熱力学モデルによる3号機事故シナリオの検証 (その2)

蒸気が HPCI (高圧注水系)のタービンから漏れた場合 —

東北大学 流体科学研究所 圓山重直

(2014/1/6 作成)

概要

原子炉の熱力学モデルを構築し福島原発3号機の熱流動現象解析を行った。前報(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)では、高圧注水系(HPCI)が途中で停止して、RPV(原子炉圧力容器)の蒸気がHPCI のポンプを逆流しCSTで凝縮したという仮定を導入すると、ほとんどの計測データが説明できた。しかし、その後の検証によって、CSTが放射能で汚染されていなかったこと、蒸気がポンプ内を逆流した仮定した時は、RPV内水位が注水口より上にあり、蒸気が逆流できないことが明らかとなった。そこで、HPCIタービン側の直流モーター駆動弁が電圧低下で完全に閉じなかったという仮説を導入した。この事故シナリオによって、ほとんどの計測データを説明できることが明らかとなった。 著者の推定が正しければ、HPCIを作業員が止めたことは原子炉の破壊を決定的にしたという定説に疑問が残る。また、3号機炉心の大規模破壊が推定され、3号機周辺や内部の線量が高いという現在の状況とも一致する。

最近、東電から「炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討(2013.12.13)」が発表された⁽²⁰⁾。本レポートは、この報告書より以前に完成していたため、報告書⁽²⁰⁾に対するコメントはしていない。しかし、東電の最新報告書⁽²⁰⁾でも多数の矛盾が存在する。この報告書⁽²⁰⁾では3号機のHPCI停止前の水位低下(小説⁽²⁾122頁、130-136頁)3号機の大規模燃料流出(小説149頁)や1号機のポンプ破壊(小説12,62頁)、2号機トーラス室への海水の流入(文献⁽⁶⁾)などを推定している。さらに1号機のICが作動していた可能性(小説39-41頁)にも言及している。東電の報告書の内容が少しずつ著者の既報^{(3),(6),(17)}や小説⁽²⁾、前報(HTC Rep.28.1,2013/05/09)に近づいていると思うのは著者だけであろうか。特に、2号機の挙動推定は著者の既報⁽⁶⁾と非常によく似てきている。この論文は2012年の6月に投稿され12月に出版されたものである。本レポートは、原発の早期収束と真実の解明のために公開しているので、東電の報告書に本URLのレポートや小説⁽²⁾を引用しろとは言わない。しかし、学術論文として公開されている原著論文^{(3),(6),(17)}を見て東電の報告書の参考にしているのなら、東電はそれらを引用するのが礼儀ではないだろうか。引用論文の内容と異なる点や、新しく分かった事実で修正をすることは、もちろん歓迎である。これらの解析は、事故の真実を突き止め、今後に生かすことが目的なのだから。

1. はじめに

著者らは、東京電力福島第一原子力発電所(以下原発という)の事故発生当初から、事故解析と 早期収束の提言を行ってきた⁽¹⁾。さらに、それらの事故解析を分かりやすく記述した小説も出版した ⁽²⁾。著者らが行ってきた事故当初からの解析では、3号機は高圧注水系(HPCI)が手動停止される前に HPCIの配管から蒸気が逆流し原子炉水位が減少することを予測していた[文献⁽¹⁾のHTC Rep.19.2, 2011/10/13、以下個々のレポートを文献として(HTC Rep.19.2, 2011/10/13)と記す)]。その詳細は論文 ⁽³⁾に記述した。

東京電力(TEPCO)の報告書⁽⁴⁾や政府事故調⁽⁵⁾では、HPCIが手動停止されるまで原子炉圧力容器 (RPV)内は正常な水位を保ち、それを原発作業員が手動停止させたことが3号機の破壊を決定づけた⁽⁵⁾としている。著者は前報⁽³⁾で HPCI は3月12日18:30頃に機能不全に陥り注水が停止したにも かかわらず蒸気が逆流し水位が低下したと推定した。もしそれが正しければ、作業員が HPCI を手動 停止してもしなくても原子炉破壊のシナリオは大きく変わらなかった可能性があると指摘した。し かし、前報⁽³⁾では、HPCI 手動停止時の RPV 水位については比較的簡単な熱力学計算で導出している ために、事故シナリオの記述に曖昧な点もあった。

著者は、原子炉解析の熱力学モデルを構築し2号機の挙動を詳細に検討し、事故直の計測データ をほぼ満足する事故シナリオを構築した⁽⁶⁾。また、その熱力学モデルを1号機の解析に適用し1号機 の非常用凝縮器(IC)が作動していた可能性があることを示した。そこでは、もしIC 作動を続けて いれば1号機の破壊は回避できた可能性があることも指摘した(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)。

さらに著者は、これまで構築してきた原子炉の熱力学モデル⁽⁶⁾ を 3 号機に適用して、3 号機の事 故推定⁽³⁾や TEPCO の報告⁽⁷⁾を再検証した。熱力学モデルと HPCI 作動時に RPV の蒸気が逆流すると いう仮説を使うことによって、当時の計測データのほとんどが説明できる事故シナリオが構築でき た(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)。この解析では、HPCI のタービンが停止すると、RPV の蒸気は HPCI のポンプを経由して復水貯蔵タンク(CST)で凝縮するというシナリオで解析した。この場合、汚 染蒸気が凝縮するので CST の水は放射化している可能性がある。しかし、後日の新聞報道⁽⁸⁾では、 CST 内の水を移送するときに、水の汚染が確認されていないことから、このシナリオに疑問がある としている。

そこで本報では、HPCIの挙動を詳細に検討し、HPCIのタービンが停止したときに、RPVの蒸気 が停止しているタービンを経由してサプレッションチャンバー(S/C)で凝縮するというシナリオを 設定し、(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)と同様な熱力学モデルで解析し、事故当時の事故シナリオが記述 できることを示した。この場合でも、前報⁽³⁾と同様に、TEPCOの作業員が HPCI を手動停止させた ことは原子炉破壊の決定的要因ではないことが示された。

原発事故の早期収束と再発防止には、原発事故の経過と原子炉の現状を的確に理解することが重要である.そのためには、本報の事故シナリオも含めた、あらゆる可能性を検討することが必要だ と考えられる.

2. RCICIと HPCI の挙動

2·1 RCIC および HPCI の構造



Fig. 1 Schematics of High Pressure Coolant Injection System (HPCI) and Suppression Chamber Spray System of Unit 3, as of March 12, 2011, 12:30.

