

熱力学モデルによる 3 号機事故シナリオの検証

— HPCI（高圧注水系）の挙動 —

東北大学 流体科学研究所 圓山重直

(2013/05/09 作成)

概要

2号機解析と類似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。前報で仮定したように、高圧注水系（HPCI）が途中で停止して、RPV（原子炉圧力容器）の蒸気が逆流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る。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早めたことにはならなかった可能性がある。また、3号機の大規模破壊が考えられ、現在の状況とも一致する。

1. はじめに

著者らは福島原発事故直後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]。事故当初からの解析[1]では、2011 年から 3 号機について 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(HTC Rep.19.2, 2011/10/13)と記す]。その詳細は論文[3]に記述してある。

東京電力や政府事故調では、HPCI が手動停止されるまで圧力容器（RPV）内は水位を保ち、それを手動停止させたことが 3 号機の破壊を決定づけた[4]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 を停止したのは、RPV の破壊を若干遅らせた可能性があり、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[5]。そこでも、RCIC が停止した後 RPV の蒸気が逆流し、復水貯蔵タンクで凝縮すると計測データを正確に記述できることを明らかにした。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 IC（非常用凝縮器）が作動していた可能性があることを示した。また、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を指摘した(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)。

本報告では、これまで構築してきた原子炉の熱力学モデル[5]を 3 号機に適用して、以前発表した 3 号機の事故推定[4]や東電の報告[6]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。その解析に基づいて、3 号機は大きく破損している可能性を指摘した。この結果は、現在の 3 号機の放射能汚染の状況と整合す

る。

2. 東電の事故報告書の検証

津波直後からの3号機の挙動について、東電の最終報告書[6]に基づき検証する。この報告書は初期の事故解析と同様にMAAPを用いて炉内の熱解析を行っている。MAAPそのものはブラックボックスのようなが、いろいろなパラメータを調整した結果、事故当初の解析[8]よりかなり計測データを記述できてきている。しかし、解析の元となっている事故シナリオの境界条件を変えていないので、基本的には当初の見解とほぼ同じ結論となり、炉心破壊はTAF（燃料棒上端）到達が3/13 9:10、BAF（燃料棒下端）到達が3/14 15:10と推定している。この解析では、燃料はRPV底部には達していないことになっている。図1-3に東電の解析結果[6]を示す。

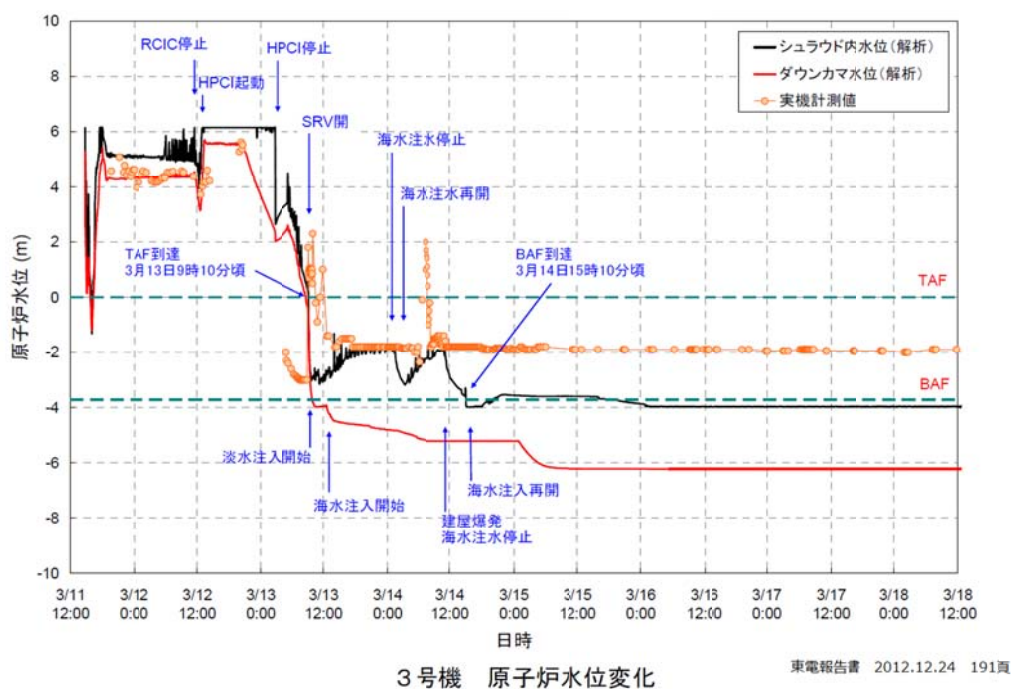
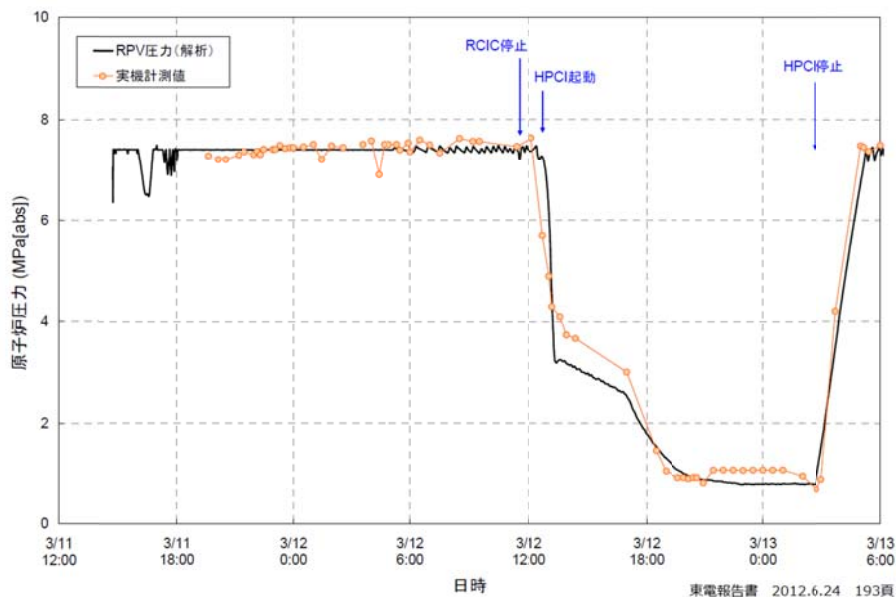


図1 東電によるRPV水位変化の推定[6]

図1に示すように、3/12 11:36にRCICが停止した後HPCIが12:35に自動起動した。その後、水位はTAF+5.5m以上という異常な高さを維持し、3/13 2:44に作業員がHPCIを手動停止すると同時に急激に水位が低下したことになる。9:08にSRVでの減圧が成功し注水が始まるが、その頃はTAF以下の水位であり、その水位データは信用できないということになっている。政府事故調[7]も同様な立場をとっており、HPCIは3/13 2:44に作業員がHPCIを手動停止するまで正常に動作し、水位を保っているとした。これを止めたことが3号機崩壊に決定的な役割を果たしたとしている[4]。しかし、最終報告書[7]（資料167-168頁）で3/13 2:44以前の水位低下の可能性を述べている。また、著者[3]と同じRPVとPCVの破壊シナリオの可能性を述べている。著者は、政府事故調[7]発表前に論文[3]の原稿を政府事故調委員長の畑村洋太郎氏に送っているため、それらを参考にした可能性も否定できない。しかし、その定量的理由については全く述べていない。図1は、政府事故調の破壊シナリオを説明していない。



3号機 原子炉圧力変化（原子炉隔離時冷却系、高圧注水系運転期間を拡大）

図2 東電による事故直後のRPV変化の推定とHPCIの挙動[6]

