

日本原子力学会安全部会「福島第一原子力発電所事故に関するセミナー第3回」
議事メモ

本議事メモは発言者の承認を得ておりませんので、講演者及び事務局以外の参加者から頂いた発言については個人名を記載せずに「参加者」と致します。

1. 日時:平成 24 年 6 月 26 日(火) 13:30 ~ 18:00
2. 場所:東京大学 本郷キャンパス 工学部 11 号館 講堂
3. 座長・発表者・参加者
座長: 関村直人(副部会長, 東大)
発表者: 阿部清治(部会長, JNES)、宮田浩一(東京電力)、磯田浩一郎(東芝)
その他の参加者: 92名
合計: 95名
4. 議事項目
 - (1) 開会挨拶とセミナーの趣旨説明: 関村直人(副部会長, 東京大学)
 - (2) 第2回セミナー概要報告(村松幹事, 東京都市大)
 - (3) 事故の概要に関する解説と問題提起
 - 福島第一原子力発電所事故について(2, 3号機): 宮田浩一(東京電力)
 - 計測制御系の課題: 磯田浩一郎(東芝)
 - (4) セミナー参加者による討論
 - 問題認識と論点解説: 阿部清治(部会長, JNES)
 - (5) 次回以降のセミナー案内及び閉会挨拶
5. 配布資料
 - 資料1 頭紙、セミナー趣旨、本日のプログラム
 - 資料2 第2回セミナーの概要
 - 資料3 福島第一原子力発電所事故について(2, 3号機)
 - 資料4 福島第一原子力発電所2号機及び3号機 計装系の課題
 - 資料5 2, 3号機の事故についての検討課題
 - 資料6 第4回以降のセミナーの開催予定とテーマ(補足資料) 福島事故時のプラントパラメータの伝達に関する問題

6. 議事概要

6.1. 開会挨拶と趣旨説明

関村副部会長より以下のとおり趣旨説明があった。

原子力安全部会主催の本セミナーは、福島第一事故に関して安全を専門とする立場から、何が問題であったのか、これから何をなすべきかを考えるために議論するために企画した。

第1回は全般について報告いただき、今後どういう議論をすべきか討論した。具体的には、安全設計に関わる課題として、外的誘因に関する事故、共通原因故障等を抽出した。また、防災の課題、運転経験を以下に反映すべきか、PSA/PRA をどのように活用するか、といった課題も抽出した。

これまでの議論を通し、今後どのように議論を進めていくかについても多くの意見をいただいた。そもそも原子力技術は深い検討を要するもので、技術の粋を集めた総合的技術であり、また社会、住民との関連の中で考えるべき大きな課題を持っている。一方、安全がなぜ損なわれたかということを考えると、技術と技術の隙間にあり、把握しきれなかった部分があるといわざるを得ない。今回は、2,3 号機について具体例を基に議論するが、課題を全体的に捕らえ、今後どのように議論を積み重ねたらよいかを考えていきたい。

本セミナーは、今後も継続して実施していくべく計画を進めている。また、最終的には議論の結果を報告書として取りまとめることも計画している。

6.2. 第2回セミナー概要報告

村松幹事より第2回セミナーの概要について以下の説明があった。

第2回セミナーは、第1回の包括的な議論に続き、対象を絞ってより具体的に議論を進めた。3件の報告と、それに引き続いての質疑及び討論があった。それぞれのポイントをまとめる。

(1)福島第一原子力発電所事故について(1号機)(東京電力 宮田浩一氏)

震度 6 強の地震により 1 号機は正常に原子炉停止しており、外部電源は喪失したものの非常用 DG による給電に成功し、津波が来るまでは問題なかった。しかし想定以上の津波によって、1 から 4 号機は全域が浸水し、電源盤の機能喪失したことなどから、全交流電源および直流電源が喪失し、更に崩壊熱除去系も機能喪失するという厳しい状況に至った。

プラント挙動のポイントについて、①非常用復水器(IC)が殆ど機能しなかった要因、② 原子炉圧力容器(RPV)の減圧要因、③ 圧力抑制室(SC)ベント操作、④ 注水、⑤ コンクリート浸食、⑥モニタリング、⑦ 水素爆発、についてそれぞれ説明があった。

(2)福島第一原子力発電所 1 号機の安全設計と事故の教訓及び対策 (日立 GE 守屋公三明氏)

自然現象を含む設計基準を超える状況の考慮が必要とし、次の教訓が指摘された。

教訓 1: 電源設備などの重要設備の配置改善と重要設備の可搬と緊急時のアクセス手段。

教訓 2: 重要機器の予備直流電源の常備。

教訓 3: AM 実施上必要な計装の信頼性・信憑性と対応操作。

教訓 4: 注水系/冷却系の多様化。

教訓 5: AM 設備のアクセス性、操作性、実行性。

教訓 6: 格納容器/バウンダリー防護の多様化。

設備の設計には想定が必要であり、想定外をなくすためにはプラント外の支援を想定した AM 策が必要であること、これまでのように設計強化の繰り返しだけでなく、あらゆる事故に柔軟に対応できるよう意思決定を行える体制と設備が必要であることが指摘された。

(3) 安全確保とストレステスト(関電 浦田茂氏)

安全確保対策については、福島第一事故の知見から、「電源確保」「水源確保」「浸水対策」が特に重要と考え、「多様化と多重化」を推進している。空冷式非常用発電装置や予備電源車の設置、多数の消防ポンプや可搬式エンジン駆動海水ポンプ等の設置がある。