3号機HPCIの挙動を検討する前に隔離時冷却系(RCIC)とHPCIの一般的挙動について検討する。図1 は、2011年3月12日12:30現在の3号機の現状とHPCIの概要を示したものである⁽⁷⁾。RCICも同様な構造 である。どちらもRPVの高圧蒸気でタービンを回し、その動力でCSTまたはS/Cの水を高圧ポンプで RPV内に注入するシステムである。タービンを駆動した蒸気は、S/Cで凝縮し水となるため、S/Cの温 度が上昇する。HPCIもRCICもスクラム(原子炉緊急停止)直後以外は、注水能力は崩壊熱発生量よ り多いために水位が上昇し、水位高信号により全ての直流モータ駆動弁が閉鎖される。その後、RPV 内圧力が上昇し7.37 MPa以上で、逃がし安全弁(SRV)が作動し蒸気をS/Cに放出するために、水位 が低下する。RPV内水位が有効燃料頂部(TAF)よりTAF+2.95mでHPCIが自動起動するように設定さ れている⁽¹³⁾。つまり、直流電源が正常なときの緊急冷却はRCICまたはHPCIの間欠運転とSRVの作動 によって炉心を冷却する。つまり、RCICIやHPCIが正常に作動しているときは、PRV内水位は規定一 付近に保たれ、RPV内圧力は7MPa程度になっている。高温になったS/C内の水は、通常時残留熱除去 系(RHR)により海水で冷却されて、原子炉を安定状態に導く。しかし、当時は津波でRHRの海水ポ ンプが破壊されたことと、交流電源の遮断でRHRが作動しなかった。

HPCIとRICIは共にRPVと格納容器(PCV)の圧力差1.03MPaから7.74MPaで動作するよう設計されている⁽⁵⁾。HPCIの注水能力は初期崩壊熱に対応できるよう十分な能力を持っている。つまり定格注水能力はRCICで毎時97トン、HPCIで毎時965トン⁽⁷⁾である。特にHPCIの注水能力はRPVの水位を1時間で約40m上昇させるもので、本来HPCIは事故後かなりたってからの運用は想定されていないようである。3号機の場合、RCIC、HPCI共にRPVへの水源は復水貯蔵タンク(CST)から供給されていた。

2·2 HPCIの挙動推定

2011年3月11日15:37に津波が到達したとき、3号機の交流電源は停止したが、直流電源のバッテリーは冠水をのがれ正常に作動していた。津波後は同16:03にRCICを手動した⁽⁸⁾。つまり、水位高

(TAF+5.653m)でRCICが自動停止すると全てのモーター駆動バルブが閉じて、RPV圧力が上昇することからSRVが作動して水位が低下する。この間欠運転が3月12日 11:36 まで継続したと考えられる。このとき崩壊熱による全てのエネルギーはS/Cに放出される。しかし、RHRが作動しなかったので、S/C内の温度と圧力は上昇し続けた。このRCICは何らかの理由で12日11:36に停止した。直流電源の枯渇が考えられる。その後、RPVの圧力が上昇し、水位低下によりHPCIが同12:35に自動起動した⁽⁸⁾。

当時、RCIC が止まるほど直流電力は消耗していたと考えられる。そこで RCIC の約 10 倍の能力 のある HPCI が起動したことにより、それを駆動する直流モーター駆動弁(MOV)が電力を急速に消 耗したことは十分に考えられる。RPV の水位が高くなって HPCI が停止しても関連バルブが開いた ままになったことが想定される。この HPCI と RCIC に使用されているバルブは直流モーター駆動弁 と推定される。このバルブは、電源が枯渇するとその時のバルブ位置で停止する。一般に HPCI のタ ービン側のバルブは蒸気用バルブであり、同ポンプ側の水用バルブに比べると大きく電力の消耗も 激しいため、タービン側のバルブが早期に動作不能になったことも考えられる。

図4に示すように、HPCI 起動直後に RPV の圧力は急激に低下している。この状態では SRV は動かないので、HPCI は正常な作動をしていないと考えられる。つまり、HPCI が作動しポンプによる RPV 注水により水位が上昇すると、HPCI は停止するが、バルブは開いたままなので蒸気は SRV で はなく、HPCI のタービン経由で S/C に流れたと考えると当時の水位データと圧力データの説明がで きる。

前述したように、HPCI は RPV と PCV の圧力差 1.03MPa 以下での動作は設計外である。前報⁽³⁾で は、HPCI が動作圧不足で停止したと推定される 3 月 12 日 19:00 から HPCI の逆流が発生したと仮 定した。また、(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)では、RPV の蒸気が HPCI のポンプを逆流して CST に凝 縮したという仮定を導入した。この仮定では、CST は放射能で汚染されることになるが、後の新聞 報道⁽⁸⁾では、CST の汚染は報告されていない。さらに、3 月 11 日 12:35 現在の水位と主蒸気バルブ、 給水パイプの位置関係を示す図 1 を参照すると、HPCI 起動時は水位が高いので、ポンプから RPV に水を供給する給水パイプはその時水没しており、蒸気が逆流することができないことが明らかに なった。

この矛盾を解決するために、本報では、HPCIとポンプが停止したと予想される3月12日19:00 から、HPCIのタービン系統のバルブが開いたままでS/Cに蒸気が漏れ続けたと仮定した。この仮定 だと、12:35にHPCIが起動した後でもタービン側のバルブが開いたままになっていたとする仮定と 矛盾しない。このときには、ポンプは停まっているのでRPV水位は低下を続けることになる。水位 がTAFより低下して燃料が破損したときの汚染水蒸気はS/Cで凝縮するので、CSTの汚染状況⁽⁸⁾と も矛盾しない。

2·3 PCV へのスプレイ状況

TEPCOの最終報告書⁽⁹⁾によると、3 号機は S/C へ水を注入するスプレイ冷却を3月12日12:06 から実施したとしている。この時間のスプレイの実施は、初期の TEPCO 事故報告書^{(10),(5)}には全く記載されていなかった。このスプレイの記述は、著者の知る限り政府事故調中間報告書⁽⁵⁾の記述に初めて現れる。それまで、TEPCO はこのスプレイを認識していなかったのだろうか。後述する図4の PCV 圧力の計測データに示されるように、S/C スプレイ直後から PCV の圧力は下がり始めるので、本報では TEPCO や政府事故調の後日の聞き取り調査の結果を信用し、非常用ディーゼルポンプによるスプレイ冷却を実施したと仮定した。前報(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)では、その注水量が多いので、ポ

ンプからの蒸気逆流を仮定したが、正常に働いた場合の S/C スプレイの水量は 53kg/s であり、十分 大きいので⁽¹¹⁾、比較的大量の水が PCV に注入されたとした。

TEPCO によると⁽⁹⁾、S/C スプレイは 3 月 12 日 12:06 に開始され、3 月 13 日 3:05 に停止された。その後同 5:08 に再開され同 7:43 に停止した。また、D/W へのスプレイ冷却が S/C スプレイが停止する 直前の同 7:43 に開始され 8:40 に停止したとされている。

3. 解析モデルと初期条件

3・1 相平衡モデル



Fig. 2 Physical model of Unit 3 as of March 14, 2011, 12:00.

