甲第157号証

意見書

東京都足立区
佐藤　暁

平成26年6月20日

緒言

本書は、原子炉事故の再発防止に対する我が国の熱意の欠如を憂い、事故によって避難住民となってしまった私たち家族の友人たちの無念さを思いながら、以下をテーマとして、私の所見と所感の一部をまとめたものです。

- 福島事故と地震の相互的関係
- 伊方発電所での原子炉事故想定
- 規制基準の問題点

これらのテーマは、薦田伸夫弁護士から提案されたものでしたが、本書の内容は、すべて私個人が所蔵する資料、および、私の自由な取材と分析と意見に由来するもので、本書は、それらを元に、私自身の信条に従って纏めたものです。

福島事故をきっかけに、世界各国の原子力規制コミュニティは、地震の脅威に対する認識を新たにしています。設計基準地震加速度の定期的な見直し、共通事象として同時に起る広範なインパクト、併発・誘発事象への対処などが検討されています。ところが、奇妙なことに我が国では、これらの問題への取組みが消極的で、否、むしろ積極的に回避されているようにさえ見受けられます。我が国にとっての教訓の中には、原子炉事故の進展の不可知性、人的対応の限界、避難行動の過酷さ、収束活動と復旧作業の困難などがあったはずですが、それらに関する実態の情報が、ありのままに世界と共有されているようには見受けられません。それどころか、国内においてさえも活用されていません。

そのことは、今般、限られた時間ではありましたが、伊方発電所に関して提出されている一連の安全審査申請書類を見て、私が強く感得したことです。すなわち、事故の進展予想には、まだ国際的なコンセンサスとして熟していない考え方の選択的な活用、さまざまな既知と未知な現象による影響の無視、不確定性の大きな解析コードの過信、十分安全側に条件を設定していない実験結果の採用などが各所に見受けられ、事故の対策には、国際的なプラクティスから乖離した設計思想や深層防護の切り捨てが見受けられる一方、人的対応の成功への著しい楽観性と現場の実務者への責任の押し付けが見受けられ、防災計画における避難行動においても、地元住民に対する著しい無理と無配慮が放置されています。

ただし、このような特徴は、伊方発電所における特徴的な問題ではないように思われます。むしろ、我が国として統一された手法のようであることから、上述のような問題が存在しないかのように錯覚させられてしまいます。そして、「世界最高」という大言壮語が、糊塗ではなく、本物であるように思われつつあります。

本書では、以上の諸問題を理解してもらうため、なるべく多くの具体例を挙げて説明しています。

略語（アルファベット順）

略語	意味	説明
ABWR	Advanced BWR	BWR の改良炉型。
AEC	Atomic Energy Commission	米国原子力委員会。NRC の前身であるが、自ら軍事用の原子炉を所有していたことから独立性が疑われ、1974 年、DOE と NRC に分離。
AFI	Alternate Feedwater Injection	テロによる過酷事故対策として ABWR に追加された新しい高圧注水系統。
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉。
CDF	Core Damage Frequency	確率論的手法で評価される炉心損傷頻度。
CSS	Containment Spray System	格納容器スプレー系。
DIANA	Dose Information Analysis for Nuclear Accident	環境に放出された放射性物質の量から、3 次元の拡散を推定し、線量評価を行う解析コード。
DOE	Department of Energy	米国エネルギー省。傘下に原子力関連の研究機関を多く有し、NRC の研究開発業務を支援。
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系。安全系のうちの「冷やす」の機能を担う重要な系統。
EDG	Emergency Diesel Generator	非常用ディーゼル発電機。安全系に交流電源を供給するための所内設備。
EPRI	Electric Power Research Institute	米国の民間研究機関。電力会社の出資で運営。
EPZ	Emergency Planning Zone	緊急時計画区域。プルーム被曝通路区域（PEP-EPZ）と汚染物摂取被曝通路区域（IEP-EPZ）に分けられ、それぞれ半径 10 マイル、50 マイル。
EUR	European Utility Requirements	欧州事業者要件。EU 圏内に新たに設置される原子炉に適用される要件集。
HPCI	High Pressure Coolant Injection	高圧炉心注入系。古い炉型の BWR に具備されているタービン駆動式の ECCS の一部。
IC	Isolation Condenser	非常用復水器。古い炉型の BWR（日本では、福島第一 1 号機の他には敦賀 1 号機のみ）に具備されている原子炉隔離時の原子炉冷却系統。
INES	International Nuclear Event Scale	国際原子力事象評価尺度
ISLOCA	Interfacing System LOCA	インターフェイス LOCA。高圧系と低圧系の境界にある弁が漏洩することで、低圧側が過圧状態になり、その破損によって起こる LOCA の形態。

略語	意味	説明
LHSI	Low Head Safety Injection	PWR に具備されている ECCS の一つ。
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故。代表的な設計基準事故の一つで、大口径配管破断事故も含まれる。
LTSBO	Long Term SBO	通常の SBO だけを想定した事故シナリオ。
MAAP	The Modular Accident Analysis Program	EPRI の開発した過酷事故の進展解析用コード。日米の事業者に採用されている。
MCCI	Molten Core Concrete Interaction	溶融炉心とコンクリートの化学反応。
MELCOR	Methods for Estimation of Leakage and Consequences of Releases	米国エネルギー省サンディア国立研究所の開発した原子炉事故の進展解析コード。国際的にも広く利用されている。
NRC	Nuclear Regulatory Commission	(米国)原子力規制委員会。
PAZ	Precautionary Action Zone	福島事故後、原子力発電所から約 5km の範囲に対し、我が国が独自に設定した「予防的防護措置を準備する区域」。
PRA	Probabilistic Risk Analysis	確率論的リスク評価。SBO や地震などのある起因事象から炉心損傷などの重大事象に至るまで、全てのシーケンスに沿って発生頻度を推定するための確率論的評価方法。
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉。世界で最も多く採用されている軽水炉の炉型。
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系。BWR に採用されている系統。ABWR では ECCS 系でもある。
RCP	Reactor Coolant Pump	原子炉冷却材ポンプ。一次系ループの循環水流を作るための駆動ポンプ。
RCS	Reactor Coolant System	PWR の一次系。原子炉圧力容器～ホットレグ～蒸気発生器～RCP～コールドレグ～原子炉圧力容器の循環ループで構成される。
SBO	Station Blackout	全交流電源喪失。所外電源と EDG の同時喪失を想定した事象。直流電源の喪失は想定せず。
SOARCA	State-of-the-art Reactor Consequence Analysis	NRC の委託によりサンディア国立研究所によって行われた過酷事故による影響評価。BWR と PWR の各代表プラントに対して行われている。
SPEEDI	System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information	原子力安全技術センターが運営する「緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム」。環境に放出された放射性物質の拡散予測コード。

略語	意味	説明
STSBO	Short Term SBO	巨大地震を想定し、SBO に直流電源と ECST の喪失を重複させた場合の事故シナリオ。
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料長の最頂部のレベル。炉心損傷を防ぐために維持しなければならない原子炉圧力容器内の最低水位。
TD-AFWP	Turbine Driven Auxiliary Feedwater Pump	タービン駆動補助給水ポンプ。主タービンから隔離された蒸気発生器を冷却するための給水用ポンプ。SBO 後も蒸気駆動で運転可能。
TI-SGTR	Thermally Induced Steam Generator Tube Rupture	STSBO の一形態で、蒸気発生器の細管が高温クリープで破断し、二次側に流れた放射性物質が、開固着した主蒸気逃し安全弁から外部環境に放出される事故シナリオ。
TMI	Three Mile Island	米国ペンシルベニア州の原子力発電所。1979 年 3 月、同 2 号機で炉心損傷事故が発生。
UPZ	Urgent Protective Action Planning Zone	福島事故後、原子力発電所から約 30km の範囲に対し、我が国が独自に設定した「緊急時防護措置準備区域」。

主な術語の解説

注意： 以下の説明は、本文の趣旨の理解を補助するための必要最小限なもので、厳密には、ここでの説明から漏れているものや、説明に対する例外があること、数値は近似値であり、代表的な条件下でのものであることに注意が必要です。「番号」は、本文中に、〈1〉、〈2〉、〈3〉、・・・ のように示されています。

番号	術語	説明
1	核分裂（反応）	（ウランのような大きな）原子核に十分に減速させた中性子を吸収させて不安定化（励起）させ、分裂させる反応。反応によって 2 個の核分裂生成物（A、B）に分かれ、同時に平均約 2.5 個の中性子（n）を放出する。 U-235 → A + B + 2.5n + 200MeV
2	核エネルギー	核分裂に伴って発生するエネルギー。主に、核分裂生成物（A、B）と中性子の運動エネルギー、核分裂生成物から放射される放射線のエネルギーからなる。 ウラン原子1個の分裂あたり合計約 200MeV（メガ･エレクトロン･ボルト）。 （1MeV=1.6x10^{-13} ジュール） ガソリンの燃焼エネルギーに換算した場合、U-235 の原子 1 モル（235 グラム）あたり（96,300 メガ･ジュール）、2,780 リットルに相当する。
3	放射能	ほとんどの核分裂生成物（A、B）の場合、それら自体も不安定で、安定化するために「放射線」を放射する。そのような性質のことを「放射能」といい、核分裂生成物の種類による特有の「半減期」に従って減衰していく。ただし慣例的には、「放射性物質」と同義に使われることも多い。 A（不安定） → C（安定） + 放射線 1 秒間に 1 個の放射線を放射する放射能の強度を 1 ベクレル（Bq）と定義する。 A→C の変化は、「原子核崩壊」と呼ばれる。
4	放射性物質	放射能の特性を有する物質。核分裂生成物のほとんどは放射性物質である。代表的な核分裂生成物である放射性物質としては、希ガス（キセノン、クリプトン）、ヨウ素（I-131）、セシウム（Cs-134、Cs-137）、ストロンチウム（Sr-90）、トリチウム（H-3）などがある。
5	半減期	放射能の強度が、半減するまでの時間。主な放射性物質の半減期として、I-131 は 8 日、Cs-134 は 2 年、Cs-137 は 30 年、Sr-90 は 29 年、H-3 は 12.3 年。
6	放射線	不安定な原子核が安定化するための放射される高エネルギーの粒子（アルファ線、ベータ線）、または電磁波（ガンマ線）。各放射性物質の種類によってエネルギーが異なるため、逆に、そのエネルギーを調べることによって、放射性物質の種類を特定することができる。放射線が遮蔽されるのは物質との相互作用であり、その際、放射線のエネルギーは、熱に変換される。

番号	術語	説明
7	残留熱 （崩壊熱）	核分裂生成物の原子核崩壊に伴って発生する放射線のエネルギーが変換された熱。原子炉が停止した後もしばらくの間放出され続ける。
8	臨界	原子炉の中での核分裂が、定常的に制御されながら持続している状態。臨界に達していない状態を「未臨界」、臨界を上回る状態を「超臨界」と呼ぶ。「核暴走」とは、制御を失った超臨界の状態のこと。
9	スクラム SCRAM	語源は Safety Control Rod Ax Man の略。制御棒（Safety Control Rod）を上から吊るしたロープを、緊急時（超臨界）に斧を持って待機している人（Ax Man）が切断して炉心に落下させる動作から、原子炉の緊急停止操作を意味する。PWR では上からの落下であるが、BWR では原子炉の下から水圧駆動で挿入させる。約 4m の制御棒のフルストロークの動作は 2～3 秒。考えられる核暴走による出力上昇率を十分に打ち消す速度として設計されている。スクラム動作には、過大な地震加速度や配管破断などの多種類の異常信号が入力信号として使われ、設定値に達したところで自動的に信号が発信される。系統はフェイル・セイフで設計されている。
10	フェイル・セイフ Fail-Safe	それ自体の故障が、安全側の動作を起因する原理。電源喪失（故障）で磁力を失い制御棒を落下させる動作は、代表的なフェイル・セイフである。ただし、フェイル・セイフは、「フール・プルーフ」とは異なり、過誤や意図的な人為的操作によって、当該の動作をオーバーライドすることができる。
11	安全系	原子炉設備のうち、安全停止（止める）、炉心冷却（ひやす）、隔離（閉じ込める）機能に属する構造物、系統、部品の総称。

番号	術語	説明
12	ガル(gal)	地震の強度を表す加速度の単位。1 ガルは 1cm/s^2。重力加速度(物体が地球上で自由落下するときの加速度)「g」は、980 ガルに等しい。
13	設計 地震加速度	安全系を設計する際、耐震性を評価する場合の地震加速度。通常、同一プラント内でもユニット毎に異なる。 通常、欧米では、確率論的ハザード評価に基づいて決定され、たとえば 10,000 年に 1 回の頻度で襲来する可能性のある巨大地震を確率論的に推定して、設計地震加速度と定めている。
14	MPa (メガ・パスカル)	圧力や応力の単位。1Pa は、1 平方メートルに 1 ニュートンの荷重が作用するときの圧力(応力)。1MPa は約 10 気圧に相当。
15	インバージョン解析	津波に対する応用例の場合、各地で観測された波高、到着時刻などのデータを元に、発生源となった海底の挙動を推測する解析手法。
16	高温クリープ	金属材料、および非金属材料が、高温環境下で強度を失い、塑性変形や破断を起こす現象。
17	ラーソン・ミラー Larson-Miller	温度と応力の関係から、高温クリープによる破断時間を予測する方法。最新の MELCOR コードでは、原子炉圧力容器の下鏡、ホットレグ、蒸気発生器の細管の損傷に対して考慮されている。
18	LOCA デブリ	LOCA に伴って発生する破砕物のこと。原子炉圧力バウンダリーの配管が破断した場合には、そこから噴出する高エネルギーの蒸気や高温水によって、周囲の配管保温材が粉砕され、塗料が剥離する。
19	サブクール Subcool	液体が沸点未満の温度状態にあること。PWR の一次系は、サブクールで循環運転される。

番号	術語	説明
20	プラント (Plant)	本書においては、原子力発電施設、あるいは 1 ヵ所の敷地内にある原子力発電所を意味する。
21	ユニット (Unit)	本書においては、1 組の装置、あるいは 1 基の原子炉を動力源とした発電設備を意味する。後者の場合、1 プラントに複数のユニットが設置されている原子力発電所は、マルチ･ユニット･プラントと呼ばれる。
22	使用済 燃料プール	原子炉から取り出した使用済燃料を貯蔵するための冷却プール。BWR プラントでは原子炉最上階であるが、PWR プラントでは別建屋に設置。
23	主蒸気トンネル室	原子炉建屋からタービン建屋に主蒸気を送る配管を格納した部屋。タービン建屋から原子炉建屋への給水配管も格納されている。
24	サプレッション･プール Suppression Pool	BWR プラントの場合、格納容器の容積が小さく、設計事故時に内部の圧力が高くなり過ぎる短所を補うため、蒸気を凝縮させて圧力抑制を行うための冷却水を蓄えた設備。
25	ブローアウト･パネル Blowout Panel	原子炉建屋が建屋内の蒸気配管の破断によって加圧されて損壊するのを防ぐため、その前にそれ自体が破損することで外部に蒸気を放出する壁板状の安全保護装置。機能的には「ラプチャー･ディスク」と類似。
26	ホットレグ Hot Leg	PWR プラントにおいて、原子炉圧力容器内で発生した熱を、蒸気発生器まで運ぶ高温水の流れる一次系配管。
27	コールドレグ Cold Leg	蒸気発生器に伝達して温度が低下した水を、再び原子炉圧力容器まで運ぶ低温水の流れる一次系配管。
28	ループ loop	PWR では、1 基の原子炉圧力容器を中心に、2～4 系統の一次系循環ループを有し、それぞれ、原子炉圧力容器～ホットレグ～蒸気発生器～RCP～コールドレグ～原子炉圧力容器を循環している。
29	フィルター･ベント Filtered Vent	過酷事故において、格納容器の内部圧力が設計圧力を上回る場合に備え、格納容器の破損を避けるための「ベント･ライン」が設けられる。ただし、その場合のベント操作によっては、大量の放射性物質が環境に放出される可能性があることから、その中間にフィルターが設置される。フィルター･ベントとは、このようなフィルターを備えたベント装置のこと。
30	キャビティ Cavity	窪み形状のことであるが、本書においては特に、原子炉圧力容器の真下のスペースの呼称として用いる。
31	アニュラス Annulus	PWR プラントの格納容器とその外側のコンクリート壁の間の空間。当該の空間を負圧に保ち、浄化装置を設けることで、格納容器から外部環境に漏出する放射性物質の量を低減することができる。
32	蓄圧タンク	PWR に備えられる ECCS の一つ。窒素で加圧されたホウ酸水がタンクに待機させられ、LOCA の発生によって一次系が減圧した場合に、同タンク水がコールドレグに注入される原理。

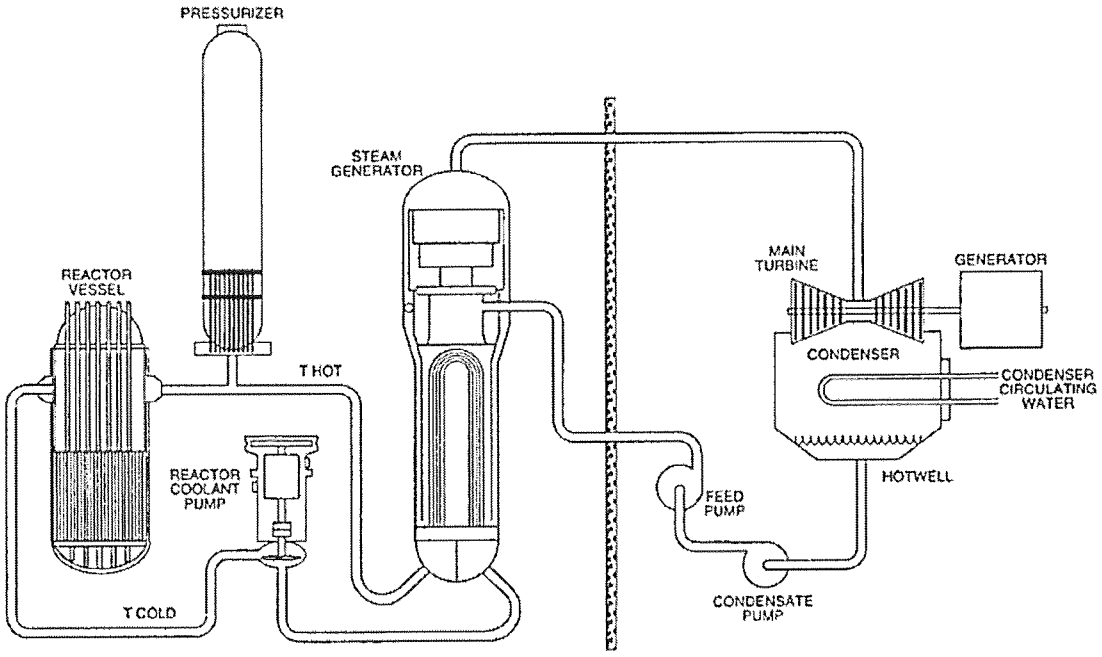
番号	術語	説明
33	ホウ酸水	ホウ素には中性子の吸収率の高い同位体が多く含まれることから、PWR の原子炉においては、その化合物であるホウ酸の一次系水中濃度を変化させることで、未臨界維持や出力調整が行われる。
34	燃料ペレット	二酸化ウランの粉末を高温で焼結して固化させて作った直径約 1cm、高さ約 1cm のセラミック・ペレット。理論密度の 95% まで圧迫されており、密度は鉛と同等。5% の隙間（ボイド）が、核分裂生成物の捕獲場所となることから、「閉じ込め機能」としての第一のバリアとなる。
35	燃料被覆管	燃料ペレットが充填される細長い筒。ジルコニウム合金（ジルカロイ）製。燃料棒は、燃料被覆管に燃料ペレットが充填され密封されたもの。「閉じ込め機能」としての第二のバリアとなる。
36	燃料集合体	燃料棒を正方形の断面に配列した集合体。燃料交換する場合の最小単位である。
37	ドライアウト Dry Out	もともと水張り状態だったところが、水の補給がなくなり蒸発によって空になる状態。蒸気発生器においては、二次系の給水が絶たれたまま蒸気の流出が続くことによって、ドライアウトが起こる。
38	メルトダウン Meltdown	燃料が冷却水を失ってドライアウトし、そのまま崩壊熱によって溶融を起こしながら崩れていくようすのこと。
39	コリウム Corium	燃料の溶融物にさまざまな夾雑物を含んで固化した溶岩様のもの。本書では、「燃料溶融デブリ」、「溶融炉心」などとほぼ同義で使用。
40	燃料溶融デブリ	「コリウム」と同じ。
41	ジルコニウム ・水反応	ジルコニウムが高温条件下で起こす水（加熱水蒸気）との化学反応。 $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 +$ 熱 発熱反応により水素を発生。
42	ジルコニウム火災	ジルコニウムが高温条件下の気中で発火、燃焼する現象。
43	エアボーン Airborne	空気を媒体とした物質の拡散や運搬。原子炉事故直後による放射性物質の拡散もエアボーンによって起こる。
44	エアロゾル Aerosol	雲や噴煙など微粒子が空気中に浮遊した状態。MCCI やジルコニウム火災によっては、大量の放射性物質を含んだエアロゾルが生成される。
45	水蒸気爆発	水と高温の物体が接触した際に水の突沸が起こることで生ずる爆発。高温物体が液体の場合には、冷却によって粉砕されることで伝熱が促進され、より爆発の規模が大きくなる。
46	水素爆発	水素の急速な燃焼。燃焼速度が亜音速の場合を爆燃、超音速の場合を爆轟と呼ぶ。爆轟は、水素濃度がより高い場合に起こる。
47	ルテニウム (Ru)	生成量の多い核分裂生成物の一つで、白金族。四酸化ルテニウムは、融点 25.4℃、沸点 40℃と低く、常温で気化して拡散する懸念がある。

番号	術語	説明
48	ラプチャー･ディスク Rupture Disc	過圧による装置全体の破損を防ぐため、設定圧力に達したところでそれ自体が破壊して圧力を放出する保護装置。一旦破壊した場合には復旧できず、再利用できない。BWR の格納容器のベント配管に設けられている。
49	O リング O-ring	円形断面の円環形状をもつシール材。通常弾力性のあるゴムが材料として使われる。固定部、摺動部の両方に適用される。
50	ガスケット Gasket	フランジ接合部などに使われるシール材。軟質のゴムなどが使われるが、使用条件（温度、圧力）に適した材料が選ばれる。
51	ダイアフラム Diaphragm	軟質のゴムや薄い金属板などでできた柔軟性のある圧力隔壁。弁などの部品として使われる。
52	プランジャー ･ポンプ	シリンダー内の水をピストンで押して加圧するタイプのポンプ。遠心ポンプでは得難い高圧も得られるが、一般に流量は少ない。
53	遠心ポンプ	「ケーシング」の中で羽根車（インペラー）を回転させて動圧を発生させ、これによって水流を起こす原理の一般的なポンプ。
54	ケーシング Casing	遠心ポンプの場合、モーターやタービンで駆動される羽根車（インペラー）が収納されている部分。
55	ディスタンス･ピース Distance Piece	連結管。ヒューマン･エラーを避けるため、通常時は連結されていないが、仮設系統の繋込みが必要になる場合に備えて用意される部品。
56	シリンダー背圧	ピストン･シリンダー駆動機構の場合、その駆動力は、ピストンを境にしてその正面と背面との圧力差に比例する。背面の圧力が格納容器内に排気され、格納容器の圧力が上昇する場合には、ピストン正面に作用する圧力が一定でも駆動力が低下することになる。
57	差圧	配管や容器の内外、弁の前後などにおける圧力差。

参考図

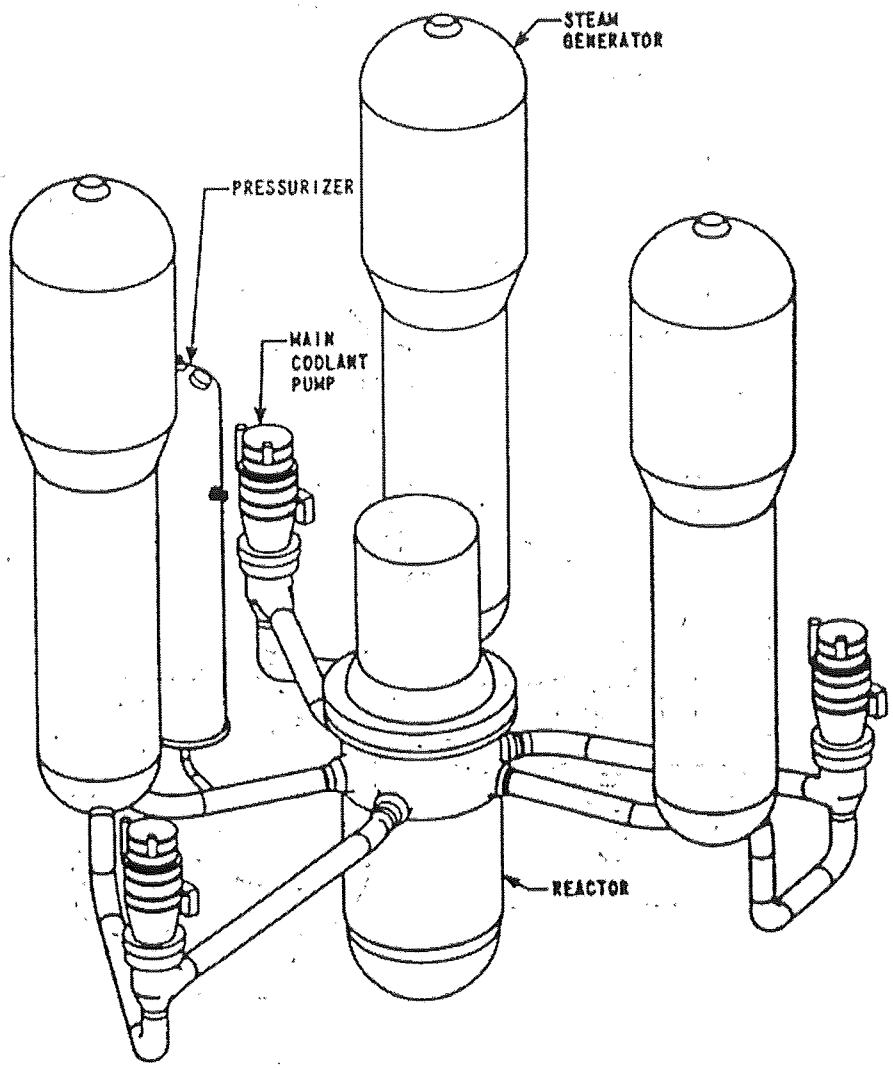
注意： 以下の参考図は、米国原子力規制委員会(US-NRC)が公開している同委員会の職員向け研修用資料で、同委員会テクニカル・トレーニング・センターが編集した Westinghouse Technology Manual から転載したものです。飽く迄、本文の趣旨を理解するための補助として示したものであり、部分的、全体的に、伊方 3 号機、および(又は)、サリー原子力発電所に当て嵌まらないものも含まれます。