ストレステストは、設計上の想定を超える事象に対する安全裕度を評価し、緊急安全対策の効果を定量的に評価するものである。地震と津波を対象に設計想定からの余裕を評価し、大飯 3 号機の一次評価では、緊急安全対策によりクリフエッジが向上した。

(4)質疑応答及び総合討論

討論にあたり、阿部部会長より次の論点が挙げられた。

論点 1: 設計とマネジメントの関係を明確にし、また、外的事象や SA まで対象としての包括的な安全対策はどうか。深層防護の後段ほど、設計以上にマネジメントの役割が大きい。まずマネジメントのあり方を考え、しかる後に設計要件を考えるべきではないか。

論点 2: 設計における「相反性」をどう考えるか。

論点 3: 実際に有用な AM 策及びそのための設備の整備を図るべきではないか。

論点 4: それぞれの外的誘因を考慮しての安全対策と規制が必要ではないか。

論点 5: 外的誘因については、経験データでカバーされない低頻度事象にも対策が必要ではないか。

論点 6: それぞれの外的誘因を考慮したとしても、目指すべき共通の安全レベルがあるのではないか。また、確率論的安全評価と決定論的ルールとの関係を再確認して基準を策定するべきではないか。

これらの論点にそって討論されたが、内容は第2回セミナーの議事録に詳細に記載されているので参照されたい。ただし、あくまで議論の記録であって、今後は安全部会としての提言をまとめていく予定である。

6.3. 事故の概要 1F-2,3

東京電力の宮田氏より、以下の説明がなされた。地震・津波の影響については、前回説明したので今回は省略するが、資料を P.33 以降につけているので参照頂きたい。

(2, 3号機の設備構成)

- ・ 2, 3号機はBWR-4タイプである。ECCSは、炉心スプレー2系統、低圧注水系として使える残留熱除去系(RHR)2系統及び高圧注水系(HPCI)1系統の3種で構成されている。そのほかに注水可能な設備として補給水系(MUWC)や制御棒駆動水圧系(CRD)、原子炉隔離時冷却系(RCIC)などがある。このうちRCICとHPCIは蒸気タービン駆動で制御用電源は直流である。全交流電源喪失(SBO)に至っても直流電源があれば使えるので事故時運転手順にも含めている。消火系には電動駆動のほかにディーゼル駆動のポンプがあり、後者は直流があれば使えるので今回期待された。

(2号機の事故経緯)

- ・ 2号機では、津波により全電源喪失に至り、プラント状態の把握も不可能となった。RCICが電源なしで動作しており約3日注水できた。この間は炉内の2相流がRCICタービンを動かしながらS/Cに放出され、エネルギー流出量が崩壊熱とバランスしていたと考えられる。この間に電源回復及び注水手段確保の試みを続けていた。RCIC停止後、逃がし安全弁(SR弁)を開いて減圧し、消防車による注水を行ったが十分でなく炉心損傷に至った。
- ・ 格納容器ドライウエルの圧力は低めに推移していた。これは、トラス室に水が浸入していたためと推定している。
- ・ 14日13時RCIC機能低下で水位が下がってきたが、当時、水位は実測値より高いと考えられていた。(燃料域水位計は大気圧で校正されており、当時の高い原子炉圧力で補正すると、実測より高い水位になることが事故時運転手順に示されていることなど、磯田氏の次の講演で説明あり)
- ・ 格納容器圧力抑制室(S/C)の圧力計は故障していたと考えられる。DWの値と差が大きく故障が疑われてはいたが確認できなかった。15日6時頃にゼロを指したときにも、DW圧力は維持されていたので格納容器が損傷したとは考えなかったが、現場は相当混乱した。現在では「S/C付近で爆発音」という誤報であったと判断している。
- ・ MAAPによる解析で格納容器の圧力などほぼ再現できたが、その解析では、トラス室壁面からの外部への除熱及び消防車からの水量がポンプ流量よりも小さかったことを仮定している。トラス室壁面からの除熱など何らかの熱除去がなければ格納容器圧力はより速く上昇していたはず。
- ・ 炉心の一部は格納容器に移動している可能性があるが、格納容器内各所の温度測定値が100℃以下であることなどから、燃料は水に接する状態で冷却されていると推定している。現在のS/Cの水位はトラスの中心高さ程度と測定された。
- ・ 2号機で大きい音がして格納容器破損が疑われたが、地震計の記録から、4号機の水素爆発と考えられ、また、後日の現場調査の結果では、2号機の格納容器が大きく損傷した形跡はない。
- ・ 2号機では、オペフロのシールドプラグ付近が線量レベルが高く、格納容器ヘッドフランジのシール部から気体が漏洩した可能性が高い。この時水素も放出されたはずだが爆発しなかったのは、1号機の爆発のショックで、ブローアウトパネルが空き、そこから水素が排出されたためと推定される。

(3号機の事故経緯)

- ・ 3号機では、津波により全交流電源喪失に至ったが、RCIC,HPCIで約2日間注水できたが、HPCI停止後の消防車による注水は十分でなく炉心損傷に至った。
- ・ HPCIの運転では、直流電源は最初は利用可能であり、電源枯渇を遅らせるため負荷制限を行った。その際、水位変動抑制のための流量調整にはテストラインを使い、HPCIを動かし続けたので原子炉圧力は低下した。
- ・ HPCI停止後は、原子炉圧力は上昇し、消防車などの低圧での注水を利用するためSR弁操作が必要になったが、何度か失敗し、炉心損傷を防止できなかった。
- ・ その後、格納容器破損防止のために複数回の格納容器ベント操作を行った。

