

平成23年(ワ)第1291号, 平成24年(ワ)第441号, 平成25年(ワ)第516号

伊方原発運転差止請求事件

原告 須藤 昭 男 外1001名

被告 四国電力株式会社

準備書面(32)

2014年 10月 6日

松山地方裁判所民事第2部 御中

原告ら訴訟代理人

弁護士	薦	田	伸	夫
弁護士	東		俊	一
弁護士	高	田	義	之
弁護士	今	川	正	章
弁護士	中	川	創	太
弁護士	中	尾	英	二
弁護士	谷	脇	和	仁
弁護士	山	口	剛	史
弁護士	定	者	吉	人
弁護士	足	立	修	一
弁護士	端	野		真
弁護士	橋	本	貴	司
弁護士	山	本	尚	吾
弁護士	高	丸	雄	介
弁護士	南		拓	人
弁護士	東			翔

佐藤意見書(甲157)に基づく主張(括弧内の数字は佐藤意見書の該当頁)

第1 佐藤暁氏(表紙と末尾)

意見書を作成した佐藤暁氏は、ゼネラルエレクトリック社原子力事業部に勤務した後、原子力専門のコンサルタントとして活動している方で、米国を中心とした世界の原子力発電の仕組、規制、メンテナンス技術、実情等に通暁しており、家族と居住していた福島県双葉郡富岡町が帰宅困難区域となったために東京都足立区に避難を余儀なくされている方である。

第2 概要(xxiv～xxx)

- 1 原子力規制委員会が審査指針の中で指定した「大破断LOCA+SBO(ステーションブラックアウト)+全ECCS(緊急炉心冷却装置)喪失」というシナリオは、どれ1つとっても滅多に起こらない事象であるから、それが3つも同時に起こるといふシナリオが終息できるというのであればかなりの安心感を抱いても良いように一瞬思ってしまうかもしれない。しかし、大破断LOCAのような事象は巨大地震による以外考えられず、そのような巨大地震が起こる場合には電源系も無事ではすまず、電源系が全滅(SBO)すれば、ECCSも全滅する。つまり、巨大地震という単一事象によって起こり得る一群の併発・誘発事象なのである。
- 2 これと確率的に同等な事象の組み合わせでより厳しい影響をもたらす事故シナリオとして、「ナイトメア(悪夢)・シナリオ」がBWRでもPWRでも想定される。しかし、このようなシナリオはこれまでに議論されたことがなく、評価や対策の検討対象から排除しても良いという根拠が示されているわけでもない。
- 3 現在、電力事業者と原子力規制委員会の間で議論されている過酷事故評価と対策の内容には、福島事故からの教訓が反映されておらず、数々の国際的知見とプラクティスからの乖離が見受けられ、実際に事故が発生した場合には、それらの中で描かれているのとは全く異なる展開へと逸れてしまい、対策も期待したようには機能を発揮しないという事態が予想される。
- 4 過酷事故の進展について、我が国の電力事業者は、「燃料溶融デブリが原子炉圧力容器の底部から崩落してもMCCI(溶融炉心とコンクリートの

化学反応)は起こらない」「高温クリープは起こらない」「逃がし安全弁の開固着は起こらない」「R C P (原子炉冷却材ポンプ) シール損傷は起こらない」「逃し弁の操作による減圧は失敗しない」と確たる根拠なく楽観的な見方しかしていない。それだけではなく、海水注入の影響等のいくつかの重要な点で深慮が足りないが、特に海水注入に関しては、あらゆるケースのバックアップとして掲げているが、実際のところ、あらゆるケースに対して懸念があり、十分な考察があったとは感じられない。特に、蒸気発生器の二次側に海水を注入するというのは、内部で塩分を濃縮させ、析出させ、流路の閉塞、熱伝達の低下を招くことになり、蒸気発生器の細管を短時間で多数損傷させる懸念もあることから、安易に実行されるべき選択肢ではない。

- 5 格納容器内の圧力抑制のために行うスプレーの作動が、却って爆発環境を作ってしまうリスクがあるように、目下、我が国の事業者が当然のように考えている、原子炉圧力容器の真下にプールを用意し、燃料溶融デブリの崩落に備えるという対策には、水蒸気爆発の危険性があり、また、格納容器の天井にイグナイタを設置し、水素爆発を防ぐという対策は、逆に水素爆発の着火源となってしまう危険性がある、そのような対策が吉と出るか凶と出るか不確定さを含んでいる。
- 6 我が国の電力事業者の過酷事故評価においては、人的対応が失敗した後M C C Iに至る場合の進展評価や、格納容器がバイパスされる事象に対する進展評価が欠落しており、そのような判定基準(セシウム137放出量100TBq(テラベクレル))に適合しない不都合なシナリオを意図的に排除している。しかし、防災対策は、そのような場合への備えも欠くことは出来ないのであるから、評価を省略すべきではなく、深層防護上、きちんと行っておく必要がある。
- 7 我が国の電力事業者の過酷事故対策は、緊急対応要員の負担軽減が十分に考慮されておらず、様々な状況判断と必要以上の肉体作業(運搬, 据付, 操作)を求めている。最終的に人的対応に依存せざるを得ないにしても、最初からこれに依存した対策は適切ではない。全般的な設計思想として、以下の考慮が欠落している。

- (1) 仮設「可搬式」の前に恒設があること(例えば, S B O電源など)。
 - (2) 手動よりも自動。
 - (3) アクティブよりもパッシブ(例えば, 米国仕様, E U仕様のA B W R (B W Rの改良炉型) の設計には, 参考となる多くのパッシブ機能が含まれている)
- 8 我が国の電力事業者の過酷事故対策は, 人的対応に無理な時間制限を課しており, 福島事故の教訓が活かされていない。巨大地震に因る事故の場合には, 多くの併発事象と誘発事象が発生し, 状況把握だけでもかなりの時間を要してしまう筈である。人的対応については, 可能な限りの省力化を目指し, 不測の事態への対応に余裕を確保し, その上で, R C I C(原子炉隔離時冷却系)のブラック・スタートなど, より高度なものに限定するべきである。また, 「地震やその後の事故対応における負傷」「テロ攻撃の対象」「事故対応中の環境悪化によるストレス(高温, 高線量, 轟音, 揺れ, 暗闇)」といった人的対応ならではの弱点も認識されるべきである。
- 9 原子力規制委員会が新規制基準を制定し, 電力事業者が様々な可搬式設備を揃えただけで, 本当に我が国の原子力安全は世界最高になったのだろうか。「大破断 L O C A + S B O (ステーションブラックアウト)+全 E C C S (緊急炉心冷却装置)喪失」という著しい起因事象に対して, 外部環境への放射性物質の放出量が 1 0 0 T B q (テラベクレル)未満だということだが, その途中には, 「ナイトメア・シナリオ」のような不都合なシナリオの除外, 好都合な解析コードの選択, 保守性の怪しい実験データの採用, およそ世界のどの国でも通用するはずのない人的対応への厳しい時間制限と楽観的な成功見通し等のカラクリがある。

第3 福島事故と地震の相互的關係(1 ~ 1 5)

1 事故発生への影響

- (1) 東北地方太平洋沖地震は, 東通, 女川, 福島第一, 第二, 東海第二原子力発電所の所外電源系に重大な影響を及ぼした。原因は, 鉄塔の倒壊, 絶縁碍子の損傷による地絡, 変電施設や開閉所の故障など, 所外で生じた事象も多かったが, 所内に設置されている変圧器の内部に充填されている絶縁油が地震で揺れ, その圧力変動に反応した保護装置

(避圧弁, 放熱管)の作動によって受電が遮断されたケースも多例を数える。原子炉の安全性は、本来、所外電源には依存しないことになっている。しかし、福島第二は、かろうじて残った所外電源の1回線によって福島第一同様の惨事を回避することが出来た。これは、「安全系」に属さない機器でも、その耐震性が、状況によっては過酷事故への転落を左右する場合がある事象として記憶されるべき出来事である。

(2) 上記地震後、原発への影響として、しばしば「安全系設備」が地震に耐えたか否か論じられ、福島事故について、「耐えた」と言う関係者もいたが、2点注意しておきたい。

① 1点は、福島事故の場合、「安全系」のほとんどの設備が、事故直後から今日まで実動作の機会がなく、いわば「醒めることなく死を迎えてしまった」のであり、検証不能であるということである。地震による影響というと、多くの人にはひび割れや倒壊、破断のような派手な損傷を思い浮かべるが、「安全系設備」を動かなくするには、例えばある半導体素子をつないでいる1カ所のハンダ付けが離れるだけで十分なのであって、実際に起動し運転してみなければ「耐えた」ことの証明にはならないのである。

② もう1点は、「安全系」についての誤解である。同じ「安全系」という分類の中にも、過酷事故の発生との結びつきが弱いものが含まれており、逆に「安全系」に属さなくても、過酷事故の発生との結びつきが強いものがある。「安全系」に属するか否かによらず、過酷事故のリスクの高低に着目した議論が「リスク・インフォームド」と呼ばれ、我が国以外では既に一般化しているのであるが、確率論的な議論を好まない我が国は、旧来の「安全系」をベースとした議論に固執し、その弊害として、さながら「安全系」に属さない構造物、系統、機器であるならば、それらが損傷しても原子炉の安全性には全く問題ないかのような誤解が浸透してしまっているのである。

(3) 斯くして、地震が福島事故にどのように寄与したかを厳密に述べることは難しいが、いずれにしても、「安全系の機能には影響はなかった」との説明は正しくない。その殆どが、出る幕のないうちに電源喪失し

たことで、機能出来ていたかどうか永久に分からなくなってしまったからである。計測設備は直流電源の喪失によって記録を停止してしまい、過渡現象記録装置もその本来の機能を発揮していない。そのため、「津波が地震を無事に乗り切った安全系の機器を一気に喪失させてしまった」との説明にも、その正しさを裏付ける完璧な根拠がある訳ではない。

- (4) 津波の影響が福島第一にとって甚大で致命的であったことは疑いなく、この点について異論を唱えたいとは思わないが、地震による損傷を津波がマスキングしてしまっている可能性については、より注意深くあるべきだと考える。

2 事故進展への影響

- (1) 自動スクラム停止が発生する程の地震が発生した場合、原発では、その後重要機器に対する影響調査を実施することになっており、その場合の巡視ルートや機器リストが手順書に定められている。この場合の影響調査も、ひび割れ、倒壊、破断のような顕著なものに限られる。通路にガラスの破片が飛び散っているとか、油や水の漏れ後、蒸気の噴出、発煙など目立った異常がなければどんどん先に進んでいく。しかし、中央制御室のメッシュ天井が外れて埃が舞い上がり、手摺に掴まりながらでなければ運転員が操作できなかったと語るほどの地震に襲われた福島原発事故の場合、各建屋内でのそのような巡視によってさえ、目につくものだらけだったのではないかと推測される。当然のことながらエレベータは止まり、階段室の照明も割れていて真っ暗だったという。余震のたびに轟音がこだまし、ページング(所内通話・放送システム)の声も聞こえ難かったのではないだろうか。それも原因としてあったかどうかわからないが、2名の運転員が、4号機タービン建屋の地階で水死してしまった。
- (2) 地震による所外電源の喪失は、事故進展を緩和するための活動も困難にした。即ち、福島原発においては、唯一6号機用の空冷式ディーゼル発電機だけが生き残り、これによって5、6号機の事故は回避されたが、1～4号機に対しては、所内からも所外からも給電する術がな

く、完全な停電状態で孤立したことによって迅速な対応の機会を失った。事故発生当時、4～6号機は計画停止中で、発電所の構内には十分すぎるほどの人員がいたし、構内にある各業者の倉庫や工場には様々な工事用の資機材が保管されていた。日没までの時間も残っていた平日で、天候も悪くはなかった。しかし、巨大地震の襲来を受けた直後の原発では、これらの好条件も必要な即効性を発揮するため十分ではなかった。天井が落ち、窓ガラスは割れ、床には書棚から落ちたファイル、机の上には執務中の書類が散乱した。余震も続く中、動揺から気を取り戻して冷静な緊急対応に臨める体制が整うまでの間、1000人の人員も倉庫の中の資機材も役に立たず、全交流電源喪失(SBO)に陥った原子炉の水位を有効燃料長頂部(TAF)以上に保ちながら圧力を降下させるためには、差し当たって1号機においてはICが、2、3号機においてはRCICが働き続けてくれる幸運を期待するしかなかった。それらが時間を稼いでくれている間に、その後の有効な対応プランが関係者に周知され実行されていなければならなかったのであるが、結局失敗に終わった。即ち、ICの胴部には十分な冷却水が温存されていたにもかかわらず、早々に隔離されてしまい、RCICは設計上期待されているより遥かに長い時間にわたって運転し続けたが、やはりその幸運を活かすことが出来なかった。

- (3) 事故発生時、構内には3台の消防車があったが、1台は5・6号機側で待機しており、地震に因る道路の損壊で、これを1～4号機側に移動させることが出来なかった。1～4号機側の防護管理区域のゲートは、地震による脱輪か津波による故障か定かではないが、開門できなくなっていた。更に、津波で運ばれた巨大な重油タンクが道を塞いだ。敷地内のマンホールの蓋は、所々吹き上げられて危険な落とし穴となっており、十分に水が引くまでの間、足止めを余儀なくされた。ようやく活動を開始したころには闇に覆われ、その後も激しい余震が頻発したため、安全確認の点呼などで作業は幾度となく中断した。
- (4) 以上を振り返ってみると、我が国に抽出されるべき問題点と教訓は多い。まず、巨大地震が起因事象となって原子炉事故の瀬戸際にある時、

休日や深夜でなくても、緊急対策室に関係者が結集して体制を整えるまでにどの位の時間がかかるかという点を考えた場合、そもそも中央制御室の当直チームは、そのようないつ立ち上がるかも分からない体制からの指示待ちというわけにはいかない。とはいえ、そのような体制が一刻も早く立ち上げられ、十分な人員の動員と資材の集積がなされ、次に向けた活動が開始されることを期待しないわけにもいかない。そのような場合、原子炉に対する唯一の保護を I C や R C I C に任せ、マンホールの穴が危ない、まだ水が引いていないという理由で、活動の開始を遅らせ、開始後も余震の都度作業を中断させ安全点呼を行うことが正当かどうかという問題提起もあるだろう。もし、緊急対応という状況下においてもそのような人道的な行動上の限界や条件が適用され、今後も最優先とされるためには、上記体制の立ち上げまでのロス・タイムも考慮し、そもそも起因事象の発生から一定時間の人的活動を期待してはならず、開始後も突貫的な遂行を期待してはならないというルールが設けられるべきである。しかし、もしそのような護身的なルールが公衆の生命と安全を守る行動として相応しくないと判断される場合には、無理な人的対応に依存するのではなく、別のより高度な安全対策が考案され、適用されなければならない。因みに、欧州の新設プラント向け事業者規格(EUR)には、人的対応への依存に関する制限が規定されており、炉心損傷保護のための対応としては起因事象の発生時刻から6時間、格納容器保護のための対応としては12時間(目標24時間)、人的対応に期待してはならない旨規定されている。そのため、EURに適合することが認定された炉型においては、安全設備を作動させるための動力や人的判断、活動を要しない設計方式(パッシブ設計)が多く取り入れられている。