図2は、本解析対象の3号機の物理モデルを示す。図は、2011年3月14日12:00現在の状態を示 しており、すでに RPV と PCV が破壊し、そこから放出された水素によって爆発した後の状態を示 している。前報⁽³⁾では,原子炉容器内が断熱変化をする条件における熱力学モデルを構築し、RPV と PCV が破壊した後の熱流動解析を行った.事故当初,圧力容器 RPV 内には水が存在し,3号機で は事故直後から RCIC のタービンまたは SRV を介して S/C に RPV からの蒸気を放出している.その 後、3月12日12:30 に HPCI が自動起動したが、3号機は RPV 内の水が TAF に達するまで、容器内 の水と蒸気が飽和状態を保っていたと考えられる.また、同12:06 から S/C にスプレイによる冷却を 実施している。そこで,2号機で解析したように⁽⁶⁾、図2 に示すように密閉容器内に水と蒸気が存在 し、そこに発熱(放熱)や蒸気と水の出入りがある場合を考える.図2では、2号機と同様に津波 により浸水した海水と S/C が熱交換を行っているとした。



Fig. 3 Phase equilibrium model of pressure vessels of Unit 3.

図3は、図2に示した物理モデルを簡略化した解析モデルを示している。RPV内の体積はV_{RPV}[m³]で、 *M*"_{RPV}[kg]の飽和蒸気と*M*'_{RPV}[kg]の飽和水で満たされている。RPV内の燃料棒は、崩壊熱に相当する 発熱 *ġ*_{FUEL}[W]がある。その熱はRPV内で飽和蒸気としてRPV内に放出されるが、RPV内の圧力が 7.3MPaを超えると、その蒸気はSRVを通じて*m*_{SRV}[kg/s]の蒸気がS/C中に放出されるものとした。RPV が破壊すると開口面積*A*_{RPV}[m²]から*m*_{RPV}[kg/s]の蒸気がPCV内に直接放出される。RCICが作動してい るとき、SRVを通ってS/Cに流出した蒸気と等しい量の水をCST(復水貯蔵タンク)から供給すると した。HPCIが作動しているときは、開口面積*A*_{HPCI}[m²]からにRPVの蒸気が流出し、流出量と同量の 水がCSTから供給される。HPCIが動作不良で停止した場合、開口面積*A*_{LEAK}[m²]から蒸気が流出しS/C で凝縮するがRPVへの注水はされない。HPCIが手動停止された場合は、RPVは隔離されるので高圧 になったときにSRVからS/Cへ蒸気が流出する。RPVへの注水質量流量*m*_{inj}[kg/s]とし、流出蒸気総量 を*m*_{SRV}[kg/s]とする。RPVにはこれらを考慮し、前報⁽⁶⁾のRPV内の水と蒸気温度が等しい熱平衡モデル を適用すると、d*t*[s]の微小時間変化に対して、RPV温度変化が次式で表される。

$$dT_{RPV} = \frac{\left[-(\dot{m}_{RPV} + \dot{m}_{SRV})(h''_{RPV} - h'_{RPV}) + \dot{m}_{inj}(h'_{inj} - h'_{RPV}) + \dot{Q}_{FUEL}\right]dt}{M''_{RPV}(c''_{p,RPV} + \frac{(h''_{RPV} - h'_{RPV})^{2}}{p_{RPV}T_{RPV}v''_{RPV}}) + c'_{p,RPV}\left[M'_{RPV} + (-\dot{m}_{RPV} - \dot{m}_{SRV} + \dot{m}_{inj})dt\right] - \frac{V_{RPV}(h''_{RPV} - h'_{RPV})}{T_{RPV}v''_{RPV}}$$
(1)

本報のRPVの熱力学モデルは、燃料・水・蒸気は同じ温度であるという前提に基づいている。従って、水位がTAF以下になり燃料棒が水面から出て蒸気が過熱蒸気となる場合は、本モデルは適用できない。さらに、過熱蒸気がRPVから噴出する炉心破壊直後のPCVの挙動も記述できないことに注意する。

次に、S/C内の水とD/W内の蒸気が飽和状態の場合の相平衡熱力学モデルを考える。D/WとS/C

を合わせたPCV内の体積は V_{pcv} [m³]で、D/Wにある M''_{pcv} [kg]の飽和蒸気とS/Cに蓄えられている M'_{pcv} [kg]の飽和水で満たされている。この状態は、RPVの蒸気がSRVを介してS/Cの水に放出される る場合に相当する。3号機はS/CやD/Wにスプレイをして外部から水を導入しRCVの圧力を下げてい る。このときの流量を \dot{m}_{sprav} [kg/s]とした。

RPVが破壊してD/Wに直接蒸気が吹き込む場合は、D/Wの蒸気とS/Wの水は熱交換をしないので、 この相平衡モデルは成立しない。本報のモデルは、RPVからPCVに流入する蒸気は飽和蒸気を仮定 しているので、燃料棒が水面から露出し蒸気が過熱蒸気となる場合は適用できない。

微小時間変化 d *t*[s] に対して、PCV温度変化 d *T_{pcv}*[℃] が次式で表される。

$$dT_{PCV} = \frac{\left[(\dot{m}_{RPV} + \dot{m}_{SRV})(h''_{RPV} - h'_{PCV}) - \dot{m}_{PCV}(h''_{PCV} - h'_{PCV}) + \dot{m}_{SPRAY}(h'_{inj} - h'_{RPV}) - \dot{Q}_{TORUS} \right] dt}{M''_{PCV}(c''_{p,PCV} + \frac{(h''_{PCV} - h'_{PCV})^2}{p_{PCV}T_{PCV}v''_{PCV}}) + c'_{p,PCV} \left[M'_{PCV} + (\dot{m}_{RPV} + \dot{m}_{SRV} - \dot{m}_{PCV} + \dot{m}_{SPRAY}) dt \right] - \frac{V_{PCV}(h''_{PCV} - h'_{PCV})}{T_{PCV}v''_{PCV}}}$$
(2)

蒸気流量 \dot{m}_{RPV} , \dot{m}_{PCV} は開口面積 A_{RPV} , A_{PCV} [m²]を仮定すると、容器の圧力差を用いてオリフィスお よび超音速オリフィスの計算式で推定できる⁽⁶⁾。3月13日9:05以後はD/Wが破損しPCVの蒸気は A_{PCV} [m²]の破断面から \dot{m}_{PCV} [kg/s]の質量流量で圧力 p_0 [Pa]の大気中に放出される。本報では、各容器の 破壊断面積を等価直径 $A = \pi d^2/4$ で表している。HPCIが3月12日19:00に停止してRPVの蒸気がS/C に流入するときはCSTからの水の供給はない。

式(1)、(2)は容器内の蒸気と水が飽和状態であることが前提である。しかし、RPVが破損して内部の蒸気がPCVに流出する場合、この相平衡モデルは適用できない。従って、PCVまたはRPVが破損して蒸気が噴出した場合は、蒸気の断熱膨張を仮定した断熱膨張モデル^{(3),(6)}を適用した。

著者らは, 原発の崩壊熱のデータを公開してきた(HTC Rep. 1.5, 2011/05/27). 本報で使用した崩壊 熱予測式を以下に示す⁽³⁾.

$$\frac{\dot{Q}_{FUEL}(t)}{P_0} = 0.066 \left[t^{-0.2} - \left(t_s + t \right)^{-0.2} \right]$$
(3)

ここで、 \dot{Q}_{FUEL} [W] は崩壊熱、 P_0 [W] は通常運転時の原子炉熱出力、t [s] は原子炉停止からの経過時間、 t_s [s] は燃料棒使用時間である.3 号機の定格熱出力は2381 MW である. t_s に関しては、定期検査等 で核反応を止めている時間は含まないため、簡単には見積もることができないが、参考文献⁽¹²⁾より 燃料棒使用時間を t_s =1.78 [year] と算出した.