(放射能放出)

- ・ 放射性物質放出量は、モニタリングカーのデータから逆算により推定している。その結果、15日の放出が全放出量に最大の寄与をしている。この時間帯は2号機の格納容器圧力の低下した時間帯と一致しているので、2号機から放出されたと考えられる。またこの日の風向きは変動したが、結果としてプラントの北西方向での土壤汚染につながったと考えられる。サイトでの計測からS/Cのベント操作での放出は小さかったと推定した。希ガスは出すが、粒子はプールスクラビングで補足されたと考えている。

Q/A

(吉田氏(INSS)) :3号機の使用済み燃料プールには自衛隊のヘリや消防車などで注水をした。その時大量の蒸気が出ていた。なぜあんな蒸気が出ていたのか？

また、天井の構造物は100m近く垂直に持ち上げられ落下したとすると影響があったのではないかと爆発で吹き上げられたものが落下して燃料を損傷させる被害はなかったのか？

(説明者) :4号と3号のどちらに注水するかは議論があったが、4号機は3月16日に上方からの観察で水位が確認できた。3号機は見えなかったため、そちらが重視された。白い蒸気が出ていたとするとシールドプラグから出ていた可能性もあり、プールから出ていたとは限らない。しかし質問の蒸気がどれを指すかわからないので明確な答えはできない。

爆発で吹き上げられた物の落下による燃料への影響は、まだ詳細は確認できていない。プール水の放射能測定から、大量の燃料が破損していることはないと思う。

(吉田氏(INSS)) : 自衛隊の決死の注水がなされたことが報道されていたが、あそこで注水する必要があったのかどうかについては、東電の見解を聞けないか？

(説明者) : 私にはお答えしにくい。

6.4. 計測制御系に係る課題

東芝の磯田氏より以下の説明があった。

今回のプラントの事象進展においては計測系の課題がいくつか明らかとなった。今回は2,3号機の主要な計測系に対し、計測の仕組み、事故時の挙動推定、得られた教訓、対策の方向性について述べる。また情報伝達系の議論を今後深めるにあたり、SPDSの概略構成を説明する。

原子力圧力容器・格納容器周りの主要計測点としては、原子炉水位、原子炉圧力、D/W圧力、S/C圧力、D/W線量率、S/C線量率、D/W水素・酸素濃度、S/C水素・酸素濃度がある。それぞれ個別に説明する。

(1)原子炉水位

水位は差圧で計測し、計測器としては差圧伝送器が用いられている。差圧伝送器は基準面器と原子炉に計装配管で接続され、差圧が変化するとダイヤフラムのたわみが変わり、そのたわみの変化が半導体で電気信号に変換され中央制御室に出力される。基準面器は原子炉の蒸気が常時入り凝縮されるので平常運転時には基準面器内の水位が一定に維持されるため、原子炉水位は差圧の変化として検出される。

計測器はどの運転タイミングで計測するかによって使い分けられている。通常運転時はL5,6あたりに水位は制御されており、狭帯域、広帯域とよばれる計測器で計測されている。宮田氏が示された水位トレンドのグラフは、プラント停止中であるため、燃料域の計測器で検出されたものである。狭帯域、広帯域は定格圧力・温度で使うことを前提に校正されており、燃料域は大気圧、100℃で計器が校正されている。したがって、範囲外での使用する場合は校正が必要となり、当時の高い原子炉圧力で補正すると、実測より高い水位になる。

宮田氏の講演で、2号機の原子炉水位が、ある一定の水位で継続している挙動が説明された。この原因は次のようなことだと考えている。通常運転時、基準面器の水位は一定に保たれるが、SAによってPCV内の温度が飽和温度よりも高い状態になって基準面器側の計装配管内の保有水が蒸発し、差圧が下がり原子炉水位は見かけ上昇した。原子炉への注水が継続されたが、燃料下端よりも原子炉水位が下がり炉側配管側の計装配管内の保有水も蒸発し、この状態で整定したため、原子炉水位指示は見かけ上一定値を示した。なお、計装配管内の保有水が蒸発していたことは、これまで2度東電殿にて計装配管内の水張り作業を行われたときに確認されており、その結果は資料に記載の公開資料で記されている。

原子炉水位計測の教訓として、電源喪失で電気信号断となり計測ができなくなったこと、燃料下端以下まで水位低下した後、炉心冠水含め計装系復旧まで至らなかったことが挙げられる。

(2)原子炉圧力

圧力計測には圧力伝送器が使用され、計測原理は差圧伝送器と同様である。原子炉圧力計は、圧力容器と連通した基準面器と計装配管で接続され、大気圧との差圧で生じるダイヤフラムの変化を電気信号に変換し、中央制御室

に出力される。

震災当初、電源喪失で電気信号断となったが、バッテリーを接続することで計測が可能となった。挙動についても、2,3号機の場合には異常は見られなかった。

(3)D/W、S/C 圧力

原子炉圧力同様、圧力伝送器で計測する。建設来あるものと、AM で追加したものがある。追加したものはベントラインに接続して設置されている。

2号機でS/C圧力がD/W圧力と乖離しているとの説明が宮田氏からもあったが、2号機はトラス室が浸水したということから、伝送器も水没した可能性があると考えている。現場を確認できてはいないので水没後すぐ壊れたかどうか不明だが、正常な状態ではないので出力としては正常ではないと考えられる。水没しても計測可能な計測方式ではなかったことが教訓である。