福島事故の場合、巨大地震を起因事象とした原子炉事故への対応が人的活動一辺倒で、それでいて人道的な制限と条件を課した場合には、将来も同じ事態を繰り返す懸念があるが、我が国は、福島事故の教訓として引き出していないように見受けられる。

3 救助活動、避難行動への影響

- (1) 所外の放送設備から流された事故の情報は聞き取り難く、多くの住民は巡回する警察署の職員の見慣れない装備に驚き、彼らの自動車の窓を挟んでの意味不明な呼びかけと手振りから重大性を察して避難行動を開始したが、目的地も道路も指示されず、S P E E D I が避難行動のために活用されることもなかった。
- (2) 避難道路には所々に地震による地割れや陥没が生じており、その鋭利な割れ目にタイヤの側面を擦ってバーストし、乗り捨てられた車が渋滞の原因にもなっている。どのガソリンスタンドにも長蛇の列が出来、停電のために動かなくなった電動ポンプに変えて従業員が手動のポンプを回して対応したが、これも渋滞を悪化させた。近隣の市町村に急ぎよ設けられた避難所には、原子炉事故からの避難者だけではなく、地震による被災者も集まったため、どこも混雑し、避難者の多くが高齢と病院の家族を気遣いながらいくつかの避難所を転々とさせられた。
- (3) これは、地震が原子炉事故に及ぼした影響の例であるが、逆に原子炉事故が地震後の救助活動を妨げる場面もあった。即ち、地震や津波の被災状況の確認や救出を待っていたかもしれない被災者の捜索が、早々に打ち切られてしまった。

4 収束活動への影響

- (1) 地震は、福島原発の建屋に無数のひび割れを発生させている。福島原発を含む我が国の原発は、どこもかなり低い設計地震加速度で建てられている。カリフォルニアのディアブロ・キャニオンが0.75g(約735ガル)、サン・オノフレが0.67g(約657ガル)であるのに対し、福島第一原発1号機はたった0.18g(174ガル)であった。そのようなこともあり、2005年から東日本各地の原発でその超過が頻発し、徐々に引き上げられるようになったが、それに合わせて改造や補強が隅々まで行われた訳ではない。それが困難な代表的構造物が建屋そのものである。鉄筋コンクリートの床、壁、梁などに鉄骨や鉄筋を追加したりすることが現実的に不可能だからである。建屋を剛体とみなし、建屋に設置されている配管などの機器だけに改造や補強が行われた。その場合の問題は、高層マンションの1区画のある住人が、室

内の壁と天井に対して食器棚をしっかりと固定して耐震性を高めたと思っても、建物全体が倒壊してしまえば元も子もないのに似ているかもしれない。

- (2) 地震後、福島原発の建屋のあちこちに目でも確認できるひび割れが夥しい数確認された状況が報告されているが、事故の発生以来、そのようなひび割れから地下水が流入し、その後の収束活動を著しく困難にした可能性がある。つまり、現在、敷地内に設置されている1000基以上の汚染水タンクが必要になった直接の原因がそのようにして出来たひび割れからの流入で、それらが地震に起因している可能性もあるということである。
- (3) このような地震との関連が疑われる多数のひび割れは、2007年の中越沖地震に見舞われた柏崎・刈羽原発でも多数確認されている。ひび割れの幅は1mm未満であるが、長さは数mに及ぶものが多い。そのようなひび割れに沿って侵入する地下水によって、長年、鉄筋が湿潤環境に暴露され続けることが鉄筋コンクリートの構造物に好ましい筈がない。やがてpHが低下して鉄筋が酸化するようになれば、それが膨張することで楔効果が働き、亀裂の幅が拡大し、劣化が加速される可能性がある。
- (4) 結局、元々低い設計地震加速度で建てられた建屋の場合、その後の見直しによって内部の構造物や機器に対する耐震性の強化が行われても、建屋自体の強度が増したわけではなく、建屋の強度は当初のまま取り残され、そのことが福島の汚染水問題の根本原因となっている可能性がある。そして、同じ問題の潜在性は、我が国の原発の多くに当て嵌まっており、建屋が深いほど、地下水流量が多いほど、深刻な問題をもたらす可能性がある。

5 復旧計画への影響

- (1) 地震は、福島県の浜通り地方に多い瓦葺の民家の屋根を垂直方向に長く激しく揺らし続け、文字通り瓦礫を地面に散乱させた。そして、その手当に着手する間もないうちに原子炉事故が発生し、避難が指示され、そのまま壊れた家屋は放置され、風雨による劣化にさらされた。

後に、ブルーシートが被せられ、重しが乗せられるだけの簡易な処置が施されたようではあるが、殆どが風にあおられて穴だらけになっており、雨水の侵入を防ぐ役目を果たせなかった。一時帰宅した住民の目に入ったのは、雨で濡れ、カビだらけになったカーペット、鼠にかじられ、その繁殖場となった寝具などだった。やがて、これを狙って蛇も入り込み、上空には鳶が舞うようになる。この様に、急速に庭も家屋も荒れていき、地域全体の衛生環境が劣化していく様子に、戻る意欲を失った住民も少なくない。地震で傷んだ家屋に対しては、水が使えないなどの理由もあり、除染も遅れた。

- (2) 地震は、原子炉事故からの地元の復興を滞らせ、かつ、原子炉事故による放射性物質の汚染が一般家屋や公共インフラの復旧を妨げ、どちらか一方の場合よりも著しく状況を悪化させている。但、どちらがより居住環境への影響が大きかったかといえ、同じ1986年に発生したサンサルバドル地震(死者1000～1500人、負傷者1万人、家屋を失った住民20万人)とチェルノブイリ事故について、今日までにそれぞれの影響を受けた地域がどのように処理され、復旧されたかを比較すれば明らかである。

6 燃料プールの事故

- (1) 福島事故の危機感は、4号機の原子炉建屋の爆発によってピークに達した。プールに保管されていた使用済み燃料が気中に露出して発熱し、水蒸気と反応して大量の水素ガスを発生させ、それが爆発した可能性があったからである。その後続く現象はジルコニウム火災で、一旦そのようなことが起こった場合には、燃料ペレットが破砕してエアロゾル化し、それが上空に舞い上がって風で遠方まで運ばれると懸念されたのである。
- (2) 実際、そのような恐怖のシナリオを考えないわけにはいかない理由もあった。4号機は、2010年11月30日、シュラウド取替工事を主要な工程に盛り込んだ計画停止に入り、原子炉圧力容器内から548体の燃料を使用済み燃料プールに移しており、同プールに収められた合計1331体の燃料から発せられる残留熱は2260kWもあった。

原子炉建屋最上階には水が張られ、2000トン前後の荷重が追加されていた。上述したように、耐震性向上のための補強は、使用済燃料プールを含む建屋の躯体に対してまで行われた訳ではなく、元々は低い設計基準加速度をベースにしていた。強い地震によって、鉄筋コンクリートの構造物にもひび割れが生じることは現に確認されている。使用済燃料プールの内張りは、厚さ6mmほどのステンレス鋼板であり、過大な変形によって裂けることもあり得る。大きな物体が落下すれば、破れる可能性もある。仮に地震によって使用済燃料プールが損傷し、水が抜けてしまっていたとすると、使用済燃料は急速に発熱する。燃料プールには水位計がなく、実際の状況を確認したくてもテレビカメラが働かない。放射線レベルの上昇は、3号機からの影響もあってよく確認することが出来ない。9.11の教訓として、アメリカでは、使用済み燃料を市松模様に燃料プールに配置して熱源を分散させ、ジルコニウム火災のきっかけとなる発火を起し難くする対策が講じられていたが、日本ではそのような対策は誰も知らず、ホットな使用済燃料が局所的にまとめて保管されていた。

- (3) 結局、懸念されたジルコニウム火災は起こらなかった。4号機の原子炉建屋は地震に耐え、使用済み燃料プールには十分な水が蓄えられていることが確認された。しかし、これを機に米国では使用済み燃料プールでの保管に不安を抱くようになり、ブルーリボン委員会は、使用済燃料の乾式保管を加速させる必要性を最終報告書に盛り込んだが、その後、NRCが、使用済み燃料プールの耐震性評価を行った結果、ジルコニウム火災による大量放射能放出事象の発生頻度が十分低いこと(1.1×10^{-7} /炉年)を示したことで、乾式保管への移行の加速は見送られている。このような経緯が我が国にも伝わり、使用済燃料プールの頑強さが信じ込まれるようになったが、米国と我が国とでは前提が異なっていることを理解しなければならない。上記NRCの計算は、0.7gの地震の発生頻度を6万年に1回として行ったものであるが、我が国では、6万年に1回ということはありません、60年に1回としてもおかしくない。また、NRCの計算は、燃料の運転サイクルを72

0日としたものであるが、我が国ではそれよりも短く、平均400日くらいである。この2点を修正するだけでも、我が国での頻度は、 2.1×10^{-4} /炉年まで跳ね上がる。しかも、我が国では、上述した市松模様の配置が行われていないため、この頻度は更に大幅に高くなる。

7 津波

- (1) 津波は、多くの場合地震に誘発される地震現象であり、福島事故の場合もそうであったが、福島事故直後の我が国のリアクションは、10mの津波には11mの防波堤で対応すればいいという単純なもののように、現象の科学的理解に対する熱心さが欠落し、対策の有効性にも懸念を払拭出来ない。
- (2) まず、福島第一原発を襲った津波の特徴とそれが与えた損害の状況について振り返ってみる。同原発の防波堤は、北防波堤と南防波堤からなり、両防波堤が最も接近するとことに幅100mの入口が北北東の方角に向かって開いており、3000トンのコンテナ船やタンカーがこの入口から入出港出来る。設計基準として考慮していたのは、東北東から向かってくる高さ6.5mの波浪であり、この方角からの波浪であれば殆どを、真東からの波浪であれば完全に遮ることが出来る。当日の津波は、地震発生後40分が過ぎた頃、白い波頭を立てて接近してきた。ほぼ真東から向かってくる多くの写真が撮影されている。津波の伝播速度と推進には既知の相関があり、それによると、同原発の岸壁に津波が衝突した時の速度は秒速10m程度と推定され、実際、撮影された複数の写真からも同程度と推定されている。ところが、津波の衝突の瞬間を捉えた動画は、土煙のような黒褐色で高さ50mほどもある飛沫を上空に連発で立ち上らせており、津波が引いた後に撮影された航空写真には、4号機の取水口スクリーンのユニットが14基中8基、3代の循環水ポンプの全台が基礎から剥がされ北に運ばれている様子が示されている。特に取水口ユニットは、2号機まで流されている。タービン建屋の大物搬入口の損傷状態も4号機が最悪で、1号機に向かっていくにつれて軽くなっているのが分かる。津波が秒速10mで衝突しても、真上に舞い上がる高さは5mほどにしからな

らない筈であり、それが50mの高さに達するためには秒速30m以上の速度が必要になる。土煙のような黒褐色は海底の泥を掬い上げているからである。数秒間に数発が次々に打ち上げられる様子は、大きなうねりの波の衝突ではなく、続けざまに衝突する脈動を思わせる。そのような強力な水流が、東からではなく、南から北に向かって存在していた痕跡が確かにある。

- (3) 現実に秒速10mでは理解困難な強力な津波が4号機の南側にある1～4号機放水口に衝突しており、その結果、敷地内で本流に連結している支流の水路にあるマンホールの蓋があちこちで吹き飛ばされている。放水口は、防波堤の外側にも蹴られており、防波堤をいくら高くしても解決できない。また、マンホールのふたの浮き上がり防止を施すにしても、逃げ場が無くなった圧力がどこまで遡っていくことになるのか把握しておかなければならず、ラプチャー・ディスクのような放圧装置が必要かもしれない。そのことを事前に評価することなく、安易に処置した場合には、却って重大な悪影響を受けることになるかもしれない。
- (4) 仮に堤防が十分高かったとしても、津波が東や南からではなく、北北東から入射してきた場合に港内でどのようにふるまっていたかという点についても検証しておく必要があるだろう。津波が向かってくる方向が予知不能で、開口部に対して直進の可能性が排除できなければ、ただ高くしただけの防波堤が十分には役に立たない可能性もある。
- (5) 津波は、地震とセットで考えなければならない自然現象であり、その場合、上述した未知な挙動や、単に防波堤の高さだけでは解決できない問題についても十分議論する必要がある。

第4 伊方発電所での原子炉事故想定(16～51)

米国では、いくつかの代表プラントに対して原子炉事故の進展解析が実施されて報告されているが、PWRの代表プラントとして選ばれたサリー原発は、伊方3号機に近いプラントであり、その解析結果は、伊方3号機での事故想定の一参考になる。

PWRプラントの一次冷却系(RCS)の運転圧力は、BWRプラントの2倍以上

(15.5 MPa)である。これほどの圧力になると、水の沸点は345℃にもなる。サリーの場合、3ループのRCSが、原子炉入り口温度282℃、出口温度319度、流量毎時45,857トンで運転されている。このような大流量を原子炉に送り込むのが原子炉冷却材ポンプ(RCP)であるが、系内のポンプと系外の駆動モーターを連結するシャフトには、系内からの水を外部に漏らさないためのシール機構が供えられており、3重のメカニカル・シールが採用されている。メカニカル・シールは、もとより完全なシール性を与えるものではない。高速で回転する太いシャフトの貫通部の内外には高い差圧が作用しており、完全なシール性を期すことが現実的に不可能だからである。メカニカル・シールは、高い精度で製作された非金属部品を含んでおり、熱による劣化を受けやすく、一定期間の寿命を確保するためには、運転中の連続した冷却水の供給が必要となる。しかし、電源喪失によってこの冷却水の供給が止まってしまうために、メカニカル・シールはたちまち高温に曝されることになる。そして、損壊に至った場合には、漏えいが起こることになる。これは、冷却材喪失事故(LOCA)の一形態であり、特にこの事象に対しては、「RCPシールLOCA」という名称が与えられている。3重のメカニカル・シールであるRCPシールからは、通常運転時でも1台あたり毎時4,800ℓの漏洩があるが、熱劣化によって損壊した場合には、41,000ℓにまで増加する。更に、仮にこのメカニカル・シールが完全に粉砕されて消滅する場合を想定すると、109,000ℓにまで達することになる。この様に、「RCPシールLOCA」は、PWRプラントにおいては重要な事故シナリオであり、過酷事故評価委においてもその進展を左右する重要なファクターである。

