

熱力学モデルによる 1 号機事故シナリオの検証

東北大学 流体科学研究所 圓山重直

(2013/02/10 作成)

(2013/03/03 改訂)

概要

熱力学モデルを構築し福島原発1号機の熱流動現象解析を行った。RPV（原子炉圧力容器）が初期に小規模漏洩を起こし、ICが動いていたという仮説を導入すると、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、大規模な燃料漏洩がなかった可能性がある。また、非常用凝縮器（IC）を動かし続けた場合には、1号機崩壊を防げたかもしれない。さらに、既存の原子炉にICの増設を実施しバックアップ冷却設備とすることによって、沸騰水型原子炉（BWR）の安全性が増すことができることを示した。

本改訂版では、Ver.1で推敲が不十分なところを訂正した。また、熱力学モデルの詳細、原子炉の安全を高めるための提言について加筆した。

目次

	頁
1. はじめに	1
2. 事故当初の 1 号機事象の再検討	3
3. 解析モデルと初期条件	5
4. 東電および前報の事故シナリオによる熱力学モデル解析	9
4.1 津波以後 IC が起動しなかった場合の事故シナリオ解析	9
4.2 IC が作動した場合の事故シナリオ解析	11
5. 本報の事故シナリオによる熱力学モデル解析	15
5.1 本報の事故シナリオ	15
5.2 熱力学モデルによる熱流動現象解析	18
5.3 事故シナリオの検証	22
6. 原発事故は止められたのか（タラレバの事故検証）	23
7. 原子炉の安全性をより高めるための提言	26
8. あとがき	27
文献	28
参考資料	29

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、早くから原子炉格納容器（PCV）の破損を予測していた[文献[1]の HTC Rep.14.2, 2011/5/11、以下(HTC Rep.14.2, 2011/5/11)と記す]。その後、東

京電力（TEPCO、東電）も5月25日にPCVに穴が開いていると発表している。また、著者が、水位計が不正確な値と出していると発表した後で、1号機の水位計の指示は「全く」間違っているとした発表を行っている。最近では、政府事故調の報告書[3]に著者の論文[4]、[5]、[6]と偶然にも類似している記述が存在する。最近、出版された政府事故調の解説書[7]では、当初の報告書には記述されないで、著者の推定[5]、[6]や[2]を参考にしたと考え得る記述も散見する。著者は、これらの推定結果について、政府事故調が発表する前からホームページ等[1]で発表し、政府事故調の畑村氏（2012年6月26日）や関係者にも発表前の論文等を送付している。最近の原子炉内部の測定結果では、著者の予想を裏付ける観察結果も随時発表されている。

政府事故調をはじめとする諸種の事故報告書において、熱流動に関する解析は東電の解析結果を鵜呑みにしている。これらの報告書の主要メンバーに熱流動の専門家が少ないことが推察される。ちなみに、著者は熱流動を専門としているが、原発事故前は原子炉に関しては全くの素人だった。東電の解析は、米国で開発された解析プログラムに適切なパラメータを入れて解析しており、中はブラックボックスのようである。さらに、色々な理由から、1号機の場合はICが全く動作せずに早期に破壊が進んだという前提で解析している。計測データや作業員の目撃証言との不一致はそれらが「全く間違っている」という立場を取っている。事故後かなり後になって実施された政府事故調等の聴取では、これら「定説になった」事故シナリオを聞かされて、聴取されているので、事故当初と異なる証言が出ている可能性もある。

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]、[6]を1号機に適用して、以前発表した1号機の事故推定[4]や東電の報告[8]を再検証した。熱力学モデル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、ICが作動しICの胴部に給水を続けていれば1号機の炉心破壊は燃料の85%が流出するなど大規模なものでないことを明らかにした。さらに、ICを止めなければ1号機の崩壊は防ぐことが出来た可能性を示した。また、ICを既存のBWRに増設することによって、原子炉の多様な安全性が格段に向上する可能性があることを提案した。本報の解析結果は以前のレポート[4]と大きく変わらないので、(HTC Rep.25.1, 2012/12/26)に示したように、1号機PCVの亀裂は塞ぐことが出来るかも知れない。

著者が発表した解析結果や推定結果を無断で利用され、文献にも引用しないことは、著者自身としては腹が立つ。また、科学者としてエチケツト違反でもある。著者の推定は必ずしも十分でなく、間違っている箇所や不正確な推定も存在する可能性も多い。これらは、公開の場や直接の対話によって議論され、より正しい推定を行うべきである。事故初期に諸先輩から色々のご指摘を頂いたが、それ以後原発関係者や当事者からのご指摘は「残念ながら」未だに頂いていない。しかし、原発事故に関してはそのようなことは、小さな問題である。著者の推定を含め、誰の事故シナリオが正しいか、誰が間違っているかということも些細な問題である。重要なのは、既成概念や「定説」にとらわれず、科学者や技術者が事故事象の解明と原子炉の完全収束にむけて努力し、国内外に多数存在する原子炉の安全性を高めることが重要である。福島県民をはじめ多大な犠牲を払った日本国民が、事故の正確な現象把握と今後起こりうる原発事故の防止に貢献することが重要であると考え。著者は、これからも世界のどこかで原発事故は起きると考えている。そのためにも、科学者・技術者はそれぞれのメンツや対面にこだわらず、自由な意見交換と真実究明を行うべきではないか。

最後に、柳田邦夫著「マッハの恐怖」（1971年）フジ出版社の「あとがき」の一部を引用したい。

（前略）しかし世間一般ではどうかすると誤った責任観念からいろいろの災難事故の真因が抹殺され、そのおかげで表面上の責任者は出ない代わりに、同じ原因による事故の犠牲者が後を絶たないということが珍しくないようで、これは困ったことだと思われる。これでは犠牲者は全く浮かばれない」（岩波文庫「寺田寅彦随筆集第五巻」より引用）

2. 事故当初の1号機事象の再検討

歴史的な事実は、時間がたつと徐々にゆがめられ、時の権力者に都合の良いように解釈され、場合によっては意識的もしくは無意識に定説を裏付ける史料やデータが作られることがある。歴史でも、第一次史料は重要だが、時間が経てば経つほど、事実がゆがめられ行くことはよく知られている。原発のデータや証言も、事故当初から徐々に変化しているようである。

炉心の注水に関して、1,3号機は2011年3月20日～23日にかけて、注水量が極端に減少したことが初期のデータに示されている[9]。しかし、その後の東電の報告によって、この注水量は間違いで注水は正常に行われているとされた[10]。しかし、原子炉温度や諸種の計測パラメータはこのとき炉心の注水量が減っていたことを裏付けている[4], [5]。また、このときの炉心破壊が北関東の水道汚染を引き起こした可能性も示唆される([2]の225頁)。事故当初の東電の事故解析では、ICが全く動かなかった場合は、解析条件でもシビアケースであるとしている([11]の別紙1-3、1-10)。しかし、マスコミが「メルトスルー」等センセーショナルに報じたため、このシビアケースが定説になった。さらに、フェルセーフ機構を有するICの電動駆動弁(MO弁)閉鎖動作が予想されることから、ICは全く動かなかったことになった。事故当時、運転員によって目撃されたICからの蒸気放出証言も「間違い」か、「余熱の湯気??」と言うことになった[7]。

しかし、ICが動作しない事故シナリオは、当時の計測データや目撃証言と比べると多くの矛盾が存在する。また、政府事故調[3]で全く説明できないという、IC動作後のA系とB系の水位計の指示値の差異も合理的に説明できることが明らかとなった(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)。しかし、IC動作を仮定したシナリオでも説明できないことも多い。

そこで、事故当初の公表データをもう一度洗い直して、事故事象がどのようなものだったかを検証する。ここで、歴史公証と同様に、時系列の早期に書かれたデータを優先で考え、もしデータに矛盾がある場合はその理由も考えた。

表1 事故直後の1号機的事象

番号	日時	事象	出典 脚注番号
1	3/11 14:46	地震発生、原子炉スクラム 核反応停止	
2	14:51	IC A系B系自動起動	文献[a]2 チャート 8/49 頁(1)
	15:02	IC A系B系停止	同上
	15:16	IC A系起動	同上
	15:18	IC A系停止	同上
	15:22	IC A系起動	同上
	15:24	IC A系停止	同上
	15:31	IC A系起動	同上
	15:34	IC A系起動	同上
	15:37	津波第2波到来 交流・直流電源喪失	
	18:18	MO3-AO,MO2-AO弁開 ICA系起動 蒸気発生確認	文献[b]、[a]4.運転日誌等(2)
	18:25	MO3-AO弁閉 IC停止	[a]4.運転日誌等
	20:07	RPV圧力 6.6-7.2MPa	文献[b](3)
	20:30	IC 起動中 (IC 起動)	文献[b] (4)
	21:30	IC MO3-A 弁開 減圧中 蒸気発生確認	[a]4.運転日誌等 (5)

	21:51	放射線増加のため原子炉建屋入室禁止	
	3/12 0:30	IC(A)胴側に消火系で給水中	文献[b] (6)
	2:45	RPV 圧力 0.8MPa	文献[b] (7)
	4:15	IC(A)胴側への消火系供給は停止中	文献[b] (8)
	6:20	仮設消火ポンプ注入開始 1m ³ 完了	[a]4.運転日誌等 (9)
	6:30	2m ³ 注水完了	文献[b] (10)
	7:55	3m ³ 注水完了	文献[b]
	8:30	5m ³ 注水完了	文献[b]
	9:15	6m ³ 注水完了	文献[b]
	9:40	21m ³ (総量) 注水完了その後も継続中	文献[b]
	10:16	10:25 までに 3 回ベントを試みる	[a]4.運転日誌等
	14:30	ベント操作 (中総でベント開始と判断)	文献[b] (11)
	14:53	80m ³ (総量) 注入完了	文献[b]
	14:58	注水停止 (淡水枯渇のため)	
	15:36	原子炉建屋水素爆発	
	19:04	海水注入開始 (文献[b]では 20:20 開始とされた)	
	3/14 1:10	海水枯渇のため海水注入を停止	文献[c]IV45 頁
	22:30	海水注入再開	
	3/20~3/22	炉心への注水量が極端に減少	文献[a]7.各種操作実績とり纏め 別紙 1 (11)

表 1 の出典文献

- [a] 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プラントデータについて、平成 23 年 5 月 16 日、東京電力株式会社、原子炉等規制法に基づく東京電力株式会社からの報告内容 (5 月 16 日に報告のあった福島第一原子力発電所の事故に係る事故記録等) 原子力安全・保安院、
<http://www.nisa.meti.go.jp/earthquake/houkoku/houkoku.html>
- [b] 東京電力発表、福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ原簿、平成 23 年 6 月 23 日発表
- [c] 原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書—東京電力福島原子力発電所の事故について—、平成 23 年 6 月、原子力災害対策本部
- [d] 福島第一原子力発電所被災直後の対応状況について、東京電力株式会社、平成 23 年 6 月 18 日
- [e] 福島原子力発電所事故調査報告書、添付資料、平成 24 年 6 月 2 日、東京電力株式会社

表 1 の脚注

- (1) 初期の IC の挙動については、事故直後の RPV 圧力データを読み取り時刻を推定した。東電の IC 稼働時間と若干の差異がある。
- (2) 初期のレポートや原子炉パラメータには IC の起動と蒸気発生が明記されている。しかし、東電が 2011 年 5 月 23 日の事故解析で「解析結果は現実よりも厳しいものとなっている」とされている事故シナリオの仮定で、この IC 稼働が無視された後、政府事故調等で IC 不動作の情報やデータや証言などが続々度出てきた。後述の解析でも示すように IC は作動していたとする方が当時の実測データを説明できる。

- (3) 事故当時の報告では、このときの圧力は安定していなかったと報告されているが、東電の原子炉パラメータのデータでは平均値をとって 6.9MPa とされている。
- (4) 公式には IC の再稼働は 21:30 とされている。しかし、20:30 の原子炉パラメータ原簿にすでに IC が作動中となっている。少なくとも、これ以前に IC が稼働した可能性があるので、本報では 20:30 を IC 再稼働時間とした。文献[b]を詳細に見ると、この一連の報告に公開されていないものが非常に多くある。早期の全面公開が望まれる。
- (5) 21:30 の IC 再稼働は事故当時の白板の記載を写したもののようである。白板の記載を見ると AO3 弁の開と圧力減少の記載位置が微妙である。事故当初の原子炉パラメータは「21:30 減圧中、A3 弁開」と記載されている。また、蒸気発生が確認されているので、このとき IC が作動している可能性が高い。
- (6) 初期の報告書には IC 胴部への給水記録がある。また、その給水を行うための消火ポンプ起動の記述もある。他の原子炉でも、消火ポンプは事故時に IC の給水を確保する一般的な手順とも思われる。もし、記録通り給水が行われていれば 12 日 4 時頃までの冷却は可能である。
- (7) 政府事故調では、このときの RPV 圧力が炉心破壊の理由としているが、0.8MPa (ゲージ圧) の蒸気圧は、飽和温度で 174℃であり、十分 IC の動作範囲である。IC が動作していれば RPV が破壊していなくともこの圧力になることは考えられる。
- (8) 文献[c]では、「3/12 0:30 IC(A)胴側に消火器系で給水中」「3/12 1:48 に D/D の不調により供給停止」となっている。このコメントが出た背景に IC からの蒸気が出なくなったことが観察されたとも推定される。そこで、この時間に IC が停止したとした。この理由としては、胴内の水枯渇が考えられる。しかし、その後の IC の水位計観察結果から A 系胴内には水が残っているという報告がある。従って、胴内に水はあったが燃料からの水素や放射性ガスが漏れ出て凝縮管内部に蓄積し IC が止まった可能性もある。
- (9) 文献[e] 添付 10-4(3) では、3/12 4:00 頃に 1.3m³ の注水を行ったとしている。IC が動いていればこれは可能であるが、文献[b]により 1m³ の注水終了時間を 6:20 とした。5:46 注水という資料もあるが、これは注水準備もしくは注水を始めた時間と推察される。
- (10) この注水量は累計なのか、前回からこの時点での注水量なのか定かではない。しかし、累計注水量とするほうが注水量に矛盾がないので、この表示は累計注水量とする。
- (11) 後に、この極端な注水量の減少は間違いで、正常に注水が行われていたと東電によって訂正された[10]。しかし、この間、1、3 号機は非常な高温になっており、注水減少が裏付けられている[3]、[4]。