図-1



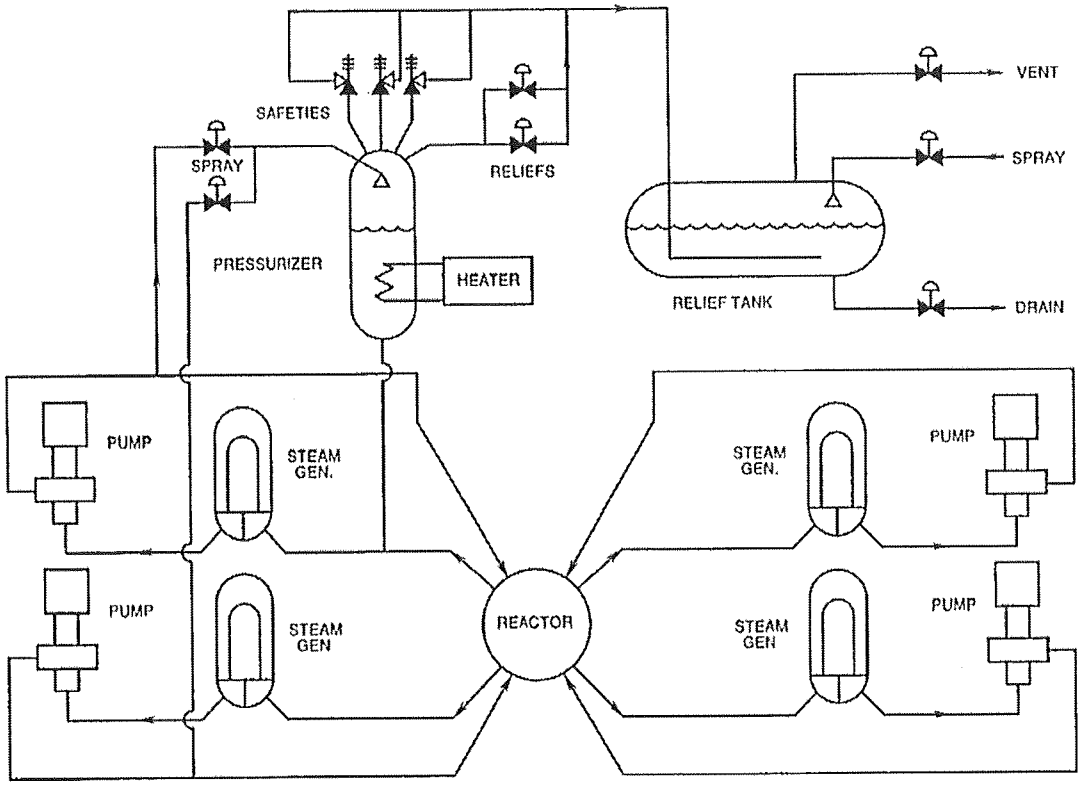
左側が一次系(RCS)のループで、原子炉圧力容器(Reactor Vessel)からの高温水が、ホットレグ配管を通って蒸気発生器(Stream Generator)に至り、ここで二次系に熱が伝わって温度が低下し、そこから原子炉冷却材ポンプ(Reactor Coolant Pump)を経由し、コールドレグ配管を通って原子炉圧力容器に戻る。

図-2



代表的な「3 ループ」の一次系（RCS）。ホットレグ～蒸気発生器（Steam Generator）、原子炉冷却材ポンプ（本図では Main Coolant Pump）～コールドレグが、3 組示されている。

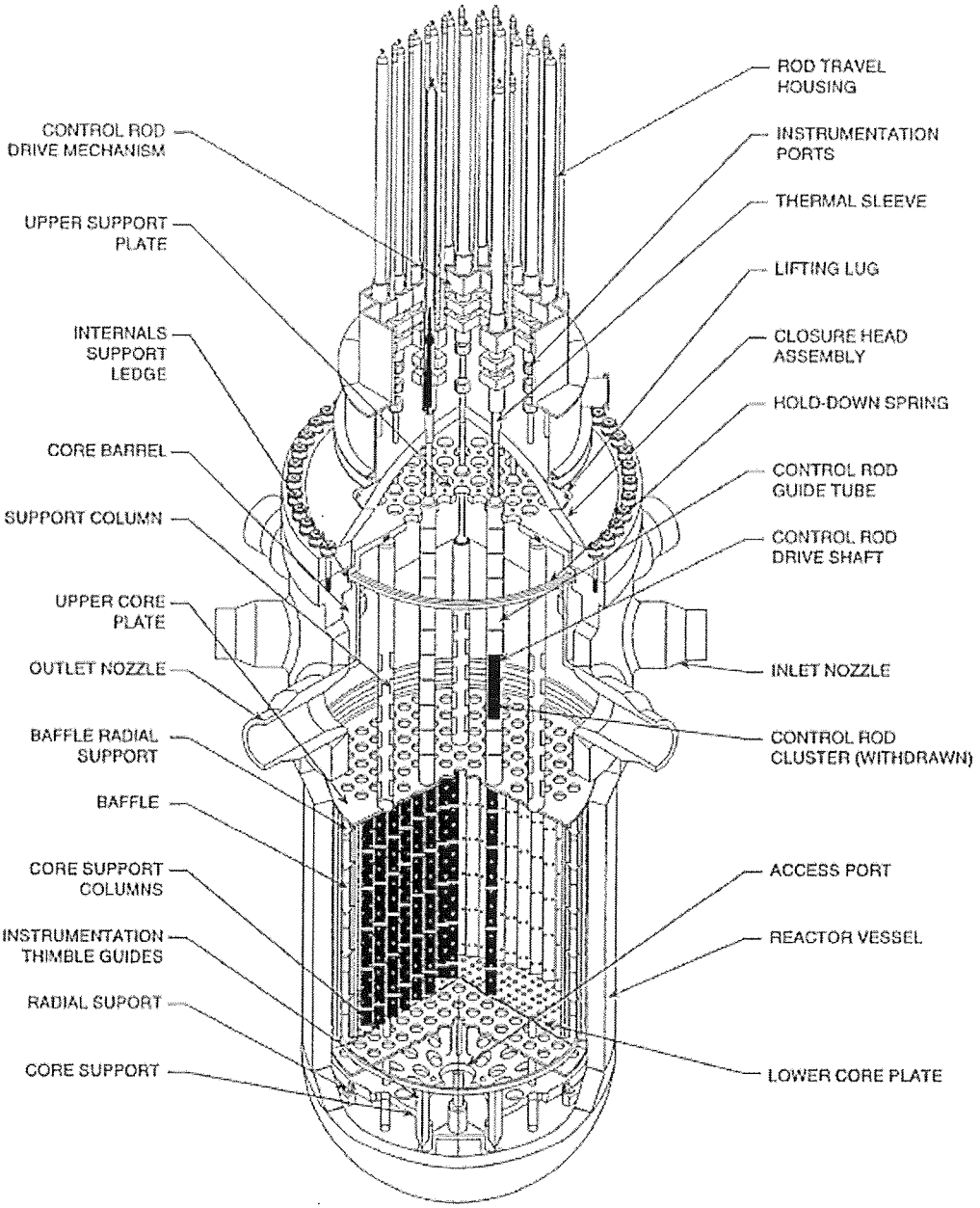
図-3



REACTOR COOLANT SYSTEM

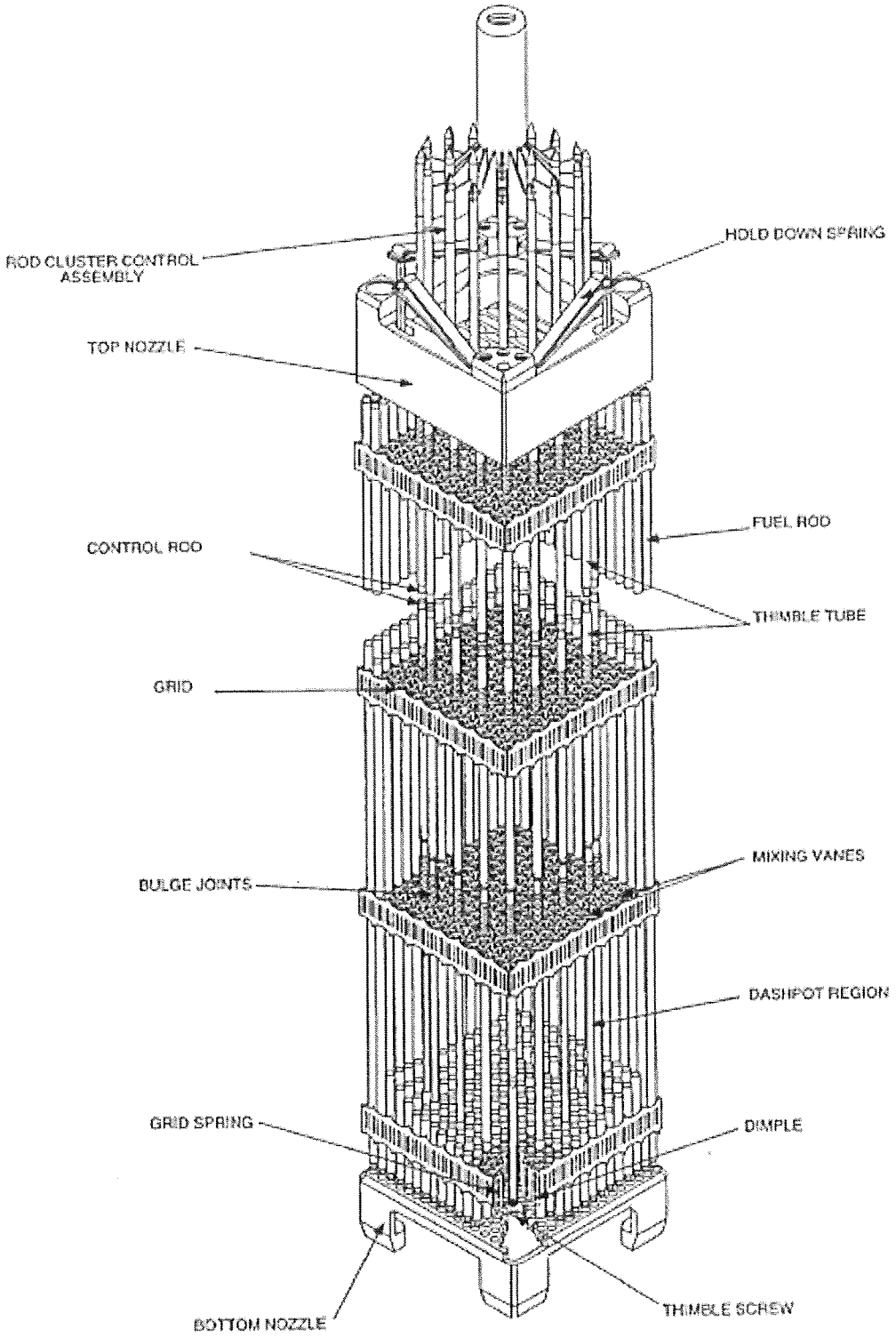
4ループの一次系(RCS)の系統図。一次系の過剰圧を保護するため、加圧器(Pressurizer)に安全弁(Safety)と逃し弁(Relief)が付いており、その排気がリリーフ・タンク(Relief Tank)に放出されて凝縮される。

図-4



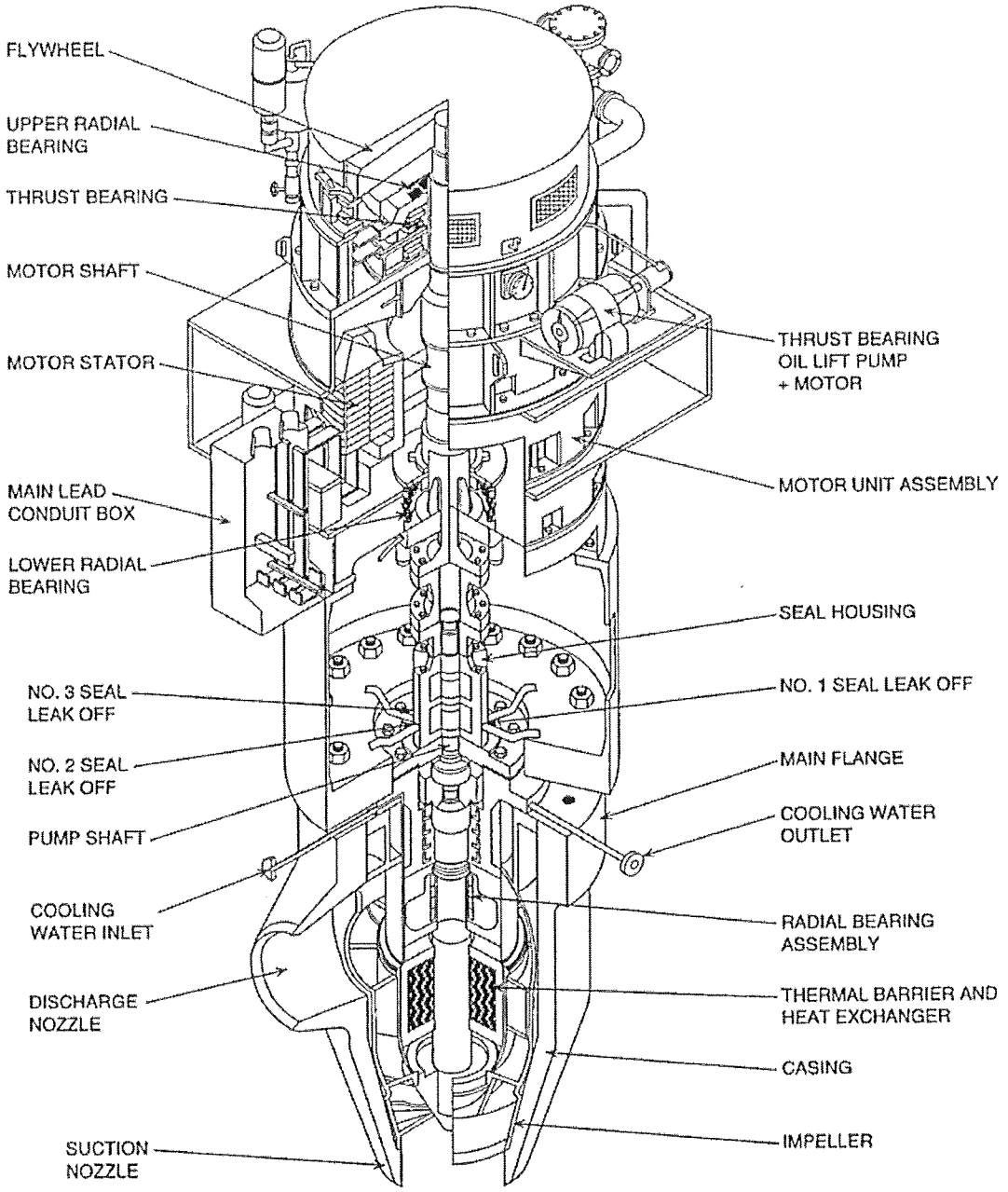
原子炉圧力容器(Reactor Vessel)と炉内構造物。図中、Upper Core Plate と Lower Core Plate の間にある領域に燃料が装荷される。ホットレグ・ノズルは、出口ノズル(Outlet Nozzle)、コールドレグ・ノズルは、入口ノズル(Inlet Nozzle)と表記されている。

図-5



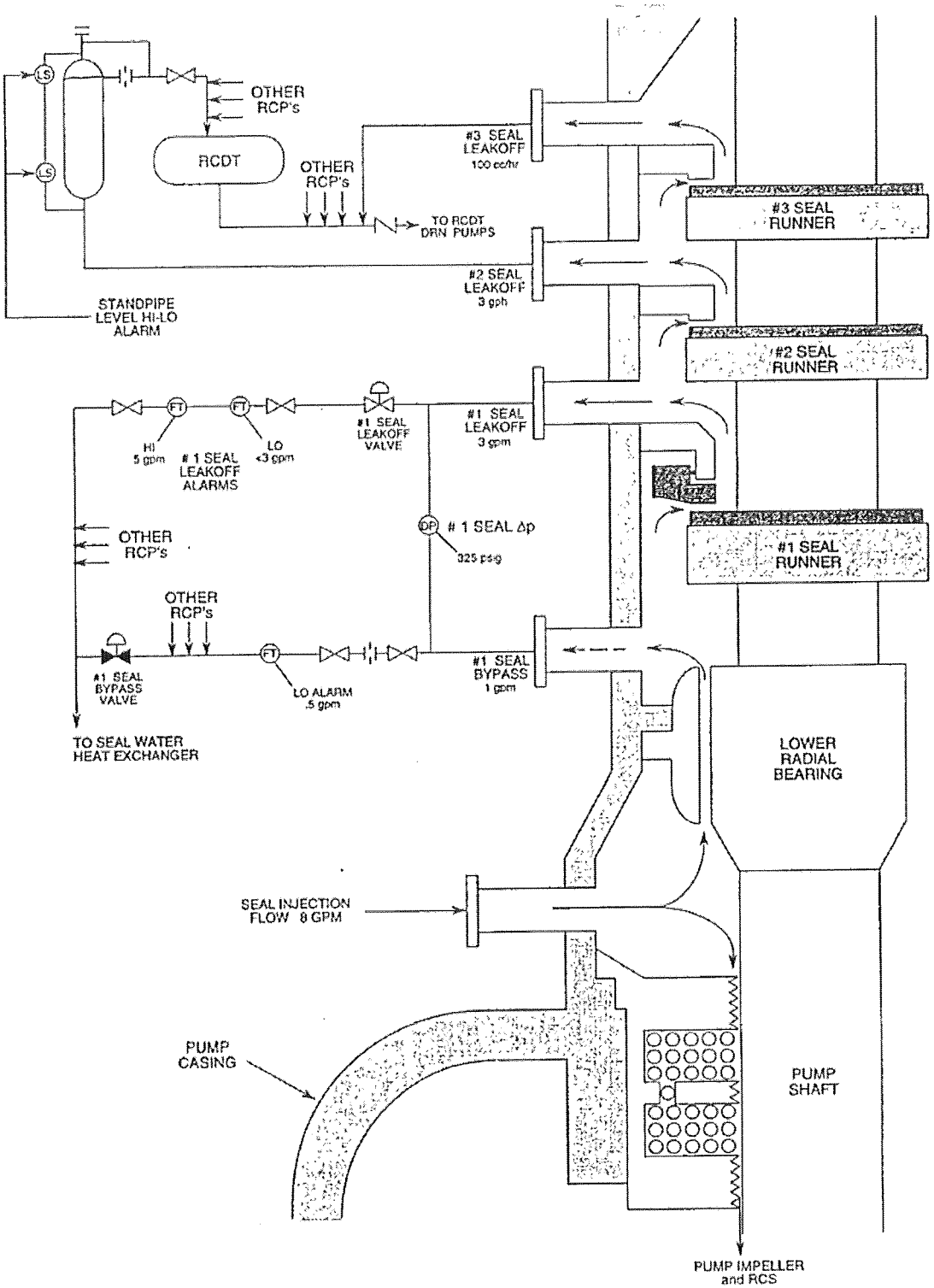
PWR の燃料集合体。15x15、16x16、17x17 のように進化し、その時点での最新の設計として、サリーには 15x15、伊方 3 号機には 17x17 が採用されている。

図-6



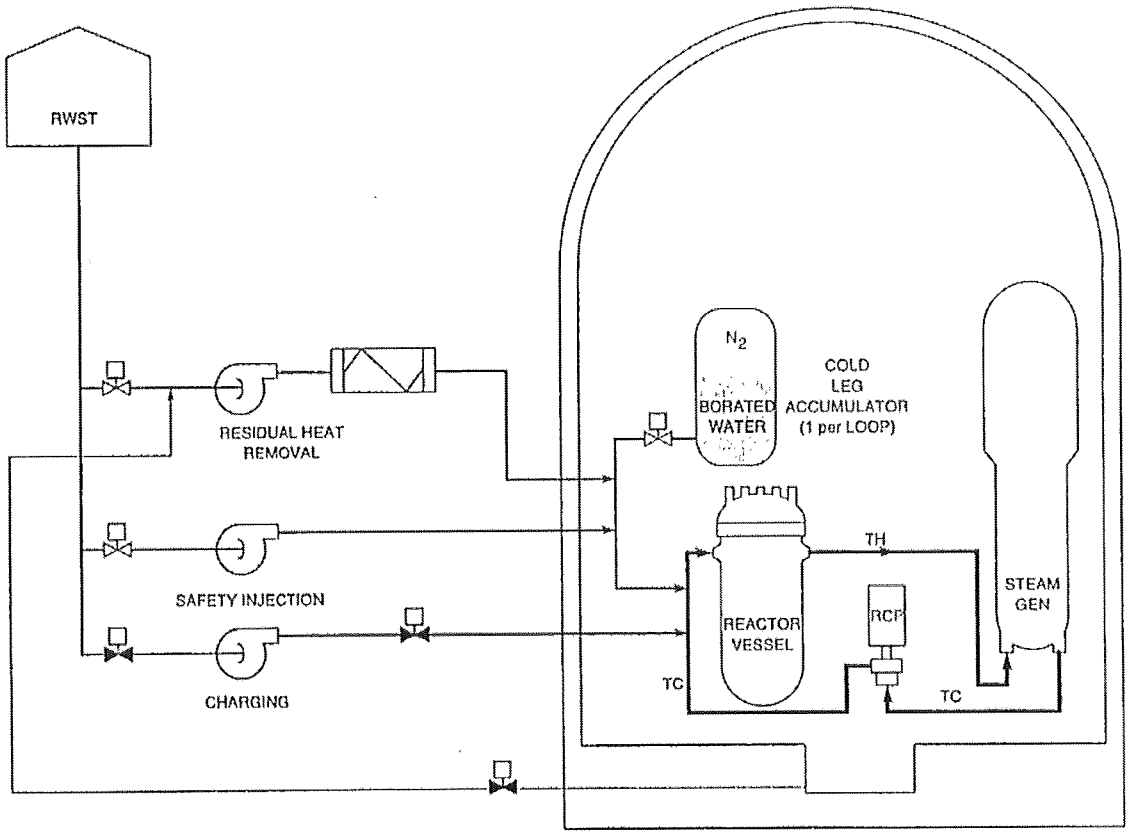
原子炉冷却材ポンプ(RCP　Reactor Coolant Pump)の内部構造図。ポンプとモーターの間には、3 段(No.1～No.3)のメカニカル･シールがある。

図-7



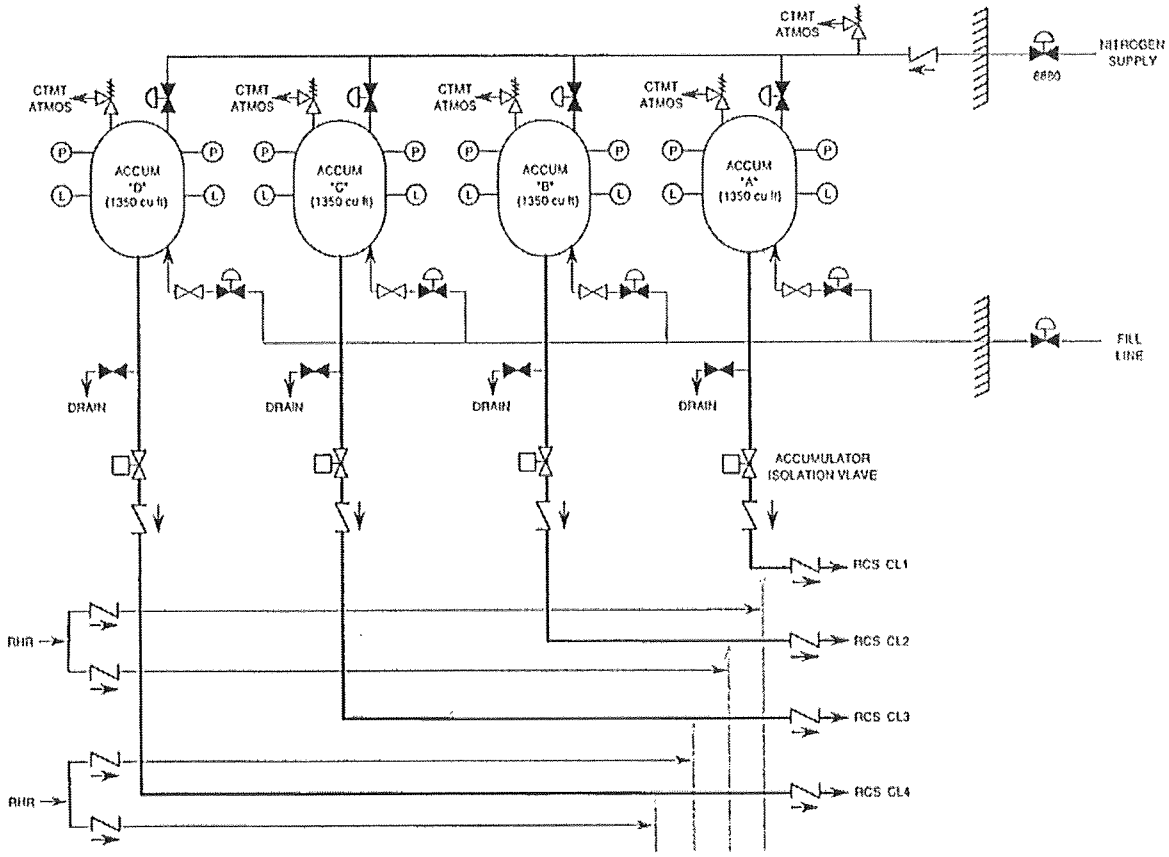
原子炉冷却材ポンプ(RCP)のメカニカル･シールの詳細図。PWR の一次系は圧力が高いため、3 段のシール構造が採用されている。

図-8



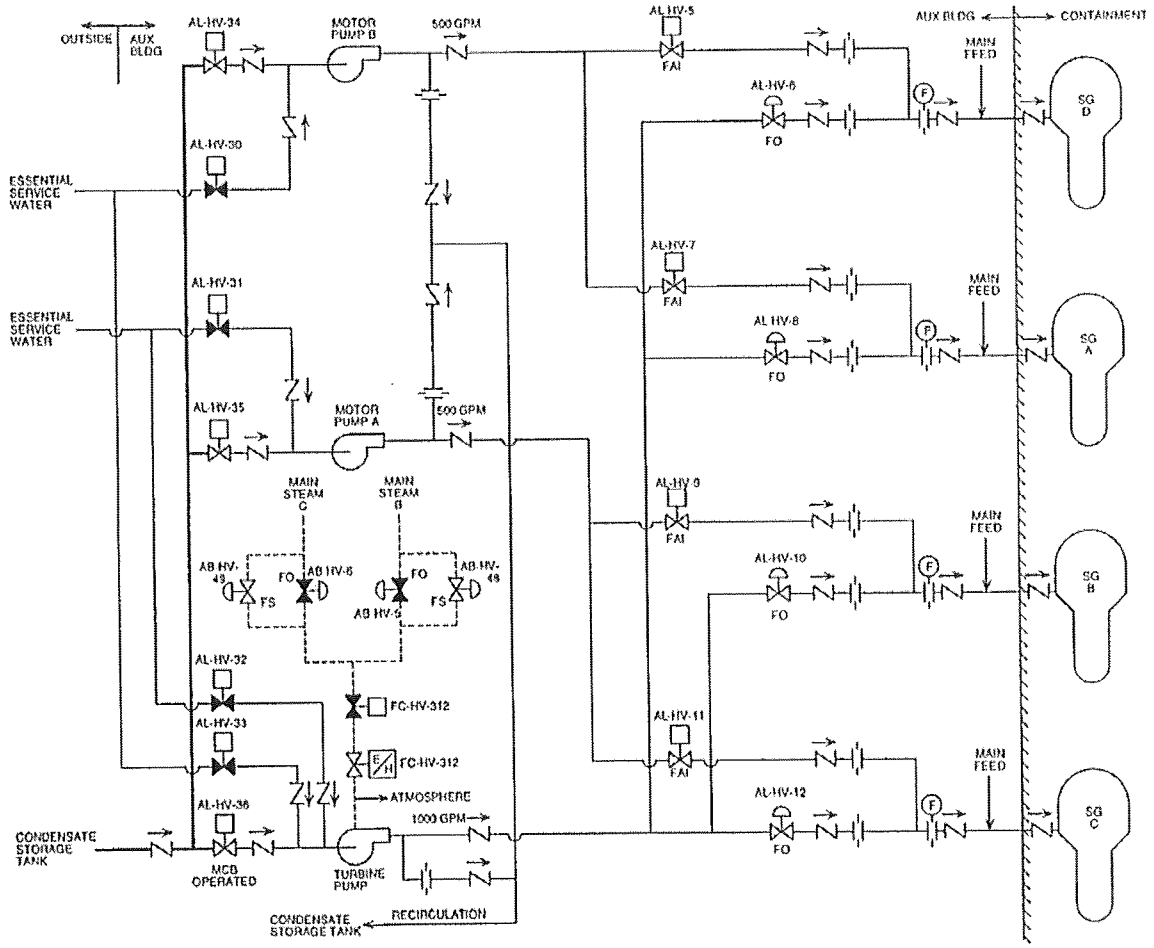
PWR プラントの ECCS 全体系統図。注水圧力の高い順に、高圧注水系（Charging）、安全注水系（Safety Injection）、蓄圧タンク（Accumulator）、低圧安全注水系（Residual Heat Removal）の 4 系統が備えられている。これらのうち、蓄圧タンクだけがパッシブ設計で、電源を必要としない。注水は、コールドレグに対して行われる。

