納容器バイパスなどの例が挙げられる。

設計上実証されなければならない安全性					
設計上起こり得るものと見做され、その影響について考慮されるべき事象			放射性物質の大規模、早期放出に至り得る実質的に排除されなければならない事象		
単一起因事象	多重起因事象	密封された燃料溶融	起因事象	進展中の事象	密封が損なわれる燃料溶融
DiD レベル 3a	DiD レベル 3b	DiD レベル 4	原子炉圧力容器破損など	反応度増加による事故など	
DBC		DEC		実質的に排除	

見解 1～見解 6 は、福島第一原子力発電所の事故からの教訓とリンクしており、むしろ、多くについては、福島事故の教訓を分析した結果の見解でもある。以下は、本レポートの中で述べられ

ている福島事故の教訓の中でも、特に事故の発生原因と進展、影響の規模に、実際に寄与したと考えられる事項を抽出したものである。

04.1	外部ハザード
稀少で過酷なハザードについても考慮する必要がある。	

04.2	安全機能の信頼性
安全系機器については、動力を喪失した場合の適正な「フェイル・セーフ」のポジションについて、相反する要求があり得ることを考慮して設計を検討する必要がある。	

04.3	炉心溶融を伴う事故
大量の汚染した冷却水の管理と長期にわたるフィルター・ベントの使用について、設計および事故対策に含める必要がある。	

04.4	使用済燃料プール
ひとたび使用済燃料プール内の燃料がオーバーヒートした場合の成り行きは、著しく評価し難いため、そのようなシナリオは、実質的に除外されなければならない。そのためには、使用済燃料プールの健全性が裏付けられなければならない。	

04.5	安全評価
複数ユニットが設置された原子力発電所にあつては、安全評価において、発電所全体として考え、ユニット間の相互作用についても分析しなければならない。複数ユニットに同時に影響を及ぼすハザードも特定し、評価対象に含める必要がある。	

3.4.2.3 WENRA/RHWG ガイダンス

以下のガイダンスは全て、福島第一原子力発電所の事故の教訓を含んだ指針である。

分野	図書名	発行日
課題 F	既設炉の設計拡大(DEC)	2014 年 9 月 29 日
課題 T	自然ハザード(本文)	2015 年 4 月 21 日
	自然ハザード(付属書: 外部溢水)	2016 年 10 月 11 日
	自然ハザード(付属書: 異常気象条件)	2016 年 10 月 11 日
	自然ハザード(付属書: 地震)	2016 年 10 月 11 日

課題 F: 既設炉の設計拡大(DEC)

このガイダンスの中で、特に注意を引くのが、「長期未臨界(Long-term sub-criticality)」に関する以下の記載である。

F4.6 設計拡大条件(Design Extension Condition)においては、長期的な炉心の未臨界性と燃料貯蔵施設の未臨界性が常に確保されなければならない⁴²。

⁴² DEC B の場合には、炉心損傷の間、およびその後のある時期のコリウムの状態においては、未臨界性を保証することが困難であると認識されている。

脚注 42 の趣旨は次の通りである。炉心溶融事故(DEC B)の場合、溶融した炉心の劣化進行を精度の高いモデルとして設定することが難しい。従って、閉じ込め機能が脅かされないことを示すことができる限り、一時的に局所的な再臨界が起こったとしても、認められるものとする。

課題 T: 自然ハザード

これらのガイダンスでは、以下のポイントが繰り返し強調されている。

- 全ての自然ハザードについて、それぞれの設計基準は、年超過確率 10^{-4} 以下に相当するレベルとして設定すること。
- 自然ハザードは、敷地内の全ユニットに対して同時に影響する可能性がある。
- 自然ハザードは、当該の原子力発電所だけでなく、その近くのエリア内にあるインフラにも大きな損傷をもたらす可能性がある。
- 設計基準を超える自然ハザードについても考慮し、その場合でも、クリフ・エッジに対して十分な余裕があること。

3.4.3 WENRA を踏まえた諸問題についての考察

排除される事故シナリオの正当性

以下の事故シナリオは、原子炉事故による影響の規模を著しく拡大し収束を困難にするため、排除されるべきである。しかし現実には、これらを排除することを正当化するだけの評価や対策が十分ではない。

● 再臨界

福島事故のときにも、「再臨界」の懸念は繰り返し持ち上がった。海水の注入を止めるように指示をした、否していない、との論争にもなった。また、プルトニウムの自発核分裂が原因だとすぐに理解できなかったため、中性子が測定されたときにも再臨界が起こっているのではないかと疑われた。そのような問題だったにもかかわらず、まるで再臨界は起こらないことが確認されたかのようになり、日本では、今はこの問題が議論されていない。

しかし、再臨界の想定は過酷事故の進展予想に大きく影響する。たとえば、スウェーデンの Oskarshamn 原子力発電所 3 号機(電気出力 1450MW の BWR)に対して行われた解析によれば、たとえば再臨界の結果、定格出力の 14 パーセントの熱出力が発生したとすると、サブプレッション・プールが 38 分後に沸騰を開始し、格納容器ベントは 1.4 時間後に実施することになり、1.8 時間後には格納容器の破損圧力(10bar)に至ってしまうと予想される。過酷事故対応と防災計画のタイム・スケジュールにも大きく影響を与える。

このような再臨界のシナリオは、過酷事故対応においても防災計画においても著しく不都合で、かつ重大であることから、その可能性については曖昧なまま放置せず、より積極的に評価方法を検討するか、確実な防止の方策を考案すべきである。

● 原子炉建屋の水素爆発

過酷事故の進展の途中で原子炉建屋が水素爆発を起こした場合、福島第一原子力発電所でこの事故の場合がそうであったように、以下の問題と危険が加わることになる。

- 爆発に伴う瓦礫の飛散と落下による負傷者の発生、機器の損傷、中央制御室の破損。
- 二次格納容器としての閉じ込め機能の喪失、または著しい劣化。
- 建屋の強度が失われ、入域が著しく危険になる。
- 敷地内に放射性物質で汚染したデブリが飛散し、事故対応が危険になる。
- 使用済燃料プールのライナーまたはゲートが損傷する可能性。使用済燃料プールへの注水・散水系統、および水位計が喪失する可能性。

クリフ・エッジ

ある限界値を超えてある事象が起こった場合、事態が急激に悪化するというケースは、以下の例も含め、いろいろ考えられる。

● 地震による使用済燃料プールの大規模損壊

プールが漏れたら水を注いで水位を維持する。水位が維持できないほどの大規模な漏えいの際にはスプレーで冷却する。このような議論はしているが、大量に漏れ続ける水をどのように処理するのかという議論がない。しかし、実際に発生した場合には、そのような水の処理に手間取っているわけにはいかない。

プールの水位が低下して放射線レベルが上昇すれば、原子炉建屋での活動にも影響が生じる。プールが漏れて原子炉建屋の各階が水浸しになっても同様で、アクセスできなくなる場所が生じるかもしれない。原子炉建屋の地階には、どんどん水が溜まっていく。

- 地震(強風)による排気筒の損壊、転倒

事故を発生した原子力発電所から放出される放射性物質による周辺環境への影響は、その放出点の高さによって大いに異なる。すなわち、排気筒の頂上からの場合と地表からの場合との差である。従って、地震や強風、またはそれらの組合せによって排気筒が損壊、または転倒した場合には、周辺環境への影響に顕著な差が生じる。

- 地震荷重と内圧の組合せによる格納容器の破損

格納容器の破損は、内包された放射性物質の放出量を激増させるという意味で、クリフ・エッジの効果がある。従って、そのようなリスクについては慎重な評価が求められる。

格納容器の極限強さについては、内圧に対して評価されている。しかし、地震が起因事象となった事故の場合には、その後の余震も予想されることから、格納容器の強度に関しては、内圧と地震荷重の組合わせに対して評価されなければならない。

- 地震(スロッシング)によるサプレッション・プールのバイパス

BWR プラントのサプレッション・プールは、格納容器に内包された放射性物質が外部に放出される際に、スクラビング効果によってこれを除去、低減する役割を果たす。この役割が得られなくなる場合には、外部への放射性物質の放出量を激増させることになり、これもクリフ・エッジの効果がある。

従って、地震が起因事象となった事故の場合、特にマークⅠ型とマークⅡ型の格納容器においては、ダウンカマー・パイプが余震によるスロッシングで損傷し、ドライウェルとウェットウェルの空間が連通することがないか評価する必要がある。

併発・誘発の問題

様々なパターンの併発・誘発があり得る。

- 巨大地震の場合、非常用照明、非常用通信設備を含む多くの構造物、系統、機器が同時に損傷するが、内部溢水や火災も誘発。プラント運転員と事故対応要員に対しての心身の影響、余震の問題もある。
- 原子炉事故と使用済燃料プールの事故の重複。
- 複数ユニットの事故の重複。
- 水素爆発による隣接ユニットへの影響。(たとえば、爆風によるブローアウト・パネルの脱落など。)

- 汚染水問題。特に大量の地下水流入がある場合や、汚染水に塩分や油が混入する場合の処理は、著しく困難さが増す。

その他

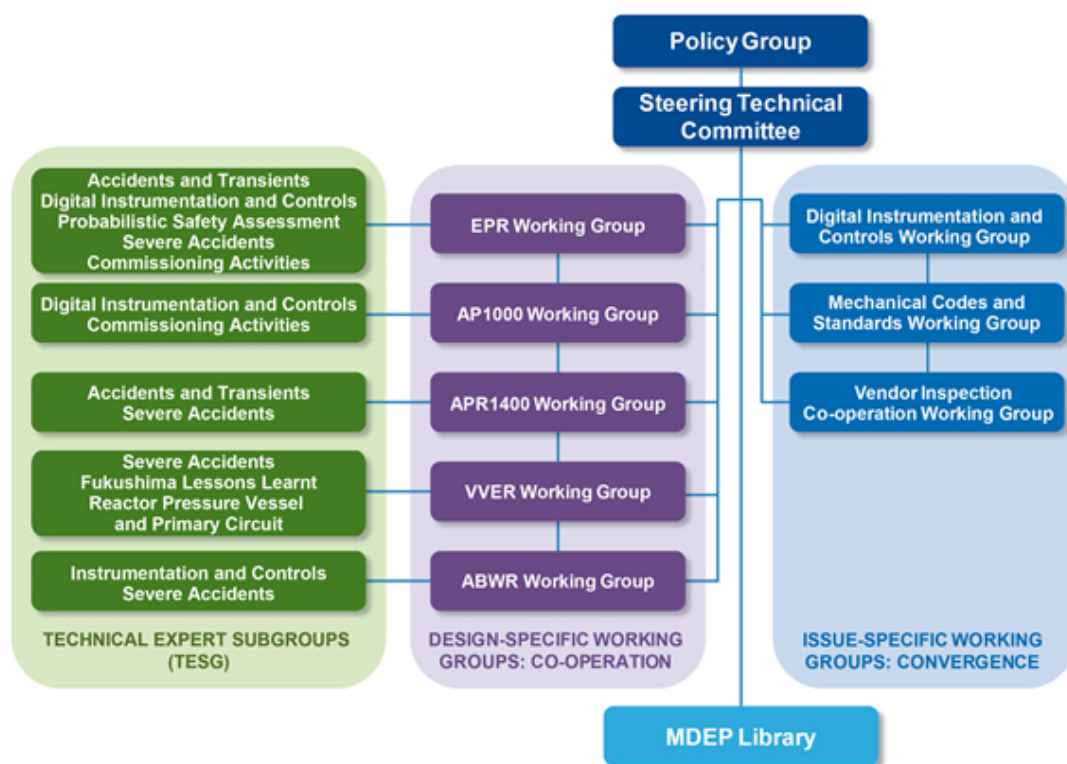
- 過酷事故対策のスキルアップのためのフルスコープ・シミュレーターの活用。
- リスク管理のための PSA レベル 1、レベル 2 の導入と活用。

3.5 MDEP による評価

3.5.1 MDEP について

MDEP(多国間設計評価プログラム Multinational Design Evaluation Programme)は、ある炉型に対する設計評価が、複数の国々によってそれぞれ行われることによる不整合や労力の無駄を省き、合理化することを目的として 2006 年に設置され、現在、カナダ、中国、フィンランド、フランス、ハンガリー、インド、日本、韓国、ロシア、南ア共、スウェーデン、トルコ、UAE、英国、米国の 15 カ国が参加し、経済協力開発機構・原子力機関(OECD/NEA)が事務局を務めている。

MDEP には、5 つの炉型別ワーキング・グループと 3 つの課題別ワーキング・グループが設置されており、前者には、ABWR のワーキング・グループ(ABWRWG)も含まれる。



ABWRWG は 2013 年 9 月に設置され、日本、スウェーデン、英国、米国の規制機関の専門家が参加している。ABWR の設計には、GE(現在の GE 日立)によって提唱された US ABWR、日立 GE による UK ABWR、日立 GE と東芝による J ABWR、東芝による EU ABWR のバリエーションがあり、同ワーキング・グループでは、それらの比較、評価が行われている。

結果の取りまとめは 2018 年までの完了を目処に進められているが、福島事故の教訓を反映した共通見解のレポート(CP-ABWRWG-01 MDEP Design-Specific Common Position 2016 年 10 月 11 日付)がまとめられている。以下、同レポートから抽出した幾つかのポイントである。

3.5.2 ABWRWG の共通見解

外部事象のハザードに対する設計基準

- 各発電所のハザードの特徴を考慮し、それぞれの国が定めるリスクの目標値に整合する設計基準を設定すること。たとえば英国では年超過確率 10^{-4} を設計基準に設定。
- その上でさらに、設計基準を超えた場合であっても「クリフ・エッジ」効果が発生しないよう、十分な尤度を確保しておくこと。

(佐藤補足) EU 諸国においては、設計基準を超えた場合であっても「クリフ・エッジ」効果が発生しないことを確認する方法として「ストレス・テスト」が実施され、日本もこれに倣った経緯がある。しかし、日本の場合のストレス・テストは、適正な設計基準を設定するプロセスに先行し、従前の不十分な設計基準に対してこれを行っており、設計基準に対する尤度の確認がなされていない。

