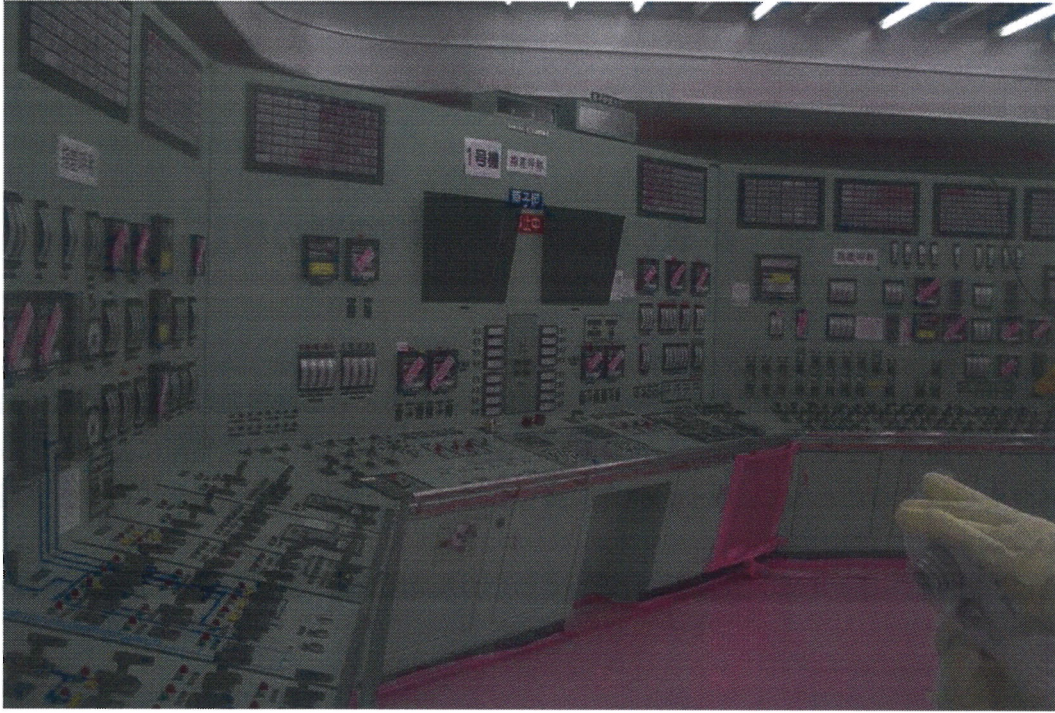


第2部 事故の進展と未解明問題の検証

第2部では、福島第一原発における地震・津波による被害とその影響及び事故の進展を追いながら、論点の考察・評価を行った。また、被災したほかの原子力発電所における事故リスクを検証するとともに、原子力発電に関する総合的な検討も行い、将来に向けた課題及び教訓を導出した。

さらに、福島第一原発の事故進展におけるいくつかの未解明問題に焦点を当て、詳細な分析・検証をした。



平成24（2012）年3月6日 福島第一原子力発電所現地調査時に撮影
1、2号機中央制御室（1号機制御盤）

2.1 事故の進展と総合的な検討

第1部で見てきたように、東電の経営陣は福島第一原発の耐震工事が進んでおらず、また津波による溢水対策もされていない状況を把握していたと考えられる。それだけでなく、事前の過酷事故対策は限定的であった。

電源系統の多重性、多様性、独立性は機能しなかった。具体的には、所内電源系統は複数の機器・設備が同じ場所に設置されている場合が多く見られた。1号機では全ての常用金属閉鎖配電盤（M/C）と非常用M/C、常用パワーセンター（P/C）がタービン建屋1階に設置されていた。電源系統の上流と下流に位置する機器・設備は同一場所又は隣接場所に設置されていた。3号機では全ての常用M/Cと非常用M/C、常用P/C、非常用P/C、非常用ディーゼル発電機が隣接するタービン建屋とコントロール建屋の地下1階に位置していた。外部送電系統は7回線あったが送電鉄塔は3ルートで、しかも、東電新福島変電所又は東電新いわき開閉所、及び東北電力富岡変電所からの送電機能を失うだけで全号機が外部電源喪失となる状況であった。また本事故においては、通常の全交流電源喪失（SBO）では仮定していない直流電源も失われた。

中央制御機能や照明、通信手段の喪失、津波漂流物あるいは道路の破壊による発電所外からの資材調達の困難さ、余震等、想定を超える状況により現場の作業は困難を極めた。過酷事故対策に不備があり、非常用復水器（IC）を含めてこのような状況下でのマニュアルも事前準備もなく、運転員、作業員の対応についての訓練も十分にはなされていなかった。またベントについても図面が不十分であった。東電の組織的な問題と捉えるべきである。

1、3、4号機で水素爆発が起こり、2号機においては格納容器の破損が生じたと推測される。他方、5、6号機では炉心損傷が回避された。しかし、2、3号機にはさらに悪い状況が起こり得たこと、4号機は使用済み燃料プールの損壊による広域の被害の可能性があったこと、5号機やほかの原子力発電所も少しの状況悪化で暗転していた可能性もあったことから、今回の事故はさらに被害拡大の可能性を含んだ巨大大事故であることが検証された。また、原子炉パラメータによる分析によっても、現在の炉心の状態は把握できない。事故自体まだ収束していないことには十分な注意が必要であろう。

この事故により、大規模災害における多重性、多様性、独立性の重要性、複数ユニット又は互いに近接する原子力発電所の相互作用の問題点、同時多発事故への備えの必要性等、これまで真剣に考えられていなかった過酷事故対応の問題点も明らかになった。

2. 1. 1 本事故をより深く理解するために

本節では、福島第一原発において発生した原子炉事故をより深く理解し、「2. 1. 2」以降で議論する考察・評価及び検討を可能とするための重要な情報を提示した。

1) 原子炉と5重の壁

a. 原子炉と核燃料

電気出力100万kWの原子力発電所で運転されている代表的な沸騰水型原子炉（BWR）は、毎時約5600tもの蒸気をタービンへと送っている。原子炉圧力容器の中の水が数分間で空にされてしまうエネルギーである。そのエネルギー源が核燃料である。火力発電所であれば年間約220万 m^3 の液化天然ガスが燃焼されたときに相当するエネルギーが、低濃縮ウランの核燃料においては約20tに凝縮されている。その4倍量の核燃料をほぼ円柱の形にまとめた領域（直径約4.5m、高さ約3.7m）がBWRにおける狭義の「原子炉」であり、冷却水とともに原子炉圧力容器の中心部付近に置かれている（そのためしばしば「炉心」とも呼ばれる）。原子炉には後述するように、その反応を制御するため制御棒も配置されている。原子炉が運転中であるとは、炉心が臨界に保たれている状態を意味する。危険な状態のように思われがちな言葉ではあるが、原子炉にとっての臨界とは、正常に運転中である場合の平常な状態であり、決して異常を示唆する事象のことではない。

核燃料も運転によって「燃焼」する。わが国のBWRでは、1年余り運転した後に、その時点までで最も燃焼した燃料を約4分の1だけ取り出して新燃料と交換し、原子炉を構成する燃料を全体的に再配置して次の運転サイクルに備える。なお、この燃料交換のための運転休止時期に合わせてさまざまな検査やメンテナンス、改造工事などの作業が行われる。燃料は、このような着脱作業に適した形状に成形されており、各運転サイクル末期に取り出される「最も消耗した燃料」とは、言い換えれば、このようにして4サイクルの運転を経た「使用済み燃料」である。したがって次サイクルの運転に向かう原子炉には、新燃料、2サイクル目、3サイクル目、4サイクル目の燃料が、ほぼ4分の1ずつ混在している。

運転を始めたばかりの新燃料から放出される核分裂エネルギーは、人工的に濃縮されたウランの同位体U-235の原子核が分裂して発生する核分裂片の運動エネルギーと核分裂生成物の放射線エネルギーが主である。このうち核分裂片の運動エネルギーは瞬時に熱エネルギーに変換される。他方、放射線エネルギーは、さまざまな種類の核分裂生成物の半減期にしたがって、その短いものは早々に大部分の放出を終えるものの、長いものは非常に長期にわたり放出し続ける。このように、核エネルギーには、核分裂とともに放出される成分と放射線として放出される成分とがある。実は、運転中の原子炉内で生産されている熱エネルギーのうち、後者の成分の割合は5%以上も占めている。このことは、原子炉を緊急停止させることで核分裂を停止させても、それにより前者の成分については瞬時に断つことができるものの、後者の成分が延々と後を引き発熱が終わらないことを意味する。これが崩壊熱である。

天然ウランの大部分を占める同位体元素U-238の一部は、核分裂によって原子炉内を飛び

交っている中性子を取り込んでプルトニウム (Pu-239) になる。このプルトニウムもまたU-235のように振る舞い、核分裂を起こしてエネルギーを放出する。2サイクル目、3サイクル目、4サイクル目と運転歴を経るごとにプルトニウムが増えていき、それが分裂することで放出されるエネルギーの占める率が増えていく。このプルトニウムを再処理工程によって使用済み燃料から人工的に抽出し、U-238と混合させた燃料がMOX燃料と呼ばれている。プルトニウムの成分比に着目した場合、MOX燃料は、新燃料のうちこそ通常のウラン燃料と組成が大きく異なるが、運転サイクルを経るごとに両者の差異が縮まっていく。MOX燃料のプルトニウム成分が減少していくのに対し、ウラン燃料のプルトニウム成分は増加していくからである。

b. 閉じ込める機能（第1、第2の壁）について

ウラン燃料は、二酸化ウランの粉末を小さな円柱状（直径、高さがそれぞれ約1cm）に焼結して作る。これが燃料ペレットと呼ばれる。したがって、顕微鏡レベルでは粒子間に空隙があり、核分裂生成物は、固体成分も気体成分も、まずはこの隙間に封じ込められる。いわゆる「閉じ込める」機能の第1の壁が、このペレットそのものの内部にある空隙である。空隙を含むとはいっても、ペレットの密度は二酸化ウランの理論密度の95%以上に及ぶためかなり稠密である。稠密とはいっても、揮発成分の通過を完全に遮るほどではない。円柱状のペレットは、厚さ約0.9mmの細長い燃料被覆管の中に充填される。運転中、燃料被覆管とペレットとの隙間によって大きな温度差が生じないようにヘリウムガスが充填されている。燃料被覆管の材料は、機械的、化学的、核的な要件と加工性（機械加工、溶接）などを考慮して選定される。これらを全て満足する選択肢は極めて少ない。開発初期のころ（1950年代）、ステンレス鋼が試されたこともあったが、応力腐食割れを起こしてしまうために不適とされ、結局現在のジルコニウムを主成分とした合金（ジルカロイ）が使われるようになった。ただし、この材料においてさえも完全無欠の選択肢だったわけではなく、後述する短所を有していた。ともあれ、この燃料被覆管が第二の「閉じ込め」の壁である。

燃料被覆管に燃料ペレットを充填したものが「燃料棒」と呼ばれ、この燃料棒を8×8、9×9のように正方形の輪郭内に配列させ、それぞれを「チャンネル・ボックス」と呼ばれるやはりジルカロイ製の中空、角形の導管内に収めて上部に取扱用の取っ手を付けたものが「燃料集合体」と呼ばれる。炉心として燃料集合体を配列させるため、上部と下部が水平方向に支持される。上部には、燃料集合体を2×2の配列として収める格子板があり、その中央に十字形をした制御棒が1本配置されている。これは、中性子の吸収材である炭化ホウ素を内部に充填したものである。これらによって一つの「セル」が構成され、炉心は、数百体の燃料集合体とその約4分の1の本数の制御棒で構成されている。

c. 閉じ込める機能（第3の壁）について

第3の壁は、厳密には「原子炉冷却材圧力バウンダリ」と呼ばれる。壁を形成しているの

が原子炉压力容器だけでなく、それに接続された多数の配管があるからで、それぞれの配管の二次弁までの範囲がこのバウンダリである。なぜ一次ではなく二次弁までかといえ、単一故障¹を仮定しなければならない設計の鉄則²があるからである。

この圧力バウンダリが、どんなときでも全く水も蒸気も漏らさぬほどのものかといえれば必ずしもそうではない。例えば、原子炉压力容器には、銀メッキが施された金属Oリングを介してボルトで上ぶたが取り付けられている。設計条件を著しく超える高温でボルトがクリープし張力が弛緩すれば、当該部のシール性が失われる可能性もある。弁のボンネット・フランジやグランド部には、ロックウールなどを主材としたガスケットやパッキンが使われており、やはり著しい高温の環境下においてはシール性が低下する。原子炉再循環ポンプのシャフト部のシールにはメカニカル・シールが使われ、通常はシール水と冷却水が外部系統から供給されて性能が保たれている。それらが停止した場合は漏えいを呈することになる。

一方、原子炉压力容器に異常な圧力上昇が生じた場合には、積極的に減圧しなければならない。その目的のためにあるのが主蒸気逃がし安全弁（SR弁）である。SR弁から排出された蒸気は、後述する第4の壁を構成する圧力抑制室のプール水に導かれ、凝縮される。

SR弁が故障して開放したまま（開固着）になれば、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却水の喪失は急激に進行する。このように、原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材が失われる現象（一般に冷却材喪失事故〈LOCA〉と称される現象）は、同バウンダリに属する配管の破断によっても生じる。そのような配管の破断は、材料に応じて発生する恐れのある応力腐食割れ（SCC）や流れ加速型腐食（FAC）による劣化と地震などによる外部荷重が重複して発生する可能性がある。

LOCAは、その規模によっては、時間的猶予の許されない極めて深刻な事態である。炉心が露出して燃料の損傷が始まる前に冷却水を送り込まなければならない。そのための系統が非常用炉心冷却系（ECCS）である。極めて重要な系統であるため、多重性、多様性が設計要件となっている。これらには、駆動用の動力として電源に依存するものが多い。したがって、その電源に対しても多重性と多様性が求められる。配管破断が発生するほどの大きな地震が発生した場合には、所外電源の送電網も失われていると考えなければならず、所内非常用電源が必要になる。通常この電源としては、ディーゼル発電機が採用されている。LOCAの発生からディーゼル発電機が起動しECCSが作動して注水が始まるまでが約30秒、いったん露出した炉心上部が完全に再冠水するまでが約5分という設計基準からも、LOCAの脅威とECCSの重要性が分かる。

d. 閉じ込める機能（第4の壁）について

第4の壁である格納容器（後述する理由により、「一次格納容器」と称される場合もある）

¹ 単一故障とは、単一の原因によって一つの機械器具が所定の安全機能を失うことをいい、単一の原因によって必然的に発生する要因に基づく多重故障を含む。

² この場合には、一次弁は故障しているものと見なすという仮定をいう。

に対しては、軽微な漏えいが許容され、漏えい試験によってそれが満足することを確認している。とはいえ、LOCAにより高温で高圧の水や蒸気が噴出した際に、連鎖的に破損してしまうのでは、壁としての役目を果たしていないことになる。したがって格納容器は、そのようなLOCAの中でも最悪のケース（格納容器内にある最大口径配管の両破断口完全開放となるギロチン破断）における温度と圧力を条件として設計される³。ただし、そのような「最悪のケース」を設計条件としているとはいえ、いったんは上部3分の1が水面上に露出する炉心が、自動起動するECCSによって、まだ損傷の始まらないうちに再冠水されることを期待しているのであり、実はそのような期待もできなくなってしまう、さらに過酷なケースも論理的にはあり得る。例えば、原子炉圧力容器そのものの損壊やLOCAが放置され続けるようなケースである。全交流電源喪失（SBO）もそのような状態へと至らしめる事象であるが、LOCAが放置され続けるケースは原子炉事故の進行をさらに早め、かつ事態を一層悪化させる。このように、格納容器の設計には、炉心損傷が起こらないものとする大きな前提条件があり、それを著しく超える場合は、やはり破損が免れないのである。

BWRの格納容器には、その容積が小さくても済むように、LOCA時の温度、圧力の上昇を抑えるため、「圧力抑制室」がある。そこには、LOCA時に格納容器に充満する高温の蒸気を凝結させるための大量の冷水が蓄えられている。格納容器のうち、原子炉圧力容器などの第3の壁に属する機器が含まれている領域を特に「ドライウエル」と呼び、これに対して大量の冷水が蓄えられたプールである圧力抑制室の方は「ウェットウエル」と呼ばれる。

なお、LOCAによって炉心が露出した後、直ちにECCSが作動しなかった場合には、燃料の損傷が始まる。その際、燃料被覆管やチャンネル・ボックスがジルカロイ製であることが問題になる。1000℃を超える高温の蒸気雰囲気中では、ジルコニウム - 水反応 ($Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2$) が進行し、水素ガスが発生するからである。炉内には、その場合の原料であるジルカロイが大量に存在する。しかもこの反応は発熱反応であり、いったん始まると自己促進効果がある。LOCAの破断口からは水素が放出され、格納容器を満たすことになる。水素は、空気中の体積濃度が4%を超える辺りから燃焼性を呈し始め、十数パーセントに達すると激しい爆発を起こす。したがって、第3の壁の破損と第4の壁の損傷には連鎖性があり得る。そこでこの連鎖性を断つために、運転中の格納容器内部の雰囲気は、窒素で満たされている。

ドライウエルには、大型機器の搬出入作業のための大きなハッチが下方に設けられている。上方には、原子炉の燃料交換を行う際、原子炉圧力容器の上ぶたを外すために必要なアクセスを得るためのさらに一回り大きな上ぶたがある。これらのハッチや上ぶたのフランジ部にはゴムのパッキンが使用され、ボルトで締められている。また、格納容器の内部にはさまざまな機器が設置され、それらのための動力用、信号伝送用などの電気ケーブルが内外を貫通して敷設されている。この貫通部が「電気ペネトレーション」と呼ばれ、そのシール材には、エポキシ樹脂などが使われている。これらの部品も、一応、「最悪のLOCA」と定義されている設計条件の環境には耐えられる。しかし、既述のように、これを上回るさらに過酷な高温・

³ こうして算出されたMARK I型格納容器の設計圧力は430kPaである。

高圧の環境には耐えられない。

そのような耐えられない環境を仮定した場合、そのまま格納容器の破壊が起こる限界まで放置するか、壁としての本来の役割を譲歩し積極的に内部の圧力を外部環境に開放して破壊を防ぐか、どちらかの選択をしなければならない。結局、後者の選択がやむを得ないものとされている。前者が放射性物質の「無秩序な放散」につながる恐れがあるのに対し、後者は「管理された放出」だからである。この目的のために設置されているのが「耐圧強化ベント」と呼ばれる系統で、ラプチャー・ディスクが外部環境との最終バウンダリとなっている。当該系統がライン構成され、ラプチャー・ディスクが破壊されたとき、格納容器内に充満している気体が排気筒の頂端から放出され、その時点の気象条件（風向、風速、大気安定度など）に応じて拡散されていく。外部環境への影響は、そのときの気体にどれだけの量の放射性物質が含まれているかに左右される。

e. 閉じ込める機能（第5の壁）について

第5の壁である原子炉建屋は、二次格納容器とも呼ばれる。一次格納容器に対しては、最悪のLOCAを考慮して設定した設計圧力における1日当たりの許容漏えい量（例えば、内部気積の0.5%）が規定されているが、二次格納容器である原子炉建屋のバウンダリとしての気密性は、非常用ガス処理系（SGTS）を運転させ、内部を負圧（例えば - 38mmH₂O）にすることで確保されるものとし、外部への漏えいに相当するパラメータとしては、SGTSによって1日当たりに排出される建屋内空気の量（例えば50%）とフィルター効率（例えば99%）を規定することで与えられる。したがって、水素爆発のような事象によって原子炉建屋自体が破損した場合には、この機能が失われ、フィルターを経由しない排気が直接外部環境に放出されることになる。

建屋内の蒸気配管が破断した場合、急激な内圧の上昇によって建屋が破壊される懸念がある。耐圧強化ベントのラプチャー・ディスクに相当するそのような場合の保護用としては、ブローアウト・パネルが設置されている。

2) 原子炉事故、使用済み燃料プール事故

a. 原子炉の暴走、核爆発の可能性

核分裂連鎖反応の中継を担う中性子には2種類ある。核分裂に伴って直ちに放出される「即発中性子」とある種の核分裂生成物からゆっくり放出される「遅発中性子」である。通常運転中の原子炉は、両者からの寄与で臨界が維持され、応答が比較的緩慢である。すなわち、仮に何らかの原因で連鎖反応が突然活発になるような事象があったとしても、遅発中性子の寄与によりその上昇の仕方は十分にゆっくりであるため、上昇を抑える効果（「負のフィードバック」と呼ばれ、水温の上昇、気泡の形成などがこれに当たる）が自然に働き、暴走することはない。

ただし、冷温停止時や原子炉起動操作の初期段階など特殊な状況下においては、遅発中性

子割合を上回る過剰で急激な反応度印加により、即発中性子だけで連鎖反応が支配されてしまう状況（即発臨界）も起こるため、その場合には負のフィードバックが追いつかず暴走が起こり得る。しかし、高濃縮ではなく低濃縮（4%前後）のウラン燃料を使い、臨界に必要な分以上の反応度（余剰反応度）が過大にならないように設計、管理された燃料が装荷されている商業用原子炉においては、いわゆる原子爆弾（超高濃縮金属燃料の合体による高速系）のような核爆発は起こり得ない。この事実は、軽水型発電用原子炉の開発初期において、米国が実験的に確認を行っている。

b. 崩壊熱と放射能の怖さ

原子炉圧力容器の水を数分間で空にするほどのペースで、毎時約5600tもの蒸気をタービンへと送り出している原子炉の核エネルギーは、たとえその5%程度であっても膨大である。これが、原子炉緊急停止（スクラム）に成功しても、その直後に依然と発生している原子炉内の崩壊熱である。崩壊熱の発生は、その後時間とともに低下していく。10分後には2%にまで下がり、100分後には1%、10時間後には0.7%、1日後には0.5%、10日後には0.3%、100日後には0.1%のように衰えていく。しかし、元の値が膨大であるだけに、0.1%といっても依然かなりの発熱量に相当する。この崩壊熱を除去しなければ、崩壊熱の発生源である燃料ペレットや燃料被覆管の温度が上昇を続け、溶融や損傷、崩壊が起こってしまう。それよりも融点の高い炉心を支持するステンレス鋼製の構造物にも同様の事態が起こってしまう。これらの現象が状況や段階に応じて、燃料損傷、炉心損傷、炉心溶融（メルトダウン）、メルトスルーと呼ばれている。この場合、特に重要なのは原子炉停止直後の除熱である。あるいはLOCAという事象についていうならば、ECCSによる再冠水を達成するための迅速な応答の重要性である。初期冷却に失敗した場合、その後の復旧が極めて困難で複雑なものになってしまう。第1、第2、第3と、次々と壁を突破しながら、放射性物質の放出が起こってしまうからである。

「表2.1.1-1」に、使用済み燃料の取り扱いに関する長期的配慮の必要性を示唆する一群の数値を示す。平成15（2003）年、MITが発行した The future of Nuclear Power にある情報である。これらは、初期濃縮度4.5%、燃焼度50GW/tのPWR燃料1tに対する概数であるが、BWRの原子炉に対しても、この何分の1かというオーダーとして大雑把に当てはまる。既述のように、運転中のBWRの原子炉には、新燃料と第2～第4サイクル目までの燃料が混在しているからである。

| 経過年数 | 放射能量 (TBq) | 崩壊熱 (W) | 放射能毒性 (水kl) |
|--|------------|---------|-------------------|
| 1年後 | 110,000 | >10,000 | 1,000,000,000,000 |
| 10年後 | 22,000 | 2,000 | 400,000,000,000 |
| 100年後 | 2,600 | 500 | 150,000,000,000 |
| 1,000年後 | 800 | 100 | 30,000,000,000 |
| 10,000年後 | 26 | 20 | 10,000,000,000 |
| 100,000年後 | 4 | 2 | 800,000,000 |
| 1,000,000年後 | 1 | 0.6 | 200,000,000 |
| (比較) 琵琶湖の貯水量 27,500,000,000kl ⁴ | | | |

表2. 1. 1-1 経過年数別の放射能量と崩壊熱、放射能毒性 (PWR燃料1t当たり)

そして前述のとおり、崩壊熱は未長く放出され続けていく。「放射能毒性」とは、含有される毒物をどれだけの水量で希釈すれば健康上問題なく飲用として使えるかという特性で、ここでは、1tの使用済み燃料に含まれている全ての放射性物質の希釈に必要な水量として表している。例えば、1tの使用済み燃料に含まれる放射性物質は、1000年後に琵琶湖の水で希釈してもまだ飲めない。

この情報は、壁を突破して外部環境に放出される放射性物質の影響を、定量的に把握する上で参考になるものと思われる。また、壁としてなぜ「5重」が必要であると考えたのかは推測されるものと思われる。このような影響の発端となる原子炉事故を回避すること、あるいは、発生してしまった際にその影響を極力小さくすることが重要なのであるが、それが発生してしまった場合にどのように進展していくものなのかを以下で述べる。

c. 原子炉事故とSBO

まず、原子炉設備において発生する事故には、**設計事故**（以下「DBA」という）と設計外事故（以下「B-DBA」という）という分類がある。前者は、原子力設備を設計する際、対処のための自動機能を具備させる対象としてあらかじめ考慮しておく事故のことである。例えば前述のLOCAはその代表的なものの一つである。LOCAが発生した場合、格納容器内の圧力が上昇するが、この信号を受けて直ちに原子炉を停止させ、ECCSを起動する。これが自動的に起こる。その確実性を期すために、信号系統もECCS系も、それを駆動させる電源系も、多重性、多様性を考慮して設計される必要がある。このような設計上の前提を超え、本来の自動機能だけでは対応できない事故がB-DBAであり、**過酷事故**とも称されている。自動機能だけで対応できないとなると、後は人的な対応が必要になる。そのような過酷事故の中で最も代

⁴ 国交省近畿地方整備局琵琶湖河川事務所ホームページ
<http://www.biwakokasen.go.jp/info/faq/qlist/qliste/e154.html> (平成24 (2012) 年6月6日最終閲覧)

表的で、かつ炉心損傷に至らしめる発生頻度の高いものとして長年警戒対象だったのがSBOである。したがってSBOをめぐるのは、海外において過去に実施された膨大な研究成果がある。

そのような研究成果の一つとして、米国NRC（米国原子力規制委員会）からの委託によりオークリッジ国立研究所が実施し、昭和56（1981）年11月に発行されたブラウンズ・フェリー原子力発電所1号機に対する解析書がある。これによると、当該原子炉においては、SBOの発生（T=0）から後、「表2.1.1-2」に示す主要な時系列を経ながら事故が進展していく。直前まで定格出力で運転中だった原子炉は、バッテリー電源が消耗して切れる4時間後までHPCIによって冷却が維持されるが、そこから先は、炉心損傷、炉心溶融（メルトダウン）、原子炉圧力容器の損傷（メルトスルー）、格納容器の損傷（電気ペネトレーションのブローアウト）、格納容器底部のメルトスルー、原子炉建屋基礎版のメルトスルーという順に進んでいく。事故対応のための手を全く加えないという前提であるが、約14時間のうちに厚さ7mに及ぶ原子炉建屋のコンクリート製基礎版も貫通してしまい、17時間ほどたった後には水分も減って、格納容器の損傷部から外部に漏出する気体の量もピーク期の数十分の1になる。ジルコニウム-水反応は、燃料被覆管に含有されるジルコニウムのうちの20%に対して起こり、重量にして約250kgの水素ガスが発生する。しかしこの解析書によれば、それから約2時間後に活発化する原子炉圧力容器の底部から崩落した溶融物とコンクリートとの化学反応（CCI）によって発生する水素と一酸化炭素の量も顕著であり、1分間当たり数kgオーダーの水素と100kg以上もの一酸化炭素が発生することになる。したがって、そのような反応が、コンクリートを貫通する数時間もの間継続的に起こるものとする、メルトスルーの後から膨大な量の可燃性ガスが発生することになる。

| SBO発生からの経過時間 | 事象 |
|--------------|---|
| 0 | SBO発生。 |
| 240分 | バッテリー電源喪失のためHPCI停止。 |
| 260分 | 原子炉水位低（本来のHPCIの起動設定値）まで降下。 ドライウェル温度85°C、ウェットウェル温度87°C。 |
| 280分 | 炉心の露出の始まり。 |
| 320分 | 炉心上部の空間温度485°C。 |
| 340分 | 炉心上部の空間温度821°C。 ドライウェル、ウェットウェルの温度103°C、圧力0.23MPa。 |
| 355分 | 炉心溶融の始まり。 |
| 389分 | 原子炉水位が炉心支持板まで低下。 |
| 390分 | 炉心支持板の損傷。 |
| 392分 | 溶融物が原子炉圧力容器の底部に崩落（メルトダウン）を開始。 |

| | |
|---------|--|
| 394分 | 原子炉压力容器の底部からの漏えい開始。 |
| 426分 | 原子炉压力容器底部の損傷。格納容器圧力0.34MPaに上昇。 |
| 426.04分 | 炉心溶融物（初期温度1433℃）がコンクリートと反応を開始し発熱。 |
| 513.59分 | ドライウエルの電気ペネトレーション温度が260℃を超え、ブローアウト発生。毎秒4.61kg、0.11kg、1.01kg、2.35kgの水蒸気、水素、二酸化炭素、一酸化炭素が放出され、格納容器からの漏えい率毎秒30.4m ³ 。 |
| 613分 | ドライウエル、ウエットウエル圧力0.10MPa。ドライウエル温度661℃、ウエットウエル温度98℃。格納容器からの漏えい率毎秒29.6m ³ 。 |
| 695分 | ドライウエル温度623℃、ウエットウエル温度97℃。 格納容器からの漏えい率毎秒64.7m ³ 。 |
| 約840分 | 厚さ700cmのコンクリート（原子炉建屋基礎版）を貫通。 |
| 1028分 | ドライウエル温度614℃、ウエットウエル温度97℃。 格納容器からの漏えい率毎秒1.34m ³ 。 |