図-9



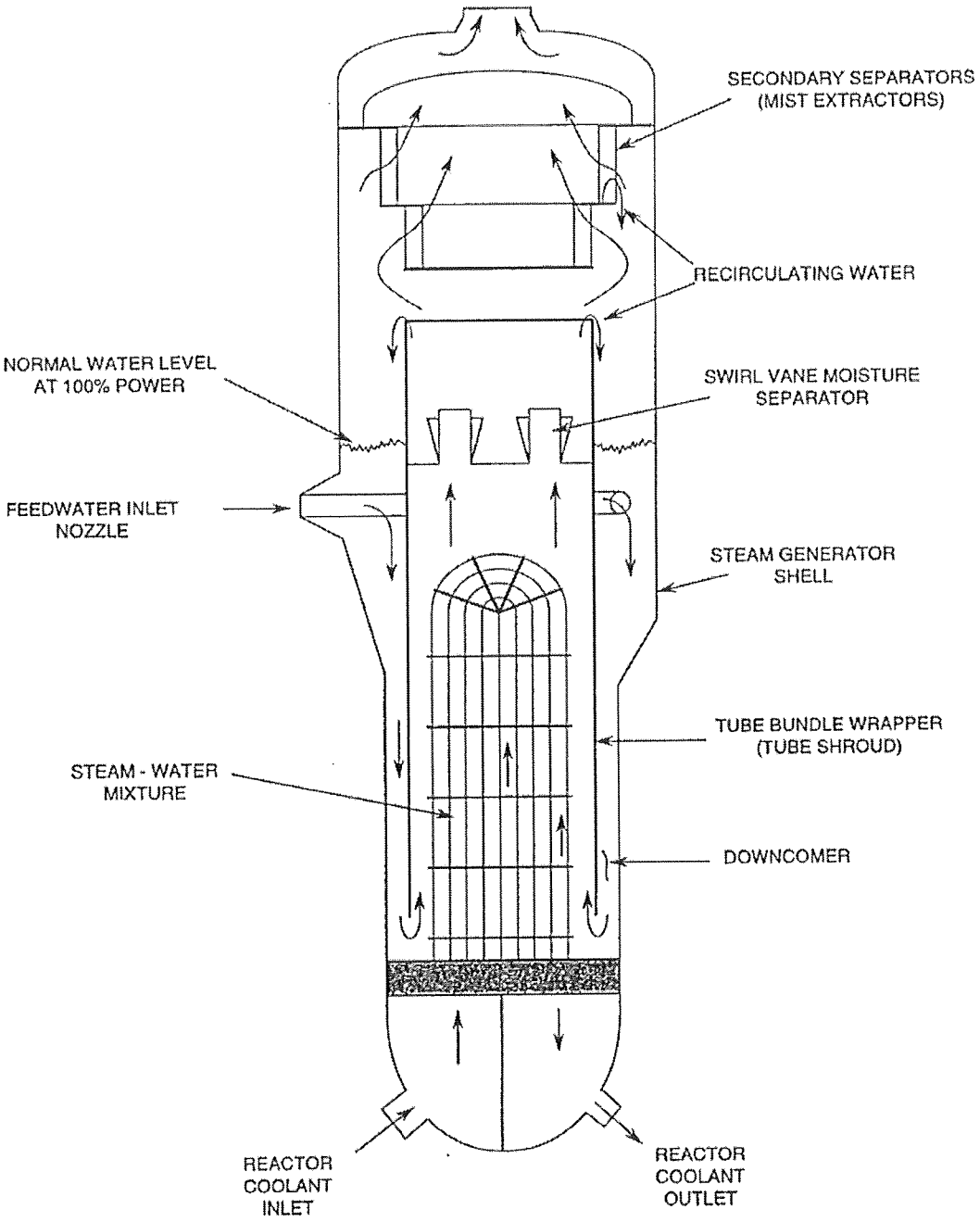
蓄圧タンクからの注水配管。(本図は 4 ループの場合を示す。)隔離弁(Accumulator Isolation Valve)は、通常「開」のままとされ、原子炉運転時には、原子炉側の圧力が出口の逆止弁 2 台を抑えることで待機状態が維持されている。

図-10



補助給水系の系統図。本図は 4 ループの場合を示す。屋外に設置された復水貯蔵タンク（Condensate Storage Tank）を水源とし、補助建屋（Auxilary Building）に設置された電動式ポンプ（A、B）とタービン駆動式ポンプによって、蒸気発生器（SG）に送水する。SBO の場合には電動式が使えないため、タービン駆動式が運転される。

図-11

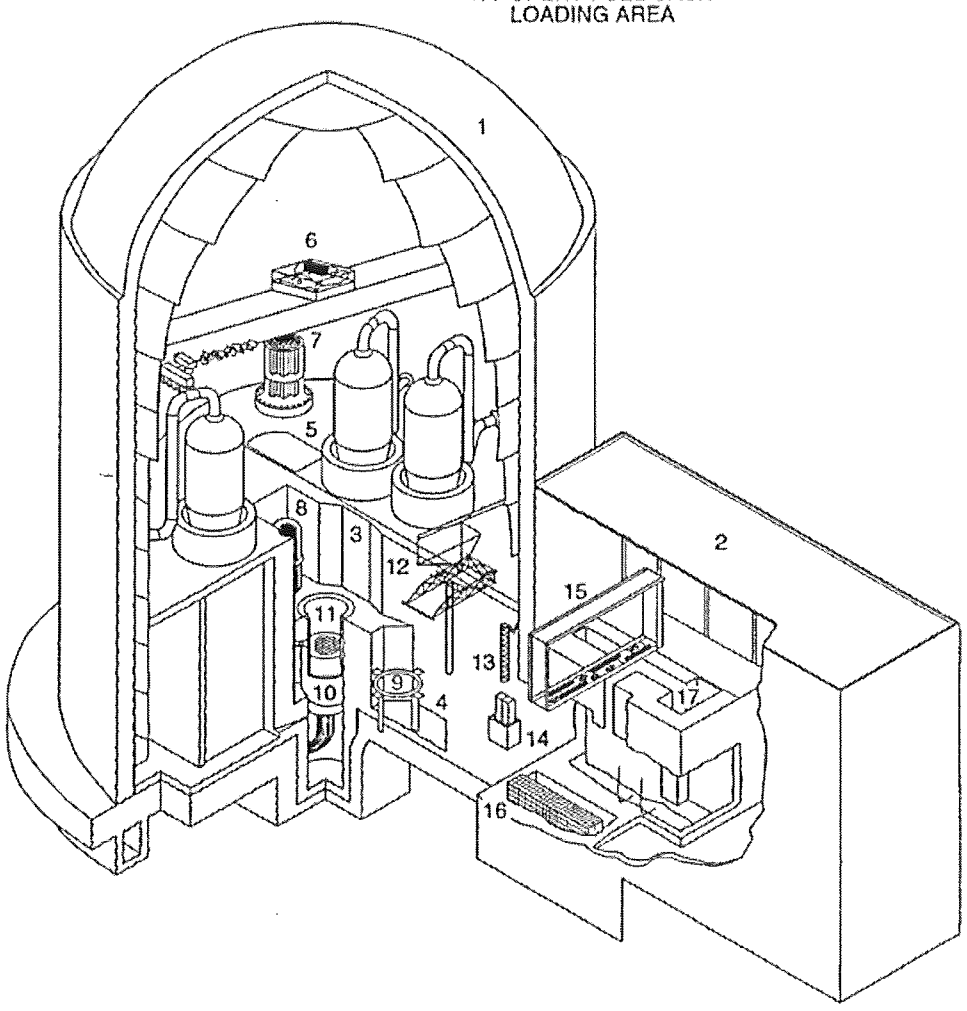


蒸気発生器(Steam Generator)の概念構造図。一次系の細管から胴側の二次系に伝熱され、蒸気を発生させる。二次系の給水が停止した場合に蒸気発生器がドライアウトするのを防ぐため、補助給水系による注水が行われる。

図-12

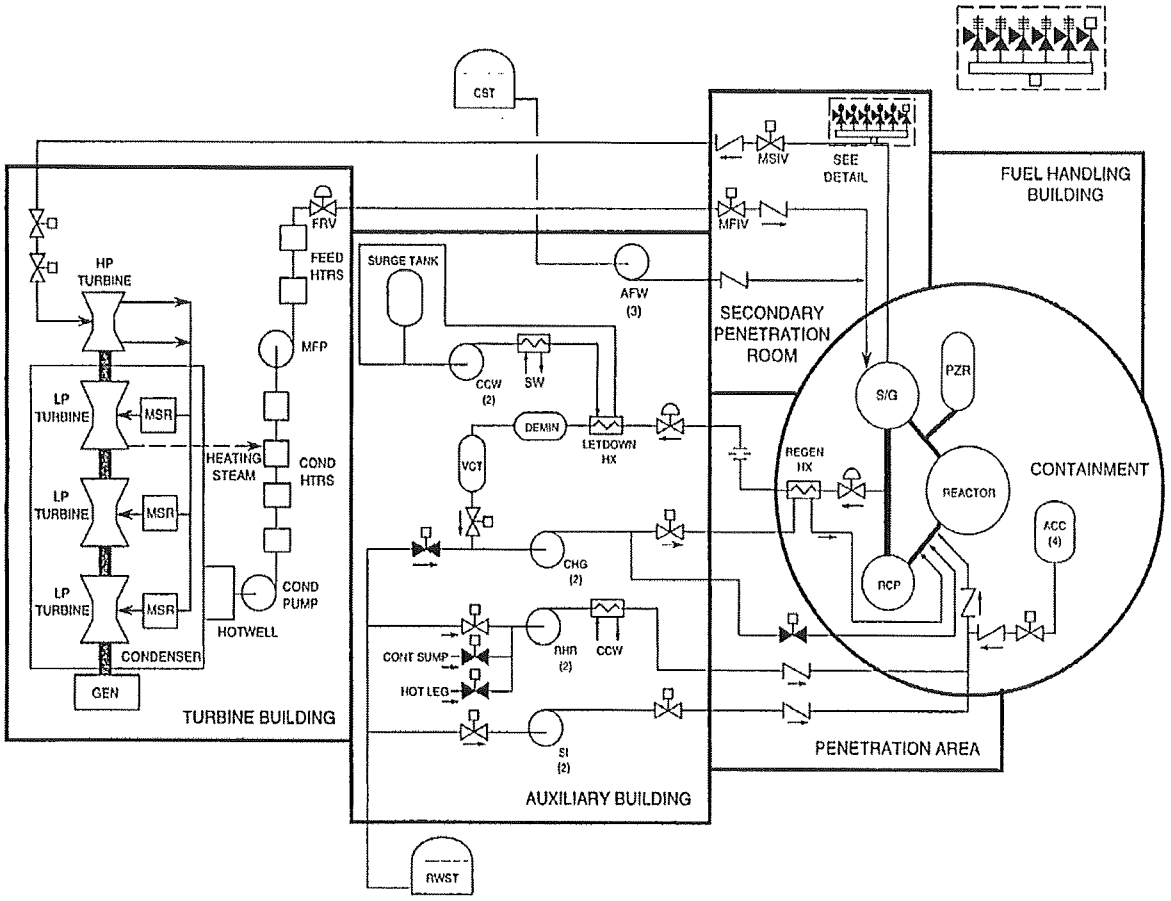
LEGEND:

1. CONTAINMENT
2. FUEL BUILDING
3 REFUELING CAVITY
4 FUEL TRANSFER CANAL
5. OPERATING DECK
6. CONTAINMENT POLAR CRANE
7. REACTOR VESSEL HEAD ASSEMBLY (ON STORAGE STAND)
8. UPPER INTERNALS STRUCTURE (ON STORAGE STAND)
9. LOWER INTERNALS STORAGE STAND
10 REACTOR VESSEL
11. REACTOR CORE
12. REFUELING MACHINE
13. ROD CLUSTER CONTROL CHANGING FIXTURE
14. FUEL TRANSFER TUBE
15. FUEL HANDLING MACHINE AND HOIST
16. FUEL STORAGE TANKS
17. SPENT FUEL CASK LOADING AREA



PWR プラント全体図。原子炉圧力容器(10)の真下が「キャビティ」と呼ばれるスペースで、格納容器スプレーによって散水された水がここに溜まる。使用済燃料プールが、原子炉建屋とは別の建屋、燃料建屋(Fuel Building)に設けられている点も、BWR プラントとの顕著な違い。

図-13



PWR プラントの全体主要系統構成図。一次系（RCS）、ECCS、二次系が示されている。蒸気発生器（SG）から高圧タービン（HP Turbine）に向かう主蒸気配管の途中には逃し安全弁があり、主蒸気隔離弁（MSIV）が閉止してタービンが隔離された場合には、大気開放される。

概要

S1. ナイトメア・シナリオ

設計基準事故の評価では、単一故障、またはヒューマン・エラーが想定されるが、このような条件が付くことで、シナリオがかなり限定される。一方、過酷事故の評価では、このような条件が撤廃され、多重の同時故障、連鎖性故障も考慮されることで、実質的に無限のシナリオが想定され得る。しかし、それでは取り組みようがないため、ここに確率論的なスクリーニングが導入されることになる。「もし、原子炉の真下の地下を割ってマグマが噴き出してきたら」、「もし、マグニチュード 8 の地震が 1 時間毎に 10 回発生したら」、といった想定は、このようなプロセスによって合理的に排除することができるだろう。

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+全 ECCS 喪失」というシナリオは極めて起りにくい。どれ 1 つをとっても滅多に起こらない事象である。それらが 3 つも同時に起こるというシナリオなのだから、それでもそこそこのレベルで事故が収束できるというのであれば、我々はかなりの安心感を抱いてもよいだろう。一瞬はそのように思ってしまうかもしれない。しかし、このようにも考えることができる。大破断 LOCA とは設計基準事故の一例である。しかし、そのような事象は、巨大地震による以外には考えられず、又、そのような巨大地震が起こる場合には、電源系も無事では済まないだろう。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・誘発事象である。

そして、更にもう一歩思考を進めると、これと確率的に同等な事象の組み合わせとして他にどのようなケースがあり得るだろうか、それらの中に、より厳しい影響をもたらす事故シナリオはないのだろうか、という疑問に辿り着く。残念ながら、いくつか存在しているように思われる。ここではそれらを「ナイトメア・シナリオ」と呼ぶ。その影響の大きさ故である。以下、BWR プラントと PWR プラントに対する代表的なナイトメア・シナリオについて概説する。

BWR のナイトメア・シナリオ

「大破断 LOCA+SBO+全 ECCS 喪失」を想定するならば、次のようなシナリオも考えないわけにはいかないだろう。

- 地震によって、原子炉建屋地階に布設されている RCIC 系の蒸気配管が破損。
- 原子炉スクラム、主蒸気隔離弁閉止が作動し、RCIC が自動起動。
- SBO と直流電源喪失が発生。

このあと事故は、次のように進展していく。

✧ 制御電源(直流電源)喪失のため、原子炉建屋地階での蒸気の流出は止まらない。手動での隔離も、蒸気の高熱とくもりによる視界の悪さでアクセスできず困難。

✧ 原子炉水位が低下し、炉心損傷が始まる。蒸気に混じって、希ガス、ヨウ素、水素が原子炉建屋地階に排出される。原子炉建屋へのアクセスはより困難。

✧ 蒸気の凝縮により水素濃度が上昇し、爆発条件になる。
✧ 原子炉建屋地階が爆轟を起こす。原子炉建屋の躯体が損傷し、使用済燃料プールのライナー材に裂傷が生じ、プールから水が漏出。
✧ 炉心損傷はなおも続き、MCCI へと進展。格納容器をバイパスして原子炉建屋に排出され、同建屋損傷部から外部環境への排出が続く。
✧ 使用済燃料プールには、原子炉から取り出してから 60 日未満の高発熱量の使用済燃料があり、発熱、発火、燃焼が起こる。(ジルコニウム火災)

PWR のナイトメア・シナリオ

同じ「大破断 LOCA+SBO+全 ECCS 喪失」を想定しても、次のように対応した場合には、危険な進展をする。

✧ 大破断 LOCA により、原子炉圧力容器と格納容器が均圧。
✧ 原子炉圧力容器内での炉心溶融が進行。
✧ 原子炉圧力容器内への注水がまだ間に合うと判断し、仮設系統により注水。
✧ 原子炉圧力容器が冷却され、破断口から格納容器の空気が吸い込まれる。
✧ 原子炉圧力容器内で、水素・酸素・水蒸気の混合気体が形成。
✧ 原子炉圧力容器内の高温と、核分裂生成物のうちの白金族の触媒効果により、混合気体に着火、爆発が発生。
✧ 原子炉圧力容器が爆発によって破損し、そのときの破片の衝撃(ミサイル)によって格納容器も破損。
✧ 大量の放射性物質(四酸化ルテニウムも含まれる可能性あり)が環境に放出。

BWR プラントに対しても PWR プラントに対しても、以上のような著しく厳しい影響をもたらす可能性のある事故シナリオは、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よい根拠が示されているわけでもない。

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、以下に述べる福島事故からの教訓が反映されておらず、加えて、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。上述のナイトメア・シナリオの悲観性も、このような評価や対策の楽観性ほど極端ではないように思われる。

S2. 地震の併発事象、誘発事象

福島事故における地震の寄与は、津波によってマスキングされ、データの欠損も多いことから未解明な点もある。ただし、ほかに地震の影響を受けた東通、女川、福島第二、東海第二の

各原子力発電所で起こった出来事を集めれば、どのようなことが起こり得るかが把握できる。すなわち、外観からはわからない電子部品の故障や誤作動、火災、溢水などが発生し、照明の破損やエレベータの停止による避難行動への影響も起こっている。そして、SBO に続いて過酷事故へと進んでいった福島第一の場合には、度重なる余震によって収束活動が妨害されている。

以上を振り返るならば、巨大地震に続いて過酷事故の兆候を検知した時点から直ちに収束活動が開始され、冷静な指揮の下、作業が何の曲折もなく一途に進んでいくという仮定の不自然さは明らかである。地震の規模が大きければ大きいほど、それに伴う併発事象、誘発事象の種類と影響の規模は増すものと考えられ、緊急時の人的対応に配置されたプラント職員の中にも負傷者が発生する。まずは、現実的な地震の影響のシミュレーションから評価すべきである。

建屋の躯体が損傷を受けることも、無条件に可能性から除外するべきではない。福島事故では結果的に免れているが、更に規模の著しく大きな地震に対しても耐え抜くことができたとは言えない。特に、1970 年代や 80 年代に建設された我が国の原子力発電所は、かなり低めの設計地震加速度を使って設計、施工されており、その後も躯体の強化は行われていない。現に地震によるひび割れも観察されている。BWR プラントに対しては、使用済燃料プールの破損も巨大地震の併発事象の一つとして加える必要性が検討されなければならない。

S3. 解析と実験

過酷事故の進展に対する我が国の電力事業者の楽観性は、以下の仮定にも表れている。およそ我が国以外では考えられないが、見事に統一して淡々と述べられているため、原子力規制委員会も疑念を感じないで安易に受け入れてしまうことが心配される。

- 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 は起こらない。
- 高温クリープによる破損は起こらない。
- 逃し安全弁の開固着は起こらない。
- RCP 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。

燃料溶融デブリが原子炉圧力容器の底部から崩落するまでには真下に水プールが用意されているはずで、溶融デブリは冷却固化されながら積もっていくだけであるため、それが床スラブのコンクリートと反応して可燃性ガスを発生するような現象（MCCI）は起こらないという。しかし、そのような水プールは、自動的に用意されるものではない。人的対応が遅れるか、実行困難になった場合には MCCI が起こり、格納容器内の圧力上昇、可燃性ガスの発生量上昇となって、そこから先の事故進展を大きく変えることになる。

過酷事故の進展解析コードには、主に MAAP と MELCOR の二派がある。高温クリープによる損傷モードは、MAAP では考慮されていないが、MELCOR では考慮され、原子炉圧力容

器のホットレグ・ノズル、炉底部下鏡、蒸気発生器の細管の損傷の予想に使われている。この違いによって、炉底部下鏡の崩壊は、MELCOR コードでは全体的一気に起こり、MAAP コードでは長時間かけて垂れ落ちるようにして起こると予想する。この違いは、水蒸気爆発や MCCI の発生予想にも影響する。蒸気発生器の細管が高温クリープを起こす場合の影響もかなり深刻である。やはり MELCOR コードでは、そのような損傷が予想されており、そのような事態と主蒸気逃し弁の開固着（又は、少し多めの弁座漏れ）を組み合わせた場合が、TI-SGTR と呼ばれる事象となる。これらの例が示すように、同じ条件に対してであっても、使う解析コードによって全く異なる結果が示される。

逃し安全弁の開固着は、米国では、開閉の反復の末に不可避的に起こると予想しているが、我が国では考慮していない。逃し安全弁の構造上の違いがあるにしろ、過酷事故の条件下でも完全な無漏洩を保証することはできないはずである。

RCP シール LOCA は、我が国では、幾つかの実験的裏付けで起こらないと決めつけている。しかし、そもそもその実験条件の妥当性に疑いがある。

逃し安全弁の遠隔マニュアル操作には、シリンダーを駆動するための高圧窒素ガスと切り換え操作に必要な直流電源が必要であるが、それらがあれば常に可能であるとは限らない。環境の悪化によって非金属製の小部品が故障することで作動しなくなる場合もある。そして、その操作不能によって、原子炉圧力容器に注水ができなくなる可能性がある。

以上に加え、我が国の事故評価と対策では、幾つかの重要な点での深慮が足りない。その具体的な例として、以下が挙げられる。

- LOCA デブリの影響
- LOCA と SBO の発生タイミングの影響
- 海水注入の影響
- 四酸化ルテニウム

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、熱伝達の低下をまねくことになり、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。

S4. 水素爆発

福島事故では、3 号機の原子炉から発生した水素によって、同号機の原子炉建屋だけでなく、4 号機の原子炉建屋も爆発させた。格納容器のベント操作によって、直接大気に排出した分もあったにもかかわらずである。同じ出力の BWR と PWR を比べた場合、BWR の原子炉建屋の気積と PWR の格納容器の気積はほぼ等しく、BWR の炉心に内蔵されるジルカロイ

の量は、PWR のそれの約 3 倍である。これらの関係を総合的に考えた場合、PWR の格納容器においても、福島で起こったような水素爆発が起こらないとは言えないとの結論に行く着く。

SBO においては、建屋内の換気系が停止するため、空気の攪拌が悪く、建屋や容器内の構造上の特徴によっては、局所的な水素の滞留や濃縮が起こり得る。福島第一 1 号機では、そのようにして原子炉建屋 4 階での爆発が発生したような痕跡が観察されている。BWR プラントの原子炉建屋地階で RCIC 系の蒸気配管が破断した場合については、そのような水素爆発に至る可能性も検討されるべきであり、PWR プラントに対しても、格納容器の内部に滞留や濃縮が起こる可能性のあるポケット構造がないか、スプレー水の使用によってそのような現象が促進される危険性がないか慎重に検討が行われるべきである。目下の議論には、このような視点からの十分な注意深さが見受けられない。

S5. 吉と出るか凶と出るか

格納容器内の圧力抑制のために行うスプレーの作動が、かえ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以下の対策にも、果たして良い結果となるのか否か、成り行きに不確定さを含んでいる。

- 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。(水蒸気爆発の危険性がある。)
- 格納容器の天井にイグナイタを設置し、水素爆発を防ぐ。(逆に、水素爆発の着火源となってしまう危険性がある。)

S6. 深層防護と設計思想

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 MCCI 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(Cs-137 放出量 100TBq)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できないのであるから、評価を略すべきではなく、深層防護上、きちんと行っておく必要がある。

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、さまざま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。

- 仮設(可搬式)の前に恒設があること。(たとえば、SBO 電源など。)
- 手動よりも自動。
- アクティブよりもパッシブ。(たとえば、米国仕様、EU 仕様の ABWR 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が、反映されていない。)

過酷事故対策には、細かい現場の観察に基づいたケース・バイ・ケースの検討も必要なはずである。たとえば、資機材の移動経路が地震、火災、煙、風雨、凍結などで遮られないか、建屋内の水素溜りができやすい部分に排気ルートを設けることはできないかなどの調査活動も実行され、反映されるべきである。また、原子炉から取り出した直後の高発熱量の使用済燃料を貯蔵プールに配置する際、市松模様を採用するなど容易で即効的な対応は、直ぐに実行するべきである。目下議論されている電力事業者の対策が、これらの点から十分な調査に基づき、努力を結集したものであるのか、疑問がある。

S7. 人的対応への依存性

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。巨大地震による事故の場合には、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はずである。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、RCIC（AFWP）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。又、以下のような人的対応ならではの弱点も認識されるべきである。目下議論されている電力事業者の対策が、このような点について、十分配慮されたものであるのか疑問がある。

- 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）

S8. 倫理的抵触

目下議論されている電力事業者の対策においては、過酷事故が発生した場合の対応に、以下のような未解決、未処理の問題があり、これらは、基本的人権や倫理との抵触を感じさせる性質のものである。

まず、運転当直スタッフに対しては、米国における TSC と同等な支援体制が備えられておらず、プラントが過酷事故に陥った後にも、技術的な相談をし、指示を仰ぐことができない孤立的状況に置かれ続ける。これは、運転当直スタッフに対しての、過度な責任の押し付けではないだろうか。

次に、緊急対応要員に対しては、本来、過酷事故の特徴に特化した然るべき特別研修が施され、リスクを認知したうえでのインフォームド・コンセントが各員との間で成立しているべきである。資機材や機器の運搬、据付、運転に関する研修と訓練を行っただけで、緊急対応要員として登録してもよいほど軽々しいものではないはずである。

最後に、原子力発電所の周辺住民と地元自治体に対しては、成功率の怪しい、単に判定基準への適合に辻褄を合わせた事故評価結果を防災計画のベースラインとして提示するべき

ではない。むしろ、適切な評価と有効な対策が実施されない限り、前述の「ナイトメア・シナリオ」の中の最悪のものを使うべきである。

なお、防災計画は、そのような事故シナリオに対しても有効なものとして策定されるべきであって、たとえば、避難がよいのか屋内退避がよいのか検討されるべきである。PAZ と UPZ には十分なコントラスト差がなく、福島事故で経験された混乱なども考慮した場合、タイムリーな避難が行われない可能性がある。

目下電力事業者が提示している過酷事故評価結果は、その使われ方によっては、地元自治体の防災計画を大きく誤らせる可能性があり、最終的に地元住民の安全と健康を脅かす恐れのある情報である。

S9.　「世界最高」のカラクリ

原子力規制委員会が新規制基準を制定し、電力事業者がさまざま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 LOCA+SBO+全 ECCS 喪失」という著しく厳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 100TBq 未満だというのだから、そういうことになるのだろう。しかし、その途中にどのようなカラクリがあるのかは、以上に概述した通りである。すなわち、前述の「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適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、等等。それらを巧みに取捨選択、我田引水、換骨奪胎して総動員するならば、EUR に適合した最新設計の原子炉よりも安全に見せることが可能であるということなのだろう。