1 PWRプラントの過酷事故

- (1) 炉心損傷事故は、1952年のチョーク・リバー(カナダ、重水減速冷却炉)で最初に発生し、今日まで分かっているだけで約30件を数える。1955年には米国的高速増殖炉、1957年には英国の黒鉛減速空気冷却炉が続いた。1961年には米国の実験炉で水蒸気爆発が発生し、3人の死者を出している。1966年には米国のナトリウム冷却炉、1969年にはフランスの黒鉛減速ガス冷却炉とスイスの重水減速ガス冷却炉、1975年にはドイツのPWR、1977年には

(旧)チェコスロバキアの重水減速ガス冷却炉の事故が続いており、映画「チャイナ・シンδροーム」は、1979年のTMI事故の予言ではなく、既にその前から題材は少なからず存在していたのである。(旧)ソ連の原子力潜水艦も10隻前後の事故が報告されている。この様に、国によらず、炉型によらず、原子力事故は発生してきた。(旧)ソ連は、自国の開発した黒鉛減速軽水冷却炉に絶対的な自信と誇りを持って「安全神話」を信奉していたが、1986年のチェルノブイリ事故とともに崩壊した。

このように、必ずしも希少とはいえない原子炉事故ではあるが、発生状況や進展が詳細に解明されている例は殆どなく、そのため、過去の原子炉事故のシナリオ設定においては、殆どありえない空想的なものから現実的なものまで混在していた。但、現実起こった事故のほとんどは、それまで空想的なものに見做していたか、空想さえ及ばないものであった。

- (2) 以下の考え方は、現時点では最も合理的なものかもしれないが、その普遍性については何人も保証できるものではない。
 - ① 溶融した燃料が原子炉圧力容器の底部にたまった水の中に落下し、強力な水蒸気爆発に伴って原子炉圧力容器の上蓋と本体に固定しているボルトが引きちぎられて上蓋が吹き飛ばされ、その勢いで格納容器を損傷させる「アルファ・モード・イベント」の原子炉損傷は起こらないとされている。
 - ② 原子炉圧力容器内の溶融物が外部に放出され、直接格納容器の加熱として作用するDCHと、原子炉圧力容器が高圧状態にあるうちに溶融物が外部に噴射されるHPMEは起こらないとされているが、ヨーロッパでは、慎重な態度を維持し、今も議論は続いている。
- (3) 以下の考え方は、真偽不明で、実際に起きるのか否か、起きた場合の規模がどれほどになるのか十分に明確ではない。
 - ① 原子炉圧力容器の下(キャビティ)を予め水張りしておき、溶融物の落下を受けた場合、水蒸気爆発は起こらないという考え方があるが、国際的コンセンサスには至っておらず、むしろ初めに溶融物の落下を許

し、その後注水する方が安全であるとの考え方もある。

- ② 水張りされていないキャビティに溶融物が落下した場合には、その後の注水による冷却効果が不十分で、MCCI(溶融炉心とコンクリートの化学反応)の進行を阻止できなくなるという考え方があるが、その可能性はある。
- ③ PWRの格納容器は容積が十分であるため、内部の雰囲気は窒素置換されていなくても、水素の燃焼(爆発)によって破損することはないという考え方があるが、水素爆発の態様は、燃焼速度によって、爆轟(音速以上で衝撃波を伴う)と爆燃(音速以下で衝撃波を伴わない)に分けられるところ、実際にはMCCIに至らなかったTMI事故においてさえ爆燃は起こっており、MCCIに至った後には、更に強力な爆燃や爆轟を起こす可能性もある。
- ④ RCSに対する大破断LOCAを想定する場合には、事故の進展において、原子炉圧力容器の中に格納容器の空気が流入する可能性を考慮しなければならない。原子炉圧力容器に空気が入り込む現象は、格納容器と原子炉圧力容器が均圧の時に、原子炉圧力容器の内部に低温の水を注入することによって容易に起こり得る。その場合、酸化によって顕著な挙動の変化が起こる核分裂生成物としてルテニウムがある。ルテニウムは、セシウムよりも一桁多く生成され、混入した空気によってガス性の四酸化ルテニウムに変化した場合には著しく拡散性が増し、放射性ルテニウムの環境への放出量が劇的に増加する。原子炉圧力容器の中に空気が入り込んだ場合、内部に残留している水素と混合して爆発雰囲気となる可能性がある。核分裂生成物の中には大量(サリーの場合309.5 kg)の白金族が含まれており、高温であることも影響し、爆発を引き起こす可能性もある。
- ⑤ 代表的なPWRの使用済燃料プールの場合、未臨界が水中のホウ酸濃度によって担保されている。従って、プール水が抜け淡水が注水される場合、あるいは完全に抜け淡水がスプレーされる場合には、使用済燃料プールの未臨界性について再確認する必要がある。

2 サリー原子力発電所の過酷事故進展シナリオ

NRCが2012年1月に発効した最新の解析書(SOARCA)では、サリー原発の過酷事故進展シナリオとして、長期全交流電源喪失(LTSBO)、短期全交流電源喪失(STSBO)、高熱誘因の蒸気発生器細管破断(ISLOCA)が取り上げられている。

(1) LTSBOのシナリオ

これは水平加速度0.3~0.5gの地震が起因となる。サリーにおいては、そのような地震の発生頻度は $1\sim 2\times 10^{-5}$ /炉年と推定されている。送電線、開閉所が破壊され、非常用ディーゼル発電機(EDG)も損傷を受けるが、直流電源は無事であり、バッテリーが消耗するまでの8時間は、タービン駆動式補助給水ポンプ(TD-AFWP)と二次系の主蒸気逃し弁が使用可能で、TD-AFWPの水源である非常用復水貯蔵タンク(ECST)も壊れていないと仮定する。格納容器、RCS系配管も損傷を免れ、低圧安全注水系(LHSI)と格納容器スプレー系(CSS)の配管も健全であると仮定する。

原子炉がスクラム⁽⁹⁾停止した直後からTD-AFWPが自動起動して二次系の冷却が確保される。一次系においては、RCPシール水が毎時4,800ℓで漏洩する。2時間25分後、RCS系の圧力が降下し、蓄圧タンクからの注水が開始され、原子炉の水位低下は防がれる。ところが、5時間08分でECSTが空になり、水源がなくなったことでTD-AFWPが停止するところから事態が悪化に向かう。すなわちこれによって二次系の冷却が失われ、一次系(RCS系)の温度と圧力が上昇を始める。やがてRCS系の圧力が高くなりすぎて蓄圧タンクからの補給もできなくなる。8時間でバッテリーが消耗し直流電源を失うため、主蒸気逃し弁も操作不能となり、RCS系の冷却、減圧ができなくなる。加圧器安全弁が開き、それ以上のRCS系の圧力上昇は抑えられるが、保水量が低下し、やがて原子炉水位が低下を始める。14時間16分、水位が有効燃料頂部を下回り始める。14時間46分、RCPシールが損傷し、漏洩率が毎時41,000ℓに増加する。16時間04分、燃料破損が始まる。17時間06分、RCSのホットレグが高温クリーブで破断し、原子炉圧力は一気に減圧し、蓄圧タンクの残水も排出されてなくなる。21時間08分、

原子炉圧力容器底部が高温クリープで損傷する。溶融物が圧力容器底部からキャビティに排出される。28 時間後までに格納容器の圧力が設計圧まで上昇し、更に45 時間32 分には、設計圧の2.18 倍に達し、格納容器の破壊が生じる。

上述のシナリオでは、RCP シールの損傷を14 時間46 分後と仮定しているが、SBO によってRCP シール水の冷却が停止して飽和温度に近づき、沸騰が起こり、スプリングで固定されているシール部材が外れてしまう事象は、SBO 後最短で13 分後に発生し、その確率は20% と推定されている。そのような場合には、どのような影響が事故進展に現れるのか。実はその場合、事故の進展は早まるのではなく遅くなる。RCP シールLOCA が発生した場合、原子炉圧力容器内の冷却水の喪失は早くなるが、それによって格納容器の圧力上昇が一気に緩慢になる。格納容器の圧力が破壊圧力に達するまでには、45 時間32 分ではなく、55 時間40 分となり、約10 時間も後になる。

何の処置も施されない場合のLTSBO は、以上のように炉心損傷と格納容器の破壊へと進むことになるのであるが、その前に各種可搬設備を用意し、次の対応を行うことができるならば、炉心損傷を回避することができる。

- ① ディーゼル駆動式の高圧ランジャー・ポンプを用意してLHSI のドレン配管に接続し、事故開始から3 時間30 分以内に当該ポンプを起動させ、RCS 系への注水を開始。
 - ② 高圧空気ポンプを使って蒸気発生器の主蒸気逃し弁を操作し、RCS 系を減圧。
 - ③ 仮設電源で蒸気発生器とRCS 系の水位を監視。
 - ④ TD-AFWP をマニュアル起動させ、蒸気発生器の二次側水位を制御。
 - ⑤ 低圧ディーゼル・ポンプを使ってTD-AFWP 入口に送水。
- (2) STSBOとTISGTRのシナリオ

この場合のシナリオでは、推定発生頻度 $1\sim 2\times 10^{-6}$ /炉年、水平加速度0.5～1g のより激しい地震に見舞われる場合を想定している。そのような地震の影響としては、SBO に伴う電源喪失に加え、そのことによるECCS

系と格納容器スプレー系（CSS），格納容器内のファン・クーラーが使用不可能となっている併発事象も仮定する。更に，直流電源の喪失も重なり，そのためTD - AFWP は起動できず，計測系の読み取りもできなくなる。ECST が破損してしまっていることで，TD - AFWP は水源を失っている。タービン建屋は著しく損傷し，補助建屋への入室は，破断した配管と崩落したケーブル，充満した高温の蒸気，床に漏洩した水で阻まれ困難となっている。階段も損傷し，安全な昇降ができない状態となっている。ただし，この場合でもRCS は健全でLOCA は発生せず，格納容器も損傷しておらず，ECCS 系のうち蓄圧タンクは破損を免れ，可搬式の電源設備，圧縮空気ポンプ，ディーゼル・エンジンで駆動する高圧プランジャー・ポンプ（Kerr ポンプ）と低圧ポンプ（Godwin ポンプ）も損傷していないものとする。又，CSS の格納容器スプレー配管と消火水系配管も健在であると仮定する。

ちなみに所外においては，幾つかのダムが決壊し，道路や橋は壊れ，最も交通量の多い高速道路の橋梁も落下している。信号は停電で使えなくなっている。サリー原子力発電所の周辺には，2010 年の人口調査の結果によれば，10 マイル圏内に約12 万7000 人，50 マイル圏内には229 万人の居住者がいる。避難活動においては，緊急事態を通報するためのサイレンも使えなくなっている。STSBO は，以上のように所内においても所外においてもさまざまな設備が損壊し，所内外の混乱の下に発生する。

さて，TD-AFWP が起動しないため，二次系による除熱は，蒸気発生器の沸騰によって行われることになる。3 分後には蒸気発生器の二次側にある主蒸気逃し弁が開き，水位が低下していく。そして1 時間16 分後にはドライアウトする。続いて一次系（RCS）の温度と圧力の上昇が起こる。1 時間27 分後には加圧器の安全弁が開く。RCP シールからは毎時4,800ℓ の漏洩が起こっており，原子炉圧力容器の水位は急速に低下していく。2 時間19 分後には燃料が水面から露出し，オーバーヒートが始まる。2 時間45 分後にはRCP シールが破損し，漏洩率は毎時41,000ℓ に増す。2 時間57 分後，燃料破損が始まる。その後も原子

炉圧力容器内の水位は低下を続け、露出し溶融の始まった燃料によって加熱された気体がRCSのループ（原子炉圧力容器～ホットレグ～蒸気発生器～RCP～コールドレグ⁽²⁷⁾～原子炉圧力容器）を自然対流し、3時間45分後、ホットレグが高温クリープで破損する。高温クリープによる金属材料の破損は、「クリープ破壊指数（Creep Rupture Index）」と呼ばれる物性値に達したところで起こる。原子炉圧力容器の圧力は急激に低下し、蓄圧タンクからの放出が始まるが、1分間も続かないうちに空になってしまう。7時間16分後には原子炉圧力容器の底部が炉心溶融物に加熱されて高温クリープを起こし穴が空き、溶融物は炉外に流出する。格納容器の圧力が漸増し、11時間後には設計圧に、25時間32分後には破壊圧力に達する。

ただし、可搬式の設備が健全であるとの前提なのであり、当然のことながら、その場合には以上のような事故の進展を阻止するための対応が取られることになる。その場合の対応としては、ディーゼル・ポンプ（Godwin ポンプ）による格納容器へのスプレーが行われることになる。他の対応も可能ではあるが、この場合の最も効果的な対応であると考えられているからである。たとえば高圧プランジャー・ポンプによる原子炉圧力容器への注水を行ったとする。しかしその場合の流量は15m³/h だけであり、原子炉圧力容器内を流れ落ちるだけで格納容器の圧力抑制には寄与しないばかりかむしろ圧力上昇を促すだけである。格納容器内に充満したエアボーン・エアロゾルの洗い落としもしない。格納容器にただ注水しただけでも、やはり底部に水を貯めるだけで、圧力抑制にもエアボーン・エアロゾルの洗い落としには効果的ではない。450m³/h の大容量でスプレーを働かせることにより、格納容器の圧力上昇の抑制もエアボーン・エアロゾルの洗い落としも効果的に行うことができる。ただし、水源は100万ガロン（3,875m³）の容量であり、8時間後からスプレーを開始したとしても15時02分後には枯渇してしまう。その後は再び格納容器の圧力が上昇に転じ、40時間後には設計圧力、66時間30分後には破壊圧力に達してしまうことになる。実際には、もちろんこのような状態に放置されることはなく、別水源