表2.1.1-2 SBO事故の進展解析（ブラウンズ・フェリー原子力発電所1号機）

d. さらに過酷な原子炉事故

以上のSBOでは、HPCIによる炉心冷却が発生後4時間続くものとしている。しかし、もしそのような冷却さえ得られなかったらどうなるか、あるいは、もし単なるSBOではなくそれにLOCAが重複していたらどうなるか。このようなさらに過酷な原子炉事故のシナリオもあり得るはずである。実は前述のオークリッジ国立研究所による解析は、そのようなケースも包含する以下の6つのシナリオに対して行われた。

| シナリオ | SBOに重複する事象 |
|------|---|
| 1 | HPCI/RCICが正常に起動し4時間運転。 |
| 2 | HPCI/RCICが正常に起動し4時間運転するが、SR弁に開固着発生。 |
| 3 | HPCI/RCICが正常に始動しないためSR弁を開いて急速減圧させ燃料を蒸気冷却。 その間RCICをマニュアル始動。 |
| 4 | 上記と同様、SR弁による蒸気冷却。RCICをマニュアル始動。 ただしSR弁に開固着発生。 |
| 5 | HPCI/RCICが始動せず。 |
| 6 | HPCI/RCICが始動せず。SR弁に開固着。 |

表2.1.1-3 SBO事故の進展解析におけるSBO重複事象

後に議論される福島第一原発1号機の事故は、早期のうちにIC系を喪失しており、「シナリオ5」に近いところがある。さらに、これにLOCAの可能性を付加するならば「シナリオ6」に近くなる。

予想されることであるが、このような事象を重ね合わせた場合には、炉心溶融の始まりや原子炉圧力容器の損傷、格納容器の損傷時間が著しく早められることになる（「表2.1.1-4」参照）。なお、表中、「ウェットウェル破損」とあるのは、強力な蒸気の噴射や凝縮振動に伴う動荷重によって圧力抑制室が損壊するという予想である。わが国のMARK I型格納容器に対しては、1980年代に、LOCA時の動荷重などに対する一連の補強工事が実施されているが、ここでの過酷事故に伴う動荷重に対してまでも包含するものではない。

単位：分

| シナリオ | 原子炉、原子炉圧力容器の損傷 | | | | | | 格納容器の損傷 | | |
|------|----------------|-----|-----|------|--------|------|-----------|-----------|----------|
| | 炉心露出 | 再冠水 | 再露出 | 溶融開始 | メルトダウン | 底部損傷 | ウェットウェル破損 | 電気ベネ漏えい開始 | ドライウェル損傷 |
| 1 | 302 | | | 355 | 392 | 426 | | 503 | 514 |
| 2 | 315 | | | 388 | 419 | 515 | | 515 | 580 |
| 3 | 21 | 22 | 347 | 395 | 449 | 539 | | 539 | 601 |
| 4 | 11 | 12 | 337 | 396 | 453 | 543 | | 543 | 596 |
| 5 | 33 | | | 69 | 95 | 128 | 130 | 190 | 193 |
| 6 | 17 | | | 57 | 78 | 143 | 145 | 168 | 175 |

表2.1.1-4 シナリオ別の損傷時間

以上の一連の解析結果については、それらが30年以上も前に実施されたものであるという点で精度に対する疑念があるかもしれない。しかし、その後のさまざまな再評価の結果と比べても大きな違いはなく、それから20年後、今度はサンディア国立研究所がNRC職員の研修用に編集した資料NUREG/CR-6042の内容と比較をしても、それほど有意な差異は見受けられない。

ただしNUREG/CR-6042には、さらなる詳細な知見も含まれている。例えば、炉心溶融が進行する過程で、融点の低い制御棒だけが先行して溶け落ち、赤熱の燃料集合体だけが炉心に残るといった仮想的な状況に対する危険性についての議論がある。その場合、減速材の水がないことで臨界になることはないが、仮にそのままの状態に注水された場合には臨界超過（暴走）が起こり得る。しかし、そのような状況を実際に現出させるためには、燃料集合体だけが溶融せずに整然と残り、注水されたときの熱衝撃にも耐えて燃料棒の形状を保つというおよそ起こり得ない状況を想定しなければならず、これは現実にはあり得ないものと判定されている。この先損傷が進行する炉心の状況、さらに、メルトダウン後、原子炉圧力容器の底部にたまった溶融物、メルトスルー後に原子炉圧力容器の底部から漏れてペDESTAL内に滞留する炉心溶融物に対しても、もはやそれらの臨界性についての議論はなく、結局、進行する原子炉事故の過程における再臨界の可能性は、現実的な懸念としては扱われていない。ま

た、原子炉圧力容器の底部にまで水位が低下した後、炉心支持板が溶け落ちることで崩落する炉心溶融物が水に没入する際、水蒸気爆発を起こすのではないかという懸念についても議論されており、実施されたさまざまな実験結果を根拠に、そのような懸念も実質的にはないとの趣旨が述べられている。

炉心溶融物がコンクリートを侵食していくプロセスに関しては、溶融物を熱した鉄の円柱や山盛りのくぎで模擬した実験によって推測している。これらの実験によれば、溶融物はコンクリートを溶かしながら沈降し、水蒸気、水素、二酸化炭素、一酸化炭素などの気体を発生させ、鉄筋が存在する場合には、それが触媒となってメタンガスも発生させるという。そしてそのようなコンクリートの溶融物の上には通気性のある「殻」を形成させ、その下にガスだまりを作ることで、上からの水による冷却効果を低下させるという。このとき発生するガスは、コンクリートなどから発せられた粒子成分を含み、さまざまな放射性物質を運搬する媒体（放射能エアロゾル）となる。

いわゆる「チャイナ・シンδροーム（基礎版を貫通した炉心溶融物が、さらに下降を続けていく現象）」の現実性についても実験と解析が行われている。ドイツの研究機関が、同国の代表的な規模のPWR型原子炉に対して行った解析結果によれば、炉心溶融物は、コンクリートの層を1050日かけて侵食し、深さ約19mにまで達するが、ついにこの時点で溶融物の表面からの放熱と溶融物の発熱がバランスして成長が止まり、この先は縮小に転ずるという。もし、19mものコンクリートの層が存在せず、貫通した基礎版のすぐ下に地下水がある場合には、溶融物は、これに接する前に垂直方向への成長を止め水平方向に広がるが、230日目では膨張から縮小に転ずるとの結果である。

e. 放射性物質の放出

原子炉事故の進展による放射性物質の放出は、いくつかの段階として起こる。以下は、軽水炉事故のソースタームについて議論しているNUREG-1465（平成7（1995）年2月発行）にある内容に基づく。まず、燃料被覆管が損傷した時点では、燃料ペレットの空隙から外側に漏れて燃料被覆管の中に閉じ込められていた揮発成分、すなわち、希ガス、ハロゲン、アルカリ金属が放出される。このときの放出は、「ギャップ・リリース」と呼ばれ、全内蔵量のうちのそれぞれ約5%に当たると推定されている。また、燃料被覆管が損傷するときの温度を考慮した場合、このときの代表的なアルカリ金属であるセシウムは、代表的なハロゲン元素であるヨウ素と化学結合し、ヨウ化セシウムとして放散される。

事故が進展して燃料ペレットの溶融が起こると、空隙の中に閉じ込められていた成分も放出されることになる。これで希ガスはほぼ100%放出されてしまう。アルカリ金属とハロゲン元素も20～25%がそれぞれ放出される。テルル、ストロンチウムも新たに含まれる。このときの放出は「早期炉内放出」と称される。

事故がメルトスルーの段階にまで進んだ場合には、「炉外放出」が起こる。前述のCCIに伴う放射能エアロゾルによる放出である。アルカリ金属とハロゲン元素の30～35%が新たに

放出され、テルルの25%、ストロンチウムの10%に加え、プルトニウムなども含まれるといわれている。炉外放出と並行して、原子炉圧力容器内の残留物からの「後期炉内放出」もあるが、量的には軽微である。

ただし、以上の放出パターンは、原子炉停止後間もなくして原子炉事故が発生する場合で、しかも、人為的な事故対応が全く介入しない場合に関するものである。そのため、これらがなされた場合には、放出パターンは大いに变化し得る。さらに、希ガスとヨウ素については、原子炉が停止してから放出されるまでの経過時間によって、被ばく管理上有意味な元素とその同位体が大いに異なる。例えば希ガスの場合、停止直後の放出においてはクリプトンも有意な放射性物質として扱わなければならないが、1日を経過してからであればキセノンと比較して無視してもよく、また、その場合のキセノンの同位体に関しても、1日目から3日目までの放出においてはXe-133とXe-135に注目しなければならないが、3日目をすぎたところからはXe-133だけに注目すればよい。ヨウ素の場合も同様で、直後にはI-131、I-132、I-133、I-134、I-135の全ての同位体に注目しなければならないが、半日後からはI-134を除外し、3日目からはI-135、10日目からはI-133、30日目からはI-132と順次除外し、以降はI-131に対してのみ注目すればよい。

最後に、放射性物質の放出源となるインベントリ、すなわち、原子炉及び使用済み燃料プールに蓄積されている総放射能を示す。これは、原子炉事故の潜在的なリスクの上限を評価するために不可欠な情報である。ここでは、事故直前の平成23（2011）年3月11日における福島第一原発に関するデータを「表2.1.1-5」に示す。

原子炉内の総放射能は、運転中であった1、2、3号機が定期検査中の5、6号機と比較して当然大きく、それぞれ 2.90×10^{20} Bq、 5.00×10^{20} Bq、 5.00×10^{20} Bqであった。使用済み燃料プール内の総放射能は、4号機が他号機と比較して大きく、 2.10×10^{19} Bqであった。また共用プール内には6,375体もの燃料集合体が保管されており、総放射能も 1.40×10^{19} Bqと4号機の使用済み燃料プールに次ぐ量であった。

| ユニット | 原子炉 | | 使用済み燃料プール | |
|-------|---------|--------------|-----------|-----------|
| | 燃料集合体数 | 総放射能 (Bq) | 燃料集合体数 | 総放射能 (Bq) |
| 1号機 | 400 | 2.90E+20 | 392 | 1.60E+18 |
| 2号機 | 548 | 5.00E+20 | 615 | 5.50E+18 |
| 3号機 | 548 | 5.00E+20 | 566 | 4.80E+18 |
| 4号機 | * (548) | ** (1.7E+19) | 1,535 | 2.10E+19 |
| 5号機 | 548 | 1.60E+19 | 994 | 9.20E+18 |
| 6号機 | 764 | 1.00E+19 | 940 | 2.70E+18 |
| 共用プール | | — | 6,375 | 1.40E+19 |

* 4号機の定格

** 炉内に燃料が入っていたと仮定した場合の値

表2.1.1-5 原子炉及び使用済み燃料プール内の燃料集合体数及び総放射能⁵

⁵ 東電資料をもとに、当委員会作成。なお、表中の例えば4.5E+19の表記は 4.5×10^{19} を意味する。

f. 使用済み燃料プールの冷却水喪失事故

使用済み燃料プールの冷却水喪失事故に関しては、原子炉内での燃焼により核分裂性物質が減少していること、原子炉内での燃焼から時間が経過しており、崩壊熱がそれだけ低下していること、冷却水を喪失した場合の雰囲気は空気であること、使用済み燃料プールに対しては第5の壁（原子炉建屋）以外の閉じ込める機能がないこと、原子炉よりも多量の燃料が貯蔵されていることがあることなど、原子炉内とは異なる条件が存在する。

比較的発熱量の大きい使用済み燃料が保管されている使用済み燃料プールの冷却水が喪失した場合、損傷及びその進展状況によっては、過熱による「ジルコニウム火災」の懸念がある。米国では、このような懸念を軽減するための方法として、原子炉から取り出した使用済み燃料を市松模様にして使用済み燃料ラックに配置する概念が、米国科学アカデミー（NAS）からの平成16（2004）年の報告書において提唱され、これを受けたNRCからの命令書（B. 5. b）においても、その「フェーズI」として、この運用が原子力発電事業者に指示されている。

このように、原子炉だけでなく使用済み燃料プール内の燃料管理にも十分な配慮がなされるべきである。ここでは、原子炉事故直前の平成23（2011）年3月11日時点の福島第一原発における使用済み燃料プールの貯蔵状況を「表2. 1. 1-6」に示す。

4号機と共用プールの占有率はほぼ100%に近く、それぞれ96.5%、93.2%であった。また、平成24（2012）年1月1日時点でも依然として高い崩壊熱を発していることに特徴がある。

| ユニット | 使用済み燃料 集合体 | 新燃料 集合体 | 合計 | 貯蔵容量 | 占有率(%) | 崩壊熱 (MW) | | |
|-------|---------------|------------|-------|-------|--------|-----------|-----------|----------|
| | | | | | | 2011/3/11 | 2011/6/11 | 2012/1/1 |
| 1号機 | 292 | 100 | 392 | 900 | 43.6 | *0.18 | *0.16 | 0.13 |
| 2号機 | 587 | 28 | 615 | 1,240 | 49.6 | *0.62 | *0.52 | 0.4 |
| 3号機 | 514 | 52 | 566 | 1,220 | 46.2 | *0.54 | *0.46 | 0.36 |
| 4号機 | 1,331 | 204 | 1,535 | 1,590 | 96.5 | *2.26 | *1.58 | 1 |
| 5号機 | 946 | 48 | 994 | 1,590 | 62.5 | 1.01 | 0.77 | 0.56 |
| 6号機 | 876 | 64 | 940 | 1,770 | 53.1 | 0.87 | 0.73 | 0.58 |
| 共用プール | — | — | 6,375 | 6,840 | 93.2 | 1.13 | 1.12 | 1.1 |

表2. 1. 1-6 使用済み燃料プールの貯蔵状況⁶

2. 1. 2 地震・津波による主な被害とその影響

本事故の起因となった地震・津波は、多大な被害と影響を福島第一原発にもたらした。そして、この被害と影響は、それまでに行うべき安全対策を実施せず先延ばしにしてきた原子力発電所の弱みを、白日の下にさらすものであった。そこで本節では、地震・津波を起因とした主な被害とその影響を概括し、それらに考察・評価を加えることで、原子力発電所の安全性に関する課題を導出した。

1) 主な被害とその影響

平成23（2011）年3月11日14時46分に発生した東北地方太平洋沖地震は、東電新福島変電所

⁶ 東電資料及び東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）添付資料」（平成23（2011）年12月2日）をもとに、当委員会作成。

から福島第一原発にかけての送変電設備を損傷させ、送電を停止させた。また、東北電力の送電網から受電する66kV東電原子力線が予備送電線として用意されていたが、1号機金属閉鎖配電盤（M/C）に接続するケーブルの不具合のため同送電線から受電することもできず、全ての外部電源を喪失した。

そして、地震発生から約50分後に来襲した津波によって、多くの非常用ディーゼル発電機や冷却用海水ポンプ、所内配電系統設備、直流電源設備等が浸水した。

以上の結果、1、2、4号機では全電源を、3、5号機では全交流電源を喪失するに至った。さらに、3号機も3月13日2時42分には直流電源が枯渇し、全電源を喪失した。

一方、地震・津波の被害による影響は、電源に対してのみにとどまらなかった。すなわち、津波はその強力な運動エネルギーとともにがれきや車両、重機、重油タンク、土砂等を伴って発電所に押し寄せ、建屋や機器・設備を破壊した。また、3、4号機超高压開閉所や運用補助共用施設（共用プール建屋）にまで津波が及び、主要建屋エリア全体にわたって大量の海水が流れ込んだ。津波が去った後も、津波漂流物が発電所構内に散乱し、車両の通行や資機材搬入作業を妨げるとともに、マンホールやグレーチング⁷等のふたを吹き上げて開口部を作り、地震による発電所構内道路の隆起、沈降、陥没と相まって、アクセス性が著しく悪化した。また、継続的に発生する大規模な余震や津波は、それへの警戒と断続的な作業中止を余儀なくさせ、円滑な事故対応を阻害する一因となっていた。さらに、電源喪失によって中央制御室⁸での監視や制御といった中央制御機能、発電所内の照明、通信手段を一挙に失った。そのため、有効な手段や手順書もない中、現場運転員や作業員たちによる臨機の判断、対応に依拠せざるを得ず⁹、まさに手探りの状態での事故対応を強いられた。

電源喪失によって、適時かつ実効的な原子炉冷却も著しく困難になっていた。なぜなら、原子炉冷却、すなわち、高压注水や原子炉減圧、低压注水、格納容器冷却又は減圧、最終ヒートシンクへの崩壊熱除去といった、冷温停止へ向けた各ステップの実行とその成否は、電源の存在に強く依存しているためである。また、前述した発電所構内のアクセス性の悪化は、消防車による代替注水や電源車による仮設電源、格納容器ベントのライン構成及びそれらの継続的な運用において、大きな障害になった。

2) 考察・評価

a. 電源系統の多重性、多様性、独立性¹⁰は自然災害でも機能したか

電源喪失を経験し、原子力発電所の安全確保における電源への依存性と、それに伴う電源

⁷ グレーチングとは、鋼材を格子状に組んだ溝ふたのことをいう。

⁸ なお第2部では、中央制御室のことを中央操作室又は中操ということがある。

⁹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

¹⁰ 多重性とは、同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が2つ以上あることをいう。多様性とは、同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が2つ以上あることをいう。独立性とは、2つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

の重要性を改めて認識せざるを得なかった¹¹。と同時に、電源系統が原子力発電所内外に広がる一連の系であるという特徴も再認識させられた¹²。

では、電源系統の信頼性を高め、電源喪失を防止するためにはどうしたらよかったのだろうか。過酷事故においてその機能の維持が必要不可欠となる機器・設備に関しては、単一故障のみに着目するのではなく、それでは対処できない領域、すなわち、原子力発電所の安全に対する脅威が複合して発生し、複数の機器・設備の安全機能が同時に失われる事象に対しても、原子力発電システム全体としての安全性を確保するという視点に基づいた多重性、多様性、独立性を持つ設計が必要であった¹³。

発災当時の福島第一原発における電源系統の設計はどのようなようだったか。これを所内電源系統と外部送電系統に分類し、以下で検証する。

① 所内電源系統（「表2.1.2-1」、「図2.1.2-1、2」を参照）

- ・複数の機器・設備が、同一場所に設置されている場合が多くみられる。例えば1号機では、全ての常用M/Cと非常用M/C、常用パワーセンター（P/C）がタービン建屋1階に設置されている。
- ・また、電源系統の上流と下流に位置する機器・設備が同一場所又は隣接場所に設置されている場合がある。例えば3号機では、全ての常用M/Cと非常用M/C、常用P/C、非常用P/C、非常用ディーゼル発電機が、隣接するタービン建屋とコントロール建屋の地下1階に設置されている。

そのため、今般の津波により現実化した外部溢水だけでなく、内部溢水や火災といった外部事象、意図的な破壊行為等の脅威に対しても脆弱性を有しており、特定の1カ所における被害だけで全交流電源喪失に陥る状況であった。

¹¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

¹² 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

¹³ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

| | 1号機 | | | 2号機 | | | 3号機 | | | 4号機 | | |
|-------------|----------------|------|----|---------------------|------|--------------|---------------|------|----|--------------------|------|--------------|
| | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 | 機器 | 使用可否 | 状況 |
| 非常用ディーゼル発電機 | D/G 1A | × | 水没 | D/G 2A | × | 水没 | D/G 3A | × | 水没 | D/G 4A | × | 水没(工事中) |
| | D/G 1B | × | 水没 | D/G 2B | × | M/C水没使用不可 | D/G 3B | × | 水没 | D/G 4B | × | M/C水没使用不可 |
| 非常用M/C | M/C 1C | × | 被水 | M/C 2C | × | 水没 | M/C 3C | × | 水没 | M/C 4C | × | 水没(点検中) |
| | M/C 1D | × | 被水 | M/C 2D | × | 水没 | M/C 3D | × | 水没 | M/C 4D | × | 水没 |
| | | | | M/C 2E | × | 水没 | | | | M/C 4E | × | 水没 |
| 常用M/C | M/C 1A | × | 被水 | M/C 2A | × | 水没 | M/C 3A | × | 水没 | M/C 4A | × | 水没 |
| | M/C 1B | × | 被水 | M/C 2B | × | 水没 | M/C 3B | × | 水没 | M/C 4B | × | 水没 |
| | M/C 1S | × | 被水 | M/C 2SA | × | 水没 | M/C 3SA | × | 水没 | | | |
| | | | | M/C 2SB | × | 水没 | M/C 3SB | × | 水没 | | | |
| 非常用P/C | P/C 1C | × | 水没 | P/C 2C | × | 給電元M/C水没使用不可 | P/C 3C | × | 水没 | P/C 4C | — | 工事中 |
| | P/C 1D | × | 水没 | P/C 2D | × | 給電元M/C水没使用不可 | P/C 3D | × | 水没 | P/C 4D | × | 給電元M/C水没使用不可 |
| | | | | P/C 2E | × | 水没 | | | | P/C 4E | × | 水没 |
| 常用P/C | P/C 1A | × | 被水 | P/C 2A | × | 給電元M/C水没使用不可 | P/C 3A | × | 水没 | P/C 4A | — | 工事中 |
| | | | | P/C 2A-1 | × | 水没 | P/C 3B | × | 水没 | P/C 4B | × | 給電元M/C水没使用不可 |
| | P/C 1B | × | 被水 | P/C 2B | × | 給電元M/C水没使用不可 | P/C 3SA | × | 水没 | P/C 4B | × | 給電元M/C水没使用不可 |
| | P/C 1S | × | 被水 | P/C 2SB | × | 水没 | P/C 3SB | × | 水没 | | | |
| 直流125V | 125V DC BUS-1A | × | 水没 | 125V DC DIST CTR 2A | × | 水没 | 直流125V主母線盤 3A | ○ | — | 直流125V主母線盤 4A | × | 水没 |
| | 125V DC BUS-1B | × | 水没 | 125V DC DIST CTR 2B | × | 水没 | 直流125V主母線盤 3B | ○ | — | 直流125V主母線盤 4B | × | 水没 |
| | | | | 直流125V 2D/G B 主母線盤 | × | 水没 | | | | 直流125V 4D/G B 主母線盤 | × | 水没 |

※1設置建屋と設置階

タービン建屋地下1階 共用プール建屋地下1階 コントロール建屋地下1階
 タービン建屋1階 共用プール建屋1階 その他

表2.1.2-1 所内電源系統設備の設置場所と被害状況及び使用可否の状況¹⁴

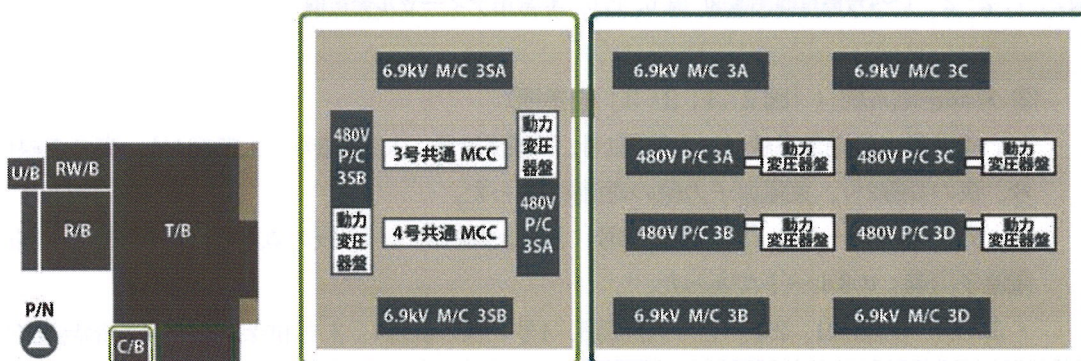


図2.1.2-1 3号機タービン建屋及びコントロール建屋地下1階平面図(一部)¹⁵

¹⁴ 東電「福島原子力事故調査報告書(中間報告書)添付資料」(平成23(2011)年12月2日)をもとに、当委員会作成。

¹⁵ 東電資料をもとに、当委員会作成。

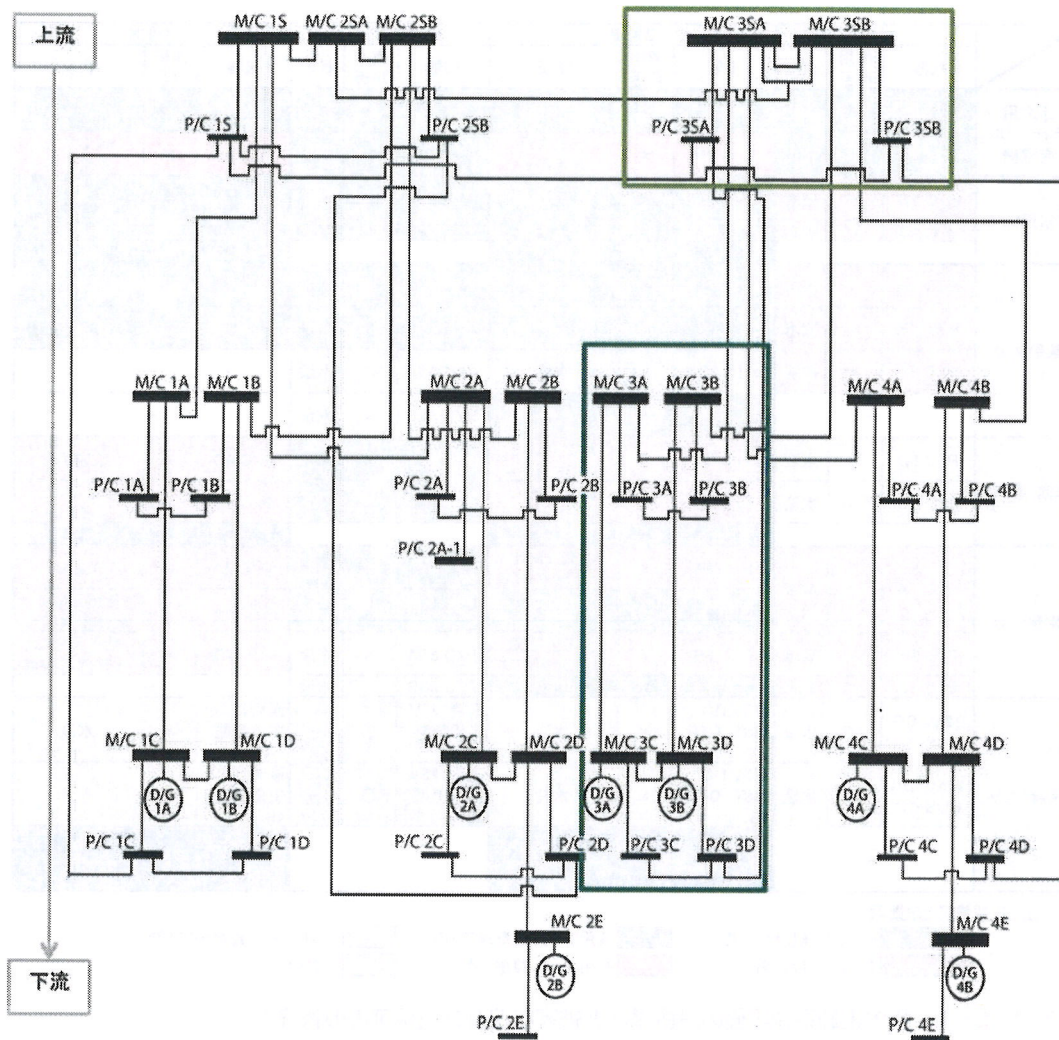


図2. 1. 2-2 1~4号機単線結線図 (M/C、P/C、非常用ディーゼル発電機)¹⁶

② 外部送電系統（「図2. 1. 2-3」を参照）

- ・1~6号機への送電系統は、大熊線1号、大熊線2号、大熊線3号、大熊線4号、夜の森線1号、夜の森線2号、東電原子力線の7回線であった。
- ・一方、送電ルートは「大熊線1、2号」と「大熊線3、4号・夜の森線1、2号併架」、「東電原子力線」の3ルートであった。
- ・また、「大熊線1、2号」と「大熊線3、4号・夜の森線1、2号併架」は東電新福島変電所及び東電新しいわき開閉所を、「東電原子力線」は東北電力富岡変電所を経由する。
- ・さらに、「東電原子力線」は発災当時、ケーブル不具合により利用不能な状態だった。