目次

番号	表題	頁
	緒言	i
	略語	ii
	主な術語の解説	v
	参考図	xi
	概要	xxiv
1.	福島事故と地震の相互的関係	1
1.1	事故発生への影響	2
1.2	事故進展への影響	4
1.3	救助活動、避難行動への影響	7
1.4	収束活動への影響	8
1.5	復旧作業への影響	10
1.6	燃料プールの事故	11
1.7	津波	14
2	伊方発電所での原子炉事故想定	16
2.1	PWR プラントの過酷事故	19
2.2	サリー原子力発電所の過酷事故進展シナリオ	22
2.3	伊方 3 号機の事故進展	28
	(1) 大破断 LOCA 後の代替格納容器スプレー	29
	(2) 代替格納容器スプレー･ポンプ	29
	(3) 海水注入の有害性と未解析現象	30
	(4) アニュラス空気浄化設備	32
	(5) LTSBO 対応	32
	(6) RCP シールの漏洩評価･実験	33
	(7) 中型ポンプ＋加圧ポンプの直列運転	33
	(8) 逃し弁による減圧操作	34
	(9) STSBO 評価	34
	(10) 人員配置と現実の事故対応	35
	(11) 安全文化	36
2.4	伊方 3 号機に対する過酷事故評価の本質的問題点	37
	● 楽観的シナリオ	37

	● 併発と誘発	38
	● 解析コードの過信	39
	● 避難計画	41
	● 地質学上の立地要件	43
2.5	過酷事故評価・対策の欠陥	48
3.	**規制基準の問題点**	**52**
3.1	深層防護思想	53
3.2	過酷事故評価の必須 what-if と what-if-not	55
3.3	ストレス·テスト	56
3.4	日本ブランド	57
3.5	地震による併発、誘発	58
3.6	設計地震加速度	60
3.7	過酷事故対策設備に適用される基本的設計思想	61
3.8	過酷事故対策とヒューマン·パフォーマンス	63
	● 過酷事故対策の現実	63
	● ヒューマン・パフォーマンスの限界	68
	● 過酷事故に適した設計	69
	● フィルター・ベントとコア・キャッチャー	70
	● テロ対策	70
	● ユニット間の連鎖	71
	● インフォームド・コンセント	71
	● 専任の事故対応チーム	73
	● 事業者の最終試験	74
3.9	補足	76
	● 過酷事故においては、大は小を兼ねない	76
	● 同じ操作でも、時に吉となり凶となる	76
	● PWR 格納容器に対する水素爆発の評価・対策	77
	● 水蒸気爆発と MCCI に対するスタンス	77
	● 新設炉への適用	78
	● 防災計画	80
	● 未解決問題	82
	結言	

1.　福島事故と地震の相互的関係

ここでは、福島事故と地震（および、地震に誘発された津波）がどのように相互に影響し合ったかについて、これまで余り注目されなかった事象も加えながら改めて整理をしてみる。

地震は、原子炉事故の発生と進展を助長し、住民の避難行動にも影響した。逆に、原子炉事故は、地震と津波に被災した直後の住民に対する救助活動を阻害した。更に地震は、事故発生後今日に至るまでの現場の収束活動を困難にする要因ともなっている可能性がある。そして、放射性物質の汚染によって影響を受けた自治体の復興計画にも、物質的、精神的に大きな関わりをもつ。以下、項目ごとに詳述する。

1.1　事故発生への影響

地震は、東通原子力発電所（青森県）、女川原子力発電所（宮城県）、福島第一、第二原子力発電所（福島県）、東海第二原子力発電所（茨城県）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、放圧管）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、福島第二原子力発電所は、辛うじて残った所外電源の１回線（富岡線１号）によって第一原子力発電所の惨事を回避することができた。その命綱となった回線から受電する手前には、高起動変圧器があり、これも地震によって損傷を受けコンサベータ（膨張タンク）から油漏れを起こしていたが、幸い変圧器としての機能に致命的ではなく、その後の復旧活動を支援し続けた。これは、安全系[11]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。

地震の後、原子力発電所への影響として、しばしば「安全系設備」がそれに耐えたか否かが言及される。福島事故においてもこれが議論され、中には、楽観的か願望的に「耐えた」と表明する関係者もいたようであるが、これに関しては、二点の注意を促したい。一つは、福島事故に関しては、安全系のほとんどの設備が、その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、厳密には検証不能であるということ。地震による影響と言うと、多くの人々は、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、安全系設備を働かなくするには、場合によっては、ある半導体素子をつないでいる一箇所のハンダ付けが離れるだけで十分なのである。実際に起動し運転してみなければ、「耐えた」ことは証明できない。現に、女川原子力発電所１号機においては、非常用ディーゼル発電機（A）の励磁回路が損傷し（バリスタの損傷、ダイオードの短絡）、起動不能な状況になっていたことが 2011 年４月１日になって発覚している。又、同原子力発電所３号機においては、圧力抑制室の水面が揺れたことにより「水位高」の信号が発生し、高圧炉心スプレー・ポンプへの取水がそれまでの復水貯蔵タンクから切替ったが、地震によるスイッチの誤作動により入口弁が全開に至らず、開度 80%の位置で停止する事象が発生している。（この状態が長く続いた場合には、やがて隔離されていない復水貯蔵タンクの水位が低下して水面に渦ができ、空気の巻き込みを起こし、高圧炉心スプレー系を故障させる可能性がある。）これらの実例のように、安全系設備の運転性は、外観には観察されない部位の損傷によって妨げられる場合もあり、福島第一原子力発電所においてこれらに類する事象が皆無だったと言うための根拠は、実際にはないのである。

もう一つのポイントは、「安全系」についての誤解である。実は、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、安全系には属さなくても、過酷事故の発生との結びつきが強いものがある。このように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。福島第一原子力発電所の他にも多くの原子力発電所の原子炉建屋において、地震によって使用済燃料プール[22]からの溢水が大量に発生した。2007 年の中越沖地震に遡ると、柏崎・刈羽原子力発電所 1 号機では、破断した消火水系配管からの水が原子炉建屋に流入し、最地階(地下 5 階)を 40cm の深さ(水量に換算すると 1,670 トン)に浸している。福島事故において、これらによる影響に関しての詳しい報告は期待できないが、直接の被水や水没を免れても、換気ダクト、電線管、ケーブル・トレイなどを伝って計測系や電気系に害を及ぼしていた可能性がないとは言えない。

斯くして、地震が福島の原子炉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。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。そのほとんどが出る幕のないうちに電源喪失したことで、機能できていたかどうかも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わけではない。

津波の影響が福島第一原子力発電所にとって甚大で致命的だったことは疑いなく、私はこの点に関して異論を唱えたいとは思わない。しかし、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関しては、より注意深くあるべきだと考える。幸い世界は、かなりの慎重さを以って福島からの教訓を引き出そうとしている。福島第一原子力発電所の 1、2、3 号機が、地震に襲われた後も暫くの間必要な安全系の運転能力を維持していたことは事実であったが、そのことで原子力発電所の耐震性に自信を深め、少し気を許してもよいなどと考えた国はどこにもない。津波や洪水などの水害が地震を遥かに凌駕する脅威であるとの見解を示した国もない。実はちょうど一年前の 2010 年 3 月 11 日、米国 NRC が主催したシンポジウム(RIC-2010)に招待されたフランスの電力会社(EDF)は、1999 年 12 月にブライエ原子力発電所で発生した洪水問題(INES レベル 2)について詳細を解説してくれている。水害の脅威は福島事故の前から認識されており、決して「ブラック・スワン」ではなかったのである。むしろ、たとえば米国 NRC においては、共通起因事象としての地震の脅威が再認識され、複雑な併発、誘発を伴う多重故障の起因事象である地震のリスクに対してどのように処すべきか、いよいよ真剣に取り組むべき時が来たと受け止められている。残念ながら我が国は、地震への新しい対応の仕方においてもすでに出遅れ、後述する非現実的な過酷事故評価と対策が罷り通ろうとしている。

1.2　事故進展への影響

自動スクラム[9]停止が発生する程の地震が発生した場合、原子力発電所ではその後、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、油や水の漏れ跡、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へと進んでいく。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、柏崎・刈羽原子力発電所からの教訓としてオペレーター・コンソールに追加したという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第一原子力発電所の場合、各建屋内でのそのような巡視によってでさえ、さぞかし眼に着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り、階段室の照明も割れていて暗黒だったという。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）の声も聴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は分からないが、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。

いかなる時にも冷静さを保ち、マニュアルや訓練で学んだことを忠実に実行しようとしたことが、十分な理由もなく非難や問責の対象となるべきではない。しかし、背後から時速 80km で津波が迫って来る時に時速 40km の制限速度を守っていては、みすみす自分だけでなく同乗者の命をも落とすことになる。1 号機の運転員が毎時 55℃以下の温度降下率を守ることに拘って非常用復水器（IC）の運転を止めたことや、津波の規模を見届ける前に運転員を巡視に派遣したことは、本来は反省と改善のテーマとされるべきことである。このうち後者に関しては、巡視の開始時間を少し遅らせるかルートを変更するか、あるいはテレビカメラの設置台数を増やすことで、早期の情報収集と運転員の安全確保の両立は可能なはずであるが、そのような改善案が我が国で議論されたとの話は聞いたことがない。（米国では、巡視ルートの安全確保について議論されている。温度降下率の制限に対しても、事前にその超過の可能性を考慮し、影響について解析済みである。）

さて、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。すなわち福島第一原子力発電所においては、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、完全な停電状態に孤立させられたことで、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、同原子力発電所の構内には十分過ぎるほどの人員がいた。（そのため駐車場には、後にバッテリーを回収するのに十分な台数の車両があった。）構内にある各業者の倉庫や工作場には、さまざま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子力発電所では、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えられるまでどの位の時間が必要なのか一概には言えない。しかし、そのような体制が整うま

での間は 1,000 人の人員も倉庫の中のどのような資材や機器も役には立たず、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 号機においては原子炉隔離時冷却系(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。すなわち、IC の胴部には十分な冷却水が温存されていたにも拘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できなかった。

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、地震による道路の損壊でこれを 1～4 号機側に移動させることが直ぐにはできなかった。1～4 号機側の防護管理区域のゲートは、地震によって脱輪したため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。漸く活動を開始した頃には闇に覆われ、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。

以上を振り返ってみると、我が国にとって抽出されるべき問題点と教訓は多くある。まず、巨大地震が起因事象となって原子炉事故の危機の瀬戸際にあるとき、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どの位の時間が掛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、とても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。(米国と TMI 事故の教訓を米国流に取り入れた国々の場合には、その際の指揮を執る機能である TSC(Technical Support Center)自体が当直体制となっており、中央制御室の隣室に設置されているが、我が国では求められていない。)とは言え、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 IC や RCIC に任せ、マンホールの穴が危ない、まだ水が十分に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、前述の体制立ち上げまでのロスト・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。ちなみに、欧州の新設プラント[20]向け事業者規格(EUR European Utility Requirements)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)、それぞれ期待してはな

らない旨（各、「6 時間ルール」、「12 時間（目標 24 時間）ルール」）が謳われている。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。

福島事故の場合には、初期対応によって収束することはなく、冷却水の連続注水が安定するまでに何日にも要している。巨大地震を起因事象とした原子炉事故への対応が、人的活動への依存一辺倒で、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。しかし、我が国は依然としてそのことを福島事故からの教訓として引き出していないように見受けられる。

1.3　救助活動、避難行動への影響

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(米国においては、言葉によってではなくサイレン音の種類でプラントの状況を伝える)、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掛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なかった。(これは、地震による電源喪失によって原子力発電所内に設置されている観測塔からの気象データが得られなくなっていたためかもしれないが、東京電力は、福島第一原子力発電所からDIANA解析コードに基づく放射能の拡散予想マップを定期的に関係各所に送り続けており、(旧)原子力安全・保安院にもSPEEDIの情報が送り続けられていた。しかし、これらが実際の避難行動のために活用されることはなかった。)

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。地震による物流への影響が予想されたことからどのガソリン・スタンドにも長蛇の列ができ、停電のために動かなくなった電動ポンプに替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。近隣の市町村に急遽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、高齢と病身の家族を気遣いながら幾つかの避難所を転々とさせられた。

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。すなわち、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いる。

1.4　収束活動への影響

地震は、福島第一原子力発電所内の各施設内の建屋に無数のひび割れを発生させている。同原子力発電所も含む我が国の原子力発電所は、どこもかなり低い設計地震加速度[13]で建てられている。カリフォルニア州のディアブロ・キャニオンが 0.75g（約 735 ガル[12]）、サン・オノフレが 0.67g（約 657 ガル）であるのに対し、たとえば、福島第一原子力発電所 1 号機のそれはたった 0.18g（約 174 ガル）であった。しかもその解析用の応答スペクトルとして 1952 年の「カーン郡（カリフォルニア州）地震」のものが選ばれており、当時の我が国の耐震設計に対する意識がどうだったかを物語っている。そのようなこともあり、2005 年から東日本各地の原子力発電所でその超過が頻発し、徐々に引き上げられるようにはなったが、それに合わせて改造や補強が隅々まで行われたわけではない。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。改造や補強が行われたのは、建屋を剛体とみなし、それに対して設置されている配管などの機器だけである。その場合の問題は、いわば、高層マンションの一区画のある住人が、その室内の壁と天井に対して食器棚をしっかり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のかもしれない。原子炉建屋が、そのようなたとえに置き換えられなければならないほど強度上ぎりぎりの尤度だとも思われないが、現に地震後、同原子力発電所内においては、各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。そして、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なものにしてきた可能性がある。つまり、現在、敷地内に設置されている 1,000 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。

このような地震との関連が疑われる建屋のひび割れは、実は福島事故の前から観察されている。2007 年の中越沖地震に見舞われた柏崎・刈羽原子力発電所においてである。同原子力発電所の 1～4 号機は、原子炉建屋の最地階が地下 5 階である。その中の 2 号機は、元々設計地震加速度（水平方向）が 167 ガルであったが 606 ガルを記録した。その隣の 3 号機で実際に記録された地震加速度は 384 ガルだったが、地下 5 階の壁面には 34 本のひび割れが発見された。タービン建屋においては、最地階の地下 3 階で 66 本、地下 2 階で 77 本、地下 1 階で 53 本のひび割れが確認されている。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浸入する地下水によって、長年、鉄筋が湿潤環境に曝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はずはない。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。

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、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、我が国の原子力発電所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。

1.5　復旧計画への影響

地震は、福島県の浜通り地方に多い瓦葺き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、風雨による劣化をなすがままにするしかなかった。後に、壊れた屋根には農作業や工事に使われる「ブルー・シート」が被せられ、その上に重石が乗せられるだけの簡易の処理が施されたようではあるが、ほとんどが風にあおられて穴だらけになっており、雨水の浸入を防ぐ役目を果たした期間がほとんどなかったように見受けられた。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、ねずみにかじられその繁殖場となった寝具などだった。やがて、これを狙ってヘビも入り込み、上空にはトビが舞うようになる。このよう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。

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地震による一般家屋や公共インフラ(上下水道など)の被害の復旧を妨げ、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。ただし、どちらがより居住環境への損害の威力が大きかと言えば、同じ 1986 年に発生したサンサルバドル地震(死者 1,000~1,500、負傷者 10,000 人、家屋を失った住民 200,000 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、どれほど復旧されたかを比較すれば明らかである。

1.6　燃料プールの事故

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。その後に続く現象は、ジルコニウム火災[42]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[34]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。

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、使用済となった 140 体を含む全 548 体の燃料を使用済燃料プール[22]に移しており、そこに収められた合計 1,331 体から発せられる残留熱[7]は 2,260kW もあった。原子炉建屋最上階には水が張られ、運転中に比べて 2,000 トン前後の荷重が追加されている。使用済燃料プールには使用済燃料の他、シュラウド取替工事のため一時的に保管している機器もあった。前述のように、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わけではなく、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は、厚さ 6mmほどのステンレス鋼版であり、過大な変形によって裂けることも有り得る。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できない。実は米国では、このような状況がテロリストの攻撃によって発生する可能性があると、「9.11」の教訓として対応されていた。その内容の一つが、原子炉から取り出したばかりのホットな使用済燃料を、市松模様にしてプールのラックに収めるという単純な方法である。このように熱源を分散させることで過度な温度上昇を抑え、ジルコニウム火災のきっかけとなる発火を起こり難くする。しかし、日本では当時この対策について誰も知っておらず、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。そのため、すでに原子炉から取出してほぼ 100 日が経過しているとは言え、このシナリオの可能性を排除することができなかったのである。

結局、ジルコニウム火災は現実には起こらなかった。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。それにも拘わらず米国は、ヤレヤレこれで一安心と気を緩めることなく、むしろ使用済燃料プールでの保管に不安を抱くようになり、当時、オバマ政権に使用済燃料の最終処理の政策提言をまとめる使命を託されていた「ブルーリボン委員会」は、乾式保管への移行を加速させる必要性を最終報告書に盛り込んでいる。しかし、その後 NRC が使用済燃料プールの耐震性評価を行い、大量放射能放出事象（ジルコニウム火災）の発生する頻度が十分に低いこと（1.1×10^{-7}/炉年）を示したことで、ブルーリボン委員会が提言したような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。

しかし、その定量的根拠が以下の計算に基づくものであることまではよく理解されていないようである。

0.7g の地震発生頻度	0.7g の地震による SBO の発生確率	0.7g の地震による燃料プール・ライナーの破損確率	燃料プール破損によって、燃料破損が起こる確率	巨大地震によって燃料プールが破損し、ジルコニウム火災が発生する頻度
60,000 年に 1 回			720 日運転サイクル中燃料交換後 60 日まで。（市松模様の配置を前提。）	
1.7×10^{-5}/炉年	0.84	0.1	0.08	1.1×10^{-7}/炉年

そこで、同じ計算手法に基づいて、我が国の使用済燃料プールが巨大地震に見舞われて大破し、同じ事象に至ってしまう頻度を求めてみる。我が国の場合、0.7g の地震の発生頻度が 60,000 年に 1 回ということはあり得ず、むしろ 60 年に 1 回程度と仮定してもおかしくない。又、一運転サイクルの長さは米国よりも短く、平均 400 日位である。これらの 2 つのファクターで修正しただけで、問題の事象の発生頻度が 2.1×10^{-4}/炉年 にまで跳ね上がる。これほどのレベルのリスクは、到底放置することが正当化できるものではない。しかし我が国の場合、実際には市松模様の配置が運用されていないため、この頻度は更に大幅に高くなる。我が国の原子力発電所は、米国よりも高い設計地震加速度をベースにして建てられているから壊れ難いと言いたいところであるが、残念ながら真実ではない。元々は低い設計基準をベースにしており、躯体そのものに追加の補強は施されておらず、現にひび割れが確認されているからである。我が国の BWR プラントにおける燃料プールのリスクを、米国の議論に乗じて過小に論ずるべきではない。

さて、以上も福島事故からの教訓と位置付けた上で、巨大地震を起因事象とした場合の、原子炉事故と使用済燃料プールの事故の関連性についても言及しておく。RCIC 系は SBO に陥った BWR プラントを原子炉事故から守る最重要系統である。しかしこの系統は、極めて重大なリスクも併せ持つ。RCIC 系は、高圧の注水ポンプを蒸気タービンで駆動する。その駆動用蒸気配管には格納容器を挟んで 2 台の電動式隔離弁がある。内側の隔離弁には非常用の交流電源が供給され、外側の隔離弁には直流電源が供給されている。

今、巨大地震によって、これら隔離弁の外側の部位（原子炉建屋最地階）で、当該の蒸気配管に破断が起こるものとする。隔離信号によって、両隔離弁は閉止しようと動作を始めるが、全ストローク動作して全閉する前に、非常用ディーゼル発電機からの交流電源の喪失（SBO）に加え直流電源も喪失してしまう。そのため、破断部からは蒸気が出続ける。SBO において頼みの綱である RCIC が使えないばかりか、冷却材喪失事故（LOCA）が重複してしまう。さらにこの LOCA は特殊で、格納容器の内部においてではなく外部に直接水蒸気を流出させる。いわゆる「格納容器外 LOCA」と呼ばれる事象が起こる。原子炉建屋の内圧が上昇し、ブローアウト・パネル[25]が脱落して原子炉建屋から外部環境への水蒸気と放射性ガスの

放出が始まる。ただし、この場合のブローアウト・パネルは、原子炉建屋最上階のものとは限らず、主蒸気トンネル室〈23〉のものにおいて発生するかもしれず、その場合には、一旦タービン建屋に抜けてから外部環境に放出されることになる。

原子炉水位が低下し、やがて有効燃料長頂部（TAF）が露出する。「空焚き」が始まり、燃料被覆管〈35〉に損傷が始まり、水素と希ガス、ヨウ素が放出されるようになる。これらのガス成分を含んだ水蒸気が、RCIC 蒸気配管の破断部から流出する。一旦この状態に至ってしまっては、もはや蒸気の流出を止めることが著しく困難になる。隔離弁を手動で閉止するためには、確実に致死量の被曝をしてしまうからである。蒸気とガスの充満は、原子炉建屋の最地階から上へと向かい、放射線レベルだけによってではなく高温によっても接近不能となり、「空焚き」は続く。

やがて水蒸気の凝縮が始まり、水素ガスの濃縮と空気との混合により、爆発性のガス層が形成されるようになる。原子炉の内部ではメルトダウン〈38〉が進み、ヨウ素に続き、他の揮発性成分の放射性物質も放出される。サプレッション・プール〈24〉もフィルター・ベント〈29〉もバイパスされてしまい、濃厚な放射性物質が直接外部環境へと放出され続ける。

爆発性のガス層が爆発する。原子炉建屋最上階で起こった爆発と異なり、最地階でこれが起こった場合の衝撃は、より効率よく原子建屋内で吸収されるため、機器と建屋の躯体を破壊する。建屋の外側からは、福島事故のときの爆発よりも遥かに規模が小さく見えるが、内部の破壊状況は壊滅的となる。このとき、地震による衝撃に加え、さらに強力な爆発による衝撃を受けた使用済燃料プールが破損する可能性もある。爆発による建屋躯体に対する破壊力は未知であり、耐震性評価のような認められた解析コードがあるわけでもない。プールの水位は急速に低下し、保管されている使用済燃料の露出が始まる。使用済燃料プールへの散水もできないまま空焚きが始まる。原子炉からの取出しから 60 日以上経っていない使用済燃料が保管されている場合（特に、市松模様の分散が行われていない場合）には、「ジルコニウム火災」のリスクもある。あるいは、高温のジルコニウムと水蒸気の化学反応によって大量の熱と水素が発生し（$Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 + 576kJ/mol\text{-}Zr$）、結局福島第一原子力発電所 4 号機では免れたジルコニウム火災が、今度こそ起こるかもしれない。 ジルコニウムという金属は、高温下では燃料のように振る舞う。1kg の石炭は 27MJ の発熱を伴うが、ジルコニウムも 1kg あたり 6.3MJ 発熱する。そのうえ 1kg あたりの燃焼エネルギーがガソリンの 3 倍もある水素ガスを発生させる。一旦、このような現象が起こってしまった場合には、止めようがなくなり、残留熱〈7〉の低い古い使用済燃料にも引火していく可能性がある。

以上のような、原子炉だけでなく使用済燃料プールに保管された使用済燃料にも拡大し、しかも、いずれもサプレッション・プールやフィルター・ベントによる吸収をかわして直接外部環境にそのまま放出されてしまうというシナリオが、巨大地震を起因事象として存在すると認められなければならないとするならば、その超絶した規模のインパクト故に、RCIC の蒸気配管に対しては、いかなる動力にも人的対応にも依存しない、たとえば主蒸気隔離弁のようなパッシブな機構をもつ隔離弁を設けることが妥当かもしれない。

1.7　津波

津波は、常にそうであるとは限らないが、多くの場合地震に誘発される自然現象であり、原子炉事故の発生と進展に関りのあった福島のケースもその例であった。しかし、その現象の科学的な理解に対する熱心さが欠落し、そのため、対策の有効性にも疑念の払拭できないところが幾つかあるように思える。津波に対する福島事故直後の我が国のリアクションは、端的な言い方をすれば、10m の津波には 11m の防波堤を建てることで対応すればよいという単純なもののようであった。

まずは、福島第一原子力発電所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。同原子力発電所の防波堤は、北防波堤と南防波堤からなり、その 2 つの防波堤が最も接近するところに幅 100m の入口が北北東の方角に向かって開いており、3,000 トンのコンテナ船やタンカーがここから入出港できる。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、防波堤の入口は、この方向からの波浪であるならばほとんどを、真東から波浪であるならば完全に遮ることができる。当日の津波は、地震が発生してから 40 分が過ぎた頃、同原子力発電所に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。津波の伝搬速度と水深には既知の相関があり、それによると、同原子力発電所の岸壁に津波が衝突したときの速度は秒速 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 ほどもあるかと思わせる飛沫を上空に連発で立ち上らせており、津波が引いたあと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 台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 号機にまで流されている。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 ほどにしかならないはずであり、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り、白波を立てて海面を走る水の色ではない。数秒間のうちに数発が次々に打ち上げられるようすは、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。

各専門機関による「インバージョン解析〈15〉」で、このような実際の状況が再現されているのかどうかは定かでない。しかし、解析がどうであれ、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、防波堤の外側に設けられており、防波堤をいくら高くしても解決できない。又、マンホールの蓋の浮き上がり防止を施すにしても、逃げ場がな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〈48〉」のような放圧装置が必要かもしれな

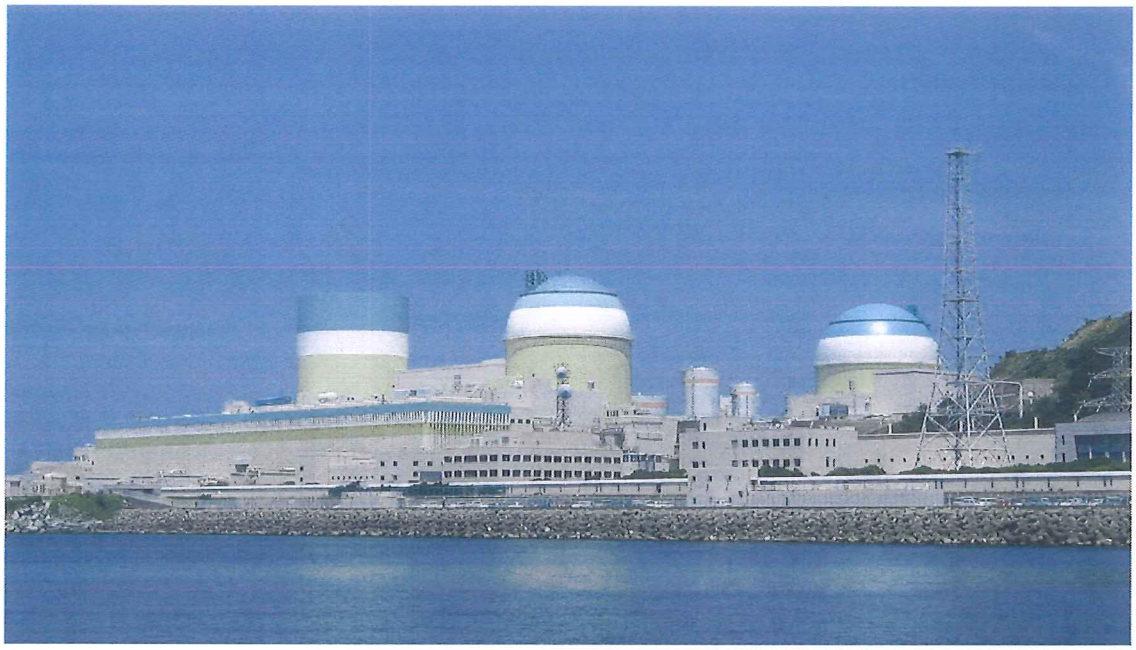
い。そのことを事前に評価することなく安易に処置した場合には、かえって重大な悪影響を受けることになるかもしれない。