図2は、SRVによるRPV急減圧前までのRPV圧力の推定を示している。報告書によればHPCIを駆動する蒸気の流量と注水量を調整することによって計測データをほぼ同様の値を得ることができたとしている。しかし、その調整方法とその根拠については言及していない。このようなパラメータ調整は一見妥当なように見えるが、後述するようにHPCIの作動原理を考えると、HPCIが正常に作動したときはこのような結果にはならない。また、図2では3/13 2:42にHPCIを手動停止させた直後にRPV内圧力が急上昇し、5:00頃にSRVが作動しS/Cに蒸気が放出されるが、このような急峻な圧力上昇は図2の水位が高い状態においては、エネルギーの保存則から成り立たない。東電は、このデータを計算した条件などを公開していないので、確定的なことはいえないが、MAAP使用時に物理法則を無視したパラメータ調整を行ったことも否定できない。

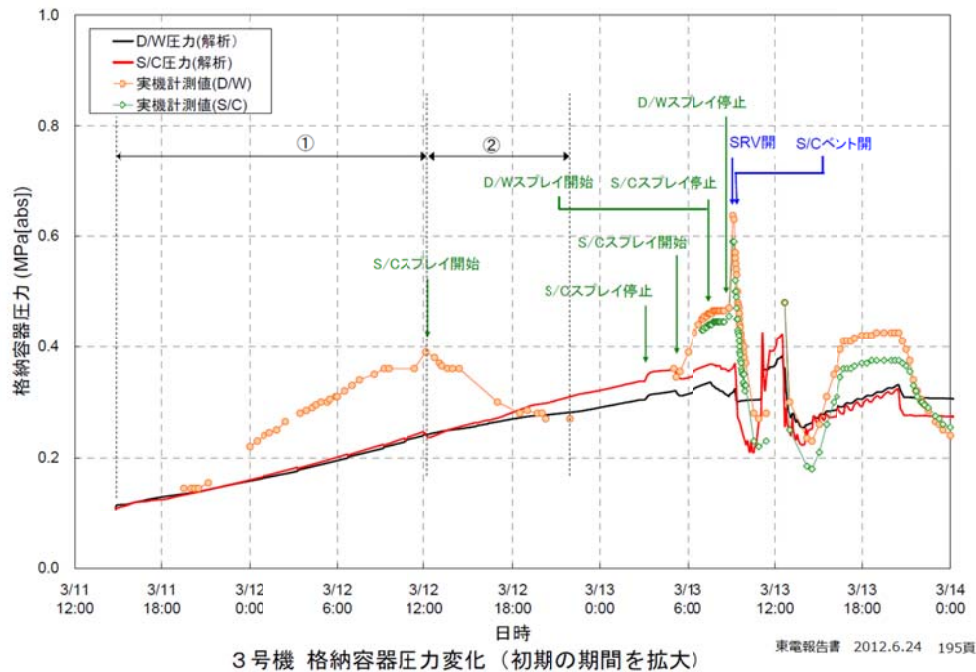
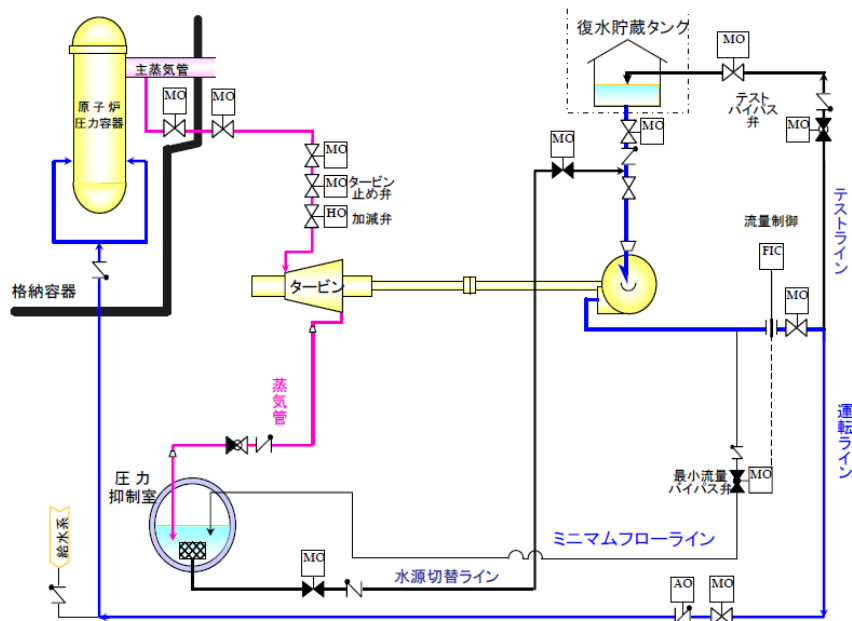


図3 東電によるPCV圧力変化の推定とPCV内スプレイ状態[6]

図3は、圧力容器（PCV）の圧力変化を示しているが、計測データを全く模擬していない。報告書[6]ではPCV内の冷却水スプレイについての記述が多いが、図3を見る限りスプレイによる減圧効果はほとんど見られないようだ。東電の報告書では容器内にスプレイした水量の記述がないためどのくらいの水を入れたか不明である。また、スプレイ前のPCV圧力データも全く一致していない。事故後、RCIC（隔離時冷却系）が作動するとRPVの蒸気がS/C（サプレッション・チャンバー）に放出されるため、PCVの圧力が急激に上がる。著者の2号機解析[5]では、トラス室への海水進入とそこへの熱放出を仮定してPCVの圧力上昇が抑えられたが、図3ではなぜこのような緩慢な圧力上昇になるのかが説明されていない。さらに、実測されているHPCI起動後のPCV圧力低下の原因が不明である。

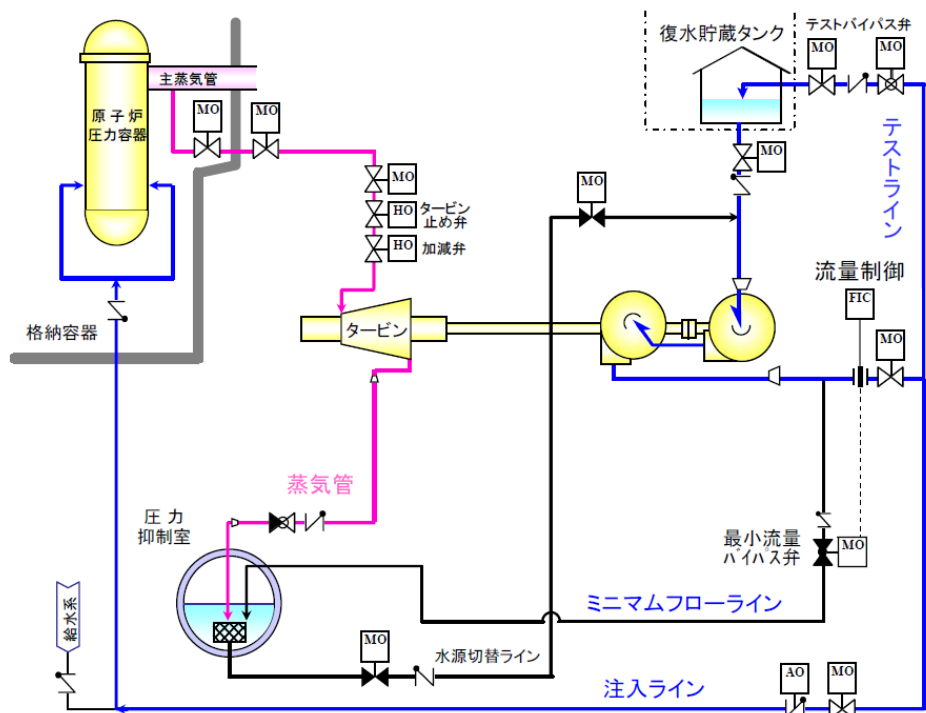
3. RCIC と HPCI の挙動

3号機HPCI（高圧注水系）の挙動を解明する前にRCIC（隔離時冷却系）とHPCIの一般的挙動について検討する。図4と5は、RCICとHPCIの概要を示したものである[6]。図4と図5は、RCICとHPCIの概略を示している[6]。図4は2号機のものだが、2号機と3号機は同じ設計なので3号機のRCICも同様と考えて良い。