とくに地震に対しては、日本の設計基準地震動が、他国とは異なり、複数の応答スペクトルをセットにして設定しているため、そのようなストレス・テストの実施もより複雑で難しいものとなる。

安全機能の信頼性

- 反応度制御の設計において、UK ABWR、US ABWR、EU ABWR は、ホウ酸水注入系を自動動作としてしているのに対し、J ABWR では手動である。
- 炉心冷却系の設計において、EU ABWR ではよりパッシブ性を取入れ、パッシブ性の非常用復水器 (IC Isolation Condenser)、パッシブ性の格納容器冷却系 (PCCS Containment Cooling) が備えられている。EU ABWR の IC の場合、全交流電源喪失から 72 時間以上、原子炉の冷却を維持することができる。
- US ABWR では、ディーゼル・ポンプで駆動する交流電源から独立した注水系 (ACIWA) を備え、消火水系統のうち耐震設計とした一部を使って、原子炉、格納容器、使用済燃料プールに注水する。
- UK ABWR では、いわゆる「バックアップ建屋」と称される建屋に、安全注水系ポンプが恒久的に設置されている。同建屋には、原子炉と格納容器の減圧を行うための設備も備えられる。
- 放射性物質の閉じ込め機能において、ドライウェル・ヘッド・フランジを保護するための方法として、J ABWR、UK ABWR では炉心損傷事故が発生してから原子炉キャビティに注水を行うが、EU ABWR では通常運転時に原子炉キャビティを水張しておく。
- 最終排熱 (UHS) を少なくとも 24 時間喪失しても、安全機能が失われないこと。

(佐藤補足) J ABWR には、原子炉と格納容器に対する ACIWA があるだけで、使用済燃料プールは守備範囲になっていない。注入点から放出点までの全長が耐震設計としてアップグレードされていない。炉心損傷後、原子炉や格納容器からの逆流防止が十分安全か、評価の実態が不明である。特に、海水注入の選択肢もあることから、塩の析出によって逆止弁が固着することがないか、慎重な評価と確認が必要である。

炉心溶融事故の対策

- EU ABWR では、原子炉圧力容器の外側で溶融炉心を冷却する設備(コア・キャッチャー)が備えられるが、その他の ABWR の設計では、炉外に注水を行うことで対策としている。
- UK ABWR、EU ABWR、US ABWR では、パッシブ性のメルト・プラグが用いられ、サプレッション・プール水がドライウエルに流れ込むように設計されているが、JABWR にあっては、新たに注水ラインが布設されている。この追加注水設備は、UK ABWR にも備えられる。

使用済燃料プールの健全性

- 使用済燃料プールの構造強度は、外部ハザードに対して十分な尤度を有すること。

原子力防災計画

- 複数のユニットを有する原子力発電所にあっては、それらが同時に事故を発生する場合についても考慮し、事故対応に必要な要員と資材を揃えること。

3.5.3 JABWR の特徴

ABWRWG の活動はもう暫く続き、その後、最終報告書が発表されるものと思われるが、日本型の ABWR(JABWR)が、他のバリエーション(UK ABWR、US ABWR、EU ABWR)に比べてパッシブ性が少なく、原子炉、格納容器、使用済燃料プールへの注水に加え、ドライウエル・ヘッド・フランジを冷却するための原子炉キャビティへの注水も、溶融炉心の熱によって底部が貫通して崩落する場合に備えたペDESTALへの注水も、SLC の起動も、格納容器ベントも、ことごとく手動操作に依存している実態が明らかになっている。

このような特徴が、ABWR のバリエーション同士の比較においてだけでなく、他の炉型、すなわち EPR、AP1000、APR1400、VVER とも比較して、どのように判断されるか関心がもたれるところである。

鑑定事項(4)
福島第一原発事故の教訓を踏まえて
改正された海外の基準と改正されていない日本の基準
について

4.1 福島事故の教訓

福島事故の教訓をテーマにした報告書は、原子力発電プラントを運転している世界の各国と国際機関によって作成され、発行されている。それらの中には以下がある。

- A. NRC “Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21th Century” The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-Ichi Accident” (2011年7月12日)
- B. INPO “Special Report: Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” (2011年11月)
- C. NRC “Japan Incident Response After Action Report” (2011年12月)
- D. ANS “Fukushima Daiichi: ANS Committee Report” (2012年3月)
- E. Carnegie Papers “Why Fukushima was Preventable” (2012年3月)
- F. EPRI “Fukushima Daiichi Accident – Technical Causal Factor Analysis” (2012年3月)
- G. ASME “Forging a New Nuclear Safety Construct” (2012年6月)
- H. ENSREG “Compilation of Recommendations and Suggestions” (2012年7月26日)
- I. INPO “Special Report: Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station” (2012年8月)
- J. BWROG Fukushima Response Committee “Plant Evaluation of Severe Accident Mitigation Strategies” (2013年1月)
- K. NRC “Report: A Comparison of U.S. and Japanese Regulatory Requirements in Effect at the time of the Fukushima Accident” (2013年11月)
- L. OECD/NEA “The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt” (2013年)
- M. NAS “Lessons Learned from the Fukushima Nuclear Accident for Improving Safety of U.S. Nuclear Plants” (2014年)
- N. IAEA “The Fukushima Daiichi Accident” (2015年8月)

これらは、いずれも貴重な事故の原因分析、所見、提言などを含んでいる。事故後、真っ先に東京の大使館を拠点に情報収集を開始した米国原子力規制委員会(NRC)のタスク・フォースによる報告書(A)は、その後、規制の見直しに影響を与えた。東京電力に聴き取りを行い、事故の進展状況を克明にまとめて提供した米国原子力発電運転協会(INPO)の報告書(B)は、何が福島第一原子力発電所で起こっていたのか、初めて漸く世界の専門家に理解せしめた。

2012年3月には、示し合わせたように、米国原子力学会(ANS)、カーネギー研究所、米国電力研究所(EPRI)が、それぞれの立場から報告書(各D、E、F)を発行したが、ANSとカーネギーは、率直な日本への批判も隠さなかった。続いて同年のうちに発行された欧州原子力安全規制機関グループ(ENSREG)の報告書(H)は、一連のストレス・テストをやり終えて、締めくくりとしてま

とめられたもので、絞り出された貴重な提言が豊富に掲載されている。経済協力開発機構（OECD）からの Complacency（自己満足）に注意せよとのメッセージ（報告書 L）は、日本の関係者の心に届いて欲しいとつくづく思うものである。2015 年までの長い調査時間と労力を費やしてまとめた IAEA の報告書（N）は、1 冊の総括と 5 冊の技術的分析をまとめた大作である。

以上の膨大な情報は、全てが最終的に規制や基準として昇華されるというわけではない。むしろ、それらとは異なる形をとって反映される場合の方が多い。その意味で、規制や基準の改正だけに注目しても、多くの貴重な教訓を見落とすことになる。従って、次項で述べられる諸点は、飽くまでそれらの一部に過ぎないことを初めに断っておきたい。

4.1.1 規制、基準の改正

米国の場合、ある問題を是正する上で、規制のレベルの権威が必要であると思われるにもかかわらずそのような規制が存在しないとき、NRC は、「オーダー」を発行することによって、暫定的に規制を補完することができる。（「通達」は、飽くまで規制に基づいて発行されるものであるため、その規制が存在しないときには、通達を発行する根拠がない。）

福島事故後、NRC タスク・フォースの報告書（前述の報告書 A）を受けて、次の 3 件のオーダーが、2012 年 3 月 12 日付で事業者に対して発行されている。

- EA-12-049 “Order to Modify Licenses with regard to Requirements for Mitigation Strategies for Beyond-Design-Basis External Events”
- EA-12-050 “Order Modifying Licenses with regard to Reliable Hardened Containment Vents”
- EA-12-051 “Order Modifying Licenses with regard to Reliable Spent Fuel Pool Instrumentation”

これらに対しては、さらに具体的に実行すべき詳細な内容を指示した文書が、それぞれに付属して発行されている。EA-12-049 は、原子力発電所が設計基準を超える自然現象に見舞われた場合の耐久性を把握し、対応計画を備えることを求めたもので、各事業者は、まずはそのような地震と溢水を想定した点検（ウォークダウン）を、予め定めた手順書に従って実施した。タンクや配管、ポンプなどの基礎ボルトの発錆などの小さな異常も全て写真に収め、報告している。

EA-12-50 は、格納容器の強化ベントの状態とこれを使用する場合の手順書の有効性に関する調査と不具合の是正を指示したもので、福島第一で経験されたような問題（弁を操作するためのアクセス性が悪いなど）が発覚したところもある。このオーダーをきっかけに、いかに危険な環境への曝露を最小限にするかが検討され、弁の操作方法が大幅に改善されている。日本の事業者も取入れを検討すべき良案が多く提示されている。

EA-12-51 は、使用済燃料プールの水位計に関するものである。日本の事業者も、ただ単にこれを据付ける対応まではしているが、米国が、これによって得られる指示値を防災計画の基準（EAL）として活用するのに対し、日本の基準（JEAG 4102-2015）においては考慮されていない。

その後、EA-12-050 の内容を修正して、2013 年 6 月 6 日付で EA-13-109 “Order to Modify Licenses with regard to Reliable Hardened Containment Vents Capable of Operation Under Severe Accident Conditions” が発行されている。米国では、フィルター・ベント設置の義務化や設置の場合の技術的な基準を巡って、議論に長い時間が費やされているが、その内容をみると、確かにとにかく設置すればよいというものでもなく、設置することによるリスクやデメリットに対する慎重なレビューが必要であることがわかる。

特に、日本の格納容器ベントの問題に関しては懸念されることがいくつかある。前述の NRC による原子力規制の日米比較に関するレポート（K）は、福島事故における事態悪化の重大な原因として、日本の手順書が、ベントの実施をギリギリまでこらえさせていたことを指摘している。そのため水素が漏れ、次々と建屋の爆発が起こり、その後の対応を著しく危険で困難にしたというの

であるが、そもそも本家である米国のガイドライン(BWROG-EPG)では、そのような無理な使い方を定めてはいなかったというのである。この指摘は重大で、日本は今でも従来の漏えいをこらえさせるアプローチを変えていないが、これは再び爆発を許しかねないリスクがある。

4.1.2 規制、基準の外側での対応

米国以外の各国や国際機関の考え方にも貴重な示唆がある。特に ENSREG のレポート(H)には、自然のハザードの 10 年毎の見直しが提案されている。つまり、設計基準(地震、津波、台風など)というものは、一度決めたらそのままではなく、10 年毎に見直すようにというのである。水素爆発の対策についても慎重な考えである。水素ガスには、濃縮のメカニズムもあるため、単に適所に再結合器(PAR)を設置しておけばよいというものでない。地震による二次的影響(溢水、火災)の考慮も指摘されているが、日本においては、余震の影響、敷地内の地割れの影響、負傷者の発生、建屋内の非常灯の破損、無線アンテナの転倒など、考慮すべき二次的影響の範囲は、欧州よりも圧倒的に多いはずである。

電源や冷却系、制御装置を含む一式の安全系を堅牢な独立した建屋に格納するというバンカード・システム(Bunkered/Hardened Systems)の構想にも、いかにも欧州らしい高い安全思想が反映されている。過酷事故の際には、再臨界の可能性も排除しないだけあって、炉心溶融物の影響(MCCI)の考慮と対策についても言及している。これは日本では、入口で排除してしまっている議論である。そのためたとえば、本来ペDESTAL底面のコンクリートに混ぜる骨材として、石灰岩ではなく玄武岩を指定することまで配慮する必要があるのだが(石灰岩では、MCCI によって大量の爆発性一酸化炭素が発生する)、そのような議論もなされていないままである。複数基の原子炉が設置された原子力発電所にあつては、全ての同時多発事故を考慮せよともある。