3・2 原子炉諸元および初期条件

RPV Volume V _{RPV}	414.6 m ³
PCV Volume V_{PCV}	10380 m ³
RPV Cross-section	24.6 m ²
Decay Heat \dot{Q}_{FUEL} [W]	Eq. (3)

Table 1Specifications of Unit 3.

表1に本解析で用いた3号機のRPVとPCVの諸元を示す。原子炉の正確な図面や仕様の詳細 は公開されていないので、これまで東電から発表された図面を計測したものや、報告書に記載さ れているデータから、推定している。従って、本当の値ではないことに注意されたい。しかし、 細かい数字以外は、原子炉諸元は表1と大差ないと考えられる。また、RPV内には、燃料棒やシ ュラウドなどが収納されているが、本解析ではそれらの体積や熱容量を近似的に無視した。表1 のPCVの体積はS/CとD/Wの体積の合計である。

Initial Time	2011/3/11
	16:
	55
RPV Pressure p_{PCV}	7.35 MPa
PCV Pressure p_{RPV}	0.145 MPa
RPV Water <i>M</i> ' _{<i>RPV</i>}	317.1 ton
RPV Water Level	4.02 m
S/C Water M'_{PCV}	2980 ton
S/C Water T'_{PCV}	37 °C
Torus Room <i>M</i> ' _{S/CR}	1000 ton
Torus Room T' _{S/CR}	10 °C
Heat Exchange Area A _{TORUS}	1200 m ²
Over All Heat Transfer Coefficient	85 W/(m ² ·K)
K _{TORUS}	
CST & FE Water	7 °C

Table 2Initial conditions and heat transfer parameters.

表 2 に原子炉解析の初期条件と計算パラメータを示す。原子炉は地震によるスクラム直後では タービンへの主蒸気バルブが閉まる等で圧力と水位が安定しない。そこで、RCIC が自動起動した 時間を事故直後のデータから見積もった時間を解析開始時間とした。RPV 内初期水位は、事故直 後の水位データから見積もった。

本解析では、S/Cの水の熱が S/C 室の侵入海水に伝わり冷却されるモデル⁽¹⁴⁾とした.トーラス室 流入海水量については、 2 号機では 2000ton の水が流入したとした⁽⁶⁾が、本報の計測値とのパラ メータサーベイからこの水量は、1000ton とした。トーラス室内の海水と S/C との熱交換量は次式 で推定した。

 $\dot{Q}_{TORUS} = K_{TORUS} A_{TORUS} (T_{S/C} - T_{TORUS})$ (4)

ここで、*T_{rorus}* [℃]は侵入した海水の温度であり、熱交換面積*A_{rorus}* [m²]は、パラメータサーベイ と原子炉の公開図面より推定した概算値から 1200m²とした. 等価熱通過率*K_{rorus}* は 2 号機と同様 な値、85 W/(m²·K)に設定した. 侵入海水が入っているトーラス室は外部と断熱であるとし,海水 が 100℃以上になると蒸発するとした. 100℃以上では海水は沸騰し,熱通過率が変化する. しか し,熱抵抗は S/C 内部の自然対流による熱抵抗分が大きいとして沸騰しても熱通過率が変化しな いとした. また, D/W での外部空気との熱伝達は無視した. RPV内の水位が低下し、燃料棒が露出すると900℃以上で水蒸気と燃料棒を覆っているジルカロイが 反応して水素を発生する.この反応は発熱反応であるが、本報では、その生成熱は考慮していない. しかし、2号機の場合で示したように、ジルカロイ反応による発熱は本報の推定に大きな影響はない ものと考えられる.

4. 本報の事故シナリオによる熱力学モデル解析

4・1 本報の事故シナリオ

第2章で示したように、HPCIの動作原理から3月13日2:42に作業員がHPCIを手動停止するまでHPCIが正常に動作していた事には疑問が残る。第5章で後述するように、HPCIが正常に作動したとすると当時の計測データに矛盾が生じる。そこで、HPCIのモーター駆動弁(MOV)は直流電源枯渇のために正常に動作しなかったとしたとする仮説を導入した。つまり、3月12日12:35にHPCIが自動作動したとき、図1に示すHPCIのタービン側 MOV はすべて開いた状態だった。HPCIのポンプによる注水で水位高となるとポンプが停止し、ポンプ管路の水バルブが閉鎖されるが、タービン側の蒸気 MOV は開いたままになっており、その管路を通じて RPVの蒸気が S/C に凝縮したと仮定した。これにより、HPCI 起動後の RPV 圧力低下が説明できる。HPCI 起動直後は、ポンプ側の水バルブは何とか稼働しており、水位低となるとポンプ側のバルブが開き、注水を行い RPVの水位は保っていたとした。しかし、RPVの圧力低下と PCVの圧力上昇により、両者の圧量差が HPCIの駆動範囲を超えた3月12日18:30に HPCIのタービンが停止したと仮定した。これは、前報⁽³⁾の仮定と同様である。その後は、HPCIのタービンを経由して蒸気は S/C に漏れ続けるが、注水がないためにRPVの水位は低下し続けるとした。3月13日2:42に作業員が HPCIを手動停止すると全ての MOVが閉鎖されることによって、RPV 円力が上昇し、SRV 経由で再び S/C に蒸気が流入することによって、RPV の水位が再び低下するとした。

	Time	Facts	Remarks	Scenario Parameters
1	3/11 14:47	Earthquake, Succeed in Scrum		
2	15:06	RCIC Manual Start, Stop,		
		Start, Stop ····		
3	15:38	AC Power Black Out		Seawater to Torus Room 1000
				tons*
4	16:55	RCIC Operating	Simulation Start	Initial Conditions; Table 2
5	3/12 11:36	RCIC Stop		
6	12:06	S/C D/W Spray Start		$\dot{m}_{SPRAY} = 35 \text{ kg/s}$
7	13:35	HPCI Start	MOV Open	$d_{HPCI} = 6.5 \text{ cm}$, RPV Steam to
				S/C
8	18:30	HPCI Stop	MOV Open	$d_{HPCI} = 9.0 \text{ cm}$, RPV Steam to
				S/C

Table 3 List of events occurred in Unit 2 and	accident scenario	
---	-------------------	--

9	23:40	RPV TAF 0 m		
10	3/13 02:42	HPCI Manual Stop	MOV Close	$d_{HPCI} = 0$
11	03:05	S/C D/W Spray Stop		
12	04:55	SRV Open		PV Steam to S/C
13	05:08	S/C D/W Spray Start		$\dot{m}_{SPRAY} = 35 \text{ kg/s}$
14	05:40	RPV BAF 0 m (TAF-3.7 m)		
15	08:40	S/C D/W Spray Stop		
16	08:55	RPV Rupture	Estimation	$d_{RPV} = 18 \text{ cm}$
17	09:05	PCV Rupture	Estimation	$d_{PCV} = 15$ cm
18	09:28	Water Injection to RPV		$\dot{m}_{inj} = 8 \text{ kg/s}$