を得て継続されるか、一旦は途絶えたとしても、十分速やかに再開されることになり、格納容器の破壊は回避されることになる。

STSB0 の特殊なケースとしてTISGTR がある。これは、蒸気発生器の二次側の安全弁が開固着を起こし大気開放となることで、細管の内外に通常運転時の約2 倍の差圧が作用し、更にその内側に自然対流による高温ガスが流れ込むことで、ホットレグよりも先に細管に高温クリープ⁽¹⁶⁾による破断が起こってしまう場合である。蒸気発生器の細管の高温クリープによる破断は、ホットレグが、そのクリープ破断指数の5% に達した時点（3 時間33 分後）で発生するものと仮定している。細管の断面積は3cm² に過ぎないが、これはいわば原子炉圧力容器からの直接のベントであるため、ホットレグの高温クリープ破損を若干遅らせることになる。又、それによって、原子炉圧力容器内のエネルギーが外部環境に放出され、格納容器の圧力上昇も幾分ではあるが緩和されることとなる。尚、細管の破断が1 本で収まる保証はない。むしろホットレグが破損する前に2 本目の細管破断が続いて起こることも考えられる。破断する細管の本数を1 本、2 本と仮定した場合、ホットレグの高温クリープによる破損は、それぞれ2 分、4 分遅れることになり、格納容器が破壊圧力に達するまでの時間もそれぞれ2 時間22分、4 時間42 分遅らせることになる。しかし、そのようなことは全く有り難いことではなく、その間に大量の放射性物質（希ガス、ヨウ素、セシウム）が、開固着した安全弁を経由して環境に放出されることになる。この時期にはまだ短半減期の希ガスとヨウ素が多く残っており、周辺環境を極めて危険な状況にしてしまう。この場合の放出の形態は「グラウンド・レベル・リリース」と呼ばれるもので、遠方までの希釈、拡散が見込めないため、近傍の環境を著しく危険にする。又、ここでのTISGTR は、その14 分後（1 本の場合）、または16 分後（2 本の場合）にホットレグの損傷が起こることで急速な圧力低下を見込んでいたが、仮に、ホットレグの損傷がなかなか起こらず、原子炉圧力容器の高圧状態が底部の破壊の時期まで持続し、その間に次々と残りの細管の破断が起こった場合には、ますます深刻な状況になっていく。

STSB0 を与条件とし、その後TISGTR に進展する確率は、0.1~0.4 と推定されている。従って、そのCDF は、 $(1\sim 2 \times 10^{-6}/\text{炉年}) \times (0.1\sim 0.4) = 1\sim 8 \times 10^{-7}/\text{炉年}$ となる。STSB0 に対しては、時間的な余裕がなく、炉心損傷を防ぐことはできないが、8 時間以内にスプレー水を送水することで、格納容器の破壊を防ぐことはできる。TISGTR の場合にも、同様な対応によって格納容器の破壊を防ぐことができるはずである。しかし、実際に3 時間33 分後にこれが発生し、極めて危険な環境に一変した場合、可搬式設備を運搬しての準備作業が可能かどうかは分からない。これほどの早期の放出の場合には、I-131 (半減期8.05 日)、I-132 (2.4 日) の他、I-133 (20.8 時間)、I-134 (52.5 分)、I-135 (6.68 時間)、Xe-135 (9.13 時間)、Kr-85m (4.36 時間)、Kr-87 (78 分)、Kr-88 (2.77 時間) の影響を考慮する必要がある。

ところで、格納容器スプレーは本当に最善の対応なのだろうか。確かに格納容器の圧力抑制という点においてはそうである。しかし、実は重要な懸念もある。原子炉圧力容器内での炉心損傷が放置されることで、水素が発生し続ける。更に、炉底部が損傷して溶融物が落下することで、コンクリートとの反応 (MCCI) が起こり、水素の他に一酸化炭素とメタンの発生も加わる。水蒸気が存在する環境下での水素の燃焼条件については、各気体成分の分圧に対し、水蒸気55%未満、水素10%以上、酸素5%以上と理解されている。このことは、格納容器の温度が十分に高く、その飽和水蒸気分圧が55%以上である限り、水素ガスなどの可燃性気体の燃焼や爆発は心配する必要がないこと(「スチーム・イナーナ環境」と称される)を意味する。すなわち、水蒸気による不活性化が形成される。ところが、そのような雰囲気のスプレーを行うことで水蒸気が凝縮し、分圧が低下する。代って、相対的に可燃性気体の分圧が上昇する。STSB0 で格納容器スプレーが使われた場合に対しては、15 時間後の雰囲気が、水素19%、一酸化炭素14.6%、水蒸気4.5%、酸素12.7%、窒素49.2% になると推定され、爆燃が予想される。これにより、格納容器内の圧力はスパイク状に0.779MPa⁽¹⁴⁾ にまで上昇し、瞬間的ではあるが、0.06MPa だけ破壊圧力を上回る。この計算

では、格納容器内にある未特定の発火源が、瞬間的に可燃性気体の全てを燃焼させた場合が仮定されており、保守性を含んでいる。

3 伊方3号機の事故進展

上述したサリー原発の事故進展の議論を踏まえ、伊方3号機についての四国電力の評価を対比してみる。伊方3号機の過酷事故は、大破断LOCA+ECCS喪失+格納容器スプレー喪失という多重組み合わせで極めて保守的と思われるものであるが、過酷事故のシナリオだけがいくら厳しくても、それに対する評価が甘く、対策が行き届いていなければ意味がない。伊方3号機が過酷事故に遭遇した場合、10人の運転当直員を含む緊急対応要員(夜間休日でも31人が配属)が、状況に応じて水源やポンプを駆使して対応することになるが、これらの水源とポンプについては、以下の特徴と意図に留意する必要がある。その上で、いくつかの論点を指摘する。

- ・水源として高い耐震性の保証されたタンクが、燃料取替用水タンク(RWST)と補助給水タンクの2基のみで、その水量(2,640 m³)では、事故対応に不十分であること
- ・他の淡水タンクは、巨大地震で破損する可能性があること。その場合の追加の水源としては、最終的に海水ピットに依存することになること
- ・可能性のある海水の送水先として、原子炉压力容器、格納容器、蒸気発生器、使用済燃料プールが意図されていること
- ・一時系に注水するための手段としては、より高い揚程を得るために、中型ポンプ車と加圧ポンプ車を直列に接続すること

(1) 大破断LOCA後の代替格納容器スプレー

格納容器内で大破断LOCAが発生した場合には、粉碎された保温材や塗装片など大量のデブリが発生し、それらがスプレー水によって洗われながらキャビティ内にも流れ着くことになる。そこに燃料溶融デブリが上から流出してきた場合、あるいは先に溶融デブリがあり、その上にLOCAデブリ⁽¹⁸⁾が運ばれてきた場合、それぞれどのような相互作用が生じるのかを予測しておく必要がある。特に、保温材に炭酸塩が含まれる場合、大量の(無機、有機)亜鉛系やエポキシ系の塗装片が流れてくる場合には、燃料デブリの熱で分解や燃焼、化学反応を起こす

可能性もある。

燃料溶融デブリとコンクリートとの相互作用（MCCI）は従来から議論されてきたが、大破断LOCAを想定した過酷事故の場合には、LOCAデブリと燃料溶融デブリの相互作用についての評価も追加する必要がある。

(2) 代替格納容器スプレー・ポンプ

同ポンプに対し、 $140\text{m}^3/\text{h}$ （実際の能力は揚程 150m で流量 $150\text{m}^3/\text{h}$ ）という仕様を設定しているが、果たしてこれで十分なのか。本設のポンプの仕様は、 $940\text{m}^3/\text{h}$ （揚程 170m ）であり、代替ポンプはこれを著しく下回っている。ちなみにサリーの格納容器スプレー系（CSS）は、元々 $730\text{m}^3/\text{h}$ の設計であり、事業者が用意しているディーゼル駆動のGodwinポンプは、これを下回る $450\text{m}^3/\text{h}$ （吐出圧 840kPa ）であるが、それでも十分な流量と圧力でスプレー状の噴射を作ることができるかと評価した上で選定している。目標とする放射性物質（特に放射性ヨウ素）の「除去効果（DF）」と除熱効果を達成するためには、ただ単にノズルの先端から水が出ればよいというものではないのであるが、伊方3号機の場合、本設に対して代替ポンプの流量が著しく低いため、果たして直径 40m の格納容器の中心までスプレーが届くのかさえ疑わしい。どのようなスプレー水が噴射されるのかは分からないが、実際の噴射パターンとそれによるDF、除熱効果の関係に矛盾があってはならない。

ポンプの動力が電動という点も気になる点である。サリーでは電源に依存せずディーゼル駆動が選ばれている。既設の電動ポンプが使えなくなることを想定していながら、同じく電動である代替ポンプに高い信頼性が期待できる根拠は何なのか。

最も気になる点は、49分以内で準備を終えて起動させるという仮定の現実性である。代替ポンプは原子炉建屋の中間床（EL17m）南西に設置され、管理区域である同建屋においてなすべきことがかなりあるように思われる。EL10mの階には、操作する弁が2台、取付けなければならないディスタンス・ピースが1個ある。その2つ上の階（EL20m）では、ポンプ出入口配管にホースを接続し、弁を3台操作しなければならない。

ディスタンス・ピースの取付けも1個ある。いずれも単純な作業ではあるが、照明が消え、昇降用の階段が壊れている場合には、移動できても大変である。真っ暗闇の中で、懐中電灯の照明だけを頼りにボルトを締めたり緩めたりする作業も結構やり難い。うっかり落としたナットが、床面に広がっている散乱物に紛れてなかなか見つからないということも実際にはあるだろう。

伊方3号機の場合には、代替格納容器スプレーの起動を、とにかくこの49分以内で完了させるということが必須のようである。19分後には炉心溶融が始まっており、1.5時間後には原子炉圧力容器の底部が破壊すると予想されているからである。原子力発電所の中で小規模な火災が発生し、自衛消防隊が召集されてから消火を終えるまで、米国での実績では、多くの場合20～30分程度である。そのことからすると、49分以内で代替格納容器スプレーの起動をやり終えることも特別困難ではないように思われるかもしれない。しかし、すでに放射線環境の悪化の始まりが予想され、更なる急変が起こり得る状況下で現場に向かう場合、緊急対応要員にはそれなりの装備が必要で、実際、全面マスク、ゴム手袋、線量計の着用が考慮されている。全面マスクを着用することによる身体負荷の増加、運動能力の低下、視界の悪化、会話の困難などが、障害物の発生、室温上昇、照明の消失、余震、轟音の発生という悪条件と重複することを考えると、49分以内で達成できない可能性は大いにある。

(3) 海水注入の有害性と未解析現象

代替格納容器スプレーの水源としては、RWST (1,900m³) と補助給水タンク (740m³) がある。これらのタンクの容量から枯渇は必至であり、その前に中型ポンプ車による海水供給にも備える必要がある。その中型ポンプ車の配備場所が、岸壁に近いEL10mである点に不安も感じるが、瀬戸内海だからということか、岸壁の前方には防波堤もなくそのまま海に面している。もし、被水して故障する懸念が少しでもあるならば、代替格納容器スプレーの重要性を鑑み、その水源確保に重要な役割が期待されている中型ポンプ車に対しては、より安全な待機場所

を考えた方がよくはないか。

海水の水質が不明で、期待した効率でエアボーン・エアロゾルを洗い落とすのに適したpHであるのか不明である。塩の析出が、格納容器内でノズルや配管の閉塞など、有害な影響を生じさせることがないかも不明である。伊方3号機の場合、連続ではなく間欠運転を考慮しており、停止している間に残水が蒸発して塩が析出する可能性がある。又、格納容器からの長期的な排熱を、格納容器再循環ユニットの運転によって確立するとの考え方ではあるが、海水スプレーによって格納容器の雰囲気中に漂う塩の結晶が同ユニットにこびりつき、熱交換の特性を悪化させる可能性についても評価されなければならない。

前述のように、海水注入が行われる可能性があるのは、格納容器に対してだけではない。原子炉圧力容器に注入された場合の懸念の一つは、燃料デブリの融点の低下である。ほとんどの金属とその酸化物は、不純物との接触によって著しく（数百度のオーダー）融点が低下し液化が早まる。従って、海水が注入されることによって炉心の溶融や崩壊が加速させる可能性がある。そのような溶融物が、損壊した原子炉圧力容器の底部から流出してキャビティの床面に積もった場合には、既知のMCCIとは異なる反応が起こる可能性がある。使用済燃料が気中に露出してから発熱している状態に上から海水がスプレーされた場合には、たちまち塩の結晶が固着してしまい、冷却路が閉塞される可能性がある。融点低下現象によって燃料被覆管⁽³⁵⁾の破損が早まる可能性もあり、水素と熱の発生を伴うジルコニウム水反応やジルコニウム火災の起こり易さにどのような影響が起こるかについても未知である。このような点から、冠水が維持できなくなった使用済燃料プールへの海水スプレーについても注意が必要である。

とりわけ重大な影響が懸念されるのは、蒸気発生器への注入である。AFWPを介して蒸気発生器に海水が送られた場合の振る舞いは、サリーの場合にジェームズ川の水が注入されるのとは全く異なる。蒸気発生器は、蒸発鍋として振る舞い、二次側の塩分濃度はどんどん上昇し、飽和濃度にまで達してしまう。その後は、塩の結晶を析出させること

になる。高温の飽和塩化ナトリウム水溶液に金属を曝露することは、応力腐食割れの加速試験を行っているようなものである。（実際の加速試験には、高温の高濃度塩化マグネシウム溶液が使われる。）一次系（RCS）の温度・圧力を低下させるため、主蒸気逃し弁を開く操作を行った場合には、二次系も減圧されて温度が下がることで、塩の析出量が増す。蒸気発生器細管の外表面に析出した塩は熱伝導を低下させることで内面温度を上げて強度を低下させる。流路抵抗も増す。蒸気発生器の細管に採用されている「アロイ690」と呼ばれるニッケル基合金は、応力腐食割れに対する耐性が高いと期待されるが、このような極端な環境にどれほど長く耐えられるのかは不明であり、もし熱的、化学的に劣化が加速され、複数の細管に次々と破裂や破断が生じていく場合には、SOARCAの報告書においてサリーに対して議論されているTISGTRを凌ぐ状況となり、外部環境に対して極めて深刻な事態へと発展する。

以上のように、海水注入に関しては、全ての用途においてそれぞれ重大な懸念と不確定さを抱えており、それらが技術的に解決されるまでは、安易に事故対応の手順に盛り込まれることが認められるべきでない。