¹⁶ 東電「電気事業法106条第3項の規定に基づく報告の徴収に対する報告について」（平成23（2011）年5月16日）掲載の図に、説明の便宜上、当委員会加筆。

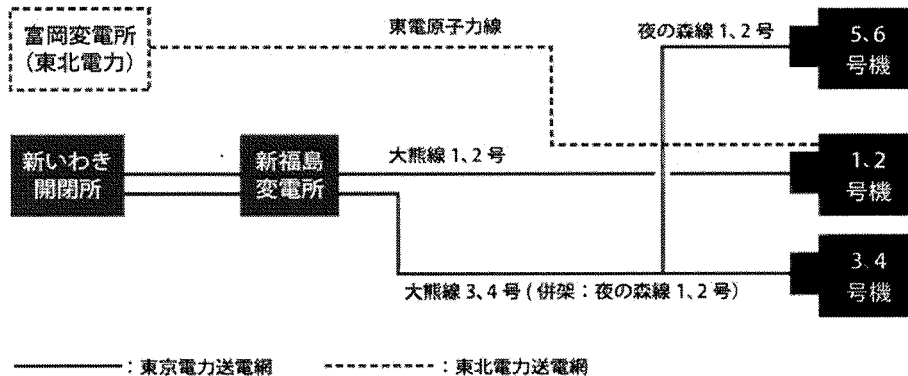


図2. 1. 2-3 福島第一原発への送電系統概略図¹⁷⁾

そのため、今般の地震動により現実化した送電鉄塔の倒壊（5、6号機に接続する夜の森線1、2号）だけでなく、台風や竜巻、豪雪といった外部事象、意図的な破壊行為等の脅威に対しても脆弱性を有しており、3つの送電ルートがともに機能を失うか、新福島変電所又は新しいわき開閉所、及び富岡変電所からの送電機能を失うだけで、1～6号機全てが外部電源喪失に陥る状況だった。

電源系統に関する以上の検証から、自然災害に対する電源系統全体としての多様性、独立性は十分ではなかった。そのため、原子力発電所の安全に対するさまざまな脅威に対処し得る、電源系統全体としての多様性と独立性を有した設計の在り方を改めて整理し直し、それを実践することが必要である¹⁸⁾。

b. 東電新福島変電所の耐震性はどのような状況だったか

新福島変電所は、500kV昇圧以来34年が経過しており設備劣化があることや、敷地の地盤特性のため降雨時に造成地盤法面の崩壊が散発されている等の問題点がある。また、複雑な地盤構造（双葉断層）上に立地するため、福島第一原発における基準地震動クラス¹⁹⁾の地震が発生した場合には、新福島変電所地点では地震動が増大し、開放基盤面における最大加速度が1024Galにも達するとされていた²⁰⁾。東電の検討資料には、開放基盤面で最大加速度1024Galが生じた場合について、現状の耐震能力で被災した場合には、外部電源を7日以内に復旧することは困難との記載もみられる²¹⁾。

新福島変電所及び関連する送電系統の耐震強化は平成32（2020）年完了予定だったため、

¹⁷⁾ 東電資料をもとに、当委員会作成。

¹⁸⁾ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

¹⁹⁾ 福島第一原発の場合、旧耐震設計審査指針に基づく基準地震動S2は最大加速度270Gal、同基準地震動S2（直下地震）は最大加速度370Galであった。東電「福島第一原発および福島第二原発『発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針』の改訂に伴う耐震安全性評価結果 中間報告書の概要」（平成20（2008）年3月31日）

²⁰⁾ 東電資料

²¹⁾ 東電資料

平成23（2011）年3月11日時点ではいまだ耐震脆弱性を有していた。そして、今般の地震動によって遮断器等の変電設備が損傷しており、外部電源喪失の一因となった。

c. 中央制御機能や照明、通信手段の喪失によってどのような影響があったか

① 中央制御機能（中央制御室では事故対応ができなかった）

中央制御機能を失ったため、運転員が原子炉の状態や事故の急速な進展を正しく把握し、判断し、行動することが困難になった。そのため、中央制御室で対応に当たった運転員は打つ手を失い、数時間を無駄にせざるを得ないこともあった²²。さらに悪いことに、普段であれば中央制御室で集中処理している監視や制御などの多くの作業を、各機器・設備が複雑に配置された現場において、直接実施するしかなくなった。

なお、原子炉の状態や事故の急速な進展に関する一次情報を得られなかったことは、発電所外の利害関係者²³が必要な情報を入手し、判断し、行動することをも著しく困難にし混乱を呼んだ点は、重要な波及的影響であった。

② 照明（現場での事故対応作業ができなかった、又は遅れた）

中央制御機能の喪失によって、事故対応作業の多くを現場で直接実施せざるを得なくなったが、照明を失ったため完全な暗黒となった発電所内での作業は、中央制御室や発電所緊急対策室での図面等による事前確認と運転員の記憶を頼りにせざるを得なかった。また、地震・津波による道路の破壊やがれき、漂流物、滞留した大量の海水などの障害物の影響と照明の喪失とが相まって、現場へ行っても事故対応作業を遂行できなかつたり、遅滞してしまつたりした。

なお、照明の喪失には、余震によって響くごう音と揺れによる恐怖感もあり、現場に一刻も早くたどり着こうとする運転員の気力をひるませるほどの影響力があったことは、特段の注意が必要であろう。

③ 通信手段（入手した情報の伝達ができなかった、遅れた、又は誤った）

地震・津波の影響によって、発電所内や発電所と中央制御室間の通信手段であるページング²⁴やPHS・固定電話の保安電話端末、トランシーバが使用不能となった。そのため現場では、適当な間隔で人員を配置し声による伝言で情報伝達したり²⁵、誤作動で発鳴している火災報知器の音を利用して応急の信号にしたり²⁶とさまざまな創意工夫が行われた。しかし、これらをもってしても、情報伝達ができなかつたり、遅滞したりと、現場の作業効率が著しく低

²² 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

²³ 発電所緊急対策室や本店緊急対策室、オフサイトセンター、原子力安全・保安院（以下「保安院」という）等の関係官庁、地方公共団体、周辺住民等といった主体が考えられる。

²⁴ ページングとは、原子力発電所内各箇所に設置されたハンドセットステーションとスピーカで構成された所内連絡用通信設備をいう。操作が簡単で高騒音環境下でも明瞭な放送及び通話が可能。

²⁵ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

²⁶ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

下していた。それだけでなく、通信手段の制約が運転員の安全確保を困難にしたことは想像に難くない。

一方、各中央制御室と発電所緊急対策室²⁷間の通信手段も、それぞれホットライン2回線ずつに限定されたため²⁸、処理しなければならない膨大な情報量を前に、錯綜した状態だった²⁹。そのため、伝えるべき情報が誤って伝わったことも少なくなかった³⁰。

なお、情報は中央制御室から発電所緊急対策室への一方向に流れることが多く、地震や津波、他のユニットや発電所、家族の安否といった外部情報を中央制御室では得ることができなかった³¹。そのことが運転員の精神的ストレスとなっており³²、事故対応を一層困難にした一因でもあった。

①～③における検証のように、中央制御機能や照明、通信手段の確保は、過酷事故という緊急事態に対処するための極めて重要な基本インフラである。したがって、電源系統と同様、その設計段階で多重性、多様性、独立性を持たせるとともに、緊急時を常に意識した運用を行っていくことが必要である³³。

d. 中央制御室は機能性と居住性³⁴を備えていたか

事故対応の最前線となる中央制御室は、機能性と居住性が最も高い場所でなければならない。精神的、肉体的に過酷な環境の下、限られた人数の運転員が長時間にわたって中央制御室にとどまり、事故対応を行わなければならないためである。

しかし現実には、中央制御機能や発電所内外の照明、通信手段を喪失し、原子炉を安全停止するための手段の多くを電源喪失によって失った。このように、中央制御室の機能性は満足いくものではなかった。

一方、中央制御室の居住性も同様であり、中央制御室における放射線防護に失敗した。すなわち、中央制御室内を正圧に維持することで放射能を防護する空調・換気システムが、電源喪失によって十分に働かなかった。そのため、炉心損傷の進展とともに漏出した放射能が中央制御室へも流入し、中央制御室内での放射能被ばくという重い負担を運転員に強いた。

また、長時間にわたる過酷な事故対応を支えるべき飲食や睡眠、トイレといった生活上の基礎もままならない状況であったこと³⁵も、中央制御室の居住性を確保する上で不足していた点であった。

²⁷ 福島第一原発の場合、発電所緊急対策室は免震重要棟内に設置された。

²⁸ 東電資料

²⁹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³⁰ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³² 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³³ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³⁴ 中央制御室の居住性とは、事故発生時においても、事故が収束するまでの期間にわたり運転員がとどまって、各種の監視や操作が行えるような環境をいう。

³⁵ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

このように、中央制御室は事故対応の最前線となるための十分かつ適切な機能性と居住性を備えていなかったため、電源喪失等の過酷事故を前提としてもなお、中央制御室の機能性と居住性を確保できる設計とその運用が必要である。

e. 発電所外からの資機材支援に強く依存しての事故回避は効果的だったか

福島第一原発からの資機材支援要請は、消防車や電源車、ホースやケーブル、燃料、バッテリー、ポンプ、モーター、原子炉冷却用の水、放射線防護用の備品や消耗品類など、多種多様で量も膨大であった。1～6号機の合計6ユニットが同時に被災し、それぞれが原子炉事故に向かって進展していく事態に、必要な資機材の多くを発電所内で調達し、即座に使用できるような事前の備えがなかったためである。では、発電所外からの資機材支援に強く依存しての事故回避はなし得たのだろうか。

それには多くの困難が伴ったと思われる。逆に、発電所内で、又は発電所周辺から迅速に資機材を調達できる備えがあれば、原子炉事故を防止又は緩和できていた可能性があった³⁶。

本事故の場合、通信手段は限定され³⁷、意思伝達の齟齬も避けられず³⁸、道路の破壊と津波漂流物の散乱でアクセス性が悪化、発電所周辺の放射線レベルも高まったため輸送が一時停止し³⁹、ようやく一部の資機材が到着しても未着の資機材と一緒に使用しなければ事故対応では機能しないこともあった⁴⁰。

このように、原子炉事故においては、発電所外からの資機材支援にはさまざまな限界があるため、事故対応上重要な資機材⁴¹については、発電所内で、又は発電所周辺からも調達できる備えが必要である。

2.1.3 原子炉事故の進展

「2.1.2」で検証したように、福島第一原発は地震・津波による被害とその影響によって電源を喪失し、危険で過酷な現場環境に加え、原子炉冷却も困難な状況に陥っていた。このような環境の中、運転員は原子炉事故を回避すべく対応を続けたが、1～3号機は原子炉事故に、4号機は原子炉建屋が爆発し使用済み燃料プールが外部環境に露出する事故に至った。それに対して5、6号機は、さまざまなリスクを抱えながらも冷温停止に成功した。

本節では、1～4号機における事故の進展を総合的に整理した上で、事故の進展に関する諸論点について号機別に考察・評価を行った。また、5号機についても同様のプロセスで検証を行った。

³⁶ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³⁷ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³⁸ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

³⁹ 東電資料

⁴⁰ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁴¹ 例えば、海水ポンプやモーター、代替注水設備、ホース、電源車、ケーブル、所内大容量電源等が考えられる。

1) 1～4号機における事故の進展

福島第一原発の各号機における被災状況とそれぞれの事故の進展に関しては、既にいくつかの調査報告書において時系列的に解説されている。そこで本報告書においては、そのような時系列的な解説を繰返すことは控え、同時に被災した1～4号機の原子炉に対し、福島第一原発の運転員がどのような対処を試みたのか、その全般的な流れを総合的に整理した。

a. 平成23（2011）年3月11日

① 当初、最も危険だとされた2号機

地震によりスクラム停止し、主蒸気隔離弁の閉鎖によって復水器への排熱が遮断された1号機の原子炉には、もともとICによる圧力調整手段があった。ICは、これ自体が最終ヒートシンクであり、原子炉からの崩壊熱を蒸気管から受け入れ、内部の細管を介して胴側の水に伝えることで除熱の機能を果たす。やがて胴側の水は沸騰して減少し始めるが、これを補給するための系統も準備されていた。非常用ディーゼル発電機からの交流電源とともにバッテリーからの直流電源も喪失し、ICの操作ができなくなってしまったが、それが、ICが隔離されたタイミングにおいて発生していたことによって、その後の事故の展開を急激に悪化させた。

しかし、このときの1号機において起こった重大な状況の変化が関係者の間で認知されず十分に共有もされず、その代わりに、運転状況が不明となった2号機のRCICに注意が引き付けられた。交流電源と直流電源の喪失は2号機においても発生したため、そのことによって、それまで正常に運転をしていたRCICが停止してしまったのではないかと推量したからである。その場合、原子炉水位は21時40分までに有効燃料頂部（TAF）レベルまで低下することになる。そのため東電は16時36分、原子力災害特別措置法第15条に該当したと判断し、このような事態を政府に報告した。

しかし、真っ先に2km圏内の住民に避難を呼び掛けたのは福島県だった。菅総理がこれを3kmに拡大して指示を出したのはそれから約30分後の21時23分であった。

② 実は、1号機の方が危険だった

現場は、RCICの運転状態の確認を急ぐ一方、原子炉水位の確認も急いだ。もしRCICが停止していたならば原子炉水位がTAFレベル未満となっていたはずの時刻も過ぎて、21時40分ようやく水位計の指示が回復した。TAF+3400mmであった。ひとまずこれで安心し、この旨を政府にも連絡した。次いで、原子炉圧力と格納容器圧力の指示計が復旧し、両方正常であることが確認された（23時25分）。

暗黒に陥った1、2号機に比べ、交流電源は失ったものの直流電源が残っていた3号機はまだ幾分幸運だった。原子炉水位などを監視するための計測器も正常に機能しており、RCICの運転状態が確認され、HPCIも使える状況にあったからである。22時ごろには小型ポータブル発電機が持ち込まれ、3、4号機の中央制御室には明るさが戻った。

③ 急速に進行する1号機の炉心損傷

一方、既に21時50分ごろには、1号機原子炉建屋の放射線レベルが上昇し、立入禁止が敷かれていた。後に、1号機ICの運転状況に対し、免震重要棟の対策室ではそれほど不安を感じていなかったとの関係者の言もあるが、その一方で、かなり早い時から「次の手」が打たれていた。消火系を炉心スプレイ系にライン構成させ、そのままディーゼル・ポンプを起動して待機運転とした（17時30分）。これで原子炉圧力を0.69MPa以下に減圧すれば、原子炉圧力容器への注水が可能となる。とはいえ、このときまでには既にICを隔離してから約2時間がすぎており、既に炉心上部が露出し、溶融も始まっていたと推定される。そうだとすれば、ジルコニウム-水反応による水素の発生も起こっていたはずである。

たまたま直流電源が復帰した18時18分、運転員がスイッチを入れ再びIC系を働かせようと試みた。しかし、しばらくの間だけ胴側排気管から幾らかの蒸気が排出される音が聞こえたが、やがて消えてしまうのが確認されたとのことである。蒸気配管から細管に流れてきたのが本来の水蒸気ではなく、非凝縮性の水素ガスだったとするならば、これも理解ができる。

ICは、作動しさえすれば、原子炉圧力を急速に減圧する能力を有する。しかし、20時すぎに測定した原子炉圧力は6.9MPaだったと報告されており、これでは起動した消火ポンプからの注水はまだ始まっていない。21時19分時点での原子炉水位が、TAF+200mmとのことであり、既に水位計の表示にも異常が現れるほどになっていた。

炉心損傷はかなりの段階まで進行しており、原子炉建屋への立入禁止が敷かれた時点では、既に放射能が充満した格納容器から原子炉建屋への漏出が始まっていたと推測される。この状況は、既述のオークリッジ国立研究所の解析報告書とも矛盾がない。同報告書によれば、CCIも始まっている時間である。つまり、水素ガスとともに溶融物が溶け落ちたコンクリートのフロアからは、大量の一酸化炭素も発生していたことになる。そのためなのか、23時50分には格納容器の圧力が設計圧力を超過し、0.6MPa[abs]⁴²を指示している。1号機の危険のレベルは刻々と高まっていく。

b. 平成23（2011）年3月12日

① 1号機の原子炉圧力容器が破損

1号機はさらに危険な状態となり、0時すぎにはベントが検討され始めている。燃料切れのディーゼル駆動ポンプは、まだ一度も注水しないうちに止まってしまい、そのまま再始動しなかったため使用されず、原子炉減圧後の注水用としては消防車が充てられた。もともと発電所内に配備されていた消防車は3台あったが、そのうち1台は故障して使えず、もう1台も地震の影響によって5、6号機側から移動させることができず、唯一使用可能な1台が1号機に

⁴² 機器に作用する圧力の表示方法には、大気圧成分（約0.1MPa）を含む「絶対圧力」表示と大気圧成分を除いた「ゲージ圧力」表示がある。両者を明確に区別する必要がある場合には、絶対圧力には[abs]を、ゲージ圧力には[g]を末尾に付記する。

充てられた。しかし、結局ICが隔離されてから一度も注水が行われないうまま、2時30分、とうとう原子炉压力容器に破損が生じてしまった。これにより、原子炉压力容器と格納容器の圧力が同じ値となり、ともに0.8MPaを指している。高圧になった格納容器からは電気ペネトレーションや格納容器トップフランジ、機器ハッチ等を通じて定常的に原子炉建屋にガスが噴出し続けており、原子炉建屋の中は、放射能や水蒸気、水素等で充満してしまっている。放射能は原子炉建屋から外部環境にも漏れ出し、敷地境界の放射線レベルも上昇を続けている。屋外での事故対応に奔走する作業員も、懐中電灯の明かりだけを頼りに中央制御室内で執務する運転員も、皆全面マスクを着用している。実は、このころ放出されている放射性ヨウ素には、後日注目されるI-131だけではなく、半減期の短いI-132、I-133、I-134、I-135も大量に含まれていたと考えられる。

5時14分には避難区域が半径10kmに拡大された。結局この時点まで、1号機の原子炉に対しては、何一つとして有効な対応が取られていない。格納容器からの漏れい量が増したためなのか、格納容器内部でのCCIによるガスの発生量が低下したためなのか、格納容器の圧力（すなわちこれは、原子炉圧力でもある）が低下を始め、ようやく原子炉压力容器への注水が可能となった。消火水タンクの水が消火ポンプによって送り込まれている。しかし、それでも消火ポンプにとっては、圧力はかなり高く、十分な流量を送り込めるほどではなかった。

② 2、3号機の命綱だったRCIC

2号機では、まだ直接運転状態を確認することはできていなかったが、原子炉水位が落ち着いていることから、RCICの運転が続いているものと思われていた。しかし、いつまで運転が続くものとも知ることができず、前日から高圧注水の検討が行われ、0時ごろに到着した電源車を2号機の近くに止め、ホウ酸水注入系（SLC）ポンプによる注水に向けたケーブル敷設作業が開始された。容量的には制御棒駆動機構（CRD）ポンプの方が望ましかったのであるが、同ポンプを運転するためにはさまざまな周辺機器も同時に運転できる状態としなければならず、そのような見通しが悲観的であることから断念されていた。

RCICの運転は、まだ直流電源が使用可能であった3号機の方で先に停止してしまった（11時36分）。しかし幸いにも、その1時間後の12時35分にはHPCIが自動起動し、再び原子炉水位を回復させた。

③ 焦る政府と進まない1号機ベント

これに先立って東電は、1号機格納容器ベントの実施について経済産業大臣からの命令を受けており、続いて菅総理が現地を訪れている。既に格納容器の圧力はピークを超えており、爆発性ガス（水素、一酸化炭素）の漏出により、原子炉建屋は次第に危険な環境に変わっていった。

一刻を争うベント操作ではあったが、近隣住民の避難を確認してから実行するものとされ、これを行うために1、2号機中央制御室で結成された運転員特別チームのメンバーは、あらか

じめヨウ化カリウムの錠剤を服用して待機していた。しかし、いざ許可が下りて実行に移ったものの、その操作は思いの外に難航した。結局、エアー・コンプレッサーを手配するなど、さらに時間が割かれ、ようやく遂行できたのは14時30分であった。

「早くしろということだったんですけど、お聞きのとおり、電源がない、空気弁もないということで、バルブが、その、開閉できない状態で、そうすると、マニュアルでいくしかないんですね。1号機については、もう線量が上がってきたので、非常に厳しい状態で、いただけないと。いろんなやり方考えました。コンプレッサーなんか、もうその、ガスコンプレッサーを、ベビーコンってちっちゃいやつでやったんですけど、あれじゃ全然動かなかったんで、協力企業さんをお願いして、土木業のほうで作業したりなんか、結局、その、動かすための手間ってというのが、すごくかかりましてですね。・・・(中略)・・・

だから、みなさんがベント、ベントとおっしゃってるんですけど、現場から言うんですけど、そのベント自体がですね、本当にできてんのかどうかですね、わからない状態です。ですから、もうそこに全力かけてましたから、あの、ディスターブされたとかですね、いう話もあるんですけど、もうパラでも現場でいろいろ考えてやれってんで、指示してやりましたから、邪魔されたっていうよりも、作業そのものが、なかなか進まなかったということですよ。・・・(中略)・・・こっちからすると、必死でやっててあれだったんですよ⁴³」

④ 1号機の爆発と2号機への影響

2号機のSLCポンプへのケーブル敷設は、極めて困難な肉体労働であったが、ようやくその完了が近づいていた。ところが15時36分、1号機の原子炉建屋が爆発し、それまでの努力が一瞬にして粉碎された。5人の負傷者が発生し、敷設したケーブルも損傷した。がれきが周囲にまき散らされ、このときの衝撃によって2号機原子炉建屋のブローアウト・パネルが脱落した。

敷地境界のモニタリングポストの放射線レベルが1mSv/hを超え、18時25分、避難区域の範囲を半径20kmに拡大する決定が菅総理から発表された。1号機ではその後の19時04分、ようやく消防車による海水注水が始められている。

17時30分現在、2号機のRCICの運転はまだ続いていた。しかし、原子炉からの崩壊熱が高温の蒸気によって輸送され続けた圧力抑制室のプール水はかなりの高温に達しており、それによって格納容器の圧力も上昇を続けた。この傾向を懸念して、ベントの準備が始められた。

一方、20時27分、3号機の直流電源の一部が枯渇し、ドライウェル圧力の指示値が消え、10分後には原子炉水位の指示値も得られなくなった。それでもHPCIの運転は続いていた。

⁴³ 吉田昌郎東電福島第一原発所長ヒアリング

c. 平成23（2011）年3月13日

① 危機へと転落する3号機

3号機のHPCIは2時42分に停止した。これにより、原子炉への注水手段がなくなった。原子炉圧力が急上昇し、ディーゼル駆動の消火ポンプでは送水できず、4時15分からは炉心の露出が始まった。当然、このときからジルコニウム-水反応による大量の水素の発生も始まったものと思われる。運転員チームがベント操作を行うためトール室に入ったが、それまでのRCIC、HPCI、主蒸気逃がし安全弁（SR弁）の操作によって原子炉からの膨大な崩壊熱が輸送されており、著しい高温環境となっていた。5時には原子炉圧力が7.38MPaを超え、水位はTAF-2000mmとなり、なおも下がり続けていた。格納容器の圧力も上昇し、5時15分には0.46MPa[abs]となっている。7時35分には原子炉水位が炉心支持板まで低下した。

8時41分、ベント操作に成功し、最高0.637MPa[abs]まで上昇した格納容器圧力がようやく低下に転じた。その際、敷地境界の放射線レベルは、882 μ Sv/hにまで上昇している。SR弁を開く電磁弁を操作するため、バッテリー収集に奔走していた作業員が戻り、それらをつないで原子炉の減圧にも成功した。9時25分までには原子炉圧力を十分低いところまで下げることができ、早速注水が始まった。間もなくTAFまでの再冠水に成功。ところが12時20分、注水用の水がなくなった。注水用の水源がなくなり作業が中断したことで、3号機の原子炉水位は再びTAFレベル以下となり、13時にはTAF-2000mmを指示した。その後に海水注入も行ったが、TAFレベルを回復しないまま原子炉建屋入り口のエアロック扉で300mSv/hもの放射線レベルとなり、中央制御室も12mSv/hに達した。

一方、2号機ではRCICが運転を続けていたが、それも11時ごろにはかなり厳しい状況に差し掛かってきたと思われた。速やかな原子炉減圧と消防車による注水の準備が行われた。

d. 平成23（2011）年3月14日

① 3号機の爆発

3号機の空だき状態は続き、4時30分には炉心が完全に露出した。その後、消防車や自衛隊の給水車が続々と応援のために到着し、注水の準備が進められていた最中の11時01分、オレンジ色の閃光を放った次の瞬間、3号機の原子炉建屋が爆発した。大小のがれきと粉じんを数百mの高度まで舞い上げ、それらの降下によりタービン建屋の天井には巨大な穴が開いた。新たに7人もの負傷者が発生し、作業が中断した。再び現場に結集し、原子炉への海水注入が再開されたのは5時間以上が経過した16時30分になってからであった。

3号機の爆発もまた、2号機の事故対応作業に影響した。原子炉への注水用に敷設したホースと消防車が損傷し、作業が振り出しに戻った。作業員たちは原子炉への注水ラインの再構築を試みるが、散乱したのがれきが高レベルの放射線源となっており、現場での復旧作業は困難を極めた。

「1号、3号は、海水注入のラインナップができて、ただ、水がないんですね、

中断したりだとか、そんなことありましたけど、ラインができて、曲がりなりにも注入がですね、できる状態だった。で、2号機をやらんといかんと思ってたんですけども、2号機の準備が、ある程度、整ってきたときに、3号機の水素爆発があつて、で、もう、海水注入のシステムは1号、3号、4号含めてですね、瓦礫ですね、とまっちゃった。で、これがダメだちゅうんで、みんなもう、あの、3号が爆発してオタオタ状態ですね、全員1回引き揚げさせたんですけど、悪いけど、もうこれ以上爆発しないから、現場行って、瓦礫片づけて、注入ラインの再構成頼むと。1つの土木屋がですね、あの、バックホーで瓦礫を片付けるチームと、だからあの、消防車の消防ポンプが生きてるかどうか確認して、そのラインナップをするチームとですね、またその手伝いのチームと分けてですね、そこから出したんですよ。だけど、もうね、現場の瓦礫がすごくてですね。・・・
(中略)・・・あの線量の高い瓦礫をですね、よくね、本当に協力企業さんなんんですけどね、僕らはみんなバックホーなんかは、エンジニアの人間ができなきゃいけないっていうのは、つくづく思ったんだけど。協力企業さんがやってくれてましてね。で、短時間で、僕が考えているよりよっぽど短時間でやってくれて、ラインナップの構成もですね、やってくれた。で、ようやくできそうだったんですけど、えーと、2号機の場合はですね、長く、こう、引っ張ってたんで、格納容器の中の、下のサブプレッションチェンバーの温度が非常に高くなってる。そこに蒸気逃がすんですけど、これ普通の50℃ぐらいのあれだとすぐに凝縮するんですけど、ここの温度が百何十度だったんで⁴⁴」

② 2号機のRCICもついに停止

13時25分には、ここまで延々と原子炉を冷やし続けた2号機のRCICが停止した。原子炉水位は依然TAF+2400mmを維持していたが、16時30分までには炉心の露出が始まる可能性がある。それを知りつつも、作業は強い余震に阻まれ中断した。作業が再開された16時には、原子炉水位はTAF+300mmまでに低下していた。状況はそのまま回復に向かうことなく、炉心の露出が始まった。