(4)CAMS

LOCA 後の格納容器内雰囲気内の水素濃度、酸素濃度、および放射線レベルを監視し、燃料の損傷を検知する目的で設置されている。D/W および S/C の水素、酸素濃度、線量率が計測されている。検出器種類としては、線量率は電離箱式が用いられ、封入されたガス中を放射線が通るとイオン化して電気信号を出すことを利用している。水素濃度は熱伝導式／サンプリング方式、酸素濃度は熱磁気風式／サンプリング方式が用いられており、モータが必要である。検出信号は電気信号として中央制御室へ出力される。

震災当初は電源喪失で計測不可能となったが、バッテリーを接続することで計測が可能となっている。日本原子力技術協会が評価したデータによると、格納容器内放射線量の変化の傾向は概ね捉えていると推測する。一方、水素、酸素のデータは、バッテリー給電では復旧できなかった。電離箱自体は相応の耐力があることが確認できたものの、環境悪化に対する更なる対策強化が必要であることが教訓として挙げられる。

また、CAMS 線量率測定値は炉心損傷度の推定に応用されており、想定したアクシデントの下での解析・評価も行われている。

(5)SPDS

現場から検出されるデータは、まずプロセス計算機に入力され、免震重要棟の SPDS 計算機に送られる。電源喪失でプラント情報が検出されず、プロセス計算機も動作しなかったことにより、SPDS 計算機も情報を収集できなくなった。

(6)今後の課題

今回の計測系の不具合要因と、それに対する教訓は、以下の3つと考えている。

－電源が喪失した。

教訓：機能維持を目的とした電源確保が必要。

－計測系が復旧できなかった(代替計測手段がなかった)。

教訓：特に原子炉水位計については多様化が必要。

－設置環境が想定より悪化した。

教訓：これまで機能維持できている計装系も、環境悪化に対する耐性強化が必要。

今後、福島事象の教訓から得られた計装系及び情報系における対策は、NISA30項目のうち、対策9(個別専用電源の設置)、対策26(事故時の通信機能確保)、対策27(事故時における計装設備の信頼性確保)、対策28(プラント状態の監視機能の強化)にあたる。本対策を考慮して計装系、情報系の信頼性向上を図る。あわせて「過酷事故用計装システムに関する研究」にて実機への適用を目的とした研究開発を行っている。

6.5. セミナー参加者による総合討論

(関村副部長)：休憩時間を用いて質問対応を実施させてもらったが、その中で、質問者から内容に関してこの場で共有するのがよいとのご意見があったので、紹介いただくことにする。

(宮野氏)：2号、3号の中で2号機からの放射性物質放出が大きいとの説明に対して2号機からの放出過程について明らかにしたいとのことで議論した。放出経路は格納容器上部のフランジであったが、その前に何故ベントできなかったのか、SR弁の開と炉心損傷の関係がどうであったか、宮田氏に解説いただきたい。

(宮田氏)：3/14の10時前後でRCIC機能低下して水位が下がり始めた。この間消防車の手配、減圧の準備をしていたが3号機爆発の影響でラインが使えなくなった。復旧して消防車の準備もできて16時過ぎに減圧捜査

開始したがなかなか減圧できず。18 時頃に減圧したが、これにより蒸気が一気に放出されて水位は炉心底部まで低下した。この段階で消防車スタンバイしていたが、爆発の影響で周囲の線量が高く消防車に人が付いていられなかったため、行ったり来たりしながら状態を確認していた。19 時過ぎには消防車が燃料切れで停止したため、それから再投入して実際に注入開始できたのは 19 時 50 数分であった。

その後、21 時くらいに逃がし安全弁が閉まって圧力が上昇し、また開けに行くことを繰り返した。高圧状態で炉心損傷が進むと CV への負荷の点で厳しいと思っていたので、21 時頃に SC(サブプレッションチェンバー)の小弁を開けたが圧力が低く SC ベントができたかは不明。

その後、原子炉減圧のために逃がし安全弁を開けたタイミングで圧力上昇している。丁度そのタイミングで専門のモニタリングの指示が上がっており耐圧強化ベントライン上のラプチャーディスクが開いたかもしれない。それ以降、炉心損傷が進んだ結果、燃料被覆管と水蒸気が反応して水素が多量に発生し格納容器圧力が一気に上がっている。しばらくその圧力が維持されており、漏洩が生じている可能性も考えられるが、量はその後の減圧時と比べると小さいと思われる。

その後、原子炉圧力の低下が生じているが、炉心損傷が進む中で、逃がし安全弁の管台のシール等が熱により破損して漏洩が生じたことも現象的にはあり得たと考えられるが、まだはっきりしない。

(宮野氏)： ポイントは、原子炉圧力低下の一方で、水位が下がって炉心損傷が生じていることを把握しながら、本来はどうすべきであったかといったことかと考える。

(宮田氏)： 2号機はこの時21時頃からCAMSのデータが取れはじめており、そのあたりから値が上がっており炉心損傷し始めた状態が確認されたことを補足しておきたい。

(関村副部長)： 総合討論に入るが、最初に安全専門家の立場から阿部部会長に論点を整理いただいて、これに基づいて議論を進めていきたい。

(阿部部会長)： 資料 5 で何が問題であったかを最初に説明するつもりであったが、その前に、一番大きなソースタームには 2 号機が一番大きな寄与をしており、特に、14 日深夜あるいは 15 日未明が福島第一の事故の中でもっとも厳しい状況にあったと皆さん理解されているが、改めてこういうことだったということを確認させていただきたい。