2号機 原子炉隔離時冷却系 系統概要図 東電報告書 2012.12.24 170頁

図4 RICICの概略と管路[6]



高圧注水系系統概略図 東電報告書 2012.12.24 193頁

図5 HPCIの概略と管路[6]

どちらも緊急時に崩壊熱で RPV 内に生成される高圧蒸気でタービンを回し、その動力で駆動される高圧ポンプにより RPV 内に注水するシステムである。タービンで使った蒸気は S/C の水で凝縮されるため S/C の温度が上昇する。HPCI と RICIC は共に RPV と PCV の圧力差 1.03MPa から 7.74MPa で動作するように設計されている[4]。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 95 トン、HPCI で毎時 965 トン[9]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

るものである。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だ。RCIC、HPCI両方とも急激に水位が上昇すると停止し、その後RPVが高圧になりSRV（逃がし安全弁）が動作して水位を減少させ、ある一定以下の水位になるとまた起動する間欠運転となるようだ。特に、HPCIが起動した3/12 12:35のように、スクラムから十分時間がたった後では、RCIC、HPCIはごく短時間動作して停止した後はRPVが高圧になりSRVがS/Cに蒸気を放出する事になる。3号機の場合、RCIC、HPCI共にRPVへの水源は復水貯蔵タンク（CST）から供給された。

3号機のRCICが作動しているときは直流電源があったので、蒸気バルブ動作をする電力は供給されていたと考える。つまり、水位高でRCICが停止すると全てのバルブが閉じてSRVが作動して水位が低下する。この間欠運転が3/12 11:36まで継続したと考えられる。全てのエネルギーはS/Cに放出されるのでPCVの圧力が上昇する。

因みに、2号機では直流電源が途絶えてこのバルブ操作ができなかったと考えられるので、その状況下で2号機のRCICが動いていたことは全く幸運であったと考えられる。現に、事故当初は2号機の早期崩壊が懸念されていた。(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)で述べたように、RCICを持つBWR（沸騰水型原子炉）でもICをバックアップで装備することを推奨する。

3号機のRCICが停止するとSRVが作動し、水位が低下する。水位がTAF+2.5mでHPCIが作動するよう設計されている。HPCIのポンプはRCICの約10倍の能力があるので、HPCI起動後PCVは急速に水位が上昇しポンプが停まる。その後、正常に作動する場合は7.4MPa程度まで圧力が上がってSRVが作動することになる。図2の計測値を見ると、HPCI動作後RPVの圧力は急激に減少しているのでSRVは作動しない。つまり、注水された水はSRV以外の経路を通してPCVの外に排出されなければならない。

当時、RCICが停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、それを駆動するバルブ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は十分想定される。この状態でRPV内の蒸気がポンプまたはタービンを逆流しCSTやS/Wで凝縮した可能性がある。もし、この逆流が起きるとHPCIが起動した後でRPVの圧力が急速に低下したことが説明できる。図4、5に示されているように、それらの管路には逆止弁がついているが、複雑な管路の中にどこかにバイパスができたことは考えられる。事故後の検証で、注水経路にもバイパスが生じ、注水が漏れていたことが指摘されている[10]。

蒸気がタービンを通してS/Cで凝縮する場合と、停止したポンプを逆流しCSTで凝縮する場合が考えられる。図2を見ると分かるように、HPCIが作動するとPCVの圧力が急激に低下している。RPVの蒸気がS/Cに凝縮するとPCVの圧力が上昇するから図2の圧力低下は説明できない。従って、蒸気はポンプを逆流してCSTに凝縮する方が妥当だと考えられる。