表3は、上記の仮説に基づく3号機の事故シナリオである。1-4号機は事故直後に津波により交流 電源を喪失したが、3号機は直流電源が残っていた。この電源でRCICが事故当初は正常に作動し続 けたと考えられる。しかし、RHR(余熱除去系)が交流電源喪失と海水ポンプの破壊で作動しなか ったため、S/Cに排出される崩壊熱はS/C内に貯まり、PCVが高圧になる。本報でも、2号機⁽⁶⁾と同 様に津波直後にS/Cのあるトーラス室に津波の海水が進入し、その海水とS/C内の水が熱交換を行 うことによって、S/Cの上昇速度が抑えられたと仮定した。2号機の解析⁽⁶⁾から明らかなように、こ の海水冷却が働かないと PCV は急激に圧力が増加し、事故直後の PCV 圧力データとはならない。 表3のパラメータは実測値に合うように流入水量と熱交換面積を調整してある。RCIC は直流電源の 枯渇と推定される原因で3月12日11:36 に停止した。

RCIC の停止後、S/C に注水スプレイを行った。その水量はパラメータサーベイより 35kg/s と設定 した。正常作動時の S/C スプレイの水量は 53kg/s であり⁽¹¹⁾、非常用ディーゼルポンプでも 35kg/s の流量は確保できたと考えた。東電の報告書⁽⁷⁾によると、この S/C スプレイは 3 月 13 日 3:05 に停止 し、同 5:08 に再開している。その後、7:40 頃に S/C スプレイから D/W スプレイに変更している。本 報の解析によると、このときの S/C 水量は約 6000ton となっており、S/C がほぼ満水状態だったと推 定される。そのため、D/W スプレイに変更されたとも考えられるが、公開されたデータには理由が 記されていない。本解析では D/W と S/C は同等に扱っているため両者の区別はしなかった。

RCIC が 3 月 12 日 11:36 に停止てから RPV が高圧になり SRV が作動して水位が低下した。HPCI は TAF+2.95m となると自動起動するように設定されている⁽¹³⁾。この設定により HPCI が 12:35 に自動起動した。通常ならば HPCI のポンプで注水して水位高となると全バルブが閉鎖して SRV が作動 するが、今回はタービン側の MOV が開いたままか、半開きで停まっていたと仮定した。この仮定 により、SRV が作動しなくても RPV 圧力が低下したことが説明できる。ただし、18:30 まではポン プが完結的に作動し水位を維持していたと考えられる。その時の MOV の等価開口直径は $d_{HPCI} = 6.5$ cm とすると計測データと一致する。

RPV と PCV の圧力差が HPCI の作動範囲外となる 18:30 にタービンとポンプが完全に停止したと 仮定した。これ以後は RPV 内の水位が低下する。これ以後はタービンが完全に停まったので、等価 開口直径は *d_{HPCI}* = 9.0 cm とすると計測データと良く一致する。水位低下に伴い、解析では 23:40 頃に は TAF 0 m と推定されている。

TEPCO 作業員が 3 月 13 日 2:42 に HPCI を手動停止した。その時、全てのバルブが閉鎖し、RPV

が隔離されたので圧力が急激に上がり、4:55 に SRV から S/C に蒸気が放出され RPV 水位が再び低下した。このシナリオは計測結果と良く一致する。5:40 頃には水位は有効燃料棒下端(BAF, TAF-3.7m)に達したと推定される。

BAF の後も燃料が溶け落ちるなどして RPV はさらに水位が低下し続けたと考えられる。飽和状態を仮定した本解析では、初期状態で 377.1ton あった RPV 内の水は 8:55 時点で約 5ton と推定されており、水位はほぼ RPV 底部に達していると考えられる。前報⁽³⁾と同様にこのとき RPV が破壊したと推定した。その破壊開口等価直径を前報と同様に 18cm とした。その RPV 破壊で RPV 内の圧力が急激に上昇し、9:05 に RCV が破壊したと推定した。その開口直径は 15cm であり、前報の 10cm と異なっている。

上記のシナリオは、計測データを満足するように開口面積等を調整したものである。このほかに も実測データを記述するシナリオが存在する可能性もある。著者は公開データのみで解析している ので、まだ公開されていないデータも多いものと推察される。そのデータで事故シナリオが変わる 可能性もある。本解析は、諸種の可能性の一つを示したものであることに注意されたい。

TEPCOの最終報告書⁽⁷⁾では、HPCIは3月13日3:42に手動停止するまで正常に作動し、RPV内の 水位はTAF+4m以上に保たれていたとしている。手動停止後SRVが作動し、水位が低下するが同8:00 頃まではRPVの水位はTAF以上であったと推定している。同9:08にSRVの強制減圧に成功したと している。その後9:25には消防車による注水を始めている。また、9:20にD/W 圧力が低下したこと から、このときにベントが成功したとしている。従って、TEPCOの事故シナリオではこの時点では、 RPVおよびPCVは破壊していないことになる。しかし、前報⁽³⁾にも述べたように、この事故シナリ オでは3月13日9:00以後のRPV及びPCVの測定圧力データが説明できない。

政府事故調の中間報告⁽⁵⁾では、TEPCOと同様な事故シナリオを採用している。そして、3月13日 3:42 に TEPCO 作業員が HPCI を手動停止したことが、3 号機の破壊を決定づけたと評価している。 この場合でも HPCI は手動停止まで正常に作動しているとした。政府事故調の最終報告書⁽⁹⁾では、3 月13日 9:08の SRV 開操作は間違いであり、SRV の操作は 9:50 に行われたとして、6:30~9:10 に RPV が破壊した可能性を示唆した。しかし、9:20 の PCV ベントについては変更していない。

4・2 熱力学モデルによる熱流動現象解析



Fig. 4 Accident analysis of vessel pressures based on the scenario of Table 3, and comparison with measured pressure data.

