

Validation of Unit 1 of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant During its Accident

By Shigenao Maruyama

福島第一原子力発電所 1号機事故の検証

圓山重直*

* 〒039-1192 青森県八戸市 八戸工業高等専門学校 校長

代表著者 圓山重直, shigenao.maruyama@gmail.com,

E-mail: shigenao.maruyama@gmail.com

キーワード

Nuclear Power Plant, Accident, Isolation Condenser, Thermodynamic Model, Fukushima Daiichi, Great East Japan Earthquake

概要

2011年3月11日に発生した東日本大震災とそれに続く福島第一原子力発電所（NPP）の事故から10年が経過した。地震と津波は、日本で重大な人命の損失と広範囲にわたる災害を引き起こした。

原発事故に関する報告書はいくつか出版されているが、事故当初に発表されたオリジナルの資料は殆どが日本語で書かれたものであり、現在では入手できないものもある。また、事故に関連したシナリオの中には定説となっているものがある。これらのシナリオの中には、

実際の事故を十分に説明しきれておらず、実際起こった事故シナリオとは異なる形で後世に伝えられる可能性がある。今後の原発事故を防ぐためには、福島第一NPPの事故を正しく理解し、分析する必要がある。

私たちの研究グループは、原発の事故発生直後から分析を行っていた[2]。原発事故の経過を調べるために、公開されているデータを用いて福島第一NPPの原子炉を解析した。解析には相平衡熱力学モデルを用いた。その結果、1号機の非常用復水器（IC）がある程度機能していた可能性がある事故シナリオを提案した。さらに、事故時の原子炉水位計の挙動を解析し、原子炉水位計の測定データと事故時に測定した圧力データの再現を試みた。さらに、各種測定点の温度データや1号機の想定事故シナリオをもとに、原子炉圧力容器（RPV）と格納容器（PCV）の破損箇所と時間を大胆に推定した結果を提示した。

本研究では、津波や電源喪失により機能しなくなったと考えられているICの挙動を明らかにするために、事故当初に報告されたオリジナルデータを検討した。事故当初に報告されたデータと観測報告から、交流電源の遮断によりICのバルブを閉めるフェール・セーフと呼ばれるシステムが正常に機能しなかった可能性を検証した。

本報では、2011年3月11日20時26分にRPVの漏洩が核燃料クラスターの過熱により発生したと仮定している。PCVの漏洩は3月12日3時30分に発生したと推定される。また、RPVの破壊が3月12日6時20分に、さらに再び16時に発生したと考えられる。東京電力（TEPCO）は、燃料の大部分がRPVを通して溶け出したと推定しているが、本報ではRPV内には燃料の大部分が残っていると推定している。今回の解析モデルと事故シナリオは、事故発生時に測定されたデータと、事故初期に収集された証拠や目撃情報を説明している。

さらに本報の事故シナリオに沿って、RPVの破断位置と破断時刻を大胆に予測した。3月23日以降に得られた原子炉各部の温度データを見ると、3月11日10時26分と12日6時20分にRPVからの漏洩が発生したのは安全弁と推定され、安全弁から排出された蒸気の温度が著しく高く弁座が破壊されていたためと考えられる。

目次

1. 緒言
2. 福島第一原子力発電所事故の概要
 - 2.1 津波襲来以前

- 2.2 津波襲来後
 - 2.3 1号機と3号機の原子炉建屋の爆発
 - 2.4 2号機PCVの破壊と4号機原子炉建屋の爆発
 - 2.5 放射性物質の放出
 - 3. 事故発生時における1号機の非常用復水器(IC)の挙動について
 - 3.1 ICと原子炉水位計の構造
 - 3.2 津波襲来後のTEPCOの対応
 - 3.3 事故当時のプラントパラメータの原本記録
 - 3.4 ICのバルブと貯水タンクの挙動
 - 4. 本報で提案する事故シナリオ
 - 5. 解析モデル
 - 5.1 RPVとPCVの解析モデル
 - 5.2 原子炉水位計の解析
 - 6. 結果と考察
 - 6.1 PCV内の圧力変化
 - 6.2 RPV内の圧力変化
 - 6.3 RPV内の水位変化
 - 7. RPVとPCVの破壊時間と位置の予測
 - 7.1 温度測定点の同定
 - 7.2 温度データの評価
 - 7.3 温度データに基づいた破壊状態の推定
 - 8. 結論
 - 9. エピローグ
- 謝辞
- 略語
- 参考文献

1. 緒言

東日本大震災とそれに伴う福島第一原子力発電所（NPP）の事故から10年が経過した。地震が発生した2011年3月11日14時46分の約1時間前に、筆者は中国出張の帰りに仙台空港に降り立った。その2時間後、筆者が仙台市の自宅に戻ったとき、地震に遭遇した。自宅は地震の被害を受けた。さらに1時間して、空港は津波の被害を受けた。以下、記述されている時間は日本標準時を基準にしている。

この地震と津波により、日本では多くの人命が失われ、広範囲に災害が発生した。15,000人以上が死亡し、現在も約2,500人が行方不明者として報告されている[1]。

福島第一 NPP では、地震により NPP の運転に必要な外部電源が損傷した。その後、津波が NPP を襲い、稼働中の 3 基の原子炉の冷却機能が失われた。原子炉建屋（R/B）内に水素ガスが蓄積し、1号機と3号機で爆発が発生した。1～3号機の炉心損傷後、大量の放射性物質が大気中に放出された。損傷した炉心の冷却に使用した水は放射性物質で汚染されており、これが原子炉から流出して海に放出された。

筆者がNPPに関する情報交換を始めたのは3月15日のことであった。当時、原子力工学の専門家である知人と海水注入による核燃料の炉心閉塞の可能性が議論していた。筆者は、原子力工学の専門家や学界の知人の協力と指導を得て、NPPの現状を推定し、事故の早期収束に向けて情報発信を始めた。

私たちが住んでいた仙台は、福島第一NPPの北95kmに位置している。地震発生後、電力とインターネットが比較的早く復旧したこともあり、原子炉の熱流体解析を行った。原発が危険になった場合に仙台から避難するために、自家用車のタンクにガソリンを半分ほど残しておいた。

初期の段階では、熱工学分野の専門家や、同僚から紹介された東京電力（TEPCO）の担当者に情報を発信した。情報発信をより進めるために、東北大学流体科学研究所伝熱制御研究室では、3月28日からホームページ上で熱流動解析報告書の配信を開始した[2]。当研究室では、2011年3月28日から5月30日までの2ヶ月間に26件の報告書を発信した。2015年3月3日までに合計48件の報告書が掲載された。

まず、公開データから各ユニットの崩壊熱の推定を始め、そのデータをWebサイト[HTC Rep.1.1, 2011/3/28]で公開した。以下、本報告書[2]を[HTC Rep.1.1, 2011/3/28発行]と記載する。本報告書の公表時には、崩壊熱の推定値が東京電力の推定値と異なっていたが、後日、TEPCOから提示された推定値は、私たちのデータとほぼ一致していた。

圧力や温度などのプラントパラメータを用いて、各ユニットの蒸気発生量を推定し、PCV

の破断面積を算出した。解析には、オリフィスを用いた流量計算手法を適用した。その結果、2011年3月26日に取得したプラントパラメータから、1号機のPCVの破断面積は直径9 cm、2号機のサブプレッションチャンバー(S/C)の破断面積は20 cmと推定されたことを報告した[HTC Rep. 14.2, 2011/5/11]。3号機のPCVの破断面積は、5月3日に得られたプラントパラメータから直径23cmに相当すると推定されている。5月11日に報告書を公表した時点では、1～3号機のPCVが破壊していることを政府やTEPCOは公表していなかった。その後、TEPCOは5月25日に、1号機と2号機のPCVが破壊した可能性があると発表し、1号機の破壊直径は7cm、2号機の破壊直径は10cmとした。

TEPCOは2011年5月16日、大型コンピュータシミュレーションコード " Modular Accident Analysis Program (MAAP)" を用いた1～3号機の燃料炉心状態の推定結果を公表した[3]。それによると、3月11日18時18分に1号機の分離復水器 (IC) 系A (IC-A) を運転員が再起動し、R/Bからの蒸気の噴出を確認したと報告されている。そのICは、18時25分に停止し、21時30分に再起動した。

しかし、TEPCOは1号機のICが停電後に機能しなかったとしている。MAAPに基づく解析では、津波到達から15時間後に燃料炉心が損傷し、全量の燃料が原子炉圧力容器 (RPV) から溶け出したとした。TEPCOは「解析結果からは全交流電源喪失 (津波到達) 以降、比較的早期に炉心の損傷が開始し、RPVが破損するとの解析結果となったが、以下に示す各部温度等から推測されるプラントの状態を考慮すると解析は厳しめな結果であると思われる。」と述べている[3]。しかし、TEPCOは、その後の報告書[6]、[12]でも IC が機能しなかったとの前提を維持していた。

この発表[3]の後、すべてのマスコミは福島第一NPPがメルトダウンしたとセンセーショナルに報じた。また、TEPCOは、これ以後、津波による停電で1号機のICが機能しなくなったとした。この仮定に続いて、政府の報告書[4]では、「1号機については、津波到達後間もなくして全電源を喪失し、フェイル・セーフ機能によって、非常用復水器 (IC) の隔離弁が全閉又はそれに近い状態になり、IC は機能不全に陥ったと考えられる。」としている。国際原子力機関 (IAEA) も、この仮定を追認している[5]。

しかし、ICが作動していたことを示す重要な証拠がいくつかあった。例えば、運転員がIC-Aを再起動し、R/Bから蒸気の噴出が確認されたという原記録がある。また、ICのリザーバタンクに水を注入した記録もある。3.1節で示すように、原子炉水位計は、水位が有効燃料頂部 (TAF) 以上であれば正しい値を示しています。水位計の記録を見ると、3月11日

21時30分から12日6時30分までの間、ほぼ一定の値でTAF以上の水位が測定されていた。東京電力は2012年6月20日の報告書で、「したがって、炉心損傷後に測定された水位は信頼性が低く、解析による水位の方が実態に近かったものと考えられる。」と説明している[6]。

私たちは、停電後IC はある程度機能していると仮定し、RPV の破壊はTEPCOが提示した推定値よりもかなり遅れて発生したと推定した。解析では、単純なエネルギー収支[HTC Rep.1.4, 2011/4/13]を考慮した。詳細は公開論文[7]に記載されている。さらに、各号機のRPVとPCVの熱力学的平衡状態を記述するために、より詳細な熱力学モデルを構築した。この熱力学モデルを用いたシミュレーションにより、実測データとオリジナルの資料が良好に記述されている。

TEPCOが使用しているシミュレーションプログラムMAAPは大規模なシステムであり、1つの事故シナリオを計算するのに比較的長いCPU（中央処理装置）時間を必要とする。これに対し、私たちのプログラムは小型であり、Microsoft Excelで動作する。このシミュレーションは、1つの事故シナリオを数秒で計算し、関連する図を速やかに表示することができる。従って、短い時間で多くの事故シナリオをシミュレーションし、事故時のプラントパラメータの測定値に適合させることができた。1号機の解析では、2011年3月12日03時00分頃までICが機能していたと推定した [HTC Rep.26.1 2013/02/10], [9]。

日本原子力学会は、津波発生時にはICの交流駆動弁は全開であったと推定しており、津波到来後にICが全く機能しないというシナリオに疑問を呈している[10]。原子力規制委員会は、津波襲来時のICの弁の状態を調査し、「ただし、A系の原子炉PCV内側の隔離弁1A弁及び4A弁の開閉状態は不明である。引き続き、検討を行う必要がある。」と報告した[11]。TEPCOは、事故における未解決の問題点に関する報告書[6]をフォローアップし、追加の報告書[12]～[16]を公表した。TEPCOは、2015年5月20日に公表した第3次経過報告書[14]で、ICが動作しているシミュレーションを実施した。報告書では、「事象進展の大きな流れからすると現在の1号機の状況と比較して大きな差は生じない可能性が高いことが分かった。」としている。その報告書には、事故の初期段階で測定された原子炉水位が一定の値を示した理由についての説明はなかった。

私たちの事故シナリオでは、2011年3月12日3時頃までICが機能していたと仮定している [HTC Rep.26.1 2013/02/10], [9]。このシナリオでは、事故初期の原子炉水位の測定値を説明することができる。原子炉水位計は、水位がTAFを下回ると現実とは異なる値を示す。原子炉水位計の構造を考慮することで、測定した水位データを再現することができた[HTC Rep.32.2,

2014/03/05]。また、水位がTAFより低い場合のデータも再現できた。TEPCOは、私たちの報告より1.5年遅い2015年12月17日に発表した第4次進捗報告書[15]でTEPCOが提案したシナリオに基づいて、原子炉水位の測定データの再現を試みた。

2012年10月10日の熱力学モデルとプラントパラメータを用いた上記の解析により、PCVの破断位置を推定し[HTC Rep.25.1, 2012/12/26]、[9]、PCVのドライ・ウェル (D/W) 底部とS/C を接続するベローズ部に破断位置があると推定した。TEPCOは、2014年5月27日にロボットを用いてR/B内部を調査した結果、真空破壊管の伸縮継手のカバーから水が漏れていることを確認し、さらに、D/W 底部付近の真空破壊管ベローズで破断が発生したと推定した。この位置は、TEPCOの知見[13]の1.5年前の2012年12月26日に私たちが推定した位置にかなり近い。

私たちの初期の解析[HTC Rep.26.1 2013/02/10][9]では、1号機のRPVに直径 0.86cm に相当する破断からの極小の漏洩を想定していた。しかし、NRAは津波襲来直後にプラントデータを調査し、「地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すデータは見いだせない。」と報告している[11]。

この知見に基づき、2011年3月11日20時26分にRPVの安全弁 (SV) で小さな漏洩が発生し、3月12日06:20に別のSVで大きな漏洩が発生したという新たな事故シナリオを提案した[HTC Rep.35.1, 2015/03/03]。今回の事故シナリオの残りの部分は、前回のシナリオと同様であった[9]。また、事故後の温度データから1号機のRPV上の破断位置を大胆に予想した[HTC Rep.32.2, 2014/03/05]。

私たちの事故シナリオと1号機のシミュレーション[HTC Rep.35.1, 2015/03/03]によると、燃料漏れが発生したのは2011年3月12日16時頃であり、TEPCO[16]の推定よりも大幅に遅い。また、燃料のかなりの部分がRPV内に残っていると推定した。この推定は、3月21日以降に取得されたユニットの温度データによって検証された[HTC Rep.32.2, 2014/03/05]。TEPCOは、RPV内の燃料がすべて流出したと推定し、「事故後溶融した燃料はほぼ全量がRPVプレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど燃料が残存していない。」と言及している[16]。

私たちは、同様の熱力学モデルを用いて2号機のシミュレーションを行った。その結果は[8]に掲載されている。私たちの事故シナリオと2号機に関するシミュレーション結果は、大規模シミュレーションコードMAAPを用いて推定されたTEPCO[16]と同様の結果を示している。しかし、私たちの結果は、TEPCOが発表した解析結果よりも、事故時の実測データとの整合性が高いことを示している。

私たちは、同様の熱力学モデルを用いて3号機のシミュレーションを行い、その結果を[17]と[18]に掲載した。その結果は、TEPCOのシミュレーションとは異なる。3号機のPCVは、2011年3月13日9時5分に破断したと推定した。プラントパラメータと事故時の崩壊熱を用いて破断面積を推定したところ、破断面積相当径は15cmであった[17]。3月22日には、炉心への注水が著しく小さくなったため、3号機のPCVおよびRPVの温度が上昇したと考えられる。その時、破断面積は当初の約5倍に拡大したと推定した。これは、3月22日に高温状態が原因でPCVの上部フランジのシールが破損したと推定している[17]。

一方、TEPCOは3月13日朝に3号機の圧力が低下したのは、主蒸気逃がし安全弁（SRV）が開放され、ベントが正常に作動したためと推定している[6]。しかし、2014年5月にPCVが主蒸気管Dを貫通した膨張継手付近で水漏れが確認された[13]。これは、膨張継手のベローズ部で漏水が発生したことを示している。このことは、当時のPCVの破断に係る私たちの推定[17]を裏付けている。また、3号機のPCV上部に設置されているシールドプラグの下面に放射能汚染があることをNRAが確認している[19]。これは、PCVの上部フランジのシールが破損していたことを裏付けるものと思われる[17]。

著者は、福島第一NPPの事故の経過を記した本を出版した[20]。本書で扱う福島第一原子力発電所1～4号機に関連する事象は、2012年8月までに公表された私たちのレポート[2]に基づいている。日本の首相、閣僚、TEPCO幹部、福島第一NPP所長の行動は、事故発生時や事故後にマスメディアで報道された事実に基づいて記述されている。彼らの行動は、報告書で提示した1～4号機の事故シナリオと時系列が一致するように記述されている[2]。本書の内容と、本書の出版後に発表された政府事故調査委員会委員長の証言[21]とを比較してみると[20]、両者はよく一致している[HTC Rep.33.1, 2014/6/22]。首相官邸のメンバーの言動やTEPCO幹部の言動も、本書[20]とよく一致していた。