4. 解析モデルと初期条件

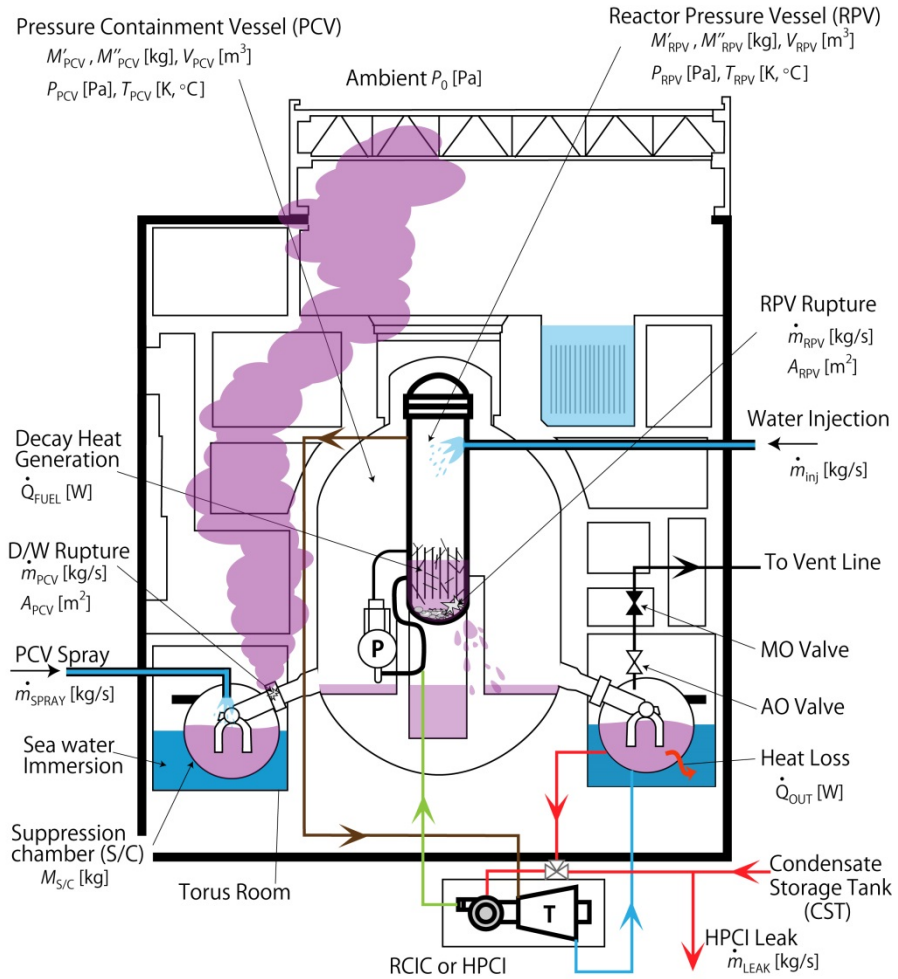


図6 本解析で用いた3号機の物理モデル（2011年3月13日12時現在）

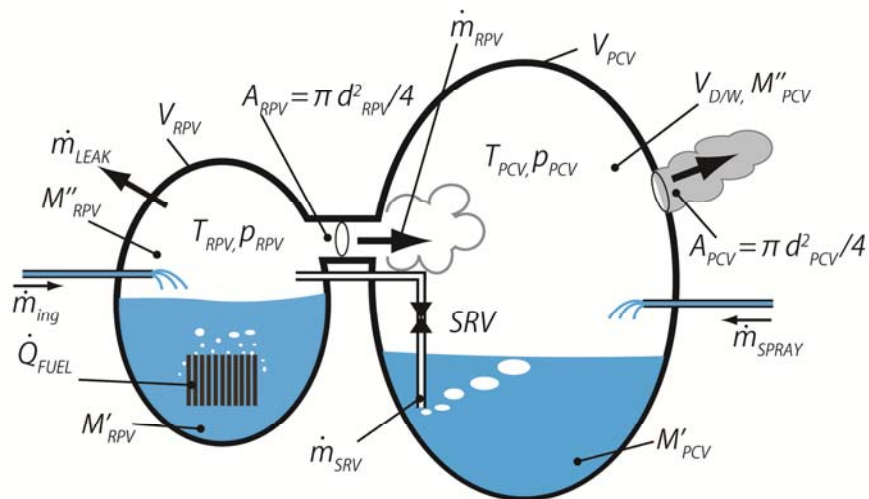


図7 3号機の熱力学モデル

図6は、本解析対象の1号機の物理モデルを示す。図7は、その物理モデル簡略化した解析モデルを示している。

RPV内の体積は $V_{RPV}[\text{m}^3]$ で、 $M''_{RPV}[\text{kg}]$ の飽和蒸気と $M'_{RPV}[\text{kg}]$ 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 $\dot{Q}_{FUEL}[\text{W}]$ 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、その蒸気は逃がし安全弁（SRV）を通じて $\dot{m}_{SRV}[\text{kg/s}]$ 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 $A_{RPV}[\text{m}^2]$ から $\dot{m}_{RPV}[\text{kg/s}]$ 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を通して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）から供給するものとした。HPCIが作動しているときは、開口面積 $A_{HPCI}[\text{m}^2]$ からCST またはS/C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が自動停止した場合、開口面積 $A_{LEAK}[\text{m}^2]$ から蒸気が流出し、PCVへの蒸気流入はない。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 $\dot{m}_{inj}[\text{kg/s}]$ とし、流出蒸気総量を $\dot{m}_{SRV}[\text{kg/s}]$ とする。RPVにはこれらを考慮し、前報[5]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、 $dt[s]$ の微小時間変化に対して、RPV温度変化が次式で表される。

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

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、サプレッションチャンバー（S/C）内の水とドライウエル（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。PCV内の体積は $V_{PCV}[\text{m}^3]$ で、D/Wにある $M''_{PCV}[\text{kg}]$ の飽和蒸気とS/Cに蓄えられている $M'_{PCV}[\text{kg}]$ 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の水に放出される場合や、PCV破壊後かなりたってPCVの圧力が低下して、S/Cの水が沸騰する場合に相当する。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 $\dot{m}_{SPRAY}[\text{kg/s}]$ 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。その場合は、RPVからPCVに流入する蒸気は飽和蒸気を仮定しているの、燃料棒が水面から露出し蒸気が過熱蒸気となる場合、本モデルは適用できない。微小時間変化 $dt[s]$ に対して、PCV温度変化 $dT_{PCV}[^\circ\text{C}]$ が次式で表される。

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

蒸気流量 $\dot{m}_{RPV}$ 、 $\dot{m}_{PCV}$ は開口面積 A_{RPV} 、 $A_{PCV}[\text{m}^2]$ 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。3月12日午前以後はD/Wが破損しPCVの蒸気は $A_{PCV}[\text{m}^2]$ の破断面から $\dot{m}_{PCV}[\text{kg/s}]$ の質量流量で圧力 $p_0[\text{Pa}]$ 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が停止してRPVの蒸気がSCTに逆流するときはRCVからの蒸気供給はない。

表1に本解析で用いた1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2に原子炉解析の初期条件を示す。その理由を表2の脚注に示している。

表1 3号機原子炉諸元

名称	諸元	備考
----	----	----

PRV 体積	414.6 m ³	
RPV 内直径	5.6 m	
PCV 体積	10380 m ³	D/W と S/C の合計
燃料崩壊熱	文献[3]と同じ	
RPV 注水温度	7°C	

表 2 3 号機原子炉解析の初期条件

名称	初期条件	脚注
解析開始時刻	2011/3/11 16:55	(1)
RPV 内水位	4.02 m	(2)
RPV 圧力	7.35 MPa	
RPV 水量	3171 ton	
S/C 水量	2980 ton	
D/W 圧力	0.145MPa	
トーラス室流入海水量	1000 ton	(3)
トーラス室海水温度	10°C	
S/C と海水の等価熱通過率	85 W/(m ² ・K)	(4)
SCT 水温度	7°C	

表 2 の脚注

- (1) 地震によるスクラム直後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表 1 の時間を解析開始時間とした。
- (2) RPV 内水位は、事故直後の水位データから見積もった。
- (3) 2 号機は 2000ton の水が流入したとした[5]が、本報の計測値とのパラメータサーベイからこの水量とし、熱交換面積を 1200m²とした。
- (4) 2 号機と同じ値を用いた。

5. 本報の事故シナリオによる熱力学モデル解析

5.1 本報の事故シナリオ

第 2 章と 3 章で示したように、HPCI の動作原理と東電の解析[6]との比較から、3/13 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 6 章に後述するように、HPCI が動作したとすると当時の計測データに矛盾が生じる。そこで、直流電源枯渇のために HPCI が正常に動作しなかったとした仮説を導入した。この仮説の導入で事故当時のプラントパラメータと良く一致する事故シナリオを構築することができた。前報[3]では、HPCI が動作圧不足で停止したと推定される 3/12 18:30 から HPCI の逆流が発生したと仮定したが、この仮定は S/C スプレイ量が多くなるので、HPCI が自動起動した直後からタービンが停止しているときは蒸気が CST に逆流を続けているという仮定を導入した。表 3 は、その事故シナリオを示したものである。

1-4 号機は事故直後に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。しかし、2号機と同様にS/Cのあるト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考えられる。4章のモデルではそれを考慮してある。2号機の解析[5]でも明らかなように、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2のパラメータは実験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停止した。

RCICの停止後、S/Cに注水スプレーを行った。その水量はパラメータサーベイより5kg/sと設定した。東電の報告書によるとこのスプレーは後でD/Wに変更されているが、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。

その後、RPVが高圧になりSRVが作動して水位が低下した。TAF+2.5mで起動するよう設定されているHPCIが自動起動した。この起動で、残りの直流電源はほとんど消耗したと予想される。HPCIの注水は短時間なのでRPVが満水になった後、残りの時間HPCIは停止している。直流電源が枯渇していたため、制御用のバルブは開いたままであったと仮定した。この間、RPVの蒸気がHPCIのポンプを逆流しCSTで凝縮すると仮定した。その時の漏洩断面積の等価直径は6.5cmとした。

RPVの圧力が低下してHPCIの動作範囲を外れる3/12 18:30にHPCIが停止して給水が停まったと仮定した。この時間は前報[3]と同じである。この時以後、RPV内の水位は低下する。その時の漏洩断面積の等価直径は9cmとした。3/13 2:42にHPCIが手動停止されると全てのバルブは閉じられるので、RPVは隔離され圧力が上昇しSRVが作動して再び水位が低下する。その後、前報[3]と同様に8:55にRPVが破壊し、9:05にPCVが破壊した。その等価直径は前報[3]と同じくそれぞれ18cmと15cmとした。

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。このほかにも実験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。

表3 HPCIが途中で停止し蒸気が逆流した仮定に基づく事故シナリオ

時刻 2011/3	事象	脚注 (※は本報の推定)	RCIC/HPCI 作動状態
3/11 14:47	地震発生、原子炉スクラム 核反応停止		停止
15:06	RCIC クイックスタート/ストップ		作動 (RCIC)
16:55	解析開始		作動 (RCIC)
3/12 11:35	RCIC 停止		停止
12:06	S/C スプレー冷却開始		停止
12:35	HPCI 自動起動	(1)	作動 (HPCI)
18:30	HPCI 弁開のまま給水停止	(2) *	停止
3/13 2:42	HPCI 手動停止 弁閉		停止
4:55	SRV 蒸気放出	*	停止
8:55	RPV 破壊	(3)	停止
9:05	PCV 破壊	(3)	停止

表 3 の脚注

- (1) HPCI の注水は短時間なので残りの時間 HPCI は停止している。直流電源が枯渇していたため、制御用のバルブは開いたままであったと仮定した。この間、RPV の蒸気が HPCI のポンプを逆流し CST で凝縮すると仮定した。その時の漏洩断面積の等価直径は 6.5cm である。
- (2) RPV の圧力が低下して HPCI の動作範囲を外れる 3/12 18:30 に HPCI が停止して給水が停まったと仮定した。この時間は前報[3]と同じである。この時以後、RPV 内の水位は低下する。その時の漏洩断面積の等価直径は 9cm である。
- (3) RPV と PCV の破壊時間と破壊規模は前報[3]と同様とした。