(4) アニュラス⁽³¹⁾ 空気浄化設備

同設備は、元々設計事故用に備えられているものであり、それが、大規模な過酷事故において発生するヨウ素やセシウムに対して飽和することなく初期の効率で吸着し続けることができるのか疑問である。格納容器の雰囲気には、LOCAによって発生したデブリの粉塵、大量の海水が注入され析出した塩の粉末も含まれ、更に事故の進展によってMCCIが発生すれば、大量のエアロゾル化したコンクリートの粉塵も含まれることになる。そのようなことが設計条件として全く考慮されていないフィルターが、事故の途中の段階で閉塞してしまうことはないのか、あるいは、吸着効率を低下させる化学反応などの現象が生じることはないのか。

(5) L T S B O 対応

伊方3号機の対応プランによれば、SBOが発生した場合には、直ちに補助給水ポンプ（AFWP）を起動し、30分後に主蒸気逃し弁を開いて大気に放熱し、一次系（RCS）を急冷する。その際、通常の運転手順で規定されている毎時55℃の温度低下率制限を超過することになるが、この場合は許されるべき事態であると思われる。それから30分後にはRCSの温度は208℃にまで低下する。圧力も4.2MPa（14）に下がるため、蓄圧タンク⁽³²⁾が自動的に作動する。ここから先は、一次系においても二次系においても、温度・圧力の低下は緩慢になる。すでにここまででRCSの温度・圧力は十分に低下しており、RCPシールからの漏洩率も当初の1.5m³/hからかなり減少している。（圧力が4分の1になれば漏洩率は半分、圧力が9分の1になれば漏洩率は3分の1になる。）RCPシールからの漏洩は、蓄圧タンクによって補われ、燃料の冷却が保たれる。約27時間後、再び主蒸気逃し弁を開き、RCSの温度・圧力を更に低下させる。約32時間後、170℃、0.83MPaにまで低下したところで、RCPシールからの漏洩が停止する。

以上の手順は、サリーのLTSBOに対してと著しく異なるわけではないが、伊方3号機の場合の特徴は、主蒸気逃し弁の開操作による急速減圧・冷却である。サリーの場合、90分後から55℃/hの温度低下率制限に従って操作を開始し、3.5時間後、0.93MPaに到達させる。

両プラントで顕著に違うのは、RCPシールの漏洩率に対する仮定である。伊方3号機は、独自に実施した実験に基づき、サリーに比べて著しく少ない漏洩率を使って解析を行っている。そのため、サリーにおいては、LTSBOに備えて高圧プランジャー・ポンプ（Kerrポンプ）が2台用意され、蓄圧タンクが空になってからの原子炉圧力容器への注水に備えられているのに対し、伊方3号機には同じような計画がない。しかし、その根拠とされている実験方法の正当性には疑問もあり、そもそも、たとえそれ自体が妥当であるとした場合でも、深層防護（何らかの原因でRCPシールからの漏洩率が急増した場合に対する次のステップ）の観点からの不安が残る。

(6) RCPシールの漏洩評価・実験

四国電力によれば、これが、実機を模擬した実証試験とのことであるが、実際にはその条件が温度300℃、圧力16.6MPa のサブクール水⁽¹⁹⁾環境（圧力16.6MPaの飽和温度は350℃以上）である点から、実機を模擬しているとは言えない。実際にRCP シールが曝露される条件とは、運転中の条件ではなく、運転停止後、そのようなサブクール水が残留熱⁽⁷⁾で更に加熱され、飽和温度に達した条件とするべきであり、SOARCAに述べられているのも、RCPシールの破壊に沸騰が伴うという考え方である。以上は、メカニカル・シールのアセンブリに対する模擬実験の方法についてであるが、Oリングに対して行われた個別的な試験についても同様で、やはり290℃、15.4MPa のサブクール水環境が使われている。

解析に、以上の実験から得られた1.5m³/h の値を使う前に、まずは飽和温度（加圧器安全弁が作動するときの圧力に対応）の水環境での追加実験を行い、さらに、シールの破壊が起こる実際の限界条件についても把握しておくべきである。ついでにここで付言しておくならば、「ストレス・テスト」の概念は、このような試験としても適用されるべきであった。

(7) 中型ポンプ+加圧ポンプの直列運転

伊方3号機の場合、サリーのような蓄圧タンクが空になってからの原子炉圧力容器への注水に対する備えがないと上に述べたが、四国電力は、（中型ポンプ+加圧ポンプ）の直列運転の用意を過酷事故対策の一環として含めており、これが、そのような場合の対応手段という意図なのかもしれない。確かにこの備えが功を奏するケースはある。しかし、小破断LOCA（大口徑配管の小規模破損と考えてもよい）によって、RCS の高圧が維持されつつ蓄圧タンクも使えないまま水位が低下する場合には、このような用意があっても原子炉圧力容器に注水することができない。その場合には、取り敢えずこのような用意をして待機運転をしながら、RCSの減圧操作を待つことになる。

しかし、四国電力が用意している遠心ポンプのそのような締切り運転は、しばらく続くとケーシング内の水温が上昇して沸騰し、蒸気バイ

ンディングと呼ばれる現象を起こす可能性がある。その場合、高温に伴う故障や吐出圧の低下が発生し、状況が一気に悪化する。この事態を回避するためには、加圧ポンプの吐出から中型ポンプの入口に「ミニマム・フロー・ライン」を設け、熱交換器で冷却する方法が取り得るが、このようにどんどんシステムが大型化してしまい、組立と運転に人手と時間を要するようになる。（中型ポンプ+加圧ポンプ）による遠心ポンプの直列運転には、このようなリスクとデメリットがあり、過酷事故対策としては最適ではない。RCSの圧力状態にかかわらず高圧水を押し込めるプランジャー・ポンプがより適しているものと思われる。

(8) 逃し弁による減圧操作

高圧窒素ガスのポンペを用意し、電磁弁を作動させるための電源（蓄電池）さえ準備しておけば、逃し弁は確実に働かせることができるとの思い込みは誤りである。地震やLOCAミサイル（飛翔物）によって、動力源である高圧窒素ガスを送る配管が切断されていたり、潰れていたりすることも有り得る。電気ケーブルが切断されている可能性もある。駆動シリンダーに使われているピストンのOリングや電磁弁にある多数の非金属製の内部部品（主にゴム製のOリングやガスケット、ダイヤフラムなど）には、使用可能な環境条件が定められ、それらが確認されているのは設計事故の環境範囲に限ってであり、これを超えた過酷事故の環境に対しては未知である。実際のところ、事故の環境そのものが未知でもある。格納容器内雰囲気循環運転が停止してしまえば、局所的に高温に達するところもある。局所的に水素ガスの分圧が上昇し、燃焼条件が整い、小規模ながら燃焼が起こるという可能性もある。又、格納容器の圧力が、設計圧力を超える場合には、シリンダー背圧が上昇し、更に正常な作動が妨げられる。Oリングなどに塗布されていた潤滑剤（シリコン・グリース）が熱で流れて乾燥し、摩擦が増すと同時にシール性も低下する。

(9) STSBO評価

伊方3号機のSBO対応にも、AFWPが使えなくなる場合の重ね合わせが考

慮されているが、依然サリーに対するSTSB0のシナリオ未満である。つまり、全交流電源と同時に直流電源やECSTの喪失も重複するとのより厳しい想定はしていない。直流電源の喪失によっては、AFWPの起動ができなくなるだけでなく、主蒸気逃し弁の操作も主要な運転パラメータの監視もできなくなり、状況把握が困難になる。

伊方3号機の場合、3.5時間後から代替格納容器スプレー・ポンプを起動させ、7.8時間後に原子炉圧力容器の底部が破損するまでキャビティに蓄水を続けるため、それまでに100m³以上（水深2.3m）のプールができあがっていて、そこに損傷した原子炉圧力容器の底部から、約10時間にわたって「断続的に」炉心溶融物が落ちてくると仮定している。これがMAAPコードによる解析予想ということのようであるが、SOARCAにある最新のMELCORコードによる予想は、これを否定している。原子炉圧力容器の底部が損傷する現象は、ラーソン・ミラー⁽¹⁷⁾のクリープ破壊モデルに従って生じ、それによれば、一気に全体的に崩落するのであり、その前に底部貫通部から「だらだら」と流出が長時間にわたって起こることはないとのことである。又、サンディア国立研究所の実施した「下鏡損傷（LHF）実験」の結果からも、その考え方が裏付けられると述べている。そのため、最新のMELCORコードでは、原子炉圧力容器の底部の崩壊は瞬時にして起こる現象として扱われ、キャビティ内の水は数分間で蒸発してしまう。伊方3号機の場合のように、断続的にゆっくりと垂れ落ちる溶融物が、バッチ処理されるかの如く、その都度水で冷却されて水底で積もっていくとの推測とは一致していない。

このように、伊方3号機が適用しているMAAPコードでは、最新のMELCORコードにおけるクリープ破壊現象のモデル化がまだ反映されていないように見受けられる。そのため、MELCORが予測するホットレグ⁽²⁶⁾のクリープ破壊や、自然対流による加熱に伴う蒸気発生器細管のクリープ破断も考慮されていない。しかし、これらの現象は、過酷事故の進展においても外部環境への影響においても、極めて重大な違いを生むことになる。

尚、サリーのキャビティは、石灰岩の砂利と砂を混合したコンクリートでできており、サイズは、内径4.28m、外径5.58m、床の厚さは3.04mである。同プラント1号機の場合には、キャビティの底面から約50cm上の位置に直径30cmの穴が貫通しており、水位がこれ以上になると、穴を通過してキャビティから外に漏れる構造となっている。（同プラント2号機にはそのような穴はない。）MCCIに対する解析においては、鉄筋占有率0.135（体積比）を使い、1,380℃の熱で侵食されるものと仮定している。MCCIの挙動は、使用される砂利が石灰岩から玄武岩になるだけで大きく変化し、発生する可燃性気体の成分やエアロゾルの量と成分比が変化するとされている。

(10) 人員配置と現実の事故対応

伊方3号機の場合、緊急対応要員は、夜間・休日も含め、常時31人（当直運転員10人を含む）が確保されているとのことである。初動対応はこの31人によって実行され、その後、4時間以内に46人、6時間以内に71人、8時間以内に91人が「参集要員」として集まってくるとなっている。「参集」のための移動は、住民の避難活動と同時であるため、状況によっては必ずしもこのような時間以内に達成できない可能性もあるが、まずは初動対応が確実に実行できることが重要である。31人という規模にはある程度の安心感もあるが、厳しい時間制限が課され、多くのタスクが並行して実施されなければならない場合には、決して余裕がある人数とは言えない。特に、原子炉事故が巨大地震によって誘発されたSBOによって発生する場合には、さまざまな追加業務と作業が重なる可能性があり、例えば以下について考慮されていないように思われる。

まず、建屋内にいる人員を把握し、安全な避難誘導を行うこと。プラント全体の状況把握もしなければならず、深刻な火災や水漏れが発生しており、放置できない場合にはそれらの対応にも手を割かれることになる。他号機の状況把握を含む所内の情報収集と調整も必要になる。3号機も危機ではあるが、他号機がより深刻な状態に瀕しているという場合もあり、電源車やポンプ車の融通が必要になることもあり得る

からである。更に、社内（本社）と社外（県、オフサイト・センターなど）への連絡や問い合わせの対応なども発生するだろう。

原子炉事故と使用済燃料プールの事故が併発する事態の想定を排除する合理的な正当理由はあるか。そのような事態の想定が排除できない場合には、対応能力として追加をするか、一方を後回しにすることが安全上可能かどうか評価する必要がある。

「より過酷な事態への対応を定めておけば、それ以下の事態には常により容易に対応ができるはずだ。」との思い込みは正しくない。通常、非常用ディーゼル発電機が自動起動せず、中央制御室からの遠隔操作によっても起動させることができずSBOに陥った場合には、ただちにその利用を諦めるのではなく、まずは運転員が現場（非常用ディーゼル発電機室）に急行し、操作盤からのマニュアル起動が試みられる。成功を期待して試みられるのではあるが、結果的に余分な時間と人手が取られるだけで終わる可能性もある。SBOが、LOCAから時間遅れで発生することも考えられる。その場合には、ECCSのポンプ出口弁や注入弁が開いたまま操作不能となり、その事実も開度表示が失われることによってわからなくなってしまう可能性がある。A系の交流電源喪失にB系の直流電源喪失が重ね合わされるという場合もある。その場合、これらは同時に発生するのではなく、一方が他方に対して先行する。火災や大量の黒煙の発生し、行く手が阻まれるという状況が重なる場合もある。

(11) 安全文化

現実の事故が想定シナリオに忠実に沿って起こることは、絶対と言って良いほどなく、むしろそれは、常に事前の備えの裏をかくように発生するだろう。想定シナリオで書かれた対応マニュアルが、「ステップ1」からたちまち使い物にならなくなり、緊急対応要員を戸惑わせることになるかもしれない。そのような事態に臨んでも極力うろたえないようにするためには、対テロ防衛チームの机上訓練のように、敢えてそれまで想定していなかった新しいシナリオを次々と描き、それらに対する有効な対応プランがあるか点検を行う日常的な活動が不可欠

である。

米国では、火災防護計画書や防火マニュアルなど、非常時に備えられた手順書の表紙に、Rev. 30（改訂歴30回を意味する）と書かれていることも珍しくはない。これは、このような活動の活発ぶりを裏付けるポジティブなエビデンスと理解され、それ以前の内容の不完全さや先達の能力の低さを示唆するネガティブなエビデンスと理解されるべきではない。我が国においては、このような活動が日常的に活発に行われてきたかどうか怪しいところがある。四国電力の場合について、このような視点からの具体的欠点を指摘することはできないが、たとえば事故時操作手順書（EOP）などの手順書が、過去5年間に何回改訂されているかを見てみれば、そのような活動が形骸化しているか活きたものであるか、一つの目安にはなるだろう。

言うまでもなく、マニュアルの作成、緊急対応要員への教育・訓練を含む一連の過酷事故対策は、原子力規制委員会の審査や検査をパスするために整備されるものではない。これまでのことはさておき、今後いかに緊張感を維持し、このような活動に取り組んでいくのかが重要になる。それには、安全文化の醸成と定着化が必須である。すなわち、絶えず現状を問い学ぶ姿勢（questioning attitude, learning attitude）、懸念や異論がためらいなく提示され歓迎される職場環境が重要で、経営幹部の意欲と明確な意思表示の有無が、その推進と達成に大きく影響する。すなわち、安全文化には、ボトムアップとトップダウンの同軸性が重要になる。