3. 解析モデルと初期条件

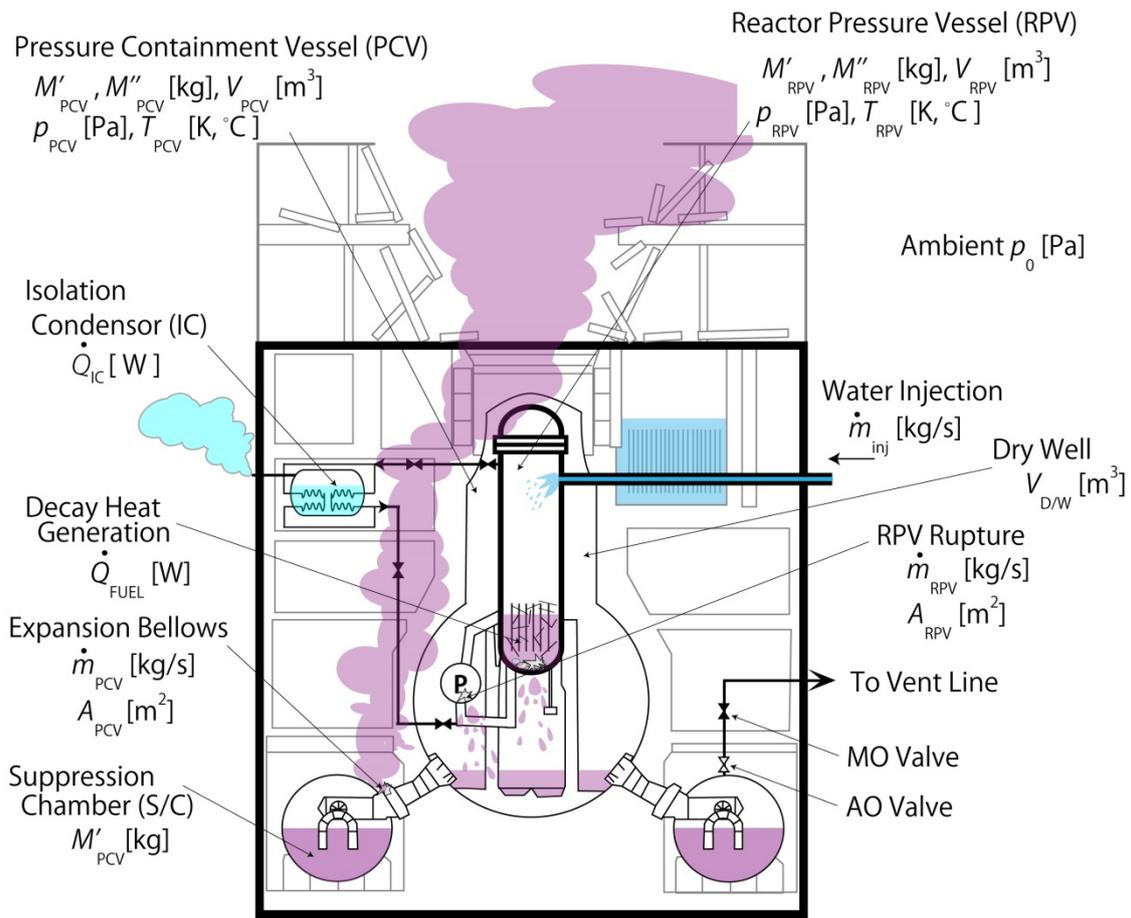


図1 本解析で用いた1号機の物理モデル

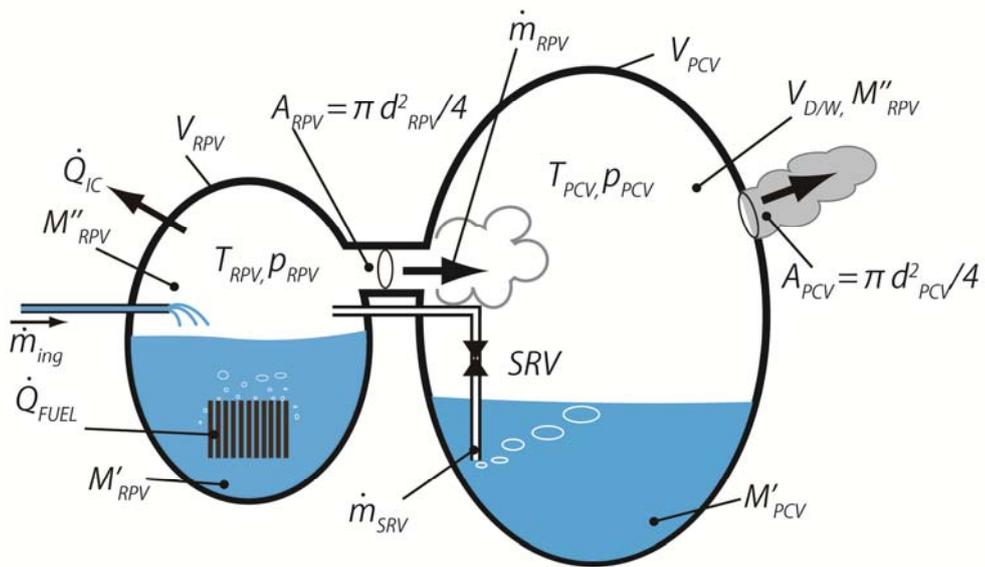


図2 1号機の熱力学モデル

図1は、本解析対象の1号機の物理モデルを示す。図2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 $V_{RPV} [m^3]$ 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内の燃料瓦礫は、崩壊熱に相当する発熱 $\dot{Q}_{FUEL} [W]$ 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、その蒸気は逃がし安全弁（SRV）を通じて $\dot{m}_{SRV} [kg/s]$ 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 $A_{RPV} [m^2]$ から $\dot{m}_{RPV} [kg/s]$ の蒸気がPCV内に直接放出される。RPVへの注水は質量流量 $\dot{m}_{inj} [kg/s]$ の注水が消防車から行われているとした。ICが作動しているとき、その熱 $\dot{Q}_{IC} [W]$ がRPVからICの蒸気として放出される。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、 $dt [s]$ の微小時間変化に対して、RPV温度変化が次式で表される。

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

SRVが作動しているとき、注水やICによる冷却がないから、式(1)の飽和圧力と温度が変化しないという条件で、 $\dot{m}_{RPV} [kg/s]$ は次式となる。

$$\dot{m}_{SRV} = \frac{\dot{Q}_{FUEL}}{(h''_{RPV} - h'_{RPV})} \quad (2)$$

ICの定格性能は東電発表の資料「福島第一原子力発電所 原子炉設置許可申請書 8-6-3～8-6-6」に記載されている。1台のICでタンク有効保有水量106m³、蒸気温度286℃で42.1MWの冷却能力がある。また、3/12 1:05における原子炉圧力のときにICが作動していると仮定すると、この時の除熱量は崩壊熱から計算して8.524MWであり、蒸気温度はPRV圧力データから175.2℃と推定される。この2点からICの作動性能を大まかに推算すると、ICは過熱度に対して次式の性能を持つことになる。

$$\dot{Q} = 3.292 \times 10^3 (T'' - 100)^{1.81} \quad (kW) \quad (3)$$

核沸騰の整理式は熱流速 $q [W/m^2]$ に対して次式で整理できる[12]。

$$q = C(T'' - 100)^m \quad (4)$$

ICの伝熱が胴部の核沸騰伝熱律速とすると、このべき乗数は2.5～5である[12]。ICは凝縮側の熱伝達率や伝熱管の熱抵抗も関連するので、式(3)のべき乗数はある程度の妥当性を有するとして、大まかには矛盾は少ないと考えられる。しかし、この推定は概略なので、ICの定格外の性能については今後の検討が必要である。

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、サブ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 $V_{PCV} [m^3]$ 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の水に放出される場合や、PCV破壊後かなりたつて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。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、後述する断熱膨張モデルを適用する。いずれにしても、RPVからPCVに流入する蒸気は飽和蒸気を仮定しているため、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 $dT_{PCV} [^\circ C]$ が次式で表される。

$$dT_{PCV} = \frac{[(\dot{m}_{RPV} + \dot{m}_{SRV})(h''_{RPV} - h'_{PCV}) - \dot{m}_{PCV}(h''_{PCV} - h'_{PCV})]dt}{M''_{PCV}(c''_{p,PCV} + \frac{(h''_{PCV} - h'_{PCV})^2}{p_{PCV}T_{PCV}v''_{PCV}}) + c'_{p,PCV}[M'_{PCV} + (\dot{m}_{RPV} + \dot{m}_{SRV} - \dot{m}_{PCV})dt] - \frac{V_{PCV}(h''_{PCV} - h'_{PCV})}{T_{PCV}v''_{PCV}}} \quad (5)$$

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[4]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} [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。

RPVが破壊して蒸気がD/Wに直接放出される場合や、PCVが破損して急激に減圧する場合は、S/Cの水との熱交換が満足されない場合が考えられる。その場合は前報[5]に示した断熱モデルが適用できる場合が考えられる。その場合、PCVの蒸気部分をD/Wとして考え、 dt の微小時間変化に対して、次式が成り立つ。

$$dV_{D/W} = \{(\dot{m}_{RPV}v''_{RPV})(p_{RPV}/p_{D/W})^{1/\kappa} - (\dot{m}_{PCV}v_{PCV})\}dt$$

$$dh_{D/W} = \frac{M_{D/W}h_{D/W} + (\dot{m}_{RPV}h''_{RPV} - \dot{m}_{PCV}h_{D/W})dt}{M_{D/W} + (\dot{m}_{RPV} - \dot{m}_{PCV})dt} - h_{D/W} \quad (6)$$

$$\frac{T_{D/W} + dT_{D/W}}{T_{D/W}} = \left(\frac{dh_{D/W}}{c_p} \right) \left[\frac{V_{D/W} + dV_{D/W}}{V_{D/W}} \right]^{\kappa-1}$$

$$\frac{p_{D/W} + dp_{D/W}}{p_{D/W}} = \left[\frac{V_{D/W} + dV_{D/W}}{V_{D/W}} \right]^{\kappa} \quad (7)$$

この場合でも、RPVからD/Wに直接放出される蒸気は飽和蒸気であると仮定しているの、破断直後の非平衡状態の挙動は、本解析モデルでは記述できないことに注意する。

表2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り、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2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3に原子炉解析の初期条件を示す。その理由を表3の脚注に示している。

表2 1号機原子炉諸元

名称	諸元	備考
PRV 体積	319.4 m ³	
RPV 内直径	4.8 m	
PCV 体積	7780 m ³	D/W と S/C の合計
燃料崩壊熱	文献[4]と同じ	
RPV 注水温度	27°C	

表3 1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 14:52	(1)
RPV 内水位	4.35 m	(2)
RPV 圧力	6.95 MPa	(3)
RPV 水量	251 ton	(4)
S/C 水量	1750 ton	
D/W 圧力	0.105MPa	

表 3 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、IC 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。しかし、事故前の水位は正常だったとの報告があり、[3]によると正常な水位は TAF 5.327m である。実際は、水の沸騰などが関係して正確な水位は著者では判定がつかない。初期水位が設定より 1m 高いと、原子炉破壊シナリオが若干異なってくる。
- (3) 起動時間における原子炉圧力のデータより見積もった。
- (4) RPV の断面形状と初期水位から計算した値である。若干の誤差を含んでいると考えられる。

4. 東電および前報の事故シナリオによる熱力学モデル解析

4.1 津波以後 IC が起動しなかった場合の事故シナリオ解析

まず、東電や政府事故調の事故シナリオを本報の熱力学モデルで検証する。これらの事故シナリオでは、津波襲来と共に、全電源が喪失し、それに伴い IC の PCV 側の交流モーター駆動弁がフェルセーフ機構による遮断されたとなっている。これ以後、IC は作動しなかったシナリオである。事故当初に測られた水位計のデータや蒸気発生を目撃証言は全く間違っていたか、蒸気発生は IC の「余熱」であったとされた。因みに、原子炉の水位計が正しく表示していないということは、著者が発表した後で東電が認めたものである。表 4 に、それを模擬した事故シナリオを示す。

表 4 IC が作動しなかったという東電および政府事故調の事故シナリオ

時刻 2011/3	事象	脚注	IC 作動状態	RPV 破断 直径 d_{RPV} cm	PCV 破断 直径 $d_{D/W}$ cm	RPV 注水量 m_{PCV} kg/s
11 14:46	地震発生、原子炉スクラム 核反応停止		停止	0	0	0
14:51	IC A 系 B 系自動起動		作動 (A,B)	0	0	0
15:02	IC A 系 B 系停止		停止	0	0	0
15:16	IC A 系起動		作動 (A)	0	0	0
15:18	IC A 系停止		停止	0	0	0
15:22	IC A 系起動		作動 (A)	0	0	0
15:24	IC A 系停止		停止	0	0	0
15:31	IC A 系起動		作動 (A)	0	0	0
15:34	IC A 系停止		停止	0	0	0
15:37	交流・直流電源喪失		以後停止	0	0	0
12 1:55	RPV 破壊	(1)		7	0	0
1:56	PCV 破壊	(2)		7	13	0
2:10	PCV 断面積変化	(3)		7	8.4	0
5:46	RPV 注水開始	(4)		7	8.4	0.5
5:48	PCV 断面積変化	(3)		7	7.5	0.5

6:30	PCV 断面積変化	(3)		7	7.8	0.5
9:15	注水量変化	(4)		7	7.8	1.9
9:45	注水量変化	(4)		7	7.8	2.4
10:16	ベント弁開	(5)		7	7.8	2.4
10:25	ベント弁閉			7	6.8	2.4
14:30	ベント弁開			7	10.5	2.4
14:58	注水停止			7	7	0
15:20	ベント弁閉			7	7	0
15:36	原子炉建屋水素爆発			7	7	0
19:04	注水再開 (海水)			7	7	2.0

表 4 の脚注

- (1) 解析で RPV 内の水がなくなった時点をもって RPV 破壊時刻とした。これ以後、PCV の熱モデルを相平衡モデル[6]から断熱膨張モデル[5]に変更した。ただし、本報の解析モデルでは、RPV 内の燃料は常に水と接しており、相平衡を保っているとした。実際には燃料が溶解落ちるまで水と接しない場合がある。
- (2) RPV の急激な蒸気発生で PCV が破壊したとした。その時、炉内の水は枯渇し、蒸気は過熱蒸気なので RPV 内の相平衡モデルは適用できない。従って、破断直後の PCV 破断面積は架空の値である。
- (3) 上記の理由で、破断直後から暫くの破断面積は、実験データに合うように「強引に」調整したものである。その後の、破断面積は妥当なものである。
- (4) 注水量は当時の注水量データから推定した。
- (5) この時のベントはうまくいかなかったか、弁開の時間がごく僅かだった可能性がある。