著書[20]は2012年8月以前の事故シナリオをもとに書かれたものである。しかし、当時出版された論文[7]の分析にはいくつかの矛盾がある。例えば、初期のシナリオ[7]では、3月11日21時51分の時点では水位がTAFを超えていたのに、なぜR/Bの線量が上昇したのかを説明できない。また、3月11日06時20分に水を注入したときにRPV内の圧力が高く、前のシナリオでは水を注入することができなかった。

その後、TEPCOは原子炉システム内にバイパスラインを構築したため、注入水がRPVに到達しなかった可能性があるとして報告している。そこで筆者は、このバイパスラインの知見に基づき、新たなシナリオを構築し、熱力学モデルを用いて圧力と水位を解析し、1号機の事故挙

動を解析した[HTC Rep.26.2, 2013/03/03]。また、前回の事故シナリオ[9]では、地震発生直後にRPVに微小な漏水が発生したと想定していた。PCVは3月12日03時00分に破断し、RPVの破断は3月12日06時20分頃と16時00分頃に発生したと推定した。ICは3月12日03時00分頃まで機能していたと推定される。PCVとRPVの圧力推定値は実測値とよく一致している[HTC Rep.26.2, 2013/03/03]。

さらに、日本原子力学会は、津波到達前に得られた PCV の実測データ [10] によれば、RPVの初期漏洩は発生していない可能性があると報告している。このことは、RPVの初期漏洩を前提としたシナリオ[9]が適切でない可能性を示唆している。

福島第一NPPの事故から10年が経過した。TEPCOによると、廃炉作業はあと20～30年かかる見込みだという。原発事故については、[4]、[5]、[10]、[23]などいくつかの報告書が発表されている。しかし、元の事故データや記録は徐々に失われつつある。事故当初に公開されていたオリジナルの資料の一部は、もはやアクセスできない状態になっている。実際に起こったこととは異なる事故のシナリオが定説となり、後世に語り継がれる可能性がある。今後の原発事故を防ぐためには、福島第一原発事故を正しく理解し、分析する必要がある。私たちの事故分析[2]は、必ずしも正確とは限らない。最新の事故分析であっても、実際に測定されたデータや、当時の記録と一致しない場合がある。

本報告では、福島第一原子力発電所1号機のICがある程度正常に作動していた可能性があることを検証し、その事故シナリオに基づいた解析を行った。また、事故時の原子炉水位計の挙動を解析し、事故時の原子炉水位計の測定データの再現を試みた。さらに、各種測定点の温度データと1号機の事故シナリオの推定に基づき、1号機のRPVおよびPCVの破損位置及び破損時期についても大胆に推定した。

2. 福島第一原子力発電所事故の概要

東日本大震災は、2011年3月11日14時46分に発生した。震源地は太平洋の男鹿半島の東南東130kmであった。この地震は、太平洋プレートと北米プレートの境目でエネルギーが放出されたために発生した。地震の規模はマグニチュード9.0で、揺れは2分以上続いた。

地震に伴う津波は、日本の北東部沿岸の広い範囲を襲った。いくつかの波は10m以上の高さに達し、約1150年前の西暦869年に発生した貞観地震以来最大となった。この地震と津波により、日本では多くの人命が失われ、広範囲の災害が発生した。15,000人以上が死亡

し、現在も約 2,500 人が行方不明者として報告されている[1]。

TEPCO が運営する福島第一原子力発電所 (NPP) では、地震により発電所の運転に必要な外部電源がすべて破損した。その後、津波が NPP に到達したことで、非常用電源や安全インフラが破壊され、運転中の原子炉の冷却機能が失われた。その結果、稼働中の 3 基の原子炉の冷却機能が失われた。

その結果、核燃料の崩壊熱により 1, 2, 3 号機の炉心が過熱し、3 基の原子炉圧力容器 (RPV) が破壊した。その結果、RPV から水素ガスが放出され、格納容器 (PCV) を介して水素ガスが漏えいした。水素ガスは R/B に溜まり、1 号機と 3 号機で爆発した。

NPP から大気中に放出された放射性核種は陸地に沈着した。原発炉心の冷却に使われた放射性の汚染水はそのまま海に放出された。NPP から半径 20km 圏内とそれ以外の指定された地域の人々は避難した。半径 20~30 キロ圏内の住民は自主避難を勧告された。事故から 10 年経った今も、多くの人が避難区域外に住んでいる。

事故の詳細は、[4]、[5]、[10]、[23]など 2015 年以前に出版された多くの報告で発表されている。原子炉内部の詳細は未だに明らかにされていない。トリチウムに汚染された冷却水の量は増え続けており、NPP の敷地内には貯蔵タンクが満杯になろうとしている。日本政府は汚染水を海水で希釈して海に放出する計画を立てている。

以下に 1~6 号機で発生した事故の概要を述べる。

2.1 津波襲来以前

福島県の福島第一 NPP 所は、表 1 に示すように沸騰水型原子炉 (BWR) 6 基から構成されていた。これらの BWR は 1971 年から 1979 年にかけて建設されたもので、事故当時、最も古い BWR は運転開始から 40 年が経過していた。運転中、RPV、PCV、建屋などの主要構造物を除いて、いくつかの設備が交換されている。

地震発生時、1、2、3 号機は定格で運転しており、4、5、6 号機は定期点検や整備のため停止していた。4 号機は、PRV のシュラウドの修理のために停止していた。4 号機の使用済燃料プールには、使用済燃料と原子炉から取り出したばかりの燃料集合体が合計 1,300 本以上収納されていた。5、6 号機は定期点検のため停止し、使用中の燃料集合体は PRV 内にあった。

表 1 福島第一原子力発電所の各号機の仕様と事故時の状況

Unit Number	1	2	3	4	5	6
Nominal Power (MW)	460	784	784	784	784	1,100
Date of Operation Start	26/3/1971	18/7/1974	27/3/1976	12/10/1978	18/4/1978	10/24/1979
Type of RPV	BWR-3	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-4	BWR-5
Type of PCV	Mark I	Mark I	Mark I	Mark I	Mark I	Mark II
Main Contractor	GE	GE/Toshiba	Toshiba	Hitachi	Toshiba	GE/Toshiba
Status at the time of accident	Rated operation	Rated operation	Rated operation	Under maintenance for repairing shroud	Periodic inspection	Periodic inspection

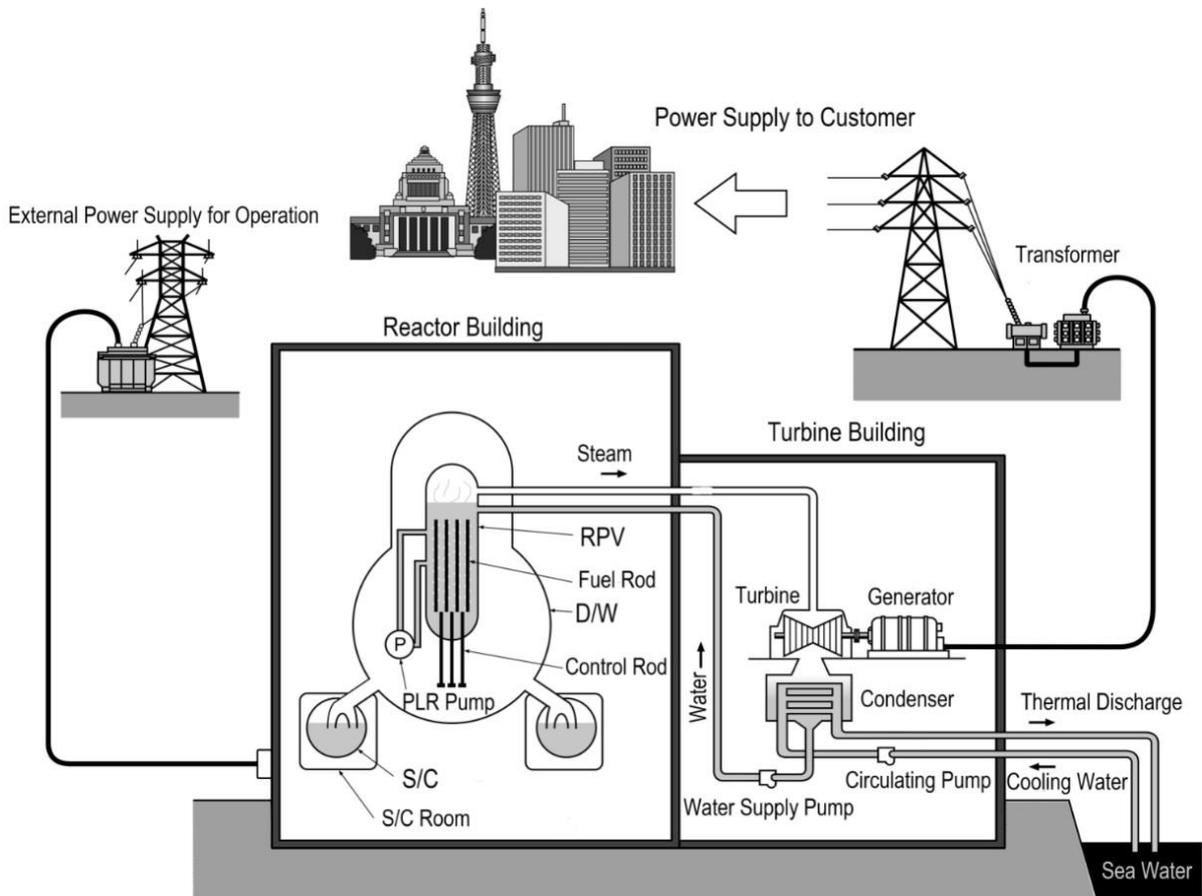


図 1 津波襲来前の沸騰水型原子炉プラントの概要 [20]

BWR では、図 1 に模式的に示すように蒸気サイクルを採用している。炉心内の冷却水は約 7 MPa の圧力で沸騰し、発生した蒸気はタービンを駆動して発電する。タービンを通過した蒸気は、冷海水を循環させた復水管で凝縮して水に戻る。凝縮された水は、給水として

原子炉にポンプで圧入される。

福島第一 NPP の場合、生産された電気は首都圏に送られた。原子力発電所は、発電所を稼働させるために外部からの電力供給が必要である。福島第一 NPP の所在地が東京電力とは異なる東北電力の管轄内にあるため、この電力は東北電力から供給された。この外部電力は、NPP が停止した後に燃料の炉心を冷却するために使われる。

1～4 号機は海拔 10m、5、6 号機は海拔 13m の地上に建設された。1、2 号機は中央制御室、3、4 号機は別の中央制御室で制御されていた。事故の 1 年前に、NPP の緊急事故を想定して、免震構造の免震重要棟が建設された。この建物には、非常用発電機と空気清浄機が設置されており、放射性物質の侵入を防止していた。事故発生時には、この建物内に現地緊急対策本部が設置された。

マグニチュード 9 の東日本大震災が発生したとき、福島第一 NPP で記録された最大加速度は 550 ガルだった。1、2、3 号機の運転中の原子炉は自動的に停止し、炉心内の核分裂反応を停止させたが。しかし、炉心内で崩壊熱が発生するため、原子炉を冷却続ける必要があった。地震の影響で配電盤設備が破損し、東北電力から NPP への外部交流電源が停止した。直後に非常用ディーゼル発電機が自動的に起動し、6 基すべての交流電源が復旧した。1 号機の非常用復水器 (IC) は、原子炉を冷却するために自動的に起動した。2 号機と 3 号機の隔離時冷却系 (RCIC) は、運転員が手動で作動させた。

2.2 津波襲来後

地震発生から約 40 分後に NPP に最初の津波が到達した。NPP は、高さ 5.5m の津波から陸地を守るための防波堤で、この津波第 1 波から守られた。2 回目の津波波が来たのは 15 時 36 分で、高さ 14.5m 以上と推定されている。この津波は NPP を襲い、非常用交流ディーゼル発電機と直流電池を破壊した。15 時 42 分には 1～5 号機に全交流電源喪失が宣言された。このため、残留熱除去系 (RHR) は機能しなかった。

津波襲来時の各ユニットの状況は、後述の通りであった。

1 号機：非常用ディーゼル発電機が破損し、交流電源が喪失した。海水の侵入により直流電池が機能しなくなった。IC システム B (IC-B) は津波襲来前に手動で停止し、IC-A は津波到達前に手動で間欠運転をしていた。津波が NPP に到達した際には、IC-A の隔離弁が閉まっており、IC は作動していなかった。

2 号機：非常用ディーゼル発電機が破損し、交流電源が喪失した。海水の侵入により直流電

池が機能しなくなった。津波が来た直後に運転員が RCIC を起動させた。幸いなことに、RCIC は 3 月 14 日の 13 時まで直流電源なしで作動していた。

3 号機：非常用ディーゼル発電機が破損し、交流電源が喪失した。直流電源は津波の攻撃に対して生き残った。直流電源を利用して、非常用炉心冷却装置は 3 月 12 日 02 時 42 分まで運転された。

4 号機：原子炉燃料の燃料集合体が使用済燃料プールに貯蔵されており、燃料が崩壊熱を発生していた。外部電源及び非常用発電機の喪失により、使用済燃料プールの冷却機能が喪失した。

5, 6 号機：電池に損傷はなく、直流電源は使用可能であった。6 号機の空冷式非常用ディーゼル発電機は津波の被害を免れた。この非常用発電機からの交流電力を利用して、運転員は炉心の崩壊熱を冷却することができた。最終的に原子炉は安定した。

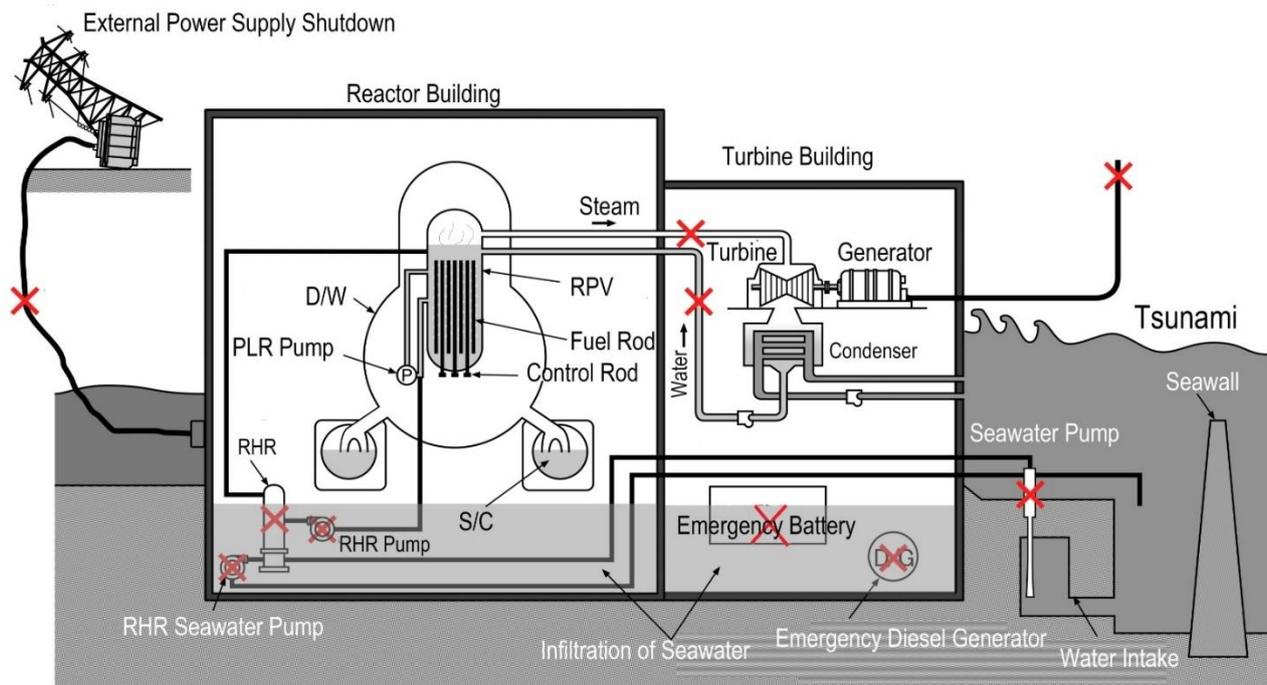


図 2 津波到達後の原子力発電所の状況(2011 年 3 月 11 日 16 時現在) [20]

2.3 1 号機と 3 号機の原子炉建屋の爆発

1 号機：3 月 11 日夜に 1 号機の冷却機能が失われ、23 時 50 分に PCV が設計最高圧力を超えた。3 月 12 日 4 時に NPP 正門の放射線量が上昇した。TEPCO が 1 号機に注水を試みた。15 時 36 分に 1 号機の R/B で爆発が発生した。爆発により R/B は損傷したが、PCV は