18時22分、炉心が完全に露出した。原子炉圧力を下げるためSR弁を開いたが、格納容器の圧力には予想した上昇が見られない。そのため、格納容器から原子炉建屋への漏えいが生じていたものと推測される。ようやく原子炉圧力を0.63MPaまで低下させたが、消防車の燃料切れで注水ができず、原子炉の空だき状態が続いている。20時30分ごろから21時20分ごろまでの間、注水すると原子炉圧力が上昇して注水が停止し、再び原子炉圧力を下げてから注水すると再び原子炉圧力が上昇するという現象が反復される。21時20分に2台のSR弁を開くことで原子炉の減圧を加速し、これが功を奏して原子炉圧力容器への注水が進むようになり、22時にはTAF-1600mmまで回復した。

⁴⁴ 吉田昌郎東電福島第一原発所長ヒアリング

e. 平成23（2011）年3月15日

① 2号機格納容器の破損

RCICによる注水が停止した2号機の原子炉は、そのまま空だき状態から脱出することができず、さらにドライウェル圧力も上昇し、0時02分時点で0.75MPa[abs]に達した。6時にはドライウェル圧力が0.73MPa[abs]となり、原子炉水位はTAF-2800mmを示した。

このとき4号機の原子炉建屋で爆発が発生した。同じころ、2号機のトールラス室においてもごう音が聞こえたとのことであり、その直後の正門における放射線レベルが0.6mSv/h近くまで上昇している。

現場環境が悪化し、さらなる危険が予知できない状況となったため、大多数の作業員を福島第二原発に避難させることを決定した。7時20分から11時25分にかけて、2号機の監視が中断していた間、格納容器の圧力が0.155MPa[abs]まで低下していることが確認された。これが格納容器ベントによるものでないことは明らかで、格納容器の破損を示唆するものと推測されている。



写真2.1.3-1 事故後の福島第一原発1～4号機（東側から）⁴⁵

⁴⁵ Air Photo Service Co. Ltdより掲載許可



写真 2. 1. 3-2 事故後の福島第一原発1～4号機（南側から）⁴⁶

2) 5号機における事故回避努力⁴⁷

a. 使えない逃がし弁機能

発災当時、5号機では再起動に向けた原子炉圧力容器の耐圧漏えい試験が実施されていた。これを実施するため東電は、SR弁11台のうち3台の安全弁としての機能のみを残し、残りの8台に対しては、安全弁としても逃がし弁としても作動できない状態にしていた。したがって、逃がし弁機能に関しては、11台全てのSR弁が一時的に使えない状態だった。すなわち、各SR弁の窒素アキュムレータから駆動用シリンダーまでの間にある隔離弁を閉め、その下流にあるブロー弁を開いた状態にしていた。原子炉圧力容器は満水で、圧力は約7MPa、温度は約90°Cに保たれていた。

地震・津波によるSBOが5号機において発生したのは、このような状態にあるときであった。定期検査に入ったのが平成23（2011）年1月だったため、崩壊熱の発生量がまだ大きく、そのため原子炉圧力容器の圧力上昇も速く、3月12日1時すぎには8MPaを超えた。そして8.4MPaに達した1時40分すぎ、3台のSR弁のうち1台の安全弁機能が作動した。

⁴⁶ Air Photo Service Co. Ltdより掲載許可

⁴⁷ 以下「a.～d.」は、主に東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

b. どうすれば減圧できるか

高圧状態にある原子炉圧力容器の減圧を行うため、運転員は次のような操作と対応を行った。まず、原子炉圧力容器のベントを行うため、上ぶた頂部にある空気作動弁（A0弁）を開くことにした。耐圧試験を行うため最頂部まで水張りされており、当該A0弁を開くことで、ドライウェル機器ドレン・サンブに排水し減圧されるはずであった。しかし、既にA0弁の駆動に必要な計装用空気（IA）が停電によって消耗しており、操作不能になっていた。運転員によれば、停電後のIAの消耗は早く、工専用圧縮空気（SA）によるバックアップがあっても、比較的短時間のうちに減圧してしまうという。

IAによる駆動が困難と分かったことから、次に高圧窒素ガスを使つての駆動を試みた。屋外には液化窒素のタンクがあり、これが蒸化されて窒素ガスが作られる。ここから原子炉建屋内に引き込まれた配管は、IA配管と三方切り換え弁で合流している。通常は、この三方切り換え弁を介してIA配管からの圧縮空気がプラント内に設置された個々の空気作動弁に分配されているのであるが、運転員はまず、この三方切り換え弁をホイール・キーによって強制的に切り替えることで、圧縮空気に代わって窒素ガスが流れるようにした。この方法によって、IAでは操作できなかった原子炉圧力容器のベント弁を開くことに成功した。しかし6時すぎ、排出先のドライウェル機器ドレン・サンブが満水になり、原子炉圧力が約2MPaまで低下したところで中断してしまった。

そこでさらなる減圧操作を行うため、強制的にSR弁を開くことにした。前述の高圧窒素をアキュムレータを経由して駆動用シリンダー内に導き、SR弁を開くためのピストンを操作するのである。格納容器内に入るための機器ハッチはまだ開放されたままであったが、照明のない建屋は暗黒で、運転員が目的のSR弁の設置場所にたどり着くためには、途中、はしごの昇段もある狭隘で高温、危険なドライウェルの中に入っていかなければならなかった。しかも、強い余震が頻発する中、電話やページングなど安全確保のための通話手段もなくなっていた。そこで運転員は、誤動作によって鳴りっ放しになっていた火災報知器のケーブルを外していったん鳴り止ませた上で、これを異常時に「帰還」を指示する信号音として、例えば3回の断続音によって伝えるなどのルールを臨時に作って確認した上で、運転員チームを現場に派遣した。既述のように、SR弁を駆動するシリンダーへの送気ライン上の弁はこの時点では閉止され、ブロー弁が開放となっていたため、ドライウェルに入っていた運転員チームには、これらの弁の開閉状態を逆にする作業が託されていた。間もなくして、派遣された運転員チームが無事に弁操作を終え、その連絡を受けた中央制御室の操作員は、当該SR弁を作動させ、ようやく原子炉圧力容器の圧力を低下させることに成功した。これが3月14日5時ごろのことであり、実際にはこれに先行して復水補給水系（MUWC）ポンプの復旧を終え、フィード・アンド・ブリード⁴⁸を確保する準備が行われた。

⁴⁸ フィード・アンド・ブリードとは、原子炉に注水し、炉心冷却で発生する蒸気を圧力抑制室に放出し凝縮することをいう。

c. 電源復旧、冷温停止（その1）

5号機の非常用ディーゼル発電機2基はいずれも使えない状況となっていたが、生き残った6号機の空冷式非常用ディーゼル発電機（B）を電源として各機器に仮設ケーブルを敷設し復旧を行った。実際の給電経路は、通常では使用することのないクロス・タイを介したり、低圧（P/C）から高圧（M/C）への逆流を介したりといった、かなり変則的なものである。その上で、かなりの労力を要する仮設ケーブル敷設作業が実施されている。冷温停止に向けた活動における5号機にとっての苦労は、むしろこの先だったといえる。

冷温停止を目指した対応は2段階で実施された。第1段階として、低圧注水用のポンプを待機運転させた上で、上述のようにSR弁の逃がし弁機能により原子炉压力容器を十分に減圧し、フィード・アンド・ブリードによって炉心の冷却を維持する。ただしこの運転状態では、崩壊熱を原子炉压力容器の中から圧力抑制室のプール水へと移動させているだけであり、やがてプール水が沸点に近づく。したがってその前に、次の第2段階へと移行しなければならない。第2段階として、圧力抑制室のプール水に蓄えられた熱、あるいは原子炉压力容器内で発生する崩壊熱を最終ヒートシンクに排熱する系統を復旧する。本来この目的で設置されている残留熱除去系（RHR）と、熱交換器を介してその熱を海に排出する残留熱除去海水系（RHRS）は、いずれも使用できなくなっていた。RHRポンプが受電しているM/Cは津波で被水し、取水口に面して設置されているRHRSポンプは、津波の直撃を受けて損壊していた。

第1段階であるフィード・アンド・ブリードを確保するための対応としては、復水貯蔵タンクの水を、MUWCポンプを使って原子炉压力容器に注水するため、同ポンプの電源復旧が行われた。6号機の非常用ディーゼル発電機（B）はM/C（6D）に電源を供給しているが、この6.9kVから直接480VのMUWCポンプに送ることはできない。そこで、まずはM/C（6D）からその直系のP/C（6D）と、これとは別のM/C（6C）からその直系のP/C（6C）とを連絡する既設のクロス・タイを通電させた。P/C（6C）からは、タービン建屋モータコントロールセンター（MCC）（6C-1）と同MCC（6C-2）が受電している。そこで、これらのうちのMCC（6C-1）からMUWCポンプに向けて仮設ケーブルの敷設作業が行われた。こうしてMUWCポンプが3月13日20時54分に起動され、後はSR弁による減圧を待つだけとなった。これが実行され原子炉压力容器への注水が始まったとき、原子炉温度は170℃にまで上昇していた。

d. 電源復旧、冷温停止（その2）

第2段階である最終ヒートシンクに排熱する系統の復旧においては、仮設ポンプやホース、継ぎ手など一式の資材が必要になったが、それらが到着して設置を終えたのは3月18日であった。なお、炉心損傷を起こした1～3号機からの放射性物質による汚染は、このときの一連の活動にも影響を与えていた。

RHRポンプには、M/C（6C）から仮設ケーブルを敷設した。一方、津波で破損したRHRSポンプに代えて仮設ポンプが設置され、これには仮設ケーブルが敷設され、電源車からの電源が充てられた。3月19日1時55分にこの仮設ポンプが起動され、同日5時にはRHRポンプも運転を

開始した。これらの運転によって5号機が冷温停止に達したのは、翌日3月20日の14時30分であった。

3) 考察・評価

a. 1号機

① ICに関する操作及び判断と行動は妥当であったか

後から振り返ってみれば、全電源喪失の際、ICの運転状態を把握し、隔離状態にある場合には速やかに運転状態に復旧させることが、一刻を争う何よりも優先度の高い対応であった。偶然一時的に直流電源が復旧した際に、運転員がその隔離状態に気づいてインサースしたときには、既にこの重要な系統の機能が不可逆的に失われ、手遅れの状態になっていた可能性が高い。

すなわち、設定圧力を超えたSR弁を介しての蒸気排出による、又は配管破損があった場合はその破損箇所からの冷却材喪失による炉内の水位低下に伴い、燃料上部の露出や過熱による損傷、水蒸気との反応による水素ガスの発生が既にある程度進行し、ICの胴側にはまだ十分な冷却水が残っていたにもかかわらず、細管に蓄積した非凝縮性の水素ガスによって自然循環が働かない状態になっていたと推測される。

いったんこのような状況に陥ったICを再び本来の状態に復帰させることは、その設計上実質的に不可能であり、その後、運転員が再びICを隔離させた行為が適切だったか不適切だったかを論じることには、もはやそれほど重要な意味はない。

しかし、津波の来襲とそれに伴って発生した直流電源の喪失に際し、その直後から、ICの系統確認と運転状態への復旧操作に迅速に対応できなかった背景には留意が必要である。すなわち、現場確認のための出発時刻が、ICの喪失後、若しくは運転性が不明になってから1時間半以上も経過した17時19分であったこと、その確認目的がICを優先したものでなかったこと、ICの胴側の水位確認という重要な任務を現場の汚染レベルが幾分上昇したという理由によって簡単に断念してしまったこと、胴側の冷却水が何らかの原因によって喪失した可能性を考慮し補給のための活動を行っていたながら、細管に非凝縮性の水素ガスが蓄積して自然循環が停止してしまったことに思考が及ばなかったこと、21時19分になって確認された水位が、TAF+2000mmであったことに疑念を抱かなかつたことなど、一連の判断と行動において重大な技術的弱点があった可能性がある。

しかし、これを運転員個人の問題に帰すべきではない。なぜなら、ICや過酷事故に関する事前の備えがなく、すなわち、運転員に対する教育・訓練が十分に整備・運用されておらず、プラント運転や定期検査等でもICを作動させたことがなかったことなど、その背景には東電の安全に対する組織的な問題点があると考えられるからである。

なお、ICに関する議論の詳細は、「2.2.4 2)」も併せて参照されたい。

② 水素爆発は不可避であったか

ICの機能喪失後、1号機は炉心溶融に向かって急速に状況が悪化したが、水素爆発までの進展は避けられなかったのであろうか。高圧のままの原子炉内に対してであっても、HPCIによる注水が自動的に起こっていてもよかった。しかし、それが起こらなかった原因は直流電源の喪失にあった。結局、津波が与えた影響の中でも直流電源の喪失は、このような危機的状況において特に致命的であった。

もともと、仮に直流電源がこの時点で喪失しておらず、設計どおりにHPCIが働いていたとしてもその先が全く安泰だったというわけではない。後に3号機で試行されたように、炉内の水位を維持するための流量調整が難しい上に、やがて炉圧の低下につれて注水圧力や流量が衰えていき、そうでなくとも先に直流電源の蓄電池が消耗し制御不能となり、やがてHPCIによる延命の限界を迎えることになるからである。

このように、ICを機能喪失した後の1号機における水素爆発までの進展は、不可避であったと思われる。

③ 短半減期の放射能による影響と対応はどうであったか

2、3号機とは異なる1号機の事故の特徴として、炉心損傷の始まりが極めて早く、現場で対応に当たった運転員も、屋外で自動車のバッテリーを外したりホースやケーブルの敷設をしたりと奔走した協力企業の作業員も、短半減期の放射性ヨウ素に曝露した可能性があるという点を指摘しなければならない。

前述のように、I-134の影響を考慮しなくても問題がないのは、プラント停止から半日が経過した辺りからで、I-135については3日目辺りからである。しかし現実には、既にこれらが原子炉建屋の中に充満し、福島第一原発の敷地内を覆っていたはずの3月11日夜から1号機が爆発する翌日3月12日15時36分までの間、多くの東電社員と協力企業の作業員が、このような厳しい環境にさらされた。全面マスクやヨウ化カリウムの錠剤は全員に行き届いていたのか。仮にそうであったとしても、効果的に使用されていたのか。現場が最も混乱をしていた最中であり、十分な指示とその徹底、状況把握がなされていたとは思えない。そして、そのような影響があったのかどうかについての実態調査を行う余裕があったようにも思えない。ようやくそれができるようになり、関係者がホール・ボディ・カウンターを受検し始めたときには、I-134もI-135もすっかり消滅してしまっていたからである。

この問題は、発電所の敷地外での影響についても考慮される必要がある。当日の気象情報によれば、1号機の爆発が起こる直前の3月12日15時、風は西に吹いていたが、その後北西（16時）、北北西（17時）、真北（19時）、北北東（20時）へと向きを変えている。そして、福島第一原発から北北東116kmの地点にある女川原発では、3月13日0時ごろに敷地内のモニタリングポストの一つの指示値が $5\mu\text{Sv/h}$ を超え、1時50分には同地点における最高値 $21\mu\text{Sv/h}$ を記録した。これは平均風速3～4mの風で福島第一原発から運ばれてきたことを示唆する。避難区域の半径が10kmから20kmに拡大された3月12日18時25分の前後には、このような事象も起こっていた。

b. 2号機

① RCICはなぜ長時間運転できたか、長時間運転していなかったらどうなっていたか

2号機のRCICは、約70時間にわたって運転が持続した。この理由としては、直流電源の喪失によってRCICに対するあらゆる安全保護のインターロック機能が失われていたことが考えられる。

本来は、RCICポンプによる注水機能によって原子炉水位が上昇し、あらかじめ設定された上限値(L-8レベル)に達したところで自動的にRCICタービンを停止させる保護機能がある。過剰な注水によってタービンを駆動する蒸気配管に水が混入するのを避けること、SR弁に「開固着」の現象が発生することを回避するためである。しかしこの保護機能が働かず、実際に上限値を超える原子炉水位に達していたはずであるにもかかわらず、そしてRCICタービンには蒸気に混じって多量の水も流れてきていたはずであるにもかかわらずRCICは働き続け、その間、原子炉の冷却を維持し続けた。SR弁に「開固着」が起こらなかったことも幸運であった。

やがて圧力抑制室の温度が上昇し、RCICタービンの排気管の圧力が上昇していった。本来ならば、これに対してもある設定値で「排気管圧力高」による保護機能が働きRCICタービンは停止するはずであったが、直流電源の喪失によってその信号が発せられることもなくRCICは運転を続けた。

このように、総じてさまざまな困難を強い直流電源の喪失も、2号機のRCIC運転に関しては、図らずもそれによって驚異的な長時間運転を支えた可能性がある。

ただし、そのような運転能力に現実性があったわけではなく、どこで運転が途絶えるかは全く不可知な状況であった。しかも、最終的に何によってRCICが停止したのかは定かではない。しかし、RCICの運転が約70時間にわたって持続せず、早めに停止していた場合には、2号機の原子炉事故の進展が3号機のそれと重なり、対応をより困難にしていた可能性があった。同時に、2号機からの放射性物質の放出のタイミングが早まり、現在の状況と全く異なる放射能汚染の様相を描いていた可能性もあった。

なお、直流電源の喪失とRCICの運転性に関しては、本事故後、米国においてある論議が起こっている。本来RCICの運転性は、直流電源を供給するバッテリーの枯渇とともに停止するとされている。そこで、いわゆるB. 5. b 対応の一環として、その後のさらなる炉心冷却を確保するため「RCICの手動運転」が加えられた。しかし、実際にそのような「手動運転」が可能かどうかについては、NRC内にも疑念を呈するスタッフがいたとのことである。結局、2号機におけるRCICの運転実績は、バッテリーの枯渇どころか、最終的な起動操作後、間もなくして瞬時に直流電源を喪失してもその影響を受けることなく、いわんや「手動運転」のための人手を要することもなく、そのまま働き続けたことを示している。

② ブローアウト・パネルの脱落が起こっていなかったら

2号機原子炉建屋は爆発を免れている。推定される炉心損傷の重篤さとそれに伴う水素の発生量から、1、3号機と同様、爆発は想定内の現象であったが、現実には回避された。その理由として挙げられている説が、ブローアウト・パネルの脱落であり、大筋としてはこれに同意する。

さらに、当該のブローアウト・パネルの脱落原因については、1号機の爆発による衝撃との説明が有力である。実際に2号機の原子炉建屋北壁には1号機の爆発による飛翔物の衝突の結果とみられる痕跡が広範囲に観察されている事実からも、この説明に対しての異論はない。ただし、条件によってはブローアウト・パネルの脱落が起らず、それによって2号機の原子炉建屋においても爆発が起こっていた可能性があったと考える。

結果的に、福島第一原発から放出された全放射エネルギーのうち、2号機原子炉からの放出量がかなり大きな部分を占めており、一見、爆発の有無は外部環境への放射性物質放出量に関する限り、それほど左右していないように見受けられる。

しかし、仮にこれが起こっていた場合には、1、3号機と同様に負傷者を生み、高レベルの放射線源となる多量のがれきを散乱させ、その後の復旧活動の大きな妨げになったはずであり、1～3号機の原子炉事故をさらに深いレベルまで進展⁴⁹させ、その後の事態收拾を著しく困難にした可能性もあった。

③ なぜ、どのようにして圧力抑制室の破損が起こったのか

(1) 設計事故にも過酷事故にも耐久性が劣るMARK I型格納容器

MARK I型格納容器の機械的な強度不足に関しては、1970年代末ごろから重要な安全問題として米国で議論されるようになり、その補強工事はバックフィット項目として各プラントに対して実施されることになり、わが国においても1980年代に行われている。この場合の強度不足とは、LOCA時において、圧力抑制室に作用する不規則、非対称な衝撃的動荷重に対してであり、施工された一連の補強工事においては、配管貫通部などの強度的に余裕の少ない部分に対する補強材の取り付け、発生する動荷重を軽減するための部品の追加などが行われている。

一方、LOCAのような設計事故とは分類の異なる過酷事故、特にSBOによって進行する原子炉事故においても、格納容器の耐久性について議論されている。実際、昭和56（1981）年にオークリッジ国立研究所による解析レポートとして発行された資料では、発生とともにRCIC/HPCIによる初期冷却が期待できないような極端なシナリオのSBOにおいては、極めて短時間に圧力抑制室の破損にまで進展してしまうことが示唆されている。

以上のように、今般のSBO事故の進展先に「圧力抑制室の破損」という事象は、かなり現実的なものとして想定されていた。

しかし、なぜそのような事象が2号機において発生したらしいのか。

⁴⁹ 例えば、原子炉圧力容器からのメルトスルー、その後の炉心デブリとコンクリートの反応に伴う放射性エアロゾルの放散、格納容器の大破などが考えられる。

(2) 厳しい「空だき」と能率が上がらなかった初期の冷却

2号機においては、RCICが驚異的な耐久力を示しつつ長時間の運転を続け、その結果、圧力抑制室のプール水を高温にした。そのことは当然、圧力抑制室内の圧力をも高くした。

3月14日13時25分、ついにRCICが停止し、16時30分には、原子炉压力容器内の水位がTAFのレベルまで低下して、ここから原子炉内の状況は急変していく。

有効燃料下端(BAF) (=TAF -3700mm) にまで水位が低下し、炉心の全域が露出したのは18時22分であった。この間、原子炉压力容器には全く注水が行われておらず、この厳しい「空だき」の現象によって炉心溶融が、中央部分から進行した。

ようやく準備が整い海水注入が始まったのが、それからさらに1時間半も経過した19時54分であった。原子炉压力容器の底部に残った水には、炉心支持板からメルトダウンした溶融物が崩落し、さらに蒸発させていったものと思われる。ただし、周辺部付近に崩落せずに残っている炉心支持板の上面にも高温の夾雑物が残留しており、輻射熱を放っている。20時37分から21時18分にかけて注水が行われたときの原子炉の状況は、このような状況であったと推測される。

炉心スプレイ系を経由して送られてきた水は、初めのころは、スパージャに至ったところで気化してしまい、その後続いた注水も、スパージャから炉の中心部までスプレイを描くほどの噴射速度があるわけではなく、どちらかといえば、ダラダラと下にこぼれる程度であったため、それらが灼熱の夾雑物に触れたときには、やはり瞬時に気化してしまい、原子炉压力容器内部の気相域は、超臨界の水蒸気に満たされたはずである。ポンプで注がれた水は、瞬間的に蒸気となって圧力を高くしたため、その圧力によりポンプの注水は遮られてしまった。しかし、このころまでは原子炉冷却材圧力バウンダリは既に十分に損傷しており、外部への漏えい箇所が各所にできていたとしても不思議ではない。

例えば、炉底部の中性子検出器ハウジングやCRDハウジングとの貫通部、CRDハウジングの下部フランジにある金属Oリングにコーティングされたテフロンも既に劣化している。原子炉再循環系配管の中にとどまっていた水は、原子炉側からの圧力で押され、ポンプ・シャフト部のメカニカル・シールから格納容器へと排出されてしまっている。圧力バウンダリを構成している弁のボンネット・フランジやグランド・パッキンなども、もはや十分なシール性を保っておらず、原子炉压力容器の上ぶたでさえ、やがてはその取り付けボルトが高温クリープによって弛緩してしまい、フランジ部の金属Oリングがシールとして機能しなくなる可能性がある。シュラウドの胴部を溶かして横穴を作ってしまった場合には、そこから漏れ出た溶融物が、次には原子炉压力容器の胴部にある配管を損傷し始めるかもしれない。このように、いわゆる原子炉冷却材圧力バウンダリと呼ばれていた範囲の健全性は、今や著しく劣化していたのである。

原子炉压力容器への注水は、気化によって直ちに高圧蒸気になりポンプの注水を遮るが、やがて適当な漏えい箇所を通して格納容器へと漏出する。つまり、原子炉压力容器には減圧

が、格納容器には昇圧が起こる。そして、減圧した原子炉圧力容器には再び注水されて、このようなサイクルが反復される。2号機においては、まさにこのようなシナリオと合致した変化が長い間にわたって起こっている。

(3) 圧力抑制室の大規模な損傷

格納容器の圧力上昇は、その雰囲気ガスを圧力抑制室へと押し出す。水温が高くなりすぎた圧力抑制室の水は十分な凝縮能力がなく水面上に気泡を放す。そのため圧力抑制室には、断続的あるいは持続的な振動が起こる。しかもこのような状況が、内圧の上昇と同時に起こる。このような状況は、圧力抑制室にとっては、耐圧試験と耐震試験が同時に行われているような過酷さである。いつどの部位において大規模な損傷（バースト）が起こるか分からないが、繰り返しの試みが失敗してベントが行われなかった2号機において、3月15日の6時ごろ、ついにこのような現象が起こったのではないかと推測される。

c. 3号機

① RCICやHPCIによる延命はどのような影響を伴ったか

3号機原子炉建屋における爆発の後、最上階から水蒸気の白煙が激しく立ち上るのが観察され、自衛隊のヘリコプターによる散水が行われるきっかけとなっている。

やはり原子炉建屋が爆発した1号機においても同様な状況であったと推測されるが、このような規模の漏えいを生じさせ、閉じ込める機能を失った原因は、効果的な原子炉の冷却が行われるまでに長時間を要したことによって、格納容器が長時間にわたって著しい高温・高圧環境にさらされたためであったと考えられる。

結局、RCICやHPCIの運転による延命は、後にこのような影響を伴う潜在性を秘めていた。

② 直流電源が生き残ったにもかかわらず、事故を回避できなかったのはなぜか

3号機の場合、直流電源盤は浸水を免れ、SR弁操作やベント操作のための空気作動弁の開操作が可能な状態が3月13日2時42分まで維持され、また、HPCIも運転可能だった。しかし、状況が複雑化し混乱した中では、この幸運を十分に生かすことはできなかった。

後日、ある国外のBWRプラント運転事業者が、本事故に臨んでどのような運転上の対応を行うことで早期に事態の収束を図ることができていたかを評価し、その趣旨を論文にして発表している⁵⁰。その骨子は、原子炉水位の維持に拘泥せず、注水ポンプの吐出圧力を下回るまで速やかに原子炉を減圧し、その後に間髪を入れずに注水して一気に原子炉圧力容器を冠水するというものである。

直流電源の喪失を免れ、SR弁の操作が可能であった3号機にのみ、この実行による原子炉

⁵⁰ Chunkuan Shih, Tsong-Sheng Feng, Kai-Chuen Huang, Chin-Cheh Chang, Jong-Rong Wang, "On RPV Depressurization Strategy and Alternate Water Systems in SBO of Nuclear Power Plants" *Transactions of the American Nuclear Society*, Vol.105 (2011) pp. 625-626

事故回避の可能性があった。しかし、発電所内外に依頼した救援もその優先順位は全電源を喪失した1、2号機よりも劣後し⁵¹、注水のための消防車は全台1号機の対応のために充てられた。また、他の災害援助の要請との錯綜や交通網への影響のために迅速な対応が期待できず、実行のための好機を逸した。

やがて原子炉水位が低下し、HPCIが自動起動した3月12日12時35分時点でも直流電源は維持されていたのであるが、翌日の3月13日2時42分、ついに直流電源が消耗してからは実質的に1、2号機と同じ状況に陥ったことになり、その後の原子炉の強制的な減圧操作や格納容器のベント操作はやはり困難を極めた。しかも、ようやく成功したベント操作は、確かにその後の復旧活動を前進させる上で不可欠な役割を果たしたが、その一方で、4号機原子炉建屋での爆発を誘発してしまった。

③ 爆発時のオレンジ色の炎とがれきの高レベル放射能は何を示唆するか

3月14日11時1分に発生した3号機原子炉建屋の爆発は、その映像を観察する限り、オレンジ色の光がきらめいた瞬間に続いて発生しており、天井部を突き破って舞い上がった粉じんが約500mの上空にまで達している。落下したがれきには大きなコンクリート塊も含まれていたようで、タービン建屋の屋上に落下してできたと思われる穴の大きさは、消防車の車体が入るほど見受けられた。穴の縁の断面には、上から下の方向に曲げられた鉄筋が多数観察されている。

3号機の原子炉には、もともと約40tのジルカロイが入っていた。被覆管として約25t、チャンネル・ボックスとして約15tである。もし、それらが全てジルコニウム-水反応を起こして水素を発生させたと仮定するならば、その量は、重量にして約2000kg、標準状態の体積に換算して2万m³にもなる。その発熱量は約280GJで、TNT火薬に換算して約58tとなる。

しかし、炉内のジルカロイが、全てジルコニウム-水反応を起こすわけではなく、実際にそれが炉内において発生するのは、例えば既述のオークリッジ国立研究所の解析書においては、そのうちの約20%だけと推定されている。また、3月13日から爆発が起こるまでには数度の格納容器ベントが実施されており、それらの成功は、モニタリングポストの値の急上昇によって裏付けられている。そしてその一部は、4号機の原子炉建屋にも流れて爆発を引き起こしている。