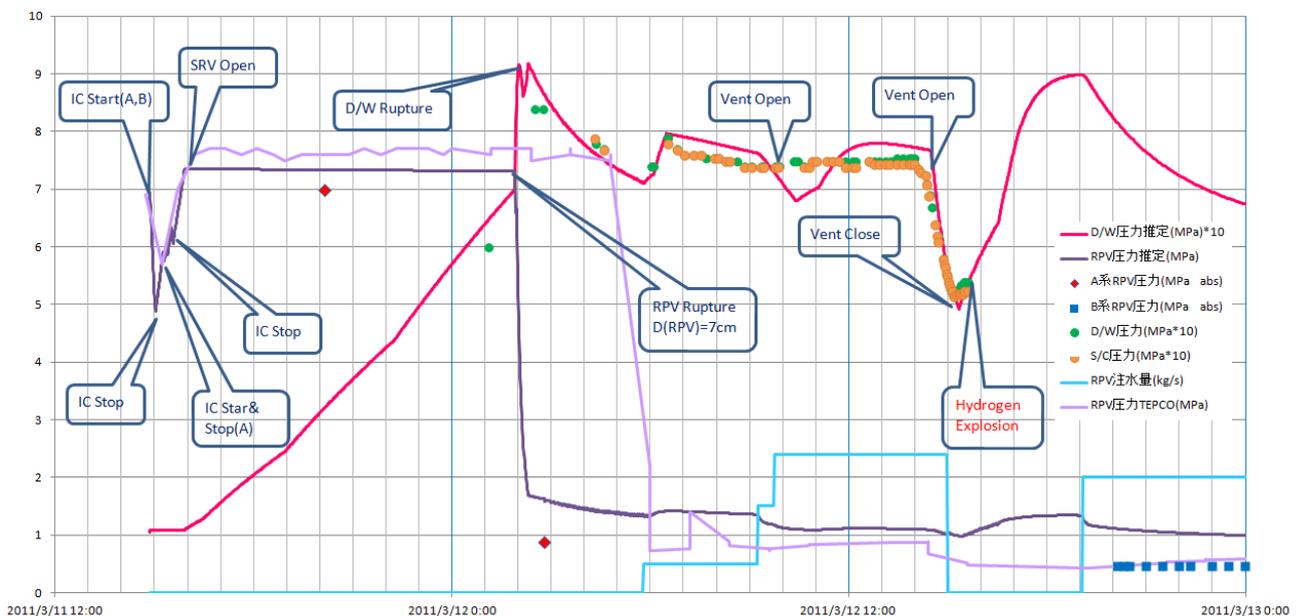


図 3 IC が作動しなかった仮定に基づく RPV と PCV 圧力推定と実測値および東電[13]推定値の比較

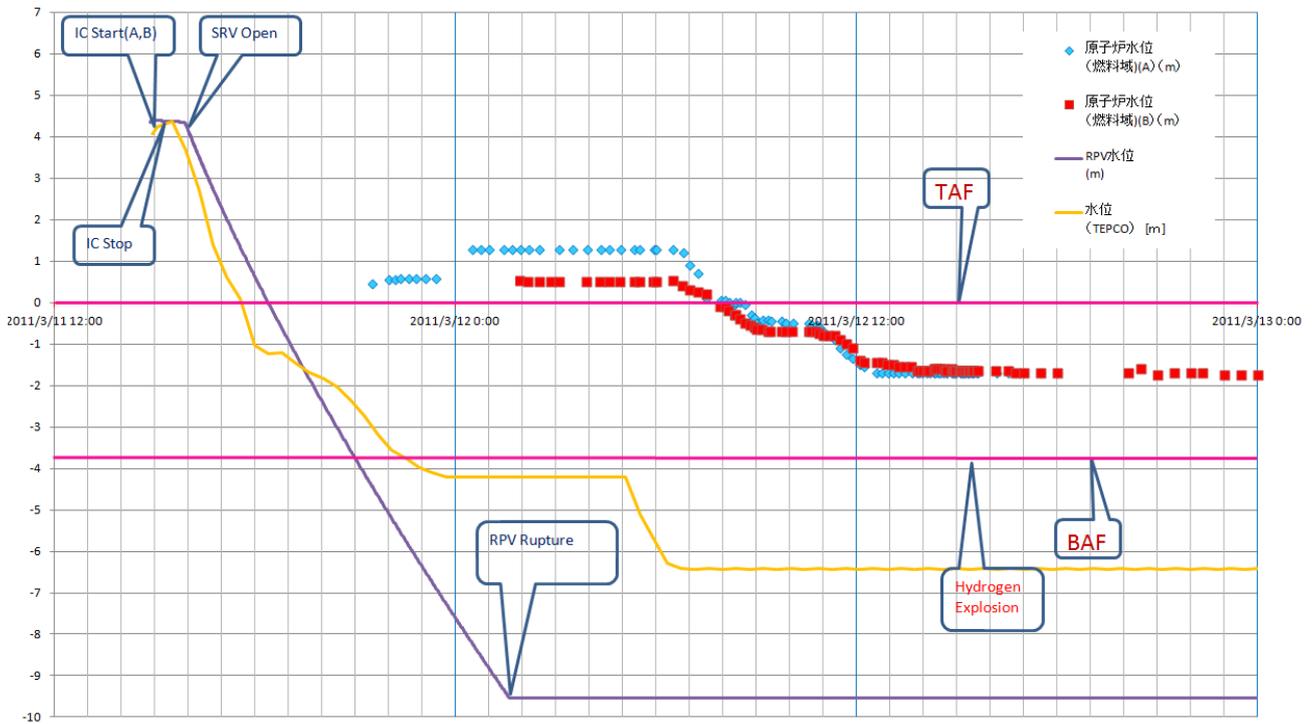


図4 ICが作動しなかった仮定に基づくRPV水位推定と実測値および東電[13]推定結果の比較

図3と図4は津波以後にICが全く作動しない場合、熱力学モデルによる推定圧力と水位を当時の計測データと比較したものである。このとき、RPVは破損していないのでPCVは式(5)で表記される相平衡モデルで解析している。つまり、SRVが作動してS/Cの水にRPV蒸気が放出されることから、PCVの圧力は徐々に増大する。この場合のRPV水位変化は、東電の推定と類似の傾向を示している。ただし、本報のモデルはRPVの熱平衡つまり、燃料棒・水・蒸気が全て同じ温度であると仮定している。したがって、TAF以後に燃料棒が水面から露出し、燃料が高温なったときの模擬が出来ない。そのためTAF以後も水位がほぼ同じ速度で減少していることが、東電の解析と異なる点である。PCVの圧力測定データも比較的良く一致している。事故当初のPCV圧力データ2点の計測値と本解析結果は類似な傾向を示している。東電の推定値[13]は3/12 2:45のデータとは異なっている。本解析では、3/11 21:51に原子炉建屋の放射線が急上昇した時点でTAF-2.5m程度になっており、燃料棒が溶け始まっている可能性もある。この時、ICは動いていないので、RPV内の蒸気は過熱蒸気となっている。PCVの破断面積を調整することによって、3/12/ 2:00以後のPCV圧力も計測データを模擬している。

しかし、このシナリオの場合、3/11 18:18にICを起動して作業員が蒸気発生を確認したことが説明できない。また、21:30にICを作動したときの蒸気発生証言も説明できない。著者は(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)で、ICが稼働していた場合、A系とB系の水位計が異なる値を示す可能性があることを簡易実験で証明した。また、ICが動作停止すると再びA系とB系の水位計が同じ値を示すことを証明した。これらは、全てICが作動していたことを示している。図12のシナリオではこれらは全く説明が出来ないことになる。

4.2 ICが作動した場合の事故シナリオ解析

そこで、前報[4]で示したように、ICが作動していると仮定した場合の熱力学モデルによる原子炉解析を行う。この場合も、RPVは初期に破断しておらず、PCVは相平衡モデルで解析した。この解析では、表1に

示したように、3/11 18:18にICのA系の弁を開け、蒸気発生を確認している。事故当初の報告では21:30に再びICを作動させたことになっているが、表1の脚注(4)に示すように、事故当時のデータにより20:30にはICが動作したと仮定した。前報[4]では、21:30の水位計データを逆算してRPV水位を推定したが、本報では事故初期のデータからシミュレーションしている。また、圧力容器は注水を行った3/12 5:46に破壊したとした。RPVは放射線の計測データ等に基づき、3/12 4:00に破壊したとした。これは、前報[4]のシナリオとほぼ同様である。ただし、表4のシナリオと同様に、RPVは地震によって破壊されていないとした。この事故シナリオを表5に示す。

表5 ICが作動した仮定に基づく事故シナリオ

時刻 2011/3	事象	脚注	IC 作動状態	RPV 破断 直径 d_{RPV} cm	PCV 破断 直径 $d_{D/W}$ cm	RPV 注水量 \dot{m}_{PCV} kg/s
11 14:46	地震発生、原子炉スクラム 核反応停止		停止	0	0	0
14:51	IC A系 B系自動起動		作動 (A,B)	0	0	0
15:02	IC A系 B系停止		停止	0	0	0
15:16	IC A系起動		作動 (A)	0	0	0
15:18	IC A系停止		停止	0	0	0
15:22	IC A系起動		作動 (A)	0	0	0
15:24	IC A系停止		停止	0	0	0
15:31	IC A系起動		作動 (A)	0	0	0
15:34	IC A系停止		停止	0	0	0
15:37	交流・直流電源喪失		停止	0	0	0
18:18	IC A系起動 蒸気発生確認		作動 (A)	0	0	0
18:25	IC A系停止		停止	0	0	0
20:07	RPV 圧力 6.6-7.2MPa	(1)	停止	0	0	0
20:30	IC 起動中 (IC 起動)	(2)	作動 (A)	0	0	0
21:30	IC 起動 減圧中 蒸気発生確認	(3)	作動 (A)	0	0	0
3/11 0:30	IC(A)胴側に消火系で 給水中	(4)	作動 (A)	0	0	0
2:45	RPV 圧力 0.8MPa	(5)	作動 (A)	0	0	0
4:00	PCV 破壊	(6)	作動 (A)	0	3	0
4:15	IC 停止	(7)	以後停止	0	3	0
5:46	RPV 破壊 注水開始	(8)		7	3	0.5
5:48	PCV 破壊拡大	(9)		7	10	0.5
7:00	PCV 断面積変化	(10)		7	8.0	0.5
8:00	PCV 断面積変化	(10)		7	7.9	0.5

9:15	注水量変化	(11)		7	7.9	1.9
9:45	注水量変化	(11)		7	7.9	2.4
10:16	ベント弁開	(12)		7	8.0	2.4
10:25	ベント弁閉			7	7	2.4
14:30	ベント弁開			7	10.5	2.4
14:58	注水停止			7	7	0
15:20	ベント弁閉			7	7	0
15:36	原子炉建屋水素爆発			7	7	0
19:04	注水再開（海水）			7	7	2.0

表 5 の脚注

- (1) 事故当時の報告では、このときの圧力は安定していなかったと報告されているが、東電の原子炉パラメータのデータでは 6.9MPa とされている。
- (2) 公式には IC の再稼働は 21:30 とされている。しかし、20:30 の原子炉パラメータ原簿にすでに IC が作動中となっている。少なくとも、これ以前に IC が稼働した可能性があるため、本報では 20:30 を IC 再稼働時間とした。
- (3) 21:30 IC 再稼働は事故当時の白板の記載を移したもののようである。白板の記載を見ると AO3 弁の開と圧力減少の記載位置が微妙である。事故当初の原子炉パラメータは「21:30 減圧中、A3 弁開」と記載されている。また、蒸気発生が確認されているので、このとき IC が作動している可能性が高い。
- (4) 初期の報告書には IC 胴部への給水記録がある。また、その給水を行うための消火ポンプの起動記述もある。消火ポンプは他の原子炉でも、事故時に IC の給水を確保する一般的な手順とも思われる。もし、記録通り給水が行われていれば 12 日 4 時頃までの冷却は可能である。
- (5) 政府事故調では、このときの RPV 圧力が炉心破壊の理由としているが、0.8MPa（ゲージ圧）の蒸気圧は、飽和温度で 174℃であり、十分 IC の動作範囲である。IC が動作していれば RPV が破壊していなくともこの圧力になることは考えられる。
- (6) この直前に PCV が高圧になっているおり、この時点で圧力が下がったことから PCV 破壊を推定した。また、この前後で正門モニタリングポストの放射線量が 100 倍程度に急増したことも PCV の破壊を裏付けている。これ以後、PCV の熱モデルを相平衡モデル[6]から断熱膨張モデル[5]に変更した。ただし、本報の解析モデルでは、PRV 内の燃料は常に水と接しており、相平衡を保っているとした。実際には燃料が溶解落ちるまで水と接しない場合がある。
- (7) 事故直後資料では、「3/12 0:30 IC(A)胴側に消火器系で給水中」「3/12 1:48 に D/D の不調により供給停止」となっている。このコメントが出た背景に IC からの蒸気が出なくなったことが観察されたとも考えられる。そこで、この時間に IC が停止したとした。この理由としては、胴内の水枯渇が考えられる。しかし、その後の IC の観察結果から A 系胴内には水が残っているという報告があるので、燃料からの水素や放射性ガスが漏れ出て凝縮管内部に蓄積し IC が止まった可能性もある。
- (8) PCV に注水が可能となった時点で、RPV が破壊したと推定した。この破壊により、PCV 内の圧力が急激に上がり、(7)で破壊した箇所の破壊面積が増大したと推定した。
後日の文献[8]では、3/12 4:00 頃に 1.3m³ の注水を行ったとしている。IC が動いていればこれは可能であるが、文献[b]により 1m³ の注水終了時間を 6:20 とした。5:46 注水という資料もあるが、これは注水準備を始めた時間と推察される。
- (9) RPV の急激な蒸気発生で PCV が破壊したとした。

- (10) その時、炉内の水は枯渇し、蒸気は過熱蒸気なので RPV 内の相平衡モデルは適用できない。従って、破断直後の PCV 断面積は架空の値である。破断直後から暫くの破断面積は、実験データに合うように「強引に」調整したものである。その後の、破断面積は妥当なものである。
- (11) 注水量は当時の注水量データから推定した。
- (12) この時のベントはうまくいかなかったか、弁開の時間がごく僅かだった可能性がある。