損傷しなかった。この爆発は、炉心の高温のジルコニウムと水蒸気が化学反応して発生した水素ガスが R/B 内に蓄積したために発生したものである。

3 号機：津波襲来の直後、3 号機の非常用交流発電機が停止したが、直流電池は機能していた。そのため、3 号機の RCIC は津波襲来後も稼働していた。しかし、3 月 12 日 11 時 36 分に RCIC が作動しなくなり、RPV の水位が低下したため、高圧注水系（HPCI）が自動的に起動した。HPCI は 3 月 13 日 2 時 42 分に停止した。9 時 25 分に真水を RPV 内に注入し、13 時 25 分には内部ガスを環境に放出して海水を注入した。3 月 14 日 11 時 01 分に R/B で爆発が発生した。この爆発は、3 号機の燃料炉心内で高温のジルコニウムと水蒸気が化学反応して発生したものである。

2.4 2 号機 PCV の破壊と 4 号機原子炉建屋の爆発

2 号機：TEPCO の報告書[6]によると、RCIC は RPV 内の水位により自動停止と手動起動を繰り返していた。RCIC は 15 時 28 分に自動停止し、15 時 35 分頃に津波が 2 号機を襲った。作業員は 15 時 39 分に手動で RCIC を再起動した。15 時 41 分頃、津波の襲来により、2 号機の非常用ディーゼル交流発電機と直流電池が機能しなくなった。停電が発生した時点では、RCIC は機能しており、該当する弁は開いていた。

幸いなことに、2 号機の RCIC は電源がなくても稼働していた。タービンとポンプのバランスが取れていたと推測され、停電後も 70 時間近くの間、RCIC は何の制御もされずに作動し続けた。そして、3 月 14 日 10 時 30 分に RCIC は機能しなくなった。

手動で SRV を開放して原子炉圧力を低下させて、3 月 14 日 19 時 54 分に RPV への海水注入を開始した。RPV 内の内部ガスが PCV 放出され、PCV 内の圧力が上昇したが、ベントによる減圧に失敗したため、PCV 内の圧力を下げることができなかった。

3 月 15 日 6 時～8 時頃、PCV の圧力上昇により PCV が破壊し、大量の放射性物質が環境中に放出された。2 号機 R/B の 5 階付近では、白煙や水蒸気が観測された。9 時頃に正門で測定した放射線量は 12mSv/h で、事故当初からの最高線量となった。

4 号機：3 月 15 日 6 時 14 分に 1/2 号機中央制御室の作業員から爆発による振動が報告された。この振動は、4 号機の R/B が 6 時 12 分に爆発したことによるものである[6]。避難者からは、6 時頃、R/B の上部が吹き飛んだとの報告があった。

この爆発は、3 号機から放出された水素ガスによるものと推定されている。3 月 14 日 11 時 1 分に爆発した 3 号機では、内部のガスや蒸気を抜くベント作業が繰り返されていた。このベントは、非常用ガス処理（STGS）系と排気塔を使用して行われた。3 号機と 4 号機は同

じ排気筒を使用しており、3号機と4号機のSTGS系が接続されていた。TEPCOは、3号機で発生した水素ガスの一部が4号機のR/Bに溜まり爆発したと推定している。

4号機R/B5階の使用済燃料プールには、原子炉から取り出したばかりの燃料集合体を含む1,300体以上の燃料集合体が保管されていた。炉心から取り出したばかりの燃料集合体は、大量の崩壊熱を発生させていた。4号機の停電により、使用済燃料プールの冷却機能が失われていた。

米国政府は、4号機の停電と爆発、使用済み核燃料プールの損傷による放射性物質の大量放出を懸念していた。その結果、5月16日に福島第一NPPから半径50マイル以内に滞在する米国人に避難勧告を出した。しかし、その後プール内に水があることが確認されたほか、3月22日からはコンクリートポンプ車を使って安定的にプール内に水が充填されていた。

2.5 放射性物質の放出

1～3号機の炉心損傷後、RPVに水を注入した。蒸発した蒸気や放射性物質は大気中に放出された。R/Bの爆発直後に海水が注入され、続いて3月25日から真水が注入された。放射性物質に汚染された流出水は、パイプラインやケーブルを保管するための地下トンネル「トレンチ」を通過して海に放出された。

IAEA[5]は、 ^{131}I （半減期8日）の放出平均全放射能は100-400 PBq、 ^{137}Cs （半減期30年）の放出平均全放射能は約7-20 PBqと報告されている。単位の1 PBqは 10^{15} Bqに相当する。事故による放射性物質の放出は、1986年のチェルノブイリ原子力発電所の事故による放射性物質の放出の約10分の1と推定されている。 ^{131}I の海への直接放出は10-20 PBq、 ^{137}Cs の海への直接放出は約1-6 PBqと推定されている。

TEPCOは、図3に示すような汚染水サイクルを構築した。壊れたRPVから流出した汚染水は、ポンプで汲み上げて仮置き場に保管し、汚染水から油分とセシウムを除去した。汚染水から油分を除去し、セシウムをSimplified Active Water Retrieve and Recovery System (SARRY)と呼ばれる設備で除去し、さらにストロンチウムなどの放射性物質をAdvanced Liquid Processing System (ALPS)で除去した。水素とトリチウムは化学的にも物理的にも同じ性質なので、除染装置ではトリチウムを除去することはできない。除染された水は、ナノ細孔膜を用いて脱塩処理を行った。この除染された真水は、崩壊熱を冷却するために、高濃度に汚染されたRPVに再び注入された。

この汚染水の循環は基本的に現在も維持されている。外部土壌から水が原子炉建屋やタービン建屋の地下に流れ込み、NPP 敷地内に建設されたタンクに貯蔵されている。トリチウムに汚染された冷却水は増え続け、NPP の敷地内に建設された貯蔵タンクが満杯になろうとしている。日本政府は、汚染水を海水で希釈して海に放出する計画を立てている。

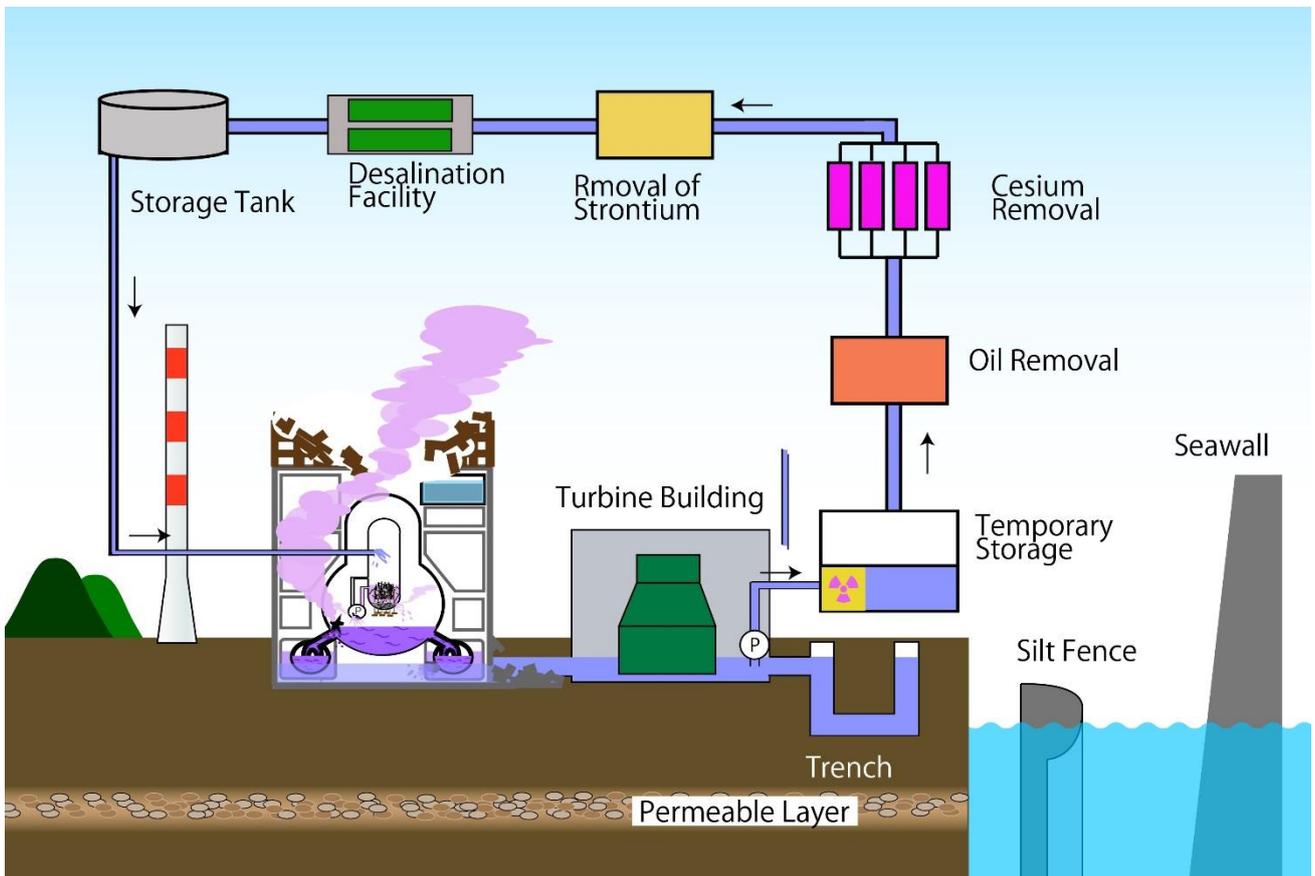


図3 2011年8月現在の汚染水循環の状況 [24]

福島第一 NPP の事故では、放出された放射性物質からの放射線が直接照射されることで引き起こされる急性放射線症候群による死者は出ていない。1986 年のチェルノブイリ事故では、4 ヶ月以内に 28 名の緊急作業員が急性放射線症候群で死亡したと報告されている。

しかし、避難の過程で多くの方が亡くなった。例えば、半径 20 キロ圏内の病院では、3 号機の爆発後、388 人の高齢者が普通のバスで避難した。適切なケアを受けずに搬送され、21 人が避難中や避難後に死亡した。このほかにも、避難に伴う心身の病気が原因で、避難後に多くの方が亡くなっている。

3. 事故発生時における1号機の非常用復水器(IC)の挙動について

3.1 ICと原子炉水位計の構造

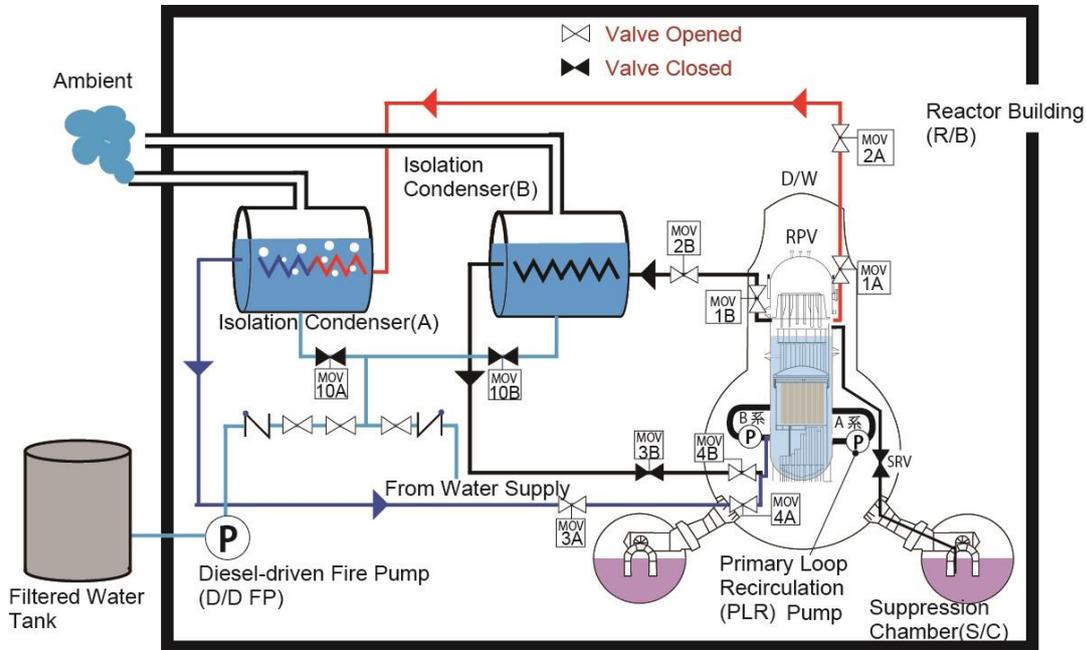


図4 1号機における非常用復水器 (IC) と主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の構造と配置 [9]。

福島第一NPPの1号機は、NPPの中で最も古いユニットであり、非常用冷却用のICが設置されていた。原子炉がスクラムして核分裂反応が停止すると、ICは燃料の炉心の崩壊熱を冷却する。崩壊熱で放出された蒸気は、ICに設置された伝熱管に入り、ICの貯水タンク内の水で凝縮される。凝縮した水は原子炉に戻る。IC貯水タンク内の水は蒸発し、R/Bから蒸気が放出される。ICによる冷却は、外部電力がなくても機能する。

図4にICを用いた緊急時冷却システムとその弁位置を示す。IC-A、IC-Bには、各ICとRPVを接続する4つの弁が取り付けられている。これらの弁はモーター駆動弁(MOV)であり、電力供給が停止した場合「そのまま」の位置を保持する。MOV-1とMOV-4は交流電動弁、MOV-2とMOV-3は直流電動弁である。通常運転時、A系、B系のMOV-3A、MOV-Bはそれぞれ閉弁状態であり、原子炉運転中は他の弁は開弁状態となっている。ICの貯水タンクは、濾過水タンクが接続されている。ICの長時間運転時には、この濾過水がディーゼル駆動の消防ポンプ(D/D FP)によって供給される。

福島第一NPPでは、地震の影響によるスクラムで原子炉が停止すると、ICが自動起動した。

運転員はシステムBを停止、すなわちMOV-3Bを閉じた。また、原子炉の温度低下を55 °C/h (100 °F/h) 以内に維持するために、システムAを断続的に運転した。15時36分に津波が襲ってくる直前の15時34分に、MOV-3Aは運転員によって閉鎖されていた。

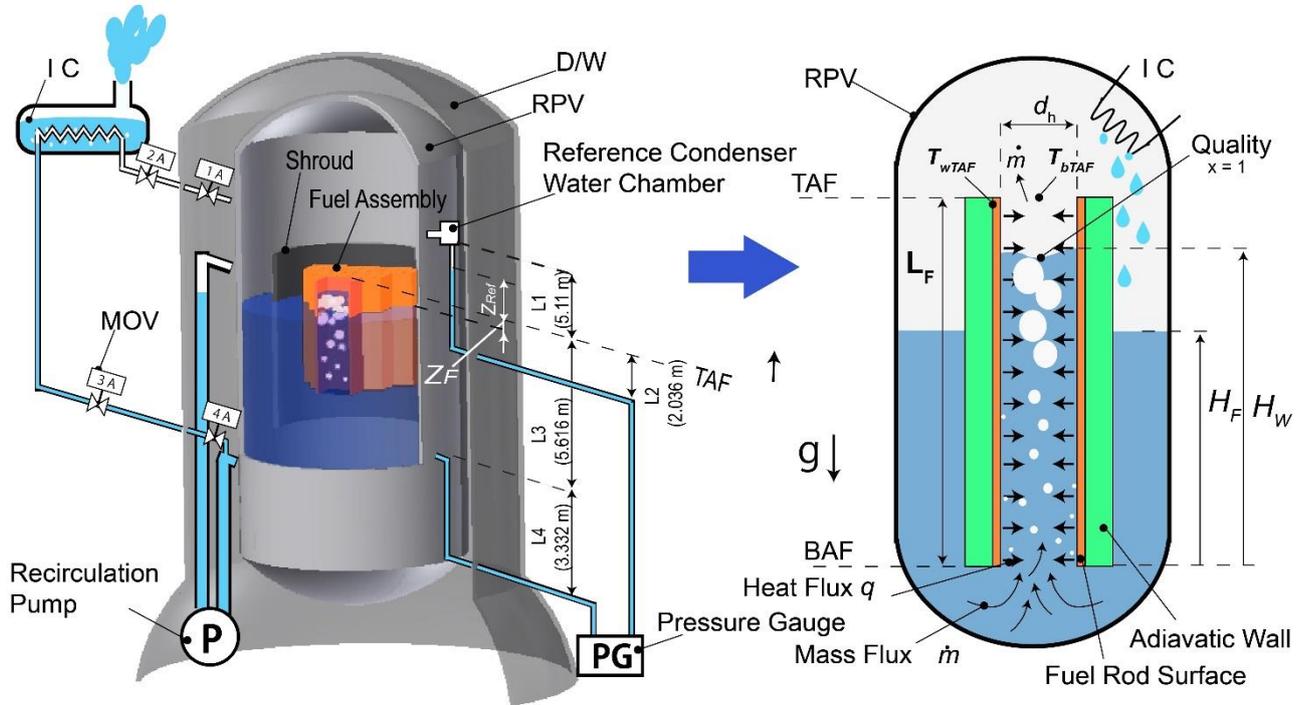


図5 原子炉水位計の構造と燃料集合体の沸騰熱伝達モデル

3.3節で述べたように、原子炉水位計は事故初期に一定の値を示していた。この測定値は、ICの挙動を検証する上で重要なデータとなる。図5に原子炉水位計の模式図を示す。BWRの水位は、原子炉燃料領域の水位 Z_F と、RPVの外側に配置された基準面器 (reference condensing water chamber) の水位 Z_{Ref} との水頭差によって測定される。原子炉燃料領域 Z_F の水位は、図5において、 Z_F がTAFよりも低い場合、 $Z_F = H_F - L_F$ で表される。基準面器は、管でRPVに接続されている。 Z_F と Z_{Ref} との間の水頭差は、PCVの外側に配置された圧力計によって測定される。