仮に堤防が十分に高かったとしても、津波が東や南からでなく、北北東から入射してきた場合に港内でどのように振る舞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。

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、単に防波堤の高さで解決できない問題についても十分議論する必要がある。

2.　伊方発電所での原子炉事故想定

四国電力伊方発電所には、発電出力 566MW（原子炉熱出力 1,650MW）の 1、2 号機と発電出力 890MW（原子炉熱出力 2,652MW）の 3 号機がある。いずれもウェスティングハウス型の PWR であるが、1、2 号機は 2 ループ[28]でそれぞれ 1977 年と 1982 年に、3 号機は 3 ループで 1994 年 12 月 15 日に商用運転を開始している。3 号機の原子炉が建設された当時の設計地震加速度[13]は 221 ガルであったが、その後 570 ガルに引き上げられている。



伊方発電所は、佐田岬半島の付け根にある。西に延びる半島の先端までは、直線距離でも 30km 以上あり、北岸は伊予灘、南岸は宇和海に面している。幅の狭い半島ではあるが峻険であるため、南北を横断する道路はほとんどなく、東西を走る幹線道路といえば、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、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。

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。

伊方 3 号機の原子炉は、国内においては、先に 1984 年と 1985 年に商用運転を開始した九州電力の川内原子力発電所 1、2 号機、後に北海道の泊発電所に設置され 2009 年に商用運転を開始した同 3 号機とも同型である。157 体の燃料が装荷されており、福島事故が発生した当時、それらのうちの 16 体が MOX 燃料だったと伝えられている。ウラン燃料の全装荷重量は約 74 トンである。

ところで米国では、1980 年代に入ってから、原子炉事故の進展解析が実施されるようになり、その成果として、幾つかの代表プラントに対して実施された解析結果が NUREG-1150 などの報告書として発行されているが、2012 年にその最新版（NUREG/CR-7110, Vol.2）が出

ている。PWR の代表プラントとして選ばれているのは、サリー(Surry)原子力発電所であるが、この原子炉がやはりウェスティングハウスの 3 ループの発電出力(正味)799MW(熱出力 2,546MW)で伊方 3 号機に近く、装荷されている燃料集合体[36]数が 157 体というのも同じである。従って、このサリーに対する米国の事故進展解析は、完全ではないにしろ、伊方 3 号機にもある程度当て嵌まると考えられ、この解析書は、重要な参考資料と見做すことができる。

サリー原子力発電所は、ヴァージニア州の大西洋に面したジェームズ川河口付近に設置されている。2011 年 8 月 23 日に同州中部で地震が発生したときには、運転停止するほどの揺れではなかったが、異常事態を発令して点検を行い、損傷がないことを確認している。1 号機は 1972 年 12 月、2 号機は 1973 年 5 月に商用運転を開始しているため、両基とも 40 年を過ぎており、今は、追加された 20 年の認可更新期間に入って運転を続けている。原子炉の基本原理とサイズは同じでも、伊方 3 号機よりはかなり古いことになる。設計地震加速度は水平 0.15g(147 ガル[12])、垂直 0.10g(98 ガル)であり、当然の事ながら、地震国にある伊方 3 号機のそれよりは低い。又、装荷されている燃料集合体の体数は同じ(157 体)であるが、伊方 3 号機が 17x17 型(1 体の燃料集合体を構成する燃料棒の配列が 17x17 であるタイプ)を採用しているのに対し、サリーでは 15x15 型が使われている。この違いにより、サリーの原子炉には、二酸化ウラン(UO_2)が 79.65 トン装荷され、被覆管のジルカロイの重量が 16.465 トンであるのに対し、伊方 3 号機の場合には、UO_2 が少なく、逆にジルカロイは多くなっているものと推定される。ただし、ウランの量は少なくなっても、その分燃焼度が高めとなっていることで、原子炉内に内蔵されている核分裂によって発生した放射性物質の量は、両者にそれほど差がないものと思われる。一方、伊方 3 号機の場合に燃料被覆管[35]の材料であるジルカロイの表面積が顕著に増すということは、水蒸気との化学反応が起こった場合に、より大量の水素と熱を発生させることを意味する。

PWR プラントの一次冷却系(RCS)の運転圧力は、BWR プラントの場合の 2 倍以上(15.5MPa[14])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、原子炉入口温度 282℃、出口温度 319℃、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備えられており、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[57]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、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洩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。このように「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。

PWR プラントの ECCS 系には蓄圧タンク(32)が備えられ、大量のホウ酸水(33)が高圧の窒素ガスで加圧されて運転中に待機している。LOCA が発生して一次冷却系統が減圧した場合、それまで同系統の圧力によって抑え付けられていた逆止弁が開き、LOCA によって失われた系統水を補給する。隔離弁の電動弁は「通常開」で、誤動作防止のため電源も遮断されており、蓄圧タンクの作動は、動力も状況判断も要しないパッシブ設計として働くことが期待できる。サリーには、41.1 気圧(4.16MPa)に加圧された 27.6m^3 の蓄圧タンクが、3 系ある各ループのそれぞれに設置されている。伊方 3 号機にも 4.04MPa に加圧された 29m^3 の蓄圧タンクが各ループに設置されている。実質的に、両プラントの蓄圧タンクの性能と容量は、ほぼ同等であると言ってもよい。

他方、両プラントの格納容器の設計にはさまざまな違いが見受けられる。サリーの場合、プレストレスト・コンクリート製で鋼板が内張りされており、設計圧力が 0.31MPa で、運転中は負圧(0.62～0.71 絶対気圧)に保たれる。容積は 50,970m^3 である。設計圧力の 2.18 倍(0.676MPa)に達したところで限界(格納容器が破損)となる。これに対して伊方 3 号機の格納容器は鋼板製で、胴部は厚さが 44.5mm、上の半球部は 22.5mm であり、設計圧力 0.283MPa、限界圧力は、円筒部で 0.624MPa、半球部で 0.631MPa である。鋼製の格納容器の外側には「アニュラス領域」(31)と呼ばれるスペースを経てコンクリート壁がある。直径 40m、高さ 77m、容積 67,400m^3 である。このような設計の違いは、進展した後の原子炉事故での振る舞いに有意な違いを生じさせることになるが、特に顕著な差異は、格納容器の外側にあるアニュラス領域とその外側にあるコンクリート壁の存在である。これらがあることによって、格納容器からの漏洩が一旦アニュラス領域に滞留し、これが浄化装置によって処理されてから外部環境に放出される。従って、サリーが「4 重の壁」であるのに対し、伊方 3 号機は BWR プラントのように、「5 重の壁」をもつことになる。

二次系について見てみると、サリーには補助給水ポンプが 3 台設置され、そのうちの 1 台が電源喪失時にも使えるタービン駆動式である。これは、伊方 3 号機においても同じである。

2.1　PWR プラントの過酷事故

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）で最初に発生したものから、今日まで分かっているだけで約 30 件を数える。1955 年には米国の高速増殖炉が、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（SL-1、BWR）で水蒸気爆発[45]が発生し 3 人の死者を出している。尚も、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・シンドローム」は 1979 年の TMI 事故の予言ではなく、すで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。このように、国によらず炉型にもよらず原子炉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（RBMK）に絶対的な自信と誇りをもって「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共に崩壊した。

このように、必ずしも希少とは言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ほとんどなく、そのため過去の原子炉事故のシナリオ設定においては、ほとん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。ただし、現実に起こった事故のほとんどは、それまでに空想的なものと見做していたか、空想さえ及ばないものであった。従って、以下は現時点での解析、実験、経験に基づく最も合理的な考え方なのかもしれないが、それらの普遍性については何人も保証できるものではない。

アルファ・モード・イベントの原子炉損傷は起こらない。 これは、溶融した燃料が原子炉圧力容器の底部に溜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を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事象のことである。確かに SL-1 事故やチェルノブイリ事故の状況を想起すると、そのような事故もあるいは起こり得るのかと思われるかもしれないが、今はそれほどまでに強力な水蒸気爆発は起こらないと考えられている。

DCH と HPME は起こらない。 DCH とは、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事象（Direct Containment Heating）で、水素の発生とその燃焼に伴う熱も含めて考慮される。HPME とは、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事象（High Pressure Melt Ejection）で、そのような噴射物が直接格納容器に当たる場合が考慮される。1990 年に発行された NUREG-1150 ではこれらも現実性のある事象として扱われていたが、米国ではその後の研究や実験によって現実的なリスクからは排除されている。ただしヨーロッパではその後も慎重な態度を維持し、今も議論は続いている。米国がこれを極めて起こり難い事象と判断する根拠の一つが、RCS ループ内の高温気体の自然対流である。原子炉圧力容器のホットレグ・ノズル[26]から蒸気発生器に向か

って高温ガスが流れるうちに同ノズルの炭素鋼とステンレス鋼の継手付近が高温クリープ〈16〉によって破断し、高圧が維持できなくなるため DCH も HPME も起こらないという。そして、仮にそのような高温クリープによるホットレグ・ノズルの損傷が発生せず、炉底部からの噴射(HPME)が起こった場合にはその下のキャビティの形状が重要なファクターになるが、その場合でもウェスティングハウスの炉型の場合には格納容器の損傷を生じさせないと結論付けている。しかしこれは飽く迄米国の考え方であって、ヨーロッパでは今でも独自の評価と検討が続いている。

以下の現象に関しては、定性的にも定量的にも不確定さを含む。真偽不明で、実際に起るのか否か、起こっ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。しばしば、「解析によれば」という注意を添えて説明される現象ではあるが、その精度については、一般の人々が抱くイメージから著しくかけ離れた不確かさを含んでいることがある。

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。 まだ国際的コンセンサスには至っていない。実際、これを支持する小規模な実験結果も複数あるが、依然これが無条件に正しいと受け入れることに慎重で、むしろ初めに溶融物の落下を許し、その後に注水する方が安全であるとの考え方もある。

水張りされていないキャビティに溶融物が過剰に落下した場合には、その後の注水による冷却効果が不十分で、MCCI の進行を阻止できなくなる。 可能性あり。溶融物がコンクリートに埋没し、熱的に絶縁されてしまうため注水が手遅れになるという考え方で、溶融して固化したコンクリートが殻を形成し、溶融物の上にガス溜を作ることで、水との接触が遮断される。

PWR の格納容器は容積が十分であるため、内部の雰囲気が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。 要注意。水素爆発〈46〉の様態は、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)に分けられるが、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 に至ったあとには、更に強力な爆燃や爆轟を起こす可能性もある。

格納容器スプレー水の水質と放射性ヨウ素の化学形、吸収率との関係。 1974 年 6 月に発行された米国の指針(BWR に対する RG1.3 と PWR に対する RG1.4)に基づき、今でも伝統的に単体ヨウ素(I_2)が 91%、粒子性ヨウ素(CsI)が 5%、有機ヨウ素(CH_3I)が 4% と仮定されている。しかし、元々原子炉から放出されるヨウ素のほとんどが CsI の化学形をもち、その後 BWR の場合にはサプレッション・プール水を通過することで変化して単体化するのに対し、PWR では pH7 以上のスプレー水が散布される条件となっており、水質が管理されていない(低 pH の可能性のある)スプレー水が使われた場合には、異なる化学形で格納容器内に

滞留し、その後環境に放出される可能性がある。そのため、スプレー水の水質により、吸収されずに格納容器内に滞留する量、環境中で拡散する特性、人体に対する影響が大いに影響を受ける。

放射性セシウムの化学形の仮定と吸着率との関係。 放射性セシウムの化学形については、かつては CsOH(水酸化セシウム)と考えられていたが、実は大部分が Cs_2MoO_4(モリブデン酸セシウム)で、残りが CsI(ヨウ化セシウム)であろうというのが最新の知見に基づく見解である。仮定する化学形によって格納容器内に放出されたセシウムのどれだけが構造物の表面に吸着されその後遊離するかが異なるため、環境への放出量も変わる。

原子炉圧力容器の中に空気が入り込んだ場合。 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も考慮しなければならない。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もある。中でもこの可能性が考えられるのがルテニウムである。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(RuO_4)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 309.5kg)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がある。尚、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ときに、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。

使用済燃料プール[22]の臨界[8]。 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。

2.2　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 月に発行した最新の解析書（前述の NUREG/CR-7110 のことであるが、以降、そのタイトルの略語である SOARCA と称する）おいては、過酷事故の進展シナリオは、確率論的リスク評価（PRA）に基づいて選定される。その場合の基準は、炉心損傷頻度（CDF）が $1x10^{-6}$/炉年以上であること、または、格納容器の早期破損やバイパスに関る場合には $1x10^{-7}$/炉年以上と定められている。これらの基準に基づき、サリー原子力発電所の場合、次の 4 つのシナリオに限定される。（最後のシナリオ、ISLOCA は基準未満であるが、NUREG-1150 の解析書で取り上げていたため、参考までに SOARCA にも含められている。ただし、ISLOCA は地震を起因事象としていないため、本書の議論からは除外する。）

- 長期全交流電源喪失（LTSBO）　CDF=$2x10^{-5}$/炉年
- 短期全交流電源喪失（STSBO）　CDF=$2x10^{-6}$/炉年
- 高熱誘因の蒸気発生器細管破断（TISGTR）　CDF=$4x10^{-7}$/炉年
- インターフェイス・システム LOCA（ISLOCA）　CDF=$3x10^{-8}$/炉年

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 $1~2x10^{-5}$/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プで破断し、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。

- ディーゼル駆動式の高圧プランジャー・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。
- 高圧空気ボンベ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。
- 仮設電源で蒸気発生器と RCS 系の水位を監視。
- 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。
- 低圧ディーゼル・ポンプを使って TD-AFWP 入口に送水。

STSBO と TI-SGTR のシナリオ

この場合のシナリオでは、推定発生頻度 1~2x10^{-6}/炉年、水平加速度 0.5~1g のより激烈な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、圧縮空気ボンベ、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[52](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〈37〉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 4,800 ℓ 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 15m^3/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〈43〉〈44〉の洗い落しもしない。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。450m^3/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（3,875m^3）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。

STSBO の特殊なケースとして TI-SGTR 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、そのクリープ破壊指数の 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 $3cm^2$ 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 TI-SGTR 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るが、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。

STSBO を与条件とし、その後 TI-SGTR 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、$(1\sim2\times10^{-6}$/炉年$)\times(0.1\sim0.4)=1\sim8\times10^{-7}$/炉年 となる。STSBO 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。TI-SGTR 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、その飽和水蒸気の分圧が 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・イナートな環境」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、そのような雰囲気に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。STSBO 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。

防災計画

原子炉事故に対する防災計画は、事故の進展と整合したものである必要がある。SOARCA には、そのような観点からの検討も述べられており、以下、参考までに、関連の部分を少々言及しておく。原子炉事故が発生した場合の住民の避難活動の指揮を執るのは、米国においても州や地元自治体の責任所掌となるが、予め避難時間がどの程度かという評価(ETE Evacuation Time Estimate)に関しては、NRC の定める規制要件に従って、事業者の責任として実施されることになっている。ただし、実際には、交通工学のシミュレーションを専門とするコンサルタント会社に委託されて行われている。その場合、どのようなモデルに対してシミュレーションが行われるかが重要になるが、原子炉事故の避難に対しては、概ね次のような考え方が適用されている。

まず、避難対象者を 6 グループに分ける。グループ 1 は、10 マイル(16km)圏内の EPZ に居住する一般公衆である。(サリー場合、2001 年にデータでは 88,590 人。)グループ 2 は、本来は避難を要しないが、不安を抱いて自主的に行動すると予測されている「シャドー・エバキュエーション」とも呼ばれている EPZ 圏外の 20 マイルまでに居住する一般公衆である。(63,171 人)グループ 3 は、小学生、中学生、高校生を含む就学者である。(23,262 人)グループ 4 は、特殊施設で暮らす人々で、入院患者、養護・福祉施設の人々、刑務所にいる囚役者らが含まれる。(844 人)グループ 5 は、事情があって避難活動が出遅れる人々。「テイル」とも呼ばれる一般公衆である。(7,232 人)グループ 6 は、避難を拒絶すると予測される住民で、約 0.5% 存在すると仮定している。(603 人)これらのグループの人々のうち、指示があってから真っ先に避難行動が優先されるのは、グループ 3(就学者)で、グループ 2、3(一般公衆)がこれに続き、最後がグループ 4、5(特殊施設とテイル)となる。

サリーに対して実施された ETE の結果を各タイプの原子炉事故の進展と比較をすると、LTSBO に対しては、グループ 6(拒絶者)を除く全員が、まだ原子炉から放射性物質が放出される前に避難を終え、STSBO においても、格納容器の破損前には避難を終える。TI-SGTR の場合には、グループ 3(就学者)は無事に避難を終えるが、他の避難者は放射性物質の放出が始まり続く中行動することになる。避難を終えるのは 16 時間後と推定されるが、地震

（STSBO において想定した規模の地震）を考慮した場合には、圏内にある 40 ヵ所の橋梁が落下して交通がところどころで遮られ、電気と通信設備が使えなくなり、避難には 21 時間がかかると推定されている。就学者の避難が終わるのにも 11.5 時間がかかり、TI-SGTR による影響から逃げ遅れることになる。

2.3　伊方 3 号機の事故進展

前述のサリー原子力発電所の原子炉に対する事故進展の議論を踏まえ、伊方発電所 3 号機に対する四国電力の評価方法を対比してみる。伊方 3 号機の過酷事故に対しては、「大破断 LOCA＋ECCS 喪失＋格納容器スプレー喪失」の多重組合せを仮定している。このシナリオは、SOARCA においてさえも確率論的に除外されているものであり、そのような仮定をすることで、極めて保守的であるように思われる。もっとも、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。

まずは、伊方 3 号機の過酷事故対策の主な内容と特徴を整理しておく。四国電力は、所内にある既設の水源を、さまざまなケースの過酷事故の対応に充てることができるよう多様な送水ルートのネットワークを構築し、新しいポンプや消防車などを配備している。

水源

水源	容量（m^3）	送水先	送水ポンプ
燃料取替用水タンク（RWST）	1,900	格納容器	代替格納容器スプレー・ポンプ
		使用済燃料プール（SFP）	RWST ポンプ
補助給水タンク	740	格納容器	代替格納容器スプレー・ポンプ
		蒸気発生器	蒸気発生器代替注水ポンプ
二次系純水タンク	3,000	SFP	一次系純水サービス・ポンプ
脱塩水タンク、 濾過水貯蔵タンク	3,000 3,000	原子炉、 格納容器	電動消火ポンプ、又は ディーゼル駆動消火ポンプ
防火水槽 （海水ピット）	? （∞）	原子炉 格納容器 蒸気発生器	消防自動車
淡水タンク（注） （海水ピット）	Max. 15,000 （∞）	原子炉 格納容器	中型ポンプ車＋加圧ポンプ
海水ピット	∞	SFP	中型ポンプ車

（注）　以下のタンクを総称する。脱塩水タンク（3,000m^3）、二次系純水タンク（3,000m^3）、濾過水貯蔵タンク（3,000m^3）、および 1、2 号機用濾過水タンク（2 基計 6,000m^3）。

ポンプ

名称	動力	能力	台数	設置
代替格納容器スプレー・ポンプ	電気	150m^3/h（150m）	1	原子炉建屋（EL17m）
蒸気発生器代替注水ポンプ	電気	90m^3/h（900m）	1	
中型ポンプ車	ディーゼル	210m^3/h（100m）	5	可搬
加圧ポンプ車	ディーゼル	150m^3/h（150m）	3	可搬

大型ポンプ車	ディーゼル	1,440m³/h(120m)	1	可搬
消防自動車	ディーゼル	84m³/h(140m)	3	可搬
消火ポンプ	電気	660m³/h(65m)	1	常設
	ディーゼル		1	(既設)

伊方 3 号機が過酷事故に遭遇した場合には、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、状況に応じてそれらを駆使して対応することになる。これらの水源とポンプについては、以下の特徴と意図について留意しておく必要がある。

- 水源として高い耐震性の保証されたタンクが、RWST と補助給水タンクの 2 基のみで、その水量(2,640m³)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、原子炉圧力容器、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。
- 一次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。

以下、選択的に幾つかの論点に関しての問題点を指摘する。

(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、粉砕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[40]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、140m³/h (実際の能力は揚程 150m で流量 150m³/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、940m³/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730m³/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 450m³/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ところである。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[55]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、移動でさえも大変である。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[43][44]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えており、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、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[41]やジルコニウム火災[42]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 TI-SGTR 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) LTSBO 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℃ の温度降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 1.5m^3/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 の温度降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[52](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[49]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1.5m^3/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（大口径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[53]のそのような締切り運転は、しばらく続くとケーシング[54]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ィメリットがあり、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

高圧窒素ガスのボンベを用意し、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[50]、ダイアフラム[51]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。格納容器内雰囲気の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[56]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STSBO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100m^{3}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、穴を通っ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言われている。

(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ことなっている。「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応対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、事故発生の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さえ起こる可能性があり、今もその温床がなくなっ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。

2.4　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

楽観的シナリオ

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、ポンプの故障にしろ、電源喪失にしろ、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。

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[52]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。

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 SBO 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、SBO 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。)

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。

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。

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。

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。

併発と誘発

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。

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。

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+SBO+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。

解析コードの過信

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。

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。

<u>初期条件</u>

- 燃料の種類。(17x17 対 15x15、ウラン燃料対 MOX 燃料)
- 燃料の燃焼度、出力密度の分布。起動開始からの運転時間。
- 格納容器のタイプ、気積、形状、設計圧力、限界圧力。機器ハッチのシール材に使われるゴムの種類、耐熱性能。

- 格納容器スプレーのノズルの種類(ソリッド・ストリーム・ジェットかフォグ・ジェットか)、スプレー水の水質(pH)。
- 逃し弁のタイプ。(ばね式かパイロット弁式か)
- キャビティの形状、寸法、床面のコンクリートの組成。(砂利の原料:石灰岩/玄武岩)

誤差

- 残留熱[7]、RCP シールからの漏洩率により、いつ TAF レベルまで原子炉水位が低下し、「空焚き」が始まるか。
- 炉心の燃焼履歴により、どの部位から損傷や溶融が始まるか。
- 燃料被覆管[35]の表面に形成されている腐食生成物(クラッド)の化学形と厚さに依存する熱抵抗。熱抵抗が大きいほど被覆管の表面温度が高くなる。
- 破損した制御棒からの放出物質により、燃料被覆管や炉内構造物の融点がどれほど低下するか。
- ジルコニウム・水反応[41]により、どれだけの水素ガスが発生するか。MCCI 反応により、どれだけの水素、一酸化炭素が追加されるか。

外乱

- 海水注入の断続
- LOCA デブリの種類と量による影響
- 加圧器逃し弁、主蒸気逃し弁の開閉操作
- 格納容器バイパスの併発による環境悪化
- テロ攻撃による人的対応への妨害

解析コードに組み込まれるモデルの特徴

- 高温クリープ[16]破損の考慮(ラーソン・ミラー[17]のモデルの採否)により、ホットレグ破断、TI-SGTR、原子炉圧力容器下鏡の損傷形態が、全く異質なものとして扱われる。
- 原子炉圧力容器下鏡から流出し、キャビティ底部に積層したコリウム[39]が水で冷却されるときのモデル。(一次元モデルか、二次元モデルか。)
- キャビティにおける炉外水蒸気爆発[45]。
- 温度勾配に伴う一次系ループ内の自然対流。
- ルテニウム[47]の化学反応。

全くのランダム性に左右される現象

- RCP シールの損傷がいつ発生するか。
- 水素爆発[46]がいつ起こるか。その爆発が、爆燃か爆轟か。
- 逃し弁の開固着の発生。発生する場合の時期。

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が、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。

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、

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

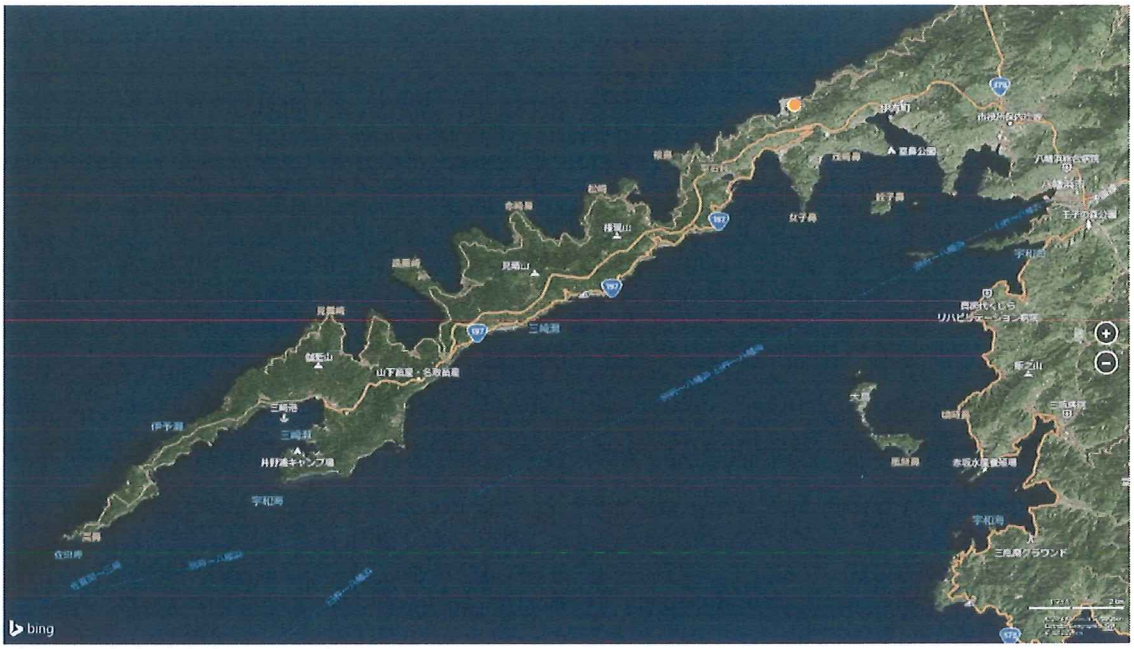
という比較的複雑な関数があるとし、A~F のそれぞれが、ある正規分布に従って、ある値を中心としたある範囲の値をとるものとする。その場合の f がどのような分布の値を取り得るかというのが問題であるとき、我々は、コンピューターを使って、実際にそれぞれの正規分布に従って発生させた数値を A~F に代入して、f をたとえば 1,000 回程度計算させ、その分布を把握することができる。このようなシミュレーション法の応用で、前述の葉っぱの運命占いをすること（滝壺に落ちてしまう確率を求めること）も理論的にはできるだろう。最近、サンディア国立研究所の専門家は、MELCOR コードに対してモンテカルロ法を用い、過酷事故における格納容器圧力の経時変化などに対し、そのバラつき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。

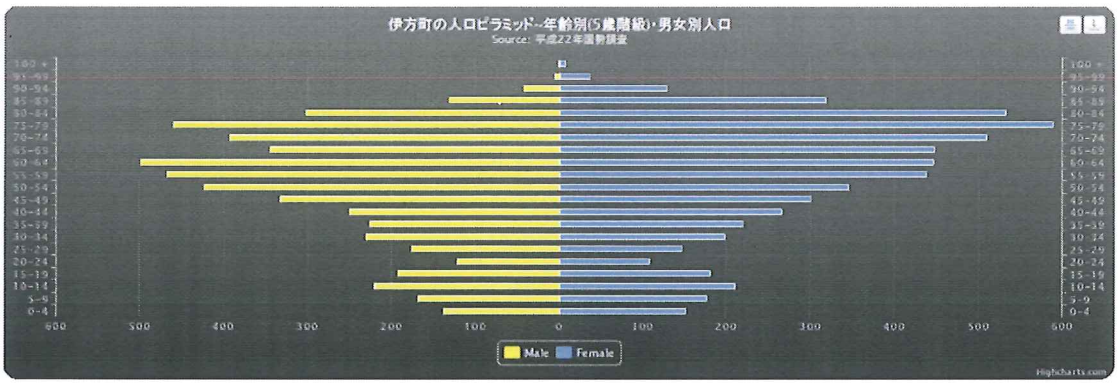
避難計画

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る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。