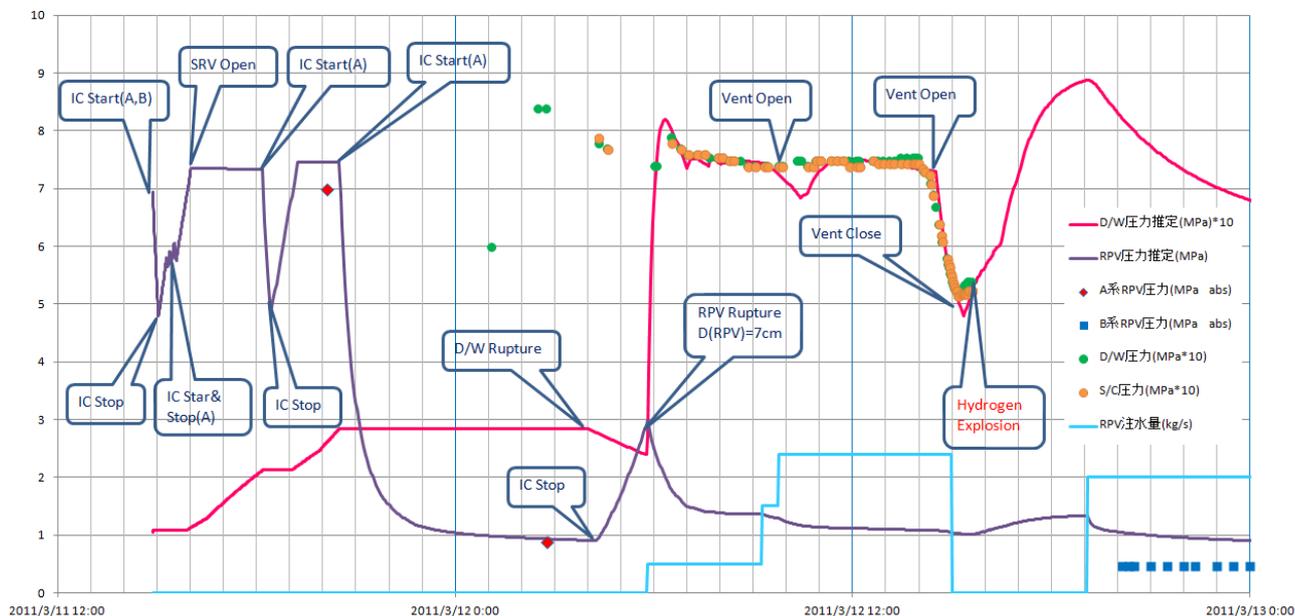


図 5 IC が作動した仮定に基づく RPV と PCV 圧力推定と実測値の比較

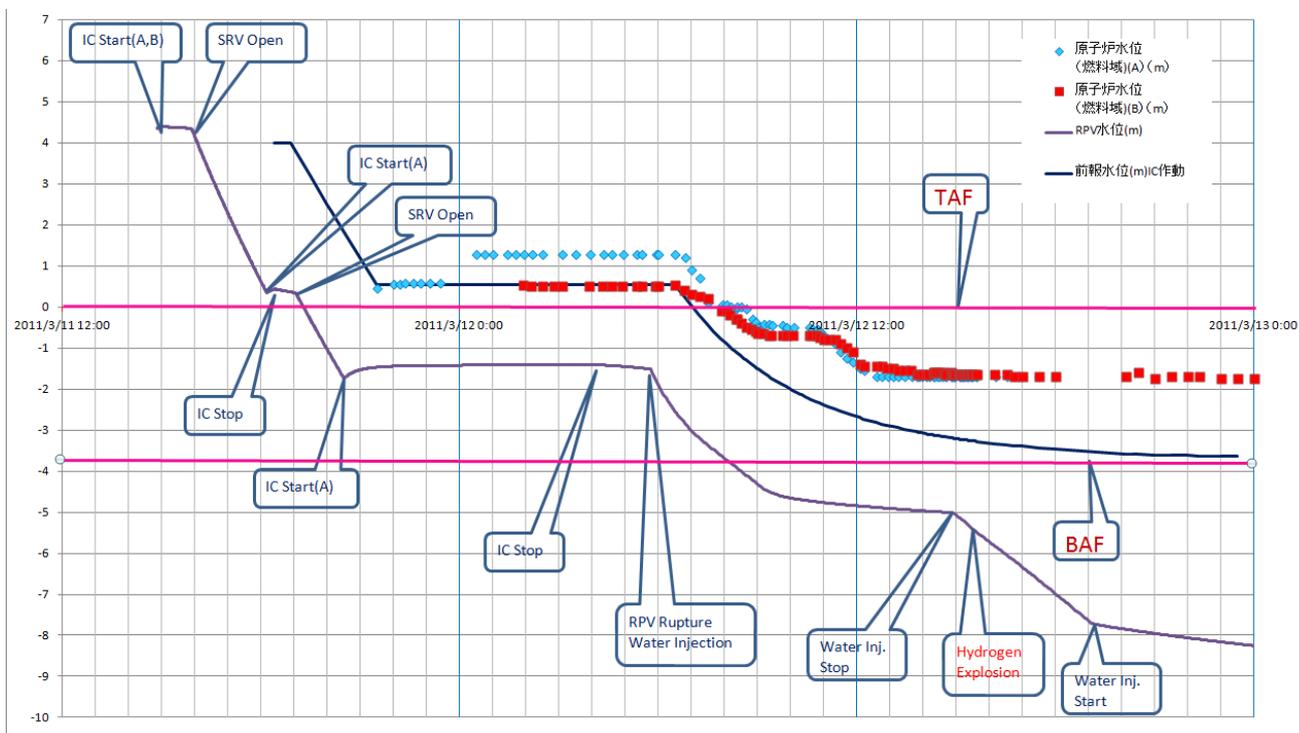


図 6 IC が作動した仮定に基づく RPV 水位推定と、前報[4]の推定結果

図 5 と図 6 は、表 1 に示すように IC が作動したと仮定した場合、熱力学モデルによる推定圧力と水位を当

時の計測データと比較したものである。図 6 中には、前報[4]で推定した RPV 水位変化の値も示している。事故当初の報告では 21:30 に再び IC を作動させたことになっているが、表 1 の脚注(4)に示すように、事故当時のデータにより 20:30 には IC が動作したと仮定した。前報[4]では、21:30 の水位計データを逆算して RPV 水位を推定したが、本報では事故初期からのデータからシミュレーションしている。また、圧力容器は注水を開始した 3/12 5:46 に破壊したとした。RPV は放射線の計測データ等に基づき、3/12 4:00 に破壊し、5:48 に RPV の破壊により PCV の破断面積が拡大したとした。

このシナリオの場合、18:18 に IC を起動して作業員が蒸気発生を確認したことが説明きる。また、21:30 に IC を作動したときの蒸気発生とも整合する。著者は(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)で、IC が稼働していた場合、A 系と B 系の水位計が異なる値を示す可能性があることを簡易実験で証明した。また、IC が動作停止すると再び A 系と B 系の水位計が同じ値を示すことを証明した。これらは、全て IC が作動していたことを示している。図 5 では、IC 作動時の水位は TAF-1.5m 程度で、燃料上部は露出しているが下部は水没し沸騰により蒸気が供給されているので、(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)で示した、水位計の挙動は説明できると考えられる。また、IC が作動しているとした 3/12 2:45 の圧力データが無理なく説明できる。

しかし、RPV 破壊前の PCV の圧力は 0.3MPa 以下であり、実測値と全く異なっている。さらに、このシナリオでは 3/12 4:00 時点での PCV の圧力は設計圧力以下で、この時点で PCV が破断することは考えられない。

以上、図 3~4 の考察で、IC が作動した場合、作動しなかった場合何れの場合でも、事故当時の計測データと矛盾することがあることが判明した。

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

前章で示したように、IC が動かないとしたシナリオと IC が動いていたというシナリオの解析は、それぞれ一部の計測結果は記述できるが全てを説明できるものではなかった。そこで、地震当初に RPV に小さな漏洩が生じたとする仮定を設け、IC が作動して居る場合のシミュレーションを行った。表 6 は、その事故シナリオを示したものである。

当初に直径 0.86cm 相当の亀裂が RPV に生じ、蒸気が漏れ続けたというシナリオである。なお、RPV は事故当初から破断していたので、PCV の熱力学モデルを最初から断熱膨張モデル[5]とした。ただし、本報の解析モデルでは、PRV 内の燃料は常に水と接しており、相平衡を保っている相平衡モデル[6]とした。実際には燃料が溶解落ちるまで水と接しない場合があるので、水位が TAF より低下して RPV 内に過熱蒸気が存在する場合は、相平衡モデルは正しい値を示さないことに注意する。

IC は表 5 の場合と同様に、3/11 10:30 に作動し、IC の弁は 3/12 4:15 まで開き続けているとした。RPV は 3/12 5:46 に破壊し同時に注水が可能となったとした。PCV は蒸気漏洩のため PCV 圧力が上昇し 3/12 4:00 に直径 3cm 相当の亀裂を生じたとした。(HTC Rep.25.1, 2012/12/26)で考察したように、PCV の破断箇所は D/W の拡張ベローズの溶接部と推定される。PCV は RPV が 3/12 5:46 に破壊したことから、急激に蒸気が流入し、破損箇所の断面積が増加したと考えた。また、その時の放出蒸気は過熱蒸気なので RPV の相平衡モデルの仮定が適用できない。従って、破断直後の PCV 断面積は架空の値である。破断直後から暫くの間、破断面積は、実験データに合うように「強引に」調整したものである。しかし、10:25 以後の、PCV 破断面積は妥当なものである。

RPV および PCV の破断面積は、実験値に近い値になるように設定した。ベントバルブの開閉や注水量は、

公開資料から求めた。本シナリオは、当時のデータを模擬するように設定したが、この事故シナリオが唯一のものではなく、他のシナリオも存在しうることに注意する。

表 6 RPV が初期破断し、IC が作動した仮定に基づく事故シナリオ

時刻 2011/3	事象	脚注	IC 作動状態	RPV 破断 直径 d_{RPV} cm	PCV 破断 直径 $d_{D/W}$ cm	RPV 注水量 \dot{m}_{PCV} kg/s
11 14:46	地震発生、原子炉スクラム 核反応停止		停止	0.86	0	0
14:51	IC A 系 B 系自動起動		作動 (A,B)	0.86	0	0
15:02	IC A 系 B 系停止		停止	0.86	0	0
15:16	IC A 系起動		作動 (A)	0.86	0	0
15:18	IC A 系停止		停止	0.86	0	0
15:22	IC A 系起動		作動 (A)	0.86	0	0
15:24	IC A 系停止		停止	0.86	0	0
15:31	IC A 系起動		作動 (A)	0.86	0	0
15:34	IC A 系停止		停止	0.86	0	0
15:37	交流・直流電源喪失		停止	0.86	0	0
18:18	IC A 系起動 蒸気発生確認		作動 (A)	0.86	0	0
18:25	IC A 系停止		停止	0.86	0	0
20:07	RPV 圧力 6.6-7.2MPa	(1)	停止	0.86	0	0
20:30	IC 起動中 (IC 起動)	(2)	作動 (A)	0.86	0	0
21:30	IC 起動 減圧中 蒸気発生確認	(3)	作動 (A)	0.86	0	0
21:51	放射線増加のため原子炉建屋入室禁止	(4)	作動 (A)	0.86	0	0
3/11 0:30	IC(A)胴側に消火系で給水中	(5)	作動 (A)	0.86	0	0
2:45	RPV 圧力 0.8MPa	(6)	作動 (A)	0.86	0	0
4:00	PCV 破壊	(7)	作動 (A)	0.86	3	0
4:15	IC 停止	(8)	以後停止	0.86	3	0
5:46	RPV 破壊 PCV 破壊拡大 注水開始	(9)		7	11	0.5
5:48	PCV 断面積変化	(10)		7	10	0.5
6:45	PCV 断面積変化	(10)		7	8.8	0.5
6:45	PCV 断面積変化	(10)		7	7.9	0.5
9:15	注水量変化	(11)		7	7.9	1.9
9:45	注水量変化	(11)		7	7.9	2.4

10:16	ベント弁開	(12)		7	8.0	2.4
10:25	ベント弁閉			7	7	2.4
14:30	ベント弁開			7	10.5	2.4
14:58	注水停止			7	7	0
15:20	ベント弁閉			7	7	0
15:36	原子炉建屋水素爆発			7	7	0
19:04	注水再開（海水） RPV 破断面積変化			7.8	7	2.0
3/13 17:00	注水量変化	(13)		7.8	7	2.2
3/14 1:10	海水注入を停止			7.8	7	0
11:01	3号機水素爆発			7.8	7	0
22:30	海水注入再開			7.8	7	2.9
18~19	注水量変化	(11)		7.8	7	5
3/20~3/22	炉心への注水量が極 端に減少	(14)		78	7	0.5
3/23	注水復活 RPV 破断面積変化	(15)		5	7	3.6
3/24	注水量変化	(11)		5	7	2.6
3/25~	注水量変化	(11)		5	7	2

表6の脚注

- (1) 事故当時の報告では、このときの圧力は安定していなかったと報告されているが、東電の原子炉パラメータのデータでは6.9MPaとされている。
- (2) 公式にはICの再稼働は21:30とされている。しかし、20:30の原子炉パラメータ原簿にすでにICが作動中となっている。少なくとも、これ以前にICが稼働した可能性があるため、本報では20:30をIC再稼働時間とした。
- (3) 21:30 IC再稼働は事故当時の白板の記載を移したものである。白板の記載を見るとAO3弁の開と圧力減少の記載位置が微妙である。事故当初の原子炉パラメータは「21:30減圧中、A3弁開」と記載されている。また、蒸気発生が確認されているので、このときICが作動している可能性が高い。
- (4) 図6に示す解析から、この時点でTAFより水位が下がっていたと推定できる。
- (5) 初期の報告書にはIC胴部への給水記録がある。また、その給水を行うための消火ポンプ起動の記述もある。他の原子炉でも、事故時にICの給水を確保するのは一般的な手順とも思われる。もし、記録通り給水が行われていれば12日4時頃までの冷却は可能である。
- (6) 政府事故調では、このときのRPV圧力が炉心破壊の理由としているが、0.8MPa（ゲージ圧）の蒸気圧は、飽和温度で174℃であり、十分ICの動作範囲である。ICが動作していればRPVが破壊していなくともこの圧力になることは考えられる。
- (7) この直前にPCVが高圧になっているおり、この時点で圧力が下がったことからPCV破壊を推定した。また、この前後で正門モニタリングポストの放射線量が100倍程度に急増したこともPCVの破壊を裏付けている。
- (8) 事故直後資料では、「3/12 0:30 IC(A)胴側に消火器系で給水中」「3/12 1:48にD/Dの不調により供給停

止」となっている。このコメントが出た背景に IC からの蒸気が出なくなったことが観察されたとも考えられる。そこで、この時間に IC が停止したとした。この理由としては、胴内の水枯渇が考えられる。しかし、その後の IC の観察結果から A 系胴内には水が残っているという報告があるので、燃料からの水素や放射性ガスが漏れ出て凝縮管内部に蓄積し IC が止まった可能性もある。

- (9) PCV に注水が可能となった時点で、RPV が破壊したと推定した。この破壊により、PCV 内の圧力が急激に上がり、(7)で破壊した箇所の破壊面積が増大したと推定した。

後日の文献[8]では、3/12 4:00 頃に 1.3m^3 の注水を行ったとしている。IC が動いていればこれは可能であるが、文献[b]により 1m^3 の注水終了時間を 6:20 とした。5:46 注水という資料もあるが、これは注水準備もしくは注水を始めた時間と推察される。

本解析では、PCV の初期破断を仮定しており熱力学モデルを最初から断熱膨張モデル[5]とした。ただし、本報の解析モデルでは、RPV 内の燃料は常に水と接しており、相平衡を保っているとした。実際には燃料が溶け落ちるまで水と接しない場合がある。

- (10) RPV の急激な蒸気発生で PCV が破壊したとした。その時、炉内の水は枯渇し、蒸気は加熱蒸気なので RPV 内の相平衡モデルは適用できない。従って、破断直後の PCV 断面積は架空の値である。破断直後から暫くの破断面積は、実験データに合うように「強引に」調整したものである。その後の、破断面積は妥当なものである。
- (11) 注水量は当時の注水量データから推定した。
- (12) この時のベントはうまくいかなかったか、弁開の時間がごく僅かだった可能性がある。
- (13) この時期に、海水注入量に変化したと仮定すると、PCV の圧力変化が説明できる。
- (14) 後に、この極端な注水量の減少は間違いで、正常に注水が行われていたと東電によって訂正された[10]。しかし、この間、1、3 号機は非常な高温になっており、注水減少が裏付けられている[3]、[4]。
- (15) これ以後、RPV 高温など、何らかの原因で破断面積が減少したとすると RPV 圧力変化が説明できる。