基準面器の温度は、RPVの温度よりもわずかに低い。したがって、RPV内の飽和水蒸気は基準面器に流入し、基準面器で凝縮する。基準面器内で凝縮した水は、RPVに逆流する。したがって、基準面器の水位 Z_{Ref} は通常 L_1 に等しい。したがって、水位計は、RPVの水位がTAFよりも高いときには、一定の水頭を示す。しかし、水位がTAFより低くなると、高温の不飽和蒸気が基準面器内を乾燥させ、基準面器に接続された配管内の水位 Z_{Ref} が基準高さ L_1 から下降する。従って、測定された見かけ上の水位は、実際の水位 Z_F よりも高く表示される。

3.2 津波襲来後のTEPCOの対応

TEPCOは、事故直後に測定したプラントデータをもとに、TEPCOの対応を記した報告書[25]を公表した。この報告書は、2011年5月23日の報告書[3]よりも遅れて6月18日に公表されたものであるが、事故直後のTEPCOの状況が記載されていると考えられる。ICに関連する事象は以下のように纏められている。

平成23年3月11日(金)

14:46: 東北地方太平洋沖地震発生。原子炉スクラム

14:47: 非常用ディーゼル発電機自動起動。

14:52: 非常用復水器（以下、「IC」）自動起動

原子炉水位が通常水位であることから、高圧注水系（以下、「HPCI」）は原子炉水位が低下してきた際に起動することとし、ICでの原子炉圧力制御を行うこととした。

15:03 頃:1号機の原子炉圧力の低下が速く、保安規定で定める原子炉冷却材温度降下率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ が遵守出来ないと判断し、ICの戻り配管隔離弁（MO-3A、3B）の閉操作実施。他の弁は開状態で、通常の待機状態とする。その後、原子炉圧力を6～7MPa程度に制御するためには、ICは1系列で十分と判断、A系にて制御することとし、戻り配管隔離弁（MO-3A）の開閉操作にて、原子炉圧力制御を開始する。

15:35: 第2波到達

15:37: 全交流電源喪失。

15:50 頃 計測用電源が喪失し、原子炉水位が不明となる。

構内の企業からバッテリーやケーブルの収集を始める。収集できたものから順次中央制御室に運び込み、図面の確認を行い、1/2号中央制御室の計器盤への接続を開始

18:18: ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）、供給配管隔離弁（MO-2A）の開操作実施、蒸気発生を確認

18:25: ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）閉操作

21:19: 原子炉水位判明、有効燃料頂部（以下、「TAF」） +200 mm.

21:30: ICの戻り配管隔離弁（MO-3A）開操作実施、蒸気発生を確認。

21:51: 原子炉建屋の線量が上昇したことから、原子炉建屋への入域を禁止

22:00: 原子炉水位がTAF+500mmであることを確認

平成23年3月12日(土)

02:47: 02:30 に D/W 圧力が 840kPa に到達したことを官庁等に連絡

04:55: 発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 $\mu\text{Sv/h}$ (04:00) \rightarrow 0.59 $\mu\text{Sv/h}$ (04:23)) したことを確認、官庁等に連絡

3.3 事故当時のプラントパラメータの原本記録

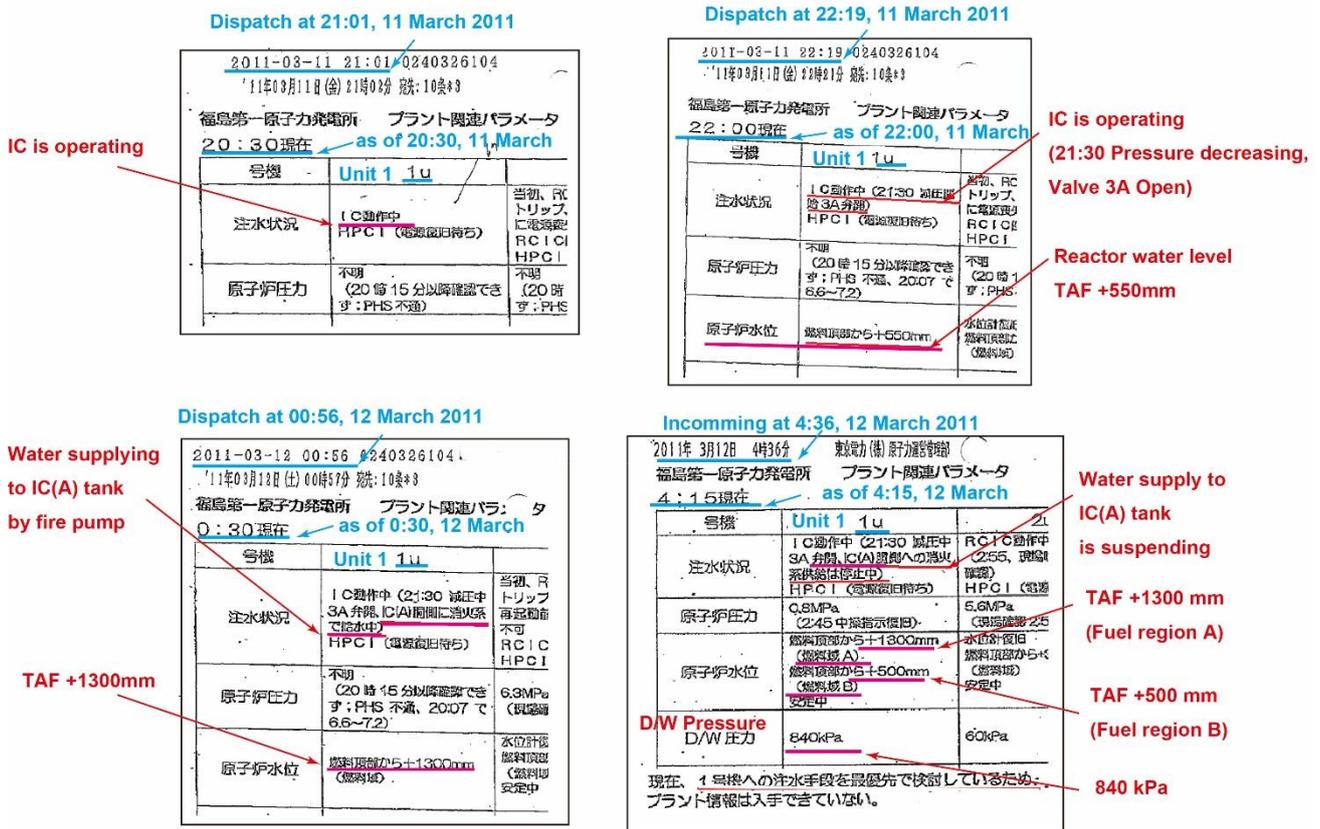


図 6 事故時のプラントパラメータの原本記録に基づく IC システム A の挙動。記録は、事故当時のプラントパラメータ原簿（2011年6月24日公開）[26]から抽出したものである。

原子力安全・保安院が TEPCO の資料を公開した[26]。この資料の中には、事故当時の FAX 原本やプラントパラメータなどが含まれていた。このような入手可能な大量の原資料をもとに、事故の調査を行った。

図 6 に示すように、3月12日0時30分のプラントパラメータ原簿には、「IC 胴側に消化器系で給水中」（ディーゼル駆動の消防ポンプ (D/D FP) により IC(A)の貯水タンクに水を供給している)との記述がある。したがって、図 4 に示す D/D FP は、この時刻に IC(A)に冷却水を供給していた可能性がある。そうであれば、04時15分に「IC (A) 胴側への消

化系供給は停止中」との報告があったことから、04時15分以前に給水が停止していた可能性が高い。つまり、ICが停止するまで給水が続いていた可能性がある。

TEPCOは、津波の襲来後、いわゆるフェイル・セーフシステムが機能し、RPVとICをつなぐすべてのバルブが閉鎖したため、ICが機能していなかったとした[6]。またTEPCOは事故後かなり経ってからIC貯水タンクの水量を測定したが[3]、十分な水量があったと報告している。そのICの貯水タンクの水量は、ICが機能しなかったとして算出した消費水量と一致していた。図6の記述によれば、給水がないと仮定したIC-Aの貯水タンク内の水量は、偶然の一致であった可能性がある。

20時30分に記録されたプラントパラメータの原簿には、「IC動作中」という記録がある。これは、遅くとも20時30分にはICが稼働していたことを意味している。一方、21:30に記録されたプラントパラメータリストには、「IC作動中(21:30減圧開始3A弁開)」という記録がある(21:30に圧力が低下し、3Aバルブが開弁した)。この2つの記録は互いに矛盾している。ICの正確な再稼働時間は不明であるが、図6に示すようにICが運転されていたことや、当時作業員が作業していたことを確認した目撃証言から、事故当初の報告通りに運転されていた可能性が高い。

政府の調査委員会[4]は、津波攻撃後、直流電源がオフになるとすぐに「フェイル・セーフ」のシーケンスが働いて交流駆動MOVが閉じたため、ICが機能しなかったと結論づけた。また、委員会は、福島第一NPPの所長がICが停止したことを知らず、その誤解が事故をより深刻なものにしたと非難した。しかし、事故当時は中央制御室からICが稼働しているとの報告があり、様々な目撃情報がある中で、ICが停止していたとは考えにくかったのではなだろうか。また、委員会では、ICには水が供給されていなかったと報告している。これは、図6の事故当時の記録と矛盾している。

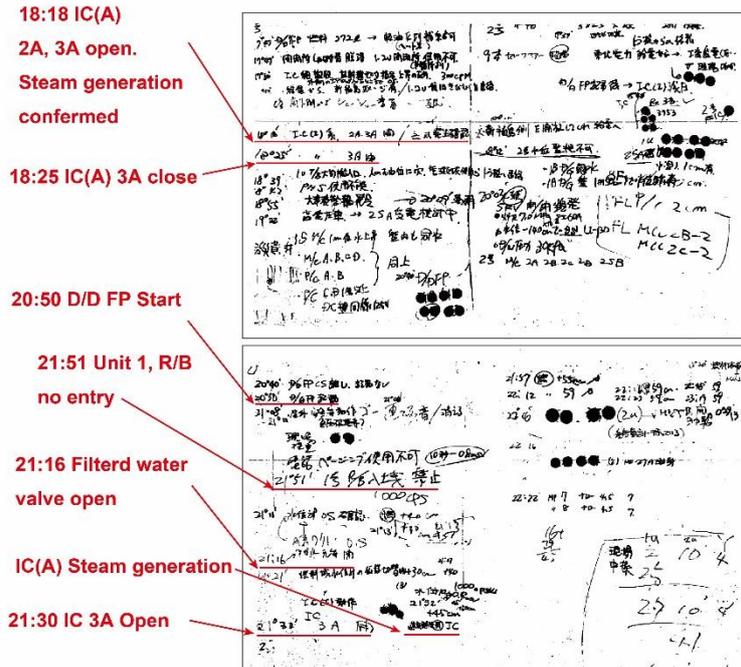


図7 事故当時の中央制御室のホワイトボードの記録。事故当時のホワイトボードの記録は、TEPCOが2011年5月16日に報告した運転日誌[26]から引用したものである。

図7は、事故当時の中央制御室のホワイトボード記録である。ICの運転記録によると、「20:50 D/D FP 起動」と「21:16 ろか水本弁開」（21時16分にIC冷却用ろ過水の元弁が開けられた）が記録されている。D/D FPによるIC貯水タンクへのろ過水の供給は、図4に示すように、IC貯水タンクへの標準的な給水方法であるから、この時点で作業員がICタンクに給水していたことになる。この記録は、図6のIC給水記録と矛盾しない。政府の調査委員会[4]は、これらの記録をすべて無視していた。これらのホワイトボードの記述は、ICの起動前に給水が行われている可能性が低いため、ICの再起動が21時30分前であったことを示唆している。したがって、本報告ではICの再起動は20時30分であったと仮定している。

事故の初期段階では、TEPCOは、2011年3月11日15時36分に津波が襲来した後、ICが稼働していたと報告している[25]。また、18時18分と21時30分にICを再起動した際には、ICから蒸気の噴出が観測されている。しかしその後、TEPCOは報告書[6]で、津波襲来後はICが機能していないとした。18時18分と21時30分に観測された蒸気の噴出も無視している。また、21時35分にIC-Aの貯水タンクに水が供給されたことも無視している。

しかし、図7に示すように、ホワイトボードの記録には、「18:18 IC(A)系 2A、3A 開／蒸気発生確認」（18時18分にIC(A) MOV-2A、3Aを開弁し、蒸気の発生が確認された）、「18:25

“3A閉”(18時25分にIC(A) MOV-3Aが閉弁した)、「21:30 IC 3A開」(21時30分にIC(A) MOV-3Aを開弁した)、「蒸気発生 A IC」と記録されている。これらの記録は、事故直後のTEPCOの報告[25]に沿ったものである。

最近の調査[19]によると、2011年3月11日15時36分59秒に交流電力系統Aが遮断し、その数分後にもう一方の回線が遮断した。3.2節に示されているように、15時50分頃に直流電源が失われた。直流電源が喪失するとフェイルセーフシステムが作動し、交流モーター駆動バルブである MOV-1A、MOV-4A、MOV-1B、MOV-4B が自動的に閉まる。フェイル・セーフシステムによって、バルブ MOV-1A、MOV-4A が閉じられた可能性は低い。

事故のずっと後になって、TEPCOは、MOV-1AとMOV-4Aのバルブの位置を調査し、それらが完全に閉じられているかどうかを確認した。NPPの交流電力は2011年3月20日から3月24日の間に復旧した。したがって、交流電源が復旧した際にフェイル・セーフ信号により、これらの交流 MOV が閉じた可能性がある。3.2 節に示すように、作業員は関連企業の電池を回収し、直流駆動のモーターバルブ MOV-3A と MOV-2A を操作しようとした。この時、IC のバルブが動作していた可能性が高いと考えられる。

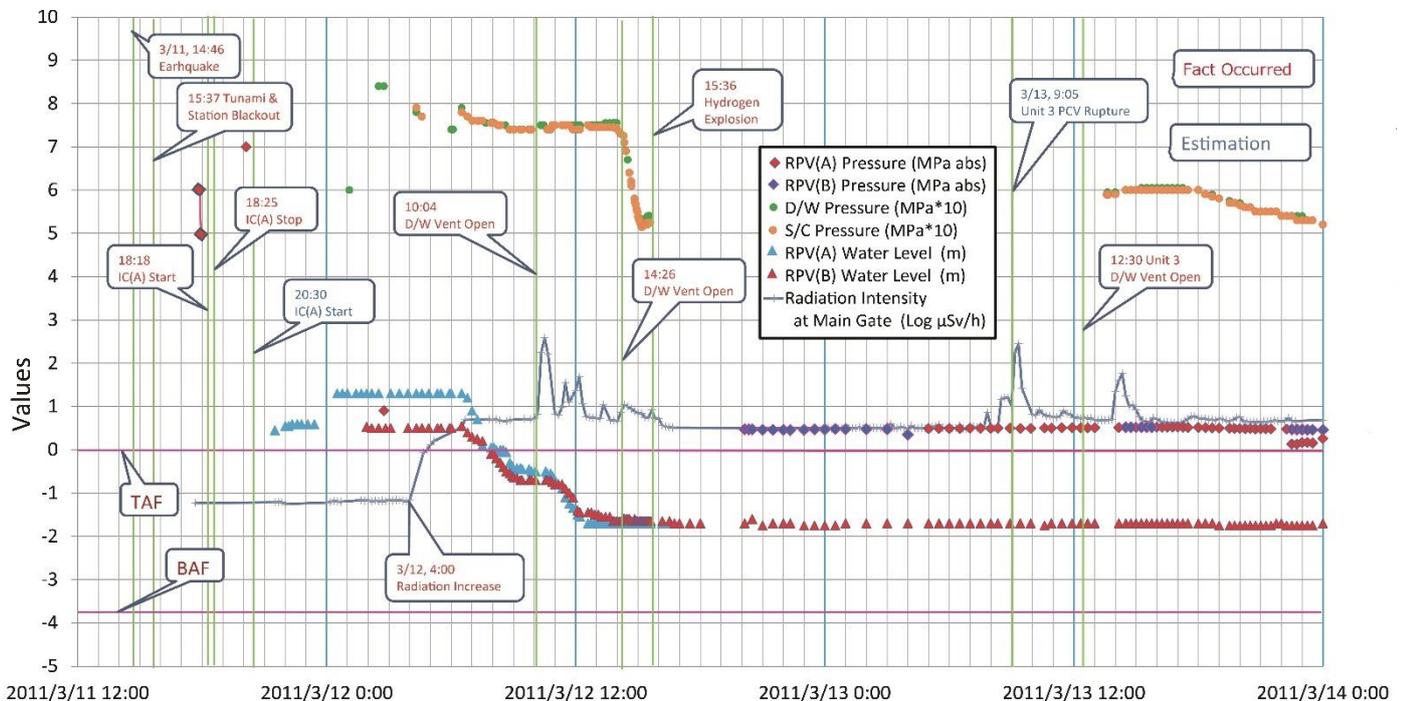


図8 福島第一NPPにおける1号機のプラントパラメータの測定値、放射線量と実際の発生事象

TEPCOは、福島第一NPPの各ユニットのプラントパラメータと、NPP内の各測定点での放

射線量の測定データを公開した。図8は、RPVとPCVの圧力、つまりD/WとS/Cの圧力とTAF以上の水位の測定値を示しています。正門における放射線強度は対数スケールで描かれています。図8には、実際に発生した事象も時系列で示している。図6には20時30分にICが作動していたという記録があるため、TEPCO[26]の当初の報告である21:30ではなく、3月11日の20時30分にICが作動を再開したと仮定している。3号機のPCVの破断は、2011年3月13日9時05分に発生したと推定している[17]。しかし、これはTEPCOの推定[6]とは異なっている。