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ず、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。


伊方町
女子島
三崎港
三崎港
三崎港



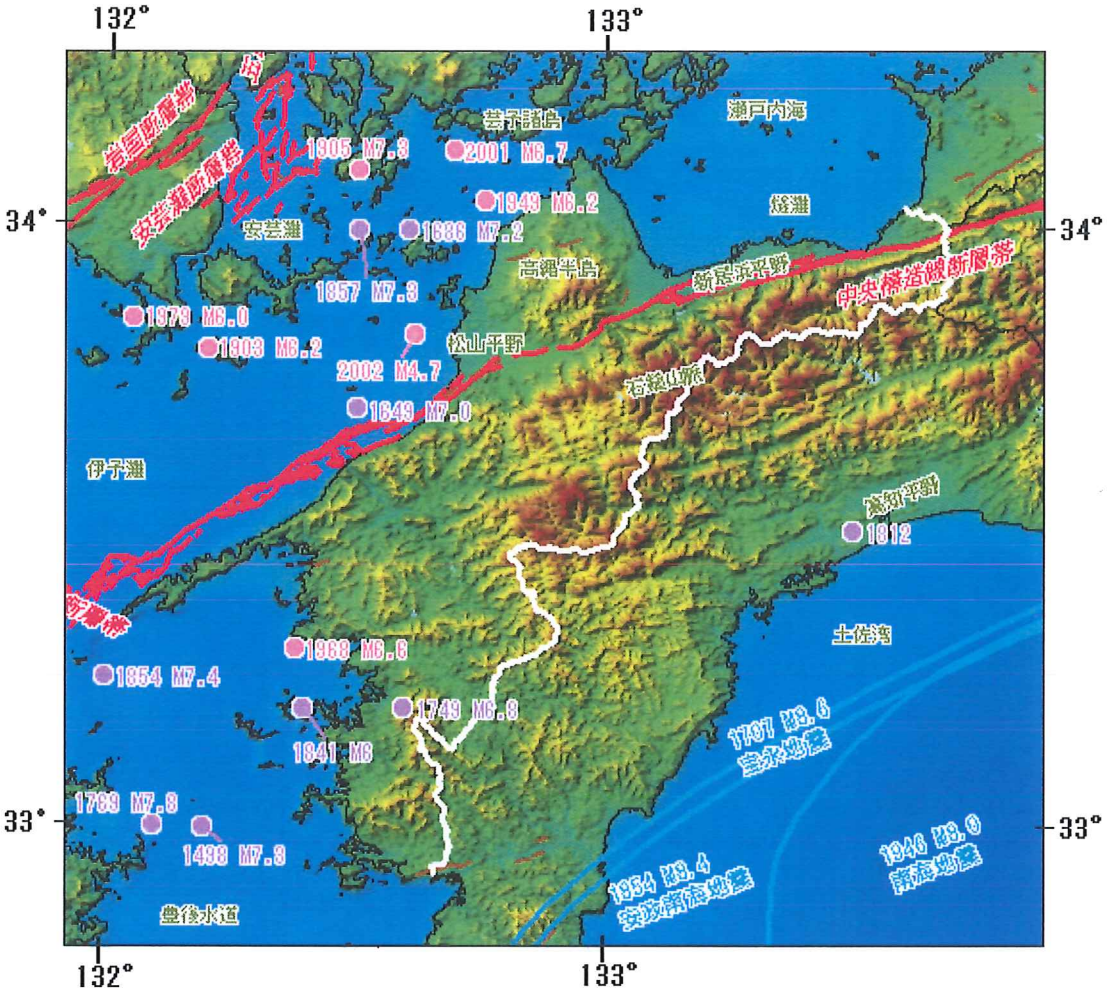
従って、原子炉事故が地震によって起こるものであると仮定した場合、そしてそれが津波の発生を伴う場合、従来の避難計画は、著しい危険を伴うものであると認識されるべきである。地震でところどころに亀裂や陥没が起こってしまった県道 255 号線は、暗黒の通行が極めて危険になるだろう。携帯電話も使えなくなってしまっては、使える道路、使えない道路も分からないまま避難することになる。

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。

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。

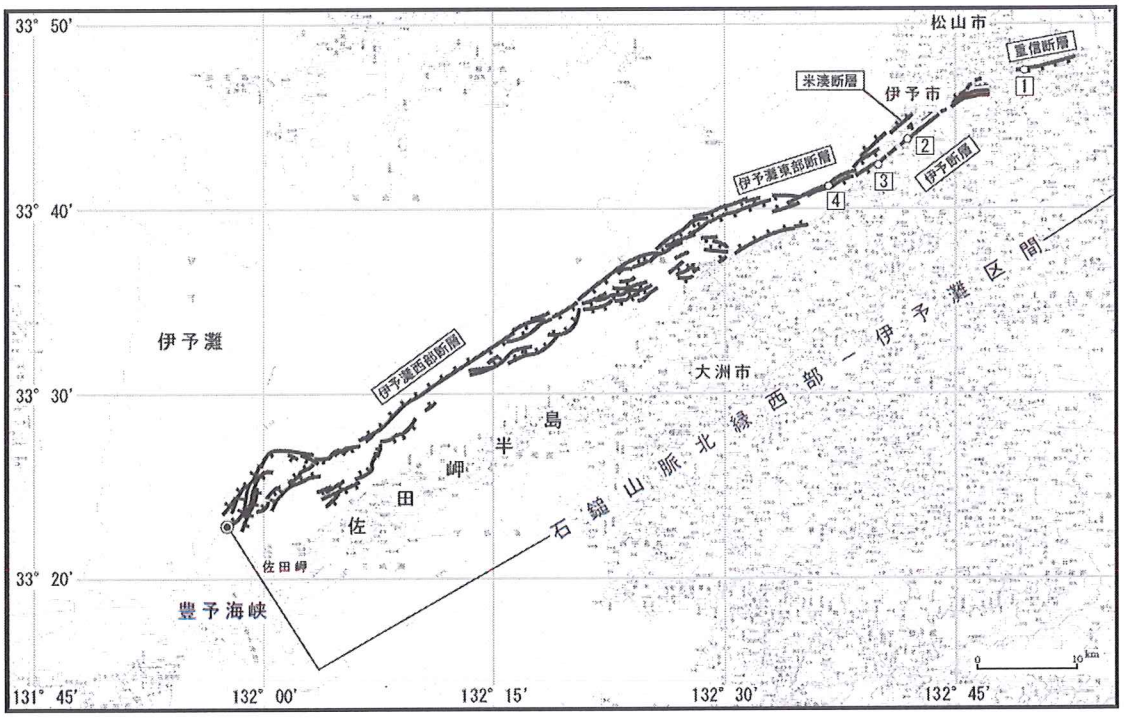
地質学上の立地要件

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。



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。

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後者である。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てみる。



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 以近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。

RG 4.7 “General Site Suitability Criteria for Nuclear Power Stations”, Rev.2 (April 1998)

C. Regulatory Position

1. Geology and Seismology

Preferred sites are those with a minimal likelihood of surface or near-surface deformation and a minimal likelihood of earthquakes on faults in the site vicinity (within a radius of 8km (5 miles)). Because of the uncertainties and difficulties in mitigating the effects of permanent ground displacement phenomena such as surface faulting or folding, fault creep, subsidence or collapse, the NRC staff considers it prudent to select an alternative site when the potential for permanent ground displacement exists at the site.

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。

RG 4.7 “General Site Suitability Criteria for Nuclear Power Stations”, (September 1974)

C. Regulatory Position

1. Geology/Seismology

Sites within about 5 miles of a surface capable fault greater than 1000 feet in length are generally not suitable for a nuclear power station. In any case, extensive and detailed geologic and seismic field studies and analyses will be required for such a proposed site.

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。

RG 1.208 “A Performance-based Approach to define the Site-specific Earthquake Ground Motion” (March 2007)

C.2.1 General

Generally, any tectonic deformation at the earth's surface within the Site Area [8 km (5 mi) of the site] will require detailed examination to determine its significance. Potentially active tectonic deformation within the seismogenic zone beneath a site will have to be assessed using geological, geophysical and seismological methods to determine its significance. Engineering solutions are generally available to mitigate the potential vibratory effects of earthquakes through design. However, engineering solutions cannot always be demonstrated to be adequate for mitigation of the effects of permanent ground displacement phenomena such as surface faulting or folding, subsidence, or ground collapse. For this reason, it is prudent to select an alternative site when the potential exists for permanent ground displacement at the proposed site.

Standard Review Plan

2.5.3 Surface Deformation (Draft Rev.5, August 2013)

It is important to note that no commercial nuclear power plant has ever been constructed on a tectonic feature with the potential for future surface deformation. ----- It is questionable whether it might be feasible to design for surface deformation with any degree of confidence that safety-related structures, systems, and components would maintain their safety functions if surface displacements occur in the future. -----

Consequently, it is NRC policy (e.g., RG 1.208) to recommend that any site located on a surface or near-surface feature with a potential for future displacement be re-located to an alternate site.

結局、活断層に対して米国では、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。

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徳さと冷淡さと、改めようとしない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。

2.5　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。

国民の安全に与る原子力規制庁の審査官について言えば、この程度の例が、事業者からの申請書を斜め読みしただけで頭に浮かんでくるようでなければ、明らかな資質不足である。また、これらが電力会社の社内検討で自発的に提起されることがなかったとするならば、それは、社員に何らかの萎縮があり、職場に安全文化がまだ芽生えてすらいないことの表れである。そして、もしそのような提起が実際にはあったにもかかわらず、規制関係者には伏せておこうとしたのだとするならば、それは相変わらずの「レギュラトリー・キャプチャー」の画策である。どのみち何らかの問題があると見るべきである。

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。

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）が原子炉圧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
- 原子炉圧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圧力容器内への空気の流入による水素爆発[46]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。

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が原子炉圧力容器内に投入されてから SBO に至った場合には、SiO_2 が水素によって還元されてガス性の SiO が発生すること、顕著な融点低下が起こり得ること、突然の SBO によって ECCS 注入弁が開いたまま作動不能となることなど、複雑で予測の困難な影響が起こり得る。

サリーの場合、核分裂生成物には、309.5 kgの白金族（Ru、Rh、Pd、Re、Os、Ir、Pt、Au、Ni）が含まれる。（SOARCA）　これらが加熱された状態のところに水素と酸素が爆発可能濃度で存在すれば、爆発が起こる可能性があり、それが爆轟となる可能性さえある。

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るべきである。

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～加圧器リリーフ・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）と呼ばれる追加系統の応用であるが、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。

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。

欠陥 5　TI-SGTR 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す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、TI-SGTR 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。

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 TI-SGTR 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。

TI-SGTR 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、TI-SGTR 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。

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。これらの実行について、言及がない。

これらはいずれも米国におけるテロ対策として、前者は 2004 年に米国科学アカデミー（NAS）が発行したレポートで勧告され、後者は米国原子力協会（NEI）によるガイドライン（NEI 06-12 Rev.2）で規定され、実際に福島事故の発生以前から運用されていた。

ここでの TD-AFWP のマニュアル起動とは、BWR プラントにおける RCIC の「ブラック・スタート」に相当するものである。RCIC の「ブラック・スタート」は、福島事故後、我が国の BWR プラントの運転事業者の中にも取り入れられるようになってきているが、TD-AFWP については詳しい状況が把握されていない。

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。

原子炉事故では、外部被曝と内部被曝が防護の対象となる。鉄筋コンクリート造りの建物の地下階や、地上階でも外周に面していない中央付近の空間は、外部被曝に対してかなりの遮蔽効果がすでにある。内部被曝に対しても、外部の空気を遮断して室内を正圧に保ち、フィルターを介して循環運転できる換気系を設けることで防ぐことができる。既存の設備で、少しのリフォームを施すだけで、シェルターとしての性能を大幅に向上させることが可能な建造物は、各所に少なからずあるものと期待できる。

佐田岬半島の住民は多くが高齢者であり、避難行動においては地理的に重大なハンデを負っており、そのような負担の少ない避難方法の採用や設備の提供について打診されるべきであったと思う。

3. 規制基準の問題点

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。私の個人的意見としては、むしろ、「何もそこまで」と思うほど厳しい。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。

原子力規制委員会自らが「世界一厳しい」と誇大広告して憚らないならば、私は、不本意ながら、これを聞かなくなるまで「世界一の甘さ」の側面を訴え続けていかなければならないと思っている。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り、取材にさほどの努力もコストもかからない。

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。

3.1　深層防護思想

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。

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。無論、無限に対応できるわけではない。「もし、マグニチュード 8 の地震が 1 時間おきに 10 回連続して起こったら」、「もし、地面から突然マグマが噴出してきたら」、「もし、50 機の爆撃機によって空襲されたら」といった what-if を、その守備範囲内から外に置いたとしても、おそらくほとんどの人々は反対しないだろう。しかし我が国の原子力の場合、世界の多くの国々が、守備範囲内に置くべきと決めている幾つかの重要な what-if や what-if-not への対応を、どうしてもその外側に置き続けたいと譲らない。

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っているのであるが、我が国の原子力関係者は、ほんの一部の専門家を除き、この事実に全く悩んでいる様子がない。

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、内部の者による幇助、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。

我が国の場合、米国のこのような DBT に、電力会社の自衛を期待することは到底無理であるにしても、どの程度の「手加減された攻撃」に対してならば対抗できるのかということさえも分からないが、他方、米国の深層防護は、この DBT の次の層を求める。すなわち、「もし、原子力発電所の戦闘部隊がテロリスト集団に負けてしまったら」というシナリオで、これがセキュリティ分野での「過酷事故」に相当する HAB(Hostile Action Based)である。「うちの精鋭部隊に限ってはテロリスト如きに負けるはずはない」と言って、次の層の備えの議論を絶ってしまうことは許されない。過酷事故の備えが規制要件である以上、当然 HAB の対応も規制要件となって事業者に課されることになる。

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。

3.2　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 を考慮すべきである。

what-if, what-if-not	影響	対策	伊方 3 号機
RCP シールの破損	RCP シール LOCA	高圧注水設備	×
加圧器逃し弁による一次系の減圧操作不能	原子炉圧力容器への低圧注水不可	主蒸気逃し弁の二次系減圧による一次系急速減圧	○
		高圧注水設備	×
主蒸気逃し弁による二次系の減圧操作不能	一次系の急速減圧不可	加圧器逃し弁による一次系の減圧操作	○
		一次系の急速減圧を担保せず高圧注水	×
一次系と二次系の減圧操作不能	原子炉圧力容器への低圧注水不可	高圧注水設備	×
逃し弁の開固着	LOCA(一次系)	炉心注水設備	△(低圧のみ)
既設格納容器スプレー(CSS)喪失	MCCI 反応による可燃性ガス、エアロゾルの発生。格納容器圧力の上昇。	代替格納容器スプレー(淡水)	△(海水依存)
代替 CSS 喪失		フィルター・ベント	×
可燃性ガスの爆発濃度形成	爆燃、爆轟	イグナイタ、触媒式再結合装置	○
直流電源喪失の重複	TD-AFWP の遠隔起動、運転不能	TD-AFWP のブラック・スタート、ブラック・ラン	?
補助給水系の水源喪失	TD-AFWP 運転不可	別水源(淡水)の確保	△(海水依存)
格納容器再循環ユニットの喪失	格納容器の圧力上昇	フィルター・ベント	×
IS-LOCA	放射性物質の外部環境への直接放出(グランド・レベル・リリース)	高圧注水を手段として含む原子炉圧力容器の冠水	×
TI-SGTR(主蒸気逃し弁開固着)		主蒸気逃し弁への排気管とフィルター・ベント追加	×
可搬設備に依存した人的対応の失敗	多様	多様	×(未評価)

3.3　ストレス・テスト

前項(3.2)で、RCP シールの破損と、加圧器逃し弁、主蒸気逃し弁の両者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[37]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。

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。

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。本来、ストレス・テストとは、パッシブ機器に対しては耐震性のみに対して、アクティブ機器に対しては、耐震性と耐環境性に対して実施が検討されるべきだった。

3.4　日本ブランド

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。

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が、そのことで米国を蔑むようなこともちろんしない。否、むしろその現実直視に共鳴する。

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。前々項(3.2 項)において、what-if、what-if-not の表に含めた幾つかの項目は、そのような日本製と日本人への誤った信仰を排除したものである。

3.5　地震による併発、誘発

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、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、我が国の解析でも、下表なようなリストが示されるべきである。

	発生インターバル（年）	10	50	100	500	1000
	地震加速度	設計基準値の倍数				
影響		1.0	1.5	2.0	3.0	4.0
安全機能への影響	制御棒挿入機能阻害（スクラム失敗）	○	○	○	△	×
	一次系大破断 LOCA	○	○	○	○	△
	主蒸気配管破断（二次系）	○	○	○	△	×
	加圧器逃し弁排気管破断	○	○	△	×	×
	格納容器スプレー・ヘッダー	○	○	△	×	×
	逃し弁（一次系、二次系）開固着	○	○	△	×	×
	復水貯蔵タンク出口配管破損	○	○	○	△	×
	冷却水配管破断、ポンプ故障	○	○	△	×	×
	非常用ディーゼル発電機故障（SBO）	○	○	△	×	×
	軽油タンク破損、漏洩、火災	○	○	○	△	×
	直流電源喪失	○	○	○	△	×
	使用済燃料プールの大規模破損	○	○	○	△	×
	誘発火災（配電盤、変圧器、燃料タンク）	○	○	△	×	×
緊急対応へ影響	消火水系配管破断	○	△	×	×	×
	淡水タンクの破損、流出	○	△	×	×	×
	緊急対応用道路の破壊	○	○	軽微	中度	重大
	緊急対応用可搬設備の損壊	○	○	○	△	×
	発電所員の負傷者	0%	0%	10%	15%	25%
	緊急対策室内設備の損壊	○	○	○	○	△
	気象観測塔の倒壊	○	○	△	×	×
	通信設備の損傷	○	○	○	△	×
	建屋内非常用照明の消失	○	○	△	×	×

○：健全性維持　　△：部分的な損壊　　×：完全な機能喪失

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、一次系の大破断 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。

このような議論は、初めに前掲のリストを作っておくことで、思いつきやランダムではなく、より体系的に行うことができるはずである。

3.6　設計地震加速度[13]

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これに定めている。1 回/10,000 炉年はおろか、1 回/1,000 炉年か、1 回/100 炉年　程度なのかもしれない。

しかし、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う。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。

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ものではなく、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。

3.7　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ない。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) 恒設があってこその仮設

「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

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。

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。

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・セイフ[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・セイフの動作として「閉」となるべきか、「開」となるべきかという議論がある。福島の事故では、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。

3.8　過酷事故対応とヒューマン・パフォーマンス

過酷事故対応の現実

今年 5 月末、いわゆる「吉田調書」なるものが朝日新聞の記事によって世間に知られることになった。私は、故吉田氏と旧知で、又、たまたま「吉田調書」の存在も知る立場にあったため、同記事によってようやく重要な真実が一つ明るみになったと安堵している。

同記事が出るまで、当時(2011 年 3 月 15 日)の東京電力と総理官邸との間の「撤退」を巡る一連の議論に関しては、次のようにその意図と行動が世間に理解されていた。すなわち、東京電力には、当時、完全撤退のような責任放棄の意思はいささかもなく、50 余名のコア・メンバーが残留する中、一時的に数百名を安全な福島第二原子力発電所で待機させるべく計画を立て、その指示に従って実行したものだったが、官邸側は「総員退避」とその意図を解釈し、再考を強く求めるために菅元総理が東京電力本店を急遽訪問して訓戒、説得した。

その後、菅元総理は自らに誤解があったとは認めてはおらず、むしろ当時の東京電力とのやり取りでは、東京電力には確かにそのような動きがあったと理解したと述べているが、東京電力は徹底してその否定を貫いた。ところが朝日新聞の同記事は、「吉田調書」は、当時の第二原子力発電所への一時待機が、指示に従った計画的なものだったのではなく、意識的に指示に背いた可能性さえもあるような離脱だったことを示唆している。

これに対し、吉田氏と 50 余名のコア・メンバーの行動をある種の「英雄伝」として書いた某作家は、同記事をいい加減な捏造情報で、日本を救った勇者を貶めていると反発している。

感動的な英雄伝は、架空の物語ならばそれでもよいが、実際の原子炉の設計に関する限り、その最終的な安全確保が、そのとき偶然出現するかどうか分からない勇者らの決死の覚悟と行動によって辛うじて繋ぎ留められなければならないほど脆弱なものであっては絶対にならない。そのことは、福島事故について述べている海外のレポートにも記載がある。又、このような設計思想は、前述した EUR の「6 時間ルール」、「12 時間(目標 24 時間)ルール」ともなっている。つまり、事故収束のために人が命を投げ出さなければならない設備など、軍事設備ならばまだしも商用設備としては初めから設計が不適切である、という考え方が根底にある。

非日常的な状況下での英雄伝や美談が好きの方々には少々申し訳ないが、一連の福島事故の収束活動については、余りあのように脚色されて語られても、害こそ心配で、後世の役に立つことはない。(ただし、作家には原子力安全に貢献しなければならない義務はなく、そのような作品を発表する自由があること、私の視点とは別に社会の役に立っているのかもしれないことは理解している。) 吉田氏は、私に対してもメディアの取材に対しても、「怖かった」、「死ぬかと思った」と繰り返し語った。それは、徳川家康が三方ヶ原の合戦の屈辱を教訓として後代に残すため、側付きの絵師にわざわざ自身の醜態を描かせたように、氏が本当に伝えたかったのは、圧倒的な事故の凄まじさを前にした自分たちのありのままの「ほうほうのてい」だったからだと思った。氏の心中は、達成感ではなく、思い通りに捌けず大事に至らせてしまったこ

との口惜しさ、少しは役に立つこともあったが多くの状況下で足手纏いなだけだった本社に対し強い反省を促したい思いで占められており、それが英雄として祀り上げられて誤魔化されることを、氏はさぞかし嫌がっただろうと私は気の毒に思う。

ならば、脚色しない原子炉事故の収束活動の真実とは何だったのか。比較のため、福島の前に、まずはチェルノブイリでのことから簡単に振り返ってみる。

1986 年 4 月 26 日。チェルノブイリの運転員は、中央制御室の計器にひびが入るほどの強い 2 度の衝撃の原因が、核暴走が引き金となって炉内で破断した多数の給水管から噴出した水が、高温の黒鉛や燃料に触れ、水蒸気爆発[45]を起こしたことによるものだと推論した。建屋内にいた 2 人が、これによって爆死した。単なる水蒸気爆発だったのか、水蒸気と黒鉛、ジルコニウムが反応して生成した水素、一酸化炭素も爆発に寄与していたのかについては諸説がある。とにかく原子炉を冷やさなければならないと考えた別の 2 人の運転員は、最高 200Sv/h もあったといわれる超高線量(人間の半致死量は 3.5Sv)の原子炉建屋の中に入っていき、高濃度の汚染水に浸かりながら弁を操作し、数時間にわたって原子炉に注水を行った。これを終えて原子炉建屋から出てきたときには既に皮膚障害が現れ、結局 2 人は、5 月 10 日と 14 日に落命した。ソ連のプラント職員には軍の職位もあり、階級が特進されメダルが贈呈され、遺体は亜鉛の柩に遮蔽されて埋葬された。ところが、このような命を懸けた作業だったにもかかわらず、原子炉への注水は 10 時間で打ち切られている。

爆発で飛散した灼熱の黒鉛で、防水用に屋根に塗ってあったアスファルトに火がつき、火災が発生した。事情を理解しないで駆けつけ、地面に飛び散って湯気を立てている黒鉛の破片を手に取り、大量の被曝をしてしまった消防士もいたという。

次に起こる事象として、炉心が地階にある圧力抑制室のプール(バブラー・プール)に溶け落ち(メルトスルー)、より強大な 3 回目の水蒸気爆発が発生することが恐れられた。一刻も早くプールの水を抜くための作業に 3 人が志願し、暗黒のプールに潜水してこれを行った。終わって間もなく急性障害に襲われ死亡した。大量の水を蓄えたプールに炉心の溶融物が大量に落下したとき、果たして本当に水蒸気爆発が発生するか否かについては、我が国の電力会社は否定的な立場をとっており、たとえば伊方 3 号機の場合には、49 分以内に代替格納容器スプレー・ポンプを起動させ、むしろ積極的にそのような「プール」を確保する考えでいる。もしこの考えが正しいのであれば、あのとき潜水した 3 人は、命を懸けてかえって事故収束のために良くないことをしたことになる。しかし、水蒸気爆発に関しては、ヨーロッパでは今も慎重さを緩めてはおらず、こちらの説が正しい場合には、更に重大な 3 回目の爆発が、3 人の犠牲によって防がれたことになる。ここでも真実は分からない。

メルトスルーした炉心の溶融物は、予想された通り、3 人の懸命の潜水作業によって空にさせられたバブラー・プールに崩落し、更にその下階に落ちていくのが心配された。そこには 20,000 トンの水が溜まっていた。2 人の運転員が、高濃度の汚染水に浸かりながら、命懸けで弁を操作して炉心に注ぎ込んだ水がそこにあったのである。今度は、この水に炉心の溶融

物が崩落したときの水蒸気爆発が懸念され、大勢の消防士達が、ポンプを使っての汲み上げに奮闘した。この行動によっても、やはり大量の被曝をした何人かが亡くなった。2 人の運転員の行動は必須なものだったのか、単にその後で他の消防士の死を連鎖させただけだったのか、これも真実は分からない。

水蒸気爆発への恐怖はまだ終わらない。メルトスルーは、最地階の床を貫き、地下水との接触によって発生することが懸念された。油井掘削ドリルを使って穿孔し、5 月 4 日からは液体窒素が注入され、土壌をマイナス 100 度に凍結させる作業(いわゆる「凍土壁」)が着手されたが、すぐに放棄され、代わりに地階にコンクリートが注入された。

原子炉建屋の周辺に散乱した瓦礫処理には、ソ連全土から集められた兵士が人海戦術として充てられた。例の黒鉛の破片の放射線レベルが凄まじく、初めに投入されたロボットが電子部品の故障で動かなくなってしまうため、その代わりとなる「バイオ・ロボット」として投入されたのである。作業時間は 40 秒のはずだったが、大量被曝を受け入れた兵士もいたらしい。死の床で、「口の中で金属の味がした。顔面全体が針で刺されているようにチクチクした。」と五感では感じないはずのその時の被曝の感覚を多くの被曝者が形容したとも伝えられている。

原子炉の黒鉛火災は 5 月 9 日まで続いたが、消火と放射性物質の放散抑制のため、事故発生の翌日からそれまでに、約 5,000 トン(砂と粘土が 1,800 トン、鉛 2,400 トン、ドロマイト 600 トン、炭化ホウ素と燐酸ナトリウム 40 トン)がヘリコプターから投下された。その飛行回数はこのような短期間だったにもかかわらず、1,800 回にも及んでいる。

今で言う「コア・キャッチャー」、すなわち冷却スラブが原子炉の真下に造られている。これでメルトスルーを食い止め、地下水との接触を断つためである。400 人の炭鉱作業員が動員され、168m の地下トンネルが掘られ、6 月 24 日に完成した。いわゆる「石棺」は 5 月 20 日から短期間で設計され、6 月から 11 月までに施工し、完成までわずか 206 日間の突貫工事だった。