5.2 熱力学モデルによる熱流動現象解析

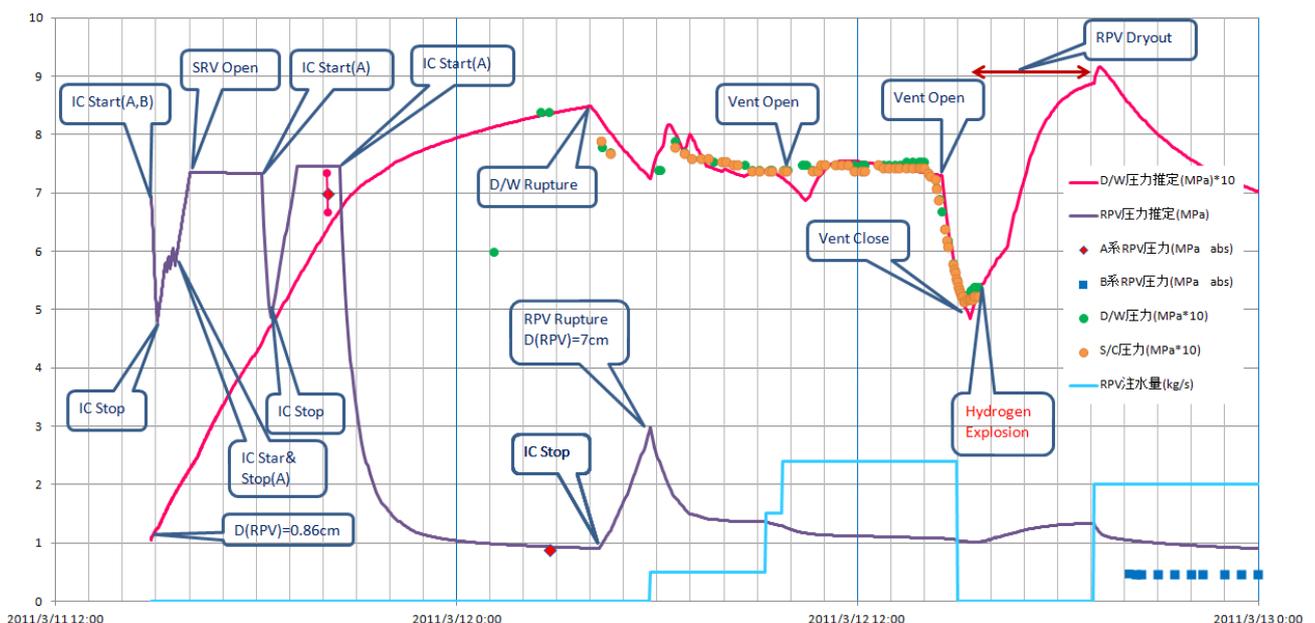


図7 RPV 初期漏洩と IC 稼働を仮定した場合の RPV と PCV 圧力推定と実測値の比較

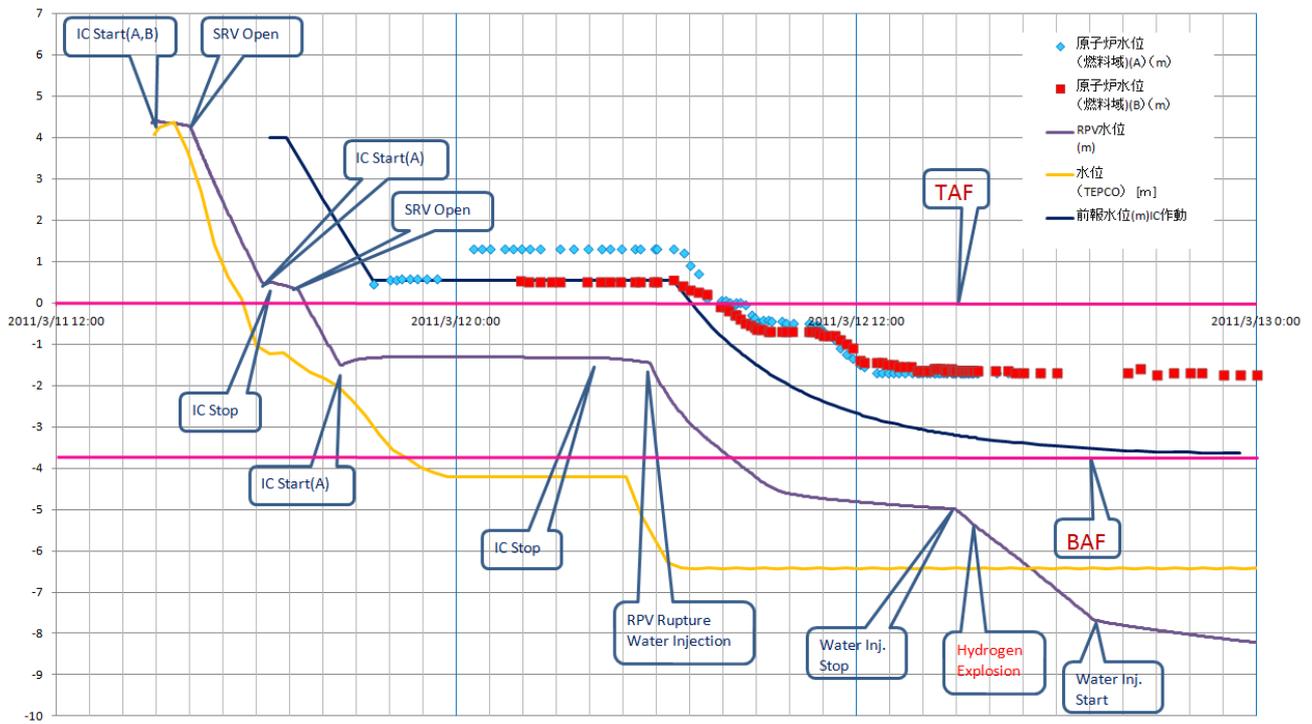


図8 RPV初期漏洩とIC稼働を仮定した場合のRPV水位推定と、TEPCO[13]および前報[4]の推定結果との比較

図7と図8は、表6に示す事故シナリオを仮定した場合の、熱力学モデルによる推定圧力と水位を当時の計測データと比較したものである。図8中には、東電[13]および前報[4]で推定したRPV水位変化の値も示している。この事故シナリオでは、地震当初からRPVに漏洩が生じ、3/12 4:00にPCVが3/12 5:46にRPVが破壊したシナリオである。ICは図6と同様に20:30にはICが動作したと仮定した。図7を見ると、本シナリオは3/12 1:05のD/W圧力データ以外は良くあっている。この3/12 1:05のデータは、事故当初のプラント関連パラメータ原簿(表1の[b])では見つけられなかった。この関連パラメータ原簿は全て公開されていないようなので、全てのデータが公開されることが望まれる。

RPVの初期漏洩は直径0.86cm相当の亀裂を仮定すると計測値と良く一致する。3/12 4:00の漏洩は直径3cm相当の亀裂が生じ、後にRPVの破壊に伴い直径7cmに拡大したとすると計測値と良く合う。ちなみに、これらの破断面積は、破壊時間は異なるが、東電の当初予測[11]と合致する。破断直後のPCV断面積は、RPVからの放出蒸気が過熱蒸気のため本モデルの適用外である。RPVの破壊直径は7cmとするとD/Wの圧力計測と整合する。14:30のベントにより開口面積が直径10.5cmに増加した後で破断面積が元に戻ったとすると計測値を良く模擬する。ICは起動初期の熱交換料は大きいですが、RPV圧力が下がる(飽和蒸気温度が低下する)とともに蒸気放出量が急激に低下する。このことは、IC起動後暫くすると蒸気が見えなくなった(見えにくくなった)こととも符合する。

本シナリオでは、4:15にICが停止したとした。事故当時プラント関連パラメータにもこの記載がある。それより以前にIC胴部への給水がD/Dポンプ故障で止まっており、IC胴部の水が枯渇したことが考えられる。この時の、IC(A系)の消費水量は約180tであり、ICの基準水量106tを越えているので、表1に示す給水がなければこのシナリオは成立しない。後日のIC水位計の計測でA系は65%の水量が残っていると東電によって報告された[13]。ICに水が残っていたことも否定できない。図8に示すように、IC再起動の時すでに水位はTAF-1.5m程度になっており、燃料が一部蒸気中に露出している。このため、燃料棒から放出された放射性ガ

ス（希ガス等）やジルカロイ反応の水素が、凝縮管に溜まり水蒸気が伝熱面に供給されなくなった結果、胴部に冷却水が残っているのに IC が停止した可能性もある。この、仮定だと IC の水位計の指示値の説明が付く。更なる検討と検証が必要である。

IC が停止すると、RPV 圧力は急激に増大する。しかし、その圧力は十分ではなく RPV を破壊するほどにはなっていない。この時、RPV 内には水が存在するので溶融燃料が RPV に穴を開けたとは考えにくい。表 8 に示すように、IC が停止したとき燃料棒は一部水面に出ており、RPV 内蒸気は過熱蒸気となっていて異常な高温・高圧になっていたことが推察される。これにより RPV が破壊したと考えられる。

10:16 のベントは D/W 圧力変化には寄与していないと考えられる。解析の圧力低下はこの頃の注水量増加によるものである。しかし、周囲の放射線量が急増したことからある程度の蒸気放出はあったと考えられる。この時、燃料棒は完全に破壊しているので水素や放射性ヨウ素・セシウムなどが大量に放出され、ベント蒸気量は少なかったが、放射能は多かったとも考えられる。14:30 のベント修了後 D/W 圧力が上がっているが、この時給水が停止し、RPV がドライアウト状態になっていたと考えられる。この状態では RPV の相平衡モデルは適用できないので注水停止中の D/W 圧力は正確ではないことに注意されたい。

図 8 の水位変化は、東電[13]と前報[4]の中間に位置している。IC の稼働と停止に伴い RPV 内部の圧力が上昇し、逃がし安全弁（SRV）が作動することによって水位が段階的に減少し、3/11 21:30 頃に TAF に達している。この時期は、21:51 に原子炉建屋の放射線が増大し入室禁止になった次期と符合する。IC が作動すると水位は一定となる。この時の流動状態は IC 不作動の時と大きく異なる。つまり、燃料棒によって沸騰を起こし、その蒸気は IC で凝縮されて蒸気の循環が生じる。また、(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)の実験ビデオでも実証したように、沸騰気泡が管路を埋め尽くすため、水面から 1.5m 程度露出した燃料棒は気泡と接触している可能性もある。このことから、IC 作動時の RPV 内蒸気は飽和状態に近いものとなっている可能性が高い。従って、基準面器はある程度の水位を保っていたことも考えられる。この仮説が正しいと、(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)に示したように、A 系と B 系の水位計が異なる値を示し、IC 停止後はまた同じ値を示すことも裏付けられる。RPV が破壊する 3/12 5:46 時点では RPV 内にかなりな水が存在する。このことから、RPV が破壊しても、この時点における燃料漏洩はそれほど大きくなかったと推定される。

ただし、本シナリオについても幾つかの未解明な部分もある。それらを以下に列記する。

- (1) RPV 破断時間と実測値の水位低下時間に約 1 時間のズレがある。この原因については、まだ未解明だ。ただし、5:46 に破断したとすると、その直後に PCV の圧力が急上昇したことが説明できる。しかし、5:46 の RPV 圧力では消防車による注水はできないので、その点は矛盾が残る。
- (2) IC 始動と A 系・B 系の水位が異なる値を示す時間にもズレがある。(HTC Rep.24.1, 2012/11/26)の実験では、IC が作動してから水位が変化するまでと、IC が止まってから水位が同じ値を示すまでに若干の時間が必要だった。実際の原子炉でもこのような現象が起きているのかも知れないが、今後の考察が待たれる。
- (3) 後日の東電の報告書[13]では、バルブ目盛りの観察から、IC のバルブは全閉となっていることが報告されている。また、IC 胴部の水量計は、東電のシナリオ通りの値を示している。この件は、本シナリオと矛盾する。しかし、IC に給水が行われていたが、水素などが IC 凝縮部に蓄積し IC が止まった時点で A 系 IC の水量が 65%残っていたとするとつじつまが合う。しかし、このシナリオは少々こじつけ気味である。今後の検証が待たれる。

RPV が破壊すると圧力が低下して注水が可能となると共に D/W の圧力が上がり、14:30 のベントまではほぼ一定の圧力となる。この時の注水量は十分でなく、水位低下が続いている。ただし、RPV のモデルは容器内の水と蒸気、燃料が同じ温度である仮定で解析している。このとき、実際の RPV はドライアウトしており、燃

料も融けている。さらに、消防車で急激に入れられた水の余剰分は破壊した穴から放出されるので、実際の水位はこれより低いと推察される。さらに、14:53の注水停止で水位は更に低下する。注水停止時のRPV解析モデルは相平衡の仮定が成立しないので、その時のPCV圧力も正確ではない。ただし、RPV破壊後から3/12 15:00頃のRPVドライアウトまで、RPVの破断面積に大きな変化は認められず、等価直径7cmを保っている。RPVは3/12 10:00以後等価直径7cmを保っている。この、PCV破断面積は前報[4]で推定した等価直径8cmと類似である。