福島事故後、「レギュラトリー・キャプチャー」という言葉が、事故発生 of 重要な背景の説明として頻用されるようになった。専門技術の詳細に精通していない規制者が、産業界の言うままに操られるようになっていく姿を表現したものである。しかし、同じような現象は、一企業の内部においてできえ起こる可能性があり、今もその温床がなくなつたと楽観できる状況ではない。過酷事故対策の有効性と安全文化の密接な関係が認識されなければならない。安全文化がなければ過酷事故対策はやがて形骸化していくことを、真剣に恐れる必要がある。

4 伊方3号機に対する過酷事故評価の本質的問題点

これまでに述べた福島事故の教訓とSOARCAにあるサリー原子力発電所に対する評価手法を念頭に、四国電力による伊方3号機の過酷事故評価について、幾つかの本質的な問題点を以下に示す。

- 好条件と成功を想定した楽観的シナリオ
- 不十分な併発，誘発に対する思慮
- 解析コードの過信
- 審査対象から外されている避難計画

(1) 楽観的シナリオ

- ① 四国電力だけの特徴ではないが，我が国の過酷事故評価は，対策設備として仮設と可搬式装置を使った人的対応に多くを依存していながら，成功だけを想定したシナリオである。成功だけのシナリオは評価を甘くし，それが失敗に転落した場合の対策を疎かにしてしまう。たとえば，本設の格納容器スプレー系が，ポンプの故障にしる，電源喪失にしる，これが使えなくなるほどの厳しい状況を仮定していながら，その原因が，当該系統のスプレー・ヘッダーだけには及ばないという都合の良い仮定をし，仮設のポンプや電源，およびその水源にも当て嵌まらず全て無事と考え，代替格納容器スプレー系が使えなくなる事態から先の評価に踏み込まないことが合理的と言えるだろうか。

SOARCAに倣いそれらの備えにもかかわらず使えなくなるケースを考え，起動が制限時間以内に行えないケース，起動はできても運転が持続できなくなるケースも考慮すべきである。備えをすることは無駄ではない。しかし，評価においては，それが活用できる場合の効果を理解するためにも，反対にそれが活用できなかった場合のことも含める必要がある。

- ② RCPシールが熱で破損する事態も過酷事故（SBO）評価のシナリオから排除している。RCPシールが破損しないから蓄圧タンク⁽³²⁾に蓄えられた水量が枯渇せず，燃料の冷却に必要なRCSの水量が維持できるとの評価であるが，敢えてRCPシールの破損を仮定してしまうと，その先が全く違った方向へと進んでいく。蓄圧タンクの水量が枯渇し，燃料

が露出して破損，溶融を起こす。そこで米国では，ディーゼル駆動式の高圧プランジャー・ポンプも追加で用意し，その事態に備えている。原理的には違いのないメカニカル・シールを，米国においては必ず破損し，しかも最悪はたった13分後に起ると仮定しているのに対し，我が国は，根拠に疑念がある実験結果を掲げて破損の起こらない「絶対安全」な部品であると仮定し，その先のバックアップを積極的に考えていない。

- ③ 電源車による交流電源のバックアップは，米国においては，本設電源に対するバックアップ電源であるSB0電源（ガス・タービン駆動）に対する二次バックアップ電源という位置付けである。ところが伊方3号機の場合には，SB0電源を飛び越え，本設電源に対するバックアップ電源として直ちに電源車が期待されている。そしてそのような電源に，前述の代替格納容器スプレー・ポンプなどが動力源として依存している。（米国の代替格納容器スプレー・ポンプは，ディーゼル・エンジン駆動。）
- ④ 直流電源系統の喪失も考慮していない。その配電系統の故障やバッテリーの枯渇，AFWPの水源の喪失，途中での枯渇に対しても想定が甘く，それらのバックアップが得られない場合に対する評価には踏み込まれていない。伊方発電所には，所内に多くの淡水タンクが用意されているが，耐震設計された機器の損壊を想定するシナリオであるにもかかわらず，耐震設計されていないこれらのタンクが水源として期待されている。
- ⑤ 人的対応における楽観性にも懸念がある。余震に揺さぶられ轟音がこだまする暗黒の建屋の中で，どれだけ冷静に行動ができるのか。どのような状況に直面するまで前進を続けなければならないのか。負傷者が発生した場合でも，救護より事故対応を優先するのか。これらの現実的な問いに対しては，厳しくても予め合意された答えがなければならない。
- ⑥ 49分で格納容器代替スプレー・ポンプの起動に漕ぎ着けるとの見通しについては，再びその現実性の危うさを述べておく必要がある。サ

ンディア国立研究所は、SOARCAをまとめるにあたって、ディーゼル駆動高圧ポンプ（Kerrポンプ）による注水開始までの必要時間をサリーに問い合わせをし、次の回答を得たという。まず、状況把握と地震による損傷状態の点検に30分。それからKerrポンプの段取りに着手し、150分（2.5時間）後に注水を開始。ただし、地震後の混乱による時間のロスを1時間考慮。こうして、実際の注水開始を3.5時間後と仮定している。EURには、新設炉に対する基本要件の一つとして、このような格納容器を保護するための人的対応には、初めの12時間（目標24時間）は期待すべきでないと述べてある。

- ⑦ 過酷事故における人的対応の訓練では、実際には模擬できない様々な条件（地震の揺れと轟音、火災や発煙、施設の損壊など）があり、それらに対しては単に状況をイメージして行わなければならないが、イメージは飽く迄イメージに過ぎず、これらが現実として突如眼前に現れたときの動揺をどれだけ緩和させることができるかには限界がある。米国の3.5時間がより現実的であり、後述するように、自然災害よりも更に影響の大きいテロ攻撃への対応までを考慮した場合には、EURの12時間、24時間という余裕がより望ましいと思われる。いずれにしても、49分という制限時間内での達成については、現実には、かなり危ういものであると指摘しないわけにはいかない。

(2) 併発と誘発

- ① 伊方3号機のシナリオの設定には、たとえば巨大地震などの原因や理由付けがないため、併発や誘発を考慮していない。巨大な自然災害の場合には、日常的な想像の規模と範囲を超える数々の併発事象や誘発事象が伴うことになる。これこそが、米国においては福島事故から学ぶべき最も重要な教訓だったと理解されているのであるが、我が国においてはそうではないかのようである。
- ② SOARCAにも幾つかの併発事象が述べられている。地震によって配管やケーブル・トレイが崩壊し、建屋内の階段が壊れて昇降不能になる可能性も言及されている。そのような場合、原子炉建屋内の迂回路は、それほど多くあるわけではない。耐震設計されたECSTや非常用ディー

ゼル発電機，直流電源系の喪失も想定されている。しかし，実際，過去に我が国の原子力発電所で起こったことの中には，変圧器火災

（2007年柏崎・刈羽），配電盤の高エネルギー放電爆発・火災（2011年女川），敷地内道路の褶曲と分断（2007年柏崎・刈羽，2011年福島第一），配管破断による内部溢水（2007年柏崎・刈羽），使用済燃料プールからの溢水（多数），建屋内照明の消灯なども含まれ，過酷事故が発生していた場合には，疑いなくその対応に影響していたものと思われる。

- ③ 再三蒸し返すが，これが地震を起因事象とした過酷事故の現実の姿なのであり，「大破断LOCA+SB0+格納容器スプレー喪失」を想定したとは言え，これらだけに限定された事象のセットが，その他一切の併発も誘発もなく忽然と発生するという不気味な出来事も，緊急対応要員が一人も欠けることなく，各自眉一つ動かすこともなく，その瞬間から颯爽と手分けして対応に当たるということも，現実にはあり得ないことである。

(3) 解析コードの過信

- ① ある川沿いに桜の巨木があり，その頂きのか細い枝の先に葉が付いているようすを思い浮かべてみよう。我々は，いつかその葉が枝から離れることは知っているが，それから先のこの葉の運命を正確に科学的に予想することができるだろうか。落葉の瞬間が，事故の起因事象発生の瞬間（タイム・ゼロ）である。そこから先の運命は，落葉の起因が風か雨（自然現象）かカラス（テロ）か，その葉の形（どれだけ虫に食われた穴〈経年劣化〉があるかも含む），重さ，風向と風速，地面までの枝や幹の張り具合などによって決定されるだろう。葉は，地面に辿り着く前にある枝にひっかかるか，突風で飛ばされるか，それとも近くの地面に着地するか，あるいは川面に浮かび，その先は川の流れに乗って途中で沈むか，岸で止まるか，その先も流され続けるか。500m 下流には滝があり，この葉にとって，滝壺に落ちていくことが最悪の悲劇（過酷事故）であるとする。

- ② さて，原子炉事故の進展を予測する解析コードは，化学反応，熱水力

学，流体力学，応力解析など多種類の分野を総合的に連動させて扱うため，個別の解析に比べて必然的に誤差が増す。その結果，ちょっとした初期条件の違いによって異なる結果に辿り着くことも，進展の途中で予想される幾つかの現象の生起が左右されることもある。その上，全くのランダム性で決定される現象や「外乱」さえもある。以下，具体的に幾つかを例示してみると，「初期条件」「誤差」「外乱」「解析コードに組み込まれるモデルの特徴」「全くのランダム性に左右される現象」等であるが，このようなリストの長さを3倍にすることさえ極めて簡単な作業なのである。要は，これほどの不確定性のある原子炉事故の進展解析が，果たして前述の葉っぱの運命に対する予想解析に比べてどれだけ精度において優ると言えるのだろうかということである。解析を引き合いに出して議論を行うことを否定するものではないが，過剰な信頼をしてはならないことも常に念頭に入れておく必要がある。解析は，豊富な実験結果に裏付けられたベンチマーキングとチューニングがあって信頼性が支えられるものであるが，もとより過酷事故の実験が豊富にあるわけではない。ところが我が国の過酷事故評価の議論では，しばしばこの事実が忘れ去られてしまっているのではないかと感じさせられることがある。このことは，我が国の関係者が，解析コードの開発にも，ベンチマーキングとチューニングのための実験にも，ほとんど直接寄与した経験がないことを思い出すとき，非常に奇異なことではある。「解析のプロ」と呼ばれる人達でさえ，実は精度の検証手段がない巨大な「ブラック・ボックス」に，パラメータと条件を放り込むある種の単純作業を行っているだけなのであり，解析結果の過信による過酷事故対策の脆弱化には，時々気を付けなければならない。

- ③ モンテカルロ法。これは，上述した解析の欠点を補う一つの方法である。たとえば今，

$$f = A \times e^B \times \sin C \times \log (D+E) \times F^3$$

という比較的複雑な関数があるとし，A～F のそれぞれが，ある正規分布に従って，ある値を中心としたある範囲の値をとるものとする。

その場合の f がどのような分布の値を取り得るかというのが問題であるとき、我々は、コンピューターを使って、実際にそれぞれの正規分布に従って発生させた数値をA~Fに代入して、 f をたとえば1,000回程度計算させ、その分布を把握することができる。このようなシミュレーション法の応用で、前述の葉っぱの運命占いをすること（滝壺に落ちてしまう確率を求めること）も理論的にはできるだろう。最近、サンディア国立研究所の専門家は、MELCORコードに対してモンテカルロ法を用い、過酷事故における格納容器圧力の経時変化などに対し、そのバラツキの評価を行っている。解析も、ここまで徹底して行うならば、信憑性が幾分は上がるかもしれない。しかし、我が国でこのような高度な議論が行われることは、あったとしても極めて稀であり、せいぜい限定的な「感度解析」が行われるだけである。

(4) 避難計画

- ① 楽観的シナリオは、過酷事故が発生した場合の避難計画にも及んでいないように見受けられる。ところがその避難計画は、我が国においては、審査の対象にさえなっていない。
- ② 伊方発電所は、佐田岬半島の付け根に立地し、半島の先端までの距離は直線で30km以上ある。北は伊予灘に面し、南は宇和海に面している。幅が狭く、それでいて峻険であるため横断道路はほとんどなく、幹線道路といえば、伊予灘に面して曲がりくねった県道255号線、宇和海の海浜に沿った旧国道197号線、それと半島の背筋のような国道197号線（佐田岬メロディーライン）である。海岸線に沿った旧国道197号線は、簡単に降雨で地滑りが起こって通行止めになることで、地元では「国（酷）道197（行くな）線」と呼ばれていたほどの悪路であることから、地震後や津波警報が発令された場合には使えなくなるかもしれない。他方、メロディーラインには10本以上もトンネルがあり、地震でどれか1本でも損傷した場合には通行止めになってしまう。残った県道255号線にどのように辿り着けるかは分からない。
- ③ 佐田岬半島は、全体が伊方町に属し、人口約1万人の同町民の半数以上が伊方発電所よりも西側、即ち、半島寄りに居住する。従って、避

難の際には、わざわざ遠くから伊方発電所に向かってこなければならぬ。県道255号線は伊方発電所の直ぐ脇を通っており、メロディーラインと旧国道197号線も1kmほどしか離れていない。従って、半島の付け根で交通渋滞が起こってしまうと、これらの道路には長い列が出来、最悪の場合には、事故によって放射性物質が放出される瞬間に、そのような渋滞の中で被曝することになってしまう。放射性プルームが上空を通過する際、たまたまトンネル内にいた人は被曝を免れるが、トンネルの外にいた人は大量の被曝をするということにもなる。

- ④ 伊方町民の人口ピラミッドは考慮されたことがあっただろうか。男女とも高齢化が進み、自力での避難行動が困難になっていると思われる住民がかなり多いのではないかとと思われる。従って、原子炉事故が地震によって起こるものであると仮定した場合、そしてそれが津波の発生を伴う場合、従来の避難計画は、著しい危険を伴うものであると認識されるべきである。地震でところどころに亀裂や陥没が起こってしまった県道255号線は、暗黒の通行が極めて危険になるだろう。携帯電話も使えなくなってしまうとは、使える道路、使えない道路も分からないまま避難することになる。
- ⑤ 伊方発電所の立地条件は、ニューヨーク州ロングアイランド島に建設されたショアハム原子力発電所（電気出力820MW のBWR）とも似たところがあるが、圧倒的に不利である。東西190km、幅37km（最大）の同島には、770万人（2008年）が暮らしている。同原子力発電所は、14年の年月と60億ドルの建設費がかかって1986年に完成したが、結局、（地震を想定しなくても）安全な避難が困難であると訴える住民の声に阻まれ、一度も運転されないまま廃炉になっている。
- ⑥ 伊方発電所の場合、よほど楽天的（非現実的）なシナリオを設定しなければ、あるいは私の想像の及ばない画期的な計画でもなければ、安全な避難は困難である。もし、それを承知していながら原子炉の運転が認められるものだとするならば、救命ボートのない客船を運行する悪徳の海運会社が非難されなければならない理由もないだろう。