宮田さんの図の、2 号機の 3 月 15 日の 0 時の状況を解釈してみると、水位が炉心底部まで下がっており、確実に炉心溶融が起きていたと考えている。この時、原子炉圧力は図だけ見ると十分に下がっているように見えるが 1MPa 程度はあり、下がりきっておらず吐出圧の低い消防車ポンプによる注水では、十分に水が入らなかったと思われる。加えてドライウェル圧力は最高使用圧力よりかなり高かった。こうした厳しい状況であったと考えている。

では、こういったことを踏まえて、課題・論点の説明をさせていただきたい。

以降、阿部部会長より資料 5 に沿って、以下の項目について説明がなされた。

- ・各回セミナーの対象
- ・第 2 回セミナーでの論点(1 号機で起きた事象を中心に議論)
- ・2 号機のプラント挙動に係る論点
- ・3 号機のプラント挙動に係る論点

(関村副部長)： 阿部部会長から提示いただいた中身について、いくつか整理しながら講演者に確認させていただきたい。まず、2号機のプラント挙動について、RCIC がなぜ長時間運転できたのか、偶然の結果か、知見を今後活用できるか、このあたりの仕分けについてご意見を伺いたい。また、SA の環境における操作性の改善について議論する必要があり、個々の事象の整理と合わせて説明させていただきたい。その後、3 号機の挙動についての確認、その後、会場からのご意見を伺うこととしたい。

(宮田氏)： RCIC は設計想定を超えているという観点からは、作動を期待するのは無理な話と思っているが、思ったよりロバストであった。津波で直流電源が失われる前に運転員が手動起動して、運転が可能ラインアップができた状態で動き始めた。その結果水位が回復して、その水が主蒸気管を介して二相流状態でタービンを回し始めた。二相流状態でもタービンは壊れず、また二相流放出により圧力が維持されて、うまい具合にバランスした。結果としては、それなりに使えるものになっていた。

操作性については、前回(1 号機)の説明において、関村先生から B5b についてご指摘いただいたが、安全機能をほとんど失った状態で何ができるかという問いかけとされており、例えば IC(隔離時冷却系)において、内側の隔離弁が閉まったのはどうしようもないことではあるが、少なくとも隔離弁が外側にあつて、手順が準

備されていれば、多少なりとも緩和効果は期待できるかもしれない。そのような観点で RCIC を見ると、B5b において、電源無くても現場に行き手動で弁を開けることでタービンを回して回転数制御をするといった難しい手順が示されている。事故の後でそれを知って、現在、柏崎の手順書にも反映されている。重要なのはアクセス性であり、原子炉建屋の中が真っ暗な状態で放射線環境にも備えた装備をして、弁の操作に必要な工具等、全てのそういった手当をして全安全機能の喪失に備えるといった取り組みを始めているところである。

(関村副部長)： 3号機について阿部部会長のご指摘も踏まえて確認させていただきたい。CV の役割、原子炉建屋の役割に関して、事業者、設計者の立場から考えて、普通は、加圧破損防止が最大の関心事であり、漏洩について検討が無かったのか、確認した上で議論させていただきたい。

(宮野氏)： 設計圧力をはるかに超えたところまでもち、壊れる時は破壊で無く弱いところから破損してゆくのが機械屋、構造屋の普通の設計の考え方であり、今回もどこか弱いところが破損していると考え。設計圧を大きく上回るところまでもたせるようにしているのは不思議であり、本来は、ベントやラプチャーディスク等設けると考えるが、安全としてどう考えるか。

(宮田氏)： 2号機でベントができなかったのは環境の問題。ベントライン設計の考え方については、平成4～6年当時の考え方では、CV から放射性物質を出さないのが第一の考え方である。設計基準外の範囲においては、耐力がどこまであるかを考えた。諸外国の研究等より、設計圧力の2倍まではある程度余裕をもつという理解の下で、どこまで閉じ込め機能を残したままにいけるのかという時に、まずは設計基準を守る観点からラプチャーの設定は最高使用圧力相当に設定した。その後、どこからベントするのか、炉心損傷前は特に問題にならないが、炉心損傷後については、避難の状況、風向きを総合的に判断する必要がある。そのような選択肢の中でやってゆけると考えていたが、1号機は即座のベントが必要な状況で余裕が無かった。事前に考えていたことが相当崩れた。

(関村副部長)： では、フロアからの質問いただける時間に移りたい。

(参加者)： 大きな質問になるが、BWR の CV と RPV において、燃料棒の交換に用いるクレーンは CV の外部にあるため、CV 上部には大きなフランジがあり、それは RPV に非常に近い。メルトダウンで RPV が高温になると熱が CV にも伝わり、ボルトが伸びる、フランジがゆがむ等で漏洩が生じるので、フィルタードベントを設けても意味がない。一方、PWR では燃料交換クレーンは CV の中にあり、CV 内上部は広大な空間があるので、RPV が高温になってももつのではない。PWR では燃料を抜いた後、寝かせて細い通路で外のプールに移動するといったうまい設計になっている。そうした基本的なところまで議論すべきではないか。例えば、再稼働においても PWR は良いが、BWR は全部だめといった議論がなされることを希望する。

(関村副部長)： BWR と PWR の本質的な相違も踏まえて議論してゆくべきといったご意見かと思うが、ここでは、安全部会、専門家の立場から技術的な観点で議論したいが、ご意見があれば伺いたい。