このように考えると、3号機の原子炉にあったジルカロイによるジルコニウム-水反応だけで、果たしてこれほどの結果をもたらす水素の発生があったのかという疑問が湧いてくる。

そこで思い出さなければならない現象がある。それは、CCIである。これによって水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素などが膨大な量、放射能エアロゾルとして発生する。仮にこれが発生していたと仮定した場合には、現状やや不足気味に感じられる爆発性気体の量も大幅に増量されることになる。そして、爆発の直前に観察された閃光の「オレンジ色」については、爆発性気体に含まれていた一酸化炭素の不完全性燃焼であったと推論すると理解しや

⁵¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

すい。

また、CCIによるエアロゾルは、高濃度の放射性物質を含んでおり、爆発で散乱したのがれきの著しく高い放射線レベルについても説明がつく。以上から、CCIの寄与性を加味して考えると、3号機の爆発の説明がより容易となる。ただしそのことは、原子炉圧力容器のメルトスルーとペDESTAL内におけるコンクリートの侵食が、実際にはさらに大規模なレベルで進行していた可能性も示唆することになる。

d. 4号機

① 4号機原子炉建屋が爆発したのはなぜか

4号機原子炉建屋が爆発した理由は、3号機で発生した水素がSGTS系を逆流して4号機原子炉建屋へ回り込み、原子炉建屋内が爆発性雰囲気となったところに、何らかの着火源が起因となって水素爆発を引き起こしたものと説明されている⁵²。

しかし、3号機から逆流した水素のみで4号機原子炉建屋が爆発性雰囲気に至るかどうかには慎重に検討する必要がある、かつ、いまだ立証されていないため、解析等による今後の検証が望まれる。

② 4号機使用済み燃料プールに起因する悲観的推測が論出したのはなぜか

4号機原子炉建屋が爆発により大破し、その直後から使用済み燃料プールが白煙を上げ続けた事象に関しては、その直後からさまざまな推測が論じられた。米国NRCは在日米国人に対して50マイル圏内からの脱出を呼び掛け、国内においても危険範囲が首都圏にまで及ぶ可能性があるとの内部資料がまとめられていた事実が後日発表されている。結局、当該使用済み燃料プールには十分な水が満たされていることが確認され、推測に基づいた議論は決着している。しかし、そもそもさまざまな悲観的推測が論出した背景には、初期の決定的な情報不足に加え、以下の技術的理由も存在していた。

- ・使用済み燃料プールに水位計がなく、テレビカメラによる状況確認もできなかったこと
- ・強い地震と爆発があったため、使用済み燃料プールの損傷と漏えいを懸念するだけの理由があったこと
- ・放射線レベルに関する情報が、それ以前に発生した3号機の影響とも重なり、正しく分析し難かったこと
- ・ジルコニウム火災の現象に関する実験など過去の知見が充実しておらず、現実的な推測を行うための解析ツールも整っていなかったこと
- ・米国では既に運用されていた高熱量の使用済み燃料の市松模様配列が、わが国ではまだ検討さえ始まっておらず、その結果、高熱量の使用済み燃料が局所的に集中して配列されていた可能性が認識されていたこと
- ・米国では既に運用されていた「B. 5. b」への対策が、わが国ではいまだ検討さえ始まって

⁵² 東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23（2011）年12月2日）

おらず、使用済み燃料プールを外部水源で冷却する設備が設置されていなかったこと

③ 原子炉キャビティから使用済み燃料プールへの漏えいがなかったら

4号機使用済み燃料プールを巡る悲観的推測は、使用済み燃料プールに十分なレベルの水が残存していることが確認されたことによって打ち消されたが、かなりの水量が残っていたことで新たな疑問が生じた。結局その説明としては、使用済み燃料プールゲートの構造的な特徴により、当時満水状態だった原子炉キャビティ及びそれと連絡する機器貯蔵ピットからの水が、蒸発によって水位が低下した使用済み燃料プールへと流れ込んだためと説明されている。この説明は合理的であり、かつ、実際に原子炉キャビティと機器貯蔵ピットの水位が低下している事実とも符合している。

ただし、原子炉キャビティと機器貯蔵ピットが使用済み燃料プールと同じ水位に保たれているという状況は、通常、燃料交換が実施される計画停止期間中だけに限られているものであり、そのような期間は運転サイクルの10～20%にすぎない。したがって、使用済み燃料プールにおける冷却機能の喪失に関しては、そのような他のプールからの流水を期待するのは非保守的な仮定であり、使用済み燃料プールが長期にわたって冷却されないシナリオは、使用済み燃料プールにある水量だけを担保として評価されなければならない。そのような評価を行った場合、使用済み燃料プールの水量は早晚全て蒸発することになる。

問題はそこから先の進展である。過去の文献には、条件によってはジルコニウム火災を発生させるまでの高温に達することを示唆するものもある。その場合には、ジルカロイ製の燃料被覆管も破損し、内蔵されている大量の放射性物質が熱によって外部環境へと放散されることになる。海外においては、これが現実性のある懸念であるか否かの判定をより高い精度で行うための解析コードが整備され、その検証のための実験も行われている⁵³。

e. 5号機

① 5号機が通常運転中であつたら

5号機は、3月12日8時13分に6号機空冷式非常用ディーゼル発電機(B)からの電源融通に成功し、危機を脱するきっかけをつかんだ。そして、SR弁とMUWCによる断続的な原子炉水位調整を経て冷温停止を達成した。

しかし、5号機が通常運転中であつたと仮定したら、原子炉事故を回避することができたであろうか。この仮定を置くと、発災当時の原子炉水位や圧力、直後から発生する崩壊熱は1～3号機と同水準で、全交流電源と最終ヒートシンクへの排熱ルートを喪失、隣接プラントが定期検査中、という5号機が置かれる状況は、原子炉事故に至った3号機と同条件であつた。

そのため、高圧注水を継続して延命を図るものの、6号機からの電源融通に成功する前に直流電源を喪失し、高圧注水に限界が訪れるまでに格納容器冷却又は減圧と低圧注水を完遂

⁵³ なお、この背景にある懸念は、電源喪失などによる冷却機能の喪失に対してでも地震による使用済み燃料プールの破損に対してでもなく、テロリストによる意図的な破壊活動に対してである点は付記しておく。

することができず、3号機と類似した事故進展をたどり原子炉の暴走を許してしまう可能性があった。

2.1.4 原子炉パラメータに基づいた放射能放出過程

本事故は、炉心冷却機能が失われ、炉心溶融が発生したという意味で「シビアアクシデント」である。しかし、本事故は、格納容器及び原子炉建屋の機能が失われたことによって、溶融炉心から放出された放射能が大量に環境に放出されたこと、また、溶融炉心が制御不能な状態になってしまったこと等、シビアアクシデントの想定をはるかに超える破局的大事故になった。

本節では、事故経過の予測に基づいて炉心放射能の放出過程を推定するが、この事故経過の予測は、福島第一原発の事故現場において取得された原子炉パラメータ⁵⁴に基づいて推定する。福島第一原発から放射能が放出される過程は、東電や保安院による複雑かつ膨大なシミュレーションを用いた評価ではほとんど再現されていない。それは事故によって破壊された福島第一原発の状況が分かっていないため適切な計算モデルが構築できないからである。一方、事故時に運転員によって取得されたデータを適切に分析・評価すれば、定性的ではあるが合理的に放射能の放出過程を評価することが可能である。また、偶然の幸運が事故のさらなる進展を防止したこと等、事故過程における特徴的な事象を抽出するのも本節の目的である。

1) 放射線モニターによって測定された大量の放射能

「図2.1.4-1」は、モニタリングカーによって福島第一原発構内で測定された放射線量である⁵⁵。12日に測定された放射能は、11日深夜から炉心溶融を起こした1号機から放出されたものである。13日から14日にかけては、13日に炉心溶融を起こした3号機から放出された放射能が加わって測定されている。また、15日からは、正門付近で一段と高い放射線量が測定されているが、これは、2号機からの放射能放出の寄与が大きいと考えられる。

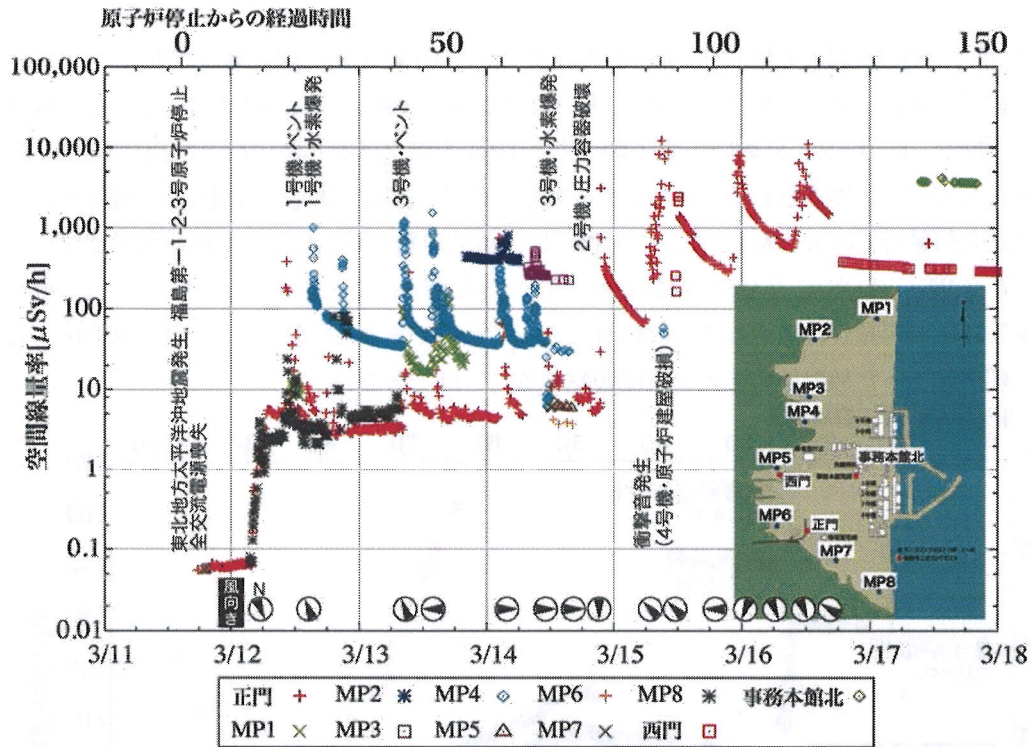
12日から14日までに測定された放射線量を見ると、福島第一原発1～4号機から北西方向に位置するMP4の放射線量が南西や南方向の測定値に比べて10倍程度高くなっている。この測定値の違いは、放射線量が風向きに強く依存することを示している。また、15日から16日にかけて、正門付近で測定された放射線量は、複数回の高いピーク線量を伴って一段と高い放射線量を示している。この高い線量に対応する放射能の放出源は、後述する「3)」の事故経過から判断すると、2号機であると考えられる。

1、3号機と2号機の放射能放出の違いをもたらした最大の要因は、風向きと格納容器S/Cベントである。1、3号機では、このベントによりドライウェル(D/W)圧力を大幅に低下させることができた。一方、2号機では、格納容器ベントができなかったため、D/W圧力が0.6～0.7MPa[g]

⁵⁴ 東電ホームページ <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/f1/data/2011/index-j.html>ほか(平成24(2012)年6月6日最終閲覧)

⁵⁵ 福島第一原発周辺の放射線量測定のためのモニタリングステーションは福島第一原発施設内に多数設置されていた。しかし、電源喪失によりその全ては作動せず、データが存在するのは、ここで引用した移動式のモニタリングカーによる少数地点の測定だけである。

という高圧状態が継続し、事故初期に格納容器D/Wの破損を招いたことが、大量の放射能放出を招く要因になった。



※ここで測定されている放射線は主としてX-133によるものである。

図2.1.4-1 モニタリングカーによって福島第一原発構内で測定された放射線量

2) 1号機における放射能放出に至る事故経過

1号機は、全電源喪失後、炉心冷却系が機能しなかったため、事象は単純であり、最短の事故経過で炉心溶融から原子炉圧力容器破損、溶融燃料の格納容器底面への落下に至ったと推定される。しかし、地震・津波直後の混乱の中で、11日深夜から12日早朝にかけての原子炉パラメータの測定データは大変少ない。そのため、1号機の事故経過に関しては、米国NRCからの委託によりオークリッジ国立研究所が実施した全交流電源喪失事象に関するシミュレーション⁵⁶も、共通性が多いため参考にした（「表2.1.1-2～4」参照）。

a. 全電源喪失による炉心冷却系の機能喪失による原子炉の空だき

① 炉心溶融と溶融炉心からの揮発性放射性物質のほぼ100%の放出

炉心冷却がほとんど期待できない状態では、炉心温度の上昇により、全電源喪失から約2時間30分後には原子炉水位は炉心上端まで低下し、4時間後にはジルコニウム-水反応が急速に進展し、4時間30分後には炉心溶融も始まる。炉心溶融の進展とともに、溶融炉心の温度

⁵⁶ L. J. Ott, C. F. Weber, C. R. Hyman, “Station Blackout Calculations for Browns Ferry”, CONF-8510173-29, Oak Ridge National Laboratory (1985)

は2500°C以上になり、希ガスやヨウ素、セシウム、テルル等の揮発性放射能はほぼ100%が溶融炉心から蒸発し⁵⁷、原子炉圧力容器内の蒸気層に放出された。

② 原子炉圧力容器の破損と原子炉内の高温・高圧気体の格納容器D/Wへの流出

その後、炉心のメルトダウンにより、原子炉圧力容器底部近辺に破損が生じた。この現象は、「図2.1.4-2」において原子炉圧力とD/W圧力がほぼ同じ値になった12日2時45分には発生していたと推定される。その結果、高温・高圧の蒸気と揮発性放射能は、原子炉圧力容器から格納容器D/Wに移行した。この移行は、格納容器D/W及びS/Cの空間放射線量モニターD/W (CAMS) 及びS/C (CAMS) の急上昇によって示されるはずであった。しかし、1号機の格納容器放射線量が測定されるのは14日に入ってからであり(「図2.1.4-2」参照)、12日早朝に起こった放射能の流入を直接観察することはできない。

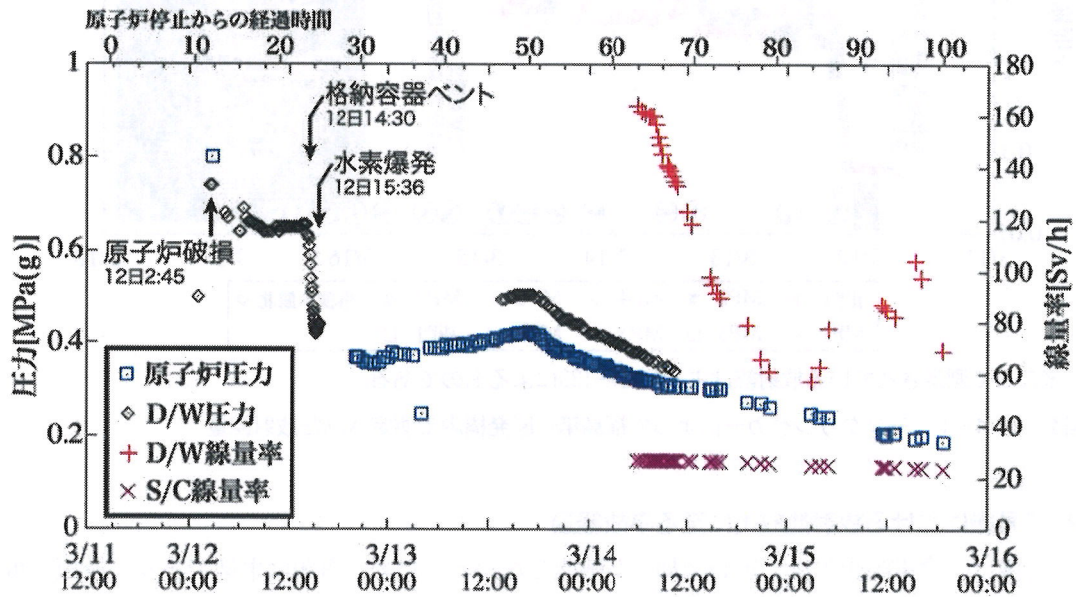


図2.1.4-2 1号機における原子炉圧力容器破損、格納容器ベント、水素爆発、炉心放射能の格納容器への移行

③ 格納容器D/Wから原子炉建屋への水素や放射能の漏出と水素爆発

格納容器D/Wに放出された高温・高圧の蒸気は、格納容器の設計温度と圧力を大幅に超えていたため、格納容器フランジ部や物品搬入口等のパッキンを劣化させ、その気密は破られた。1、3号機における水素爆発は、気密の破れによる水素や放射能、水蒸気等が格納容器から原子炉建屋に大量に漏出したことを事実で示したものである。原子炉建屋に漏出した放射能は、水素爆発によって外部環境中に放出された。

格納容器の気密の破れによる原子炉建屋への放射能と水素の漏えい、原子炉建屋の水素爆

⁵⁷ Yves Pontillon, Gerard Ducros, P.P Malgouyres, "Nuclear Engineering and Design" Vol.240 (2010) pp.1843-1852

発はシビアアクシデントでも予測されていなかった事象であった。

④ 溶融炉心の格納容器床面への落下

1号機では、12日2時45分までには原子炉圧力容器の底部付近に破損が生じた。流動性に富み、密度の大きな溶融炉心の大部分は、破損口の拡大とともに1時間程度で格納容器底部に落下したと推定される。落下した溶融炉心の一部はその流動性によってペDESTALの開口部から横方向に広がる一方、大部分はコンクリートを熱分解しながら下方に向けて移動したと思われる。しかし、その大部分が格納容器床面に落下したと考えられる溶融燃料が、現在、どこにどのような状態で存在しているのかについては何も分かっていない。

⑤ 格納容器S/Cベントによる格納容器の減圧

「図2.1.4-2」が示すように、12日1時ごろから1号機の格納容器D/Wは設計圧力を大幅に超える約0.7MPa[g]以上の高圧状態にあり、格納容器破損の危機的状況にあった。14時30分ごろ、劣悪な作業条件にもかかわらず、運転員は格納容器S/Cベントを成功させた。D/W圧力は大幅に低下し、事故初期における格納容器破損は免れた。しかし、このベントの操作性に関しては、ベントの実行が要求される事故時の高放射線量に対する配慮が全くなされていないものであり、ベントが遂行されるまでに13時間以上を要した。このようなベントの大幅な遅れは、1号機における水素爆発及び外部環境への放射能放出を防止することができなかった一因であった。

b. 消防車からの注水による格納容器床面に落下した溶融炉心の冷却

原子炉圧力は12日2時45分には約0.8MPa[g]付近まで低下し、消防車による原子炉注水が可能になった。しかし、地震・津波による施設の破壊と混乱の中で、注水の準備に手間取り、実際に注水が開始できたのは12日5時46分といわれている。それも7時ごろまでは1時間当たり1t台のわずかな注水量がやっとであった。それでもこの注水がなければ、溶融炉心は高温を維持しながら格納容器の底を突き破り、地下水と直接接触する事態に至ったものと推定される。

c. 消防車による原子炉注水系設置の目的、経緯、意義

本事故では、消防車による注水が、溶融炉心を冷却し現在の「定常的に見える状況」を作り出すのに役立った唯一の注水系である。

福島第一原発では、アクシデントマネジメント (AM) 対策として、ろ過水タンクを水源とし、電動ポンプとディーゼル・ポンプからなる消火系の注水ラインから原子炉に注水できるシステムを、平成14 (2002) 年までに設置していた。また、消防車による当該注水ラインへの注水口は、平成22 (2010) 年6月に設置された。本事故の起こる約9カ月前であった。

これらの対策は本来、福島第一原発における消防・消火施設拡充を目的としたもので⁵⁸、今回のような事故を想定して行われたものではない。その意味では、今回この注水系が役立ったのは偶然の幸運に見えるかもしれない。しかし、多重性、多様性を確保しようとする意図があったから、前述の注水口からも原子炉に注水できるようにしたわけであり、単なる偶然の幸運ということではなかったと思われる。

d. 原子炉建屋地下室に大量に漏出する強度の汚染水

事故から15カ月が経過する現在においても、溶融燃料を冷却するための冷却水の注入は継続されている。溶融燃料が、どこに、どのように存在するのか、また、どのように冷却されているか全く不明であるが、とにかく冷却水の注入は継続されている。そして、その冷却水は原子炉建屋に流出しているが、その中に含まれる放射能は、炉心に内蔵されているセシウムの大部分が、また、ストロンチウムも炉心内蔵量の約5%は流出していると推定される。これらの詳細については本報告「第4部」を参照されたい。

3) 2号機における放射能放出に至る事故経過

a. RCICの継続運転と停止

2号機では、外部電源を喪失した後もRCICが停止することなく運転を継続した。

しかし、「図2. 1. 4-3」に示されるように、RCICが停止する3時間以上前の14日10時までは、原子炉水位は低下し始める一方、原子炉圧力は上昇に転じている。この現象はRCICがもはや炉心冷却系としての機能を喪失していたことを示していると考えられる。

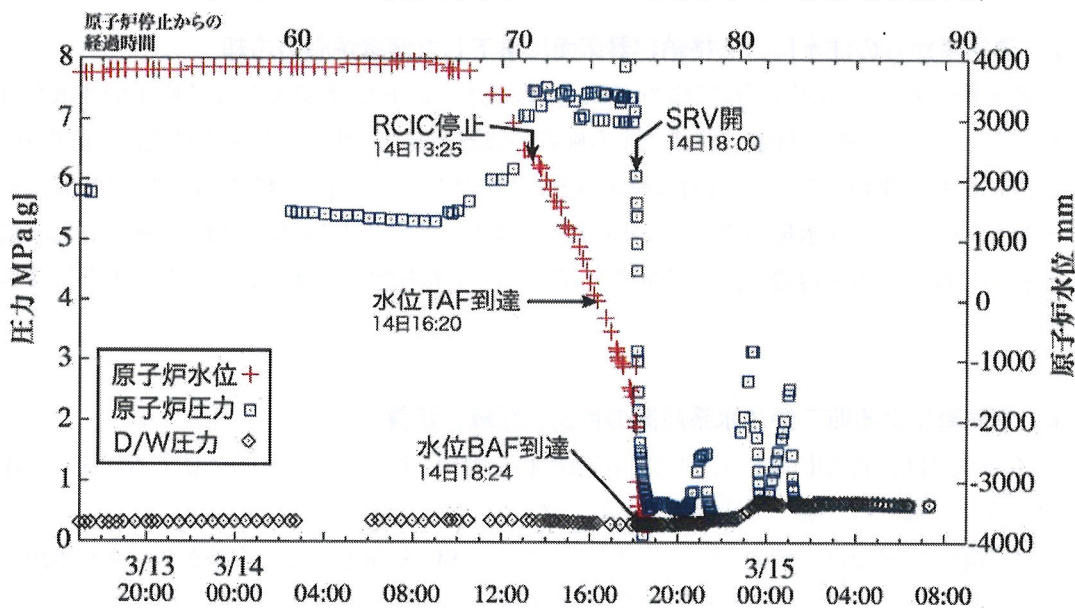


図2. 1. 4-3 2号機RCIC停止後の原子炉減圧、SR弁開、原子炉水位の低下

⁵⁸ 政府事故調「中間報告（本文編）」（平成23（2011）年12月26日）438ページ

b. SR弁の開操作と原子炉水位の低下

中央制御室では、SR弁を開くことによる原子炉压力容器の急速減圧を目指したが、バッテリーの準備が間に合わず、ほぼ5、6時間遅れてSR弁開が可能になった。その間にも原子炉水位は低下していった。この遅れの理由は、3号機水素爆発直後の混乱により、大量のバッテリーを準備するのに時間がかかったことにある。SR弁開による原子炉圧力の低下が開始されたときには、原子炉水位は既に炉心部の半分程度まで低下しており、その後間もなくBAFに到達し、炉心から冷却水が失われた。

c. 原子炉压力容器の破損、D/W圧力の上昇、原子炉放射能のD/Wへの流入と原子炉建屋への流出

「図2. 1. 4-4」に示されるように、14日19時をすぎたころからD/W圧力の上昇が始まり、21時ごろにはD/W圧力と原子炉圧力がほぼ同じ値になった。これは原子炉压力容器の破損を示している。この段階では、炉心溶融が始まってからそれほど時間が経過していないので、原子炉压力容器底部というよりは、原子炉压力容器に接続されている配管系を通じた破損と推定される。同時にD/W内の放射線量が上昇を開始した。これは、原子炉压力容器の破損による原子炉内放射能のD/W内への流出の開始を示している。その後、原子炉圧力とD/W圧力は、同じ値を示しながら上昇し、設計圧力(0.427MPa[g])を大幅に超える0.6~0.7MPa[g]の高圧状態を7時間以上にわたって継続した。この間、原子炉内の放射能がD/W側に流出した。これは急速に増大するD/W放射線量によって示される。

高温・高圧となった格納容器のフランジ部等から、水素ガスやヨウ素、セシウム、テルル等の放射能性ガスが原子炉建屋に放出された。これは1、3号機の水素爆発で示されたものと同様の現象である。

この間のS/C圧力は、D/W圧力とは異なり低下傾向を示しつつ、15日6時ごろには-0.1MPa[g]を示した。この低下は圧力計の故障と推定されるが、その原因として格納容器に破損が発生したことが考えられる。

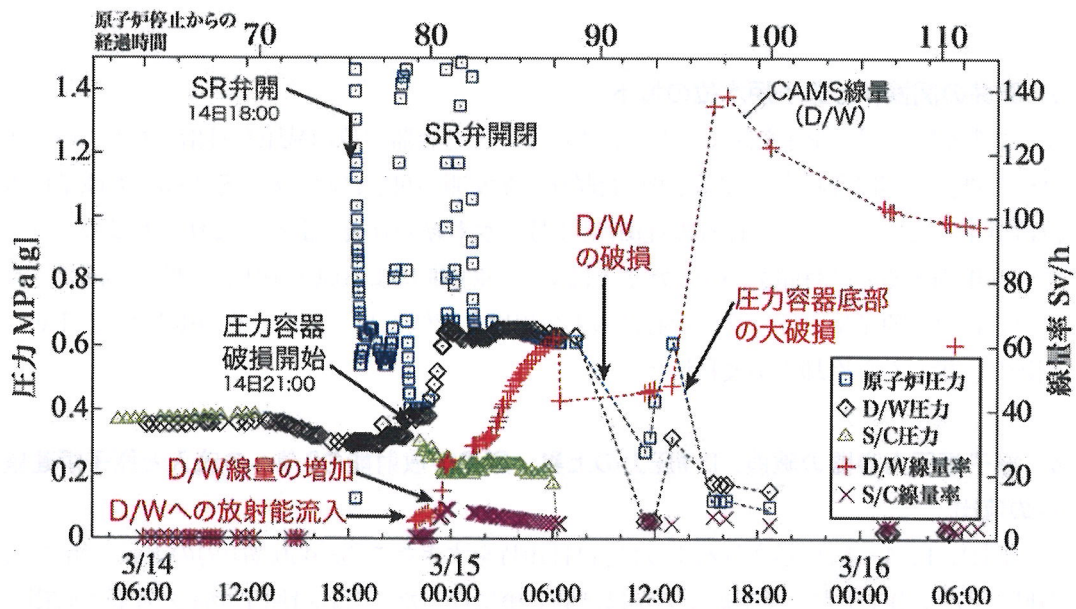


図2. 1. 4-4 2号機SR弁開以降の原子炉の事故経過

d. 格納容器D/Wに破損が発生し、D/W圧力が急減

15日7時から11時までの間に、D/W圧力と原子炉圧力はともに約0.65MPa[g]から急低下する。特に、D/W圧力は大気圧まで低下する。この急激な減圧はD/Wのどこかに比較的大きな破損が発生したことを示すものである。すなわち、格納容器の気密が破られ、原子炉内及びD/W内の高濃度の放射能を含んだ大量の気体が、短期間に原子炉建屋に流出したことを示している。なお、この4時間における圧力データは、4号機水素爆発の影響によりこの2点しか取られていない。

e. 溶融炉心のメルトダウン、原子炉圧力容器底部の破損

また、D/W圧力低下の直後、原子炉圧力とD/W圧力に同期した鋭いピークが出現している。原子炉圧力は急降下から一転、減圧前と同じ0.65MPa[g]まで急激に上昇したが、その直後に再び急降下している。D/W圧力のピークは原子炉圧力スパイクの約半分の高さであるが、ほぼ同期して相似の形状をしている。