RPV内には原子炉水位計が2台設置されており、そのデータは異なる値を示している。3月11日21時30分から3月12日06時30分までの間、水位はTAF以上でほぼ一定であった。3.2節に示すように、原子炉水位計は水位がTAF以上であれば正しい値を示す。計測データは実際とは異なるかもしれないが、その不一致は合理的に説明しなければならない。TEPCOは2012年6月20日の報告書で、「したがって、炉心損傷後に測定された水位は信頼性が低く、解析による水位の方が実態に近かったものと考えられる。」と説明している[6]。

NPPの各地点に設置された放射線測定器は、停電の影響を受けずに独立して動作していたため、データと測定時刻は正確である。また、この放射線量の時系列データは、実際に1号機内部で発生した事象に基づいて合理的に説明される必要がある。

本報では、図8のデータを説明する事故シナリオを構築し、事故時の1号機内での実際の発生事象を把握することを試みた。

3.4 ICのバルブと貯水タンクの挙動

地震発生時には、原子炉のスクラムにより原子炉が停止し、ICが自動運転を開始した。その後、運転員はIC-Bを停止し、IC-Aを断続的に運転して冷却速度を55°C/hまたは100°F/h以内に維持した。津波が来たときには、A系のMOV-3は閉鎖されていた。

TEPCO[6]と福島原発事故調査委員会[4]は、「フェイル・セーフ・システム」によってICに接続されているすべての弁が閉じられており、津波の後には機能しなかったと報告している。一方、TEPCO[13]は、津波襲来直後の15時36分59秒に交流電源が停止したと報告している。また、直流電源は少なくとも15時50分までは稼働していたと推定されている[25]。フェイル・セーフ・システムは、直流電源がオフになると作動する。これらの事実は、事故の初期段階で交流電源が停電したために、交流駆動MOV、すなわちMOV-1とMOV-4が全開になっていた可能性を示唆している。この事実は、筆者[HTC Rep.26.2, 2013/03/03]、[9]によって示されている。NRA[19]は、津波の襲来時にMOV-1とMOV-4が開いていた可能

性があると指摘している。作業員は自動車用の直流電池を接続して IC-A の運転を試みた。もし直流駆動の MOV が開いていたとすれば、津波襲来後に IC-A が稼働していた可能性が高い。

原子力安全・保安院は、TEPCO が公表した事故データを公開しており、そこには原子炉のプラントパラメータの FAX と原データが掲載されていた[26]。3月12日00時30分のプラントパラメータ報告書には、図6に示すように、IC-A のリザーバタンクに水が注入されていることが記載されていた。この証拠によれば、その時点で IC-A は稼働していた可能性がある。また、図7に示すように、プラントパラメータ原簿には、IC-A 貯水タンクへの注水が4時45分に停止しているという証拠があった。前述したデータや証拠から、IC-A は津波襲来後も機能していた可能性が高く、3月12日の4時45分以前に停止していた可能性が高いと考えられる。

貯水槽への注水や、IC からの蒸気の噴出を目撃した複数の目撃者（TEPCO の作業員や作業員）の報告は、「福島原発事故」の調査委員会報告書[4]では無視されている。TEPCO は、3月11日21時30分に作業員が蒸気の噴出を観測したという証言[25]も無視している。IC が機能していたことは、当初のプラントパラメータデータでは報告されていた[26]。これらの事実は、調査委員会の報告書[4]で無視されていた。

TEPCO は、21時51分の R/B の放射線量の増加は、津波の後に IC が作動していなかったために RPV が早期にメルトダウンした証拠であると主張している。しかし、本報の解析では、津波後に IC が作動していたと仮定しても、放射線量の増加は事故シナリオで説明できることが示されている。さらに、事故時に計測された水位計の挙動は、IC が動作していた本報の事故シナリオで再現可能であることを示した[HTC Rep.32.2, 2014/03/05]。

4. 本報で提案する事故シナリオ

今回の事故シナリオでは、停電後も IC はある程度機能していると仮定し、RPV の破壊は TEPCO の推算よりもかなり遅れて発生したと推定した。さらに、RPV と PCV の熱平衡状態を記述するための詳細な熱力学モデルを構築した。この熱力学モデルを用いたシミュレーションでは、実測データと原記録がよく記述されていることを確認した。シミュレーションプログラムは比較的小型で、Microsoft Excel 上で動作する。このプログラムは、数秒で1セットの

事故シナリオを計算することができ、関連する図を速やかに表示することができる。

前回の1号機解析[HTC Rep.26.1 2013/02/10] [9]では、津波襲来後に IC-A が機能し、地震発生直後に直径 $d_{RPV} = 0.86 \text{ cm}$ 相当の小亀裂からの漏れが発生したという事故シナリオを構築した。

NRA は、津波襲来前の PCV の圧力データを解析した結果、地震による RPV の漏洩は発生していないと結論付けている[11]。私たちも PCV の圧力測定データと、RPV の早期漏洩を想定した前回の事故シナリオ[9]に基づく圧力推定値とを比較したところ、前回の津波到来前の PCV 圧力推定値は実測値より過大評価していたことが判明した。しかし、前回のシナリオでは津波襲来前の PCV 圧力を除いた残りの圧力測定データを記述することができた。

この知見に基づき、3月11日20時26分にRPVの安全弁 (SV) で小さな漏洩が発生し、3月12日06時20分に別のSVで大きな漏洩が発生したという新たな事故シナリオを提案した[HTC Rep.35.1, 2015/03/03]。その他のシナリオは、前回[9]と同様のものである。

本報の事故シナリオでは、3月11日20時26分にRPVが破壊し、20時30分にIC-Aが再起動される直前にRPVが損傷したと仮定している。前報[9]によれば、その時水位はTAFを下回っており、その時点ではICが停止していたため、RPV上部に高温の蒸気が溜まっていたと考えられる。また、RPV内の蒸気圧が急激に上昇したことにより、運転圧力がSRVよりも高いSVを経由して蒸気が放出された可能性があると推定した。SRVはS/C内の水に蒸気を排出するのに対し、SVは蒸気をPCV (D/W) に直接排出する。このようにSVから高温の蒸気が排出されることで、SVが故障し、連続的な漏洩が発生する可能性がある。そこで、PCVの圧力測定データと整合させるために、直径 $d_{RPV} = 1.7 \text{ cm}$ 程度の破断により漏洩が発生したと仮定した。

事故シナリオの残りの部分は、以前のもの[9]と同様である。今回の事故シナリオは以下の通りである。

- (1) 3月11日18時18分から18時25分までIC-Aを手動運転した。
- (2) 20時26分に小さなRPVリークが発生した。漏洩の位置はSVであった可能性が疑われる。
- (3) IC-Aは、原記録[26]と図6によれば、20時30分に再起動した。ICは3月12日03時00分頃に停止したと推定される。
- (4) 03時30分にPCV下部で漏洩が発生した。これにより、04時00分にNPP正門で放射

線量が増加した。

- (5) 06時20分に RPV から SV を介して大規模な漏洩が発生し、06時23分に PCV の破断をさらに増加させた。
- (6) 16時00分に RPV 内の水がなくなり、RPV 下部で再び破壊し、燃料が一部流出した。

事故シナリオの詳細を表2に示す。なお、PCVで破断が発生したと推定された箇所の破断直径は、3月12日06時23分～09時00分の間に、実測圧力データを満足するように調整されていることに注意されたい。この時点では、水位がTAFよりも低く、水蒸気が飽和蒸気ではなかったため、相平衡の仮定は満たされていなかった。

RPVへの注水量は、TEPCOの報告よりも少ない。TEPCOの報告書によると、注入ラインにバイパスがあったため、すべての注入水がRPVに到達しなかった可能性がある。また、2011年3月12日4時頃に行った最初の注水は、RPVの圧力が高すぎたため到達しなかった可能性があるとして指摘されている。本シナリオでは、水位計の計測データと整合するように注水量を調整している [HTC Rep.32.2, 2014/03/05]ので、表2に記載されている注水量は、TEPCOが報告している値よりも小さい。

表2 1号機の事故シナリオでの事象の一覧。(*)の付いた事象は、本シナリオでの推定した値を示す。

Time	Time after Scram	Facts	Scenario Parameters
March 11 14:46	0	Earthquake, Succeeded in Scram	
14:52	0:06	IC-A, IC-B Auto Start	
14:52	0:06	Simulation Start *	
15:02	0:16	IC-A, B Manual Stop	
15:16	0:30	IC-A Manual Start	
15:18	0:32	IC-A Manual Stop	
15:22	0:36	IC-A Manual Start	
15:25	0:39	IC-A Manual Stop	
15:31	0:45	IC-A Manual Start	
15:34	0:48	IC-A Manual Stop	
15:36:59	0:59:59	Tsunami Attack, AC Blackout	
15:50	1:04	DC Blackout	
15:59	1:13	SRV Blow*	
18:18	3:24	IC-A Manual Start, Vapor Emission from IC was Observed	
18:25	3:39	IC-A Manual Stop	

19:12	4:26	SRV Blow*	
19:30	4:44	Water Level at TAF*	
20:07	5:21	RPV Pressure 6.7 -7.3 MPa	
20:26	5:40	Small Leakage in RPV from SV*	$d_{RPV} = 1.7 \text{ cm}$
20:30	5:44	IC-A Start	
21:30	6:44	RPV Pressure-decreasing Vapor Emission from IC was Observed	
21:51	7:05	Off-limit R/B due to Radiation Dose Increase	
March 12 0:30	9:44	Injection of Water to IC-A Reservoir	
2:45	11:59	RPV Pressure 0.901 MPa	
3:00	12:14	IC-A Stop*	
3:30	12:44	PCV Rupture*	$d_{PCV} = 3.5 \text{ cm}$
4:00	13:14	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 3.7 \text{ cm}$
4:15	13:29	Injection of Water to IC-A Reservoir Stop	
6:00	15:14	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 3.3 \text{ cm}$
6:20	15:34	RPV Rupture*	$d_{RPV} = 7 \text{ cm}$
6:23	15:37	PCV Rupture Increase*	$d_{PCV} = 15 \text{ cm}$
6:26	15:40	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 14.7 \text{ cm}$
6:40	15:54	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 12 \text{ cm}$
6:52	16:06	Water Level BAF*	
7:10	16:24	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 9.8 \text{ cm}$
8:00	17:41	Water Injection to PRV Start*	$\dot{m}_{inj} = 0.5 \text{ kg/s}$
8:05	17:19	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 7.7 \text{ cm}$
9:00	18:14	PCV Rupture Change*	$d_{PCV} = 7.9 \text{ cm}$
10:16	19:30	D/W Vent Open	$d_{PCV} = 9 \text{ cm}$
10:25	19:39	D/W Vent Close	$d_{PCV} = 7.7 \text{ cm}$
14:26	23:40	D/W Vent Open	$d_{PCV} = 10.4 \text{ cm}$
14:50	24:04	Water Injection to RPV Stop	$\dot{m}_{inj} = 0$
15:20	24:34	D/W Vent Close*	$d_{PCV} = 8 \text{ cm}$
15:36	24:50	R/B Hydrogen Explosion	
16:00	25:14	RPV Rupture Area Increase*	$d_{RPV} = 10 \text{ cm}$
19:04	28:18	Sea Water Injection to RPV Start	$\dot{m}_{inj} = 2 \text{ kg/s}$
21:45	30:59	Sea Water Injection to RPV Stop	$\dot{m}_{inj} = 0$
23:50	33:04	Sea Water Injection to RPV Start	$\dot{m}_{inj} = 2 \text{ kg/s}$
March 13 18:00	51:14	Sea Water Injection to RPV Change	$\dot{m}_{inj} = 2.5 \text{ kg/s}$
March 14 1:10	58:24	Sea Water Injection to RPV Stop	$\dot{m}_{inj} = 0$
20:00	77:14	Sea Water Injection to RPV Start	$\dot{m}_{inj} = 2 \text{ kg/s}$

表 2 に、得られたデータと証言から推定された事故シナリオと実際の事象を示す。

福島第一NPPの事故当初は、限られたデータしかなく、そのデータはあまり正確ではないことが多かった。したがって、初期の段階で推定された事故シナリオは、真実と乖離していた。筆者が初期段階で提示したシナリオ[HTC Rep.14.2, 2011/5/11]は、何度か変更が加えられている。

不正確なデータは、それなりの理由があれば修正して、より真実に近い事故シナリオを導き出すことができる。さらに、原子炉の内部調査の進捗状況など、新たなデータを考慮することで、より真実に近い事故シナリオを導き出すことができる。

それでも、表2に示した現在の事故シナリオには、いくつかの矛盾点や不明確な点が残っている。例えば、ICの再起動時間を20時30分としているが、これは一般的な再起動時間よりも1時間早くなっている。また、表2のシナリオでは、PCVの破壊時間が複雑になっているが、前回のシナリオ[9]の方がシンプルで、放射線量データとの整合性が取れている。これは、本報で使用した解析モデルが、RPVとPCVの気液平衡を前提としているため、過渡現象を記述できないことも一因である。

後述するRPVやPCVの破断位置や破断時間の推定は、憶測の域を出ない。しかし、表2に示した事故シナリオが、これまでに得られた測定データや事象の多くを説明できることも事実である。

5. 解析モデル

図9に1号機の構造図と事故シナリオの熱流体解析用物理モデルを示す。図9は、RPVとPCVが破壊した2011年3月13日12時現在の1号機の状況を示したものである。1号機は、3月12日15時36分にR/B上部の水素蓄積による爆発が発生した。

5.1 RPVとPCVの解析モデル

図9の物理モデルは、図10に示すように、熱力学モデルに簡略化されている。RPVとPCVは簡略化された容器であり、飽和状態の蒸気と液体の水を含んでいる。熱平衡条件の熱力学モデルは、従来のモデル[8]、[9]と同様である。このモデルは、容器内の質量とエネルギーの保存および、容器内の水と蒸気の相平衡を仮定したものである。本モデルの詳細は前回の報告書[8]に記載されている。