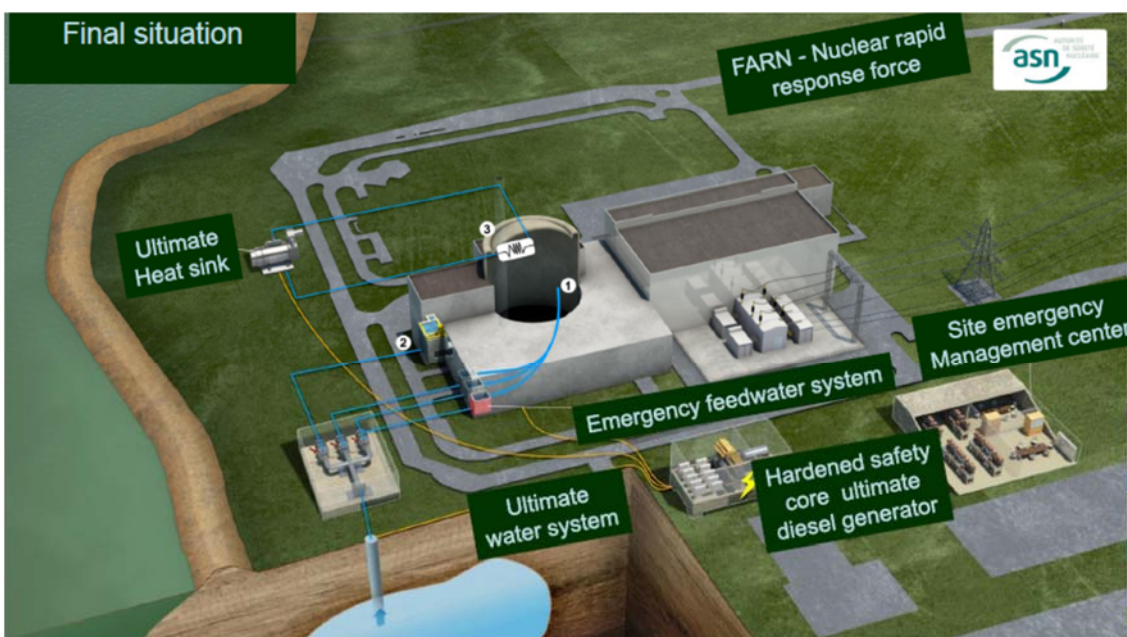
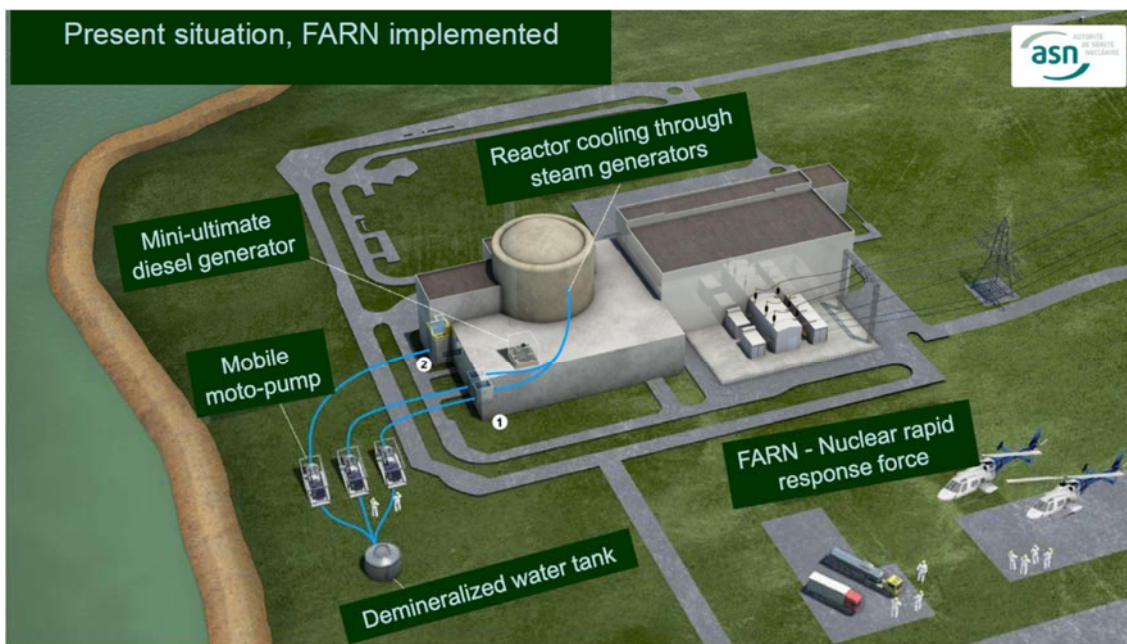
全文 8 ページにすぎない短いレポートではあるが、日本の関係者が注意を忘れているか思慮の浅い点をいろいろ気付かせてくれる貴重な情報源である。

以上の内容には、規制や基準といった形式をとらないで実行されていくものが多く含まれている。規制の要件があろうとなかろうと、必要な対応は、当事者のイニシアチブとして、率先して実行すべきとの認識が重要である。

たとえば、過酷事故の進展予想解析を運転員の訓練用シミュレーターに組み込み、より緊張した環境で運転訓練を行うことも始められている。たとえば L3 MAPPS 社(カナダに本社のある民間会社)が、EPRI(米国電力研究所)からのライセンスを得て過酷事故の進展解析コード MAAP5 をフルスコープ・シミュレーターに組み込み、リアルタイム・シミュレーターとさせることができる技術を開発し、米国の BWR プラント(Susquehanna)にも導入されるという情報がある。これにより、事故後の炉内での蒸気の発生状況、炉心の加熱、被覆管の酸化と水素の発生、圧力容器の損傷、MCCI、可燃性ガスの爆発、核分裂生成物の放出と沈着などが模擬できるとのことである。

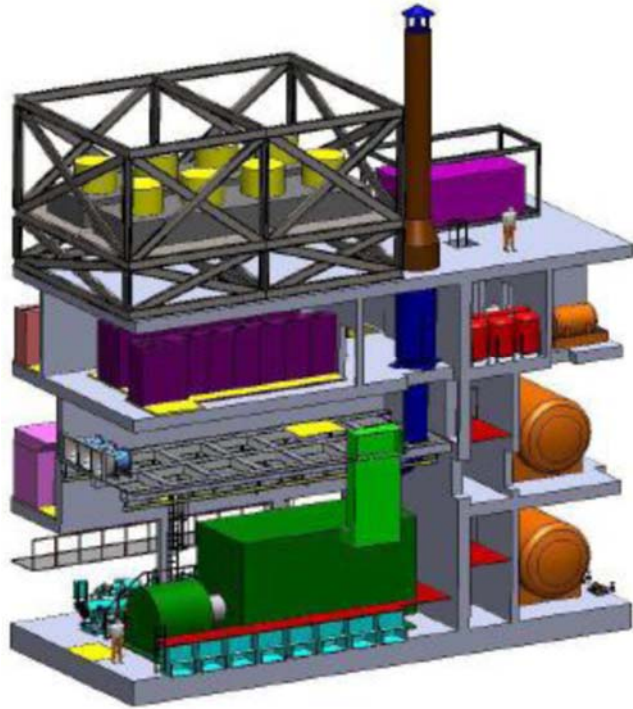
フランスの HSC(強化安全設備本部 Hardened Safety Core)の概念も日本的な妥協レベルを超越するものである。同国は、汚染水処理で苦しむ福島第一に処理装置を提供して支援してくれたが、自国においては、各原子力発電所に一式の可搬式設備を整備し、フェッセンハイム原子力発電所に対して格納容器床スラブを厚くし、原子力発電所の職員による事故対応能力が限界のときに出動する原子炉事故対応のエリート集団＝緊急対応支援チーム(FARN)を各拠点に

設置するなどの大胆な安全対策を行ってきた。しかし、それでもこれらを飽くまで暫定的な対応と位置付け、長期的、最終的には、2020年頃までに HSC を設置する計画である。これは、前述のバンカード・システムをより重厚にモダン化した設備である。(フランスの規制機関 ASN 提供の次図を参照。)日本のように、可搬式設備を一式揃えて訓練をし、それで一安心というわけではない。

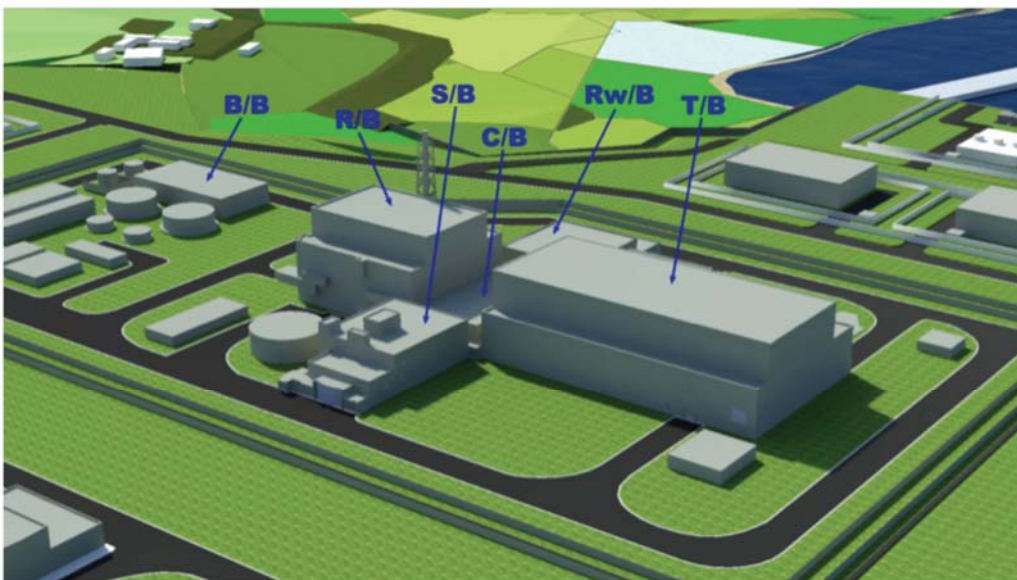


HSC

<p>電源設備・計測制御設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 最終ディーゼル発電機 ● バッテリー電源、接続部 ● 計器
<p>補給水設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 蒸気発生器用 ● 原子炉冷却系用 ● 原子炉建屋用 ● 使用済燃料プール用
<p>一次冷却系減圧設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器隔離
<p>緊急対策室</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 可搬式設備 ● 通信設備



下図は、現在英国において型式認定 (GDA) が最終段階にある UK-ABWR のレイアウト概念図であるが、バックアップ建屋 (B/B) は、まさに上記フランスの HSC に当るものである。



Building Legend

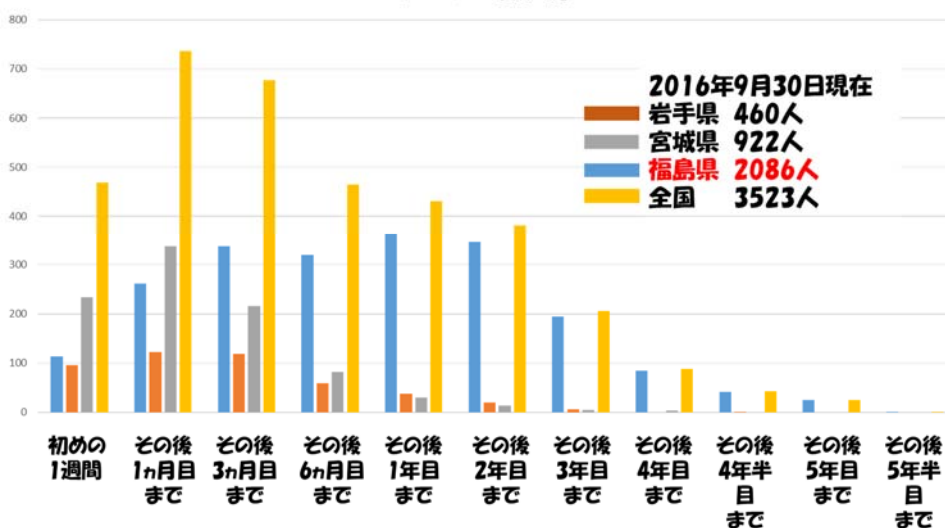
B/B	Backup Building	Rw/B	Radwaste Building
C/B	Control Building	S/B	Service Building
R/B	Reactor Building	T/B	Turbine Building

4.2 未反映の問題

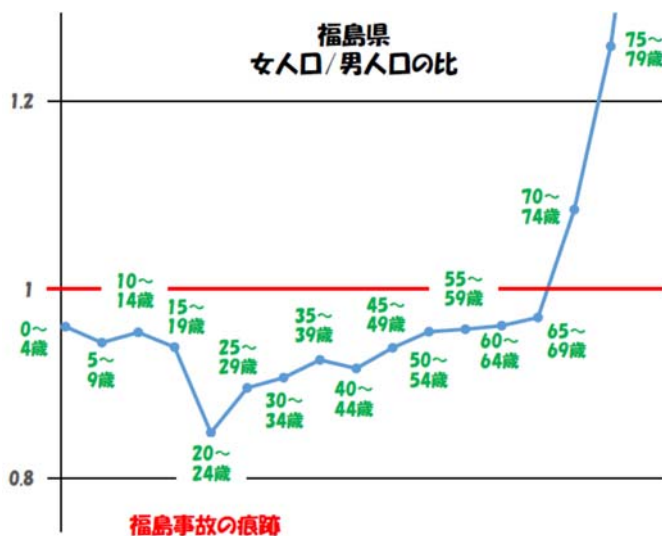
世界の各国は、日本からの直接発信される情報は限られているものの、可能なソースを全開にして情報を収集し、さまざまなイニシアチブを立上げているが、事故の全容を完全に把握しているわけではなく、事故の教訓の未抽出、未反映の問題も多くある。たとえば、NRC の危機管理対応の主管局 (Office of Nuclear Security and Incident Response) がまとめた報告書 (C) は、日本にいる米国人への情報伝達のため、大使館を拠点にして NRC 職員が必要な情報の収集に努めるも、コミュニケーションがままならず、とても苦勞をしたと述べている。通訳を伴いながらさまざまな会議も傍聴したが、さっぱり事情が理解できず、日本に在住する自国の国民にどのようなアドバイスをすべきか困惑したという。

そのようなことは、今の日本の立場としてはまだおこがましいが、将来、外国で原子炉事故が発生した場合の日本の対応にも起こり得ることであると思わなければならない。世界の人々の多くが知らないアフターマス事情もいろいろある。

震災関連死の死者数
データ：復興庁



福島県民の関連死が 2,000 人を超えているということ、同県からの人口流出が激しく特に若い女性と子供に顕著であること。福島事故の際に拡散して 200 キロメートル以上離れた東京にも放射性物質が降って汚染が広がり、その影響が今日も続いていて、回収される廃棄物の焼却炉から取り出される飛灰のサンプルに当時の汚染分布がそのまま表われていること。



飛灰の放射能濃度測定結果 (Bq/kg)

	2011 7	9	11	2012 1	7	2013 1	7	2014 1	7	2015 1	7	2016 1	7	2017 1
中央清掃工場	2260	1949		1176	962	281	385	247	256	181	122	129	173	85
港清掃工場	2810	1315	2171	1122	748	363	526	295	174	252	118	162	159	134
北清掃工場		1720	1595	1399		428	446			129				110
品川清掃工場	1508	1105	778	538	526	162	198	169	183	71	112	63	100	71
目黒清掃工場	3600	3430		1466	1094	544	639	296	381	194	169			86
大田清掃工場	6530		3910	1911	1385	814	986	746		160	157	131	149	130
多摩川清掃工場		1939	1282	955	794	363	418	190		160		97		128
世田谷清掃工場		2600	2057	1558		685	678	317	382	293	239	159	272	147
千歳清掃工場	2780	2550	1694	1005	1032	430	497	178	214		159	121	160	76
渋谷清掃工場		728	537	342		197	224			91	93		60	35
杉並清掃工場		2920	2620	1519										
豊島清掃工場	986	1069	705	531	508	198	337	144	155	101	99	57	79	53
板橋清掃工場	2790	2280	1687	1117	671	473	522	335	267	181	227	177	169	141
光が丘清掃工場	3130	2480	1947	1390	1264	392	714	549	498	322		169	(140)	(71)
墨田清掃工場	3540	2610	2010	1515		571	728		438	254	194		325	259
新江東清掃工場	3380	1841	2068	2590	1108	589	551		430	328	296	310	235	146
有明清掃工場	3450	2500	3250	1903	717	496	601	330	278	225	158	67	116	130
足立清掃工場	3750	3430	2690	2450	917	798	756	518	378	296	265	166	273	150
葛飾清掃工場	6050	2960	3740	2251	2810	447	1211	641	798	624	364	272	501	486
江戸川清掃工場	11470	13630	6500	3640	4200	1116	1874	1091	999	784	741	572	881	472