この原子炉圧力の急上昇及び急降下は、短時間に非常に大量の水蒸気発生が原子炉内であったこと、その蒸気がD/W側に流出し、さらに、D/Wの破損口より原子炉建屋側に流出したことを示している。原子炉内での蒸気的大量発生は、溶融炉心が原子炉圧力容器底部にメルトダウンし、原子炉圧力容器底部に残存していた冷却水と溶融炉心とが接触したことによるものと推定される。その結果、原子炉圧力容器の底部にも比較的大きな新しい破損が発生したと推定される。

原子炉で大量に発生したこの蒸気は、溶融炉心から蒸発した大量の揮発性放射性物質を含んだものである。このような気体が、原子炉からD/W内に大量に流出した。原子炉圧力が低

下し大気圧に接近するとともに、この放射性気体の流出も減少する。このような現象は、D/W線量が138Sv/hと最大値を示した後、徐々に低下していることにより裏づけられる。

また、原子炉圧力とD/W圧力が、ほぼ大気圧まで低下した時点(16日5時)でも、D/W線量は100 Sv/h程度までしか低下せず、放射能の約3分の2強は格納容器内にとどまっている。この線量の低下は、主としてXe-133によるものである。大気中に放出されたセシウムやヨウ素などの放射能は1～5%程度であるので、それらの大部分は格納容器の中にとどまっていると推定される。

f. 東電による事故解析コード「MAAP」による解析の実態

東電は、平成24(2012)年3月12日に原子炉事故解析コード「MAAP」を用いた最新の解析結果を公表している⁵⁹。そこで示された解析方法の基本的問題について指摘したい。同報告書30ページ図3-3では、格納容器圧力変化の解析結果が示されている。また、同報告書添付13-18ページ図3.2.2.2では、原子炉圧力容器圧力のシミュレーション結果が示されている。これらの圧力データの図は、「図2.1.4-3、4」に対応している。しかし、東電の解析結果では、原子炉圧力容器及び格納容器の両者に共通して見られる圧力変化のパルスの挙動は無視され、なだらかに減少する圧力変化が与えられている。このような圧力曲線では、原子炉圧力容器や格納容器、原子炉建屋への放射能を含む大量の蒸気の流出現象も全く予測されない。また、原子炉圧力容器における大量の蒸気発生も見えなくなっている。流体の流動は、圧力の変化、すなわち圧力の微分により示される。その変化を平均化してなだらかな曲線で置き換えたとき、流体の状態の激しい変化は平均化されて消失してしまう。複雑、高価なシミュレーションコードによる予測の意味は何なのか、疑問が残る。

g. 2号機原子炉建屋で水素爆発が起らなかった理由と原子炉建屋から環境への放射能の流出経路

原子炉建屋に流出した大量の放射能及び水素は2号機5階にあるブローアウト・パネルの大きな開口部から環境に放出されたと推定される。

3号機では、水素爆発を防止するためにブローアウト・パネルの開口を試みた。しかし、それを成功させることができず、水素爆発を防止することができなかった。一方2号機では、12日にはブローアウト・パネルが開いていた証拠写真が存在する。2号機のブローアウト・パネルを開放状態にしたのは、12日の1号機原子炉建屋における水素爆発の際の爆風であると推定される。

いずれにしろ、このブローアウト・パネルの偶然的開放は、水素爆発を防止しただけでなく、原子炉建屋に流出した放射能が直ちに環境に放出されることを防ぐとともに、放出される放射エネルギーの低減をもたらしたと推定される。

なお、ブローアウト・パネル設置の目的は、主蒸気配管破裂事故などで、蒸気が原子炉建

⁵⁹ 東電「MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定」(平成24(2012)年3月12日)

屋やタービン建屋に大量に噴出した際に、内圧の急激な上昇で建屋全体が破壊するのを防ぐことにあった。

h. 格納容器ベントは機能しなかった

2号機では3回、格納容器ベントラインを構成し格納容器減圧を試みたが、すべて失敗に終わり、格納容器ベントは成功しなかった。

4) 3号機における放射能放出に至る事故経過

a. 3号機における全交流電源喪失後の炉心冷却系の作動と停止

11日15時40分ごろの全交流電源喪失後、3号機では、生き残った直流電源を用いて16時3分にRCICを起動した。このRCICは12日11時36分に停止した。そして、原子炉水位低により、12日12時35分にHPCIが自動起動した。HPCI起動後、7.5MPa[g]あった原子炉圧力が、起動30分後の13時5分には4.8MPa[g]になり、14時25分には3.5MPa[g]、20時には0.8MPa[g]、13日2時42分のHPCI停止時には0.58MPa[g]まで低下した（「図2.1.4-5」参照）。原子炉圧力は、HPCI停止の1時間後には再び4.0MPa[g]まで上昇し、2時間後には7.38MPa[g]へと上昇した。

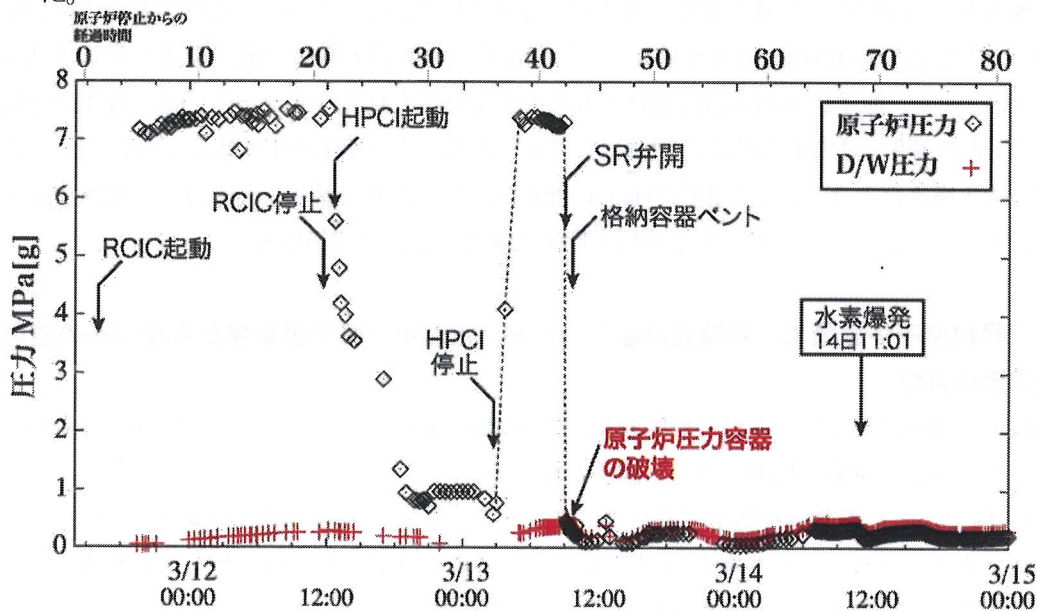


図2.1.4-5 3号機HPCI起動に伴う圧力の低下、SR弁開による原子炉圧力の急速低下

b. SR弁開による原子炉圧力の急低下と格納容器圧力の急上昇

13日8時55分、SR弁開操作により、原子炉圧力は7.3MPa[g]から0.46MPa[g]まで急速に低下した。同時に、高温・高圧となった冷却材の流入によってD/W圧力は設計圧力を超え、0.537MPa[g]まで急上昇し、原子炉圧力とほぼ同じ値になった。

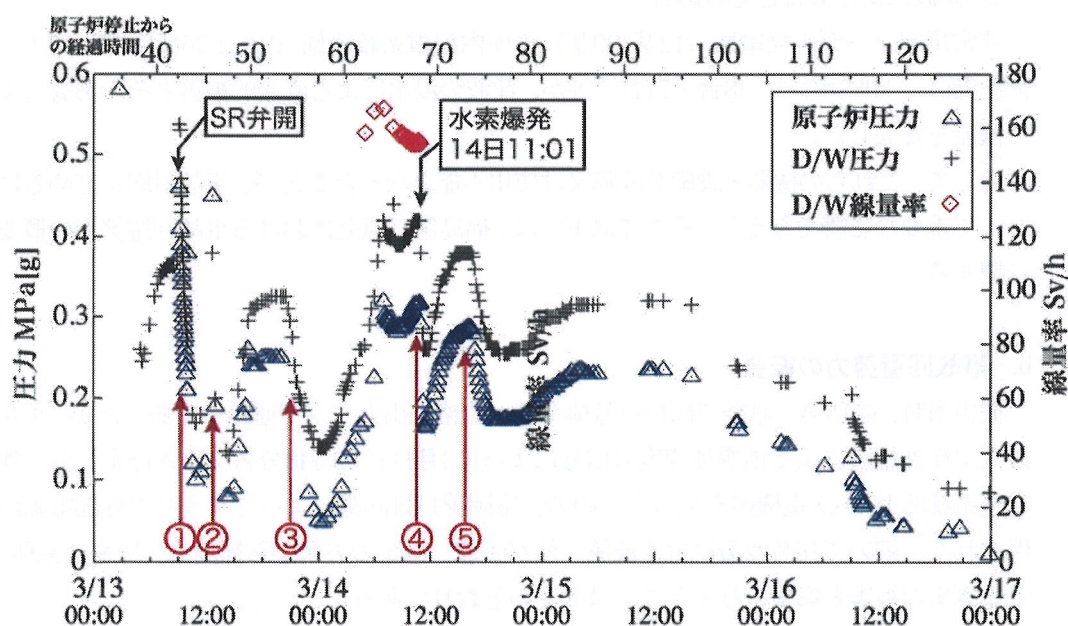
c. 格納容器S/Cベントによる格納容器減圧と炉心部における激しい蒸気の発生

「図2.1.4-6」に示すように、D/W圧力は設計圧力0.427MPa[g]を超えて高圧になったので、直ちに格納容器S/Cベントが行われた。D/W圧力は急速に降下したが、ベント弁の「開」状態は不安定で、短時間で「閉」になってしまった。そのため、再びベント弁を開操作したが、またもや短時間で「閉」となった。このようなベント弁の開閉を5回程度繰り返した。この開閉の行われた事象の回数と時間は、赤丸数字によって「図2.1.4-6」に示す。

この間、原子炉圧力とD/W圧力に急激な変化が生じている。その急上昇は原子炉炉心部から大量の蒸気の発生があることを示すものであり、溶融炉心のメルトダウンを示唆している可能性が高い。また、ベントが行われているときの原子炉圧力とD/W圧力の急激な低下は、ベントによる大きな減圧効果を明確に示すものである。この期間に行われた格納容器S/Cベントは、格納容器圧力を低下させることに大いに役立ったことは確かである。「図2.1.4-6」を見れば分かるように、3号機は繰り返し減圧され、2号機とは異なり、0.6MPa[g]以上の高圧状態に長期間さらされることはなかった。

4回目のベント直後の14日11時01分に原子炉建屋で水素爆発が起こった。これは水素や放射能、水蒸気が原子炉建屋に大量に流出していたこと、また、流出した放射能が直接環境に放出されるようになったことを意味している。

また、原子炉圧力容器破損の正確な時間は不明である。D/W線量が上昇を開始する時期のデータが存在しないからである。しかし、D/W線量が14日4時ごろには168 Sv/hに達していることから推定すると、3回目の格納容器ベント前後にその破損が発生したと推定される。



※ベントの回数と時間は赤○数字と矢印で示される。

図2.1.4-6 3号機格納容器ベントによる圧力の急低下と激しい蒸気の発生

2. 1. 5 ほかの原子力発電所における事故回避努力と事故リスク

東北地方太平洋沖地震に被災したのは、福島第一原発だけではなく。福島第二原発や女川原発、東海第二原発も、地震・津波によって多大な被害と影響を受けた。しかもそれは、本事故がなければ、関係者のより高い関心を集めてしかるべきものであった。しかし、それ以上に強調すべきことは、地震・津波による被害とその影響及び事故対応が現実と少しでも異なっていれば、ほかの原子力発電所でも原子炉事故に至る潜在性を秘めていた点である。

そこで本節では、福島第二原発を中心に事故対応を整理し考察・評価を行った。さらに、女川原発と東海第二原発に関しても、それらの事故リスクを概観した。

1) 福島第二原子力発電所

a. 主な被害とその影響

① 地震による被害とその影響

福島第二原発では、500kV富岡線1号1回線のみが辛うじて送電機能を維持したため外部電源喪失を免れたが、全4回線（500kV富岡線2回線と66kV岩井戸線2回線）の送電線のうち3回線が送電機能を喪失した⁶⁰。

具体的には、富岡線2号は系統側の断路器碍子破損のため、岩井戸線1号は発災時点で点検工事中であったため、岩井戸線2号はそれ自体に損傷等はなかったものの変電所の避雷器損傷の復旧のため、それぞれ送電を停止した⁶¹。

② 津波による被害とその影響

非常用ディーゼル発電機（12基中9基）や所内配電系統設備（M/C：36面中2面。P/C：36面中8面）、RHRSポンプ（8台中7台）⁶²等が、津波の浸水による直接的被害とその影響によって機能を喪失した。

そして、これらの機器・設備が故障又は使用不能となったことが、事故対応を進めるに当たって重要な影響を与えた。そこで以下では、福島第二原発における事故回避努力の概要を確認する。

b. 事故回避努力の概要

発災当時、福島第二原発では1～4号機全基が定格熱出力一定で運転中であったが、東北地方太平洋沖地震による地震加速度大信号によって3月11日14時48分スクラム停止した。外部送電系統3回線が送電機能を失ったものの、富岡線1号1回線によって辛うじて外部電源が確保された。続いて15時22分には津波第一波が到達、南東の方角から福島第二原発に來襲し、さまざまな被害と影響を与えたことは前述のとおりである。

⁶⁰ 保安院「原子力発電所の外部電源に係る状況について」（平成23（2011）年10月24日）

⁶¹ 保安院「原子力発電所の外部電源に係る状況について」（平成23（2011）年10月24日）

⁶² 東電「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）添付資料」（平成23（2011）年12月2日）

その後の各号機における危機脱出活動は、以下のように展開されていった。

まず、RCICの運転によって原子炉の圧力と水位を制御しつつ、次の段階に備えて、外部の水源から原子炉に注水するための準備が行われた。この場合の時間的余裕は限られている。RCICの運転によって圧力抑制室のプール水温度が上昇するが、それが過度に進行した後からでは原子炉減圧が困難になり、それに続く低圧注水がますます困難となるからである。

福島第二原発では、電源が水没して使用不能となった1号機(A)、(C)以外のMUWCポンプは全て健全であった。そのため、各号機の当直長は、事故時操作手順書(EOP)にしたがって運転員にMUWCポンプを起動させ、次いで、SR弁を開いて原子炉減圧し、3月12日3時すぎごろから、1～3号機の原子炉注水を徐々にRCICからMUWCへと切り替えていった。なお、4号機だけがMUWCではなく、高圧炉心スプレイ(HPCS)によってその後のRHR系による残留熱除去運転へと引き継いでいる。これは、HPCS系が運転可能だったため、高圧から低圧まで運転範囲の広いHPCS系をRCIC系に続いて使用したためであった。

さて、RCIC系からMUWC系又はHPCS系へと注水手段が切り替えられ、原子炉冷却は次のステップへ進んだ。しかし、いまだ持続可能な状態ではない。原子炉と格納容器内に蓄積される熱は、RHR系によって最終ヒートシンクである海へと排出されなければならないためである。以下、最終ヒートシンク復旧までの活動を号機毎に概述する。

① 1号機

3基の非常用ディーゼル発電機が全滅し、M/C(C)、(HPCS)の2面を喪失したが、M/C(D)1面が被害を免れた。これがB系であったため、RHRポンプ(B)、EECWポンプ(B)、RHRCポンプ(D)、RHRSポンプ(B)を復旧させることにし、直ちに交換用のモーターを手配することにした。EECWポンプはRHRC系やRHRS系のように多重化されておらず、B系に属する唯一のEECWポンプ(B)が水没しており、やはり交換が必要だった。しかし、それ以上に困難であったのは、それらの電源盤である480VのP/Cが機能喪失していたことであった。結局、1号機P/Cの多くは浸水し使用不能だったため、被害を免れた廃棄物処理建屋のP/Cから電源を得ることにした。

手配したRHRCポンプ(D)用モーター脱着作業やRHRSポンプ(B)の復旧のためのケーブル敷設作業には多くの困難が伴ったが、3月13日中の復旧にこぎ着けた。

残るはEECWポンプ(B)であったが、これもモーターが被水して使用不能であったため、電源車を手配し変圧及びケーブル敷設を完了し、3月14日にEECWポンプ(B)を起動させた。

こうして、唯一被害を免れたRHRポンプ(B)に加え、RHRCポンプ(D)、RHRSポンプ(B)、EECWポンプ(B)の復旧作業が完了し、最小限の組み合わせによる1トレンを構成させ、ついに3月14日1時14分、MUWCによる原子炉冷却からRHR系による残留熱除去運転に切り替えを行った。

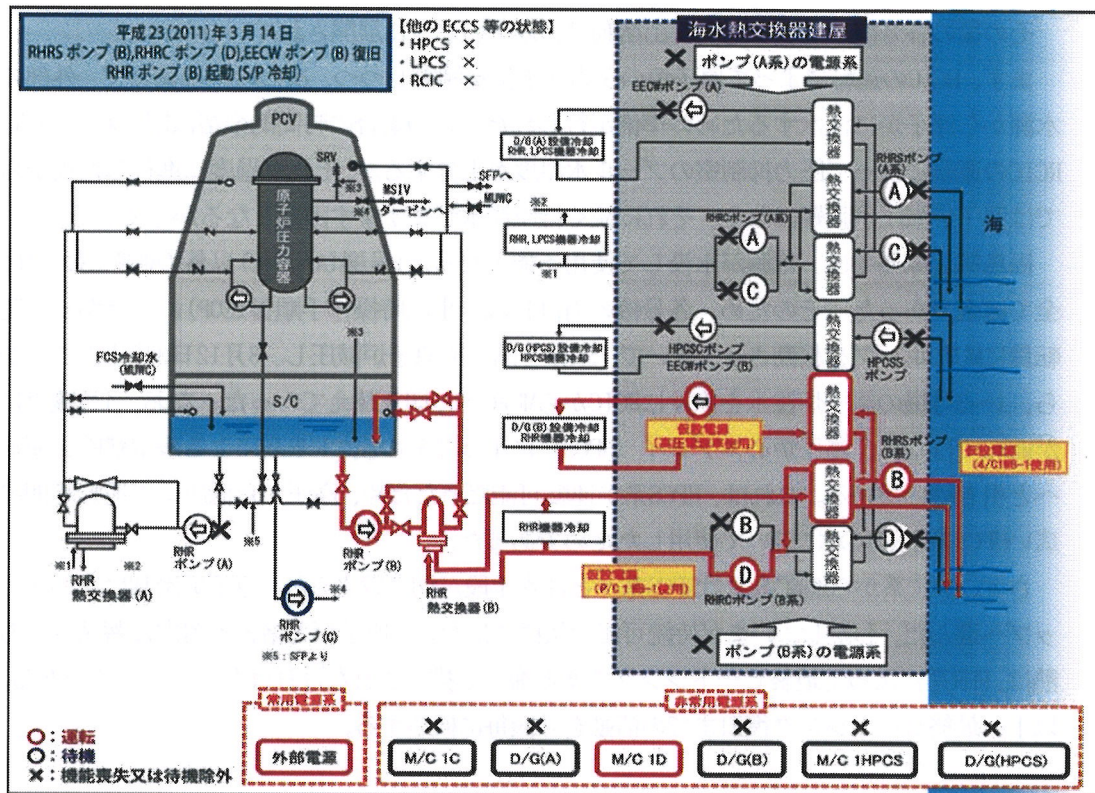


図 2. 1. 5-1 福島第二原発1号機系統概略図 (平成23 (2011) 年3月14日時点) ⁶³

② 2号機

非常用ディーゼル発電機3基及びUM/C3面が全て被害を免れた。しかし、P/CはA系もB系も浸水被害を受け、さらにA系に属するEECWポンプ(A)、RHRポンプ(A)、(C)が使用不能だったため、復旧班は、比較的被害の少なかったB系を復旧の対象に選んだ。したがって、これらのポンプに対する電源ケーブルの敷設作業を行わなければならない。

RHRCポンプ(B)とRHRポンプ(B)に対しては、1号機と同様、廃棄物処理建屋のP/Cから延々数百mにわたって電源ケーブルを敷設した。

残るEECWポンプ(B)に対しては、被害の免れた隣の3号機建屋にあるP/Cの予備の取り出しからケーブルを敷設して給電することにした。敷設するケーブルの長さが著しく短縮され、電源車のように運転用の燃料を心配する必要がないことが大きな利点であった。

作業を3月14日までに終え、同日7時13分、MUWCによる原子炉冷却からRHR系による残留熱除去運転に切り替えられた。

③ 3号機

⁶³ 東電資料。なお、福島第二原発2~4号機の系統は、1号機とほぼ同様である。

A系のP/Cとこれから受電するポンプの3台が浸水によって使用不能であったが、非常用ディーゼル発電機3基及びM/C3面に加え、B系のP/Cとその負荷の全てが被害を免れた。そのため、当座の復旧作業を要することなく、すぐにB系のRHR系を運転させることが可能であった。3月12日12時15分には、早々にRHR系による残留熱除去運転に切り替えられた。

④ 4号機

海水熱交換建屋の大物搬入口が破壊されて浸水したことによる被害は大きく、P/CがA系、B系ともに喪失し、A系の負荷である5台のポンプも全滅した。B系において被害を免れたのも、EECWポンプ(B)とRHRSポンプ(D)のみであった。しかし、RHRCポンプ(B)のモーターを交換し、これらの電源を確保すれば最小限必要な1トレンを確保することができた。そのため、EECWポンプ(B)には電源車を充て、RHRCポンプ(B)とRHRSポンプ(B)には3号機のP/Cからの電源を充てることにした。

復旧は3月14日までに終え、同日15時42分、MUWC系による注水冷却からRHR系による残留熱除去運転に切り替えが行われた。

以上をもって、1～4号機のMUWC系又はHPCS系からRHR系による残留熱除去運転への移行が完了した。その後、1号機は3月14日17時00分に、2号機は3月14日18時00分に、3号機は3月12日12時15分に、4号機は3月15日7時15分に、それぞれ冷温停止を達成した。

c. 考察・評価

① SBOに陥る可能性はあったか

福島第二原発全号機の起動変圧器が唯一生き残った富岡線1号から電源を得るためには、高起動変圧器を通過しなければならなくなった。しかし、このボトルネックとなった高起動変圧器が地震による損傷を受けており、コンサベータ（膨張タンク）から油漏れを起こしていた⁶⁴。

幸い、変圧器としての機能に致命的ではなかったと思われるが、他の重要機能に損傷が及び変圧器が遮断されてしまった場合には、既に全ての非常用ディーゼル発電機を喪失していた1、2号機においては、SBOに陥っていた可能性があった⁶⁵。

② 原子炉事故の危機を回避できたのはなぜか

福島第二原発1、2、4号機のS/Cプール水の温度は、3月12日5時22分に1号機で、5時32分に2号機で、6時07分には4号機で100℃を超える状況になったことが報告されている。福島第一原発2、3号機でもこのような展開に陥っており、福島第二原発も原子炉事故の危機に直面し

⁶⁴ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁶⁵ なお、生き残っていた3、4号機の非常用ディーゼル発電機の電力を、66kV起動用開閉所を介して融通し、1、2号機に給電するという手段がいまだ残っていた可能性もある。

ていたといえる。

| ユニット | 最高温度 | 最高圧力 (ゲージ圧) | 左記最高圧力に 対応する飽和温度 |
|------|------|----------------|---------------------|
| 1号機 | 130℃ | 282kPa | 131℃ |
| 2号機 | 139℃ | 279kPa | 131℃ |
| 4号機 | 137℃ | 245kPa | 127℃ |

表2. 1. 5-1 福島第二原発 1、2、4号機の各パラメータ

この点、原子炉事故の回避において幸運だったのは、全号機が辛うじてSBOを免れ、MUWCポンプが運転可能だったことであった。同ポンプは、1、2号機ではタービン建屋地下1階に設置され、3、4号機では同建屋地階2階に設置されていた。福島第一原発1～4号機の場合には、タービン建屋大物搬入口のシャッターが津波の直撃によって大破し一気に大量の浸水があったが、福島第二原発の場合にはこれを免れた。また、1号機においては原子炉建屋付属棟から、3号機においては海水熱交換器建屋とタービン建屋を連絡するトレンチから浸水があったものの、水は建屋内のより低い箇所に設置されているサンプに流れ、MUWCポンプが直接浸水する事態は免れている（2、4号機の状況はさらに軽微であった）。

結局、電源が水没して使えなくなってしまった1号機のMUWCポンプ(A)、(C)以外は全て健全であったことから、各号機の当直長は、事故時操作手順書（EOP）に従って運転員にMUWCポンプを起動させた。次いで、SR弁を開いて原子炉圧力を低下させた上で、原子炉への注水を徐々にRCICからMUWCへと切り替えていくことで、原子炉事故の危機を脱した。

③ SBOの場合、事故対応はようになっていたか

MUWCポンプの特性は、揚程85～90mでの流量が120～160m³/hで、締め切り時の揚程は150～200mである⁶⁶ため、RCICからMUWCへの注水切り替えは、原子炉圧力が2MPaを下回った付近から徐々に始まっていたものと推測される。この特性は重要で、もしRCICからの注水切り替えが、原子炉減圧がかなり進むまで開始されない場合には、S/Cプール水の温度・圧力はさらに高くなり、ついにはそのことによって原子炉圧力容器の減圧操作が限界に達し、RCICから低圧注水への切り替えが困難となり、「格納容器ベント」という別の操作を要する局面を迎えてしまうこともあり得る。それが回避できたのもMUWCポンプを駆動する交流電源があったからであり、この点は、それを喪失してしまった福島第一原発との大きな差異であったことは前述のとおりである。

なお、交流電源を喪失した場合には、その後の直流電源の消耗の速さにもよるが、SR弁の操作と格納容器ベントを行うための空気作動弁の操作も困難となり、事故対応の困難さはより深度を増していたことになる。

④ 最終ヒートシンクへの排熱ルートの復旧作業にはどのような困難が伴ったか

⁶⁶ 東電書面回答、東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

3月11日15時22分に来襲した津波によってM/CやP/Cが故障したため、受電できなくなったモーターには、故障を免れた別のM/CやP/C、電源車から直接ケーブルを引いて直に結線しなければならなかった。しかしそれより先に、ポンプやM/C、P/Cの利用可否を早く正確に把握し、どのように組み合わせて原子炉と格納容器から最終ヒートシンクまでの排熱ルートを確立するかを決定しなければならなかった。

とはいえ、被害の全容を把握し、それに基づいて最終ヒートシンクまでの排熱ルートを決定し、必要な種類と数量のモーターやケーブル、電源車などを手配していたのでは時間がかりすぎてしまう。そこで発電所緊急対策室では復旧班が窓口となり、必要と思われる資機材を漏らさず手配するため、大ざっぱながらも方々に連絡をし、その結果膨大な量が配達された⁶⁷。

ケーブル敷設を行うにも数百mの距離があり、まだ津波が去ったばかりで、散乱した路面のがれきを片付けながらの作業となった。また、復旧班の緊急手配で到着したものの、太くて硬い3芯をより合わせたケーブルは重く、まずはそれが巻かれた巨大なマンドレルをどう扱うかということから悩まされた。結局、できるだけの人手を集め、人海戦術で敷設作業が行われた。本来ならば望ましくない施工方法ではあったが、取りあえずは養生しないまま路面に直接敷設せざるを得なかった。この作業には、東電社員と協力企業の作業員200人以上が動員され、この過酷な肉体労働に取り組んだ。

また、RHRCポンプ(D)用のモーターの復旧においては、廃棄物処理建屋から延々と敷設したケーブルの末端を同モーターの端子台に直付けしなければならなかったが、そのような末端処理を行える熟練技能者が少なく、このような実務のほとんどを長年協力企業に依存してきた東電の体質の問題点を、この時痛感したという⁶⁸。しかし、どうにかこの作業も終わらせ、3月13日のうちにはRHRCポンプ(D)を起動するまでにこぎ着けている。

仮設ながらも最終ヒートシンクを復旧させたが、一連の作業を終えた関係者の心情は決して穏やかではなく、それほどの安心感はなかったとのことである。厳しい環境下、突貫で芯出し作業を行ってポンプにつないだモーターが、そのまま安定して運転を続けてくれるのか不安があったからである。システムの運転パラメータを信号にした安全保護のインターロックも働かない状況であったため、代わりに人が監視しなければならない。周囲の環境には、津波が運んできた泥や砂が乾燥した場合に舞い上がる粉塵、塩分があり、ベアリングなどの摺動部や、デリケートな電気系を故障させる可能性があった。そのため、電流を測り、サーモグラフィで温度を監視し、潤滑油を分析し、さらに時々運転を休め、点検を行った。電源車の燃料の消費は速く、頻繁に給油を行わなければならなかった。地震や津波がいつ再来するかも分からない⁶⁹。