図4は、本報の事故シナリオに基づく RPV と PCV の圧力変化を実測値^{(15),(16)}と比較したものである。実測値には東電発表のプラントパラメータ⁽¹⁵⁾の他にプラントパラメータ原簿⁽¹⁶⁾からデータを拾い集めて加えてある。図中の3月12日 22:00 における D/W 圧力データは2点ある⁽¹⁶⁾が、どうも低い方の圧力データは書き間違いだったようで、3月13日未明に訂正されている。当時の混乱でデータの書き間違え等もあったと推察される。

図を見ると本報の解析は計測データと良く一致することが分かる。RCIC が動作しているときは海水のトーラス室への海水流入を仮定することによって3月12日12:00頃までのPCV 圧力データを良く記述している。本解析では、3月12日9:30頃には津波によるトーラス室の海水は沸騰していたことになる。

3月12日12:35にHPCIが起動した後HPCIが間欠的に作動し、RPVに注水しているが、HPCIの ポンプによる注水停止時にMOVが閉まらないために蒸気がタービンから漏れて RPVの圧力は急激 に減少する。このときHPCIの等価開口直径を*d_{HPCI}*=6.5 cmとすると RPVの計測データと良く一致 する。3月12日18:30にHPCIのタービンが停止すると、そこから蒸気が定常的に漏れ続けるので RPVの圧力はさらに低下する。その時の等価開口直径を9.0 cmとすると計測値と良く一致する。3 月13日2:42にHPCIが手動停止され、全てのバルブが閉鎖され RPVが隔離されると圧力が急上昇 する。その変化は実測値と良く一致する。4:55に RPV が高圧となり SRV から蒸気が放出され RPV 水位が低下する。この変化も実測圧力データと一致する。

本解析では、前報⁽³⁾と同様に、3月13日8:55にRPV が破壊したと仮定した。その時の破壊開口直径を*d_{RPV}*=18 cmとすると、破壊直後の圧力データと比較的良く一致する。TEPCO が仮定しているようにSRV が9:08 に作動したとするシナリオでは、RPV の計測データを記述できない。RPV 破壊後の解析は、前報⁽³⁾と同様の断熱膨張モデルを使用した。ただし、この時点ではRPV 水位は有効燃料棒底部(BAF)より下がっており、放出蒸気は高温の過熱蒸気となっているため、飽和蒸気の放出

を仮定したモデルは RPV 圧力変化を過小評価すること⁶⁶に注意する。

3月12日12:06にS/Cにスプレイを開始した。この流量を*m_{spray}*=35 kg/s とすると、PCVの実測デ ータと一致する。このとき、トーラス室の海水とS/C間の熱交換とS/CスプレイによりPCVの圧力 は徐々に低下している。HPCI停止後3月13日4:55にSRVが作動し、蒸気がS/Cに吹き込むとPCV 圧力が増大するが、その推測値は実測データと異なっている。このとき炉心の核燃料はむき出しに なっており、放出蒸気は飽和蒸気でなく、かなり高温の過熱蒸気だったと推定される。そのため、 (HTC Rep.28.1, 2013/05/09)で推測したように、相平衡を仮定している本報の熱力学的モデルはPCV の圧力上昇を過小評価しているとも考えられる。



Fig. 5 Accident analysis of water level of RPV based on the scenario of Table 3, and comparison with measured data and the previous estimation⁽³⁾.

図 5 は、RPV 内水位の変化について本報の事故シナリオと計測データを比較したものである。図 中には前報⁽³⁾で示した崩壊熱と水の蒸発による簡単なエネルギーバランスで推定した水位の変化も 記入してある。

東電発表のプラントパラメータ⁽¹⁵⁾には燃料域の水位計データのみが記載されているので13日5:00 時以後のデータしかない。そこで、プラントパラメータ原簿⁽¹⁶⁾から広帯域水位計の水位データを拾 い集めて、燃料域水位に換算して加えてある。広帯域水位計の下部圧力孔は TAF に設定してあると 推定されるため TAF 近傍または TAF 以下の水位データは信用できないと考えられる。著者は事故後 かなり早い段階で、水位計が正しく作動していないことを指摘していた [(HTC Rep.15.1, 2011/5/14)、 および文献⁽¹⁷⁾]。3月13日5:00以後のプラントパラメータ⁽¹⁵⁾による3号機の燃料域水位データは、 図6に示すように TAF に達してからかなり時間がたった後での水位データなので、基準面器の水が 蒸発することにより正しい値を示していないと考えられる。その時刻の広帯域水位計の値⁽¹⁶⁾も正し い値を示していない。一方、2号機では TAF に達してから急激に水位が低下したので、TAF より水 位が低くても比較的正しい水位を示していた⁽⁶⁾と考えられる。

本解析と、RCIC 停止直後の水位データは比較的良く一致する。RCIC 停止直後から HPCI 自動起

動までに水位が低下しているが、本報の推定では HPCI 起動時の水位は TAF+2.8m である。これは、 TAF+2.95m で自動起動するよう設定している HPCI の動作と良く一致する。

HPCI が給水を停止する 3 月 12 日 18:30 頃から RPV の水位は急速に低下する。この時の推定水位 と実測値は一致していない。このときは、直流電源低下で測定が不安定だったと報告されている。 当時の当直引き継ぎ日誌別紙⁽¹⁸⁾によると、20:37 に水位計の直流電源が完全に枯渇し、直前の計測値 は、燃料域(A系)水位計で TAF+400mm、また広帯域水位計では TAF+5.52m と報告されており、 不安定な値だったとも推測される。3 月 12 日 18:30 以後の水位データと本解析の不一致は今後の検 証が必要である。しかし、第 5 章で考察するように、18:30 以後も RPV 内水位が維持されたとする と、HPCI 手動停止後の RPV 内の圧力挙動が説明できないために、この時点から水位が低下を始め たと考えた方が矛盾が少ない。

3月132:42に HPCI が手動停止され RPV が隔離された後、RPV の圧力は急激に上がり、4:55頃に RPV 圧力高により SRV が作動するが、図4に示す本解析モデルはこれを良く記述している。このと き HPCI 起動時に 288ton あった RPV 内の水は、119ton に減少している。前報⁽³⁾では、計測データを 基にした熱力学計算で HPCI 手動停止時の PCV 内水量を約 80ton と推定した。本解析ではその値は 119ton であり類似している。

図5の水位推定が正しければ、政府事故調⁽⁵⁾で3号機破壊の原因とされた HPCI を手動停止した行 為は、結果的に RPV の破壊を2時間程度遅らせたことになる。もし HPCI を手動停止しなければ RPV はもっと早くに水位低下が起こり、もっと早期に RPV 破壊を起こしたと考えられる。つまり、HPCI の手動停止は3号機の破壊に決定的な影響は与えなかったと考えられる。

図5に示すように、前報⁽³⁾で推定した RPV 破壊時刻の8:55頃には RPV 内の水は約50ton で、ほとんど水は残っていなかった。このとき、溶け落ちた燃料で RPV が破壊し、その燃料が RPV 外に流出したことは十分考えられる。従って、RPV の破壊位置は RPV 底部と推定され開口面積も3機の原子炉の中で一番大きいと予想される。この推定は前報⁽³⁾と同様である。このことは、2013年10月現在で、3号機周りの放射能汚染が激しく原子炉に近づけない事とも符合する。TEPCOの推定⁽⁵⁾では、3号機の RPV 損傷は14日8:40頃で、燃料はほとんど RPV 内にあると予想したが、この予想は3号機の現状や本解析とは異なっている。2012年7月23日に発表された政府事故調の最終報告書⁽⁹⁾では、3月13日6:30~9:10に RPV が破壊した可能性を指摘しているが、具体的な解析データを示していない。著者が8:55に破壊を予想した論文⁽³⁾は、2012年5月4日に投稿されている。また、この論文の基本となる考え方は2011年10月に公開されている(HTC Rep.19.2, 2011/10/13)。