(阿部部会長)： AM の考え方はそうした状態を防止することであり、ベントが成功して、高温高圧を抜くことができれば、CV 上部が高温になることを防止することができたのではない。結果としてうまくいかなかったが、それが BWR の特徴というのは単純すぎる考え。AM として考えた時に、考え方に問題なかったか、突破された時に更なる防衛線はあったのかといった議論の先にはご指摘のようなことがあるかもしれない。

(関村副部長)： ご指摘は今後のまとめの中で扱ってゆきたい。

(参加者)： 津波で電源が喪失し、ECCS が使用不能となったため、代替注水の方向性であったが、1号機については IC で、凝縮水が戻ることで代替注水とは違う気がする。が、IC の「復旧ができれば損傷を防止できたのではない」と思う。ただ、戻り水が PRV ポンプのところから入るので、上まで水が入るかわからないが。

2号機、3号機については、先ほどのトラス部が外部から冷却された話があったが、その意味で、CV の冷却のためにトラスに外部から散水する、あるいは建屋上部に水を張ってそこから CV のヘッドに散水することで冷却ができるのではないかと考えるが如何か。

(阿部部会長)： IC は代替注水ではなく、それについては宮田氏から説明願いたい。外から CV を冷却することに関しては PWR の AM ではそうしたものがあつたと記憶している。ただ、ケースバイケースで、用意していたものがあつてもそれが使えない場合があつたのではないかと考える。

(宮田氏)： IC は AM ではなく当初設計から組み込まれており、システムとしては能動的な注水ではなく原子炉の水位を維持するもの。水位があるうちに機能すれば有効であるが、水位が下がって炉心損傷が生ずる段階に至ってしまうとそこで水位を維持しても意味がなくなってしまう、そういったシステムである。従って、早い段階で IC にトラブルが生じた場合、復旧に何時間もかかたら意味が無くなってしまう。今回、直流電源が無くなったタイミングでフェイルセーフ機能で CV 内の隔離弁が閉止しているため、仮に外の隔離弁であれば現場で操作できる可能性はあつたが、内側であるので復旧の可能性は極めて低かつたと考える。

トラスを冷やすことについては、溢水の問題もあり能動的には難しい。PCV ヘッドへの散水については、フ

ランジの冷却に寄与して漏洩防止にも有効と思われ、AMとしての可能性が考えられる。

PWRについては、プレストレストコンクリートではなく、鋼製のCVで外部冷却がAMに用いられているプラントがあったと思う。

(藤井氏)： 鋼製格納容器である美浜1, 2号機については、消火水系を用いた格納容器の外部からのスプレイ系がありAMとして整備されている。基本的にディーゼル駆動のポンプを使用するため電源は必須ではない。

(関村副会長)： 深層防護におけるAM、更に使えるものを使ってという対応については、前回議論させていただいたとおりであるが、その議論を確認するものであったと思う。

(参加者)： BWRの特性として、原子炉から燃料が出るとドライウエルの温度が上昇するので、ペDESTAL注水が考えられていたと思う。ベントをしても崩壊熱を冷却しなければドライウエル温度は上がってしまう。従って、マネージメントとしては阿部部会長が指摘されたとおり、注水とベントのバランスが重要と考える。今回も消防車の注水が入っていれば加温状態とならず、ベントができていれば圧力も上昇せずとうまく行っていたと思う。

(宮田氏)： おっしゃるとおりである。

(守屋氏)： 質問の中に一部誤解があるようなので訂正したい。ご指摘のとおり加温破損はコントロールできないので避けたい。そのためには水を入れたいが、入れられなかったことで温度上昇は食い止めようがなかった。仮に、入れる水があれば、圧力容器から出てもスプレイにより冷やすことも可能である。CVの大きさの話もあったが、加温シーケンスについては発生熱の冷却ができなければ到達するところは同じである。

従って、ICの話もあったが、ICは圧力の高い状態でテンポラリーにバランスさせている状態であって、また2, 3号でもいつかは注水系のトリップが生じたりするので、早くその状態を早く回避して、低圧の状態を維持する状態に持って行くのが基本のセオリーである。1, 2, 3号共に早く低圧の状態に落として単純に水を入れるだけの状態に持って行きたかったが、あの災害の中で系統、水源が損傷して、消防車等で注水するのに2, 3日かかった。

阿部部会長の論点における水素漏洩の話はこれからの議論で重要と思っている。水素が漏洩して建屋で燃焼することは前から想定していたが、設計を超えた状態で何をすれば良いかについては、リスクを最小にするための戦略的なマネージメントがあるべきである。まずはCV内での水素の爆発を避けることが重要であり、今回、建屋に漏洩した水素が爆発したが、見方を変えると建屋が破損したことでCVの保護になったとも言える。但し、残念なことは建屋の破損により現場へのアクセスが難しくなったことで、今後こうしたことを避けるマネージメントも必要であるが、起こったことをベースにすべてを実施するのではなく何を優先するかが重要であり、何でもかんでも同時並行してやるべきかは良く考えなければならない。

(関村副会長)： 最後にご指摘いただいた点が正に安全部会として検討して行くべきことと理解している。

(参加者)： 今回は想定外の事故でAMがあまり有効でなかったが、本来はそうした状態でもAMを実施できるべきである。その意味で今回のマネージメントについて確認したい。3号については、RCICが停止してHPCIが自動起動している。運転員がテストラインを用いて長時間運転可能としたことについては正しい判断と考えているが、HPCIを運転すると圧力が下がり、これによりHPCIが運転できなくなることは判っていたと考える。そうであれば、HPCIが作動状態になった段階で、圧力の低下を維持できるように逃がし安全弁を動作させ、また外部からの注水ができるように準備しておく必要があったと考えるが実際に指示されていたか。