実際の原子炉事故の影響として理解されなければならない問題が、まだまだ日本の中で埋もれたままになっている。起こってしまったからの技術的な解決法はなく、技術ができることは、このようなできごとを繰り返させないことに尽きるのであるが、とは言え、技術的課題の追究を放棄してしまってもいいわけではない。

立地条件によっては、事故後に大量の地下水が建屋内に流入してしまい、その処理が深刻な問題になることも今まさに日本が悩まされ続けている。事故直後、中央制御室の放射線レベルが異常に上昇したが、その原因も究明されていない。もし、この原因が、原子炉建屋～制御建屋の壁貫通部の密封性の欠陥にあるとするならば、その改善方法も議論されなければならないのであるが、今やすっかり関心が薄れてしまっている。

鑑定事項(5)
大間原発の安全性確保が不足している点
について

5.1 大間原発に適用されるべき規制基準

改良型沸騰水型原子炉(ABWR)を炉型として採用した大間原子力発電所は、2008年5月に着工し、現在も建設工事の途中にある。2011年3月11日、進捗率38%のところ東北地方太平洋沖地震が発生し、工事が中断した。その後、原子力規制委員会が制定した新規制基準への適合が求められ、現在もその対応が続けられている。

ABWRの運転実績は、柏崎・刈羽原子力発電所6号機(商用運転開始1996年11月7日)、同7号機(同1997年7月2日)、浜岡原子力発電所5号機(同2005年1月18日)、志賀原子力発電所2号機(同2006年3月15日)の以上4基においてであり、島根3号機の建設が2006年10月から始まり、工事が中断する2011年3月までに93.6%まで進捗していた。大間原子力発電所は、これらに続いて完成され、6基目として運転が予定されていたABWRプラントである。先行プラントと異なる最大の特徴は、将来、ウラン・プルトニウム酸化物(MOX)燃料を全炉心に装荷して運転することを計画している点である。

原子力規制委員会は、新規制基準への適合を以て安全の水準を十分と見做す意向であり、事業者(電源開発株式会社)もこれを目標としているが、そもそもこの判断自体が慎重さを欠いたものであり、再考を要するものと思われる。すなわち、原子力規制委員会からすれば、単なる新たな1基のようなのであるが、世界的に見れば、現在、建設工事が進んでいるフィンランドのOlkiluoto 3号機(EPR)、フランスのFlamanville 3号機(EPR)、アラブ首長国連邦のBarakah 1~4号機(APR-1400)、米国のSummer 2、3号機とVogtle 3、4号機(AP1000)、中国の三門1、2号機と海陽1、2号機(AP1000)、田湾1、2号機(EPR)、ロシアのLeningrad 第二1、2号機(AES-2006)などと並ぶ、いわゆる第三世代炉と呼ばれる一段高いレベルの安全性が期待されたプラントのはずである。新規制基準は、1980年代から運転している古いプラントの安全水準に、いわばパッチワークをして再稼働を許すための追加基準であり、新型炉向けに新たな規制体系として制定されたものではない。

大間原子力発電所の特徴が、これらEPR、AP1000、APR-1400、AES-2006の炉型と比較して、それらの具備する安全機能に比肩するものであるかという評価もすべき機会だったのでないか、否、むしろより積極的に、そのような評価をする責任があったのではないだろうか。その理由は、すでに本書において繰り返し述べてきたように、原子力安全が、宿命的に逃れられない確率論的リスクとの折り合いの上に成り立つもので、過去の安全運転の実績は、決して現状での安住を認めるものではなく、常に新しい安全性が加え続けられなければならない、よって後発の原子炉を世に送り出す事業者は、その義務を意識すべきとの理解によるものである。原子力規制委員会と事業者が、大間原子力発電所で運転される原子炉を、日本と世界の単なる「ワン・オブ・ゼム」と思っていることに、モラル上の違和感を抱くのである。

よって以下では、既設炉に求められている安全水準とではなく、現在世界で建設中の新型炉の安全性と同じ土俵で議論をするものとする。

5.2 新設炉に求められる安全性

5.2.1 米国

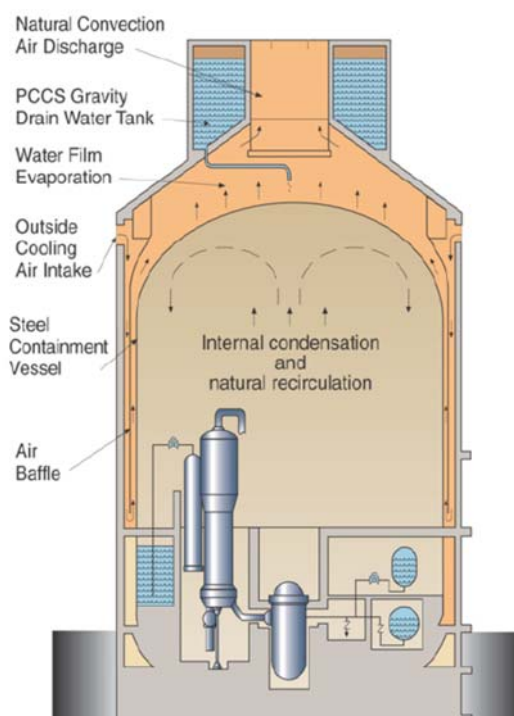
米国では NRC が、将来の原子力発電所に導入される設計 (Future Design)、新型炉 (Advanced Reactor、Advanced Nuclear Power Plant) の具備すべき特徴について言及を含んだ以下のポリシー・ステートメントを発行している。

- Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants (1986 年 8 月 4 日、21 日)
- Regulation of Advanced Nuclear Power Plants (1994 年 7 月 12 日)
- Policy Statement on the Regulation of Advanced Reactors (2008 年 10 月 14 日)

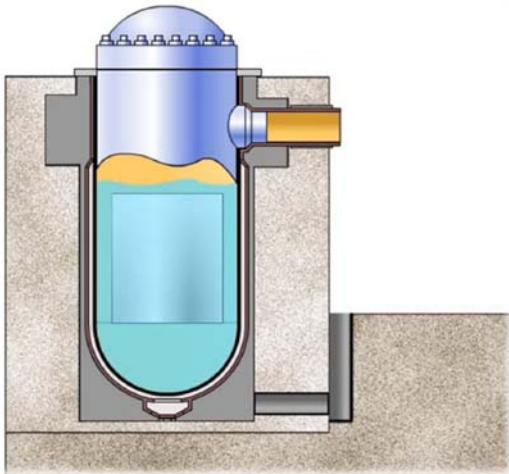
これらを読んで推測されることは、1980 年代からの一貫した米国の原子力関係者のコンセンサスとして、「単純化された-自然現象による-パッシブ性 (Simplified, Inherent, Passive)」の原理を、より信頼性の高いメカニズムとして将来の原子力設備の設計に取入れるべきだとの概念があったということである。そして、そのような概念は、確かにその後の新型炉の設計に取入れられている。

具体的に、ABWR と同じ頃に開発された AP600 の後継モデルである AP1000 の設計を見てみる。(AP1000 は、現在、米国と中国で建設工事が進んでいる Vogtle 3、4 号機、Summer 2、3 号機、三門 1、2 号機、海陽 1、2 号機に採用されている炉型である。) 過酷事故の最も典型的なシナリオである全交流電源喪失 (SBO) が発生

し、その後炉心損傷に至り、さらに一次冷却システムの損傷により、格納容器が高温の蒸気で充満する状態にまで悪化したとする。そのまま格納容器の圧力が上昇を続ければ、やがて破損して大量の放射性物質が外部に放出されることになる。原子炉圧力容器の底部が炉心溶解物の熱と重みによって抜け、それが進めば、やがて格納容器の底が貫通し、やはり大量の放射性物質が外部に放出されることになる。しかし、AP1000 の格納容器の頂部の上には、巨大な貯水タンクがあり、その弁を開きさえすれば、静かに水が流れ落ちてきて、格納容器の外壁を濡らす。高温になった格納容器の側壁に沿っては、上昇気流が生じ、外壁を濡らした水の気化熱を奪っていく。このようにして格納容器が



外壁を介して冷却されることにより、内部の圧力上昇が抑えられる。一方、格納容器の内部では、熱対流が発生し、上昇する高温の蒸気が天井部で冷却されて凝縮し、水となって下方に流れ落ちていく。これが格納容器の底部のピットに集められ、原子炉圧力容器を外側から水没させるため、



内部の炉心溶融物は冷却され、この先、融かして貫通することはない。(そのため、後述する「コア・キャッチャー」は不要。)この状態は、格納容器の頂部にある貯水タンクの水が涸れるまで、72 時間保証される。その前に水を補給して延長するか、最終的な対応に切替えることができる。

ロシアの AES-2006 や韓国の APR-1400 の設計も、それぞれの独自性を持ちながら、このような AP1000 に近い特徴を備えている。

パッシブ性とは、一切の動力も人力も、人による判断力さえも必要とせずに、ただそこにあるだけで

期待された目的を果たす性質を意味するが、上述した AP1000 の原理はまさに、「単純化された-自然現象による-パッシブ性」を具体化したものであると納得できるだろう。NRC が認証した新型炉は、この前の ABWR についても、この後の ESBWR について、このような特徴を具備している。さもなければ、NRC が認証したとは思えない。実は、この NRC が認証した ABWR は、大間原子力発電所をふくむ日本の ABWR とは、特にこれらの特徴において異なっている。

また、これほど知力を総動員して創り上げた設計を以てしても、原子炉事故のリスクがゼロではないことを、改めて想起しておきたい。

5.2.2 欧州

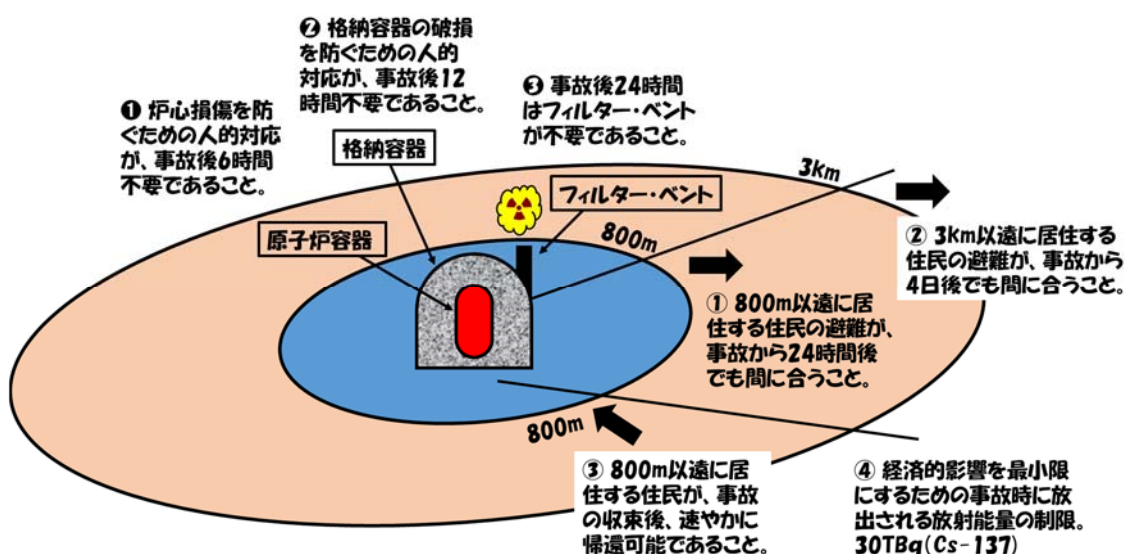
欧州における新型炉の性能に対する要求は、さらに具体的な内容で、事業者グループが制定した仕様集、European Utility Requirements (EUR)として、2001年に発行されている。その内容から汲み取れるのは、プラント運転員に対しても、住民に対しても、無理な対応を求めないという思想である。EURは規制要件ではない。しかし、原子力発電所が設置されるまでのプロセスとしては、規制要件よりも上流にある。つまり、事業者にとって不満足な仕様の原子力発電所は、たとえ規制要件に適合していたとしても、現実には、欧州圏内の陸上に設置されることがない。

原子炉事故が発生した場合においても、プラント運転員に対して無理な対応を求めない具体的な仕様は、以下の通りである。

1. 炉心損傷を防ぐための人的対応が、事故後6時間は求められないこと。
2. 格納容器の破損を防ぐための人的対応が、事故後12時間は求められないこと。

つまり、事故が発生した直後、たとえばそれが、雷鳴轟く嵐の真夜中であったときでも、冷たいみぞれ混じりの強風の中でも、直ちに外に飛び出して行って、仮設ポンプを引いたり、ホースを布設したりはしなくても、少なくとも一呼吸して各自がなすべき行動を確認する猶予が与えられなければならないという考え方である。

3. 事故後24時間は、フィルター・ベントの使用が求められないこと。



一方、住民に対して無理な対応を求めない具体的な仕様は、以下の通りである。

1. 800メートル以遠に住する住民の避難が、事故から24時間後でも間に合うこと。
2. 3キロメートル以遠に住する住民の避難が、事故から4日後でも間に合うこと。