(5) 地質学上の立地要件

- ① 前述の地形的な問題に加え、伊方発電所には、地質学上の重大な問題点もあることが、多くの専門家によって指摘されてきた。そもそも地形と地質は互いに無関係ではなく、佐田岬半島の峻険さそのものが、地下構造の運動性を物語っている。果たしてその北には、中央構造線断層帯が、半島と平行に走っている。文部科学省の特別機関である「地震調査研究推進本部」がインターネットで公開している情報にも、この断層帯の特徴やその周辺で発生した過去の地震歴について、説や推論ではなく、観察と史実に基づいて詳しく解説されている。
- ② 私は、我が国の地質学の専門家が自負している学術的、実務的な分野での先進性を疑うものではないが、こと原子力における適用を見る限り、彼らの知見と良識が十分に発揮されてきたとは納得していない。その理由の一つは、もし、たとえばこの伊方発電所の立地審査に米国の審査基準が適用されていた場合、到底パスしなかったはずの問題があることである。
- ③ 地震が原子力発電所に及ぼし得る影響の種類には、主に振動（ユレ）と変位（ズレ）があり、活断層が恐れられる理由は后者である。伊方発電所の場合、中央構造線断層帯の一部をなす「伊予灘西部断層」がそのすぐ近くを走っているが、このような状況に対して、米国の規制基準（Regulatory Guide）と標準審査指針（Standard Review Plan）がどのようなことを述べているのかをみってみる。
- ④ まず、原子力発電所の候補地に対する適否判定の指針としては、RG 4.7がある。最新版（Rev. 2）は1998年4月付であるが、そこには、周辺8km以内に地表に開口した断層や褶曲地形などがある場合、そのような候補地を断念し、別の候補地を検討するのが妥当であるとのNRCのスタンスが述べられている。そのような特殊な地形の挙動が予知不能であり、効果的な対策の施しようがないことが理由である。
- ⑤ このNRCのスタンスは、その前身であるAECから受け継いだものであるが、1974年9月付の原版には、そのような断層について、「長さ1000フィート（約300m）以上」とまで記されており、断層に対する用心深さが感じられる。中央構造線断層帯の規模が、これを遥かに超えるも

のであることは言及するまでもない。5マイル（8km）以近に長さ300m以上の活断層があるような場所は原子力発電所の用地としては適さず、それでも事業者がそのような土地への立地を進めたいというのであれば、AECとしては、相当詳しい調査を要求すると牽制している。

- ⑥ これと同じ趣旨は、別の規制指針（RG 1.208）と、標準審査指針（SRP）においても繰り返されている。ここでは、地震による振動に対しては設計によって対処する術がある、しかし、断層、褶曲、地盤沈下、陥没のような変動に対しては技術的な解決法が常にあるとは限らないのであるから、そのような土地は初めから選ばぬことに越したことはないとの趣旨が述べられている。
- ⑦ 結局、米国では、活断層に対して、1974年から2013年までの40年間にわたり、原子力発電所の近くにあってはならないものとの考えで一貫している。
- ⑧ 以上を振り返ってみると、伊方発電所の地形的、地質的立地条件については、「なぜ、よりによってこのようなところに？」という思いを抱かざるを得ない。その上で更に私が落胆を禁じえないのは、これらのことに気付かなかったはずのない当事者の不作為である。「当事者」とは、もちろん、四国電力だけではない。このような地形的特徴においても、地質的条件においても明らかに重大な弱点がありながら、それらを見て見ぬふりする不道德さと冷淡さと、改めようとしぬ勇気のなさが余りにも情けない。せめて、たとえば、危険の伴う避難よりも、むしろ数日間待機できる安全なシェルターを半島に何ヵ所か確保する案を進んで住民に提案するなどの思いやりの片鱗でも示されるべきだったと思うのであるが、今も沈黙と不作為が最良の策として罷り通っている。まだ旧弊は解凍していない。

5 過酷事故評価・対策の欠陥

沈黙、不作為、やる気の無さ。すなわち、「安全文化の総合欠乏症」は、前述が唯一の例ではない。過酷事故に対する評価と対策の甘さとなって、余りにも至るところに欠陥が目立つ。

以下に具体的に例示する数々の欠陥は、安全文化の未熟さにあらずんば、

それはそれで深刻な技術的能力の欠落を疑わせるものである。

(1) 欠陥1

地震直後の状況把握をより早く安全に行うため、巡視によってではなく、追加設置するテレビカメラによって行えるようにすべきところ、改善が言及されていない。

建屋内外に配置されている過酷事故における主要な使用予定設備の設置場所、可搬式機器の保管場所と予定の運搬経路には、適所にテレビカメラを設置し、地震によって大きな損壊が生じていないか、その直後に速やかに判断できなければならない。そうすることで、計画した過酷事故対策が円滑に実行可能かどうかより早く正確に判断できるからである。そのような改善の必要性は、福島事故の教訓として自明であり、規制基準にそのような要件が具体的にないことを理由に怠るべきではない。もし、何もなされていないのであれば、欠陥である。

(2) 欠陥2

大破断LOCA の想定には、次の現象も併せて評価を行うこと必要があるが、現状、何の言及もなく、実際の現象よりも著しく単純化されている可能性がある。

- 急速な環境の著しい悪化によって対応が間に合わず、格納容器代替スプレーが使えなくなり、MCCI が起こる場合
- LOCA 後しばらくSBO が発生せず、作動したECCS によって大量のデブリ（主に粒子性のデブリと微細な繊維性のデブリで、ストレーナのメッシュよりも小さいもの）が原子炉压力容器内に投入されてから遅れてSBO に至った場合
- LOCA デブリ〈18〉（保温材、塗装片など）の添加によるMCCI に対する影響
- 原子炉压力容器に空気が入ることによる四酸化ルテニウムの生成とその拡散性の影響
- 水素が残留する原子炉压力容器内への空気の流入による水素爆発の可能性。その場合、核分裂生成物として高温の白金族元素が大量に残留し、触媒効果により発火を促進し得る可能性も考慮。爆発が起こ

る場合、それが原子炉圧力容器と格納容器の破壊を誘発する可能性についても要検討。

(3) 欠陥3

過酷事故対応設備として、高圧ポンプが含まれていない。HHSI ポンプと同等の能力を有するディーゼル駆動式の高圧ポンプを追加すべきである。

加圧器逃し安全弁の逃し弁機能 (PORV) が作動しない場合を想定し、その場合であっても高圧ポンプによって同弁の安全弁設定圧以上に加圧して注入を行うことで、一次系 (RCS) ～加圧器PORV～加圧器リリース・タンク～格納容器というフロー・パスが確保される。これは、最近のUS-ABWR に対するAFI (Alternate Feedwater Injection) と呼ばれる追加システムの応用であるが、PWR においても検討されるべきである。加圧器PORV が作動しない場合を想定していない現状の対策には、深層防護上の欠陥がある。

(4) 欠陥4

海水注入は、既知と未知の有害性があるため、まずは既設の淡水タンクの信頼性を十分に向上させた上での、「最後の最後の非常手段」とすべきである。海水注入への安易な依存は、対策として適切ではない。特に原子炉に注入した場合に析出する塩による燃料、炉心構造物の融点低下現象と二次系に注入した場合の蒸気発生器における濃縮液の有害性を把握し、それらによる影響と注意事項が詳細に手順書に反映されないかぎり、安易に実行が許されるべきではない。

(5) 欠陥5

TISGTR が発生した場合の対策がない。現在、大気開放となっている主蒸気逃し安全弁の排気管を、フィルター・ベントを介するようになるなどの改造が必要である。

そのような改造を追加した場合、フィルター・ベントには大きな動荷重が働くようになるため、よりコスト高にはなるが、TISGTR の緩和対策が必要となるのは止むを得ない。BWRプラントの設計では、主蒸気逃し安全弁の排気管がサプレッション・プール⁽²⁴⁾ に導かれており、本

案はそのPWR プラントに対する応用である。

(6) 欠陥6

PWR プラントに対する防災計画のベースライン・シナリオとして TISGTR が考慮されていない。効果的な緩和対策がないうちは、これもベースライン・シナリオとすべきである。

TISGTR は、主蒸気逃し弁の「開固着」が伴うことで起こり、その起こり易さは、弁のタイプにも依存する。我が国の場合バネ式が採用されており、パイロット弁式よりも起こり難いと国内関係者の間では考えられている。しかし、この場合の「開固着」は、全開状態での固着に限られるのではなく、隙間の面積が 1cm^2 であっても十分な影響を及ぼす。また、 3cm^2 毎に細管1 本分の断面積が増すことになる。このような微小なギャップの開固着に対してまで起こらないとは言えないため、サリーに対してと同様、伊方3 号機も含む我が国のPWR に対しても、TISGTRを有意なリスク事象として扱い、防災計画のベースライン・シナリオに選ぶべきである。

(7) 欠陥7

直近の取り出し燃料（ホット燃料）に対する使用済燃料プール内の貯蔵には、市松模様の配置を適用すること。直流電源を喪失した場合でも補助給水ポンプ（TD-AFWP）をマニュアル起動できる手順と体制を確立し、定期的に訓練を実施すること。米国では実行されているが、これらの実行について、言及がない。

(8) 欠陥8

過大な無理と危険の伴う避難計画は欠陥である。シェルタリングを基本にしたより安全で無理のない避難計画も考えるべきである。そのような避難設備の設計は、工学的には比較的簡単で、コスト的にも有利なはずであるが、検討されていない。

第5 規制基準の問題点(5 2～8 3)

我が国の過酷事故評価は、その出発点（起因事象）の設定だけは厳しい。（大破断LOCA+SBO+ECCS 喪失）という設定のことである。この設定だけに関するならば、「世界一の厳しさ」と誇示するだけのことはあるかもしれない。しか

し、その設定に対する評価が途端に甘く、対策の有効性に対しては著しく楽観的になっている。こうして、世界一の厳しい起因事象の設定に対し、世界一楽観的な進展シナリオに沿った、世界一奇妙な評価が行われている。幸いなことなのか不幸なことなのか、その題材は豊富にある。

以下、幾つかの例を挙げ、評価・対策の問題点（甘さ）を議論する。

1 深層防護思想

- (1) 我が国の深層防護の実践には、至る所に欠陥が残存しており、未だに繕いが終わっていない。「設計基準は万全だったが、過酷事故対策に不備があった。」、「耐震性は申し分なかったが、津波対策が行き届いていなかった。」との誤った反省の弁が未だに関係者の間で一掃されておらず時々語られていることは、許されざる無知であり、嘆かわしいことであり、将来への脅威と不安である。
- (2) 深層防護は、「もし・・・のようなことが起こってしまったら (what-if)・・・」, 「もし・・・が働いてくれなかったら (what-if-not)」の問いにどこまで挑戦していくかによって、その広さと深さが変わってくる。
- (3) たとえば、原子力発電施設の火災防護は、過酷事故対策ではない。設計基準範囲内の要件である。この場合の深層防護とは、①火災を出さないこと、②もし火災が発生した場合でも速やかにそれを検知し消火できること、③もし火災の検知と消火が失敗しても、原子炉の安全停止が阻害されないこと、という3層で構成されている。高価な資産価値のある施設が火災によって損傷するのを防ぐこと、プラント職員の生命を守ることも重要ではあるが、原子力発電施設の火災防護の目的には含まれない。さて、以上の3層の深層防護がどのように実践されているかについて日米比較をした場合、火災防護の専門家らは、その雲泥の差に愕然とさせられる。我が国が、1層目の「火災を出さない」に8割、2層目の「火災検知、初期消火」に2割であるところ、米国では、1, 2, 3層に対してそれぞれ、ほぼ2割、3割、5割とリソースを分散させている。もちろん、総額では米国が日本よりも数倍の投資をしている。火災が発生すること、その火災が検知を逃れること、

あるいは自動消火設備でも自衛消防隊によってでも容易に鎮火できないことは、断じて「ブラック・スワン」であってはならず、その先に十分な安心材料が用意されていなければならない。しかし、そのような第3層が突破されてしまうことも想定しなければならず、これが火災を起因事象とした「過酷事故」シナリオの入口となる。米国の産業界によるそのようなシナリオの抽出作業の結果によれば、BWR プラントにもPWR プラントにも、それぞれ数十のそのようなシナリオがあり、「共通リスト」が作られている。このような点が、大きな日米差となってしまうのである。

- (4) 原子力発電施設に対する破壊工作の企てが、全て「設計基準」を超えたものであるとの理解は全くの誤りであり、さすがに今でもそのように思い込んでいる関係者はいないだろう。しかし、それではその防衛を設計する場合の「設計基準脅威 (DBT)」がどのように設定されているかという問題になると、機密性を理由に途端に不透明になり、その認められた不透明さ故に当事者の怠慢が隠されるようになってしまう。米国では、2001年のWTC 航空機テロをきっかけにDBTの見直しが行われ、高度な武器の操作に習熟し、殺傷行為に慣れた者達の集団による、同時多発攻撃、自爆テロ、内部の者による幫助、サイバー・テロなどの特徴が規制の文言として明記されるようになった。そして、これに対応するための取組みの一環として、各原子力発電所には、兵器級の高度な武器を備えた約150人からなるプロの戦闘部隊が置かれ、日夜訓練が行われている。更に、その戦闘力を検証するため、NRCは独自に「模擬テロ・チーム」を編成し、各原子力発電所を転戦している。つまり、今時、車に爆弾を隠して侵入を試みるテロリストや、陸路と水路の両方から機関銃を使って攻撃してくるテロリスト集団が出現することを想定外であると狼狽することは許されず、設計範囲として対処できなければならないということである。
- (5) 以上の二例は、我が国の深層防護の実践における甘さが、過酷事故対策の領域におけるユニークな特徴としてではなく、すでにその手前の設計基準の領域に根を張ったものであることを示すために取り上げた。

いわんや過酷事故をや，である。

2 過酷事故評価の必須 **what-if** と **what-if-not**

what-if や what-if-not を考えなければ，その結末について考える動機がなくなり，その対策を講じる必要もなくなってしまう。前述の例では，消せない火災や撃退できない強力なテロ攻撃に対する次層の準備という深層防護であったが，PWRプラントの過酷事故評価においては，過酷な環境への曝露による破損や故障，人的対応ができない場合や可搬式設備が利用できなくなる状況を想定して，次の what-if と what-if-not(RCP シールの破損，加圧器逃し弁の操作不能，主蒸気逃し弁の操作不能等)を考慮すべきであるのに，伊方3号機ではその対策が殆ど行われていない。