2号炉については、RCICがうまく運転できたが、RCICは本来長時間運転する系統ではなく、減圧をしてRHR運転に引き継ぐ必要があるが、減圧の際にはRCICを運転している状態でないと水位が下がってしまう。従って、RCICが運転しているうちに、もっと早い段階で減圧し、外部注水等の注水手段を準備する必要があったが、こういった決断がなされて指示されていたか。これまでの経緯を見ると、必ずしも徹底してなされていなかったように見えるが如何か。

(宮田氏)： ご指摘のような指示は当然なされており、先日公開の報告書にも明記されている。難しかったのではないかとされる点は、RCICは普通であれば、RHRに繋いで行くことは当然であるが、RHRは使用できないし、特に2号機では低圧での注水に繋げようにも電源が無く、消防車しかない状況であった。いままで注水に使おうと考えていなかった消防車に信頼感を持って減圧して繋ぐといったことができるかという感覚かと思っている。これについては、今回どのような判断であったか聞いておらず把握していない。

(関村副会長)： 非常に重要な点を指摘いただいて、SA時にどのような対応がとれたか議論できたと考える。次に計装系の議論に移り、その後全体的な議論に入りたい。最初に阿部部会長から用意いただいている資料を説明いただく。

(阿部部会長)： 計測系に係る課題について説明させていただきたい。この課題については、私自身は技術的なバックグラウンドを持っておらず、事故の最中に色々な情報が入ってきたが、それがどの程度正しい情報なのかを掴めなかった。これから課題を説明する上で、なぜそのような課題が出てきたかを理解いただくため

に当時どのような状況にあったかを、配布の補足資料にまとめたので後で参照頂きたい。

以降、阿部部会長から資料5(7、8ページ)に沿って、計測系に係る課題について説明がなされた。

(関村副部会長)：大きく分けて3点の論点を提示頂いた。

1点目は、水位計のSA時の信憑性で、東芝の磯田さんから解説頂きたい。2点目は、SA対策を進めるにあたっての計装系の重要性であり、具体的にとられる対応についてフロアからもご意見をいただければと思う。3点目は、ハード的な問題とソフト的な問題であり、計測された生データに対してどのような情報を付加すれば有用な情報になるのか、どのように整理し今後の課題として生かして行くべきか、こうした点を議論頂ければと思う。

(磯田氏)：3つの観点に分類していただいたが、共通事項として御理解頂きたいのは、一般には計測値が計測範囲内であれば、値のみを見て問題の有無を判断するのは困難であり、システム挙動も見ながら総合的に判断する必要があること。原子炉水位については、水位が大きく下がった後に、注水がなされている状態で水位上昇の測定結果があれば、その時点では疑いにくく、本日説明のような状況になっていると推定するのは難しいのではないかと考えられる。ただ、今回の経験から計装系についても今後対応が必要と考える。今後ご意見を伺いながら検討したい。

(関村副部会長)：今の点も含めて、今後どのような計測系を考えればよいか、ご意見をいただければと思う。

(参加者)：水位計は、今回計装配管内の保有水が蒸発して誤った指示となったが、それを避ける方法として、差圧ではなく長い躯体を入れてその浮力を何らかのゲージで計測するといった方法は使わないのか。

(磯田氏)：圧力容器内には、種々構造体があり、この間隙を縫って入れるのは厳しいのではと考える。

(守屋氏)：今のご指摘は、今回のようなことが生じた場合のバックアップのための水位計のことと思われるが、アイデアとしてはいいと考えるが、現状の水位計は設計基準内の事象発生時の水位低のECCS起動の信号取得のためにもあるので、応答速度が必要である。今回のような設計を逸脱した状況に対処するには、例えば熱電対により水の有無を計測するといった対策もあると考える。

(阿部部会長)：今回の事故の前からSAを規制対象にする議論があった。今や規制対象にせざるを得ないので、今後設計基準を超えた範囲でも水位が計れることが必要である。現行水位計とは異なる原理のものになるはずで、水位計にも多様性を入れてほしいと思っている。

(関村副部会長)：ご指摘あった多様性も含めた計装技術、情報の取り出し、伝達についても問題提起をいただいでおり、これについて意見をいただければと思う。

(参加者(保安院))：阿部部会長のご指摘のように、情報を入手した際にどんな意味を持つのか情報を伝えるのに苦労した。データがどのようなものか、どのような原理で、不確かさがどの程度かといったことが判るように情報提示すべきと考える。その意味で、計測値については、いろいろな分野の専門家との意識あわせが重要と考えている。今回、まだ不確かさが出ている計測系もあるが、まだ故障原因が不明確であり、どのような環境にさらされたか整理して今後の対策に生かす必要がある。

(関村副部会長)：計測の値が意味するところを総合的に把握するという課題をもう少し個々に取り上げて、その解決方法を提示するといったことを進めてゆければと思う。

では、全体のまとめの意味もあり、今後のとりまとめに向けて阿部部会長から論点整理の説明をいただく。

阿部部会長から資料5の9～11ページに沿って、共通の課題の整理、今後何を検討すべきかについて説明がなされた。

(関村副部会長)：課題の整理について骨格を提案いただいた。事故直後の様々な不正確な情報をどのように正して行くか、共有するか、専門家がどのようにかかわってゆくかという観点で、安全部会としてもう少し丁寧に整理してゆく点があるかと考える。では、フロアからご意見をいただきたい。