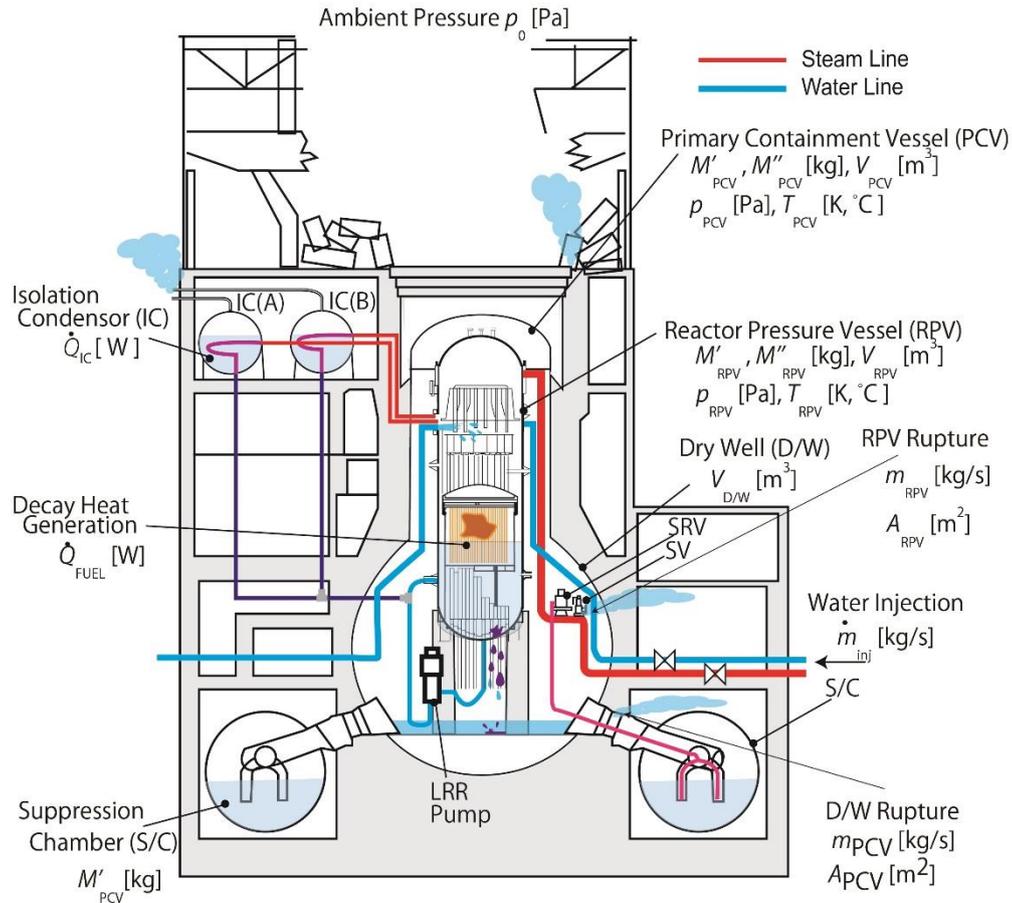


図9 2011年3月13日12時現在の1号機の物理モデル[9]

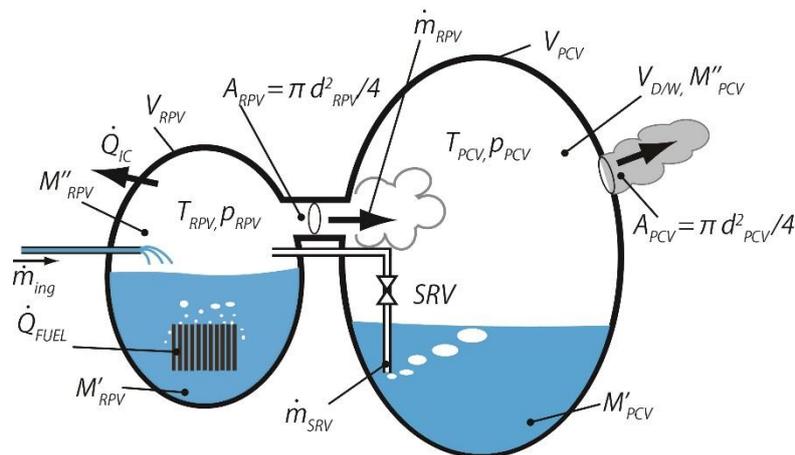


図10 RPVとPCVの相平衡熱力学モデル[8]

図9及び10で、 \dot{m}_{inj} , \dot{m}_{RPV} , \dot{m}_{SRV} [kg/s]と \dot{Q}_{FUEL} , \dot{Q}_{IC} [W]は、RPVへの水の注入量、RPVからPCVへの蒸気の漏れ量、S/Cへの蒸気の放出量、ICの崩壊熱、ICの冷却速度を表している。RPV

とPCVの微分温度変化は、水と蒸気の相平衡を仮定して以下のように表される[8]。

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

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

ここで、 $h, v,$ と c_p は、それぞれエンタルピー、比容積、定圧比熱を表す。また、「'」及び「''」は、それぞれ平衡状態における液体の水および蒸気の状態を表す。このモデルはRPVとPCVの温度が一樣であることを前提としている。したがって、水位がTAF以下で容器内に過熱蒸気が充満している場合の現象を記述することはできない。

前回の報告書[7]に示すように、1号機の崩壊熱の時間履歴は比較的正確に推定することができる。崩壊熱は蒸気として容器破断箇所から放出されるため、蒸気の質量流量を推定することができる。破断断面を A とすると、ベルヌーイの式を用いて容器内外の圧力差から A を推定することができる。このように、蒸気流量、破断開口面積、容器内外の圧力差の関係は、次式[27]で表される。

$$\dot{m} = CA\sqrt{2\rho_1(p_0 - p_1)}, \quad (3)$$

ここで、 p_0 [Pa] は容器内の圧力、 p_1 [Pa] は容器外の圧力、 ρ_1 [kg/m³] は質量流量の最小断面積における密度である。また、入口オリフィスの流量係数 C は 0.60 とした。

圧力差が大きくなると、容器開口部を通る流量は音速に達する。その時の流量は次の式[24]で表される。

$$\dot{m} = CA\rho^* a^* = CA\rho_0 \left(\frac{2}{\kappa+1} \right)^{\frac{1}{\kappa-1}} a_0 \left(\frac{2}{\kappa+1} \right)^{\frac{1}{2}} = C \left(\frac{2}{\kappa+1} \right)^{\frac{1}{\kappa-1} + \frac{1}{2}} A\rho_0 a_0, \quad \text{for } \frac{p_1}{p_0} < \left(\frac{2}{\kappa+1} \right)^{\frac{\kappa}{\kappa-1}}, \quad (4)$$

ここで、 a [m/s] は音速、 κ は蒸気の比熱比であり、100°Cの飽和蒸気 1.34 の値を近似値とした。添え字 0 は容器内の値、* は音速での状態を示す。オリフィスの流動係数は、亜音速オリフィスと同じと仮定した。式(3)、(4)を用いて、RPV から PCV への蒸気の流れ、または PCV から外部環境への蒸気の流れを推定することができる。

RPVが破裂し、PCVまたはD/Wの気相空間に蒸気が放出されると、D/WとS/Cとの間で温度が変化する。この場合、RPV内の蒸気は断熱状態でPCVに放出される。前報[7], [9]で採用した断熱膨張モデルを用いて、差分時間における圧力と温度の変化を次式で表す。

$$dV_{D/W} = \{(\dot{m}_{RPV} v_{RPV})(P_{RPV} / P_{D/W})^{1/\kappa} - (\dot{m}_{PCV} v_{PCV})\} dt \quad (5)$$

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

$$\frac{T_{D/W} + dT_{D/W}}{T_{D/W} + dh''_{D/W} / c_p} = \left[\frac{V_{D/W} + dV_{D/W}}{V_{D/W}} \right]^{\kappa-1} \quad (7)$$

$$\frac{P_{D/W} + dP_{D/W}}{P_{D/W}} = \left[\frac{V_{D/W} + dV_{D/W}}{V_{D/W}} \right]^{\kappa} \quad (8)$$

ここで、記号は図 10 の表記に示している。なお、断熱膨張モデルによる解析では、水位がTAF 以下で RPV 内が過熱蒸気で満たされている場合には、正確な推定ができないことに注意が必要である。上式は、RPV から放出される蒸気が飽和状態にあると仮定しているためである。

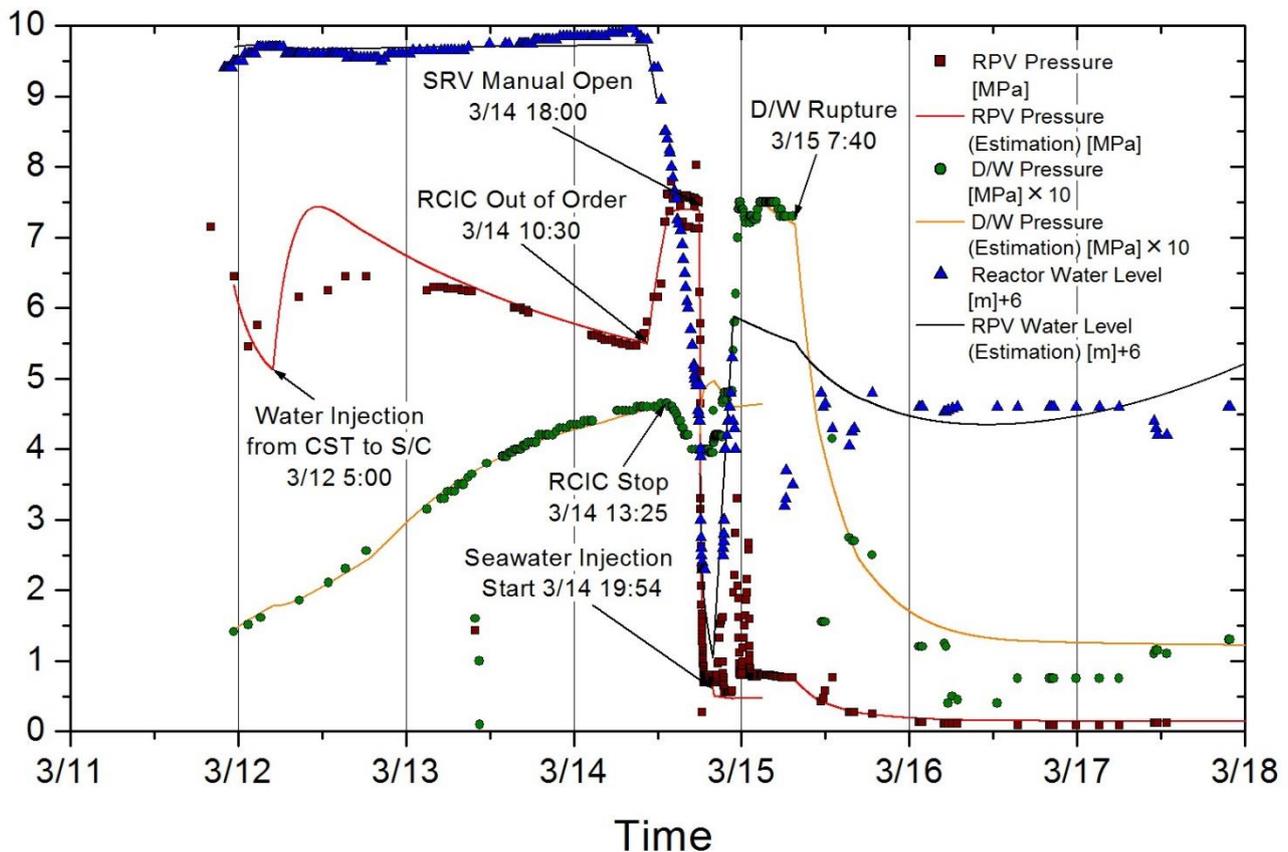


図11 熱力学モデル[8]による解析結果と2号機の実測プラントパラメータとの比較

事故の測定データと比較した場合の現在の熱力学モデルの精度を示すために、現在の分析と2号機の測定データとの比較した結果を図11に示す。2号機[8]の事故シナリオはTEPCOと類似である。そして、私たちの解析結果は、TEPCOよりも事故時のデータと良い一致を示している。

TEPCOは、MAAPと呼ばれる大規模な計算機シミュレーションコードを使用した。これは、NPP事故時の過渡現象を解析するための大規模なシミュレーションプログラムであるが、事故シナリオのシミュレーションには長時間を要する。本報のシミュレーションは、Microsoft Excelを用いて行うことができ、1つの事故シナリオを数秒で解析することができる。また、図11のように解析結果を瞬時にして、図に表示して検討することも可能である。このように、本シミュレーションプログラムは、多数の事故シナリオを短時間で解析することができ、シナリオを調整して事故時の計測データとの良好な一致を得る事故シナリオを選定することができた。

5.2 原子炉水位計の解析

TEPCOは、1号機の原子炉水位計の指示値が全く信頼できないとして、IC停止と炉心の早期溶融を想定したシナリオを構築した[6]。政府事故調査委員会[4]も、TEPCOの報告書[6]に基づき、水位計が正常に動作しない理由を定性的に述べている。しかし、事故当時の水位計の測定値を定量的に評価することはせず、水位計の表示値は全くの誤りであったとしている。後にTEPCOが提出した報告書[16]には、当時の水位計の表示値に何らかの情報が含まれていた可能性が示唆されている。

図5に示すモデルを用いて、図8に示すような水位計の測定値の再現を試みた。3.1節で述べたように、水位計は、基準凝縮水室の構造上、RPV内の水位がTAFよりも高い場合に正しい値を与える。原子炉内水位 Z_F がTAF以上のときは、図5に示すように、 Z_{Ref} は基準水位 L_1 となる。原子炉内水位 Z_F がTAFよりも低い場合、見かけの水位 Z_{Level} と実際の水位 Z_F との関係は、次式で表される。

$$Z_{Level} = Z_F - Z_{Ref} + L_1 \quad (9)$$

燃料集合体内で沸騰が発生すると、図5に示すように、燃料集合体の水頭 H_F と見掛けの水位 H_W が異なる場合がある。このように、垂直流路内で水が沸騰すると、気泡の影響で見掛け水位 H_W が上昇する。燃料集合体の水頭 H_F がTAFレベルを下回っても、図5に示すよ

うに、燃料集合体流路内の見掛け水位 H_W が TAF に到達する限り、基準水位 z_{Ref} は基準水位 $L_1 = 5.11 \text{ m}$ を維持すると考えられる。

流路内の水位が TAF 以下に低下すると、基準管内の基準水位 z_{Ref} が低下し始める。その水位低下の速度は、RPV 内の温度分布や管路配置に依存する。本報では、RPV の水位 Z_F の低下と同じ速度で基準水位 z_{Ref} が低下すると仮定している。また、一度低下した基準水位は、RPV の鉛直方向の温度分布により、元の水位には戻らないと仮定している。また、一度低下した基準水位は、IC の運転中は維持されると仮定している。

B 系の水位計では、3 月 11 日 20 時 30 分に IC が再起動した時点で基準水面の水位は TAF 上 3.0m で停止しており、3 月 12 日 3 時 00 分に IC を停止するまで水位は一定であったと仮定した。また、A 系の水位計では、23 時 30 分に再び基準水位が低下し、TAF 上 2.5m に達した後、IC が停止するまで水位は一定であったと仮定した。

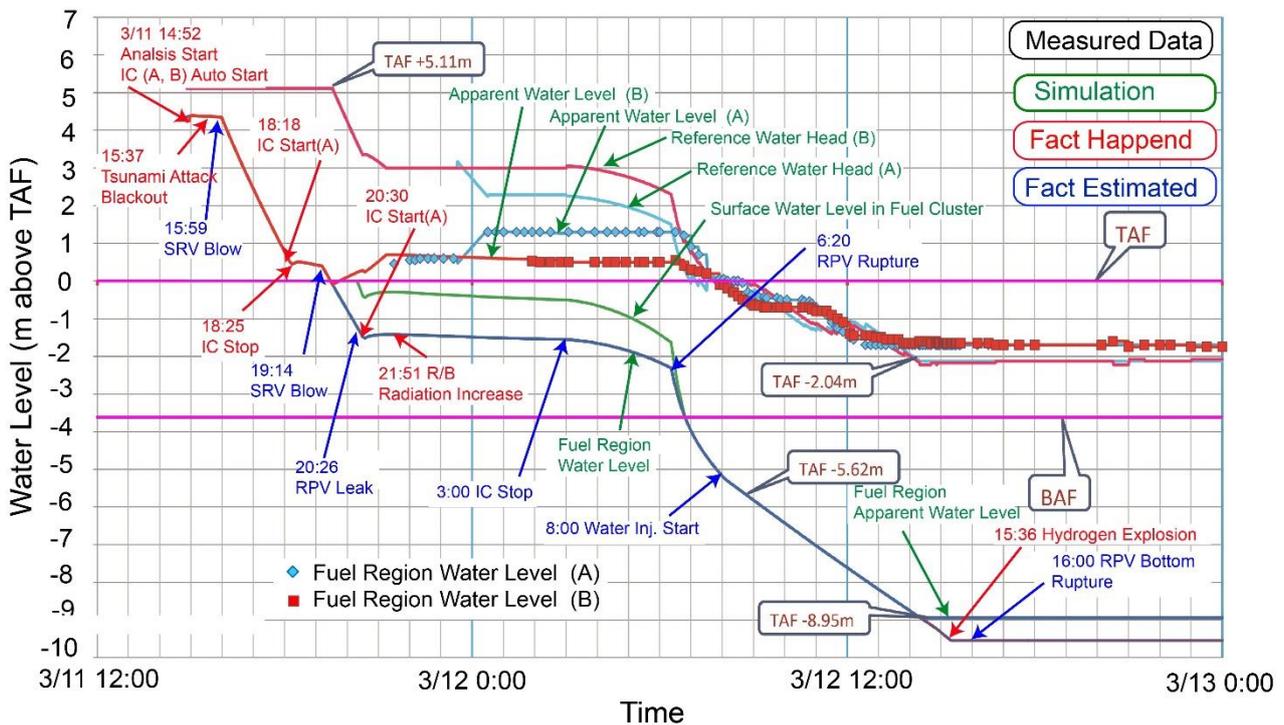


図 12 本報の事故シナリオによる推定水位を用いた事故時の RPV の水位データの再現

上記の水位計の解析モデルと仮定を検証するために、実測値と本報の解析結果を比較した結果を図 12 に示す。計算された原子炉水位は、表 2 に示した事故シナリオを用いて熱力学モデルから求めたものである。