5.2 熱力学モデルによる熱流動現象解析

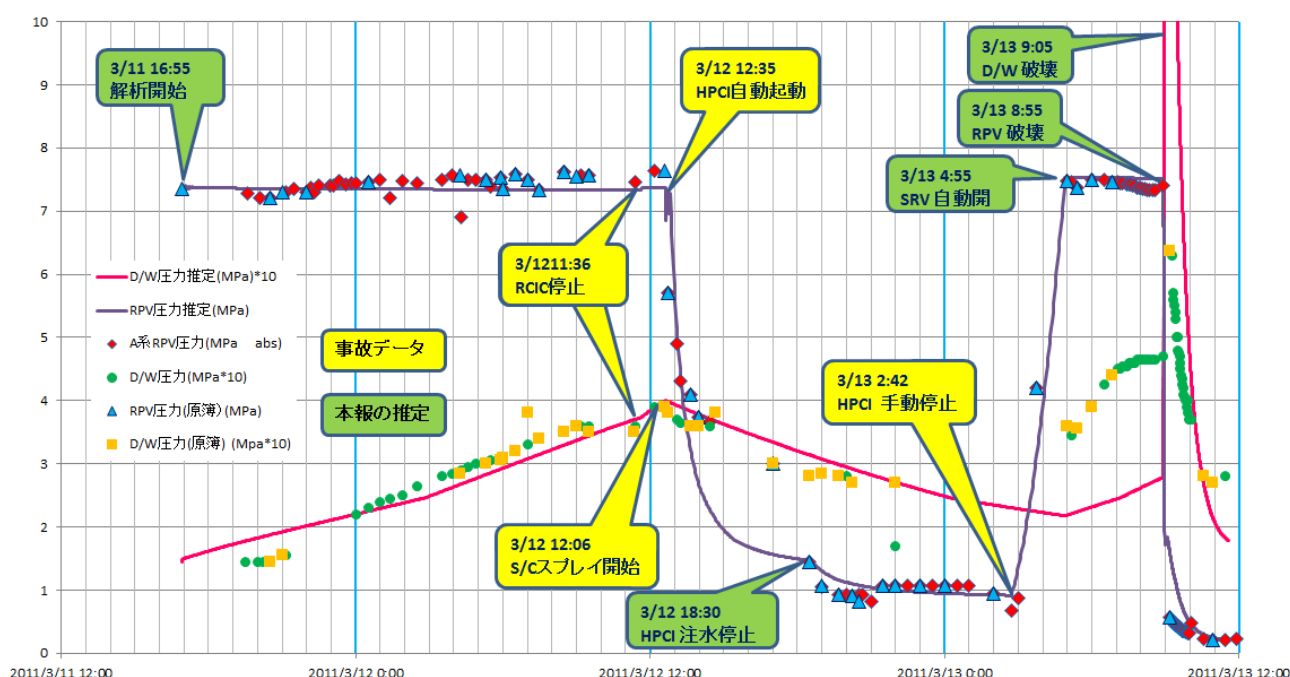


図 8 HPCI の逆流を仮定した場合の RPV と PCV 圧力推定と実測値の比較

図 8 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の他にプラントパラメータ原簿（2011 年 6 月 24 日 東電発表）からデータを拾い集めて加えてある。図中の 3/12 22:00 における D/W 圧力データは 2 点あるが、どうも低い方の圧力データは書き間違いだったようで、3/13 未明に訂正されている。当時の混乱でデータの書き間違い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流入を仮定することによってデータを良く記述している。本解析では、3/12 9 時頃にはトーラス室の海水は沸騰していたことになる。

HPCI が起動した RPV の圧力は急激に減少する。HPCI の蒸気は CST に漏洩していると仮定しているので、PCV の圧力も低下を始めている。この作用には S/C スプレーとトーラス室の熱交換が相乗的に作用している。18:30 に HPCI の給水が停止するとさらに RPV の圧力が低下することが良く推定されている。

3/13 2:42 に HPCI が手動停止され RPV が隔離されると圧力が急上昇し、4:55 に SRV から蒸気が放出され PCV 内の圧力は再び上昇する。この圧力上昇は計測データと一致していない。これは、第 6 章でも検証するように、このときの放出蒸気は飽和蒸気ではなく、かなり高温の過熱蒸気だったと推定される。そのため、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。

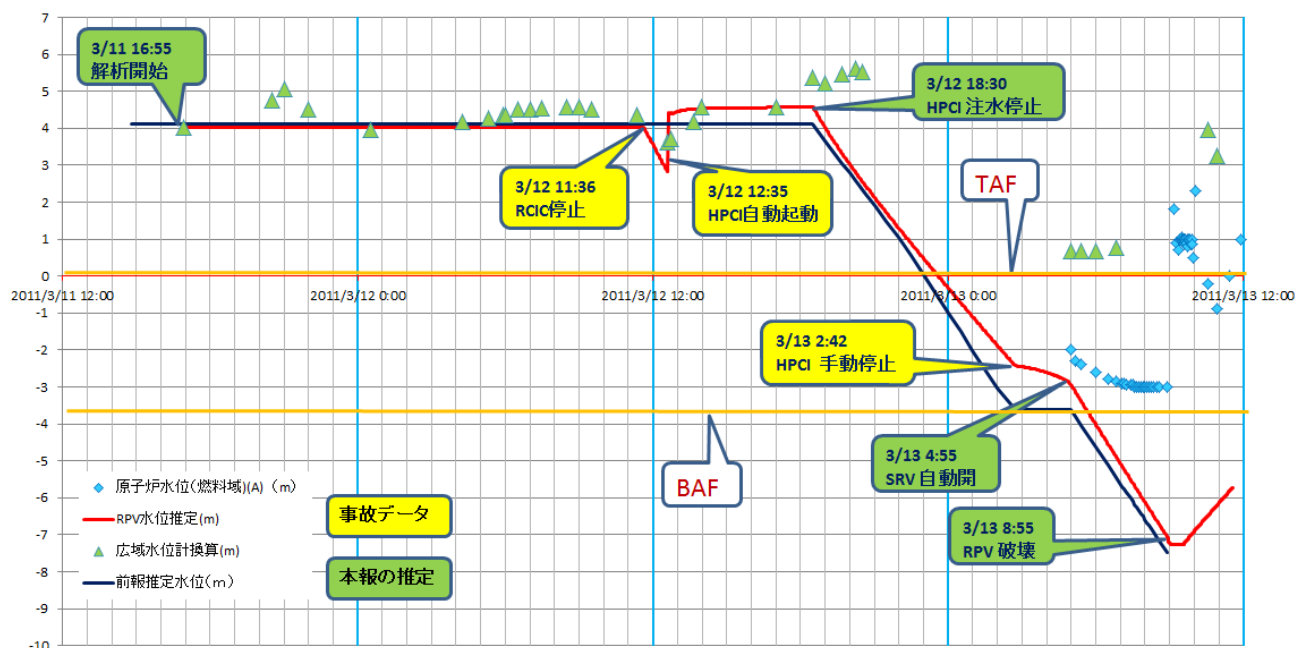


図 9 HPCI の逆流を仮定した場合の RPV 水位の推定と実測値および前報[3]の推定結果との比較

図 9 は、RPV 内水位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]の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には燃料域の水位計のみが記載されているので、13 日 5 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（2011 年 6 月 24 日東電発表）から広帯域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基準水位は TAF に設定してあるようで、TAF 近傍の水位データは信用できない。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）、[11]。3 号機の燃料域水位データは 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全く正しい値を示していないと考えられる。2 号機は TAF に達してから急激に水位が低下したので、比較的正しい水位を示していた[5]。