(宮野氏)：まとめとして非常に宜しいと考えるが、事象の早い進展について対応ができず事故に至ったというような印象を受けるため、早い事象に対応することを安全として考えてゆく必要があると考える。また、東電の報告書を見ると、どうも人がいない印象を受けた。ヒューマンファクターという要因についても考える必要があるのではないかと。

(阿部部会長)：最初のご指摘に関して、2号機の事象を見ると、特にRCIC喪失後の進展が非常に早いですが、それまでは緩やかであった。これまで、早い事象に対しては設計でしか対照できず、遅い事象にはAMで対処可能との前提に立ってきたが、RCICが失われた後では対処が難しいため、それより前に何かをやるべきでな

かったかを考えてゆくべき。ヒューマンファクターについてはご指摘のとおりであるが、なかなか踏み込めず課題に入っていない。むしろこれは政府事故調の方が一番一生懸命やっていたいており、個人的にはハードウェアとか解析とかに注目してやってきたつもりである。

(関村副部長)：安全部会としては、宮野氏のご指摘を重く受け止めて対応してゆきたい。

あと、福島でおきなかったことも含めてきちんと検討してゆくことがもう一点のご提案であり、福島第一のことを知れば知るほど、われわれの役割はそれをどう考えてゆくことかと理解しているところである。他に、ご意見があれば伺いたい。

(参加者(保安院))：PSA では最後の確率の数値が重要視されがちであるが、シナリオが重要と考えている。今回、水素が漏洩して爆発したが、これまでのシナリオでは出てきていないが、一つの重要な事故シナリオと考えている。今後、事故シーケンスの変動について検討を深めてゆくことが重要と考えている。

(阿部部会長)：レベル1のPSAは炉心損傷の発生頻度、レベル2(1.5)はCVの破損頻度を見ている。CVが破損しないまでも外で爆発が生ずることの影響については考慮が足りなかった。

(関村副部長)：では、取り纏めの方向についてご意見を伺いたい。

(更田氏)：部会長のご説明を別の言葉で申し上げることになるが、一連のセミナーは福島で何が起きたか、それがどう進展したかを個別に掘り下げてきた。対処は、どちらかというパッチワーク的なアプローチであるが、これをあまり深みにはまることなく、次のフェーズに移りたい。次のフェーズでは、どういった設備なり操作なり管理が必要であったかという議論に繋げて行きたい。

例えば、計測器の多くは電源を失ったことにより機能を失ったが、では、計測器と電源があれば計測はきちんとなされていたのか、動作原理等には問題はなかったのかといった検討も必要と考えている。更には、計測器や記録計の重要性をどう考えていたか、TMIでも、M2のSGTR時にも記録用のコンピュータがオーバーフローを起こしたことが報じられており前例があった。一方で、ペンレコーダーが紙詰まりを起こしてそれ以降記録がなくなっている等、古色蒼然たるものが使用されている。飛行機のフライトレコーダ等と比較すると、事故に至った後の計測や記録が軽視されていなかったか、そもそも論に戻ったような検討を中間取り纏めになる次のセミナーでは進めて行きたいと考えている。

(関村副部長)：他にご意見があったら承りたい。

(参加者)：寿命の話はよく出てくるが、金属ではなくプラスチックの寿命によって、信号機、パワーケーブルで絶縁破壊が起こり、先ほどの福島で起こらなかった事故の例として、停電、メルトダウンといったことは無い。化学プラントでは約20年で入れ替えることになっているが、原子力はやっていないように見えるが検討頂きたい。

(関村副部長)：ケーブルも電源系、制御系、信号系とあるが、これらがどのような環境に晒されるのか、また、SA時にどうなるのか、どのようなシナリオを描いていたか、このあたりも我々が詰めるべき課題であり、SA規制化になれば、国も含めて整備して行くべき知識ベース、データベースになる。そういった観点で、現在プロジェクトが進められている。

では、最後に新田副部長の方から今後の予定について紹介頂き、クロージングにさせて頂ければと思う。

6.6. 次回以降のセミナー案内及び閉会挨拶

(新田副部長)：長時間にわたり熱心な御議論を頂いた参加者の皆様及び説明者、準備の方々にお礼申し上げます。次回8月10日のセミナーでは、従来の予定を一部変更し、次のテーマとしたい。

- (1) 福島第一原子力発電所事故について
- (2) シビアアクシデント(SA)対策のあり方について(中間とりまとめ)

注：これは資料に誤りがあり、次回8月10日のセミナーのテーマは次の通りである(いずれも仮題)。

- (1) 使用済み燃料プールでの事象について
- (2) 原子炉施設での事故に係る検討結果の中間とりまとめについて

第5回以後については、

- ・ 第5回セミナー：8月20日(月)
対象テーマは福島事故時の防災対策
- ・ 原子力学会秋の大会：9月19日(水)～21日(金)
部会主催セッションで第2回～第5回セミナーの報告
- ・ 第6回以降のセミナー

福島第二、女川、東海第二で起きた事象の紹介と、何が事故の結果を分けたかについての議論

詳細は、安全部会のホームページに掲載するのでそちらを参照下さい。(<http://www.aesj.or.jp/~safety/>)
セミナー内容に関する御質問は各回のセミナーで説明者に質問できる時間をもうけるのでその際にお願
いします。

今後のセミナーで取り上げるテーマや、セミナーの進め方についてのご意見をぜひお寄せ頂きたい。(メ
ール送付先: nsrc-seminar01@jaea.go.jp)

以上