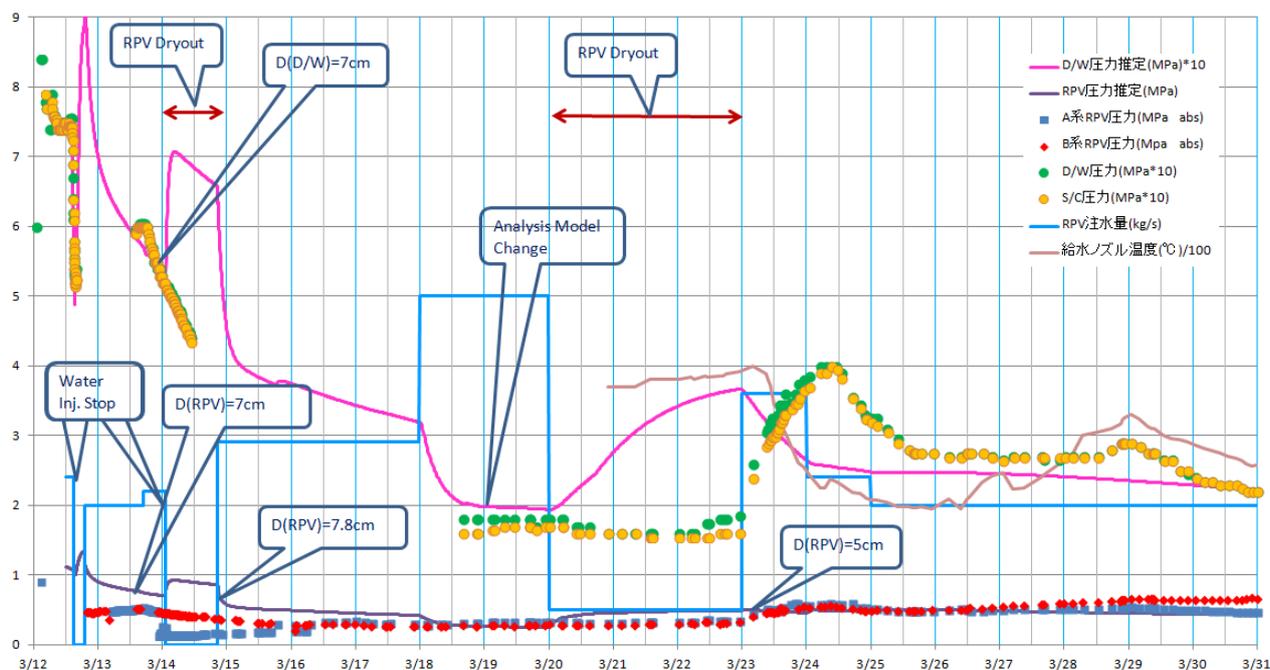


図9 3月12日以後のRPVとPCVの挙動

図9は、3/12以後のRPVとPCVの挙動を示したものである。原子炉の破壊シナリオは表6とその脚注に示してある。RPVとPCVの破断面積は計測データに合うように調整している。ただし、注水が停止または極端に減少し、RPVがドライアウトしている場合、RPVの相平衡モデルが適用できないために、推定値と実測値は大きく異なっていることに注意する。D/Wの圧力が減少していると、初期にSRVの作動で高温になったS/C内の水が沸騰し、再びPCVの相平衡モデルが適用できるようになる。その時間を3/19 0:00と仮定した。これ以後、RPVとPCVは蒸気と水が相平衡で変化するとした熱力学モデルを適用した。

図9において、PCVは3/12 10:00頃に開口面積が一定になり、14:30のベント以外は開口部の等価直径は7cmで変化していない。著者は、早期の破壊状況推定(HTC Rep.14.2, 2011/5/11)において、D/Wが3/12 4:00頃に破壊し、その面積を直径8.1cmと推定した。前報[4] (2012.4投稿 2012.10掲載)においても直径8cmのD/W破壊とした。本報の推定も直径7cmでほぼ同様となっている。しかし、本報では、D/Wの破壊時間は3/12 5:46としている。

PCVは3/12 5:46に破壊し直径7cmの開口部が出来た。その後、14:53に注水停止によってRPVがドライアウトし開口部が直径7.8cmに拡大した。また、3/20-22に注水量が極端に減少し、原子炉の温度が400°C程度まで上昇した。この温度上昇と時々注水される水によって、PCV開口部が何かで塞がり、開口部の面積が直径5cmとなったと推定される。この変化を仮定すると3/23以後のRPV圧力変化が説明できる。PCV開口部の解析結果(HTC Rep.25.1, 2012/12/26)では、開口部は幅数ミリの亀裂であり、何らかの原因で開口部が燃料棒

の破片等で閉塞した可能性も考えられる。以後 3/31 までは開口部の面積に変化はない。

事故当初の著者の解析では RPV の破壊部の面積は等価直径で 6cm としている。その数日後に東電が、RPV に直径数 cm の穴が開いている可能性を発表した。前報[4] (2012.4 投稿 2012.10 掲載)において、3/12 6:00 頃 RPV に直径 5cm の穴が開き 3/13 18:00~3/14 20:00 頃に直径 6.4cm になったと推定した。本解析もそれらと同様の破壊面積を推定している。

5.3 事故シナリオの検証

5.2 節でも述べたように、3/12 5:46 に RPV が破壊したと仮定したが、図 7 を見るとその時の圧力は RPV が破壊する圧力より遙かに低い。これは IC が停止して蒸気と水に温度差が生じ、熱力学的平衡が保てないことに起因するとした。ここでは、RPV 破壊時にどの程度の圧力・温度になったかを検討する。

表 7 は、IC が停止した 4:15 と RPV 破壊推定時刻 5:46 の RPV 内蒸気 (") と水 (') の状態量を示す。これは、水と蒸気が相平衡にあると仮定した場合の諸量である。

表 7 IC 停止から RPV 破壊までの飽和状態量の変化

事象	時間	蒸気比エンタルピー h'' (kJ/kg)	水比エンタルピー h' (kJ/kg)	蒸気比体積 v'' (m ³ /kg)	飽和圧力 p (MPa)	飽和温度 T (°C)	蒸気質量 M'' (kg)	水質量 M' (kg)
IC 停止 (1)	4:15	2771.7	739.4	0.2143	0.928	174.6	800.1	147910.0
RPV 破壊(2)	5:46	2802.3	1002.4	0.0672	2.9602	232.5	2584.5	145668.1

事象 (1) と (2) 間 $\dot{Q}=7.723\text{MW}$ 、 $Q=42.17\text{GJ}$ の発熱があり、状態(2)における水の定圧比熱は $c''_{p2}=4.713\text{kJ}/(\text{kg}\cdot\text{K})$ である。燃料棒が露出して蒸気と水が飽和状態でない場合は、水側の加熱が十分でなく水が飽和温度より $\Delta T'$ (°C) だけ低い場合、エネルギーの保存則から、蒸気の比エンタルピーは次式で表される。

$$h'' = h''_2 + c''_{p2} M'_2 \Delta T' / M''_2$$

SRV が不作動で蒸気が RPV 内に全て留まった場合と、SRV が作動して圧力が 7.4MPa で一定の場合、蒸気表[14]の過熱蒸気表より蒸気の圧力温度は表 8 のようになる。ただし、表 8 のデータは表から読み出したもので、精度は高くない。

表 8 RPV 内の水温が蒸気と平衡でない場合の蒸気温度と圧力

飽和温度からの水温差 $\Delta T'$ (°C)	蒸気体積一定の場合の蒸気温度	蒸気体積一定の場合の蒸気圧力(MPa)	圧力 7.4MPa の場合の蒸気温度
1	310	3.9	—
2	460	4.8	—
4	6.4	690	—

5.6	800	7.4	800
7	1000	8.6	1050
10	1350	10	1300

表 8 より、5.6℃以上の水温度低下で RPV 内の蒸気は、SRV 作動圧力まで上昇することが分かる。なお、燃料棒がむき出しになる場合は、蒸気部分に温度成層が形成され RPV 上部の温度はもっと上昇すると考えられる。この状態では、燃料棒のジルカロイと水蒸気が反応する温度域となるので、RPV 内に水素が蓄積されていると考えられる。ただし、3/11 20:30 の IC 作動以後 IC 停止までの間は、蒸気は低温となっておりジルカロイ反応は起きなかったと予想される。しかし、水位が 21:30 頃に TAF に達し 20:30 の IC 作動以前では、表 8 と同様な状態で燃料棒が一部損傷し、水素が放出されたことも否定できない。

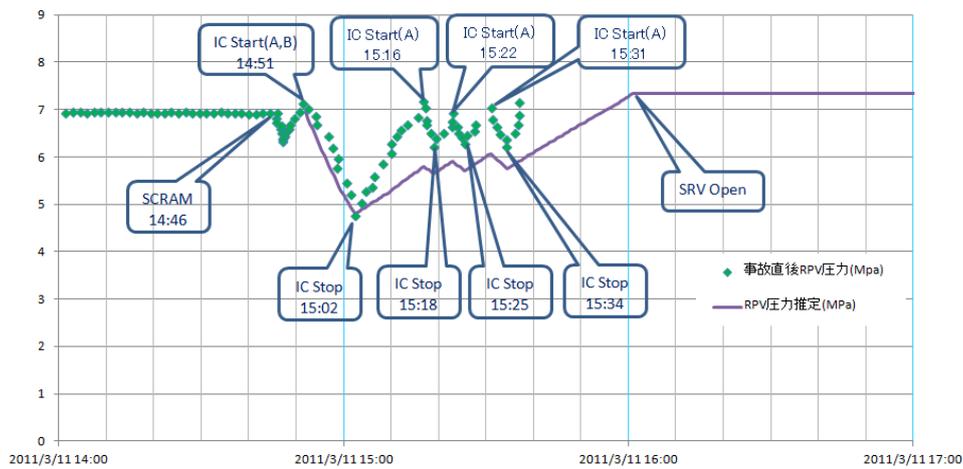


図 10 スクラム直後の圧力データと本報の推定値との比較

次に、スクラム直後の IC の挙動について検証する。図 10 は、表 1 の文献[a]の事故当初の圧力データを読み取り本報の解析結果と比較したものである。14:51 の IC 自動起動では A 系・B 系が作動しているが、その後は A 系のみ手動起動したデータを使ってある。IC の性能は 3 章の推定式により、伝熱量を算出した。14:51-15:02 の初期起動と実測値は良くあっていることから、IC の性能推定式は設計点近傍では良く合っていると考えられる。しかし、IC 停止後の 15:16 までの圧力回復は実測値と異なるものとなった。本熱力学モデルは RPV 内の熱平衡を前提としている。IC が稼働して圧力が低下すると RPV の水全体が沸騰し、急激に温度が下がる。しかし、IC が停止して対流伝熱で水の温度が上昇する過程は、炉内の水に温度の不均一が起きることから、本熱力学モデルとの相違が出たものと推定される。以後 IC の手動起動と停止が繰り返されるが、蒸気と水の温度が必ずしも平衡状態にないことが原因で圧力データに若干の差異が生じたものと推定される。

14:52-5:02 の温度低下は飽和温度換算で毎時 42℃である。しかし、当時の報告では蒸気温度の低下は毎時 60℃となり IC を停止したと記録されている。これも、RPV 内で熱平衡状態が必ずしも保たれていない証拠にもなる。15:34 に IC を停止してから 15:37 に津波のために停電したために、津波到来時に IC は作動していない。その後 RPV の圧力が上昇し、16:00 頃に SRV から S/C に蒸気が放出され RPV 水位が下がることになる。このシナリオは、東電のものと同様である。

6. 原発事故は止められたのか（タラレバの事故検証）

これまでの解析で、1号機の実測値や当時の証言をほぼ満足する事故シナリオを示すことが出来た。本章では、この事故シナリオが正しく IC がある程度作動していた場合、事故当初の対応が異なったら事故が防げたかどうかについて議論する。この議論は、もう起きてしまった事実の「もしこうしたらしたら」や「タラレバ」の世界であり、歴史検証としては禁じ手である。しかし、今後同様な事故が世界のどこかで起きた場合の対策の一助として議論するものである。したがって、当時の原発の現場職員の行動や対処に関して批判をするものではない。

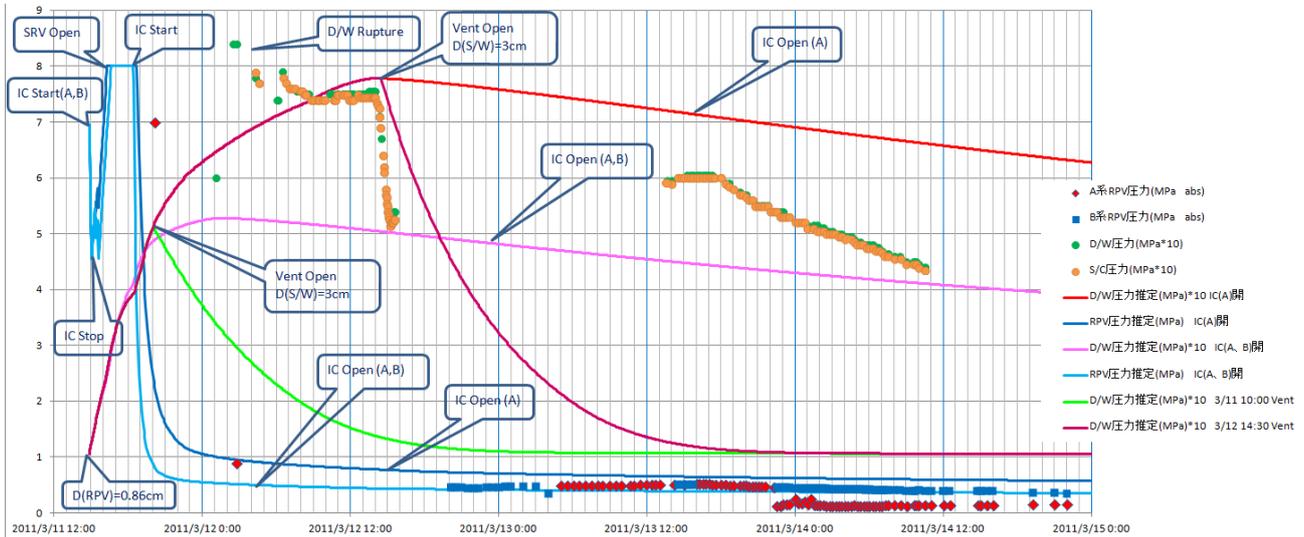


図 11 3/11 18:10 以後 IC が作動し続けた場合の RPV および PCV の圧力変化

図 11 は、3/11 18:10 に IC を再起動して 18:25 に停止せず IC を稼働し続け、IC 胴部への給水も続けた場合の RPV と PCV の圧力挙動を示したものである。このとき、本報の事故シナリオと同様に事故当初 RPV に相当直径 0.86cm の穴が開いていたものとした。図には、A 系 IC のみ起動した場合と A 系・B 系共に作動させた場合を示している。IC の作動と共に RPV の圧力は急激に減少している。それに伴い IC からの蒸気放出量も急激に減少する。当初は RPV から PCV に蒸気が漏れているが、時間の経過と共に RPV の圧力が下がり、蒸気が PCV から RPV に逆流して PCV の圧力が徐々に低下していることがわかる。その時間は、A 系のみで作動で 3/12 14:00 頃、A,B 系作動で 3/12 1:00 頃となっている。D/W の設計圧力は 5.28MPa であるから、A,B 系を同時に作動させ続ければ、RPV の漏洩があっても 1 号機は破壊せずに済んだことになる。なお、この状態の水位は TAF+4m を保っており、炉心露出はない。そのため、水素の発生は非常に少ないので、IC の機能が損なわれるまで水素や希ガスが凝縮部に蓄積されることは考えにくい。

A 系のみを作動させ続けた場合、最高圧力は 0.78MPa に達する。これは、事故時の PCV 破壊圧力と同程度なので、ベントが必要になる。設計圧力以下でベントするためには 3/11 20:00 頃にはベントする必要がある。この時、東電ではベントの準備が出来ていなかった。速やかなベントを実施するためには、全電源喪失時でも起動するベントシステムと躊躇なくベント出来るフィルター付ベント装置の充実が望まれる。しかし、この時点では、燃料棒は完全に水没しており放射能の放出は極めて限定的だと推定される。実際にベントと減圧が成功した 3/12 14:30 頃の減圧では、PCV はすでに破壊されている可能性がある。このシミュレーションは、初期漏洩が小さい場合であり、もっと大きな漏洩が RPV に起きていた場合は、PCV 破壊の時間はもっと早くなる。