さて、25 年後の福島事故はどうだったか。1～4 号機に SBO が発生後も、まずはしばらく水没した敷地から津波が引くまで待機。その後、計測系を仮復旧するためのバッテリーの収集や電源確保、注水の準備が行われたが、余震の都度作業を中断して所定の場所に集合し、人員点呼を行い、安全確認をしてから持ち場に戻って行く。

1 号機の非常用復水器はほとんど活かされることなく、胴部にたっぷり冷却水を残したまま早々に隔離されている。21 時 50 分頃には、放射線レベルの上昇により原子炉建屋への立入規制が指示されているが、北側エアロックで 1.2mSv/h(0.0012Sv/h)が測定されたのは、それから 1 時間後の 23 時であった。(チェルノブイリの運転員が入っていった原子炉建屋は最高 200Sv/h。)

構内にあった 3 台の消防車のうちの 1 台は津波で故障。もう 1 台も津波の瓦礫によって 5、6 号機側で足止めされた状態。最後の 1 台を 3、4 号機から 1 号機の注水用に移動し終えたのは 12 日午前 2 時頃だった。しかし、その後も原子炉圧力容器への有効な注水ができ

ず、格納容器のベントに注力。100mSv の許容線量を守るため、作業時間を 17 分に制限してトーラス室に向かうも、最初の隊は目的の場所に到着する前に引き返し、それでも 106mSv を被曝。次の隊は作戦延期。ようやくベントに成功したのは、12 日の 14 時 30 分頃。原子炉建屋が水素爆発[46]を起こしたのは、それから約 1 時間後のことであった。そして、原子炉圧力容器に海水が注入されるようになったのは、更にその 4 時間後であった。

以上を見る限り、我が身の危険を顧みない勇敢な緊急対応要員によって、分刻みでテキパキと正確に作業が進められていったという様子ではないことがわかるだろう。注水用のディーゼル・ポンプは燃料切れで停まってしまい、燃料を入れて起動しようとすれば、今度はバッテリーがなくてエンジンがかからない。そのようなことが度々繰り返された。

2 号機の場合、初期の危機から 3 日近くも原子炉を守り続けたのは、人ではなく RCIC という蒸気駆動式の高圧ポンプだった。あらゆる保護機能も制御機構も失われ、かってに黙々と回り続けた。これだけの時間的な猶予がありながら、なぜその間に次の準備ができていなかったのか。決して何の準備をしないで手を拱いていたわけではない。しかし、3 月 12 日 15 時 36 分に 1 号機で水素爆発が発生したとき、完成しかけていたそれまでの仮設電源布設作業が、水泡に帰してしまっていた。電源車もケーブルも使えなくなってしまい、作戦は、格納容器ベントへと変更された。これもほんのあと少しというところまできていた 3 月 14 日 11 時 01 分、今度は 3 号機で爆発が起こり、やはりそれまでの作業が台無しになってしまった。このような不運さえなければと、さぞかし関係者は思ったことだろう。しかし、これが現実の厳しさということなのではないだろうか。結局、3 日間ものチャンスを活かしきれず、RCIC が遂に停止した 3 月 14 日 13 時 25 分頃から、2 号機の運命は暗転した。

3 号機には更に別の幸運も与えられていた。直流電源が活きていたのである。これで、1、2 号機ではできなかったことのさまざまなことが可能になった。3 月 11 日の 22 時頃には、小型ポータブル発電機を使って、中央制御室の照明を回復させることさえ出来ていた。高圧注水系(HPCI)を運転することも可能であった。そうして、3 月 13 日の未明までは、原子炉の冷却を確保することが可能であった。しかし、またもやこのチャンスも活かすことはできなかった。3 月 13 日 9 時頃には、格納容器ベントの操作も成功した。しかし、すでに大量の水素ガスが原子炉建屋に流出してしまっており、それが 3 月 14 日 11 時に爆発した。そればかりか、せっかく苦労して行ったベント操作が、大量の水素ガスを 4 号機の原子炉建屋に流し込むことになり、行っていなければ起こらないで済んだ 4 号機の爆発さえも引き起こしてしまった。(3 月 15 日早朝。)真実が曖昧だった撤退云々は、この直後の行動に関したものであった。

警視庁からは 11 名の機動隊員が高圧放水車と共に現場に進出し、東京消防庁も 17 台の消防車と 53 人のハイパーレスキュー隊員を送り込み放水や給水を支援した。自衛隊はヘリコプターを出動させ、4 回の散水を行った。しかし、それらを駆使したどのような活動も、それらの成果においては、1 台の RCIC ポンプのそれに遥かに及ばないものだったと言わざるを得なかった。

以上のような全体的な流れの中からでも、選択的に幾つかの事実や証言を拾い集めれば、英雄伝や美談のようなものを１つや２つ綴ることはできるだろう。

1、3、4 号機と 3 基の原子炉建屋が爆発し、周辺には瓦礫が散乱し、離れたところにある建屋の壁も爆風で損傷していた。鼓膜の破裂した人、眼底出血した人が多くいたのではないかと私は心配したが、意外にもゼロだったという。結局、事故対応での死者はゼロ。この都合のよい事実を利用しない手はないとばかりに調子に乗り、「福島事故では誰も死んでいない」、「だから日本の原発は安全」、との論を世間に堂々と披瀝し、そのあまりの我田引水ぶりに顰蹙を買った政治家、評論家、産業界の重鎮もいた。要は、福島事故の初期対応が、チェルノブイリ事故でのように、「味方の屍を乗り越えて」と表現するほどの決意で臨んだものではなかったことによるものなのだが、その「成果」の代償が頭をよぎることもなく、飄然と、あるいは得意気にそのような発言をする無知と冷酷さに国民は唖然とさせられ、福島の避難住民は、さぞかし悔しさと憤りに身が震える思いだっただろう。

ソ連は、事故発生日の翌日（1986 年 4 月 27 日）にはヘリコプターで 150 トンの遮蔽材（鉛）、消火材（ドロマイト）、吸着材（砂、粘土）を火炎の上がる原子炉に投下しており、翌 28 日は 300 トン、29 日には 750 トン、30 日は 1,500 トン、そして 5 月 1 日には 1,900 トンと、連日投下量を増やしていった。それでも、燃え盛る黒鉛の火炎と共にエアロゾル化して気中に舞い上げられた燃料は、全炉心内蔵量の 5% にも達したが、鎮火ができていなければ、さらに大量にヨーロッパ、否、北半球の広域に拡散されていただろう。我が国の場合、果たしてチェルノブイリの火災を消すことが出来ただろうか。自衛隊は 4 回の散水で早々と作戦を終え、消防庁ハイパーレスキュー隊は、総理大臣の依頼から放水開始まで 2 日以上（3 月 17 日 07 時～3 月 19 日 14 時）も移動と準備に時間を要している。

余震の度、点呼をとるため安全な場所に集合する。許容被曝線量を守るために任務を断念して撤退するか延期し、後の機会を窺う。そして、いよいよもう無理だというときには撤退。このような事故対応要員の「安全第一」が、我が国の過酷事故対応の際の最優先だとするならば、高汚染水に浸かりながら炉心への注水を操作したり、ましてその中に潜水をしたり、あるいは「バイオ・ロボット」としてチクチクするのを感じるほどの高線量下で作業を行うことなどは、到底できることではなかっただろう。

しかし、原子炉事故の非情さは、悲壮な覚悟をして自己犠牲的行動（=英雄的行動）をしても、それが好ましい結果を保証してくれることなのか、逆に悪い出来事のきっかけになってしまうのか、事前には分からないという点である。チェルノブイリでの炉心への注水作業は良かったのか。バブラー・プールの水抜きは正しかったのか。地階に溜まった 20,000 トンの水抜きは本当に必要があったのか。福島の場合でも、やっと行うことができた 3 号機の格納容器ベントによって、4 号機の原子炉建屋を吹き飛ばすことになってしまった。勇気も命もその尊さは無視され、郷土愛の深さも届かず、原子炉事故の気紛れさに空振りさせられてしまう。「いっそのこと、もう一回強烈な津波が来て、そっくり海に持って行ってくれたら・・・。」 後に「フクシマ・フィフ

ティ」と呼ばれた中の一人が、心底そう願ったと私に語った。もちろん、そのような奇跡が救ってくれることもない。

ヒューマン・パフォーマンスの限界

精神論が実践でどれほど役に立つものかは、洗面器を 70℃の湯で満たし、そこに人差し指を入れて何秒我慢できるか実験でもしてみれば分かるだろう。我々は、たったこんなことにさえ、何秒も耐えることができない。チェルノブイリの「英雄」たちは、まるで、こんな湯の中に潜り込むようなことをやってのけた。福島の場合には湯が冷めるのを待った。チェルノブイリでは、燃え盛る炎にまともに向かって火を消した。福島では、火勢がだいぶ低下してから火を消した。このように譬えて違いを表現したとしても、福島の事故対応者を貶すことにはならないと思う。1 号機の場合には、炉心損傷が十分進展し、原子炉圧力容器の圧力保持能力が喪失してしまったことで、逆に注水がし易くなった。2 号機の場合には RCIC 系が、3 号機の場合には RCIC 系と HPCI 系が、予想に反して長時間稼働し、これらが「猛火」の対応をしてくれた。特に RCIC の耐久力には、米国の BWR 関係者も多くが驚いている。解析上は 5.2 時間しか担保されていなかったのが、約 70 時間も原子炉を冷やし続けたからである。元々故障や欠陥の多い系統でもあった。もし、あの高い耐久性の陰に、担当したメンテナンス業者のノウハウと精魂込めた作業があったのだとしたら、彼らにこそ最大の賛辞が向けられるべきかもしれない。

原子炉への注水は、「ガス欠」で 2 回も停まった。3 号機の水素爆発は、1 号機での後、十分に予想されていながら防ぐことができなかった。2 号機の炉心損傷は、RCIC が 70 時間も守ったにもかかわらず発生をゆるしてしまった。批判すべきことではなく、そもそも、過酷事故におけるヒューマン・パフォーマンスとは、これらのことが当たり前なのではないかと思う。世界でトップクラスのアスリートが、練習で 99% 成功している技を大会の本番で失敗するシーンはよくある。緊張感を高め、何度反復練習をしても失敗は起こる。まして、想定外が次々と連発的に起こる複雑性とランダム性のある過酷事故を、冷静に正確に捌けるはずはない。

多数の作業ステップからなる人的対応に 100% 依存する対策である代替格納容器スプレーを、49 分間の時間制限内で行うことの可否、その遂行の成功率を高くするための方法、こういった議論は、議論としてまでならば良いとしても、これに重大な事故の成り行きを託し、その達成が、そのときの状況によって、「英雄的行動」以外にないかもしれないようでは、それは有効な過酷事故対策と見做されるべきではない。過酷事故対策の設備としては、可搬式の仮設を用意する前に、まずは恒設として備えられるべきこと、アクティブ設計よりもパッシブ設計が採用されるべきこと、どうしてもアクティブ設計とならざるを得ない場合には、マニュアル操作ではなく自動起動・制御方式であるべきこと、すなわち、ヒューマン・パフォーマンスに極力左右されない選択が考慮されるべきである。過酷事故対策は、一旦承認されてしまえば、当該の原子力発電所がその運転寿命を全うするまで適用され続ける可能性のあるものである。従ってそれは、特別に認められる例外はあるにしろ、今の運転担当者や今の規制担当者だけにとっ

て容認可能であるという信頼性のおぼつかないものであってはならず、そのような低質なものが、将来代々にわたって押し付けられていく「ロシアン・ルーレット」であってはならない。

過酷事故対策に適した設計

2001 年のテロをきっかけに、米国の新型炉（US-ABWR）の設計に導入された新系統がある。AFI（Alternate Feedwater Injection）と呼ばれるものがそれである。航空機テロによって、原子力発電所が火の海になり、全交流電源喪失（SBO）と直流電源の喪失が発生したときのための設備である。この設備は、次のように使われる。

他のどの主要な建屋からも 90m 以上離れたところにある耐火構造の「AFI ポンプ室」に駆け込む。同室には専用電源があり、AFI ポンプと 3 台の電動弁、そして簡単な計器ラックが設置されており、原子炉圧力容器の圧力と水位、サプレッション・プール〈24〉の圧力と水位、AFI ポンプの吐出圧力と流量、および専用タンクの水位だけが表示される。同室の外には、1,000m^3 強の淡水が蓄えられた専用タンクがある。誰か一人が、耐火服を着て火の海を潜り抜け、手ぶらででもこの部屋に辿り着くことさえできれば、あとは中央制御室とプラント運転員が全員いなくなっていたとしても、たった一人で原子炉を守ることができる。

AFI ポンプは、原子炉圧力容器の圧力が安全弁の設定圧まで上昇したときでも、180m^3/h の流量で注水できる強力な高圧ポンプである。その吐出配管は、同ポンプ室から地下に布設され、原子炉建屋の主蒸気トンネル室〈23〉に入り、原子炉冷却材浄化系戻り配管に接続される。ここから先は、何台かの逆止弁を経由して、2 本の給水系配管を通って原子炉圧力容器に直行している。

耐火服を脱いで直ぐにすべきことは、原子炉圧力容器の水位と圧力の確認である。水位が下がっていて圧力が高いときには、中央制御室からの制御が不能になっている可能性がある。迷わず AFI ポンプを起動させ、取り敢えずは同ポンプの吐出を専用タンクに戻して循環運転をしながら、もう暫く原子炉圧力容器の水位の回復を待ってみる。回復の兆しが見られないときには、ポンプの出口弁を操作して、原子炉圧力容器への注水に切り替える。原子炉水位を安定させたら、何とか外部と連絡を取り、8 時間以内に専用タンクへの補給を確保する。

原子炉圧力容器に送られた水は、蒸気となって、かってに主蒸気安全弁からサプレッション・プールに排出される（パッシブ）。サプレッション・プールの水位と圧力が徐々に上がっていくが心配することはない。十分圧力が高くなったところで、かってにラプチャー・ディスク〈48〉が破裂して（パッシブ）、汚染していない蒸気が大気に出て行くだけだからである。

米国にプラントを売り込もうとする我が国のメーカーは、積極的にこの AFI システムを設計パッケージに盛り込んでいるが、肝心の我が国の BWR に対する安全対策としては提言せず、原子力規制委員会は、そのことに気付いていない。私がコンサルタントとしてこのシステムの存在を東京電力に初めて紹介した 2009 年 10 月から 5 年半が過ぎてしまった。レギュラトリー・キャプチャーは、まだ終わっていない。

今更悔いても仕方がないが、耐震性と耐火性に加え、水密性も備えたAFIシステムが福島に設置されていれば、事態は淡々と処理され、静かに確実に、1,000人の緊急対応要員、自衛隊、消防隊員、警察機動隊員よりも優れた働きをしていたはずである。そして、事故調査委員会が設置されることもなく、英雄伝が出版されることもなかっただろう。その一方、原子力安全・保安院は、今も昔のまま存続していたことだろう。

フィルター・ベントとコア・キャッチャー

過信は禁物で、あっさりと肩透かしを食らわされてしまう事故シナリオ(格納容器バイパス)もあるが、これらの追加設備が大幅に原子炉事故の進展を緩和してくれるシナリオがあるのも確かである。従って、我が国がフィルター・ベントの設置を規制要件化することは、合理的ではある。ただし、ヨーロッパでは、チェルノブイリ事故の以前からそのような動きが始まっており、福島事故の前には、フランスの全PWRプラントを含む145基中113基(78%)に設置済であった。従って、我が国が今頃になってこれを規制要件化したから言って、何ら先進性のある話ではない。むしろ我が国のフィルター・ベントの設計には心配な要素がある。MCCI(原子炉圧力容器から崩落した溶融炉心デブリとコンクリートとの反応)を考えていないことと、作動が手動弁の開操作という人的対応に依存している点である。MCCIが考慮されていなければ、大量に発生するエアロゾルによって、フィルターが早々に閉塞してしまうかもしれないのであるが、そもそもMCCIなど起こらないのだと胸を張って言う。これまた人的対応により、溶融した炉心デブリが崩落する前には、その下に十分な水量のプールを用意することができるはずだからとその理由を説明する。

ベント弁の運転員による操作を不要化するため、パッシブな装置であるラプチャー・ディスクを用いるという欧米の最近の設計概念は、私にはとても納得できない理由によって、とにかく我が国には採用されていない。MCCI対策用のプールも、せっかく無人のパッシブ設計が考案されUS-ABWRには採用されているのに、我が国はこれを受け入れていない。ヨーロッパは、むしろ、プール水で溶融デブリの崩落を受け止めようとする概念そのものに対して慎重で(完全に払拭できない水蒸気爆発[45]の懸念があるため)、1990年代の中頃からコア・キャッチャーの設計が研究されてきた。これもパッシブ設計であることは、言うまでもない。

テロ対策

自然現象は、無慈悲ではあるが、その気儘さが、結果的に手心を加えてくれることにもなる。福島第二原子力発電所の高起動変圧器がそうだった。しかし、テロの場合はそうはいかない。偶然ではなく、より計画された通りに展開される可能性があるからである。私は、時々飼い猫の攻撃によってキーボードの上を歩き回られ、無意味なパスワードのような文字列が画面にタイプされるという被害を受けることがある。しかし、どちらかといえばこれは「自然災害」に近い。猫にこれを1億回やらせたとしても、おそらく、偶然 "I am a cat." と画面に現われること

はないだろう。しかし我々は、意図してタイピングすることで、確実にそのように、あるいはもっと長文にして “I am a smart cat. You are a stupid master.” とさえ難なくできてしまう。

過酷事故対策は、複雑にするほど潜在的なテロリストに対して「付け入る隙」を作ってしまう。テロリストの潜在的な標的が、設備だけと限らないことも、数々の事件の報道から明白である。せっかく訓練した過酷事故対応が、自然災害などでは絶対に有り得ないような手段によって、簡単に妨害されてしまう可能性がある。その場合でもプラントを守るのが「パッシブ」であり、「自動」である。マグニチュード 8 の地震が 1 時間おきに 10 回連続して起こる可能性は、猫が偶然上述の長文をタイプするのに相当するほどの殆どあり得ない出来事かもしれないが、テロリストによる設備や職員に対する巧妙で効果的な攻撃が起こる確率は、猫が "cat" とタイプする確率以上かもしれない。過酷事故対策は、自然災害を起因とした場合だけでなく、テロ攻撃を起因とした場合に対する効果も考慮しなければならない。その場合には、人的対応は役に立たず、パッシブの優越性が発揮されるはずなのだが。

ユニット[21]間の連鎖

福島第一原子力発電所 2 号機には、RCIC 系の思わぬ活躍のおかげで、3 日間もの対応猶予が与えられた。しかし、なぜこれほどの幸運を活かしきれなかったのかといえば、テロ攻撃ならぬ、1 号機と 3 号機の水素爆発[46]による妨害であった。福島事故の教訓の一つは、外部からのテロ攻撃がなくても、同一発電所内の任意の原子炉事故が、隣接する他ユニットの事故対応を著しく妨害するという現象であった。このことは何を意味するか。複数ユニットが設置された原子力発電所の過酷事故評価と対策は、その中の最も脆弱なユニットに対して最初に済ませ、次に 2 番目に脆弱なユニットに対してこれを行ない、最も堅牢と思われるユニットに対しては最後という順番で行う必要があるということである。(より厳密には、全基に対して同時に評価と対策を行うべきである。)

ところが、我が国の事業者と原子力規制委員会は、まさにこれと正反対の順序で審査を行おうとしている。より堅牢なユニットの優越性がより脆弱なユニットの劣等性を補完してくれるものならばそれでも結構だが、現実はそうではなく、むしろより脆弱なユニットの劣等性がより堅牢なユニットの優越性を台無しにしてしまうことが、福島事故の実証した事実だったのである。つまり、複数ユニットで構成される原子力発電所の場合、人的対応への依存性が高いほど、全体としての安全性が、その中の最劣等のユニットに支配されてしまうという意味で、「リービッヒの最小律」、「ドベネックの桶」のようなイメージを考慮する必要があるということである。

このことを教訓とするならば、一層、人的対応を最小限にし、設備のパッシブ化や自動化を図るべきとの結論に達するはずなのであるが、実態はそのようになっていない。

インフォームド・コンセント

過酷事故対策として人的対応への依存を最小限にすべきであるとの所見はここまでで十分に述べた。我が国の考え方がそうであるように、それが一次的、主体的であることに対し、私

はこれを基本的な欠陥であると考え大反対であるが、だからと言って、可搬式設備を使った人的対応の備えが全くなくてもよいと考えているわけではない。

可搬式設備を使った人的対応のためには、実用的なマニュアルが必要である。事業者がこれを作成し、規制者が入念にチェックする。それは大事なことである。しかし私は、これよりも重要なマニュアルがなければならないと考える。過酷事故対策は、「ホワイト・カラー」だけの仕事ではない。事故が現実に起こるまでの対策をしっかり整備するところまでは、規制者、有識者、経営者の責任であろうが、いざ事故が起こってからの対応は、発電所内の実務者の勇気ある行動力にかかっていることを思い出す必要がある。

福島の事故対応者が気の毒だったのは、何に対していつまで恐れ続けなければならず、何に対していつから安心してよいのか全く分からない状況に終始置かれていたことであった。突然の再臨界〈8〉による核爆発、水素爆発、水蒸気爆発、それらに伴い飛んでくるかもしれない瓦礫ミサイル、大量に放出される放射性物質による高線量被曝の急性放射線障害。空になった使用済燃料プールのジルコニウム火災〈42〉。「死を覚悟した」そうではあるが、具体的にこれらのうちの何に自分が襲われるかもしれないのか実際には知らず、聞くこともできず、誰も進んで教えてはくれなかった。これらの中には、理論的にはあり得ない事象や、時間の経過と共に可能性が激減していったものもあったのだが、落ち着いて整理をすることもできないまま、漠然と恐怖を募らせていたに違いない。

しかも、そのような恐怖を感じていたのは、原子炉工学を習得していない現場の作業者達だけではなかった。当時の原子力安全委員会の委員長でさえ再臨界〈8〉に関する問いに曖昧な答え方をして不安にさせ、海水注入を巡って混乱が起こり、原子力委員会の委員長も、解析に必要な情報もプログラムもなかったから仕方がなかったのかもしれないが、後日明らかにされた「最悪のシナリオ」を提示して政府関係者を恐れさせた。そのシナリオ（4号機の使用済燃料プールのジルコニウム火災）の精度は今日まで検証されていないが、自衛隊、東京消防庁の消防隊員、警視庁機動隊の隊員らを恐れさせるには十分だったようである。報道される彼らの活動に、本来の実力が発揮できていないと感じたのは私だけではなかったはずである。皆、単なる情報不足のため、危険の虚実が入り交じり、しばしば実在しない恐怖に振り回され、死の淵に立たされていると錯覚させられていたように思われる。

事故対応要員にとって、可搬式設備のマニュアルよりも重要なマニュアルとは、以上のような恐怖への対処法を示したマニュアルのことである。それこそが、何に対していつまで恐れ続けなければならず、何に対していつから安心してよいのかを解説し、具体的な危険に対し、それがどの程度のものなのか、どうすれば身を守れるかを予め教えてくれるものとなる。このようなマニュアルを作って研修を行い、事故対応要員として登録されることに合意してもらうインフォームド・コンセントがなければ、過酷事故対応は、不法な強制労働になってしまうのではないだろうか。否、そのような丁寧なプロセスの欠けた過酷事故対応の体制など、そもそも認められるべきではないと私は考える。

そのような研修の後のインフォームド・コンセントは、どのような項目に対してなされるべきか。自分の遺体が亜鉛の棺に納められる可能性があることまで含む必要があるかどうかは分からないが、死傷の可能性があること、急性、晩発性の放射線障害を受ける可能性があること、その場合に相応な補償や治療が受けられることくらいはカバーされるべきである。しかし、もっと厳しい現実があるかもしれない。所定の労働時間を超えて延々と働き続けなければならないこと、任務期間中は離脱できないこと、自宅や近所の惨状を放置して現場に駆け付けなければならないかもしれないこと、等々。又、例の「49 分」が成立するためには、余震があっても津波警報が発令されても、絶対に持ち場を離れず作業をし続けることが不可欠となり、そのようなことへの同意も必要になる。

専任の事故対応チーム

命からがら危機を脱した福島第二原子力発電所の当時の幹部が、一年以上経った後、次のような意味のことを語った。「私達は、自分たちの無力、無能ぶりを嫌と言うほど感じた。ケーブルを引っ張る力仕事くらいはできたが、そのケーブルの端末処理（硬い外側のケーブル・ジェケットや被覆材を剥ぎ取って、アルミニウム製の「ラグ」を油圧の専用工具を使って取付ける作業）さえ、碌にやり方を知らず、協力企業の作業員がやってくれるのを見ているしかなかった。これを反省材料にして、今は様々なスキルセットを習得すべく練習をしている。」

福島事故の前、我が国の原子力発電所で働く電力会社の社員は、都会のオフィス・ワーカーの勤務とほとんど違いがないほど、すっかりホワイト・カラー化していた。保守分野に属している一般社員も管理職も、泥と油と汗にまみれた仕事の経験が全くない。高度な学問的知識がある一方で、人の見まねで恐る恐るとバンドソーやグラインダーを使うことくらいはできても、それらの刃の交換の仕方も知らず、溶接もできない。ドライバーやレンチ、タガネやヤスリ、ハンマーなども普段全く使うことがない。錆び付いたボルトをどうやって緩めたらよいかも知らず、タップやダイスでねじを切り、継手を取付ける程度の簡単な作業もできず、油圧ジャッキ、エアー・コンプレッサーの使い方、空気ボンベの減圧の仕方、クレーンの運転、等々、ほとんど何一つできない。手元が狂ってカッターで手を切ったり、ハンマーで指を叩いて血豆をつくったりした失敗や経験もない。そのような技術者によって編成される「緊急対応要員」が、いざというときにどれほどの実力を発揮するのか。現場離れが目に余り、別のフクシマ・フィフティの一人に、私はかなり以前にこのことを話したこともあったが、その後もホワイト・カラー化は進み、3・11を迎えた。

兼務の緊急対応要員の体制では、前述の東京電力幹部の殊勝な反省が長続きするとは思えない。むしろ、台風や強力な風雪で停電したときに電柱に上って作業をしてきたようなバックグランドをもつ原子力以外の分野のスタッフを主力とし、臨機応変に様々な実践力、判断力、応用力が発揮できるような訓練を積んだプロの専任チームを養成すべきであると思う。マニュアルに書いてある指示が実行できるだけでなく、状況が「オフロード化」した場合に、間に合わせの材料を切ったり張ったりしながら何でもできる特殊部隊が必要である。

我が国の「ほうほうのてい」ぶりは、仕様が適しているかどうかも確認しないまま、機動隊の放水車や自衛隊の戦車までも、とにかく福島に向かわせた政府の指示や、突然、現場に派遣された自衛隊の中途半端な活動内容などにもはっきりと表れ、国民はまさに「中枢の崩壊」を感得したのだったが、この反省は今、どのような形となって改められているのだろうか。

電力会社の緊急対応要員では歯が立たないと分かった時、またあの光景が繰り返されることになるのか。商用原子力発電所とは全く異質の再処理施設、高速増殖炉の事故に備えては、放水に代る有効な作戦が用意されているのだろうか。今後はもう全く手は出さないことにし、成り行きに任せるのか。米国が支援をオファーしてくれた場合には、今度は素直によろしくお願いしますと受け入れるのか。仮に我が国の原子炉が海外に設置されることになり、事故対応の嘆願を受けたときはどう対応するのか。これらの問題についても、一時的にスポットライトが当てられたことはあったが、結局、何の決定もアクションもないままである。我が国における深層防護の甘さは、原子力産業と規制だけではなく、行政の全般にも及んでいる。