図 12 から、上述の前提条件により、事故時の水位計の表示を再現することができる事が分かる。ただし、炉内水位が TAF を下回ったときの基準水位の低下速度の妥当性は明らかではないが、前述の仮定を導入することより、事故当時の水位計から得られたデータを説明することが可能であった。TEPCO は、基準水位計に水平配管があること、B 系の配管が A 系より約 3m 長いことを報告している。現段階では、基準水位計の配管の詳細は明らかにされていない。TAF+3.0m、TAF+2.5m 付近に基準水位計の水平配管があれば、この仮説は立証できる。現時点では、配管の正確な位置が不明なため、この評価はあくまでも推測に過ぎない。

3 月 12 日 3 時に IC が停止した後、基準水位は RPV 内の水位と同じ速度で低下したと仮定している。6 時 20 分に RPV が破壊して急激に圧力が低下すると、原子炉水位は急激に低下した。これらの仮定を用いた今回の解析では、RPV が破壊した後に測定した水位も再現している。

図 5 に示すように、基準水位が TAF - 2.04 m 以下になると、基準水位の配管は PCV の外に出るため、基準水位 Z_{Ref} は低下しなくなる。また、燃料領域の見かけ上の水位 Z_F は、RPV 内の水位計の配管も TAF-8.94m で PCV の外に出ているため、その後減少していない。したがって、14 時 20 分以降は見かけの水位 Z_{Level} は一定となる。この推定値は、測定された見かけの水位とよく一致している。

TEPCO は、原子炉水位計の測定値の再現を試み、TEPCO がシミュレーションした事故シナリオ [16]を用いてデータの再現に成功したと主張している。TEPCO が想定したシナリオでは、3 月 11 日 19 時 40 分に水位が BAF になったと想定していたが、これは私たちの想定よりも大幅に早い。別紙 1-6 [16]のデータを検討したところ、別紙 1-6 の「Calculated variable leg water level above PCV penetration」の導出が理解できなかった。TEPCO は計算手順を説明していない。

6. 結果と考察

6.1 PCV内の圧力変化

図13は、表2の事故シナリオに沿ったRPVとPCVの圧力シミュレーションを示したもので、図8に示したD/W, S/C, RPVの圧力の実測値と、今回のシミュレーションの結果を比較した。

図13には、NPPの正門における放射線量も示している。

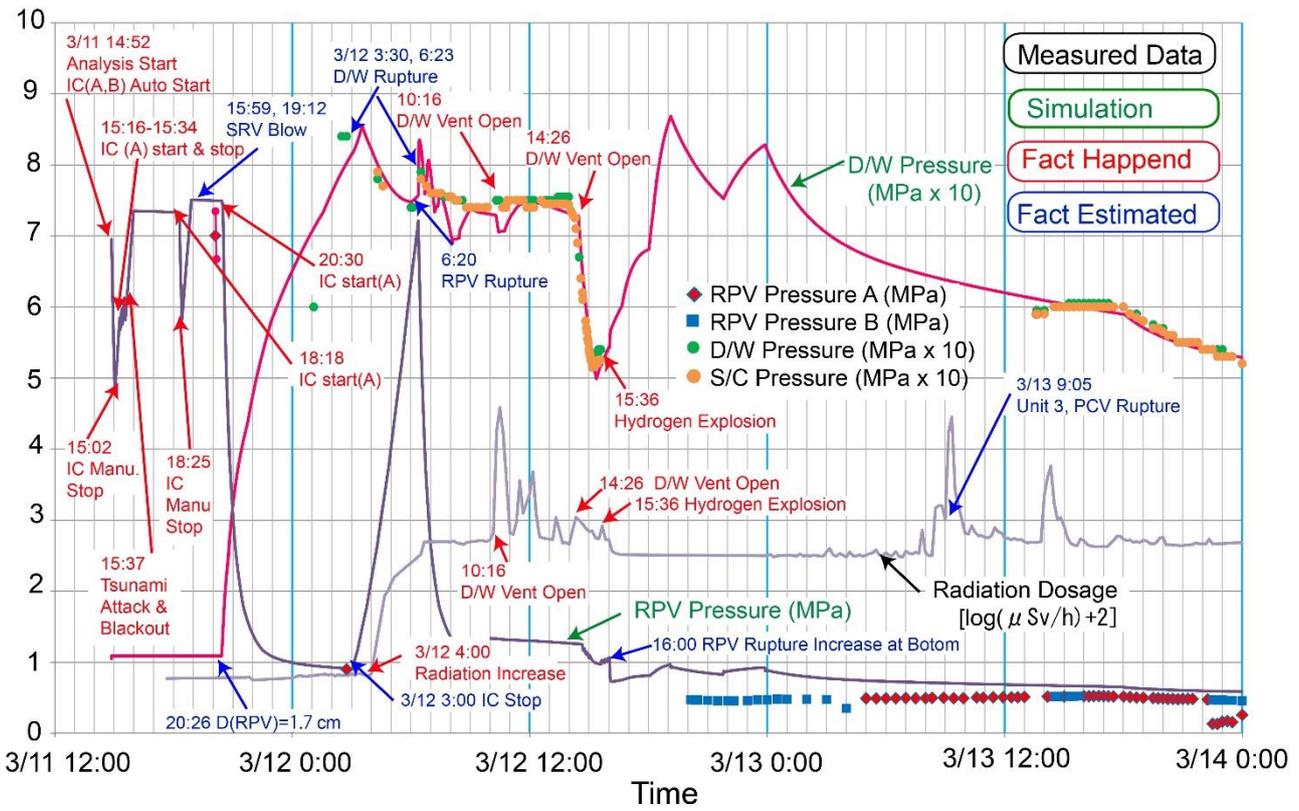


図 13 本報の事故シナリオによる容器圧力の推定値と実測値の比較。本シミュレーションでは、3月12日03:00までICが運転されていたと仮定している。3月11日20:26にRPVからの小さな漏洩が発生し、3月12日6:20にRPVが気相で破断したと仮定した。その後、16:00頃に再び下部でRPVが破壊した。PCVは03:30に破断し、6:23に破断面積が増加したと仮定した。

PCVの圧力推定、すなわちS/CとD/Wの圧力推定は、3月12日01時05分の測定点を除いて、実測値とよく一致している。このデータは当時報告されたオリジナルのデータには含まれていなかった[26]。3月12日06時23分から09時00分まで、PCVで破断が発生した推定面積は、炉内水位がTAFより低いため、相平衡の仮定が満たされていない。したがって、破断面積は実測値を満足するように調整した。この時刻には過熱水蒸気がRPVからD/Wに放出されていた。

この事故シナリオでは、21時51分にR/Bの放射線量が上昇したのは、20時26分にRPVから漏洩した汚染ガスがPCVに充満していたため、R/Bの放射線量が上昇したためと推定している。その後、3月12日3時30分頃、高圧のためPCVが破断した。この時点では、ICは停止しており、水位は3月11日20時26分に比べて低くなっていた。破断面積は、相当直径で $d_{RPV} = 1.7\text{cm}$ と推定された。06時20分

に破断したRPVからの蒸気の噴出により、06時23分にPCVの破断面積が増加した。この時、加熱蒸気が噴出していたため、式(4)、(5)では、PCVの真の破断面積は推定できない。RPV内に水を注入すると、噴出された蒸気は再び飽和状態となったと推定される。08時00分の推定では、PCVの破断直径は約8cmであり、初期の推定[9]とよく一致している。

10時26分以降の圧力は、PCVのベント操作により低下した。表2に示すように、PCVのベント操作により、PCVの見かけの破断面積は増加し、ベントバルブを閉じると元の値に戻っている。なお、15時36分の水素爆発では、PCVの破断面積は変化していない。これは、著者[7]が指摘したように、破断位置はPCVの下部にあったことを示している。これはTEPCO[13]でも証明されている。

正門付近の放射線強度は3月12日04時00分から04時40分の間に12倍に増加し、05時10分から06時30分の間にも増加した。これらの放射線量の増加は、PCV破断推定時刻03時30と06時23分と概ね一致している。記録では、3月11日21時51分にR/Bで線量が上昇したため、建物内への立ち入りが禁止された。この時、図13に示すように、正門付近の放射線量は増加していなかった。このことは、20時26分にRPVからPCVに流出した汚染ガスが、PCVを介して環境に漏れていない可能性があることを示唆している。また、今回の推定から20時26分以降はRPVの水位はTAF以下であり、RPV内の汚染蒸気がPCVに漏れた可能性がある。

6.2 RPV内の圧力変化

また、今回の事故シナリオによるRPVの推定値を図13に示す。この推定では、3月11日18時18分から18時25分の間 IC-A が稼働していたと仮定している。また、図6に示すように、TEPCOが発表したオリジナルデータ[26]に基づき、20時30分にICが再起動されたと仮定している。この解析では、3月11日3時頃にICが機能不全になっていたと仮定した。この理由として、ジルコニウム-水蒸気反応で発生した水素がRPVに蓄積し、蓄積したガスがIC内の蒸気の凝縮を停止させたと考えられる。

本報で推定したIC が機能を停止した時間は、TEPCOの推定値[16]よりも大幅に遅れている。TEPCOが発表した報告書では、「ICの18時25分以降の起動を考慮すると、RPV破損タイミングを遅らせ、格納容器コンクリート侵食量は少なくなる結果となったが、事象進展の大きな流れからすると現在の1号機の状況と比較して大きな差は生じない可能性が高いことが分かった」としている。TEPCOは、事故初期に蓄積した水素がIC内の凝縮能力を低下させたため、ICが早期に機能しなくなったと推定している。

TEPCOが提示した試算は、IC内の凝縮熱伝達が図1のNPPの凝縮器のような自然対流型の凝縮熱伝達であれば可能な場合である。発電所の凝縮器は、伝熱管の外側で蒸気を凝縮させ、伝熱管内で冷却水を循環させている。しかし、ICの場合は、凝縮した蒸気は伝熱管内を流れ、冷却水は伝熱管の外で沸騰している。図9に示すように、ICは高い位置に配置されていた。IC内の凝縮水は、ICとRPVの凝縮水入口との高低差が大きいため、IC内の凝縮水は大きな吸引ヘッドを受けることになる。この場合、水素ガス発生後も強制対流凝縮が継続している可能性があると考えられる。そのため、本報では、3月12日03時00分頃にICが機能しなくなったと推定した。

既報告[9]の議論によると、スクラムから3.5時間後の18時18分にIC-Aを再起動した時、ICの冷却性能は崩壊熱の発生量を大きく上回っていた。図13に示すように、RPV圧力はICの再起動後に急速に低下した。18時25分にIC-Aが手動で停止した後、圧力が上昇し、SRVがS/CにRPVの蒸気を吹き込み、RPV内の水位が低下した。20時30分にICが再起動したと仮定したが、この時の水位は図12に示すようにTAFを下回っていた。

図13に示すように、20時30分にICが再起動した後、RPV内の温度が急激に低下し、3月12日3時00分にICが停止するまでTAFの燃料温度が比較的低い状態が続いていた可能性がある。ICが3時00分に停止すると、RPV内の圧力・温度が急激に上昇し、燃料コアの破壊が始まった可能性がある。図13の推定圧力は水蒸気の相平衡を前提としているため、RPV内の圧力はこの推定圧力よりも大幅に高くなったと推定される。

津波襲来後と3月12日15時36分に起きた水素爆発前の中で、RPVで測定された圧力データは2つだけである。3月11日20時7分の圧力データを調べたところ、図13に示すように、オリジナルデータは6.7~7.3MPaの範囲であった。TEPCOの報告書[16]では、この20時7分の圧力データにその平均値を採用している。3月12日02時45分の圧力測定値は0.901MPaであった。TEPCOは、この圧力測定値の低さは、ICが機能しておらず、事故の初期段階でRPVが破裂した証拠だと主張している。

1号機のICは、スクラム直後の崩壊熱を冷却するのに十分な冷却性能を有していた。02時45分時点での崩壊熱は、スクラム直後の値の22%であった[7]。ICの伝熱性能を考慮すると、図13に示すように、RPV内の圧力はICの再起動によって急速に低下し、02:45の測定圧力となった。このことから、このRPV内の圧力低下は、ICが動作しても達成されることが考えられる。

解析によれば、03時00分にICが停止すると、RPV内の圧力が急激に上昇した。この急激な圧力上昇により、06時20分にRPVの破断が発生したと推定した。また、RPVからPCVへのガ

スの吹き込みにより、06時23分にPCVの圧力が急上昇した。この圧力上昇がPCVの破壊を招いたと考えられる。

6.3 RPV内の水位変化

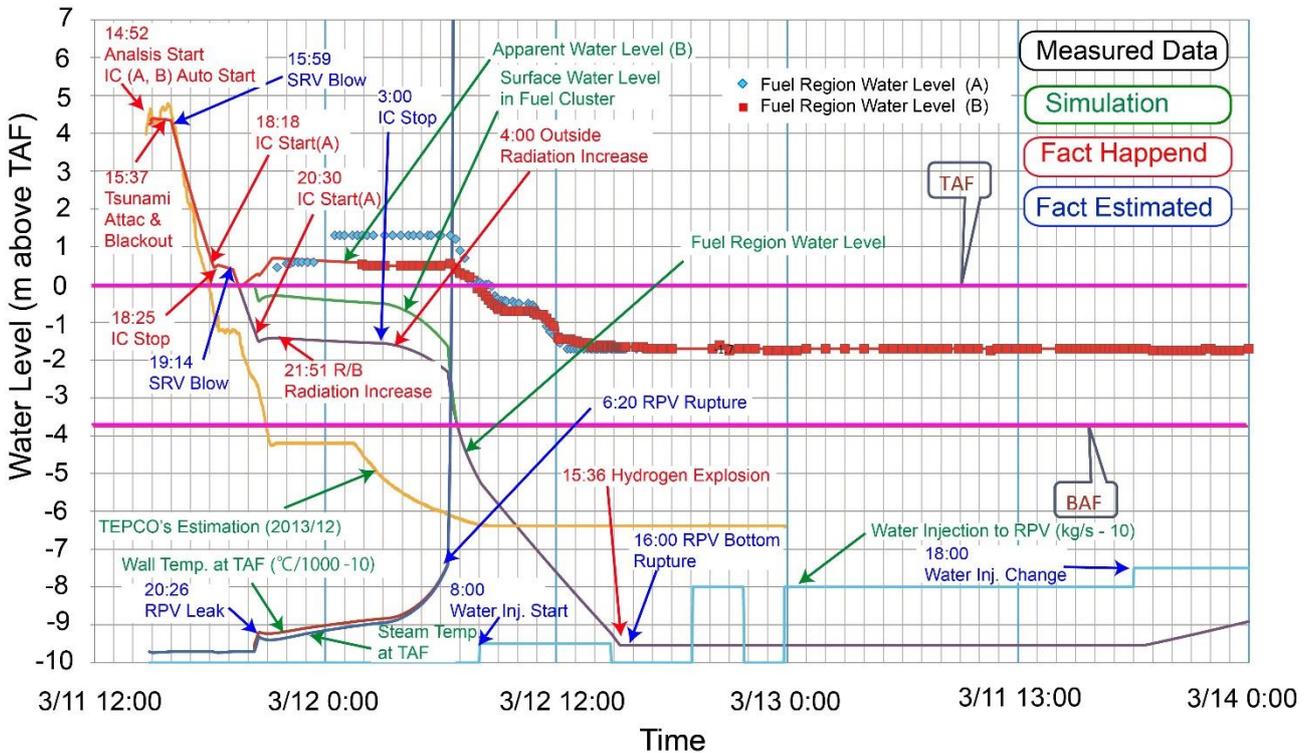


図 14 本報のシナリオに基づく原子炉圧力容器内の水位の推定値と、図 8 の測定値及び TEPCO の推定値[12]との比較。今回の推定では、3 月 11 日 20:26 には TAF よりも低い水位となり、原子炉圧力容器内で小さな漏水が発生したと仮定した。IC-A は 20:30 に再起動され、3 月 12 日 03:00 に停止した。RPV が破壊したのは 06:20 で、その後、16:00 頃に水位が RPV の底に達し、そこから燃料が漏れ出したと推定した。

図14は、原子炉水位計A、Bの推定水位と実測データを示したものである。燃料クラスター内の熱伝達解析によれば、燃料クラスター内の水位がTAFよりも低くなると、見かけ上の水位はシュラウド外の水位よりも高くなる[HTC Rep.26.2, 2013/03/03]、[9]。

図14には、TEPCO[12]が推定した水位（シュラウド外）と、5.2節及び図12の伝熱モデルから導き出した推定値も示している。図5に示すように、燃料クラスター流路内では沸騰気泡により水が膨張し、見かけの水位が上昇し、実際の水位がTAF以下でも、燃料上部が濡れた可能性がある。また、図14には、クラスター流路内の見かけ上の水位 Z_w も示されている。これ