事故シナリオの検証

本章では、第4章の事故シナリオを検証するために、本報の解析を種々の条件で行い、本事故シ ナリオの妥当性について議論する。また、TEPCOの解析結果⁽⁷⁾との比較も行う。

TEPCOの事故シナリオに従い、本報の解析プログラムを用いて3月13日2:42に HPCI が手動停止するまで注水が続いていたというシナリオを構築しした。しかし、HPCI が正常に作動していたとして、SRVにより水位調節がなされている場合は、RPV は高圧になり、実測値と大きく異なる状態となるため、水位は維持するがポンプが停まっているときは、HPCIのタービン経由で蒸気が S/C に漏れたシナリオを採用した。そのため、RPV 内の水位が維持された状態で2:42に RPV が隔離されるとした。その後、RPV が高圧になり SRV によって水位低下が起こることは本シナリオとほぼ同様

である。T`EPCOの推定⁽⁷⁾通りに 9:08 に SRV による強制減圧が成功し、 9:20 にベントが成功したとした。このとき、RPV の蒸気は SRV を介して S/C の水に吹き込むので、本報シナリオの RPV の蒸気が直接 PCV に吹き出す断熱膨張モデルと異なり、式(2)に示す相平衡モデルを適用した。また 9:20 に実施される PCV ベントの等価開口直径は d_{PCV} = 30cm とした。



Fig. 6 Accident analysis of RPV pressure based on the scenario that HPCI was working until 2:42 13/3, and comparison with measured data, the present scenario and the TPCO's estimation⁽⁷⁾.

図6は、HPCIが3月12日2:42に手動停止するまで注水を続けていたと仮定した場合のRPV圧力の変化と当時の実測値を比較したものである。図中には本報の事故シナリオに基づく解析と、TEPCO報告書⁽⁷⁾に記載の解析結果も記載している。

HPCI が手動停止するまでの PRV 圧力変化は本報のシナリオと同様な変化を示している。TEPCO の解析は実測値と良くあっているが、どのような解析条件でこの結果が出ているかの記述がないの で原因は不明である。全ての解析結果は HPCI が隔離される 2:42 に圧力が急激に上昇している。し かし、HPCI が正常に作動したシナリオでは、RPV 内に水が大量にあるために、それが高温になるま でに時間がかかり、SRV から上記が放出されるのは、本報のシナリオに比べて 1 時間 40 分遅れの 6:35 である。この圧力上昇時間の相違は、この時間の実測データを説明できない。

TEPCOの解析結果は計測結果と良く一致している。しかし、図8を見ると、HPCI停止時の水位は TAF+2m 以上であり、RPV 内には多量の水がある。本報と TEPCOの崩壊熱推定は前報によると ほとんど同じ⁽³⁾である。TEPCOの解析は詳しい計算条件の説明がないので、なぜ実験データと同じ推定結果になるかは不明である。

12日9時以後の圧力挙動は3ケースともほぼ類似である。

15



Fig. 7 Accident analysis of D/W pressure based on the scenario that HPCI was working until 2:42 13/3, and comparison with measured data, the present scenario and the TPCO's estimation⁽⁷⁾.

図7は、諸種の条件で推定した PCV 圧力変化と当時の測定データ、及び TEPCO の解析結果⁽⁷⁾を示している。津波によるトーラス室への海水流入を仮定し、その海水と S/C との熱交換を仮定した本報のモデル解析は3月12日20:00頃までの実測値と良くあっている。しかし、TEPCO の解析は当時の実測値を全く模擬していない。12:06 に開始した S/C スプレイの影響もほとんど見られない。 TEPCO の解析は、計算条件が記載されていないのでなぜこの様に実測データを合わないかは不明である。TEPCO 推定 ⁽⁷⁾では、事故後初期において本来なら圧力が上昇しないはずの PCV が何らかの条件で圧力上昇したとしている。しかし、著者の2号機の解析 ⁽⁶⁾ で、外部との熱交換がない状態では PCV の圧力は急激に上昇することが示されている。

3月13日8:55以後のPCVの挙動は、HPCIが正常に作動していたとするTEPCOシナリオと本報 のシナリオでは圧力挙動が大きく異なっている。本報のシナリオではRPVが破壊されることにより RPV内の蒸気が一気にD/Wに放出されるために急激にPCV圧力が増大し、それによって9:05にPCV が破壊したとしている。実測値でもそのような圧力上昇が記録されている。ただし、本報のモデル は放出蒸気が飽和蒸気であるという仮定に基づいているので、圧力値は一致していない。一方、 TEPCOのシナリオは9:08にSRVによる強制減圧したと想定している。そのため、放出蒸気はS/C 内の水で凝縮される相平衡モデルで解析している。この頃、S/C はほぼ満水状態と推定されるため、 約6000tonの水で蒸気は凝縮され、PCV内の圧力上昇は僅かに留まっている。このシナリオでは、 9:20 にベントが成功したとしているので、それ以後は圧力が下がっている。このシナリオでは、当 時計測された圧力データを説明できない。



Fig. 8 Accident analysis of water level in RPV on the scenario that HPCI was working until 2:42 13/3, and comparison with measured data, the present scenario and the TPCO's estimation⁽⁷⁾.

図8は、諸種の条件で推定した RPV の水位変化と当時の測定データ、および TEPCO の解析結果 ⁽⁷⁾を示している。HPCI が3月12日2:42 まで作動していたシナリオでは、6:55 に SRV が作動して水 位が下がるまで RPV 内の水位は保たれていた。その後、9:08 に SRV を強制減圧するまで水位は TAF より上にある結果となった。1号機の解析⁽¹⁷⁾でも述べたように、原子炉の水位計は水位が TAF より 上にある限り正しい値を示す。もし HPCI が正常に作動していたという仮説が正しければ、水位が燃 料棒より上にあるときの燃料域水位データは正しい値を示していることになるが、TAF 以下を示す 水位測定値は説明がつかない。

TEPCOの解析(ダウンカマ水位)では、3月12日21:00頃から水位が下がり始めているがその原因については言及されていない。この水位低下はTEPCOの中間報告⁽⁵⁾には記載されていない。この推定水位が正しいとすれば13日5:00以後も水位はRAFより上なので、そのときTAF以下になっている燃料域(A系)の水位データが説明できない。

政府事故調(最終報告書)別紙⁽¹⁵⁾では、著者の前報⁽³⁾と同様に、3月13日6:30から9:10の間にRPV が破壊した可能性を示唆している。さらに、HPCI手動停止後1時間程度で水位はTAF程度に近づ き、以後水位の減少と共に炉心損傷したことが示唆されている。また、この頃の水位データは信用 できないとしている。図8を見ると、HPCI手動停止まで水位が維持されているとしたら、それから 1時間後にTAFまで水位が減少することは不可能である。つまり、RPVが隔離されてから崩壊熱に よって中の水と蒸気が加熱されSRVが作動する圧力になって初めて水位が低下するからである。中 間報告では、水位は信用できないとしているが、前述のように炉心の水位がTAF以上なら水位計は 正確なはずである。また、HPCIが2:42まで正常に作動し。この頃の水位が図8のように維持されて いれば、RPVが6:30から9:10に破壊することは考えにくい。以上から、政府事故調の報告書は幾つ かの矛盾を含んでいると考えられる。