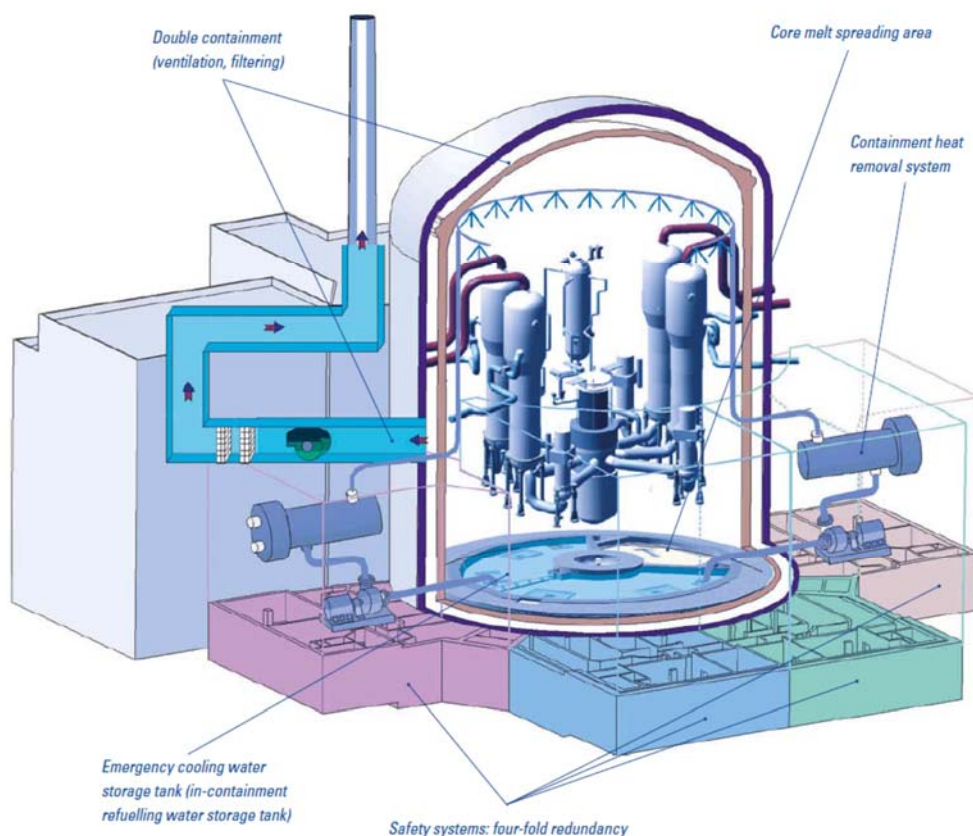
つまり、原子炉事故が発生したからと、老人も幼子も、妊婦も病身の者も、皆夜中に叩き起こされ、寒空の中を走り回らなければならないようなことがあってはならないということである。4日間も猶予があれば、仕事上の調整や、家畜やペットに対してさえ、取り得るさまざまな選択肢がある

はずである。プラント運転員は、事故後 24 時間はフィルター・ベントを使う必要がないことが先の要件として掲げられているおり、24 時間以内の住民避難を求めない要求は、これとリンクしたものである。

3. 800 メートル以遠に居住する住民が、事故後、速やかに帰還可能であること。
4. 経済的影響を最小限にするため、事故時に放出される放射性セシウム (Cs-137) が、30 テラベクレル以下であること。

つまり実質的に、原子炉事故による帰還困難者を出さないということ、コミュニティを崩壊させないということである。国や自治体が、帰還できない住民のために仮設住宅を建てたりしなくてもよく、風評被害の範囲と規模を最小限にするということである。

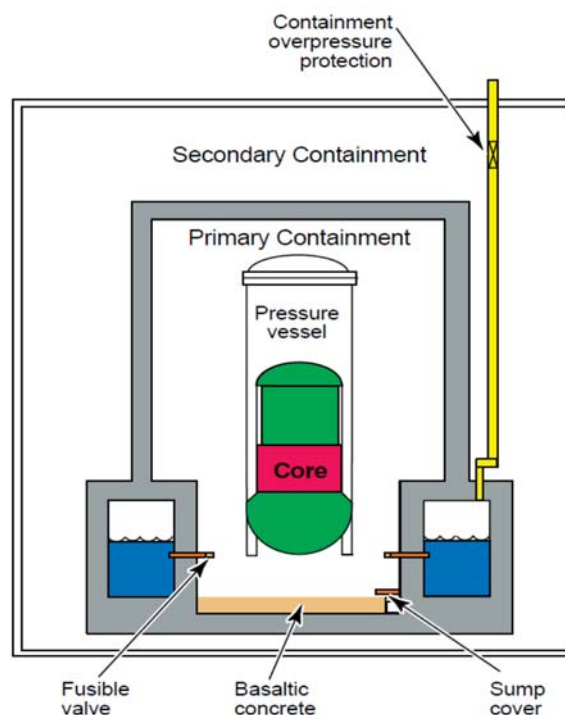
以上の要件に加え、安全システムの多重化を更に充実させ、格納容器は、航空機の落下や衝突に耐えられる強度にするか、防護壁を外側に追加するかをし、コア・キャッチャーとフィルター・ベントも備えることも要求されている。そのような要件の一切切を満足させる設計は、従来の設計に比べてかなり複雑で重厚なものになると予想されるが、その具体的な炉型としてアレバが考案した EPR が認定された。(下図)



5.2.3 ABWR

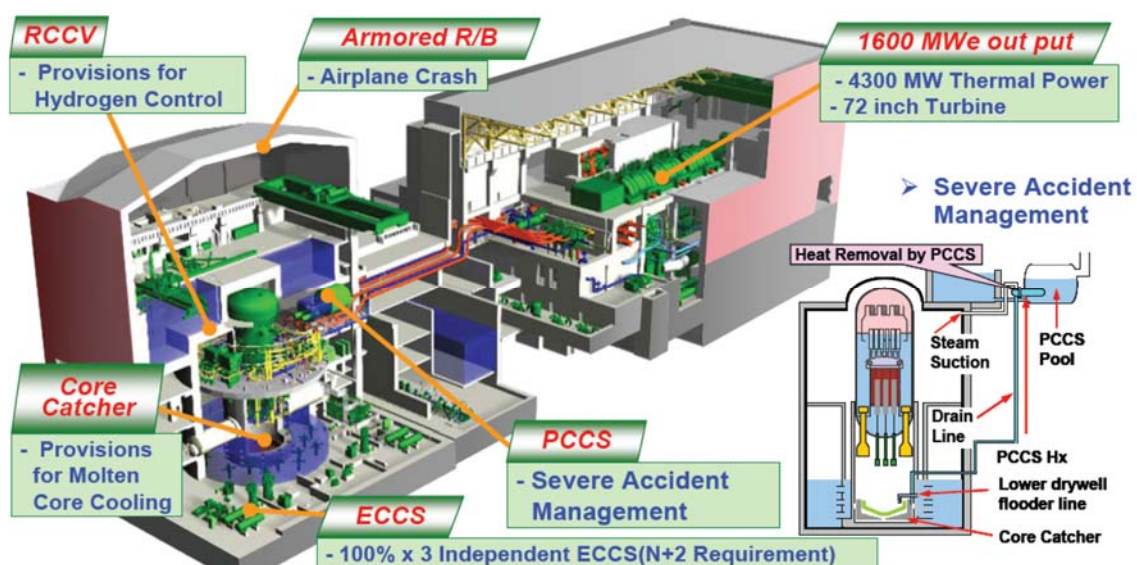
ABWR の設計に日米の差が現われたのは、すでにその登場のときからであった。米国からは GE、日本からは東京電力、東芝、日立の 3 社が参加した合同チームで開発が進められていたのが、前述の NRC のポリシー・ステートメントにある設計思想を認識していた GE は、当然、「単純化された-自然現象による-パッシブ性」を取入れた。具体的には、格納容器の過圧防止用の強化ベント・ラインにラプチャー・ディスクを入れ、その上流の弁を「通常開」とすることで、過圧防止の機能をパッシブ化したこと、そして、原子炉事故が進展し、原子炉圧力容器の真下（ペDESTAL）のスペースに炉心溶融物が落ちてきたとき、その熱を利用して可融性プラグを脱落させ、落差で流れ込むサブプレッション・プール水を使って炉心溶融物を冷却できるようにしたことである。

たったこれら 2 つの機能を加えただけで、過酷事故の対応は劇的に単純化され、自然現象に任せてパッシブ化できるのであるが、日本の技術者たちの関心を惹くことはなく、これらを採用しない柏崎・刈羽原子力発電所 6、7 号機が 1996 年、1997 年に運転を開始した。そしてこれらが原型となり、その後の日本の ABWR プラントと設計として標準化し、後続に引き継がれてしまった。



2001 年、米国同時多発テロが発生し、新型炉の設計にも、テロ攻撃に対する耐久性が求められるようになった。前述のポリシー・ステートメントは、1994 年版ですでに重要な要求事項を網羅していたが、それらにテロ攻撃に対する耐久性と対処機能を追加して 2008 年版の内容となっている。ABWR においては、補助注水 (AFI) として設計に具体化され、航空機テロなどによって原子力発電所の敷地が広域に炎上した場合であっても、各建屋から 90m メートル以上離れた場所に設置された小さな耐火構造の部屋から、専用の高圧ポンプで原子炉に冷却水を送り込むことができる。この運転に必要な人員はせいぜい 1、2 名で、原子炉の水位を監視し、水を入れ過ぎないように注意し、注水量を調整しながら原子炉を冷却する。熱で発生する蒸気はサブプレッション・プールに放出され、やがて沸点に対して格納容器が加圧され出すが、放っておいてもラプチャー・ディスクが過圧を防いでくれる。パッシブではないが、極めて単純化された設備である。AFI は、日本においても「特定重大事故対処設備」として取入れられようとしている、しかし、この本来の機能が発揮されるためには、放っておいても格納容器の過圧を防いでくれるラプチャー・ディスクとセットでなければならない。

日本の ABWR の設計が、国際的な新型炉の水準に満たないことは明らかで、日本のプラントメーカーは、この販路を欧米に求める営業活動を展開するにあたり、米国仕様、欧州仕様へアップグレードした。たとえば、その欧州仕様は、前述の米国 ABWR の 3 つの特徴(ラプチャー・ディスク、可融性プラグ、AFI)に加え、コア・キャッチャー、フィルター・ベント、頑強な原子炉建屋の屋根、三重の 100 パーセント容量の ECCS、2 台のガス・タービン発電機、パッシブ型の原子炉冷却設備(IC)、パッシブ型の格納容器冷却設備(PCCS)と、あらゆる安全設備を満載にした。(下図は、東芝提唱の EU-ABWR 概説資料[公開]から転載。)



こうして、ABWR の設計には、日本仕様(JP-ABWR)、米国仕様(US-ABWR)、欧州仕様(EU-ABWR)と 3 種類ができてしまったが、安全上の優劣は歴然である。

	JP-ABWR (KK-6/7)	US-ABWR	EU-ABWR
ECCS	50% x 3系統	50% x 3系統	100% x 3系統
ECCS(高圧系の構成)	HPCF x 2系統 RCIC x 1系統	HPCF x 2系統 RCIC x 1系統	HPCF x 3系統
非常用交流電源 (恒久設備)	EDG x 3基 CTG x 1基	EDG x 3基 CTG x 1基	EDG x 4基 CTG x 2基
SBO時の炉心冷却	RCIC + TWL ポンプ	RCIC AFI x 2系統	IC AFI x 2系統
格納容器の保護	下部DWの水張り DW除熱系 コリウム・シールド フィルター・ベント	パッシブ・フラダー コリウム・シールド COPS(破壊板)	パッシブ・フラダー PCCS コア・キャッチャー フィルター・ベント
(航空機)テロ対策		AFI x 2系統	R/B 屋根の強化

5.3 大間原子力発電所の劣等性

大間原子力発電所の ABWR プラントとしての劣等性を「欠陥」という言葉で指摘することには異論もあるだろうが、NRC が発行した 2008 年のポリシー・ステートメントにある項目と逐条的に比較した場合、具体的な不適合がより明確になる。2008 年のポリシー・ステートメントには、次ページに抜粋して示すように全部で 14 項目の新型炉として具備すべき特徴が箇条書されている。(原文ではビュレット(・)だが、ここでは項目の対応を分かり易くするため a~n としている。)

	2008 年ポリシー・ステートメント	大間(日本の ABWR)
前文	新型炉は、安全裕度が高く、単純化した自然現象によるパッシブ性、その他革新的な方法により、安全性とセキュリティ機能を確立していること。特に、当該新型炉の設計の候補が、新型に値するものとして許認可されるための特徴としては、以下の諸点：	左記は、a 項から n 項として掲げられた特徴を十分に具備していない場合、当該の設計が新型炉としての期待に合致していないと判断され、認可を受けられない旨を示唆している。大間(日本の ABWR)場合、どうかであるか。
a	停止系、残留熱除去系の信頼性が高く、複雑でないこと。自然現象によるパッシブ性であることがこの趣旨に沿う手段として望まれる。	原子炉停止のための FMCRD、RPS、ATWS、ARI、SLC の各系統は、これに適合しているが、RHR 系の設計は、従来設計のまま。
c	安全系が単純化され、厳しい環境下での運転員の操作とそのような環境に曝露される機器、安全停止状態を維持するのに必要な機器が低減されていること。単純化にあつては、運転員の判断をし易くし、機能の信頼性が向上され、技術的な解析が簡素化されるよう意図されたものであること。	状況によっては厳しい環境下での運転員の操作、迅速な判断と対応が求められ、さまざまな要因によって成功の可能性が左右される。運転員や意思決定者を悩ませる場面が想定される。失敗した先の状況悪化の予知とその場合の対応も事前に決定しておくことが難しい。
d	安全系に自然現象を原理とした安全性、信頼性、冗長性、多様性、独立性を十分取入れ、過酷事故が発生する可能性と影響を最小限に抑えることを図った設計。ただし、事故発生後の影響よりも、発生の可能性を抑制する方を重視のこと。	従来設計(BWR/5)からの基本的な進化があるわけではない。
g	プラント職員の被曝低減を考慮した設計。	中央制御室の居住性に改善の余地有り。(福島事故での環境悪化の原因が未解明、未対応。)
h	深層防護の思想を取入れ、過酷事故が発生する可能性と発生後の影響を抑える設計。	ABWR であることの優越性はあるが、十分であるかどうかは主観的。
j	安全性とセキュリティの要件を同時に満足させる設計。	評価不十分。
k	航空機の衝突後も炉心冷却の機能を維持すること。	評価不十分。
l	航空機の衝突後も使用済燃料プールの健全性を維持できる設計。	評価不十分。