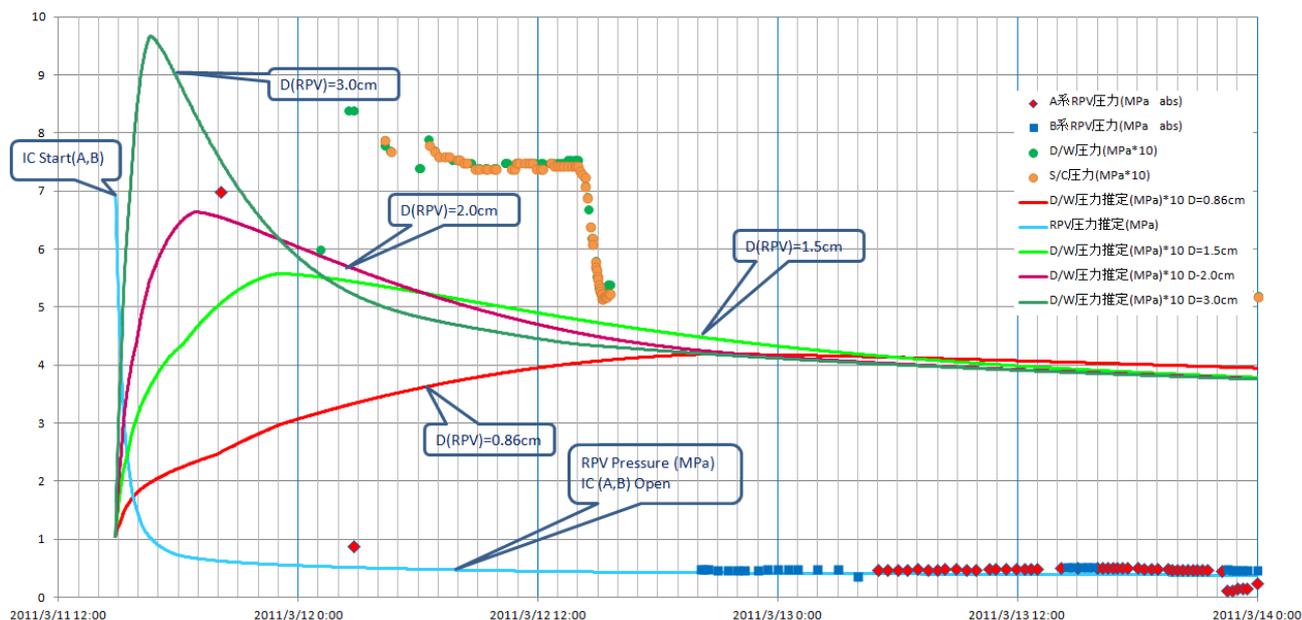


図 12 3/11 14:51 の IC(A,B 系)が自動起動してから停止しなかった場合、RPV の各種漏洩断面積における PCV と RPV の圧力変化

図 12 は、3/11 14:51 に IC(A,B 系)が自動起動してから、そのまま停止せず胴部への給水を続けた場合の PCV の圧力変化を示している。3 章のシナリオの直径 0.86cm の RPV 漏洩を仮定した場合、3/12 20:00 頃に PCV が最高圧力 0.42MPa になり、その後低下している。RPV の開口面積が大きくなると PCV の最高圧力が上昇し、その時間も早くなる。RPV の破断面積が等価直径 3cm では RPV は早期にベントしないと破壊することが推定される。

図 11 と図 12 のシミュレーションは、RPV の初期漏洩が蒸気相、つまり、RPV 上部もしくは蒸気と繋がっている配管で発生した場合の推定である。初期漏洩が RPV 下部、つまり、制御棒挿入部や再循環ポンプで起こった場合は、全く異なった様相を示す。つまり、先ず RPV 内の水が内部の高圧によって漏洩し、炉心のメルトダウンが急速に進むことになるので、このシナリオは適用できない。

「タラレバ」で考えると、3/11 18:25 に蒸気の発生が見えなくなった時点でも、放出蒸気量が少なくなっただけだと認識して、IC のバルブを開けたままにして、IC 胴部への給水を続けていれば、1 号機の事故はぎりぎり回避できた可能性がある。しかし、福島原発では IC の動作はほとんどしていないこと、長時間の IC 起動の経験や知見がないことから、蒸気が見えなくなった時点で IC を停止したことは仕方がなかったのかも知れない。

また、5.3 節で述べたように、IC 時同起動後の「RPV 全体」としての温度低下速度は毎時 50°C 以下だったので、そのまま IC を起動し続けて給水のみを行えば、事故は回避できたと推定できる。しかし、東電の報告書によれば、RPV の冷却速度が 60°C/h となり、毎時 55°C 以上では RPV 破損の恐れがあるとして、IC を 15:02 に停止して、以後 A 系のみの手動操作で RPV の圧力を制御した。因みにこの基準は、米国の温度単位で毎時 100F であり、極めてアバウトな目安のようだ。原子炉の温度低下速度が 10-20%この基準を超えても、大きな影響は考えにくいと思われる。

この時は、非常用発電機が作動しており、通常の作業が出来たはずである。筆者は、この時の IC 停止手順が通常行われているものであるか知らない。しかし、外部電源が瞬断する可能性がある地域の BWR では、IC は

何度か作動するようである。しかし、福島地区の外部電源は安定的に供給されているので、ICは全く使用されていない可能性がある。また、この時点でも IC を作動させ続けるマニュアルの再検討も必要ではないかと推察される。この場合も IC を動かし続けると蒸気放出量が減少するが、IC を止めないで給水続ける必要がある。苛酷事故の想定はある程度行われていたと思われるが、外部電源喪失後に全電源喪失するなど、様々な事故想定における検討は不十分だったと考えられる。

ジェネラル・エレクトリック社 (GE) が MARK-I の設計をしたとき、ベント装置はつけられていなかった。この場合は、IC のみで PCV の安全を保つように設計されていたと考えられる。つまり、図 11 と図 12 に示す A・B 系の IC の長期使用を想定していたことも推定される。しかし、日本に技術移転する段階で、このような初期設計思想が十分に伝承されずに、IC の短期使用のみが想定されるようになったことも考えられる。このような状況下では、苛酷事故対策としての IC 活用が十分に周知されていなかったことも事故を防げなかった要因とは考えられないだろうか。

7. 原子炉の安全性をより高めるための提言

日本が原発の建設を中止しようと、運転を継続しようと、世界では 431 機 (2010 年) の原発が存在する。また、東アジアや新興国で原発はこれからも建設され続けるだろう。特に、石油資源のない新興国で産業が急速に伸びている諸国では原発は不可欠になる可能性がある。まさに 1970 年代の日本の状況と類似である。日本は、福島原発の事故を起こし、人的にも経済的にも多大な損害を被った。さらに、現在も多くの避難住民がいるなど、原発事故は未だに収束していない。このような事故が世界のどこかで起きることを防ぐためにも、我々の知見を国内外にある原発の安全性を高めるために使うことが重要である。そこで、IC が作動していたと仮定した場合の本報の事故シナリオの知見を基に、既存もしくは新設の原発の安全性を高めるための提案を行う。

東日本大震災と同じ規模の地震が同じ場所で起きるのは約千年に一度程度と考えられている。ただし、この周期はもっと短いという説もある。最近議論されている活断層が大規模に動くのは地震の頻度より周期がずっと長いと考えられる。また、広範囲な場所で発生した地震により津波が伝播するので、津波が原発を襲う確率はもっと高い。大規模地震や活断層の大規模移動は明日起きるかもしれない。しかし、その可能性は大きくないと考えられる。

一方、戦争や内戦、テロなどは世界で頻繁に起こっている。歴史的に見ても戦争や内戦の頻度は大地震より格段に多い。例えば、以前東日本大震災規模の地震が起きた 1200 年前から今日まで日本は多くの戦争や内戦を経験している。千年間戦争も内戦も起きていない世界の主要国を著者は知らない。一般的に、我々は 50 年から 100 年に一度は内戦か戦争を経験している。これにテロのリスクを加えると、これらの人的要因のリスクは自然災害より遙かに大きい。日本は第二次世界大戦後約 70 年間の平和を甘受しているが、戦争や内戦が今後永久に起こらないと考えるのは、原発の「絶対安全」もしくは「安全神話」を信じることとほぼ同義である。新興国では、テロや戦争のリスクは先進国に比べて遙かに高い。今後、そのような国に原発が建設されると、日本や世界が原発事故もしくは原発破壊のリスクを負うことになる。

このようなリスクに対応するために IC の有効活用が考えられるだろう。これまでの解析で、IC を動かし続ければ原子炉の破壊は回避できた可能性があった。また、IC は初期に弁を開けて胴部に給水するだけで原子炉の冷却が可能である。この冷却には給水動力以外の電力はいらない。給水に消防車も使える。一方、隔離時冷却系 (RCIC) は弁の開閉に直流電力が必要である。さらに、原子炉の熱は S/C に放出するので、短時間で RCIC の動作ができなくなる。RCIC の連続使用には残留熱除去系 (RHR) が動作する必要がある。これは

大量の交流電力と海水の冷却機構が動作することが前提である。RHR の海水ポンプは津波で壊れる可能性があるだけでなく、原子炉の外部にあるので、テロや外部攻撃に対してもきわめて脆弱である。RHR が壊れた場合、電源が確保できても RCIC は短時間で機能停止する。2号機の RCIC が長期間作動したのは、S/C があるトラス室に海水が進入してこの進入水が沸騰して、S/C の熱を外部に逃がしたためだと考えられる[6]。

IC は原子炉建屋に設置されテロに対する防御が容易である。また、水の蒸気として崩壊熱を外部に放出するので、RCIC と異なり水を供給する限り継続的な冷却が可能である。給水の水源は複数確保する必要があるだろう。崩壊熱で生じる放射線で水素が発生する可能性があり、それが IC の熱交換器に蓄積して機能が低下する可能性が否定できない。この場合は、熱交換器に溜まった不凝縮ガスを取り出してフィルター付きベントを介して外部に放出することが必要かもしれない。

地震等で RPV に亀裂を生じた場合、図 12 に示すように場合によっては IC のみでは PCV の圧力上昇を止められない。そのときは、フィルター付きベントで PCV の圧力を抜くシステムも必要である。これらの装置は、電力で動作させるだけでなく、人力でも動作可能なシステムが必要であろう。

IC は、新設の原子炉だけでなく RCIC が整備されている既存の原子炉にも設置すべきである。原子炉の緊急冷却設備を多様化することによって、様々なリスクに対する原発の安全性を高めることになる。この冷却システムは、今後稼働しない原子炉にも必要となるかもしれない。

上記いずれの場合でも、原子炉には運転員がいて緊急冷却を行うことを前提としている。福島原発事故も運転員がいて炉心注水を続けなければ、もっと大規模な事故になっていたであろう。テロや戦争の場合、運転員がいなくなることも想定される。そのような場合は、たとえ緊急に IC が作動しても、給水ができなくなり、原子炉は崩壊する。筆者は人員がいなくても自動的に冷却を行う、空冷システムを提案している(HTC Rep. 23.2, 2013/01/17)。このようなシステムを導入することによって、原発のリスク回避がある程度可能であると考えられる。

著者は、このような提案を原子力規制委員会が 2013 年 2 月末日まで公募していた「発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案」のパブリックコメントに提案した。その内容を[参考資料-5]に示す。

8. あとがき

筆者は原発事故が起こる4年前に、本事故に係わる警鐘を出した[参考資料-1]。残念ながら、その警鐘はこの原発事故の防止には繋がらなかった[参考資料-2]。

原子炉の中が分からない現在の状態では、原発事故シナリオの可能性は無限に考えられる。しかし、実際に起きた事象は一つである。後日、それが分かった時、日本が世界に恥をかかないために、正確な現象理解によって、事故の早期収束と世界の原発で同様な事故か起きることの再発防止を発信する必要があると考える。事故の正確な推定とそれに基づく事故の再発防止指針の世界発信は、これだけ多くの人的・物質的・かつ文化的損害を被った、日本が率先して行うべきことである。

言うまでもなく、事故の完全収束と再発防止には事故経過の正しい理解が必要不可欠である。事故当時に得られたデータは完全ではないので、色々な仮説とそれに沿った検証がなされるべきである。これまで多くの報告書等が発表されてきた。その中で、原子炉内部で起こった熱流動解析に関して、ほとんど全ては東電と原子力関連機関から出ているものだけであり、それが定説化している嫌いがある。2012年になって、出版された事

故分析の中にはICの作動を検討したものもある[15]。

本報告を含めて、筆者の推測や事故シナリオが全て正しいとは思っていない。事故後かなり経ってから報告されたバルブの位置、IC胴部の水位など、本解析と矛盾する事例も多い。筆者の知らない未公開データや知見も多いと思われる。これらの解析は著者一人で行っているため、データの見落としも否定できない。しかし、熱流動の観点から原子炉の現象を検証し、事故当初の報告やデータとつきあわせると、かなりの事象が本事故シナリオで説明がつくことも確かである。

原発の真の現象解明と、これからの原発事故防止への提言は、我々科学者や技術者の義務である。学者の面子や学会の対面・組織の利害で原発事故という歴史的事実を歪曲してはならない。幾つかの学会が、原発事故に関する報告書等を出しているが、それらが本当に学者間であらゆる可能性が真摯に議論されて、真実を目指したものなのだろうか。

少なくとも著者が知る範囲では、1970年に起きたアポロ13号の事故の調査は迅速かつ公正に行われ、程なくして後続の宇宙飛行士が月に降り立った(文献[2]236頁)。その正反対が、1966年に羽田沖でB727が墜落した事故調査委員会で、関係者がだれも傷つかないように玉虫色の報告書が出された([参考資料-4]および文献[2]240頁)。日本の隠蔽体質が、40年後の現在は改善されていると信じたい[参考資料-3]。物事の真実に迫るには、科学者・技術者が心を開いて、現象を合理的に説明する議論を行うことではないだろうか。日本人は一旦定説を決めてしまうと、それを真っ向から反対することは苦手なようである(文献[2]241頁)。因みに、[参考資料-3]は、NHKで放送した原発対談番組[16]で畑村洋太郎氏に使用していただいたようである。このままいくと、原発事故の真実はどこかに追いやられることを危惧する。

本レポート作成にあたり、図表の読み取りに当研究室の守谷修一技術職員の助力を頂いた。ここに記して謝意を表す。

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
- [3] 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
- [4] 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。
- [5] 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—高压注水系(HPCI)が途中で止まった場合—”，保全学，Vol.11，No.3，(2012-10)，pp. 100-109。
- [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、(2012-12)
- [7] 淵上正夫、菅原直人、畑村洋太郎、福島原発で何が起こったか 政府事故調技術解説、日刊工業新聞、2012年12月25日
- [8] 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
- [9] 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プラントデータについて、平成23年5月16日、東京電力株式会社、7.各種操作実績とり纏め 別紙1
- [10] 福島第一原子力発電所1~3号機 原子炉注水量について、東京電力、2011年9月9日
- [11] 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