3 ストレス・テスト

- (1) 前項で，RCPシールの破損と，加圧器逃し弁・主蒸気逃し弁の操作不能を必須の考慮すべき項目として掲げた理由は，これらの機器が，過酷事故の環境悪化によって，ある時点では確実に破損や操作不能に至るにも拘わらず，そのような実験データが存在しないからである。RCPシールに対して行われた実験は，現実の過酷事故環境（温度，圧力）未満においてであり，有効ではない。RCSループ（ホットレグ～蒸気発生器～RCP～コールドレグ）は，やがてはドライアウトし，高温ガスが自然対流するようになる。そうなれば，RCPシールは著しい高温環境に曝露されることになり，確実に破損が起こる。RCPシールの破損は，その後の事故進展の分岐点になるため，その耐久性を把握しておくことが重要である。
- (2) 加圧器（一次系）と蒸気発生器（二次系）にある逃し安全弁の逃し弁機能は，直流電源（バッテリー電源）と高圧窒素ガスがあれば確実に遠隔操作可能と誤解されがちであるが，やはり現実の過酷事故環境（温度，圧力）の悪化の途中で限界に達するものと思われる。駆動シリンダーに使われているシール材，電磁弁に使われている小部品には上限温度があり，しかも環境認定試験が行われた設計基準事故の温度条件をさほど上回ることなく，そのような限界に達するものと思われる。
- (3) 2011年，ストレス・テストの実施が提案されたとき，このような耐環

境性能としてのストレス・テストが議論されず、実施されなかったことは反省されなければならず、今からでも計画すべきである。

4 日本ブランド

- (1) 我が国の原子力は、しばしば「メイド・イン・ジャパンだから」、「日本人だから」と、日本ブランドの評判を悪用してきた。すなわち、故障しないこと、耐久性が高いこと、ヒューマン・エラーを起こさないこと、厳しい条件下でも勇敢に沈着冷静に組織的に行動して目的を完遂することを謳い、しばしば深層防護の手抜きを正当化してきた。しかし、福島事故は、これらを総なめにした。圧力計、温度計、水位計は、系によってまちまちな値を表示し、ディーゼル・ポンプは、目を離している隙に燃料が枯渇して停止し、現場への「突入」も、高線量や高温で阻まれ引き返し、疲労と共に指揮にも乱れが生じて違反者が出てきたとの報道もあった。
- (2) しかし、そのことで我々は、日本ブランドへの失望を抱くだろうか。故障もヒューマン・エラーも指示への違反さえも、「日本人らしからぬ」とは思わない。米国の避難計画の中に、初めから0.5%の不従者を見込んでいるのは興味深い。そのことで米国を蔑むようなことももちろんしない。否、むしろその現実直視に共鳴する。
- (3) 日本製のメカニカル・シールだから壊れない、日本製のバネ式逃し安全弁だから開固着は起こらない、日本人のチームだから49分で代替格納容器スプレーが起動できる、等々は、過酷事故評価・対策の議論においては、悉く排除されるべきである。

5 地震による併発、誘発

- (1) ひとたび巨大地震が発生すれば、膨大な what-if と what-if-not のリストが出来上り、地震の大きさにつれて長くなる。そのことは自明の理であるにもかかわらず、我が国では、不可知であることを理由にそのようなリストが作られることもなく、原因不明の（大破断LOCA+SBO+ECCS喪失）という起因事象の事故進展を議論している。これに対してSOARCAは、地震後に使える機器と使えない機器を指定して事故進展の解析を始めている。このようなアプローチが正しいのは明らかで

あり、我が国でも同様の解析が行われるべきである。

- (2) たとえば、配管破断の発生頻度が、サイズ（口径、肉厚）と材質（オーステナイト系ステンレス鋼か炭素鋼か）に主に依存するものとするならば、一次系の破断LOCAを想定していながら、その前に、加圧器逃し弁の排気管、格納容器スプレー・ヘッダー、主蒸気配管、消火水系配管などの破断などを考えないというのは不自然である。それらのうちのどれかが先行する場合や、併発する場合も評価されるべきである。加圧器逃し弁の排気管と主蒸気配管の破断を仮定した場合には、格納容器の圧力上昇に大きく寄与する。これに、格納容器スプレーが使えない事態が重複すれば、大破断LOCAよりも厳しい事故履歴を辿る可能性もある。

6 設計地震加速度⁽¹³⁾

- (1) EU 圏内にある約130 基、米国内の約100 基のほぼ全基が、確率論的ハザード評価に基づき、1回/10,000 炉年未満の発生頻度に相当する極めて稀で大きな地震加速度を設計基準値に設定しているのに対し、依然我が国は、科学的根拠の乏しい値を定めている。
- (2) そして、過去に実施された「耐震バックチェック」、「耐震バックフィット」、「ストレス・テスト」は、全てのそのように定められた地震加速度をベースに行っており、もし設計基準値自体が妥当でないとすると、このようなこれまでの活動が、全て無意味なものとなってしまふ。それだけに設計地震加速度の設定プロセスは重要であるはずなのだが、いつまで経っても真剣な見直しが行われていない。我が国の未解決安全問題の中でも、特に重要な項目の一つである。
- (3) ここで私が喚起しておきたい重要なポイントは、入出力の非線形性である。つまり、揺れの加速度（入力）が2倍になったとき、変位量や発生応力（出力）が2倍で収まるのかという疑問である。そして、もし、2倍の変位量に対して支持構造物（メカニカル・スナバーや油圧スナバーを含む）が追従できない場合には、新たな拘束点ができてしまい、振動のモード自体も応力も大幅に変化するということが起こり得る。従って、たとえば1,000 ガル⁽¹²⁾の振動による変位量や応力を知りた

いとき、500 ガルの振動による出力を単純に2 倍すればそれらが得られるというのではなく、きちんと系全体のモデルに1,000 ガルの振動を入力する必要があるということである。そういう意味で、以前に実施したストレス・テストの尤度は、決して十分な安心の根拠を定量化したものではない。

7 過酷事故対策設備に適用される基本的設計思想

過酷事故対策を構築するにおいては、その前に、安全で信頼できる設計とはどうあるべきか、という命題に対する答えのコンセンサスがなければならぬ。しかし、我が国においてこの命題を巡る議論が行われたことはなく、その結果、EURなどに見出すことができる国際的な設計思想からの乖離が見受けられる。

(1) 恒設があつてこそその仮設

「恒設は壊れるものだから可搬式の仮設を」というのが日本の考え方で、ポンプや電源のバックアップを敢えて恒設化せず可搬式にしている理由だと聞かされたことがある。しかしこれには、10 階建てのマンションでも、「縄梯子があれば非常階段は不要」と聞かされているような感がある。運搬できなくなったり、思いの外時間がかかったりするかもしれない電源車やポンプ車の前に、中央制御室などの安全な場所からスイッチを入れるだけで始動できる恒設化された設備があるべきなのであり、実際、米国やEU 向けのABWR の設計では、例えばSBO バックアップ電源としては、電源車の前に、まずは恒設化したガスタービン発電機 (CTG) が用意されている。可搬式設備は、それが利用できるまでに「移動」という作業ステップが必要であり、移動のためには、人手と道路と安全な作業環境がなければならず、その点においてすでに恒設に遅れをとっている。

(2) アクティブよりもパッシブ設計

過酷事故においては、交流電源、直流電源、圧縮空気、高圧窒素などの動力源が、それ自体失われるか、それらの分配系統が破壊され、期待した動作が得られなくなる場合を想定しなければならない。しかしそのような場合においてもパッシブ設計は、動力源と駆動機構が一体

であるため伝達が妨げられる可能性が小さい上、動作において判断を要しない点が特徴で、より確実な動作が期待できる。圧縮されたバネを自由にすると反発する。圧縮空気を開放すると膨張する。電磁石の電気を遮断すると磁力を失う。氷を20℃のところに放置すれば融ける。材料に過荷重を作用させれば破断する。このような現象を利用した設備がパッシブ設計の例である。過酷事故対応設備としては、格納容器ベント、コア・キャッチャーなどに作動原理にも採用されている。

(3) マニュアルよりも自動

- ① 自動が作動しなかった場合のバックアップや、自動的な作動が不都合な場合のオーバーライドとしてのマニュアル操作の機能は重要であるが、初めから自動性の全くない人的対応だけに依存した設備が、自動設備よりも信頼性が高いということは考え難い。パッシブ設計の適用が困難で、アクティブ設計によらざるを得ない場合には、まずは自動化が図られるべきである。
- ② 人的対応の場合には、まずは対応要員の集合を待ち、対応内容と状況によっては参加するメンバーの意思確認を行い、作業手順の確認を行い、必要な防護具の点検と装着を済ませてからとなり、それだけでかなりの時間を失うことになる。火災、高温蒸気の噴出、爆発の危険、有毒ガスの充満、激しい余震などにより、現場に接近することや作業の完遂までの必要時間に亘って滞在できない場合もあり得る。
- ③ テロリストの支配下に置かれたときには、対応者が負傷することや対応のための行動が妨げられることも想定される。そのような場合でも期待できるのが、パッシブな動作、自動的な動作である。そのような認識に基づいてかどうかは不明であるが、EUR 規格では、炉心損傷防止のための対応として最初の6 時間、格納容器の保護のための対応として最初の12 時間（目標24 時間）、人的対応を期待してはならないことになっている。

(4) フェイル・セーフ⁽¹⁰⁾ の考え方

設計基準事故に対して期待される応答と、過酷事故に対して期待される応答が矛盾する問題の例として、格納容器ベントの隔離弁が、「通

常開」であるべきか「通常閉」であるべきか、あるいは、フェイル・セーフの動作として「閉」となるべきか、「開」となるべきかという議論がある。福島事故では、これが「閉」だったことで、極めて危険と困難の多い対応が強いられている。それは、設計事故時の応答が優先されていたからである。しかし、US-ABWRの設計においては、過酷事故時の応答が優先され、当該の弁には、敢えて格納容器の隔離信号が除外され、「開」が維持される設計となっている。

8 過酷事故対応とヒューマン・パフォーマンス

原発の過酷事故に対し、チェルノブイリでは決死的対応がとられ、また、福島事故の際にも、吉田所長と50余名のコアメンバーの英雄伝が語られたが、ヒューマン・パフォーマンスには限界があり、ヒューマン・パフォーマンスに頼らない設計等が必要である。

9 補足

我が国の関係者が「世界最高」と自画自賛する規制基準ではあるが、実は、2001年4月には、この遥か上に行く基準がヨーロッパで制定されていた。EURは、1992年から作業が開始され、1994年3月にRev. A、1995年12月にはRev. B、そして2001年4月にRev. Cが発行されている。最新版は2012年10月付のRev. Dであるが、すでにRev. Cの時点までで、今の重要な要件（既述の「6時間ルール」や「12時間（目標24時間）ルール」、および「コア・キャッチャー」などを含む）のほとんどが盛り込まれている。このEURに適合する炉型として、これまで8種類（①BWR90、②EPR、③EPP、④ABWR、⑤SWR1000、⑥AP1000、⑦AES92、⑧Standard EPR）に対する審査が行われ、Vol. 3として登録されている。2013年7月から運転を開始したインドのクダンカラム1号機は、EURに適用した世界初の原子炉で、AES-92が採用されている。この隣では、同2号機の建設が進められている。中国の三門原子力発電所1号機と海陽原子力発電所1号機にはAP1000が採用され、それぞれ今年のうちには運転開始の予定であり、来年は各2号機の運転開始も予定されている。AP1000は、この後の三門原子力発電所3～6号機、海陽原子力発電所3～8号機の建設計画にも採用が決まっている。米国においては、Vogtle 3/4号機、Summer 2/3号機が建設中である。

EPR は、現在4 基の建設が進行中である。中国の台山1/2 号機が運転開始までに最も近く、Olkiluoto-3（フィンランド）とFlamanville-3（フランス）が続いている。

第6 結言(83～)

軽水炉技術は、1960年代から本質的に進歩していません。本書で、サリー原子力発電所と伊方3号機の事故解析を並べて議論できた所以でもあります。ウラン濃縮、使用済核燃料の再処理、高速増殖炉の技術自体は、どれも1940年代から50年代にとっくに確立されていました。仮に我が国が、今後も執拗にこれらと取り組み続けていったからといって、何ら新しい技術が生み出されるわけではありません。1950年代から60年代にかけては、自動車エンジン、航空機ジェットエンジン、ロケットエンジン用の原子炉も研究、開発されましたが、どれも実用化は断念されました。今更、科学技術振興の機会が豊富な前途だとは思えません。

結局、我が国にとって原子力とは何なのか。過保護に育てられ、死ぬまで飽食を知らず肥太り続ける恐竜のようであり、その飼育係である産・官・学の全てがその食欲に引き摺られているのが今の姿であるかのように映ります。それでも彼らにとって力強い巨体は頼もしく、愛着もあるでしょう。えこ贔屓も生まれるのでしょう。このような生い立ちの日本の原子力は、地の利に反し、国民を欺き、和を乱すことも許される絶対的なものであるかのようなようです。もともと私たちに必要だったのは電気だったのですが、そしてそれは今も変わっていないはずなのですが、それを盾にとった原子力が、いつの間にか私たちの地位よりもはるかに高いところにいて私たちを見下すようになっています。

原子炉の過酷事故評価と対策に関する安全審査は、原子炉事故の危険性に対する科学的、客観的な分析、評価というプロセスです。ところが、政治や世論を通じて、このプロセスに多大な影響力をもつ学者の多くは、そのような危険性には目をつぶり、むしろ打ち消すことばかりに精力を傾けています。

本書では、たびたび「レギュラトリー・キャプチャー」という言葉を引き合いに出しました。十分な情報を共有してもらえない規制当局が、産業界の意のままに操られてしまうことを意味します。ところが、我が国の原子力においては、これが更に発展し、学术界も巻き込まれています。2014年5月18日付ワシ

トン・ポストに “Regulatory and academic capture” という記事が掲載されていますが、文頭から文末まで、まるで、我が国の原子力について述べているのではないかと思えます。

「マッド・サイエンティスト」とは、人目を避け、科学技術の良からぬ応用を企てる科学者のことを言いますが、原子力に携わる学者の場合、そのような積極的な悪意や特殊な才能(?)がなくても、ただ原子力安全に対する熱意と誠意がなく、無責任な言論をバラまくだけでも、同じような大きな災禍をもたらす環境を醸成します。次は、「御用学者」などという生ぬるい揶揄ではすまないかもしれないことを、自身のためにも真剣に心配して欲しいものです。原子力安全に関するフェアな議論に資することができれば幸いです。

以上