2008 年ポリシー・ステートメントからの抜粋

III. Final Policy Statement

Furthermore, the Commission expects that advanced reactors will provide enhanced margins of safety and/or use simplified, inherent, passive, or other innovative means to accomplish their safety and security functions. Among the attributes that could assist in establishing the acceptability or licensability of a proposed advanced reactor design, and therefore should be considered in advanced designs, are:

- a Highly reliable and less complex shutdown and decay heat removal systems. The use of inherent or passive means to accomplish this objective is encouraged(略).
- b (略)
- c Simplified safety systems that, where possible, reduce required operator actions, equipment subjected to severe environmental conditions, and components needed for maintaining safe shutdown conditions. Such simplified systems should facilitate operator comprehension, reliable system function, and more straightforward engineering analysis.
- d Designs that minimize the potential for severe accidents and their consequences by providing sufficient inherent safety, reliability, redundancy, diversity, and independence in safety systems, with an emphasis on minimizing the potential for accidents over minimizing the consequences of such accidents.
- e (略)
- f (略)
- g Designs that reduce potential radiation exposures to plant personnel.
- h Designs that incorporate the defense-in-depth philosophy by (略), and by reducing the potential for, and consequences of, severe accidents.
- i (略)
- j Designs that include considerations for safety and security requirements together in the design process such that security issues (e.g., newly identified threats of terrorist attacks) can be effectively resolved through facility design(略).
- k (略), and the ability to maintain core cooling as a result of an aircraft impact, (略)
- l Designs with features to prevent loss of spent fuel pool integrity as a result of an aircraft impact.
- m (略)
- n (略)

総じて、かなり閾値を下げなければ、大間原子力発電所の設計を、2008 年のポリシー・ステートメントの趣旨に適ったものであると判断することは難しい。まして、EUR の要件に対しては述べるまでもない。

まだ 38 パーセントの建設工事の進捗段階で、早々に改善を放棄している。それでも新規制基準が求める程度のレベルには適合できるだろう。問題は、それでよしとするか否かである。米国の場合、新型炉に対する審査指針が RG 1.206 として別途制定されている。日本においても、望ましくは、新型炉向けの新々規制基準のようなものがあるべきだったが、そのようなものを制定する余力が原子力規制委員会にあったとは思われない。

ちなみに米国の場合、以下のような新型炉向けのより厳しい要件が幾つかある。大間原子力発電所が、その設計や材料調達に、これらを取入れているとは考えられない。

- 使用される電気ケーブル、光ファイバーの耐火性能試験に適用する規格としては、従来の IEEE 383 よりも厳しい IEEE 1202 であること。(RG 1.189)
- 火災防護設計においては、区画毎に全焼と復旧不能を前提にすること。(RG 1.189)
- 金属疲労の評価には、環境要因による劣化促進の効果を考慮すること。(RG 1.207)

最後に、米国では新型炉の審査に PRA の項目が追加されている。そして、安全目標としては、既設の原子炉に対する基準よりも一桁厳しい $CDF < 10^{-5}/\text{炉年}$ 、 $LERF < 1 \times 10^{-6}/\text{炉年}$ が適用される。大間原子力発電所の場合、そもそも信頼できる PRA が適用されているわけではなく、実力として、このような厳しい安全目標に適合しているとは極めて考え難い。たとえば、100 万年に 1 回の発生頻度として予想される地震、津波、噴火、台風のいずれかの規模が、大間原子力発電所の耐久能力を圧倒する破局的なものであるとすると、それだけでこの安全目標に適合していない理由になってしまう。原子力規制委員会の新規制基準は、このような評価を求めていない。しかし、なぜ求める必要をなしと決定したのか、その正当性が説明されなければならないはずである。

補遺
函館市の原子力防災計画

補-1.1 類似条件の例

まずは、函館市と類似の条件にあるケースを幾つか掲げる。

米国東部のペンシルベニア州には、ピーチ・ボトム(Peach Bottom)原子力発電所がある。サスケハナ川の沿岸に設置され、約 3 マイル(4.8km)下流にメリーランド州との州境がある。米国西部のオレゴン州では、トロジャン(Trojan)原子力発電所がかつて運転していたが、同原子力発電所は、コロンビア川を挟んで北のワシントン州に接していた。米国にはこのような州境の川の沿岸に設置されている原子力発電所が他にも数多くある。





国際的にもこれらと同様の例はある。スイスのライプシュタット(Leibstadt)原子力発電所は、ライン側の上流に設置され、対岸がドイツである。また、その下流には、フランスのフェッセンハイム(Fessenheim)原子力発電所があるが、この対岸もドイツである。



以上の例では、デラウェア州とウェスト・ヴァージニア州を除き、州境や国境の向こう側の州や国にも原子力発電所が設置され、それらの州と国にとって、原子炉の事故リスクが新種のリスクというわけではない。他方、隣接する州や国から新種のリスクである原子炉の事故リスクを押し付けられている州や国もあり、たとえば、上述の米国 2 州に加え、ロード・アイランド州、インディアナ州、国としてはデンマークを例として掲げることができる。なお、チェルノブイリ(Chernobyl)原子力発電所も、ベラルーシ共和国との国境から約 10km の距離にあり、1986 年の事故によって広範囲に汚染させられたが、当時は、ウクライナ共和国と共に同じソビエト連邦に属していた。

インディアナ州の場合、北のミシガン州にあるパリスーズ(Palisades)とクック(Cook)原子力発電所、および西のイリノイ州にあるブレイドウッド(Braidwood)とドレスデン(Dresden)原子力発電所の影響圏が、同州北部に入り込んでいる。非原子力を国是とするデンマークの場合には、首都のコペンハーゲンが、対岸のスウェーデンにあるバーセベック(Barsebeck)原子力発電所からわずか 20km の距離にある。そのため、メンバー国ではないが、WENRA のオブザーバー参加国となっている。函館市の場合、地理的条件としては、このデンマークのケースに似ている。



補-1.2 緊急時計画区域の設定

IAEA は、緊急時計画に関して次の安全基準を発行している。(古い順)

- General Safety Requirements No. GS-R-2 “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency” (2002 年 11 月)
- Safety Guide No. GS-G-2.1 “Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency” (2007 年 5 月)
- General Safety Requirements No. GSR Part 7 “Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency” (2015 年 11 月)

2002年にIAEAの他、国連食糧農業機関(FAO)、世界保健機構(WHO)、国連労働機関(ILO)など7つの国際機関によってGS-R-2が制定されたとき、原子力発電所の周辺には、次の緊急時計画区域が設定されなければならないこととされていた。ただしこの安全基準は、福島事故後に見直しされて廃止となり、後述するGSR Part 7がその替わりとして制定されている。

- PAZ(予防的措置範囲 Precautionary Action Zone)
- UPZ(緊急防護措置計画範囲 Urgent Protective Action Planning Zone)

2007年に制定された指針(GS-G-2.1)には、熱出力1,000MW以上の原子炉(日本の原子力発電所は全て該当)に対して、PAZとして5km、UPZとして30kmと設定することが述べられている。また、このような区域が国境に跨がる場合でも、PAZとUPZに対して適用されるそれぞれの事項が、国境によって遮られることなく運用されるべきとの趣旨が述べられている。

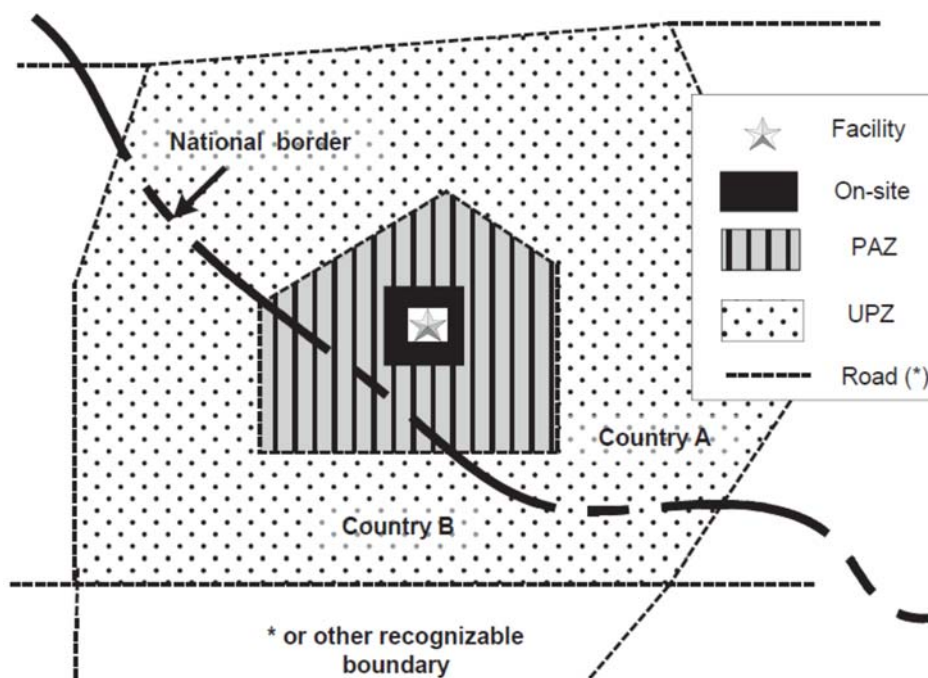


FIG. 2. Emergency zones.

GS-R-2に替わって2015年に新しく制定されたGSR Part 7は、さらに国連環境計画(UNEP)なども加わり、14の国際機関が携わって策定した基準である。同基準によれば、原子力発電所の周辺には、先のPAZとUPZの他に、次のエリアもそれらの外側に追加して設定されなければならない。

- EPD(Extended Planning Zone)
- ICPD(Ingestion and Commodities Planning Distance)

日本においては、福島事故後、今では廃止になったGS-R-2に基づいてPAZとUPZが導入されるようになったが、GSR Part 7で追加されたEPDとICPDは導入されていない。EPDについ

ては、広域緊急事態(日本における原子炉災害特別措置法第 15 条が発令される事態に相当)が発令された場合にモニタリングを行う緊急計画が策定されるべきエリアで、実効的な早期の防護措置に備えるものの、実際に運用するかどうか、どの程度を運用範囲とするかについては、実際の事故の発生状況によるものとし、公衆に対する確率論的影響によるリスク低減の見地から、幾つかの迅速な防護措置が必要になる場合もあるとの趣旨の説明が与えられている。ICPD については、汚染した飲食物の摂取と、飲食物、その他の物資の物流を管理する範囲と説明され、次に述べる米国 NRC が定める 2 種類のうちの、50 マイル圏内の EPZ に相当する。

米国 NRC が、規制要件(10CFR50, Appendix E)として定めている EPZ(緊急時計画区域 Emergency Planning Zone)には、次の 2 種類がある。半径 50 マイルの設定ともなるとかなり広大で、その中にはかなりの数の郡、市町村が含まれることになる。(たとえばインディアナ州の場合、11 の郡が含まれている。)

- 放射能プルームによる被曝に対して設定(10 マイル圏):
Plume Exposure Pathway EPZ
- 呼吸・飲食による被曝に対して設定(50 マイル圏):
Ingestion Exposure Pathway EPZ

これらの設定は、すでにスリー・マイル・アイランド事故の前から、NRC による検討を経て決定されたものであるが、そのような区域における原子力防災計画の実務に関しては、同事故を受け、当時のカーター大統領が発令した大統領令(Presidential Executive Order 12148)により、NRC から危機管理庁(FEMA)に主管が移されている。これにより、原子力発電所内は NRC、原子力発電所外は FEMA という分担になっている。また、原子力発電所外の環境レベルに応じた防護措置は、環境保護庁(EPA)が設定している。

10 マイル圏 EPZ の防災計画には、住民が大量被曝による急性障害から逃れるための避難、屋内待避が含まれており、その場合の緊急性から連邦や州の出動を待つのではなく、直接地元自治体(郡、市町村)がその主体となる。一方、50 マイル圏 EPZ の防災計画においては、急性障害の心配はまずない反面、広範囲にわたる汚染状況の把握が必要で、そのための設備の確保と維持にはかなりの規模のコストが伴うことから、州の責任として実施されることになっている。具体的な実務内容と分担を規定している図書としては以下がある。したがって、州や自治体が各自の防災計画を制定する際には、これらに適合するように作成することになる。

- NUREG-0654/FEMA-REP-1, Rev.1 “Criteria for Preparation and Evaluation of Radiological Emergency Response Plans and Preparedness in Support of Nuclear Power Plants” (1980 年 11 月)
- EPA-400-R-92-001 “Manual of Protective Action Guides and Protective Actions for Nuclear Incidents” (1992 年 5 月)
- FEMA P-1028 “Program Manual: Radiological Emergency Preparedness” (2016 年 1 月)

補-1.3 50 マイル圏 EPZ に求められる原子力防災計画の水準

函館市が大間原子力発電所の原子炉事故によって影響を受けることの想定は、これを排除できる合理的な根拠がない。ただし、そのような影響への対策は、もし米国式に倣うならば、10 マイル圏 EPZ に対するものではなく 50 マイル圏 EPZ に対するものとなり、函館市のみならず同市を含む 2 市 12 町に対するものとして、各市町が別々にではなく、州に相当する北海道が主体となって総合的に策定することになる。

米国の場合、自州には設置されていないとしても、隣接州にある原子力発電所からの距離によって、デラウェア州のように 10 マイル圏 EPZ と 50 マイル圏 EPZ の両方を有する州もあるが、インディアナ州やロード・アイランド州のように 50 マイル圏 EPZ だけの州もある。函館市が属するのは 50 マイル圏 EPZ であるから、具体的にどのような内容の原子力防災計画になるのかを理解するため、以下、ロード・アイランド州の計画について見てみる。それらと同等の内容が、北海道によって函館市のために提供できる体制となっているのかどうかというのが、函館市の参考とすべきポイントである。ちなみに同州は、陸地面積が 2,700km² で全米 50 州のなかで最小であり、人口も 43 位の 100 万人であるため、北海道との比較において考慮する必要がある。