- [12] JSME テキストシリーズ「伝熱工学」、日本機械学会、p.135
- [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
- [14] 1999日本機械学会蒸気表、日本機械学会、第5版、1999
- [15] 水野博之、山口栄一 他、FUKUSHIMAレポート 原発事故の本質、FUKUSHIMAプロジェクト委員会、2012年1月
- [16] 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

[参考資料－1]

日経産業新聞 Techno Online 2007年7月24日掲載

本当は危ない「絶対安全」：絶対安全に潜む本当の危険

イタリア人は交通信号を守らないと言われている。イタリア南部のナポリの友人は、「赤信号は止まることを単に推奨しているのだ」と言っていた。しかし、交差点で事故を起こすことは意外と少ない。自動車も歩行者も信号を守らないことを前提に、注意して渡るからである。日本人は青信号横断時に事故に遭うことがある。信号を守れば絶対安全だと教えられ、無防備に渡るからであろう。

技術や工業製品に「絶対安全」は存在しない。原子力発電所が「絶対安全」であるという前提に立つと、電力会社や政府は、重大な原発事故が発生した場合に被害を最小限に抑える対策の検討も十分できない。また、重大事故につながる不具合事例を発表できず、炉心損傷などの致命的事故を起こす可能性も否定できない。「絶対安全」に「本当の危険」が潜んでいるのである。

飛行機で旅行するとき、安全に対する説明と緊急脱出のデモンストレーションが離陸時に行われる。これは、常に危険が存在することを乗客・乗務員に喚起することに役立っている。

世界で初めての英国ジェット旅客機は、胴体の疲労破壊で墜落した。この事故原因については徹底的な調査と公表が行われ、以後の安全設計に貢献した。現在は、航空会社の事故や不具合データを機体メーカーが総括的に蓄積し、それを安全運行に活用している。また、離陸時のエンジン停止など、重大な事故に備えた二重三重の対策が考えられている。

最近発生した新潟中越沖地震で、東京電力柏崎刈羽原子力発電所の直下まで活断層が伸びている可能性が指摘されている。私たちは、技術が「絶対安全でない」ことを認識し、人類の英知で危険をコントロールすることによって、便利な社会生活を送っていることを再認識する必要があるのではないか。また、小さなトラブルの開示や情報の共有化、重大事故発生時の対策を絶えず考え「本当の危険」回避することが求められている。

(東北大学流体科学研究所 教授 円山重直)

[参考資料－2]

危険とつきあう安心・安全：安全過信が対策欠如・黙認の土壤に

2007年7月24日付けの当コラムで、筆者は「安全過信 最も危険」と題して、原発に対して「重大事故発生時の対応策を絶えず考え、「本当の危険」を回避することが求められている。」と記した。残念ながらこの警鐘は、4年後に現実のものとなり、福島第一原子力発電所の事故は未だに収束していない。

原発と火力発電所の破壊・停止のために未曾有の電力不足に陥り、今年は暑く不便で暗い夏を過ごした。何とか大規模停電は回避されたが、節電キャンペーンにも関わらず家庭のピーク時電力削減は6%に留まり、29%は企業の生産制限や休日振り替えによる目標達成であった。結果として、これまで国内で生産されてきた高収益生産工場を海外にシフトする企業が急激に増大し、日本の産業はまさに沈没しようとしている。電力の安定供給は先進工業国の生命線だ。

長期的展望で原発を全廃するか否かは、これから国民が議論し判断すべきことである。しかし、全電力の20%から30%を担ってきた原子力発電所を全機停止させて、その減少分を1、2年で再生可能エネルギーに置き換えることは不可能である。2008年9月9日付けの当コラムで記したように、エネルギー施設の新設や更新には10年単位の時間が必要である。

筆者は震災直後のライフラインが復旧しない仙台から、原発の公開データを用いて熱流動解析を行い、その破損箇所や大きさの推定、事故の早期収束への提言を行ってきた。それらはホームページ<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/maru/atom/>で公開されている。その結果は必ずしも政府や東京電力の発表とは一致していないが、解析と提言を通して事故に対する原発の脆弱さを実感してきた。

飛行機に乗るとき、飛行機が絶対墜落しないと思っている乗客は少ないと思われる。しかし、私たちは原発に対して「絶対安全」を求め続けてきた。結果として、本来危険な原発に対して、重大事故を想定した本格的な訓練や真剣な安全対策の欠如を黙認する土壤を作ってきたのかも知れない。筆者はいわゆる原子力村の住人ではないが、原発の重大事故に対する備えが不十分だった当事者の責任はもとより、「絶対の安全と安心」を求め続けてきた私たちの国民感情も原発事故とは無縁とはいえないと感じている。今回の原発事故は、「絶対安全でない」技術を人類の英知でコントロールすることによって便利な社会生活を送っていることを再認識する機会でもある。

(東北大学流体科学研究所 教授 円山重直)

[参考資料-3]

日経産業新聞 Techno Online 2012年5月8日掲載

空気を読む：原発の本質的議論妨げる

今から約1年前、東日本大震災で被災した仙台で不便な生活を過ごした。人々が略奪もせず少ない物資に辛抱強く並んでいる情景が世界で絶賛された。日本人は列を乱して途中で割り込むことはほとんどない。

筆者の住んでいる仙台市郊外では、バス停に列ができないことがある。しかし、みんなチェックしていて、先に来た人が乗るまで待っている。日本人はルールを守るだけでなく、その場の空気を読んで秩序を守る民族のようだ。これは、無人野菜販売所や「棒杭にも嘘をつかない」と言われた上杉鷹山の米沢藩にも通じているのかも知れない。

日本人は会議中でも空気を読んでいる。会議の雰囲気を読んで、議事の流れに逆らった意見を言いにくい雰囲気がある。主催者が用意したシナリオと根本的に異なる意見は嫌われる。特に、国や自治体、大企業が関係する委員会や会議でこの風潮が強いと考えるのは筆者だけだろうか。

以前、宇宙関連の技術委員会で、装置の根本的な欠陥を指摘したら、二度とその委員会出席の依頼は来なくなった。若者でなくても KY（空気読まない）は嫌われるのだ。しかし、審議や審査をする場合、対象とするものが安全使用や本質的な機能を果たせない場合は、会議主催者が想定する議事進行を変えても、議論すべきではないだろうか。しかし、多くの出席者はシナリオに沿った補足的な意見は言っても、本質となる問題点は指摘しにくいようだ。

このような、空気を読む日本人の会議が、原発の本質的な安全性の欠陥を見逃す温床となっている可能性はないだろうか。委員会や制度を整備しても、我々の「空気を読む」姿勢が国の重大決定や安全審査において本質的な議論を妨げることを危惧する。

学会の委員会の打ち上げで、筆者は一人1個割り当てられた小籠包を2個食べてしまい、最後の方が食べられなかった。この空気を読まない行動が同僚の先生方に揶揄され、未だに会合の場を盛り上げている。空気を読まないものが指摘する資格はないかも知れないが。

（東北大学流体科学研究所 教授 円山重直）

[参考資料－4]

Heat-Transfer Control Lab. Report No. 19, Ver. 2 (HTC Rep. 19. 2, 2011/10/13) より抜粋

放射線データによる原子炉事象の検証

東北大学 流体科学研究所 円山重直

(2011/6/20 作成)

(2011/10/13 改訂)

おわりに

著者らは事故直後から、原発事故の熱流動解析と早期収束に関する提言を行ってきた。東日本大震災に直面して、著者が行う社会貢献は、老骨にむち打って瓦礫処理のボランティアに参加することではなく、これまでの知識を活用し原発の事故解析と提言を社会に発信することだと思い、ライフラインが復旧しない仙台で情報を発信し続けた。研究室の職員・学生も研究や個人的な用事を犠牲にしてデータ解析に協力してくれた。

事故解析とデータ公開を6ヶ月以上行ってきて、それが社会にどのように貢献したかは未知である。しかし、この作業をしているうちに、40年前の高校生時代に科学朝日で読んだ山名正夫著「ロング・ベースナウ」と

いうボーイング 727 の事故解析の記述を思い出して、1972 年に出版された山名正夫著「最後の 30 秒 羽田沖全日空機墜落事故の調査と研究」朝日新聞社、を取り寄せて懐かしく読み返してみた。

本書は、1966 年に起きた全日ボーイング 727 型機が羽田に墜落した事故の事故調査委員会委員として故山名氏が事故調査を行った成果を纏めたものである。山名氏は、非常に緻密で明快な観察と解析、実験を通して B727 の構造的・空力的問題点を指摘して事故の詳細を再現した。その結果は、当時の事故調査委員会には全く無視され、山名氏は事故調査委員会を辞めることになる。事故の最終報告書は政府やボーイング（製造会社）にも差し障りのない内容で纏められ、事故当初にボーイングの技術者が指摘したシナリオ通りのパイロットの操縦ミスが強く示唆されたものとなった。

山名氏の事故解析は委員会では無視されたが、解析結果はボーイングが B727 の改善に役立てた経過がある。もちろん、山名氏の解析を使っただけとは明記していない。B727 は、野心的な設計で個人的にも好きな飛行機であったが山名氏が指摘したように、旅客機としては幾つかの欠陥があったようである。そのことは、製造会社の改良にもかかわらず、B727 の胴体を流用した凡庸な設計の B737 が未だ生産されているのに比べて、B727 が早期に製造中止になったことと関連づけるのは著者だけだろうか。委員会では無視されたが山名氏の提言が歴史に反映されたと考えたい。

山名氏は、緻密な解析と実験で事故原因のかなり真実に迫っていたと思われるが、「間違ったところ、欠けたところを是正補正していただく資料としていただきたい。」（前述著書あとがき）と記している。その後、これを題材にした小説はあるが、山名氏の解析を検証した研究を著者は知らない。

これまで著者が発信したレポートは、後日間違いと認識されたもの、シナリオが変わったものも多い。このレポートも完全なものとは到底言い難い。前述の山名氏の事故解析には、遠く及ばないことはもちろんである。しかし、不正確の誹りを恐れず種々のしがらみのない状態で、事故が進展している中、純粋な物理現象として原発事故を考えて、何が起こったかを検証しようとしてレポートを発信したことは確かである。今後の、関係各位の参考になれば幸である。

一連のレポート作成にあたり、研究室の教職員・学生はもとより伝熱学会の先生方、同僚の先生方、関係各位の多くの方々のご助力を頂いた。ここに記して謝意を表する。

[参考資料－5]

発電用軽水型原子炉施設に係る新安全基準骨子案に対するパブリックコメント

2013. 2. 24 提出 圓山重直

[1] 新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案

「3. 設計基準を超える外部事象への対応（1）可搬設備等による対応（2）特定安全施設」

において、テロによる航空機の衝突だけでなく、戦争・内戦・ゲリラ等の敵対軍事行動に対する防御、さらに、作業員が拘束または殺傷された場合の原子炉安全性を考慮すること。

[2] 上記または他の原因により原子炉が破壊した場合、住民の被害を最小限にするために、警察・自衛隊等と連携したアクシデントマニュアルの作成と訓練を実施すること。

上記の説明

東日本大震災と同じ規模の地震が同じ場所で起きるのは千年に一度程度といわれている。また、最近議論されている活断層の移動が大規模に起きるのは地震の頻度より周期がずっと長いと考えられる。

一方、戦争や内戦、テロなどは世界で頻繁に起こっている。例えば、東日本大震災規模の地震が以前起きた 1200 年前から今日まで日本は多くの戦争や内戦を経験している。1000 年間戦争も内戦も起きていない世界の

主要国を著者は知らない。これにテロのリスクを加えると、これら人的要因のリスクは自然災害より遙かに大きい。日本は第二次世界大戦後 70 年の平和を甘受しているが、戦争や内戦が今後永遠に起こらないと考えるのは、原発の「絶対安全」もしくは「安全神話」を信じることとほぼ同義である。新興国では、テロや戦争のリスクは先進国に比べて遙かに高い。今後、そのような国に原発が建設されると、原発破壊と放射線汚染のリスクを日本や世界が負うことになる。

現在の新安全基準骨子（案）ではテロリストが航空機で原子炉建屋を直撃することのみに重点が置かれている。この攻撃は、かなりの準備と訓練が必要であり、成功の確率も高くないと考えられる。戦争や内戦によるゲリラ的な破壊活動や、敵対勢力による核兵器（特に中性子爆弾）による電子機器の破壊と作業人員の殺傷は、航空機で原子炉建屋を直撃するよりずっと易しく、リスクが高い。世界の原発を安全に運用するには、これらのリスクも考慮されなければならない。

例えば、テロリストや敵対勢力が山中の高圧電線を爆破し外部電源を遮断した上で、原発運転員を殺傷または拘束した場合、非常用電源が数時間動いても燃料を補給しなければ、福島第一原発 1～3 号機と同様な事故が起こる。また、ほとんど無防備な余熱除去設備（RHR）の海水ポンプを破壊すれば数日で同 2, 3 号機と同じ破壊過程をたどる。福島第一原発の事故は、原子炉を直撃するミサイル攻撃や航空機攻撃を行わなくとも、非常用冷却設備と外部電源を遮断することによって原子炉がたやすく崩壊することを世界に示した。

著者は、原発事故当初から原発の熱流動解析を行い、原発の現状予測と早期収束の提言を行ってきた。<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/maru/atom/index.html> そこで、1 号機の非常用凝縮器（IC）が動いていた可能性があること、IC を動かし続ければ 1 号機の事故は防げたかもしれないことを示した。これは、上記 URL の(HTC Rep.26.1, 2013/02/10) に示している。著者は、原発の事故解析を行った学術論文も多数発表している。

緊急冷却設備の多様性を確保するために IC の有効活用が考えられる。IC は初期に弁を開けて胴部に給水をするだけで原子炉の冷却が可能である。隔離時冷却系（RCIC）は弁の開閉に直流電力が必要である。さらに、原子炉の熱はサプレッションチャンバー（S/C）に放出するので、短時間で RCIC の動作ができなくなる。RCIC の連続使用には残留熱除去系（RHR）が動作する必要がある。RHR は交流電力と海水の冷却機構が動作することが前提である。RHR の海水ポンプは津波で壊れる可能性があるだけでなく、原子炉の外部にあるので、テロや外部攻撃に対してもきわめて脆弱である。

上記いずれの場合でも、原発には運転員がいて緊急冷却を行うことを前提としている。テロや戦争の場合、運転員がいなくなることも想定される。そのような場合、たとえ緊急に IC が作動しても、給水ができなくなり、原子炉は崩壊する。筆者は運転員がいなくても自動的に冷却を行う、自然対流空冷システムを提案している[上記 URL (HTC Rep.23.2, 2013/01/17)]。このようなシステムを導入することによって、原発のリスク回避がある程度可能である。

以上

（以下は文字数制限のために未提出）

新安全基準は、原子炉を健全に保つことを目的としている。しかし、完全に安全な原子炉は存在しない。原子炉がある程度壊れた場合でも安全に住民を避難させ、被害を最小限に留める方策や設備も必要である。この場合、主要道路封鎖と誘導、核攻撃防御部隊の活用など、警察・自衛隊・地方自治体・地域住民の連携と訓練が不可欠である。