こうして一時の危機は乗り切ることができたが、この状況はか細い綱渡りの感があり、関

⁶⁷ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁶⁸ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁶⁹ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

係者に十分な安堵を許すものではなかった。ようやく確保した残留熱除去運転は、RHR系、RHRC系、RHRS系、EECW系の連携によって機能する系統であり、一日も早く、多重系を確保しなければ、再び危機が訪れ過酷な対応をしなければならなくなる。現実に危機回避を完了させた実績が自信になるとはいえ、次に起こる事態が直前のそれを下回るという保証もない。現場の関係者が復旧を達成したと感得するまでには、この後さらに1週間ほどの困難な作業が必要であった。

⑤ 一連の事故対応から何を学ぶか

福島第二原発において遂行された一連の事故対応を振り返ってみると、臨機応変な対応もあったが、事態をより過酷にし得る要因はいくらでもあったことは明白である。

例えば、P/Cを1面失うごとに膨大な作業が発生する。そのようなことが、自然の威力の少しの加減によって、ある場合にはその被害及び影響をまともに受け、ある場合には免れるということである。その意味において、福島第二原発が福島第一原発と同じ惨状に至らなかった理由には、微妙な偶然性もあったことを認める必要がある。

そして、原子炉事故の回避が、そのような微妙な偶然性に依存しないためには、より慎重な設計と日常的な備えが必要であることを、今後の教訓としなければならない。

2) 女川原子力発電所及び東海第二原子力発電所

a. 女川原発における事故リスク

女川原発では、275kV松島幹線1号1回線と275kV牡鹿幹線全2回線、66kV塚浜支線1回線が、地震による系統保護回路動作によって停電し、外部電源は275kV松島幹線2号1回線のみによって確保されたが⁷⁰、外部電源喪失の回避は単なる幸運によるものであった。

また、地震によって発電所全体が1.0m地盤沈下したため、主要建屋エリアの敷地高さはO.P.⁷¹+13.8mへと沈降した⁷²。これに対して来襲した津波高さはO.P.+約13.0mであった。すなわち、津波高さに対する敷地高さの裕度はわずかに約0.8mであり、発災時刻における潮位は干潮に近かったこと⁷³等を勘案すると、主要建屋エリアへの津波の浸水を回避することができたこともまた、幸運によるものであった。

津波の特徴は、その発生確率や規模、浸入経路、主要建屋エリアへ流れ込んだ時の被害や影響の範囲、程度に極めて高い不確実性が存在し⁷⁴、かつ、クリフエッジ効果⁷⁵を有する点に

⁷⁰ 東北電力資料

⁷¹ 「2.1.5 2)」に限り、「O.P.」は女川原発工事用基準面のこと。O.P.±0.0mは東京湾平均海面（I.P.）から-0.74mの高さ。

⁷² 東北電力資料

⁷³ 平成23（2011）年3月11日の宮城県石巻市鮎川浜の満潮は6時14分で潮位234cm、干潮は13時15分で潮位136cmだった。

⁷⁴ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁷⁵ クリフエッジ効果とは、原子力発電所において、一つの発電所パラメータの小さな逸脱の結果、ある発電所の状態から別の状態への急激な移行によって生じる、通常から大きく外れる発電所挙動の事例であり、入力小さな変動に反応して発電所の状態が突然大きく変動することをいう。

ある。女川原発に関しては、津波高さが敷地高さを超過した場合を議論しないわけにはいかない。その場合には、海岸エリアに近接する2、3号機や2号機の奥に位置する1号機について、残留熱除去系統や補機冷却系統用の海水ポンプや、M/C、P/Cといった所内配電系統設備等、各プラントの機器・設備に与える被害や影響は図り知れない。また、発電所構内におけるさまざまな津波漂流物の散乱や海水の残留による現場環境の悪化が、現場の事故回避対応に与える影響も十分考慮する必要がある。

このように女川原発では、状況如何では原子炉事故の回避が極めて困難になっていた可能性があった。

b. 東海第二原発における事故リスク

東海第二原発では、地震によって全ての外部電源を喪失した。また、海岸沿いの海水ポンプエリア北側（敷地高さ：H.P.⁷⁶+約5.1m）に設置された機器・設備のうち、非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(2C)が津波（津波高さ：H.P.+約5.4m）によって水没し、その影響で非常用ディーゼル発電機(2C)が使用不能となった。他方、非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(2C)に隣接する残留熱除去系海水ポンプ(A)、(C)はポンプ部分までの浸水にとどまり、その上部に位置する電動機部分が浸水を免れたため、その機能を維持した。しかし、電動機部分の浸水を回避しその機能を維持できたことは、事前の対策が盤石だったためではなく、単なる幸運によるものであった。

一方、浸水被害にあった非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(2C)や残留熱除去系海水ポンプ(A)、(C)と同じ海水ポンプエリアに位置し、その南側に設置されている非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(2D)、(HPCS)と残留熱除去系海水ポンプ(B)、(D)は浸水を免れた。しかし、津波の規模や威力、頻度、その浸入経路によっては、残留熱除去系海水ポンプ(A)、(C)のみならず、非常用ディーゼル発電機冷却用海水ポンプ(2D)、(HPCS)及び残留熱除去系海水ポンプ(B)、(D)も水没し、その機能を失っていた可能性があった。

この場合、全ての非常用ディーゼル発電機が機能を喪失し所内交流電源を失うため、現実には発生していた外部電源喪失と相まって全交流電源喪失に至る。そして、全ての残留熱除去系海水ポンプも機能を喪失するため、最終ヒートシンクへの排熱ルートも失うことになる。すなわち、全交流電源喪失かつ最終ヒートシンク喪失という福島第二原発以上に厳しい状況に陥ることとなる。

このように、東海第二原発でも原子炉事故の回避が極めて困難になっていた可能性があった。なお、蓄電池室における溢水も現に確認されており、直流電源系への脅威もあった点には留意が必要であろう。

3) 小括

本節を通して、ほかの原子力発電所における地震・津波の被害とその影響、事故リスクを検

⁷⁶ 日立港工事用基準水面のこと。H.P. ±0.0mは東京湾平均海面（T.P.）から-0.89mの高さ。

証してきたが、それらを通じて明らかになったことは以下の2点である。

- ・ほかの原子力発電所でも、地震・津波を起因とした多種多様な被害と影響を受けており、原子力発電所の安全に対する脅威への事前の備えは盤石なわけではなかった。
- ・ほかの原子力発電所でも、地震・津波による被害とその影響及び事故回避努力が現実と少しでも相違していれば、原子炉事故に至った可能性が十分にあった。

なお、「表2.1.5-2」は、各原子力発電所における被害とその影響及び事故回避努力の成否を整理し、まとめたものである。

| 被害とその影響及び事故回避努力の成否 | | | 福島第一原子力発電所 | | | | | | |
|--------------------------------|--------------------|--|------------|------------|--------|--------------|----------------|----------------|---|
| | | | 1号機 | 2号機 | 3号機 | 4号機 | 5号機 | 6号機 | |
| 地震 | 最大加速度① | 原子炉基礎版上で観測された最大加速度で、基準地震動との差が最も大きい方面の数値を記載（単位:Gal） | 460 | 550 | 507 | 319 | 548 | 444 | |
| | 基準地震動② | | 487 | 438 | 441 | 445 | 452 | 448 | |
| | 差②-① | | 27 | △ 112 | △ 66 | 126 | △ 96 | 4 | |
| 津波 | 浸水高さ③ (主要建屋エリア) | 福島第一及び第二はO.P.(小名浜)、女川はO.P.(女川)、東海第二はH.P.(日立港)における基準面からの高さを記載（単位:m） | 15.5 | | | 14.5 | | | |
| | 敷地海拔④(同上) | | 10 | | | 13 | | | |
| | 差④-③ | | △ 5.5 | | | △ 1.5 | | | |
| 止める | スクラム | | ○ | ○ | ○ | - | - | - | |
| 電源 | 交流電源 | 外部電源 送電、変電 | × (0/5) | | | × (0/2) | | | |
| | | 所内電源 非常用DG | × | × | × | × | × | △ | |
| | 直流電源 | 直流電源設備 | × | × | ○(2/2) | × | ○ | ○ | |
| | | | (0/2) | (0/2) | →× | (0/2) | (2/2) | (2/2) | |
| | 所内配電系統 | M/C | × | × | × | × | × | △ | |
| | | P/C | × | × | × | × | × | △ | |
| | | | (0/5) | (0/7) | (0/6) | (0/5) | (0/8) | (3/7) | |
| | | | (0/5) | (4/7) | (0/6) | (2/5) | (2/9) | (3/7) | |
| | 冷やす | 原子炉冷却 | 高圧注水 | ○→× | ○→× | ○→× | - | - | - |
| | | | | (IC) | (RCIC) | (RCIC, HPCI) | | | |
| 減圧 | | | × | ○ (SR弁) | × | - | OSR弁、圧力容器頂部弁開 | - | |
| 低圧注水 | | | × | × | × | - | ○ (MUWC) | ○ (MUWC) | |
| 格納容器冷却又は減圧 | | | × | × | × | - | - | - | |
| 最終ヒートシンクへの残留熱除去 | | | × | × | × | - | ○ (RHR-SHC) | ○ (RHR-SHC) | |
| 海水系冷却機器 (CCSW, RHRS, RSWなど) | × | × | × | × | × | × | | | |
| | | (0/2) | (0/2) | (0/2) | (0/2) | (0/2) | (0/2) | | |
| 閉じ込める | ペレット、燃料被覆管 | × | × | × | - | ○ | ○ | | |
| | 圧力容器、格納容器 | × | × | × | - | ○ | ○ | | |
| | 原子炉建屋 | × | × | × | × | ○ | ○ | | |

※1 ○:被害なし又は成功

△:一部、機能喪失又は失敗

×:全て、機能喪失又は失敗

※2 設計値超過または全ての機器・設備が機能喪失

裕度僅少または一部の機器・設備が機能喪失

※3 表中の(x/y)は、yに対してxだけ機能喪失したことを表し、x≠0で全ての機器・設備が機能喪失となっている箇所は、他の機器・設備が機能喪失した影響によって、当該機器・設備が使用不能となった状態を示す。

※4 格納容器冷却又は減圧は、一般的に「閉じ込める」に分類されるが、原子炉冷却の一環として実施されるため「冷やす」に整理している。

| 福島第二原子力発電所 | | | | 女川原子力発電所 | | | 東海第二 原子力発電所 |
|-----------------|-----------------|------------------|-----------------|------------------|----------------|----------------|-------------------|
| 1号機 | 2号機 | 3号機 | 4号機 | 1号機 | 2号機 | 3号機 | |
| 254 | 243 | 277 | 210 | 587 | 607 | 573 | 214 |
| 434 | 428 | 428 | 415 | 529 | 594 | 512 | 393 |
| 180 | 185 | 151 | 205 | △ 58 | △ 13 | △ 61 | 179 |
| 7(1号機南側のみ14.5) | | | | 13 | | | 6.3 |
| 12 | | | | 13.8 | | | 8.9 |
| 5(1号機南側△1.5) | | | | 0.8 | | | 2.6 |
| ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| △ (1/4) | | | | △ (1/5) | | | × (0/3) |
| × (0/3) | × (0/3) | △ (2/3) | △ (1/3) | ○ (2/2) | △ (1/3) | ○ (3/3) | △ (2/3) |
| ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (2/2) | ○ (3/3) |
| △ (9/11) | ○ (7/7) | ○ (11/11) | ○ (7/7) | △ (2/6) | ○ (7/7) | ○ (9/9) | △ (2/8) |
| △ (7/10) | △ (6/8) | △ (9/10) | △ (6/8) | △ (2/5) | ○ (6/6) | ○ (12/12) | △ (1/5) |
| ○ (RCIC) | ○ (RCIC) | ○ (RCIC) | ○ (RCIC) | ○ (RCIC, CRD) | — | ○ (RCIC) | ○ (RCIC, HPCS) |
| ○ (SR弁) | ○ (SR弁) | ○ (SR弁) | ○ (SR弁) | ○ (SR弁) | — | ○ (SR弁) | ○ (SR弁) |
| ○ (MUWC) | ○ (MUWC) | ○ (MUWC) | ○ (MUWC) | — | — | ○ (MUWC) | — |
| ○ (MUWC) | ○ (MUWP) | ○ (RHR-S/C冷却) | ○ (MUWC) | — | — | — | ○ (RHR-S/C冷却) |
| ○ (RHR-LPCI) | ○ (RHR-LPCI) | ○ (RHR-SHC) | ○ (RHR-LPCI) | ○ (RHR-SHC) | ○ (RHR-SHC) | ○ (RHR-SHC) | ○ (RHR-SHC) |
| × (0/2) | × (0/2) | △ (1/2) | × (0/2) | ○ (4/4) | △ (2/4) | ○ (3/3) | △ (2/3) |
| ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |
| ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ | ○ |

表2.1.5-2 各原子力発電所における被害とその影響及び事故回避努力のまとめ⁷⁷⁾

⁷⁷⁾ 当委員会作成

2.1.6 検討

本節では、「2.1.2」～「2.1.5」での考察・評価をさらに発展させ、本事故に関する総合的な検討を行った。加えて、本事故にとどまらないマクロ的な観点から抽出される論点についても検討した。

1) 事故対応を困難にした要因

a. 格納容器ベント

1～3号機では、原子炉及び格納容器から最終ヒートシンクへ熱を逃がすことができず、格納容器圧力が設計圧力を超えたため、ベント操作をせざるを得なくなった。格納容器の破裂を防ぐためである。ここで、ベント操作に関する事故時運転操作手順書の記述は、中央制御室の制御盤により所内各系統の状態監視及び弁などの機器操作が可能な状態を前提に書かれていたため、直流電源を喪失し中央制御室の制御盤が使えない状況でのベント操作は至難であった。

一方、AM対応として追設されたベントラインは、原子炉建屋空調設備 (HVAC) やSGTS、格納容器調気系 (AC系) などの既設設備の一部を兼用する形で追設されたため、これらの系統との接続分岐があり、その分岐部9ヵ所に隔離弁がある。そして、ベント操作前にはそれらの隔離弁全てが全閉であることを確認することが、ベント実施の前提条件とされている。

しかし実際の事故対応においては、直流電源喪失により当該確認を実施することができなかったため、隔離弁状態の確認不十分のままベントが実行された。また、東電は事故後1年以上たった現在も、ベントライン内のラプチャー・ディスクが作動 (破開) したかどうかを確認できていない。したがって、隔離弁状態の確認不十分及びラプチャー・ディスクの作動 (破開) 未確認のため、格納容器から放出されたガスはラインを兼用している系統を通じて原子炉建屋に流入し、滞留した可能性が大いにある。さらに、この格納容器ベント操作の実施が、放射能を「閉じ込める」ための「5重の壁」の最終壁である原子炉建屋を大きく破壊する爆発を誘発したのであれば、とても「格納容器ベントは成功した」とはいえない。

また、運転員はベント操作にあたって、ベントラインの分岐点から他系統へガスが流入する可能性を検討したことはなかったという。これにはベント操作時に参考にすべき図面の作り方にも原因の一端があると考えられる。その理由の一つは、中央制御室に備え付けの図面集の中に、系統として独立したベントラインの配管計装線図がなく、HVACやSGTS、AC系などの配管計装線図の中にベントラインの一部が分割されて追記されているという形でしか記載がないため、この図面集からベントラインの記載を探し出し、全貌を読み取るのは難しいことである。もう一つの理由は、事故時運転操作手順書の中に、挿絵としてベントラインの全貌を描いた簡易な図 (A3サイズ) が挟み込んであるが、流路を部分的に兼用している複数の他系統の図面の添付はなく、ベント操作をした場合の他系統に与える影響を、この図だけから読み取ることは難しいことである。普段は全く利用することがなく、使う訓練もしていない格納容器ベントラインの見難い図面を、時間に追われ、照明が消え、懐中電灯を使いな

がら解読する作業は困難を極めた。

以上の現場の状況を勘案すれば、ベントラインを円滑に構成し遂行することができなかつたことを短絡的に批判すべきではない。ただし、このような複雑で作業性の悪いベントライン設計となっていたことが本質的な問題である。したがって、このような状況にある場合には、原子力発電事業者は早急にその改善を実施する必要がある。

b. 過酷事故に対する基礎知識、対応手順、必要資機材の整備、訓練

対応に当たった関係者の中には、冷却が断たれた原子炉がその後どのような進展をたどるのかある程度の知識を有し、その後の対応策の骨子についても理解していた者が、少なからず存在していた。しかし、実際の原子炉事故に直面し、そのような知見のない者に突然これを披瀝することが、「事故対応の士気においてどのような影響を及ぼすのか計りかねたためお互いに暗黙が続いた」と当時渦中にいた運転員の一人が語っている⁷⁸。

進展が速く状況が大きく変化する原子炉事故に臨んでは、対応手順に精通しているだけでなく、それぞれを遂行するための時間的な要件についての知識も重要である。同様に、それが中央制御室で事故対応にあたる運転員チーム内で共有されていることも重要である。これらについての共通認識の確認がない状況下で、事故対応としてのアクションが決定され指示が伝えられたとしても、それが実作業従事者の強い意思による本来の望ましい行動にはつながらない可能性がある。

他方、義務化された教育や研修プログラムを通じて過酷事故に対するレベルの高い予備知識をもち、それに基づく緊張感をもって訓練を行い、必要資機材の点検を行っていれば、より欠落の少ない事前の備えができており、より効果的かつ効率的な事後の対応ができた可能性がある。例えば、所内にあった消防車や建屋内に配備されていたセルフ・エアライン・マスクはもともと消火活動のためであり、必ずしも原子炉事故に臨んでの必要資機材として担保されたものではなかった。また、隔離されたままの可能性があった1号機ICの運転状態を確認し復旧させるための対応や、運転状態が把握できなくなった2号機RCICの運転状態を確認するための対応などにかかなりの時間を要している。

前述のような厳しい状況によって事故対応が阻害されていた事情については勘案しなければならないが、その緊急性がどの程度具体的に明示された上で対応に当たっていたのかについては、当事者を含む多くの関係者との面談の後にもなお不明な点が残っている。

c. 過酷事故における運転操作の教育・訓練の不足

(株)BWR運転訓練センターにおける過酷事故の教育・訓練は、直流電源が確保され中央制御室の制御盤が使えるという条件であり、本事故のように直流電源まで喪失し、中央制御室の制御盤が使えない条件での過酷事故は対象としていなかった。かつ、そこでの教育・訓練は、「過酷事故対応」の内容を「説明できる」ことが目標の机上訓練にとどまっており、実技訓

⁷⁸ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

練はなかった。その理由の一つは、過酷事故対応は中央制御室にいる運転員のみではできず、事故時に設置される緊急対策室などの中央制御室以外の組織及び人員との連携動作が主になるため、シミュレーターと模擬中央制御室に運転員を集めただけでは訓練はできないからだという⁷⁹。そのほかの理由は、過酷事故の実技訓練に対する原子力発電事業者からのニーズがなかったことだという⁸⁰。

そのため、全電源喪失以降の事故対応手順に関する事前検討は当然されておらず、本事故では、運転員による試行錯誤の連続に頼らざるを得なかった。

したがって、事故当時の現場における運転員の判断や操作が、事故後に十分時間をかけた検討によって判明した最善の判断や操作ではなかったことをもって、その非を問うことは酷であろう。むしろ問うべきは、操作手順も決まっておらず教育・訓練もしたことがない過酷事故に、運転員を直面させることになった真の原因は何かということではないだろうか。

d. 通常運転と過酷事故対応の区別

本事故では、事故対応にあたる中央制御室の運転員に対する直接的な現場支援及び後方支援を、東電の作業管理グループや定期検査グループ、発電班が担当した。これらの者の多くはプラント運転経験者である。そのため、一般的なプラント運転や通常の教育・訓練に含まれる過酷事故への支援は可能であった。

しかし「1.3」で検証したように、東電の過酷事故対策においてはその発生可能性は軽視されており、その教育・訓練の内容は不十分で実効性の乏しいものであった。また、作業管理グループや定期検査グループ、発電班に属する者は、過酷事故に特化した技術的支援を専門とし、かつ、その能力と責任を有する者ではなかった⁸¹。そのため、今回のような原子炉事故の急速な進展においては、適時かつ効果的な技術的支援を行うことは困難であった⁸²。

したがって、平時のプラント運転と有事の過酷事故対応とを明確に区別し、過酷事故の技術的支援を専門とする組織の設置と、継続的な教育・訓練を含めた当該組織の適切な運営が必要である。

e. その他の要因

1～3号機における原子炉事故の対応を困難にした要因として、以下の要因も寄与していたと思われる。

① 高圧注水の断念

2号機に対する事故対応の初期に、P/Cの被水を免れ、受電可能だったCRDポンプとSLCポンプを高圧注水のために復旧することが試みられた。これらを実用化するためには困難も予想

⁷⁹ (株)BWR運転訓練センターヒアリング

⁸⁰ (株)BWR運転訓練センターヒアリング

⁸¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁸² 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

されていたが、それでも仮設電源ケーブルの敷設を完了させることができた。しかし、そのわずか数分後に1号機の爆発が発生し、飛散したがれきによるケーブル損傷によって、当初目指した高圧注水を断念せざるを得なかった。原子炉を減圧できないことによる注水作業の停滞はその後たびたび経験され、炉心損傷の進展、格納容器の気密性の劣化を促進させ、ひいては外部環境への放射性物質の放出量を増加させた可能性がある。

② リアルタイムで更新できる過酷事故進展予想解析ツール

原子炉事故の対応に取り組む関係者同士の情報交換には、このような予想解析ツールの活用が有益だったはずである。しかし、現実にはそのような準備が発電所側においても本店側においても整っておらず、事故進展についての認識に隔たりが生じ⁸³、ひいては、国内外に対する情報発信にも悪影響を及ぼした。

2) 原子炉事故を回避できた要因

a. 免震重要棟の果たした役割

結果的に原子炉事故への進展を食い止められた福島第一原発5、6号機や福島第二原発、女川原発、東海第二原発においても、それぞれにおける被災直後の与条件、すなわち、電源系統や最終ヒートシンクの損壊状況、敷地内及び建屋内への浸水状況などに範囲や軽重の差異はあったものの、かなりの緊張感をもった対応が求められていた。

とりわけ福島第二原発の状況は、当時の関係者が「福島第一原発の状況を見やる余裕がなかった」と語るほど、切羽詰まった状況だった⁸⁴。そのような厳しい状況下においては、適切で迅速な状況判断が重要だったことは言うまでもないが、そのような判断を実行に移すための資機材と豊富な人材の確保も等しく重要な要素であった。

被災当時、これらの発電所内に「免震重要棟」⁸⁵と呼ばれる緊急対策施設が既にあったことは、このようなロジスティクス上の観点から、原子炉事故を回避するための対応を完遂できた背景として大きな意味を持つと考えられる。この免震重要棟内には、当時現場で復旧活動に従事した数百人規模の作業員が起居する十分なスペースが確保され、緊急時としては比較的良好的な環境下で、少ないながらも食事や休憩を取ることができた。

ただし、そのような免震重要棟も、その名のとおり免震性においては能力を発揮したものの、後日、当委員会が各原子力発電所の同施設を視察した結果によれば、免震重要棟の電源をプラントの非常用電源から受電しているなどの独立性の問題も確認されており、ホール・ボディ・カウンターや放射線分析室、エアライン・マスクの空気ボンベの再充填装置も十分に備えられていない。福島第一原発においては放射能遮蔽能力、気密性の不足、福島第二原発においても1階部分が浸水するなど、改善の余地があることが判明した。

⁸³ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁸⁴ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁸⁵ 平成19（2007）年東電柏崎刈羽原子力発電所が新潟県中越沖地震に被災した時の教訓として設置された。

b. 協力企業による支援の重要性

免震重要棟という前線基地が原子力発電所内に確保された中で、極限的な状況下でこの場に踏みとどまった電力会社の社員と協力企業の監督者・作業員らが、同じ目的のために努力することで、互いの信頼と団結心が醸成され、自然に良好な精神的環境が作られた⁸⁶。

その一方、電源車の並列運転やケーブル敷設など、協力企業に任せきりだった現場の作業を一緒に行った経験を通じ、そのような作業においてもさまざまな特殊技能が存在することや、そのような実務経験と知識が著しく欠如しており、これまでいかに東電が協力企業に全面的に依存してきたかをあらためて認識した。また、平時からの協力企業との信頼関係が、緊急時においていかに重要であるかを痛感したという⁸⁷。

そのため原子力発電事業者は、実務経験や知識が原子力発電所員に蓄積されていない分野を再点検した上で、原子力発電所員の技能向上や、協力企業との間での実務経験や知識の共有・連携に平時から取り組むこと⁸⁸が重要である。

また、緊急時の対応方針を事前に検討しておくことも必要である。例えば、誰（何）が、どのような能力（機能）を有しており、どこにいる（ある）のかをあらかじめリスト化し、緊急時にも迅速に対応（調達）できる備えも効果的である⁸⁹。

c. 運転員たちの気概

暗闇の中、刻々と状況の悪化する原子炉が格納されている建屋に足を踏み入れなければならなかった運転員の心中には、原子炉事故に関する知識もあっただけにかなりの覚悟があったものと察せられる。福島第一原発1号機においては、熟練の運転員が自ら進んで300mSv/hもの環境に立ち向かっていった⁹⁰。

プラント運転は、電力会社が協力企業に依存していない唯一独力の領域であった。危険な環境に立ち向かったときの心境を尋ねた当委員会の問いに対して彼らが語ったのは、プラント運転を担う運転員としてのプロ意識と、家族の住む地元への愛着心であった⁹¹。幸いこのような環境を経験せずに済んだほかの原子力発電所の運転員にも同じような気概があり⁹²、逆にそのような気概のある運転員の勇気と行動にも支えられ、危機にあった原子炉が冷温停止にまで導かれた事実は特筆すべきである。

また、運転員チームはファミリーと呼称され、プラント運転や訓練をともししている。そのような日々の経験を通して、ファミリーとしての一体感と連帯感が醸成されていた。そのことが、プラント運転という平時から原子炉事故の危機という緊急時への激変にも対応し、

⁸⁶ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁸⁷ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング、東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁸⁸ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁸⁹ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

⁹⁰ 米国の核テロの対応マニュアルにおいてでさえ、100mSv/hを越す環境下では活動を控えるように述べてある。

⁹¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁹² 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

事故回避に向けた作業に従事することができた一因であったと考えられる⁹³。

d. 将来の事故対応への懸念

以上に述べた成功要因が、本事故の経験によってさらに確実なものとして強化されるのではなく、むしろ弱体化される懸念もある。すなわち、原子炉事故の危険や恐怖が公知となった今、仮に次の原子炉事故が起こった場合にも、本事故と同水準の事故対応を期待できるのか、という懸念である。

成功要因がさらに強化されるためには、原子力関係者が「知識を備えた勇気」を持ち、かつ、実行する意思が個人レベルでコミットされたものであることが重要と考える。しかし、既に関係者からは、仮にそのようなコミットメントを個人に迫るような場合はもちろん、そのような論題を真正面から議論するだけでも、原子力を継承する次の人材が確保できなくなるのではないかと懸念の声も聞こえている点は、ここに特記する。

3) 事故対応をさらに困難にした可能性のある要因

a. 直流電源の喪失がRCICの起動操作の前に起こっていたら

2号機においては、運転員がRCICの起動操作を行った約2分後に全交流電源と直流電源を喪失し、以後、操作不能となっている。RCICの起動操作には直流電源が必要だからである。したがって、全交流電源と直流電源の喪失がRCICの起動前に発生していたとしたら、その後の起動が不能となっていた。同じ理由によりHPCIの起動も不能となり、間もなく炉心損傷に急転したはずである。

現に3号機の場合、RCICの運転停止中に全交流電源の喪失が発生しており、それでも幸運なことに直流電源のバッテリーと配電系統が生き残っていたことで、再びRCICを起動できた。しかし、もし2号機のように直流電源の喪失まで併発していた場合には、3号機もまた、わずかばかりの時間的猶予の後、炉心損傷へと急転していたはずである。

さらに福島第二原発では、全号機において運転員が津波の来襲の後にRCICを起動操作しているが、もしも各号機における被災状況がより過酷で、全交流電源と直流電源の喪失が発生していた場合には、当該号機のRCICやHPCIを運転することができなくなり、やはり間もなくして炉心損傷に向かったはずである。