ロード・アイランド州の州政府の組織には、緊急管理局(RI EMA)と環境管理部(DEM)が設置されており、原子力災害の発生時に指揮を執るのは RI EMA で、これを DEM が支援する。DEM の活動内容は、計画書(DEM ERP 6-11, Radiological Emergency Ingestion Exposure Plan)において、次のように規定されている。

- RI EMA によって州の緊急対策センター(EOC)が立ち上げられたところで、DEM は州の保健部(HEALTH)にその要員を派遣し、サンプル採取のための技術的支援を提供する。
- DEM は保健部と協議し、影響をうけた州内の地区のサンプル測定結果を確定する。
- DEM の農業課(DAG)は、州内の農場(酪農、養鶏、畜産、菜園、および貝の養殖場、公営の狩猟区域、果樹園、ぶどう園、養蜂場などを含む)の一覧を EOC に提示する。
- DEM の法務課は、公営の狩猟区域や魚釣りなどの行楽に対して必要な制限を執行する。
- DEM は、RI EMA と調整し、採取するサンプルの種類と場所を決める。
- DEM は、RI EMA、保健部と調整し、関係各課から職員を動員してサンプリング・チームを編成する。
- DEM は、保健部、サンプル採取チーム・コーディネーターと調整し、サンプル採取の活動を支援する。

また、DEM 部長の任務に関するチェックリストには、以下の 11 項目が記載されている。

1. EOC に到着し次第、関連手順書に目を通す。
2. スタッフ・ジャーナルを手元に置いておく。
3. DEM の職員と 2 班以上のサンプル採取班を EOC に派遣する。
4. 以下の優先事項を念頭に、保健部を支援して、サンプリングの種類と場所を策定する。

- 汚染した可能性のある地域
 - 収穫期にある農産物(農場の一覧と各農産物の収穫期のチャートを参照)
 - 大量の農産物が取り扱われる集積所、食品加工場
 - 生産されてから消費されるまでが短時間の農産物(産地直売など)
 - 取扱い上、洗浄、脱穀、皮剥きなどの工程がなく、表面汚染が全く、またはほとんど除去されないと思われる農産物。
 - 産地、加工施設での保管期間が短い農産物。
5. 水道課に指示し、区域マップに基づいて以下を実施させる。
- サンプル水の採取場所に関する全体計画を立案
 - 個別のサンプル場所の確定
 - EOC で進捗状況を追跡するため所定の記録様式で逐次更新

州の農場一覧(抜粋)

Directory of Rhode Island Farms (Revised June 2012)				
FARM	ADDRESS	TOWN	PHONE	COMMODITIES
Bridgefield Farm	20 Diamond Hill	Ashaway	377-8263	Sweet Corn, Xmas-Trees
Elmrock Farm	34A Kenyon Lane	Ashaway	377-4309	Dairy cows, Hay, Pasture
Hagen, Edward	RFD 1, Box 438	Ashaway	377-4696	Xmas-Trees
Keenan, Joseph	Box 440 Oak Street	Ashaway	377-4908	Xmas-Trees
Solitude Springs	271 Tomaquag Road P.O. Box 231	Ashaway	377-4059	Sheep, Poultry, Fowl, Horses
Twin Oaks Nursery	River Road Box 719 RR1	Ashaway	377-2199	Nursery Stock
Field Home Farm	60 George Street	Barrington	438-8555	Horses, Pasture
Holden, Bruce R.	11 Field Lane	Barrington	N/A	Apiaries
Sowans Nursery	84 Sowams Road	Barrington	245-8969	Nursery Stock
Vitullo Farm	1691 Wampanoag Trail	Barrington	246-1340	Mixed Vegetables
Littlefield Bee Farm	105 Spring St.	Block Island	466-5364	Apiaries
R. Todd Corayer	30 George St.	Block Island	N/A	Three acre bottom lease for cage culture of hatchery reared oysters
Tomaquag Valley Farm	45 Tomaquag Rd.	Bradford	377-4553	Dairy Cows, Silage Corn, Hay
Vadakin Farm Nursery	10 Tomaquag Road	Bradford	377-4049	Nursery Stock
Coggeshall Farm	1 Colt Dr.	Bristol	253-9062	Beef Cattle, Sweet Corn, Goats, Pumpkins
Highland Farm	646 Metacom Ave.	Bristol	253-5039	Sweet Corn, Hay, Dairy Cows, Mixed Vegetables

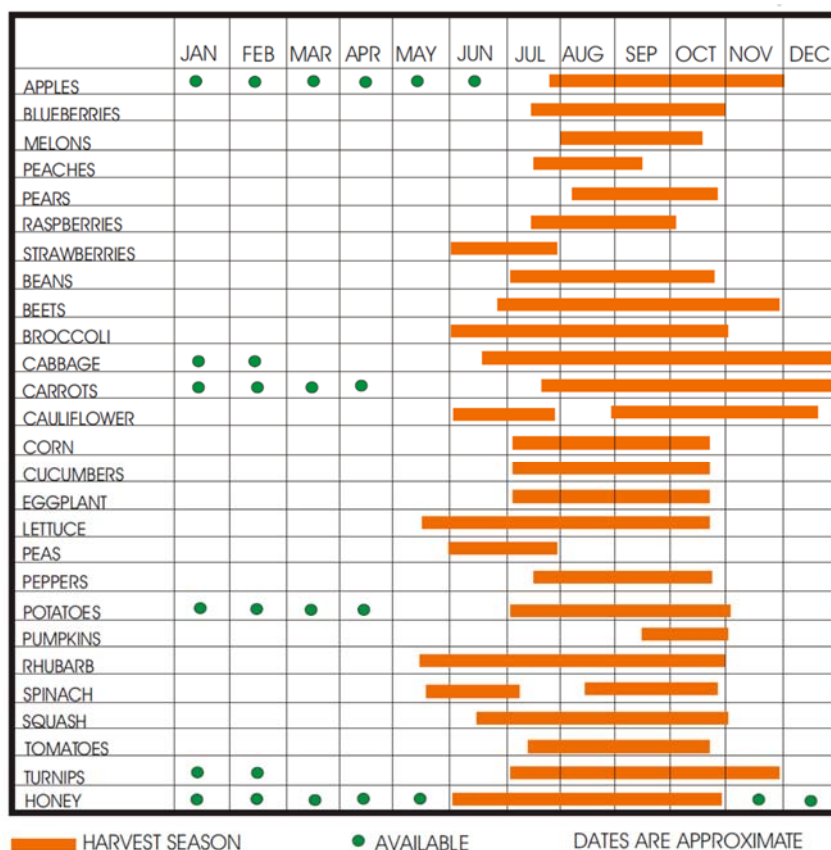
とうもろこし畑、ぶどう畑、かぼちゃ畑、クリスマス・ツリーの栽培、酪農、牧羊、養鶏、馬、山羊、養蜂、各種野菜、牧草地、メイプル・シロップ、植栽、造園、牡蠣の養殖などがリストされている。

州の食品工場、農産物加工施設一覧

RI AGRICULTURAL EXPORT AND FOOD PROCESSING COMPANIES				
COMPANY	ADDRESS	PHONE	CONTACT	PRODUCTS
Westcott Baking Co.	30 Newell Street, West Warwick, RI 02893	401-821-8007	Joseph Pinga, Owner	Rolls, Wholesale
My Bread Baking Co.	1150 Jefferson Blvd. Warwick, RI. 02886	401-738-7956 fax -738-8729	Thomas Lister, Branch Manager	Bakery and Related Products
Superior Bakery Inc.	1234 Oaklawn Ave., Cranston, RI. 02920	401-463-6859 fax -463-3067	Robert Cicerone, Pres.	Bread, Rolls, Pizza & Biscuits etc.
A & B Bakers Inc.	175 Beverage Hill Road, Pawtucket, RI. 02860	401-438-3950 fax -438-3953	Angela or William Bibby	English Crumpets, Scotch & other Soones
Calise & Sons Bakery Inc.	10 Rosario Drive, Providence, RI. 02909	401-943-1110 fax -943-8230	Michael Calise, Pres.	Bakery Goods, Specialty Bread & Rolls
Sakonnet Vineyard	P.O. Box 197, Little Compton, RI. 02837	401-635-8486 fax -835-2101	Earl & Susan Samson, Owners	Beverage Products Wine
Def's Lemonade & Refreshments Inc.	1280 Oaklawn Ave., Cranston, RI 02920	401-463-6190 fax -463-7931	Bruce Delucia, Pres.	Lemonade and Related Specialty Drinks

6. 農業課に指示し、区域マップに基づいて以下を実施させる。

- 農産物の採取場所に関する全体計画を立案
- 収穫期のチャートを参照し、サンプル採取の種類と場所を決定



Rhode Island Harvest Chart

7. 法務課に指示し、公営の狩猟区域や魚釣りなどの施設を巡視し、必要に応じて禁止する。

8. EOC に詰めている DEM からの職員に対し、上述のサンプル進捗状況追跡用記録様式に以下を実施させる。

- 一列めと二列め(サンプルの種類、採取場所)を埋める
- 保健部部长にコピーを送り、全体的なサンプリングの優先順について確認

9. 現場のサンプリング班の要員を確認する。

10. 以下の業務に関して保健部部长を支援する。

- 現場のサンプリングと分析の優先順位を設定
- サンプル分析に基づく当該採取エリアに対する評価
- 防護措置の勧告を策定
- 物流禁止の指示を策定

11. 知事付の広報部部长に協力し、メディア・リリースを立案。防護措置の運用にあたって記者会見を行う。

10CFR50, Appendix E の F.2.a 項によれば、新設の原子力発電所の運転認可にあたっては、燃料装荷予定日から遡って 2 年以内に全関係機関の参加による訓練が実施されなければならない。この場合の関係機関には、10 マイル圏 EPZ が属する地元自治体と州、および 50 マイル圏 EPZ が属する州が含まれるため、前述のロード・アイランド州の場合について例示したような内容が、実際に実行できるかどうかという視点で FEMA の視察がなされる。そして、もし FEMA が不十分と見做し、報告書に指摘した事項がある場合には、それが適切に処理されるか、NRC によって重大な問題でないと判断されない限り、当該の原子力発電所の運転は認められないことになる。

また、F.2.c 項によれば、一つの州に 2 つ以上の EPZ がある場合、訓練は、一つの EPZ についてだけで済ませてよいものではなく、各 EPZ について行うことが規定されている。そして、F.2.d 項では、このような内容の訓練が、当該原子力発電所が運転期に入ってから、訓練サイクル毎に実施されなければならないと規定されている。その訓練サイクルは、かつては 5 年だったのが、6 年になり、今は 8 年になっている。(前述、FEMA P-1028 による) ただしこれは、訓練を 8 年に 1 回行えば良いという意味ではなく、行うべき訓練内容を分割し、たとえば 2 年毎に実施し、8 年で全内容をカバーするという考え方である。

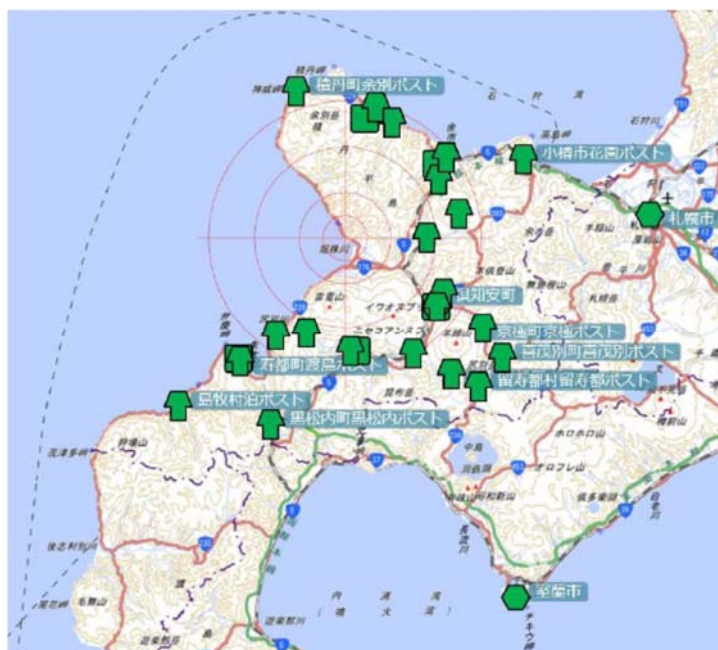
原子炉事故が発生した場合の対応については、行政の職員だけでなく、実際に生産、加工、販売に携わっている個人や企業の関係者も、基本的な関連知識を事前にある程度得ておく必要がある。そこで、ロード・アイランド州の場合には、米国農務省動植物検疫局の冊子“Radiological Emergency Manual for Livestock, Poultry, and Animal Products”(1987 年 12 月作成)が、農場主、酪農・畜産家、青果物生産者、食料加工業者、芝張り業者、漁師、食品販売業者に教材として用意されている。同冊子は、放射線と放射性物質の動物への影響、家畜を放射性物質のフォールアウトによる汚染から守り、きれいな水と飼料を確保するにはどのようにしたらよいかに関してや、家畜の世話をする場合の注意事項など、実践的な内容である。

このように、50 マイル圏 EPZ の場合、一般公衆を巻き込む避難は原子力防災計画の項目にはなっていない反面、食料関係の汚染に関する対応が膨大な業務となり、実際に原子炉事故が発生した場合、関連の行政機関の職員と業界関係者にとって、一気にかなりの大きな負担が発生する。