本解析と、初期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+2.5m で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 3/12 18:30 頃から RPV の水位は急速に低下する。この時の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。また、畑村洋一氏が指摘しているように、HPCI が停止して急激に圧力が低下すると水位計内の水が突沸して水位が下がり見かけ上水位が上昇した事も考えられる[12]。しかし、それなら HPCI 起動時の急激な圧力低下でなぜ水位が上昇しなかったかなど、まだ依然として不明な点もある。

3/13 2:42 に HPCI が隔離された後、RPV の圧力は急激に上がるが、本解析モデルはこれを良く記述している。このことは、熱力学計算で HPCI 停止時の水位を推定した前方[3]の結果とも一致する。前報[3]では、計測デー

タを基にした熱力学計算で HPCI 隔離時の PCV 内水量を約 80ton と推定した。本解析ではその値は 120ton であり概ね一致している。もし、この水位推定が正しければ、政府事故調[4]で 3 号機破壊の原因とされた HPCI を手動停止したことは、RPV の破壊を 2 時間くらい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ったと考えられる。

本解析によると、RPV 破壊を予想した 8:55 頃には RPV 内にはほとんど水は残っていなかった。このとき、RPV が破壊したことは十分考えられる（文献[2]の 149-150 頁参照）。従って、RPV の破壊位置は RPV 底部と推定され開口面積も 3 機の原子炉で一番大きいと予想される。このことは、現在 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。東電の推定では、3 号機の RPV 損傷はずっと後で燃料はほとんど RPV 内にあると予想したが、この予想は現状や本解析とは異なっている。

6. 事故シナリオの検証

本章では、5 章の事故シナリオを検証するために、種々の条件で解析を行い、その結果の妥当性について議論する。また、東電の解析結果[6]との比較も行う。

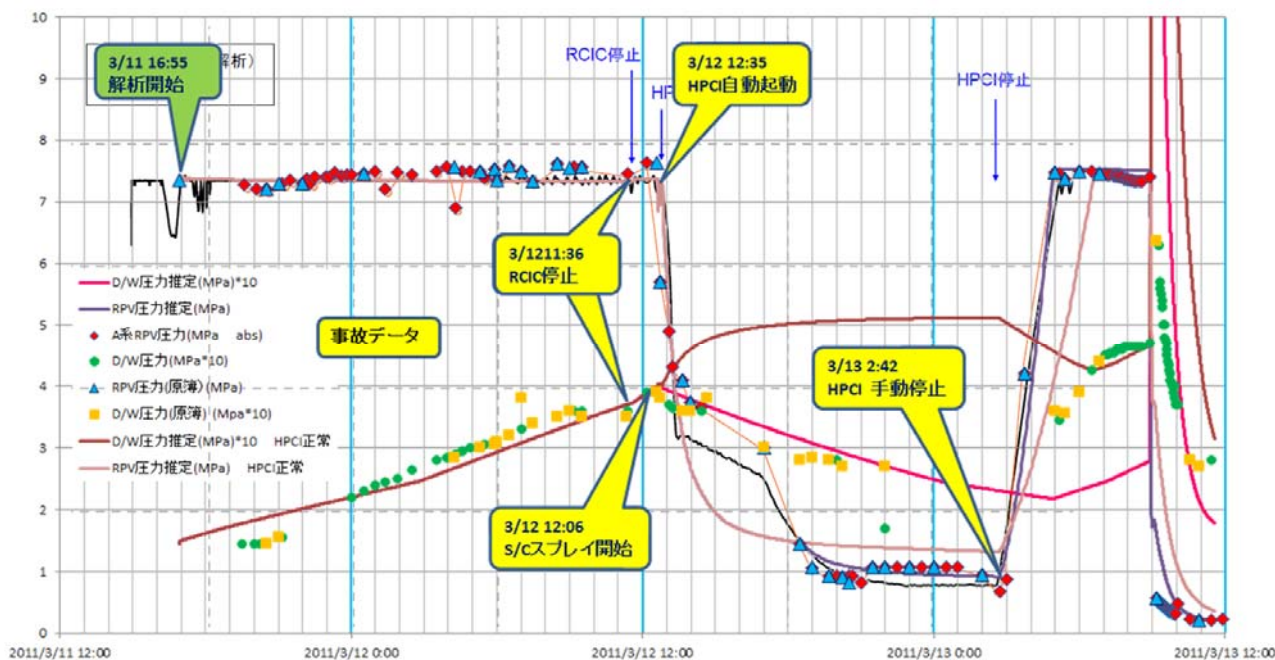


図 10 HPCI が手動停止まで正常に作動していたと仮定した場合の RPV と PCV の圧力変化

図 10 は、HPCI が 3/13 2:42 に手動停止するまで正常に作動していたと仮定した場合、本解析モデルで計算した結果と図 2 に示す東電の結果を比較したものである。HPCI が正常に作動したとすると、RPV の蒸気が急激に S/C 内に放出されるため PCV の圧力が急激に増大し計測結果と合わない。HPCI 手動停止後の圧力上昇は、このとき RPV 内に大量の水が残っているためそれが高温になるまで時間がかかり、SRV から蒸気が出るのは図 8 に比べて 1 時間 40 分遅れの 6:35 である。従って、HPCI 手動停止直後の RPV 圧力データを模擬できない。

東電の解析[6]では、HPCI が正常に作動し水位も TAF+5m 以上あるのに、なぜか RPV の圧力データは計測値と良く一致している。特に HPCI 停止直後の圧力データは非常に良く一致している。このときの崩壊熱は本報のデータとそれほど違わないはずなので、その大量の水を加熱するのに図 2 のように短時間で昇温している。