以上、HPCIが13日2:42まで正常に作動し水位を保っていたという仮説は多くの矛盾を含んでいることが分かる。図 6-8の検討から、HPCIは12日12:35の動作当初からタービン側の直流モーター

駆動弁が正常に作動せず S/C に蒸気が漏れていたと考える方が当時の計測データと一致する。また、 12日18:30もしくはそれより早く HPCI の注水機能が停止し、蒸気が S/C に漏れ続けて水位が低下し たとするとかなりの計測データを説明できる。TEPCO の最終報告書⁽⁷⁾ や政府事故調最終報告書⁽⁹⁾ のシナリオは多くの説明できない事象がある。もし、本報のシナリオのように RPV の水位低下が早 期に起こっており、12日2:42の段階で炉心溶融が始まっているとすると、政府事故調^{(5),(9)}が指摘し た、2:42 に TEPCO 作業員が HPCI を手動停止させたことは、3 号機破壊の決定的要因とはなってい ないことになる。

以上の事故解析は、公開されているデータを基にして、容器内の水と蒸気が相平衡であるという 前提で解析した熱力学的モデルの推定である。ただし、学術論文として結果を追計算できるように、 解析条件等のデータの根拠は明示するように努めた。本結果のように集中容量系の解析でも原子炉 の挙動がかなり記述できるが、TAF後に燃料が水面上に出て RPV 内の蒸気が過熱蒸気になった場合 の解析は不可能である。また、公開されていない内部情報や、原発事故当事者しか知り得ない情報 もあると思われるが、それらは著者には入手不可能である。本事故シナリオでも3月12日18:00以 後の RPV 水位データや13日5時以後の D/W 圧力データなど説明できない箇所も多くある。本報の 事故シナリオは、諸種の可能性の一つを示したものであり、他にもっと適切な事故シナリオがある ことも考えられる。

7. あとがき

福島第一原子力発電所 3 号機について,容器内の蒸気と水が相平衡を維持するとした熱力学的モデルを構築し,原子炉内の熱流動現象の推定を行った.本報の熱力学的モデルを用いると,事故直後から測定されていた RPV や PCV 内の圧力や水位が比較的正確に再現できた.また,その破壊シナリオと分析することによって,原子炉の中で何が起きているかを推定することができた.なお、本レポートと同様の内容の論文を日本機械学会論文集に投稿中である。

以下に得られた結果の概要を述べる.

- (1) 2011 年 3 月 11 日 15:37 の津波到来時に原子炉建屋地下にある S/C が設置されているトーラス 室が浸水し、S/C と侵入海水とが熱交換を行っていたと仮定すると、格納容器の圧力データが 説明できる.
- (2) 3月12日12:35にHPCIが自動起動したとき、タービン側のMOVが開いたままになっており、 RPV内の蒸気がS/Cに凝縮し続けていたとすると、HPCI起動後の圧力データが説明できる.
- (3) HPCI が設計動作圧を外れる 19:00 頃に HPCI の注水が止まり, RPV 内の水位低下が始まった とすると,その後の原子炉挙動が説明できる.
- (4) 3月13日2:42に作業員がHPCIを手動停止したとき、全てのバルブが閉鎖し、RPV内の圧力 が急激に上昇し、SRVが作動して水位が低下したとすると、実測の圧力データと良く一致する. しかし、それまでHPCIが正常に作動していたとすると、実測データとの矛盾が生じる.
- (5) RPV の水がほとんど無くなり 8:55 に RPV が破壊し、その急激な蒸気放出で PCV も破壊した とすると、実測データと矛盾しない. 9:04 に SRV で強制減圧したとするシナリオは実測デー タと矛盾する.

謝辞

本論文を作成するに当たり,原子炉構造の詳細について日本保全学会技術顧問 青木孝行氏の多 大なるご助言を頂いた.また,図面の作成には東北大学流体科学研究所守谷修一技術職員の助力を 得た.ここに記して謝意を表する.

参考文献

- (1) 圓山,小宮,岡島研究室,"福島第一原子力発電所事故の熱解析と収束プランの提案",東北大 学流体科学研究所,<u>http://www.ifs.tohoku.ac.jp/~maru/atom/index.html</u>, (2011-2014), 2013.12.1.
- (2) 圓山翠陵、小説 FUKUSHIMA、養賢堂、2012 年 9 月
- (3) 円山重直, "福島第一源力発電所 3 号機事故の熱流動現象の推定—高圧注水系(HPCI) が途中で 止まった場合—", 保全学, Vol.11, No.3, (2012), pp. 100-109.
- (4)"福島原子力事故調査報告書(中間報告書)"、東京電力株式会社、平成23年12月2日、(2011)。
- (5) "中間報告(本文編)"、平成 23 年 12 月 26 日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検 証委員会、(2013)。
- (6) 円山重直、"福島第一原子力発電所2号機事故の熱流動現象推定(熱力学モデルによる事故シナ リオの検証)"、日本機械学会論文集 B編、Vol. 78, No.796, (2012), pp. 2127-2141.
- (7)"福島原子力事故調查報告書"、平成24年6月20日、東京電力株式会社, (2012)
- (8) "福島原発 もうひとつの事故分析(下)、蒸気が逆流 漏れていた?",日刊工業新聞、2013 年 5 月 15 日、(2013)
- (9) "最終報告"、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、平成 24 年 7 月 23 日, (2012).
- (10) "東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について"、平成23年5月23日、東京電力株式会社,(2011).
- (11) 西尾軍治、田村友彦、田中貢、"軽水炉格納容器スプレイによるヨウ素の除去に関する解析
 -MIRA-PB-"、日本原子力研究所、JAERI-M7594, (1978).
- (12) "定期検査実績", 東京電力, <u>http://www.tepco.co.jp/nu/f1-np/data_lib/pdfdata/bk1011-j.pdf</u>, 2012/9/5.
- (13) "中間報告(資料編)"、平成 23 年 12 月 26 日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検 証委員会、(2013)。
- (14) "MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定",東京電力株式会社,平成24 年3 月12 日、
 (2012).
- (15) "プラント関連パラメータ(水位・圧力・温度など)",東京電力株式会社,2011年8月 14日発表,(2011).
- (16) "プラント関連パラメータ原簿",東京電力株式会社から送付された原子力災害対策特別措置 法第10条に基づく通報資料等の公表について、2011年6月24日、原子力安全・保安院,(2011).
- (17) 円山重直, "福島第一原子力発電所 3 号機事故の熱流動現象の推定—高圧注水系(HPCI) が途中 で止まった場合—",保全学, Vol.11, No.3, (2012-10), pp. 100-109.
- (18) "東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響 評価について"、平成23年5月23日、東京電力株式会社、(2011).
- (19) "福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心状態について", 平成 23 年 11 月 30 日, 東京電力,
 2011 年 11 月 30 日.
- (20) "福島第一原子力発電所 1~3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第1 回進捗報告"、東京電力株式会社、平成 25 年 12 月 13 日.