本事故においては、格納容器の大破を伴う放射性物質の早期大量放出が免れたと見ることができるとは、わずかな状況の悪化や単なる「運との巡り合わせ」によっては、近隣住民の避難活動が間に合わないほど事態が急進展していた可能性もある。しかも原子炉事故に至らなかった原子炉においてさえもその可能性があり、幸いそのような事態を回避できたことに必然性を見いだすことができない。

⁹³ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

| 原子炉冷却（高圧注水）の成否 | | 直流電源 | |
|----------------|-----|-------------------------------|----------------|
| | | 維持 | 喪失 |
| RCIC 起動操作 | 津波前 | ○ | 福島第一原発2号機 ○ |
| | 津波後 | 福島第一原発3号機 福島第二原発1～4号機 ○ | × |

福島第一原発5、6号機は高圧注水せず

表2. 1. 6-1 RCIC起動操作と直流電源との関係

b. SR弁の電磁弁が故障していたら

SR弁の操作による原子炉圧力容器の減圧操作は、炉心損傷がかなり進行し、格納容器内の温度がかなり上昇してから行われた。この操作の成功がなければ、吐出圧力の低い消火ポンプによる原子炉注水は不可能であった。

しかし、格納容器内温度がかなり上昇してからの減圧操作には十分な確実性があったわけではない。SR弁の操作は、アキュムレータに蓄えられた高圧の窒素ガスをその駆動シリンダーに送り込むことによって行われるが、この切り替えをつかさどる電磁弁が正常に動作しなければならない。電磁弁の切り替えには直流電源が必要で、それを喪失したことに対応するため、福島第一原発においては自動車のバッテリーを外して回収する作業に多くの者が奔走した。しかし、実はこの電磁弁の正常な動作には、直流電源の確保のほか、さまざまな非金属製の繊細な部品の健全性が重要であり、それらが高温によって劣化した場合、電磁弁が故障する可能性があった。

東電は、SR弁の電磁弁に対しては171°C、ベント弁の電磁弁に対しては100°Cの環境下で作動を確認していたが、本事故で実際に経験した、より過酷な環境下においても作動するかどうかについては、事前には不明であった⁹⁴。

実際、作動を試みたものの応答しなかったSR弁もあったとのことであり、その場合、作動するものを探し当てるため、次々と別のSR弁を試していったとの関係者の言も得ている⁹⁵。

全てのSR弁の電磁弁が高温のために故障していた場合であっても、その後の原子炉圧力容器への注水手段が全くないわけではないが⁹⁶、そのような注水手段が速やかに確保できたとは考え難い。仮に確保できたとしても、いずれ必要になる原子炉圧力容器の減圧方法としてほかにもどのような実行可能な代替手段があったのかにも疑問が残る。したがって、本事故をさらに過酷な状況に導いた可能性があった。

⁹⁴ 東電書面回答

⁹⁵ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁹⁶ 例えば、福島第一原発2号機において断念されたCRDポンプ、SLCポンプによる高圧注水。

c. 発災のタイミングが悪かったら

本事故の起因となった地震は、3月11日（金）14時46分という平日の通常勤務時間帯に発生した。当日は晴天で、屋外活動を妨げる強風や降雨もなく、そのような日々が数日続いた。そして、干潮に近い潮位の時刻だった。また、4～6号機は定期検査中であった。

しかし、もし地震の発生がそのような時間帯においてではなく、あるいは当日かその後の初期活動が展開されていた期間に悪天候であったら、満潮であったら、4～6号機が通常運転中であったら、さらにどのような困難が重なっていたであろうか。

そのような場合、事故対応に参加できた作業員は少なく、復旧活動は遅れ、作業環境は危険を増し、負傷をしたり体調を崩したりする作業員の数も増えていたはずである。消火ポンプの準備やホースの敷設作業、バッテリーの回収作業が遅れることで、事故の進展が加速し、状況把握を遅らせ、悪化を促した可能性がある。さらに、周辺住民の避難行動にも支障が生じたものと思われる。風向きや降雨によっては、近隣における放射能汚染密度を著しく高くしていた可能性もあった。

また、平日の通常勤務時間帯で4～6号機が定期検査中であったため、発災時、各中央制御室には1、2号機で24人、3、4号機で29人、5、6号機で44人が勤務に配置されており、事故対応に当たる人員を確保することができた⁹⁷。

このように、本事故の発災のタイミングは、事故対応に有利な条件が重なっていたといえる⁹⁸。しかし、原子力災害はいつ発生するか分からない。そのため、どのような条件下で原子力災害が発生しても、それに対処し得る体制の構築とその実効性ある運用が必要である。

| 単位：人 | | | | |
|-------|----|-------|-------|----|
| 中央制御室 | 当直 | 作業管理G | 定期検査G | 合計 |
| 1、2号機 | 14 | 10 | - | 24 |
| 3、4号機 | 9 | 8 | 12 | 29 |
| 5、6号機 | 9 | 8 | 27 | 44 |

表2.1.6-2 福島第一原発の中央制御室における発災時の運転員数

d. プラント停止期間中であれば、SBOが起きても安全か

発災時の福島第一原発5号機においては、原子炉压力容器の耐圧漏えい試験が行われており、そのための特別な処置が施されていた。すなわち、試験中の誤動作やヒューマン・エラー対策として、SR弁の逃がし弁機能に関しては、例外なく11台の全てに対して作動できない状態にしておき、安全弁機能に関しては、8台に対して作動できないよう処置が講じられていた。SBOが、そのような特殊な状況下において発生し、最後の運転停止日からまだ6週間あまりしか経っていなかったということもあり、原子炉压力容器の圧力は、約10時間後には8.4MPaにまで上昇し、その後は温度も上昇し、3月14日5時には約170℃に達している。

以上の経緯を踏まえ、次の懸念が浮かんでくる。

⁹⁷ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

⁹⁸ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

- ・定期検査期間がさらに短く、崩壊熱が大きい場合、どのような事態に至っていたのか
- ・SR弁の逃がし弁機能に対してだけでなく安全弁機能に対しても全て作動しない処置が講じられていた場合、温度と圧力の上昇はどのようにになっていたのか
- ・試験のために講じていた処置の解除にもっと時間がかかっていた場合、どのようなことが起こっていたのか
- ・このようなプラント停止期間中の全交流電源喪失（SBO）に対する安全対策及び事故回避のための手順は確立しているのか
- ・プラント停止期間中のSBOに対する教育・訓練は実施されているのか

プラント停止期間中にはさまざまな安全機能や系を止めていたり、プラント・パラメータを通常運転時のそれから意図的に乖離させたりしている可能性がある。そのため、冷温停止へ向けた一般的なストラテジとは違った事故対応が求められる。

したがって、プラント停止特有の事故リスクが存在することを再認識し、プラント停止期間中に発生する過酷事故に関する教育・訓練を通して、あらかじめ備えておくことが必要である。

4) 水平展開

a. 東電以外の電力会社が所有する原子力発電所で事故が発生していたら

考察の範囲を広げ、今般の原子炉事故が東電以外の原子力発電所で起こっていた場合、ほかの炉型や格納容器型式を有する原子炉において起こっていた場合などを考えると、それらの中には、今般の原子炉事故をしのぐ影響を招く場合があることに気付かされる。

当委員会は、このような議論を単なる机上の空論として扱わず、それぞれに対して明確な答えを見いだすための真剣な議論がなされるべきであると考えている。したがって、以下では4事例を提示し検討する。

① 本社の所在地

今般の原子炉事故が、東京に本社のある東電以外の電力会社が所有する原子力発電所において発生したとしたらどうだろうか。実際、北海道電力、東北電力、中部電力、関西電力、中国電力、九州電力、四国電力の各社は、それぞれの送配電エリア内の主要都市に本社を設置している。したがって、本事故で行われたように、政府や主要官庁の関係者が、原子炉事故の当事者である電力会社の担当幹部らと同じテーブルに会して対応を議論することが容易ではなくなる。そのような場合、前述のリアルタイムで更新できる過酷事故進展予想解析ツールの配備がより有益になるはずである。

② 経営規模

東電は、わが国最大、世界的規模の電力会社である。しかし現在、わが国で発電用原子炉

を運転している電力会社が、全てこれに準ずるほどの規模であるかといえばそうではない。例えば富山市に本社のある北陸電力や日本原子力発電の場合、「表2.1.6-3」に記載の規模で経営されている⁹⁹。このような経営規模でも、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下「原子炉等規制法」という）第24条第1項第3号の定める「原子炉を設置するために必要な経理的基礎」は満足していたのであろう。

しかし、本事故の経験から、原子炉事故を收拾するために必要な経理的基礎や人的リソース等に関しては全く不十分であり、現行の原子力損害賠償制度においては、これを補完する実効的な手立ても未確立であることは明らかである。

したがって、このような経営規模の電力会社が原子炉事故を起こしてしまった場合には、收拾させるプロセスにおいても著しい困難を経験することになり、自力での完遂が頓挫する可能性さえ現実的であると言わざるを得ない。

| 会社名 | プラント数 (基) | 総資産 (億円) | 年間売上高 (億円) | 従業員数 (人) |
|---------|--------------|-------------|---------------|-------------|
| 東京電力 | 17 | 147,904 | 53,685 | 52,970 |
| 北陸電力 | 2 | 13,812 | 4,942 | 6,568 |
| 日本原子力発電 | 4* | 8,165 | 1,752 | 2,198 |

* 廃炉プラント1基を含む

表2.1.6-3 各社の経営規模

③ 地理的条件

これほどまでに甚大な被害と影響が、本事故の発生地点である福島第一原発及びその周辺に及んだわけであるが、それでもその地理的条件から、次のような事情を抱えるほかの原子力発電所での事故と比較した場合には、相対的にインパクトが小さい方だったのではないかとと思われる。

(1) 東通原子力発電所：南54kmの地点に、自衛隊と米軍の三沢基地があり、同基地内にある設備が放射能によって汚染すれば、日米の防衛活動にも影響が及ぶ可能性がある。

(2) 東海第二原発：南80kmに成田空港があり、放射能汚染がそこまで及んだ場合、空港に止まっている国内外の航空会社に属する航空機の機体、倉庫に保管されている貨物、駐車場の車などが汚染し、人と物品を介した汚染物質の国内での拡大と海外流出が懸念される。場合によっては、それらの移動が停止する。

(3) 浜岡原子力発電所：20kmの避難区域を設定した場合、東海道新幹線と東名自動車道がその圏内に入る。これらを不通にした場合の交通機能への影響は甚大で、現時点では代替がきかない。

(4) 玄海原子力発電所：北北西約30kmには壱岐島があり、3万人近くの住民が生活をしている。避難が指示又は勧告されたとしても、住民には速やかに島を脱出する手段がない。特に、台

⁹⁹ 各社2010年度有価証券報告書

風の来襲と重なった場合にはその場にとどまらざるを得ない。鷹島、小川島、加唐島、馬渡島までは10kmで、加部島まではわずか5kmとさらに近い。九州本土とつながる橋が一本架かっている島もあるが、地震で損傷すれば使えなくなり、やはり島の住民は脱出困難となる。

④ 他の炉型と原子力施設

福島第一原発1～3号機は、炉型はBWR/3とBWR/4、格納容器型式はMARK I型に属する。しかし、福島第二原発1～4号機にも深刻な危機が及んだ事実から明らかなように、同じ条件下においては、福島第二原発1～4号機のようなBWR/5型炉、MARK II型格納容器の原子力発電所にとっても事故回避は難しい。ABWRやPWRの炉型においてさえ、SBOや直流電源喪失、最終ヒートシンク喪失の全てが重なった今般の事象が再現した場合には、同じような原子炉事故の回避を可能とする特別な機能が備わっていたわけではない。すなわち、本事故は、炉型や格納容器型式にかかわらず起こり得たものと考えられる¹⁰⁰。

ただし、そもそもSBOや直流電源喪失、最終ヒートシンク喪失の起こりやすさに関しては、個々の炉型や格納容器型式と無関係であり、個々のプラントの配置設計、耐震設計、耐水設計、その後の原子力発電事業者の安全活動の取り組みなどによって左右される。

また、発生の原因や確率についての議論はあるにしても、仮に原子力災害が高速増殖炉や再処理施設で生じた場合には、軽水炉事故とは全く異なる対応が必要となる。例えば、不注意に注水を行えば、前者においては大規模な爆発や火災が発生し、後者においては臨界事故が発生する恐れがある。過酷事故に関する解析コードも未開発で、十分な知識と経験を有する技術者の数、レベルともに不明である。

5) 複数ユニットや近接する原子力発電所の問題点

a. 単一ユニットと複数ユニットではどちらがより安全か

発災当時停止中で、次サイクルに向けた再起動の準備として、原子炉圧力容器の耐圧漏えい試験が実施されていた福島第一原発5号機においては、その直流電源用バッテリーは被災していない。しかし、交流電源からの充電が得られないままではやがて完全に放電してしまい、例えば中央制御室での重要な原子炉系運転パラメータの読み取りができなくなり、SR弁の逃がし弁機能も使えなくなってしまう。この潜在的な問題に対しての救いになったのが、過去にAM対策として実施していた6号機のMCC (6C-2) からのクロス・タイであった。このことは、複数ユニットの単一ユニットに対する設計上の優位性を見なすことができる。

つまり、重篤な原子炉事故を経験することになった1～4号機においては、問題の相互作用、増幅作用とでもいうべきマイナス面が浮き彫りになったのに対し、逆に原子炉事故を回避した5、6号機においては、ユニット間の互助効果というプラス面が見られる。すなわち、複数ユニットは、事故の予防 (Prevention) の段階ではプラス、事故後の対応 (Mitigation) の

¹⁰⁰ なお、最近導入が提唱されているパッシブ設計を取り入れた新型炉や次世代炉においては耐久性が向上している。また、既設プラントであっても「B.5. b対策」が運用されている原子炉においては耐久性が向上している。

段階ではマイナスの寄与があるように見受けられる。

次に、そのような隣接ユニットからのバックアップ電源供給の有無状態とプラントの運転状態の組み合わせについて、炉心損傷事故回避の難易度について考察してみる。福島第一原発1～3号機、同5号機、福島第二原発1～4号機の実績を当てはめると「表2.1.6-4」のようになる。福島第一原発5号機の場合において、「もし6号機の非常用ディーゼル発電機(B)からの電源融通がなかったら」という問いに該当するのが、「？」の欄である。このように考えると、事故の回避が成功していた可能性もあるが、十分な確実性があったわけではない。

| | | プラントの状態 | |
|-------------------------------------|----|----------------|------------------|
| | | 停止中 | 運転中 |
| 隣接ユニットからのバックアップ用クロス・タイ、または外部電源の生き残り | あり | 福島第一原発5号機 ○ | 福島第二原発1～4号機 ○ |
| | なし | ? | 福島第一原発1～3号機 × |

表2.1.6-4 各プラント状態及び電源確保状況における原子炉事故の可能性

b. 複数ユニットの発電所における相互作用を考慮した保安規定

例えば、ツイン・ユニットのプラントの一方で原子炉事故が起きた場合、他方のユニットの運転についてはどのようにするべきか。直ちに冷温停止を目指して停止操作を行うべきか。事故を起こしたユニットにおいてベント操作が行われる場合、他方のユニットの空調系は運転を継続すべきだろうか。現行の保安規定では運転継続を求めているも、不必要に放射性物質を持ち込まないように停止すべきではないだろうか。

福島第一原発5号機においては、1～3号機の炉心損傷が進展する中、すなわち、外部環境の放射能汚染が十分に予想される中、急ピッチでSGTSの電源復旧活動が行われ、実際、復旧するや否や運転が開始されている。高温停止状態のプラントにおいて、原子炉建屋の空調を喪失した場合には、確かに保安規定ではSGTSの運転が求められるが、みすみす建屋内に放射能汚染を引き込むために行っているようにも見受けられ、このような特殊な条件下における適切な判断についての検討が行われるべきである。

c. 同時多発事象に対する備え

本事故は、大規模な自然災害が、一原子炉施設のさまざまな安全系統における多重性、多様性、独立性に重大なチャレンジを課すだけにとどまらず、一原子力発電所内にある複数ユニットの原子炉に対して同時に同様な影響を及ぼし、さらに、互いに近接する複数の原子力発電所に対してもそのような影響を及ぼし得る可能性を示した。

特に爆発は、複数ユニット及び近接する複数の原子力発電所の相互関係を複雑化した大きな事象であった。1号機の爆発によって飛散したのがれきのため、2号機の電源盤に給電しようと敷設した電源ケーブルが損傷し、復旧策の選択肢の一つをつぶしてしまった。また、3号

機の爆発によっても、2号機の復旧作業は否応なく振り出しに戻された。4号機原子炉建屋の爆発は、3号機から流入した水素が原因と理解され、ここにもユニット間の影響が見受けられる。さらに1～4号機の事故は、発電所周辺の放射線量を上昇させることで、近接する5、6号機に影響を及ぼし、さらに、福島第一原発から約12km離れた福島第二原発の復旧活動にも影響を与えた¹⁰¹。

このほか、福島第一原発はBWR/3、BWR/4、BWR/5という3炉型が併存する複数ユニットの原子力発電所であり、6ユニットそれぞれに固有性があった。そのことも、事故対応を難しくした一因であった可能性がある¹⁰²。この点、福島第二原発はBWR/5の1炉型のみであり、同発電所では、1ユニットで起きたことを他ユニットへ類推し水平展開することで事故回避対応を進めていくこともあった¹⁰³。

現在、東通原発と東海第二原発を除く全ての原子力発電所が複数ユニットとして運転されているわが国においては、特にこの特徴に関する潜在的な問題点について十分に考察する必要がある。複雑化を軽減するための方法として、あらかじめリソースや資機材を割り当て、ユニット別に独立に体制を作って臨むことも選択肢としてあり得るかもしれない。ただし、同一の発電所緊急対策室において実際にそのような実務を統率することは容易ではなく¹⁰⁴、度重なる模擬訓練によって最善の方法を見出していくのが現実的であると思われる。

また、どのような事象が、ユニット間及び近接する原子力発電所間での波及的影響を起こし得るかは、個別の評価によって判定しなければならず、今後の詳細な検討が必要である。

d. 複数ユニットの発電所に適用される安全目標

「安全目標¹⁰⁵」が、個々の原子炉を対象として設定される現在の考え方は、複数ユニットの原子力発電所や近接する複数の原子力発電所の周辺住民の立場からは不合理なものであるかもしれない。わが国においては、ある地点からの半径20km以内に2つの原子力発電所が存在する地域がいくつか存在しており、そこに居住する住民は、より高いリスクの下に置かれていることになるからである。

したがって、居住者の立場からリスクの公平性を考えるならば、このような多数のユニットが集中して設置されている原子力発電所に対しては、より保守的な安全目標が設定されるべきとする概念も検討されるべきである。

6) 大規模災害に対する多重性、多様性、独立性の確保

本事故は、単一故障に対する防御としての多重性、多様性、独立性が、大規模な自然災害の

¹⁰¹ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング、東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

¹⁰² 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

¹⁰³ 東電福島第二原発現場関係者ヒアリング

¹⁰⁴ 東電福島第一原発現場関係者ヒアリング

¹⁰⁵ 安全目標 (Safety Goal) とは、原子力発電所がどの程度安全であれば十分安全といえるか (How safe is safe enough?) という水準を示す目標をいう。

前ではほとんど無力であることを、世界に対する教訓として焼き付けた。

一本の鉄塔の倒壊で2系の所外電源を喪失し、一室への浸水で2系のポンプが故障した。一室に配置された開閉器は浸水によってまとめて故障してしまい、そうなると、もはや所外電源や所内非常用電源、直流電源の有無はほとんど無意味になってしまうことも実感した。

大規模な自然災害に対しても実効性のある多重性、多様性、独立性とはどのような設計であるべきなのか、改めてその出発点から再検討し、明確な定義を示す必要がある。

7) 自然災害等に対する適切な設計基準

a. 地震・津波に対する設計基準

わが国においては、観測された最大地震加速度が設計地震加速度を超過する事例が、今般の東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原発と女川原発における2ケースも含めると、平成17（2005）年以降に確認されただけでも5ケースに及んでいる。このような超過頻度は異常であり、例えば、超過頻度を1万年に1回未満として設定している欧州主要国と比べても、著しく非保守的である実態を示唆している。

津波に関しても同様である。米国の東海岸とメキシコ湾岸に対しては、地震に誘発される津波ではなくハリケーンによる波浪を考慮して、NRCが決定論的に「予想最高波高」を設定しており（指針RG 1.59）、東海岸のチェサピーク湾入り口で6.8m、メキシコ湾岸のミシシッピ川河口付近で10.6mと示している。日本列島と同じ地震多発地帯に属するカリフォルニア州西海岸にあるディアブロ・キャニオン原子力発電所においても、もともとはそのような保守的な決定論に基づいて10.7mと設定されていたが、平成22（2010）年に実施した海底地滑りを考慮に加えた確率論的津波ハザード解析の結果、これがほぼ100万年に1回の頻度に相当していることが確認されている。そして、原子力発電事業者によるプラントの安全対策は、このような保守的に設定された設計基準に対してさらに余裕を付け加え、最終ヒートシンクの海水ポンプには、高さ13.5mものシュノーケルを築いて被水から保護している。

このような例と比較する限り、わが国の設計基準の設定方法は保守性を欠いており、原子力発電事業者による安全対策の実務も不十分だった。

福島第一原発の例は、その最たるものであった。再評価の結果に基づき平成21（2009）年2月に設定したとされる6.1mの設計津波高さもさることながら、これに対する東電の対応は、海水ポンプのモーターのシールを強化することであった。津波という現象が単なる穏やかな水位上昇であるならばこれでもよいのかもしれないが、実際には「津波高さ」と「浸水高さ」

「遡上高さ」はそれぞれ別物で（津波高さ<浸水高さ<遡上高さ）、その向かう先にある物に対し、水流だけではなく、それが一緒に運搬するさまざまな浮遊物などを衝突させるものであることは周知なはずである。浸水高さでもなく設計津波高さで水没するモーターのシールを強化したことが、有効で十分な津波対策だったと論ずる東電の考え方は、今日の国際的な原子力安全の設計思想から大きく立ち遅れていると評せざるを得ない。

b. ほかの現象、脅威に対する設計基準

最近、わが国の各地においても竜巻が発生するようになり、その被害が報道されている。米国の原子力発電所の中には、そのような竜巻によって原子炉建屋の屋根が破壊されないよう、自主的に「トルネード・リリーフ・ベント」を取り付けているところがある。米国では、トルネードの来襲に対しては1000万年に1回の頻度に相当する規模で設定するよう定められており（指針RG 1.76）、その場合、代表的な頻発地帯においては風速103m/sで、飛翔物となる車体重量1810kgの自動車が、41m/sの速度で衝突することも想定することが定められている。

これに対し、わが国の原子力発電所の建屋には、そのような「トルネード・リリーフ・ベント」は取り付けられておらず、原子炉建屋の上を竜巻が通過した場合には、その時急激に生じる大きな差圧のため屋根が破壊されてしまう。そのときの破片、若しくは別の大きな飛翔物が使用済み燃料プールに落下した場合には、それに伴う使用済み燃料プールの損傷によって水位が低下し、使用済み燃料を露出させ、ひいては放射性物質の放出につながるリスクについても評価し、防止のために必要な対策を講じなければならない。

しかし、強風の自然現象としては、存在する過去の気象データのみに基づいて設定された台風だけが考慮されているのが現状であり、必ずしも新現象というわけではないものの、竜巻はわが国のどの原子力発電所の設計基準にも含まれてはいない。

このように、地震や津波に対してと同様、以上に述べた竜巻はもちろんのこと、火災防護の設計や内部溢水、サイバー・テロ対策などにも視野を広げることで既設プラントの安全性を高めていく必要がある。また、既設プラントに対する安全性向上のためには、プラント間、原子力発電事業者間での設計思想及びグッドプラクティスを共有し、絶えず改善を重ねていくことが必要である。

8) テロ対策の観点からの問題点

a. 過酷事故対策にも通じるテロ対策

福島第一原発に対して自然が与えた影響を人為的に与えることによって著しい損害を与えるか、あるいはそのような状況の直前の状況にまで至らしめた上で脅迫することによって極めて有利な交渉条件を作ることが可能であると潜在的テロリストが学んだものと考えなければならない。そこで欧州では、早速これを封じるための対応策が検討され、その机上訓練が行われている（平成23（2011）年11月ユーロセーフ・フォーラム）。

一方、これと逆の論理も可能であることが、平成23（2011）年7月に発行されたNRCのタスク・フォース・レポートの中で指摘されている。すなわち、「9-11対策」として平成14（2002）年2月25日付NRCからの命令書の「B. 5. b」で要求された対策を講じていたことにより、米国の原子力発電所は、福島第一原発での原子炉事故が発生した時点で、既に過酷なSBOと直流電源の喪失の重複した状況に対応することができるようになっていたというのである。

テロ攻撃は、原子力安全に対しての内部事象、外部事象に次ぐ第三の脅威であるが、これ

に対する防衛の強化が自動的に内部事象や外部事象の防御にもつながっていたとの示唆でもある。

そのこと自体は驚きに値することでもないが、わが国の原子力発電所に反映されていなかったいくつかの重要な項目があったことは、当然、わが国の原子力安全の推進活動に対する熱意に疑問を投げかける。実際、事前に反映されていれば本事故を回避できていたかどうかまでは定かでないが、少なくとも軽減できていた可能性はある。

なお、米国は、本事故の顛末を分析し、「B. 5. b項」に対するさらなる改善の必要性を感得している。そして早速その対応に当たっている。このように、もともと、内部事象に対する対策と外部事象に対する対策、テロ攻撃に対する対策は、それぞれが全く別々なのではなく、むしろ緊密な共通性が存在するものである。わが国における原子力安全の推進活動においても、このような認識に基づく実践が将来の不測な事態において役に立つであろう。

b. 航空機を使ったテロ攻撃に対する防衛が反映されていれば……

保安院が主管であるところの「電気事業法」に属する経済産業省令の一つ「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の第4条第3項には、「航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない」と規定されている。これは一見、米国における規制10CFR50.150「Aircraft Impact Assessment（航空機の衝撃に対する評価）」に対応するものであると推測させられる。

米国のこの規制の趣旨は、航空機を使ったテロ攻撃を想定し、将来建設される原子力発電所に対しては、そのような攻撃にも対処できる特性をあらかじめ設計段階で盛り込むことを求めたものである¹⁰⁶。この規制要件を受け、米国で建設予定の候補に挙がったABWR炉¹⁰⁷には、炎上して接近できなくなった原子炉建屋から十分遠くに設置された特別な耐火仕様の建屋から、原子炉圧力容器を減圧しながら高压炉心注入系のポンプと同等の能力を有する高压ポンプを使い、原子炉給水系の配管に直接注水を行える新しい系統が追加されている¹⁰⁸。仮にこのような系統が福島第一原発の原子炉に具備されていて、今般の地震・津波にも耐えていたとするならば、その後の対応がかなり好転していた可能性がある。

一方、前述のわが国の省令第4条第3項は、これとは全く異なった方法で扱われている。「航空機の墜落により原子炉の安全性を損なうおそれがある場合」との前段の仮定を、そのような墜落の懸念が十分に低いという確率論を展開して打ち消し、後段にある「防護措置その他の適切な措置」を不要化させているのである。そのような確率論、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率に対する評価基準」を策定したのが、資源エネルギー庁が事務局を務めた総合資源エネルギー調査会・原子力安全保安部会・原子炉安全小委員会であり、この手法を妥当と認めたのが原子力安全委員会であり、この手法に基づく各原子力発電事業者の評価

¹⁰⁶ 既設プラントに対する要件は、前述のB. 5. b)に対する対応として平成19（2007）年までに完了しており、現在では別の規制、10CFR50.54の(hh)(2)項として別途制定されている。

¹⁰⁷ 具体的には、South Texas Project 3号機、4号機。

¹⁰⁸ この新しい系統は、AFI(Auxiliary Feedwater Injection)と呼ばれている。

結果を承認し、「適切な措置」を講じる必要がないとの判断を宣言したのが保安院（平成22（2010）年6月17日文書）である。

既に航空機テロが現実的な脅威であった時期に、あえて以上のような判定を導いた上記三者の連携プロセスは、公正なものでなかった可能性があり、省令第4条第3項に述べられる「適切な措置」については、米国での取り組みも参考にし、真摯に前向きに検討されるべきであるとする。なお、このような一連の評価と意思決定のプロセスにおいて公衆の信頼を得るためには、信頼された独立機関¹⁰⁹の役割が重要である。上記の三者の連携プロセスは、そもそもこのような視点から適切ではなかった。

¹⁰⁹ 米国における米国科学アカデミーなどが考えられる。