なぜこのような圧力データになるのか著者には理解できない。

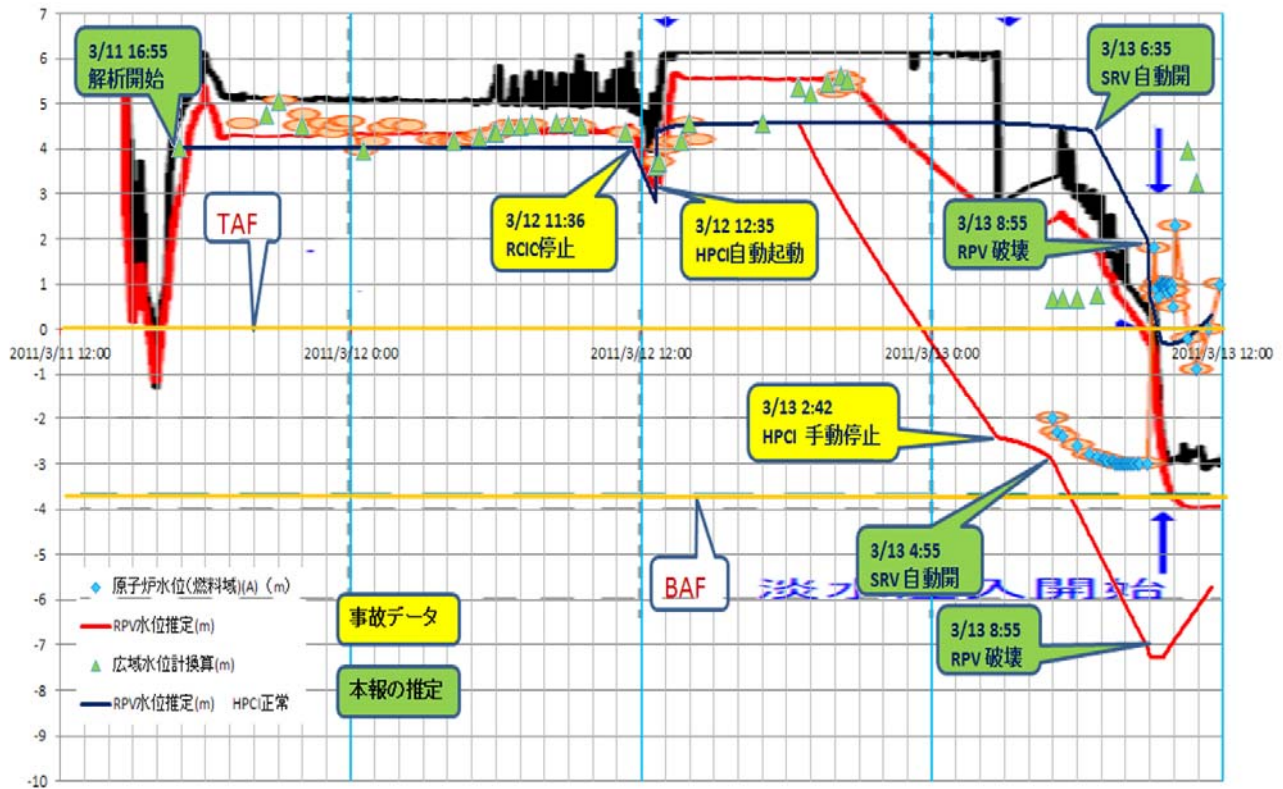


図 11 HPCI が手動停止まで正常に作動していたと仮定した場合の RPV 水位変化

図 11 は、HPCI が手動停止まで正常に作動し炉内水位を保っていた場合の本モデルによる解析結果を示している。図中には図 1 に示す東電の解析も記入した。本報のモデルでは、3/13 6:35 まで水位は低下していない。この後、炉内が高温になり水位が低下するが、RPV 破壊が予想される 8:55 時点でも水位は TAF より上にある。この状態では、RPV の破壊が起こることは考えにくい。もし HPCI が正常に作動していたという仮説が正しいければ、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 以下を示す水位は明らかにおかしい値となっている。

東電のデータでは SRV による強制減圧で水位が急激に下がっている。政府事故調最終報告書[7]では、理由を述べずに著者の前報[3]と同じ事故シナリオを考え、東電が考えていた 6:08 の SRV 作動による減圧を否定している。HPCI が手動停止まで水位を保つとしていながら、8:55 以後の RPV 破壊を認定しており、政府事故調の報告書は矛盾している。

東電の図 1 の解析では、3/12 21 時頃から徐々に水位が低下しているがその原因については、報告書に説明がない。この様に、東電の最終報告[6]はその中間報告[13]に比べて、データを操作して実験値と合わせる試みが幾つかなされていると考えられても仕方がない記述が各所にある。

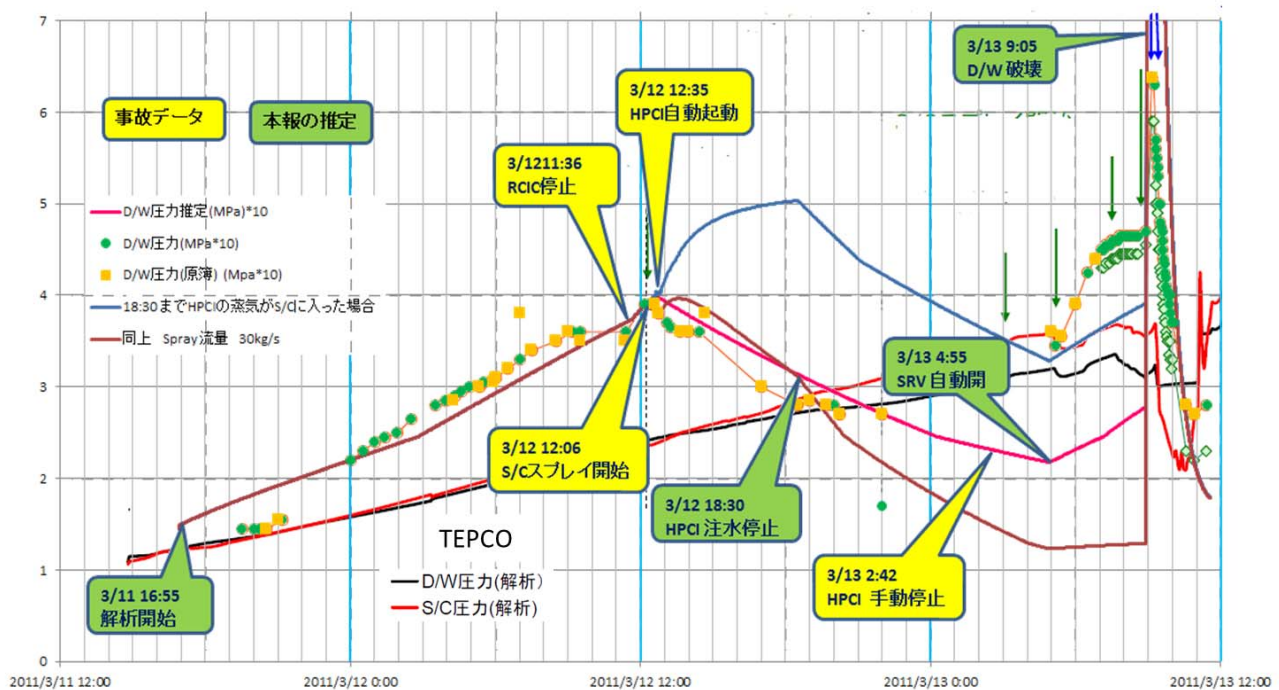


図 12 HPCI の挙動を変化させた場合の PCV 圧力変化

図 12 は、HPCI が作動したときに蒸気が逆流する仮説を検証するために HPCI を種々の条件で動作させたときの PCV の圧力挙動について示したものである。図中には図 3 に示した東電の PCV 圧力解析結果も加えてある。

3 号機では、事故直後から RCIC 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 が高压になる。しかし、2 号機と同様に S/C のあるト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考えられる。2 号機の解析[5]でも明らかのように、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。東電の解析[6]では海水の進入や PCV の漏洩を考慮していないにもかかわらず、PCV の推定圧力上昇が低くなっている。その理由が報告書[6]の 196 頁に記述してあるが、著者は意味が分からなかった。そもそも、エネルギーの逃げ場がなければ、PCV は急激に圧力が上昇するはずである。

まず、HPCI が起動した直後から 18:30 まで HPCI の蒸気が全て S/C で凝縮するモデルで解析を行った。その後、HPCI が停止して蒸気が逆流するとした。これは、前報[3]で仮定したシナリオである。この場合、PCV の圧力は増大し計測データと全く異なる挙動を示した。

次に、12:06 の S/C スpray 注水量を極端に増やしてみた。つまり注水量を 5kg/s から 30kg/s とした。この場合、HPCI 起動後の PCV 圧力データを比較的良好に模擬することがわかる。しかし、この水量は 108ton/h で RCIC の定格注水量より多い。このような大量注水ができたのか、著者には情報がないのでわからない。また、3/13 4:55 以後、RPV の蒸気が SRV 経由で放出された時の圧力上昇が少ないために、PCV の計測データと大きく異なってしまう。