事業者の最終試験

国民の関心としては、世界一厳しい安全基準などどうでもよいことで、それよりも、事業者の緊急対応チームの実践力の方が気になるところである。米国の某原子力発電所の緊急対応チームの写真には、フットボール選手の一団のようないかにも屈強なメンバーと何台もの特殊車両が写っている。人的対応への依存度の高い我が国の事故対策の場合には、特に、対応チームのメンバーの、厳しい環境下における正確な状況判断、迅速な行動、第一案が困難になった場合の第二、第三案への速やかで柔軟な切替えなどが問われるところである。いくらマニュアルに通じていても、少しの状況変化にたじろいで、ケーブルの端末処理もできずに突っ立っているようでは何の役にも立たない。この辺りをどう判定するべきか。原子力規制委員会は、その判定なしでは、事業者の過酷事故対策が十分であるとは認定できないはずである。そこで、再稼働を許可する前の「最終試験」と、その後の「定期試験」が不可欠になる。

試験を受けるのは、原子力規制委員会の安全審査に対応してきた「ホワイト・カラー」ではなく、各原子力発電所の所長以下、ボルトを締めるためにレンチを握る現場の実務者のチームである。一連の試験においては、いくつかの事故シナリオが与えられ、その対応を当該原子力発電所のジオラマなどで説明する机上訓練と、代表的な行動の実演で示してもらうことになるだろう。それらのシナリオの中には、福島事故のケースも含まれる。福島事故のシナリオ、即ち、(SBO+直流電源喪失)が、今でも依然難度の高いシナリオであっては論外である。福島事故のときの幸運、たとえばRCICが70時間も運転を続けてくれ、しばらく快晴が続いたことが、常に将来の事故時の環境として保証されているものでないことを思えば当然である。たとえば雨が降れば、屋外作業者の全面マスクのフィルターが濡れて詰まって呼吸が苦しくなり視界も悪くなる。高所に上って行う作業や電気を扱う作業は危険になる。しかし、過酷事故対応

の成否が、そのときの天気次第ということでは困る。他にも、実際の事故においては、こまごまとしたことが対応者を煩わせることになる。

- ポンプ車を運搬中に転倒させて故障させ、その際、2 人が怪我をしてしまう。
- 原子炉建屋のエレベータに数人が閉じ込められている。
- 主変圧器が火災を起こす。
- 消防自動車のカギが見つからない。予定の運転手が欠勤していた。
- 天井クレーンの主フックに使用済燃料キャスクが吊られた状態で停電してしまった。
- 電源車の 1 台が落雷で故障した。
- 所長のメガネが地震で床に落ちて割れてしまった。

などなど、事故の基本シナリオには、このような様々な大小の「外乱」も注入され、誰かが何らかの判断をし、対応をしなければならなくなる。

そのような不意打ちシナリオを投げつけ、それに現場のチームがどのような対応をするのかを評定するのがこの試験の目的である。事業者は、この試験で落第しないように、事前にさまざまな「模擬試験」を行うようになり、その過程で、さまざまな改善の必要性に気付くはずである。負傷したチーム・メンバーを救うスキルがないことが発覚し、人工呼吸、心臓マッサージ、AED、簡易止血法などを習得することが必要であることを認識するようになるかもしれない。重いボンベを転がして運搬する方法やロープワークに慣れておらず余計なことに時間が取られてしまうなど、それまで全く気にも留めていなかったようなことが、結構大事なことだったと知るかもしれない。

規制委員会の検査官チームは、事業者の指揮者や対応チームの間違った言動を見落とさずに判定できなければならないが、そもそもそのような検査官チームはあるのか。そのような検査官チームを養成するためには、検査官チームのための研修カリキュラムがなければならないが、そのようなものは整備されているのか。さもなければ、試験とは名ばかりとなり、事業者の対応チームの重要な技量上の欠陥や指揮者の判断力、指揮能力の欠落などの問題を見抜けないで終わってしまう。従って、このような試験は、事業者にとっての試験であると同時に、原子力規制委員会にとっても、自らが「レギュラトリー・キャプチャー」から脱したと感得できるか否かの重要な機会となるものである。

ただし、より本質に立ち返るならば、このような試験が難問化すること自体が問題である。これに立ち会う機会がある者からすれば、これを、綱渡りを見るようなスリル感覚で見たいのではなく、むしろ逆を望むだろう。多くの複雑な人的対応のステップを含んでいればいるほど、不安を抱くようになるはずである。パッシブ化は、安心化でもあるはずだと私は考える。

3.9　補足

前章で述べた問題点や欠陥は、伊方 3 号機だけに限定されず、ほとんどが、他の PWR プラントに当て嵌まり、中には BWR プラントにも当て嵌まるものが含まれている。本章の最後に、やや羅列的ではあるが、ここまででカバーしていない幾つかの事項について補足する。

過酷事故においては、大は小を兼ねない

我々の脳中には、「大は小を兼ねる」という概念があり、発生頻度がより稀で、規模のより大きな起因事象を想定して過酷事故対策を整備しさえすれば、それ未満の規模の起因事象に対する過酷事故対策を全て包絡することができ、一々個別の評価や対策について検討しなくてもよい、と思い込みがちである。しかし、これは誤りである。設計事故において、大破断 LOCA が小破断 LOCA を包絡しないことは周知であるが、そのことは、過酷事故においても当て嵌まる。だからこそ、「減圧+低圧注水」という手段を用意しているわけである。設計事故においてこの手段は、高圧注水ができない場合のバックアップである。ところが、我が国の過酷事故対策では、これが唯一の手段となっている。当然、高圧注水と「減圧+低圧注水」とでは、かかる手間が違う。後者の「減圧」操作には、それが失敗して行えなくなるリスクもある。

とりわけ注意をしなければならない事象として、格納容器がバイパスされてしまう配管破断がある。BWR プラントにおける RCIC 蒸気配管破断、PWR プラントにおける TI-SGTR と呼ばれる事象が、その代表的なものである。我が国の過酷事故評価では、大破断 LOCA を考慮していながら、これらに十分な注意の目が向けられておらず、評価がお座なりである。評価がお座なりであるため、対策は取られていない。

同じ操作でも、時に吉となり凶となる

過酷事故のシナリオは無限にある。同じ操作でも、状況次第で、その後の事故進展を好転させる場合もあり、逆に悪化させる場合もあり得る。たとえば、SBO は原子炉に対する重大な脅威であることから、その後この状態から脱出することができたとすれば、それは事態の好転と期待できるかもしれない。しかし、「LOCA+SBO」という事態を考え、仮に重大な炉心損傷が起こったあとで SBO から回復した場合、果たして ECCS の作動は好転をもたらすか？

その場合、すでに燃料は手遅れになっているが、原子炉圧力容器の損傷が回避されると期待できる。しかし、そう思って、実際に ECCS を作動させることにより、高濃度の放射性物質を含んだ水が格納容器外の配管系を流れることになり、原子炉建屋内の環境がたちまち悪化する。その結果、その後の原子炉建屋内での人的対応が、完全に不可能になってしまうか、大幅に制限されてしまう。そこで、再度 SBO が起こったときには、本来可能なはずの措置が取れなくなる。

緊急対応要員の行う机上訓練は、ワンパターンの事故シナリオに沿った単純なものではなく、日常的にさまざまな変則パターンについて考え、実践力を養うものでなければならないのだが、そのような活気あるものになっている様子はない。

PWR 格納容器に対する水素爆発[46]の評価・対策

PWR の格納容器の水素爆発(爆燃)は、SOARCA においても予想されてはいるが、実際の現象の規模がこれを超えないと言えるのか懸念がある。我が国には、福島事故での原子炉建屋の爆発を思い出し、特に慎重に検討すべき理由がある。福島事故が示唆するように、水素ガスの濃度は、内部の仕切りの配置状態、気流、温度分布などによって著しく不均一となる。たとえば気流のない滞留ポケットでは、濃度が爆轟を生じさせるレベルにまで達することがありえる。実際、福島第一原子力発電所 1 号機の 4 階には、そのような現象を強力に示唆する痕跡が残っている。水素爆発は、局所的な濃縮によって、従来思われていたよりも起こりやすい現象である可能性があり、より注意深い評価とより慎重な対策が必要である。

伊方 3 号機に採用されている「17x17」の燃料集合体[36]は、水素の発生率においても発生量においても、潜在的にサリーの「15x15」を上回る。MCCI 反応が起こった場合には、コンクリートからの一酸化炭素も可燃性気体に追加される。

尚、四国電力は、イグナイタ(水素濃度が十分に低いうちから燃焼させるための発火装置)の取り付けを「自主的対応」と称しているが、爆発の威力をまざまざと見せつけられた我が国としては、本来、規制要件に格上げしていてもよいように思われる。ただし、パッシブ型の再結合器もあるようであり、イグナイタがベストな選択なのかは分からない。静かな燃焼のための着火装置として働くことが確実ならばよいのだが、爆発を引き起こす着火装置となってしまったのでは、元も子もない。

水蒸気爆発[45]と MCCI に関するスタンス

溶融炉心が原子炉圧力容器から崩落してプール水に落ちても有意な水蒸気爆発は起こらないというのが我が国のスタンスのようである。しかし、この現象に関して自ら一度も過去に実験を行ったことのない我が国が、都合のよい他国の実験結果を並べ立て、我田引水の結論を下すこの換骨奪胎のプロセスに、関係者は誰も疚しさを感じないのだろうか。この現象に関しては、今でも多くの国々と機関(フランス、ドイツ、スウェーデン、OECD)が、実験を続けており、早計な結論を控えている。

原子炉圧力容器から崩落した溶融デブリの挙動に関する次の現象がこれまでも度々言及してきた MCCI である。これは、デブリとコンクリートに含まれるジルコニウム、クロム、鉄、ケイ素などの成分を巻き込んだ、さまざまな熱の収支(発熱反応、吸熱反応)を伴う酸化反応と還元反応であり、その副産物として、大量の水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素、一酸化ケイ素が、エアロゾルとともに発散される。そのため MCCI は、これが最終的にどのように格納容器の内圧に影響するかなどの難しい問題を提起しており、その解析コードだけでも、IRSN(仏)と GRS(独)が開発した ASTEC/MEDICIS、CEA と EDF(仏)が開発した TOLBIAC、AREVA の COSACO、サンディ国立研究所(米国)の MELCOR/CORCON があり、現在でも重要な研究テーマであり続けている。

我が国においては、溶融デブリは、原子炉圧力容器からの落下と共にプール水で冷却されて固化し、その後コンクリート・スラブに積層してから再発熱したとしても十分な冷却を受け、MCCI が起こることはないというスタンスのようであるが、問題が 4 点あるように思われる。まず、原子炉圧力容器からの落下の形態であるが、MAAP コードが複数の損傷部からのちょろちょろした流れのようなイメージであるのに対し、MELCOR コードでは容器の下鏡全体が高温クリープ[16]で一気に崩落すると予想しており、我が国の場合、特に技術的根拠もなく前者を採用している点。次に、大量に積層したデブリが、果たして効率よく冷却され続け、水と断熱されて再溶融が起こることは本当にないと言えるのかという問題。更にこの問題には、炉心デブリに繊維性保温材を成分とした LOCA デブリ[18]の付着や海水注入された場合に析出される塩分の寄与も考慮しなければならず、再熱が再溶融に至らないことを証明するのが、それほど容易ではないこと。最後に、溶融デブリの落下までに原子炉圧力容器の下にプール水が用意できていて、それが維持できるとの仮定の楽観性である。特にこの最後の仮定が、パッシブな設備にではなく、人的対応を期待したものであることには留意が必要である。この点を一つ取り上げただけでも、MCCI の排除は適切ではない。世界的にも、過酷事故評価から MCCI を排除しているところは例がない。

以上から、水蒸気爆発も MCCI も、それらの可能性を完全に排除するのは、当面、見合わせるべきである。とりわけ MCCI に関しては、デブリとコンクリートが水なし環境で接触する可能性を排除するべきではなく、そのような場合には不可避の現象となる。これらを排除した我が国の楽観的な事故評価は、国際的なプラクティスと合致していない。

新設炉への適用

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、この遥か上を行く基準がヨーロッパで制定されていた。EUR は、1992 年から作案が開始され、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。

炉型ブランド名	分類	開発者	認可年月	採用実績
BWR90 1350MW	BWR	Westinghouse Atom	1999 年 6 月	
EPR 1545MW	PWR	Framatome （現 AREVA）	1999 年 12 月	台山 1/2（建設中） Olkiluoto-3（建設中） Flamanville-3（建設中）
EPP 1000MW	PWR	Westinghouse/GENESI	1999 年 12 月	
ABWR 1360MW	BWR	General Electric	2001 年 12 月	
SWR1000 1000MW	BWR	Framatome （現 AREVA）	2002 年 2 月	
AP1000 1000MW	PWR	Westinghouse	2006 年 6 月	三門 1/2（建設中） 海陽 1/2（建設中） Vogtle 3/4（建設中） Summer 2/3（建設中）
AES-92 1000MW	PWR	Rosatom	2006 年 6 月	Kudankulam-1（運転中） Kudankulam-2（建設中）
Standard EPR 1600MW	PWR	AREVA	2009 年 6 月	

このように、我が国の新しい規制基準よりも遥かに高い安全性能を求める基準はすでに大分以前から運用の段階に入っており、設計のパッシブ化による過酷事故時の人的対応への依存性低減や航空機テロに対する耐久性の向上、コア・キャッチャーの導入などが反映されるようになっている。尚、前述の 8 炉型の中に ABWR も含まれてはいるが、この設計は、EUR に適合するために、我が国にある ABWR の仕様を大幅にアップグレードしたものある。

炉型ブランド名	パッシブ化	コア・キャッチャー	航空機テロ対策
EPR	（四重化）	○	二重格納容器
ABWR（EUR 仕様）	○	○	建屋高強度化
AP1000	◎	なし	二重格納容器
AES-92	◎	○	二重格納容器

現実に、我が国の規制基準を超えた基準で建設され、すでに運転を開始しているプラントが出現し、その数が増加しつつある予想を踏まえるならば、まだ出来たての今の我が国の規制基準を以て、将来のプラントの建設計画まで一気に描くのは、実に呑気な夢想であると言わざるをえない。その前に、「世界最高」の地位への幼稚な拘泥はともかくとして、そのようなプラントに適用されるべきより厳格な次の規制基準の概念と、それが適用されることによるインパクトの分析が存在しなければならないはずだからである。

そのような規制要件の強化には、安全性の向上というポジティブな面がある一方、著しいコスト増加と建設スケジュールの長期化というネガティブな面が表れている。たとえば、フランスの Flamanville-3（EPR）の建設に関する 2012 年 12 月 3 日付ロイターの記事は、事業者の EDF が、2005 年時点での建設予想コスト 33 億ユーロを大幅に上方修正しており、85 億ユーロ（111 億 1000 万米ドル）にしたと報じている。

もし、将来の新設炉について議論をするのであれば、同時に、今の規制基準ではなく、それに適用されるにふさわしい次のより高度な規制基準についても語られなければならないはずである。しかし、我が国の現実は逆で、まるで今の規制基準が至高のものであるかのように、こともあろうことか、原子力規制委員会自らが誇大広告している。より高度な規制基準について語れば、それをなぜ今適用できないのかという議論に発展しかねない。更に、そのような基準が、将来の新設炉の経済性と果たして相容れるのかといった議論にも発展しかねない。原子力の推進を科学技術の発展という言葉で美化しようとする学者もいるが、実際は、悪質な沈黙と不作為による正常な議論の展開の阻止である。

防災計画

SOARCA によれば、避難者の被曝率（時間あたりの被曝線量）は、通常行動のときや屋内退避のときよりも、むしろ避難行動中の方が高くなると考えられている。被曝源には、上空を流れる放射能雲からの被曝（クラウド・シャイン）、放射性物質が地面に降り注いでできたフォールアウトからの被曝（グランド・シャイン）、吸引や接触による被曝の 3 種類に分けられるが、同じ環境条件に対しては、屋内退避の方が避難行動中よりも、クラウド・シャインに対しては 40%、グランド・シャインに対しては 60% も少なくなり、吸引や接触による被曝は 3 分の 1 になると推定されている。従って、より工学的に設計された避難施設であれば、より高い安全性が確保できるものと期待できる。

サリー原子力発電所があるヴァージニア州では、EPZ 圏内（10 マイル）の周辺住民に対してヨウ素剤（KI）が事前に配布されている。これは、一般の薬局でも、処方箋なしで入手することができるが、過剰摂取の場合の副作用もあり、摂取のタイミングによっては効果が著しく低下することもある。TI-SGTR のような避難が間に合わない事象に限定するのが理想的かもしれないが、避難者にそのような詳細な情報が伝達できるとは思われない。そのような点からも、無理な屋外避難を避け、より安全な屋内退避のオプションが検討されるべきで、そのベネフィットは、伊方発電所のような地理的ハンデのある原子力発電所ほど高いはずである。

現実の屋外避難がどれほど精神的にも肉体的にも負担の大きなものであるかについては、そのほんの一端を福島の事実として述べたが、避難所に着いてからも、入浴できない、着替えもできない、長時間の空腹をがまんしなければならない、衛生的なトイレがない、絶えず小声で話さなければならない、などなど、さまざまな体験者からの話を聞くにつけ、私は、ますます屋内退避の選択を真剣に検討すべきとの考えに傾く。鉄筋コンクリート造りの地下室に待機すれば、たとえ地上階の窓が破れていても、クラウド・シャインからの外部被曝をそこそこ低減できること、窓やドアの隙間、換気口をテープで目張りし、湿ったタオルを鼻と口に当てていれば、それだけでもそこそこ有効な即席の内部被曝防護になることは、多くの人々が知っていることである。前述の「より工学的に設計された避難施設」とは、実際、既設の施設に少し手を加えたリフォームによって、比較的簡単にはるかに効果的なものとして確保することができ、乳幼児や妊婦にも十分に安全で快適な環境が確保できるはずである。しかし、学者の知恵はこのようなことへの活用には出し惜しみされ、さもなければ封止される。

我が国が、福島事故の教訓として、緊急避難計画の対象範囲として、PAZ(Precautionary Action Zone)とUPZ(Urgent Protective Action Planning Zone)を定義し、前者に対して5km、後者に対して30kmの目安を示したことには懸念がある。それは、それぞれの範囲に属する住民に対する具体的な避難行動の指示として、コントラスト不足が感じられることである。そのため、事故に際し、PAZとUPZの避難行動が同時に起こってしまい、本来、避難する場合一刻も早く脱出を図るべきPAZの住民が、混雑で逆に逃げ遅れてしまう可能性がある。

現実には更に厄介な事態も予想される。米国の避難計画においては、住民の心理として、10マイル圏内の人々に避難を促せば、20マイル圏内にも避難しようと行動する「シャドー・エバキュエー」が大勢発生することを予想している。このような行動心理は日本人にも当て嵌まるものと思われ、30km圏内の人々の避難さえ、50km圏内のシャドー・エバキュエーによって減速され、そのしわ寄せがPAZの避難に影響する。結局、半径30kmのUPZは、将来必要になるかもしれない避難活動を、より困難なものにしてしまう可能性がある。

それにしてもPAZの5kmは十分なのだろうか。そして、UPZの30kmは必要なのだろうか。PAZの定義は米国のPEP-EPZ(Plume Exposure Pathway Emergency Planning Zone)に近いが、米国ではこの範囲を半径10マイル(16km)と定めており、両者にはかなりの違いがある。PEP-EPZの場合、福島事故よりも進行が早く、大きな規模の事故を想定しているからではあるが、前述の「ナイトメア・シナリオ」を想定した場合には、PAZの5kmよりもPEP-EPZの16kmの方が妥当かもしれない。PAZやPEP-EPZの設定目的は、高濃度の放射能プルームの移動(クラウド・シャイン)に伴う、早期大量被曝による急性放射線障害の回避である。これには最悪、下表の14種類の核種による寄与を考慮しなければならない。RCICが予想外の頑張りを発揮した福島第一原子力発電所2号機の場合には、短命の核種の減衰があったため、実質、同表中の3核種(赤字)を考慮すれば十分であったが、常にそうとは限らない。早期放出では、クリプトン(Kr-88)の寄与が圧倒的になる場合もある。

PEP-EPZ の設定に影響する放射性核種の半減期

ヨウ素		希ガス			
		キセノン		クリプトン	
I-131	8.05 日	Xe-131m	12.0 日	Kr-83m	114 分
I-132*	77 時間	Xe-133m	2.3 日	Kr-85m	4.36 時間
I-133	20.8 時間	Xe-133	5.27 日	Kr-87	78 分
I-134	52.5 分	Xe-135m	15.6 分	Kr-88	2.77 時間
I-135	6.68 時間	Xe-135	9.13 時間		

＊I-132 の半減期は 2.4 時間であるが、親核種の Te-132 半減期（77 時間）に支配される。

BWR プラントに対する「ナイトメア・シナリオ」には、使用済燃料プールのジルコニウム火災[42]も含まれており、その場合には、エアロゾル化した破砕燃料の微粉末の拡散に伴う影響も考慮しなければならない。PAZ の 5km で十分かどうかについての懸念の理由が、もう一つ追加されることになる。実は、PEP-EPZ の設定においては、1% の固形成分がエアロゾル化して飛散する仮定をしている。 チェルノブイリ事故でさえ結果的に 5% で済んでおり、この 1% はかなり保守的な仮定である。しかし、使用済燃料プールのジルコニウム火災の場合には、外部環境への放射性物質の放出を遮るものとして格納容器がなく、加えて原子炉建屋の気密性も劣化している場合には、チェルノブイリ事故の場合に匹敵するかもしれず、プール内の貯蔵量が炉心装荷量の 2～3 倍相当もある場合には、更に多量の放出となる可能性さえある。ただし、その場合においてさえ、急性障害防止の観点からは、現行の PEP-EPZ のサイズ（10 マイル）は十分であり、これ以上の拡大の必要はないものと思われる。その後の避難範囲は、実際のフォールアウトの状況を把握し、それに伴うグランド・シャインのレベルに応じて決定すればよく、一刻を争う火急の対応ではない。

このように、原子炉事故に備えた防災計画は、福島事故の経験を再度振り返り、避難者の負担の軽減を第一の課題に掲げ、より具体化される必要があるにもかかわらず、目立った対応もなく放置されたままである。

未解決問題

- （ホール・ボディ・カウンター） 避難住民に対する内部被曝測定の実施体制は整備されたのか？ 福島の住民は、結局、放射性ヨウ素（I-131）の実効半減期（7.6 日）の 10 倍以上の期間が過ぎるまで、すなわち、内部被曝があったとしても、その検出ができなくなるほどレベルが下がるまで（1,000 分の 1 以下）の期間放置されている。今は、即応可能な移動式のホール・ボディ・カウンター車が増やされているのか？
- （TSC とオフサイト・センター） 米国では、TMI 事故を教訓として、原子炉事故に対応するための設備として、TSC（Technical Support Center）、OSC（Operation Support

Center)、EOF(Emergency Operation Facility)の設置が各事業者に義務付けられている。このうち TSC は、プラントが緊急事態に陥った場合に、30 分以内で中央制御室に代って運転指揮を執るための拠点となる。中央制御室まで歩行 2 分間以内の距離に設置することが規定されているが、これは、プラント運転員とは電話を通じてではなく、対面によるコミュニケーションが必要であるとの認識に基づくものであった。一方、EOF は、当該原子力発電所から近過ぎず遠過ぎずの 10～25 マイル(16～40km)の距離に設置することが規定されている。

我が国の原子力発電所に設置されている「緊急対策室」は、これら 3 つの施設の機能を部分的に統合したものであるが、TSC としては遠過ぎて重大な情報伝達のミスが発生し、EOF としては、1999 年に発生した JCO 事故をきっかけに設置されるようになった「オフサイト・センター」にその役割が委ねられており、これが重大な原子炉事故への対応を考慮していなかったため、結果的に著しく近過ぎる所に設置され、実際に職員に放棄されてもぬけの空となってしまったように、福島事故では何の役割も果たすことができなかった。

つまり、我が国の緊急対策室は、中央制御室からは遠過ぎて TSC としての役割を果たす上で問題があり、一方、オフサイト・センターの方は、原子力発電所に近過ぎるために、EOF としての役割を果たす上での問題があった。これらも福島事故からの重要な教訓であった。

TSC は本来、中央制御室にいる当直長以下、運転スタッフの精神的ストレスを軽減し、より専門的な知見と状況判断に基づく指令を発する責任を引受け、その拠点となるはずの場所である。騒然とした雰囲気の作戦会議の場所ではない。しかし、我が国の緊急対策室では TSC の機能を果たしきれないというこの重要な問題点に対する改善は、福島事故後も検討されておらず、当直長は、最後まで運転指揮をとる責任から解放されることがない。

オフサイト・センターは、原子力災害対策特別法の改正により、2015 年 9 月末までに、原子力発電所から 5～30km の地点に移設されることになっている。5km は PAZ、30km は UPZ のそれぞれの外周に対応している。しかし前述のように、想定する事故の規模によっては、果たして 5km が PAZ として十分な距離かという疑念がある。

結言

誰にでも親切で誠実。自然体で鼻に掛けない日本人の高いモラルが、世界中、いろいろな場面で尊敬を受けています。大変誇らしく、私もそのように心掛けたいと思います。 ～最大多数の最大幸福～ 合理的な反面、奴隷制度や植民地制度も正当化していたかのようなこの哲学が、今の日本人のモラルと相容れないことは、疑う余地がありません。従って、もし、我が国の原子力発電所に対する安全審査が、十分に行き届いたものではなく、将来再び一部の人々を不幸に陥らせる可能性が見過ごされていると知ったとき、最大多数の日本人は、そのもたらす最大幸福が何であれ、そのような形での公益事業による恩恵を喜ぶことはないと思います。

しかし今日、そもそもその恩恵すら怪しいものになってきています。「安くて安全で環境に優しいエネルギー」というかつてのキャッチフレーズが、かなり胡散臭いと思われるようになってきました。皮肉なことに、たとえば、長年の安全研究とその成果の反映によって、原子力発電の経済的優位性はかなり低下してきています。そこで、エネルギー・セキュリティの長期安定化とそれを支援するための科学技術振興のためという大義も掲げられるようになりました。立てる幟は賑やかなほどいいとばかりに、本気か否か、いざという時の核武装のための備えだと物騒なことを述べる論者までいます。

痛々しい、なり振り構わない理由付けだと言わざるを得ません。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言って、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。核武装云々に及んでは、どこでそのような研究をしているのかはともかく(新・仁科研究室？)、もし本当にそのような科学者の一団が我が国のどこかに存在していたのだとするならば、彼らは 2011 年の国難のときでさえ姿を隠し続け、2 軍か 3 軍に対応を任せていたということになるのでしょうか。

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、学術界も巻き込まれています。2014 年 5 月 18 日付ワシントン・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。

http://www.washingtonpost.com/news/volokh-conspiracy/wp/2014/05/18/regulatory-and-academic-capture/#



「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。

緒言において私が触れた「信条」の一つは、「反・ベンサム哲学」とでも言ったら良いのでしょうか、要は、無理な責任が押し付けられたり、将来泣き寝入りさせられたりする人々がいないのか目を向けるということです。もう一つは、おかしいなと思ったら、世界はどう取り組んでいるのか調べ、比較してみるということです。前者には日本人としての自然体なモラルが必要なだけですが、後者にはなけなしの私の知識と経験を駆使しました。

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。

筆者略歴

佐藤　暁（さとう・さとし）

1957 年　山形県生まれ。1979 年　山形大学理学部物理学科卒業。

1984～2002 年　ゼネラル・エレクトリック社・原子力事業部勤務。福島県双葉郡富岡町に、在職期間中、家族と過ごした居宅があるが、現在は、帰宅困難区域内。

2003～現在　原子力専門のコンサルタントとして活動。主に米国の規制動向、プラント・メンテナンス技術の情報などを提供。