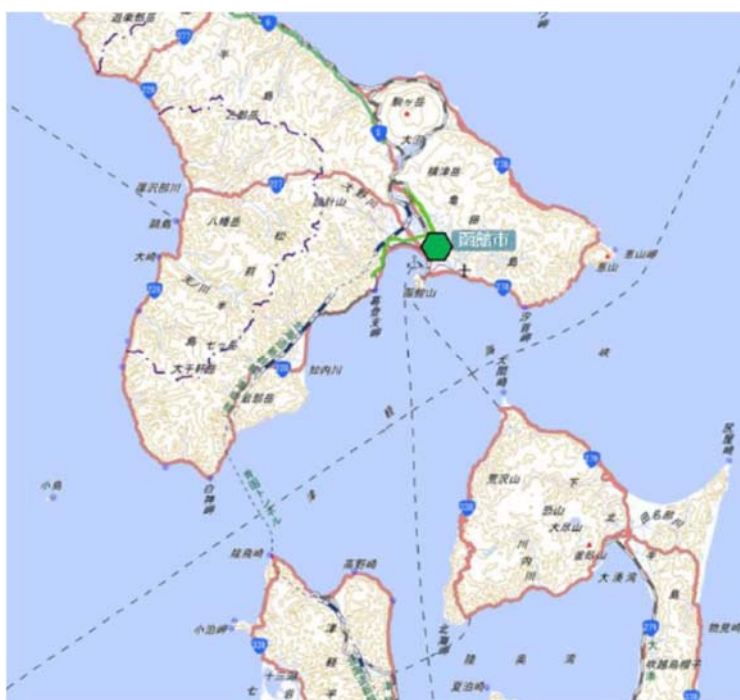
補-1.4 北海道と函館市の原子力防災計画

北海道は、総務部危機対策局原子力安全対策課が主管部署となって泊原子力発電所で原子炉事故が発生した場合の原子力防災を計画している。同課は、PAZとUPZの住民向けに4ページの「原子力防災のしおり」も発行している。そして、道内に設置されている泊原子力発電所での原子炉事故に備えた原子力防災計画のうちインフラ整備に関しても、以下のようにかなり充実させている。

- 泊原子力発電所敷地の直ぐ隣の共和町に原子力環境センターを設置し(1986年)、21人の職員を配属して、テレメータ・システムによる放射線レベルの監視、環境試料中の放射能分析などのルーチン業務を実施している。
- 周辺4町村の管内には13カ所、その外側の広域9町村(泊原子力発電所から半径30kmのUPZ圏内)には17カ所、さらにその外側の後志(しりべし)総合振興局(半径50km)には9カ所、そして、函館、札幌、稚内、釧路にまで及ぶ全道には10カ所の合計49カ所に放射線レベルを監視する観測局を設けている。
- メロン、すいか、生乳などの農畜産物、ほっけ、たこなどの海産物、陸地の土壌、海水、海底土など、39種類の試料を定期的に採取して放射能分析を行っている。そのような分析を行うため、ゲルマニウム(Ge)半導体分析装置、ガス・フロー計数装置、液体シンチレーション計数装置を複数台揃えており、原子炉事故によって放出される主要な放射性核種(I-131、Cs-134、Cs-137、Sr-90、H-3など)を測定できる体制を整えている。



したがって、目下は全く未整備ではあるが、もし将来、大間原子力発電所が完成して運転されたとした場合、同原子力発電所で原子炉事故が発生した場合に備えての、函館市を含む道南の影響範囲に対する原子力防災計画に関しても、同様に北海道によって策定されるものと推測する。ただしその際、泊原子力発電所の隣に設置されている原子力環境センターは、地理的に函館市などの一帯をカバーすることができない。同等の機能をもつ施設が新しく函館市内に設置され、そこを拠点として、放射線レベルの監視と放射能分析が実施可能でなければならない。しかし、そのためのテレメータ・システムで繋がった観測局がないため、まずは、これが広域に設置されなければならない。そして、やはり Ge 半導体分析装置などの核種分析装置も複数台必要となる。事故



時に求められる迅速性を考えれば、共和町にある装置を運搬してくるわけにも、逆に採取したサンプルを共和町で処理して測定するというわけにもいかないからである。

ロード・アイランド州の場合には、2 班のサンプリング・チームが必要であるとのことであったが、たとえば、函館市を含む 2 市 12 町の場合にも圏内には、数多くの牧場や農場、食品加工施設があり、加えて、特に水産業も盛んであり、大間原子力発電所の事故に伴って汚染水

の流出がある場合には、水産物の影響も予想され、それらもサンプリングの対象に追加する必要があることから、4 班くらいが必要かもしれない。

サンプル採取用の車両や船舶も確保しておかなければならず、採取したサンプルの処理装置や分析装置もより多くの台数が必要になるものと思われる。しかし、ルーチン業務がないために、事故によって突然そのような対応が必要になっても、直ぐには立ち上がらない可能性がある。また、北海道としても、ルーチン業務がないようなところに 20 人以上の職員を常勤体制で配属するわけにはいかないだろうから、別の対応を考える必要があるだろう。さらに、前述した第二の原子力環境センターとは別に、その近くにはやはり独自のオフサイト・センターのような指揮拠点も必要になる。これは、青森県側のオフサイト・センターとも、北海道庁とも繋がっていないなければならない。ただし、この場合の主な活動内容は、住民避難に関するものではなく、影響範囲の特定と農畜産物や海産物のサンプリングと分析、およびそれらの結果による指示の発信となる。

函館市などの影響を受ける市町は、これら北海道庁の機関からの助言や情報を受けることになるが、その内容と迅速さが果たして満足できるものかどうか、十分な意見交換が必要である。農畜産物や海産物の生産者、取扱い業者への教育も必要であるが、ロード・アイランド州のような行政当局用のマニュアル、生産地や収穫期、加工施設に関するデータは揃っているのか、教育冊子はあるのか。結局、函館市にとっての原子力防災計画が十分な水準かどうかは、北海道の対応に大きく依存することになる。

補-1.5 函館市への原子炉事故の影響

大間原子力発電所で重大な原子炉事故が発生した場合には、たとえ北海道の主導で前項に述べた原子力防災計画が直ちにフル回転で運用に移されとしても、函館市への影響は、農畜産物や海産物の生産、加工などのサプライ・チェーンに関した範囲に止まるものではなく、その後多方面へと拡大し長期にわたる。前項が狭義の原子力防災だとすると、本項には広義の原子力防災が含まれる。以下、その幾つかについて述べる。

(1) 水道水： 函館市の水道水は、市街地の北にある笹流(ささながれ)貯水池を水源としている。

同貯水池の湛水面積は 7.6ha であるが、これに注ぐ笹流川によって、その 5.4km² の流域面積の水が集められている。したがって、同貯水池だけでなく、この流域面積が汚染され、降雨によって洗い落とされれば、貯水池の水は当然汚染されることになり、しかもその後の長期化が予想される。同貯水池の有効貯水容量は 506,000m³ とのことで、消費量に比べてそれほど多いというわけではないため、希釈や減衰の効果も余り得られない。

WHO の飲料水水質ガイドラインによれば、放射性ヨウ素(I-131)、放射性セシウム(Cs-134、Cs-137)に対する許容濃度は 10Bq/l であり、たとえば、I-131、Cs-134、Cs-137 が、8:1:1 で検出された場合には、それぞれ、8Bq/l、1Bq/l、1Bq/l の濃度で、この許容レベルに達するため、このような事態は容易に予想される。水道水は、家庭用としてだけでなく、学校のプールや市場、温泉などでも大量に使用されるため、可能であれば、活性炭やゼオライトによる浄化処理が望ましい。笹流川流域にはモニタリング・ポストが設置され、汚染の可能性があった場合には、サンプリングと分析の最優先として指定される必要がある。

(2) ゴミの焼却灰： 函館市で回収される可燃性の家庭ゴミは、年間約 48,000 トンとのことである。

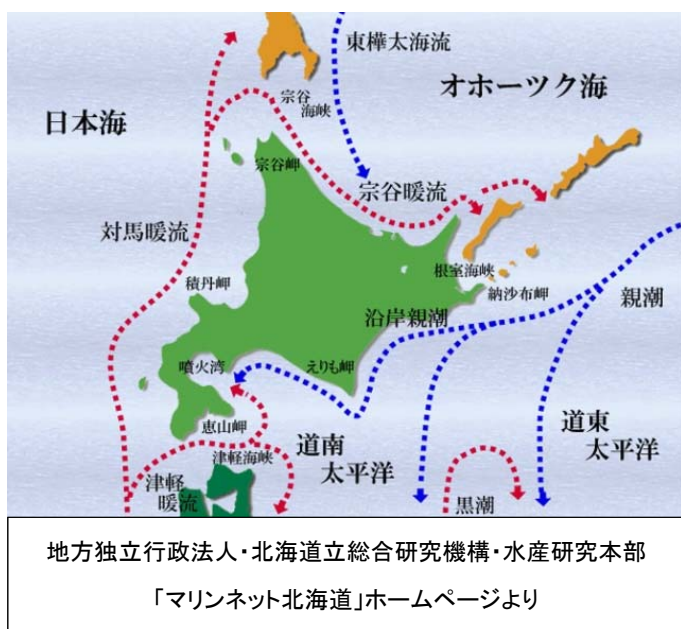
焼却されて残る灰には、放射性物質が濃縮される。この場合、上述 3 種類の放射性核種に対する本来のクリアランス・レベル(放射性物質による汚染物と見做す必要がないとされる基準)は 100Bq/kg であるが、焼却灰はこれを容易に超過することから、福島事故の際に引き上げられたように 8,000Bq/kg とされるのであろうが、この値でさえ、東京都の江戸川清掃工場の焼却炉で発生した飛灰は大幅に超え、事故から 6 ヶ月後でも 13,630Bq/kg を記録していた。

したがって、函館市がこのような事態に直面することは容易に想定され、そのような高レベル焼却灰の処理についても、事前の計画がなければならない。最終的には大間原子力発電所所か六ヶ所村の廃棄施設で引き取ってもらうにしても、ある程度の遮蔽能力のある中間貯蔵施設を焼却施設の近くに確保しておく必要がある。また、焼却灰の放射能分析についても、緊急性はそれほど高くはないが、民間施設か大学、または共和町の原子力環境センターにでも委託できることを確認しておく必要がある。

(3) 下水の処理： 福島事故の直後には、ゴミの焼却灰と並んで、下水の汚泥にも顕著な放射性物質の濃縮現象が確認されている。函館湾流域下水道では、函館市、北斗市、七飯町の住

民約 20 万人の生活によって発生する一日当たり約 10 万 m³ の下水が処理され汚泥が回収されているが、大間原子力発電所の事故によって、これが放射性物質で汚染された汚泥になる可能性がある。通常、汚泥は濃縮・脱水後、発酵させて堆肥にしたり、焼いて建設資材にしたりされるが、このような工程を経ることで、放射性物質の濃度がさらに高くなる。その場合、汚泥になる段階での濃縮に焼却による濃縮も加わることから、最終的な放射能濃度は、ごみ焼却炉の飛灰の数倍にもなる。したがって、焼却灰と同様、ある程度の遮蔽能力のある中間貯蔵施設の確保が必要となる。

- (4) 汚染水の影響： 原子炉事故によって、大量の高濃度放射能汚染水が大間原子力発電所から排出された場合には、空中に放出された放射性物質のようにモニタリング・ポストで知ることができず、その拡散状態を実測によって把握するためには、かなりの時間を要してしまう。大間原子力発電所と函館市は、津軽海峡によって隔てられ、日本海を北上する対馬海流が津軽



半島に差し掛かった辺りで、その大半が津軽海流として同海峡を西から東に流れ、太平洋側に出る。冬の間は、太平洋に出るところで直ぐに強い日本海流によって南に押されるが、夏の間は津軽海流は、そのまま襟裳岬の方まで惰性で流れ、それから南下する。また、津軽海流は、時刻によって勢いが大きく変化することが知られている。

そのため、松前半島西岸が汚染水の影響を受ける可能性は低いですが、函館湾岸や亀田半島東岸

が汚染される可能性は大いにある。函館湾には、函館市水産物地方卸売市場があり、津軽海峡や噴火湾から水揚げされたスルメイカがここに集められる。したがって、函館湾や付近の漁場に汚染水がどのように影響を及ぼすのかについては、予想を得ておきたいところである。

そのような予想は、大気中の拡散に対する SPEEDI のように、水中の拡散に対する解析コードもあり、福島事故のときには、米国海洋大気圏局 (NOAA) が北太平洋に対して解析を行い、北米大陸西岸への漂着を予想した。日本においては、日本原子力研究開発機構 (JAEA) が、2011 年 6 月 24 日付で、「太平洋における放射能濃度分布のシミュレーションについて」と題するレポートを発表している。このときの JAEA のモデルは、約 200km x200km という粗いメッシュであったため、局所的な解析には不向きであるが、海洋研究開発機構 (JAMSTEC) は、ここでの関心である津軽海峡の近傍について、精度の高い予想を行うことができるはず

である。函館市には、予めそのような解析結果が、夏の場合、冬の場合、津軽海峡の潮流が最低の場合、最大の場合について提供されるべきである。そして、もし解析の結果が、函館湾の奥まで放射能汚染が入り込むこと、亀田半島東岸にも回り込むことを示唆するときには、漁獲の停止や制限、港湾の封鎖、船舶の避難なども検討しなければならない。

- (5) 交通への影響： 函館湾の汚染については、JAMSTEC の協力を得るなどして解析を行ってみなければ分からないが、放射性物質の気中の拡散によって函館空港が汚染することはほとんど避けられない。福島事故のときにも、福島第一原子力発電所から北北東 116km にある女川原子力発電所のモニタリング・ポストが、3 月 13 日 01 時 50 分、最高 21 $\mu\text{Sv/h}$ を記録し、このときの汚染が 1 年後にもまだ残っていた。大間原子力発電所から 35km ほどの函館空港においても、滑走路や駐機中の機体が汚染してしまう可能性があり、かなり長い期間封鎖しなければならないものと思われる。
- (6) その他の影響： 函館市や北海道が、いくら安全をアピールしても、観光で訪れる旅行者は激減し、市民の中には自主避難を希望し転出する人々が現われるのも防ぐのが難しい。影響は、農水産業だけでなく、企業の活動、学校の運営などにも広範に及び、市の正常な行政の運営は著しく乱され、財政にも影響する。函館市が全てに自力で対策を講じることは、著しく困難であると思われる。

作成者略歴

本鑑定意見書の作成者の略歴と本鑑定意見書の内容との係わりについては、次のとおり。

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

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

2017年3月