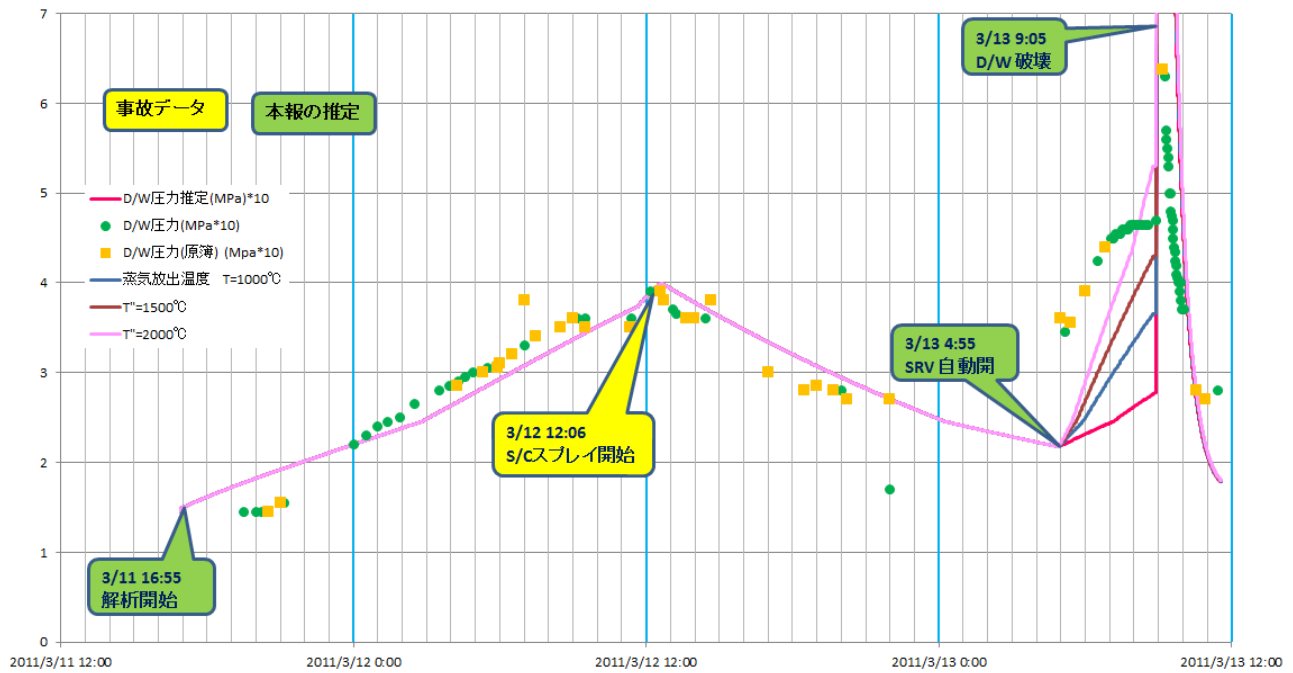


図 13 SRV から過熱蒸気が放出された場合の PCV 圧力挙動

図 8 に示すように、3/13 4:55 に SRV から蒸気が放出されると PCV の圧力が上昇するが、その値は計測結果とかなりずれている。本解析モデルは、RPV と PCV で蒸気と水がそれぞれ相平衡を保っていると仮定した熱力学モデルである。図 9 を見ると、この時点で水位は TAF 以下になっており燃料棒が水面から露出し、燃料棒の崩壊が始まっていると考えることができる。この場合、RPV 上部の蒸気は過熱した燃料棒で相平衡温度よりかなり高い過熱蒸気となっていたと推定される。そこで、SRV から過熱蒸気が放出された場合の PCV 圧力挙動について、図 13 に示す。

3/13 4:55 時点での RPV 内飽和蒸気のエンタルピーは 2774 kJ/kg であるが、同じ圧力における過熱蒸気のエンタルピーは 1000°C、1500°C、2000°C でそれぞれ、4621、5946、7325 kJ/kg となる。過熱蒸気の温度が上がるにつれて、PCV の圧力も上昇しているが、計測値との完全な一致は見られなかった。かなり高温の過熱蒸気が S/C の水に吹き込むと、そのすべてが凝縮せずに高温蒸気として D/W に放出される可能性も推察される。この場合、PCV 内は相平衡にならないので、本モデルより高圧になることが考えられる。この時点での PCV の圧力挙動は今後の課題である。

しかし、過熱蒸気の放出を仮定することは、図 9 に示したように、この時点で水位は TAF より下となっていたことを示すものであり、HPCI の蒸気逆流による水位低下を裏付けることにもなっている。

7. あとがき

3 号機について熱力学モデルを構築し、HPCI が作動しているときは RPV 内の蒸気が逆流し CST に凝縮したという仮定によって事故シナリオを構築し、当時の原子炉データを記述することができることを明らかにした。この事故シナリオは一つの可能性を示すものであり、これが唯一ではない。HPCI が給水を停止した後の水位データや HPCI には逆止弁がついていて図面通りでは蒸気の逆流が起きないことなど問題点も多い。しかし、本仮説でほとんどの事柄が説明できることも確かである。もしこの推定が正しければ、作業員が HPCI を手動停止したことは事故の経緯を本質的に変えていないことになる。

原子炉の事故解析は今後も続けられなければならない。色々な視点から事故を検証し今後の事故防止に資することが必要である。このためには、だれの事故推定が正しく、だれが間違っていたのかは大きな問題ではない。日本の技術者・科学者が真実に迫り原発事故の本質を捉えることが重要だと考える。

今回の原発事故は日本にとって不幸な出来事である。種々の事故調査報告書では事故に対する不備や不適切な対応が指摘されている。しかし、事故解析を行っていると「不幸中の幸い」と考えられる事象も多い。その幸運がなければ日本はもっと破滅的な打撃を受けていたかもしれない。たとえば、2号機と3号機にはトラス室に海水が浸入しS/Cとの熱交換によって、PCVの圧力上昇がかなり抑えられていたと推定される。これがなければ、2号機と3号機は今回より早く破壊してもっと大量の放射能を放出していたかもしれない。2号機は直流電源が枯渇しながら、「奇蹟的に」RPVの圧力と注水量がバランスし、かなり長期間RCICが動作していたと考えられる。もし、1号機のIC（非常用凝縮器）のように津波到来時にRCICのバルブ閉じていたら、2号機の破壊は致命的だったろう。2010年7月の免震重要棟建設が今回の地震に間に合わなければ、原発は司令塔を失い制御不能だったと考えられる。未だに免震重要棟が建設されていない原発も多い。

安倍首相がトルコと原発建設に合意した。日本の企業は世界の原発ビジネスに進出しようとしている。産業と人口が成熟した先進国はともかく、開発途上国のエネルギー需要はこれからも深刻だ。日本が今後世界の原発建設に関与すべきかどうかについての議論は、本レポートの範囲外だ。しかし、今後世界で建設されるであろう原発に福島事故の教訓を生かしてより安全な原発開発と運用に寄与することは日本の責務であると考えられる。たとえば、RCICのある原子炉でもICを設置して冷却の多様性を持たせること(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)や、外部HPCIが電力や作業員がいなくても原子炉を冷却できる空冷システム(HTC Rep.23.1, 2012/10/2)など、日本独自の安全システムの開発が望まれる。この原発事故によって、日本は数兆円から数十兆円の損害と、多くの原発事故関連死という膨大な負の投資をしてしまったのだから。

参考文献

- [1] 東北大学流体科学研究所 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”<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/~maru/atom/index.html>、(2011-2013).
- [2] 圓山翠陵、小説 FUKUSHIMA、養賢堂、2012 年 9 月
<http://www.amazon.co.jp/FUKUSHIMA%E2%80%95%E5%B0%8F%E8%AA%AC-%E5%9C%93%E5%B1%B1-%E7%BF%A0%E9%99%B5/dp/4842505044>
- [3] 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.
- [4] 中間報告（政府事故調）、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23年12月26日
- [5] 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、(2012-12)
- [6] 福島原子力事故調査報告書、平成24年6月20日、東京電力株式会社
- [7] 最終報告（政府事故調）、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
- [8] 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
- [9] 小山英之、福島第一原発3号機の高圧注水系・・・地震による配管破損の疑い濃厚 地震の影響を無視するストレステストに意味はない 2012.2.13、
http://www.jca.apc.org/mihama/fukushima/note_1f3hpci_20120213

- [10] NHK 「3.11 あの日から2年メルトダウン原子炉"冷却"の死角」2013年3月10日(日)21:00～21:58放映
- [11] 円山重直, “福島第一原子力発電所1号機事故の熱流動現象の推定—非常用復水器が作動していた場合—”, 保全学, Vol.11, No.3, (2012-10), pp. 93-99.
- [12] NHKスペシャル「原発事故調 最終報告～解明された謎・残された課題～」2012年7月24日20:00～放映
- [13] 福島原子力事故調査報告書（中間報告書）、平成23年12月2日、東京電力株式会社