は、以前の報告書[9]で議論したように、燃料クラスターが均一な熱流束を持つ単管であると仮定すると、燃料クラスター内のボイド率分布やクオリティ分布から推定することができる。

ICが再起動したときには、上述したように、水位 Z_w がTAFよりも低くなっても、運転中のICからの蒸気循環により、燃料棒の温度が比較的低温に保たれていた可能性がある。ICが停止し、燃料クラスター内の水位 Z_w がTAFよりも低くなると、燃料表面が純水蒸気で覆われ、壁面温度が急激に上昇した。TAFにおける蒸気の温度と燃料棒表面の温度は、蒸気発生率とパイプ内の強制対流熱伝達により推定できる[9]。TAFにおける燃料棒と蒸気の推定壁温度を図14に示している。

図14には、RPVへの注水量の推定値を示している。注入された水がバイパスラインに入り、全ての水がRPVに到達しない可能性があるため、推定注入量は、報告値よりも小さい値となっている。表2と図12の注水量は、再構築された水位計が得られたデータと一致するという条件を満たすように調整されている [HTC Rep.26.2, 2013/03/03] 。

本報の推定では、3月11日15時59分にRPVの蒸気がSRVを介してS/Cに吹き込まれ、RPV内の水位が低下し始めた。この挙動は実測値[13]と一致している。水位の低下は、18時18分に運転員がICを再起動すると停止した。その後、18時25分にICが停止したため、19時14分に再び水位が低下し始めた。水位は19時30分にTAFに達した。このとき、燃料クラスター内の気泡の流れが燃料表面の飽和温度を維持していたため、TAFにおける燃料クラスターはまだぬれていたと推定される。

20時26分に水位がTAFを下回った時点でTAFにおける燃料クラスターが乾燥し、高温の蒸気がRPVの上部に放出された。この時の蒸気の圧力と温度は、図14の推定値を大幅に上回るものと予想される。さらに、この時にジルコニウム蒸気反応が起こった可能性がある。高温の蒸気はSVを経由してD/Wに放出されたと考えられる。

20時30分にICを再起動した時、RPVと燃料クラスター内の水位はTAFを下回っていた。しかし、ICの動作で水や蒸気が循環しているため、蒸気温度や蒸気圧が低下していると推定される。従って、ICが作動しているときは、安定した循環が維持されていると推定した。この安定した水位は、水位計がある程度正常に作動していることを示しており、この仮定により測定された水位データは、図12に示すように再構成することができた。

TEPCOは、シミュレーションプログラムMAAPを用いて1号機の事故シミュレーションを行った[12]。TEPCOは、津波襲来後にIC能化せず早期にメルtdownしたと推定している。

私たちは、TEPCOが採用した事故シナリオと同じ事故シナリオ[9]に基づいて、本報の熱力学モデルを用いてシミュレーションを行ったところ、RPVの水位はMAAPで得られたものとはほぼ同じ結果が得られた。しかし、TEPCOによる水位推定[12]では、実測水位データを再構築することができなかった[HTC Rep.32.2, 2014/03/05]。

本報では、3月12日03:00頃にICが停止したと推定した。その後、図14に示すように燃料の温度が急激に上昇し、メルトダウンが始まった。06時20分の急激な減圧により、RPV内で減圧沸騰が起これ、RPV内の水位が急速に低下した。06時20分にはRPV上部の蒸気が高圧・高温になったためRPVが破裂したと推定している。PCVに放出された蒸気は、06時23分にPCVの破断部の大きさを急速に増大させた。なお、水位がTAF以下の場合のRPVの挙動は、現在の熱力学モデルでは正確に表現できない。しかし、破断面積などのパラメータを調整することで、発生した現象を定性的に表現することができた。

RPV内の圧力が低下すると、図14に示すように 08:00 に注水が開始された。この時点では、水の注入により熱力学的平衡が保たれていると考えられる。注入水がバイパスラインに入り、全量がRPVに到達しない可能性があるため、注入量は報告されている値よりも小さくした。

原子炉の水位は、06時20分にRPVが破壊してから低下し、16時頃にはほぼゼロになった。本報の事故シナリオでは、この時点でRPVが再び底部で破壊したと推定している。TEPCOは、3月11日22時頃にRPVがメルトダウンしたと推定している。これは、本報の3月12日の16時頃の推定よりもかなり早い。溶融した燃料はRPVの底部から流出した可能性があるが、本シナリオでは燃料の大部分がRPV内に残っていると推定している。その理由については後述する。

7 RPVとPCVの破壊時間と位置の予測

これまでの議論から、津波襲来後一定期間は IC が作動していたと仮定すれば、当時の測定データや活動記録、作業員の見撃証言などを説明することが可能である。また、表2に示した事故シナリオでは、事故当時に測定された RPV や PCV の圧力データや水位、放射線強度などをある程度説明することが可能であることが明らかとなった。

3月11日20時26分にRPVに直径1.7cm相当の亀裂が発生し、蒸気がD/Wに噴出したと推定される。3月12日 03時30分には、PCV が破損し、その相当径は 3.5～3.7cm であった。06時20分には、RPVが破損し、大量の蒸気がD/Wに噴出した。RPVの破損部の相当径は7cmであった。16時頃、RPV内の水がなくなり、溶融した燃料がRPVの底部からPCVのプレナムに漏れ

出した。燃料が流出した時刻はTEPCOの推定よりも大幅に遅く、さらに燃料のかなりの割合がRPVに残っていたと推定される。その後、注水が安定すると、RPV下部の亀裂が水と溶融燃料で塞がれ、RPV上部の亀裂から蒸気が漏れ続けていたと推定している。

私たちは、PCVの破断位置を推定し、D/WとS/Cを接続するベローズ部と推定した[HTC Rep.25.1, 2012/12/26], [9]。その後、TEPCOがR/B内部を調査した結果、破断位置はD/Wとバキューム・ブレーカー・チューブの下部付近のベローズであると推定された[13]。この位置は、私たちの推定位置にかなり近かった。

3月20日から22日にかけて、1号機への注水量が著しく低下した時期があった。この注水量の減少により、原子炉全体の温度が約400°Cに上昇した。3月23日以降は注水量が増加し、原子炉内の温度が急激に低下した。また、3月20日以降、中央制御室に電力が復旧し、原子炉各部の温度データがようやく得られるようになった。

この時の原子炉の各部の温度データを調べることで、事故後の原子炉の状態や破損箇所をある程度推定することができる。しかし、温度センサーや原子炉部品の正確な位置は、現時点ではわかっていない。このような推定には、いくつかの不確実性の要因がある。本解析は公開データに基づいているが、筆者が入手できない未発表の報告がいくつかあることが予想される。これらのデータが入手可能になったときには、今回の推計が正確でない可能性がある。

本節では、表2に示した本報の事故シナリオに基づいて、圧力容器の破断位置と破断時刻を大胆に予測してみた。これらの予測は、異なる事故シナリオによって変化する可能性があり、現在の予測が正確でない可能性がある。しかし、今後の原子炉事故に貢献するために、不正確さを恐れずにRPVとPCVの破断位置と破断時刻を推定することを試みる。

7.1 温度測定点の同定

TEPCOは、2011年3月20日以降の原子炉各部の温度測定データを、5月17日にMicrosoft Excel形式で公開した [29]。表3に「福島第一原子力発電所 事故時に運転員が採取したプラントデータ一覧」[30]と、各種公開データから推定した温度測定データの位置と名称を示す。これらのデータをもとに、事故直後に測定された温度データの場所と名称を推定することができる。推定した原子炉の各部の温度測定点は、図15及び図16に示すとおりである。

温度測定点と給水ノズルの位置関係は重要であるが、それらの正確な位置は不明である。

また、SV と SRV の温度センサーの位置や SV が蒸気を吹き出す方向についても正確な情報がない。これらの情報があれば、推定の精度がさらに向上すると考えられる。

表 3 事故時に運転員が採取した温度データ一覧

TC No.	Name	Tag. No	Service Name	Position	Direction	Height
20	Vessel Flange	TE-263-66B1	Vessel Head Flange	RPV	270	33000
21	Vessel Flange (Vessel Stream)	TE-263-67A1	Vessel Stud	RPV	270	33000
22	Water Supply Nozzle N4B (Terminal)	TE-263-69D1	N4B Nozzle End	RPV	135	27750
23	Water Supply Nozzle N4B (Inner)	TE-263-69D2	N4B Nozzle End Inboard	RPV		
24	Water Supply Nozzle N4C (Terminal)	TE-263-69E1	N4C Nozzle End	RPV	225	27750
25	Water Supply Nozzle N4C (Inner)	TE-263-69E2	N4C Nozzle End Inboard	RPV		
26	Vessel Core	TE-263-69F3	Vessel Core	RPV	270	22160
27	RPV Lower Part (Lower Head)	TE-263-69L1 or 69L2	Vessel Bottom Head	RPV	25 or 130	1550
28	Control Rod Drive (CRD) Upper Housing	TE-263-69N1	CRD Housing Top Edge	RPV		
29	CRD Lower Housing	TE-263-69N3	CRD Housing Top Edge	RPV		
30	SV Exhaust 203-4A①	TE-261-13A	SV-4A	PCV (D/W)		
31	SV Exhaust 203-4C②	TE-261-13C	SV-4C	PCV (D/W)		
32	SV Exhaust 203-4B③	TE-261-13B	SV-4B	PCV (D/W)		
33	SRV Exhaust 203-3A⑥	TE-261-14A	RV-203-3A (Blowdown Valve)	PCV (D/W)		
34	SRV Exhaust 203-3B⑦	TE-261-14B	RV-203-3B (Blowdown Valve)	PCV (D/W)		
35	SRV Exhaust 203-3C⑧	TE-261-14B	RV-203-3C (Blowdown Valve)	PCV (D/W)		
36	SRV Exhaust 203-3D⑨	TE-261-14B	RV-203-3D (Blowdown Valve)	PCV (D/W)		
39	HVH-12C Return	TE-1625C	HVH-12C Return Air	PCV (D/W)		
41	RPV Bellow Seal (HVH-12A 1625L) HVH-12A?	TE-1625A	HVH-12A Return Air	PCV (D/W)		

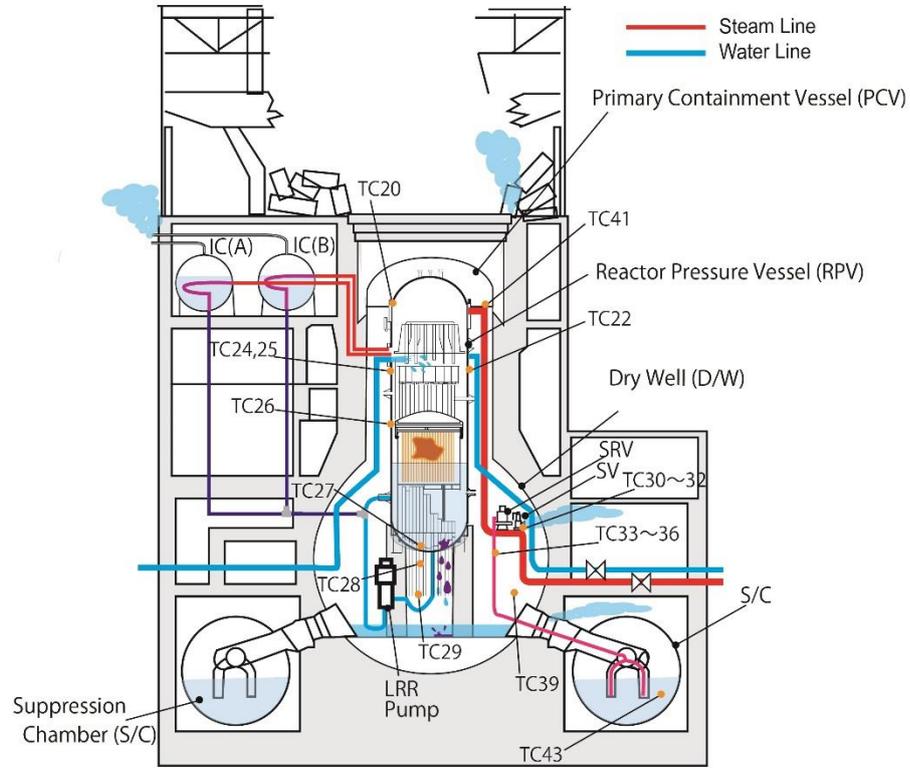
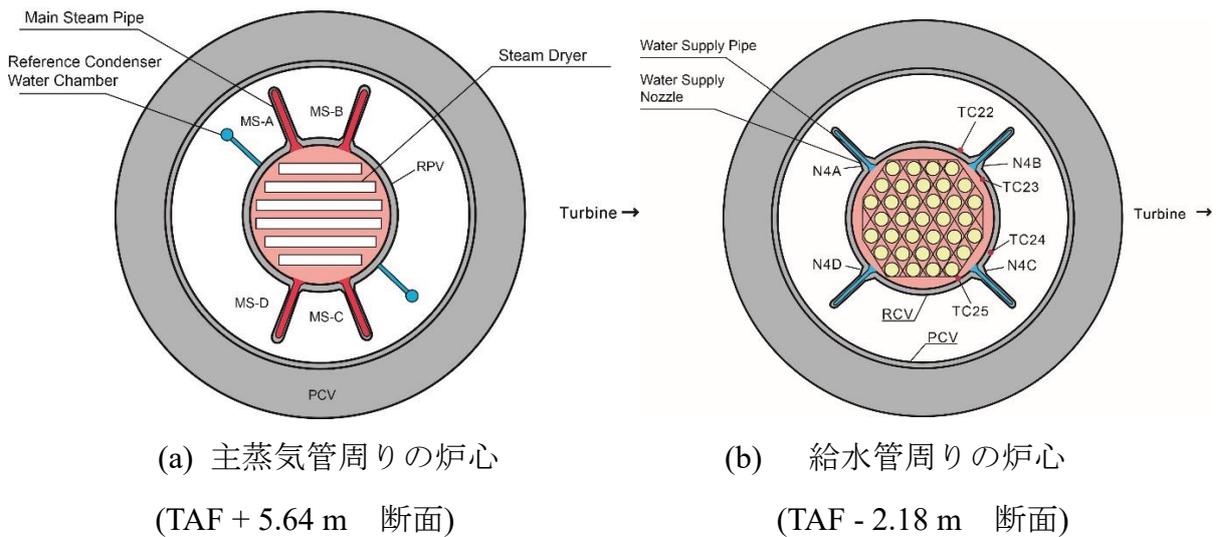
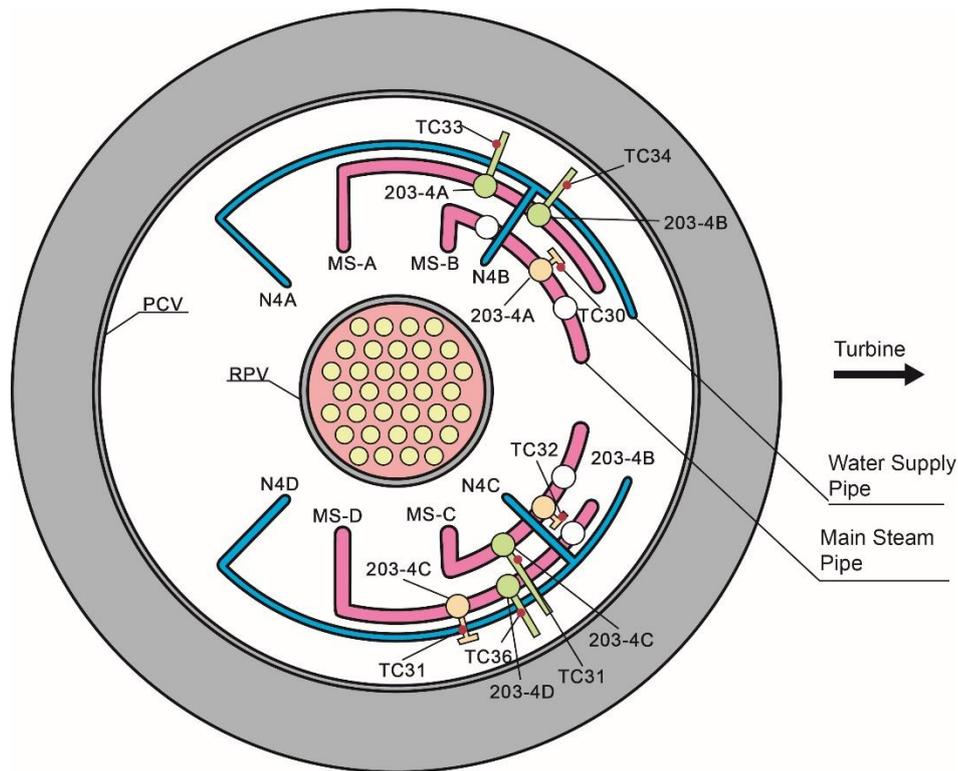


図 15 原子炉の断面図と温度計測点の推定位置



(a) 主蒸気管周りの炉心
(TAF + 5.64 m 断面)

(b) 給水管周りの炉心
(TAF - 2.18 m 断面)



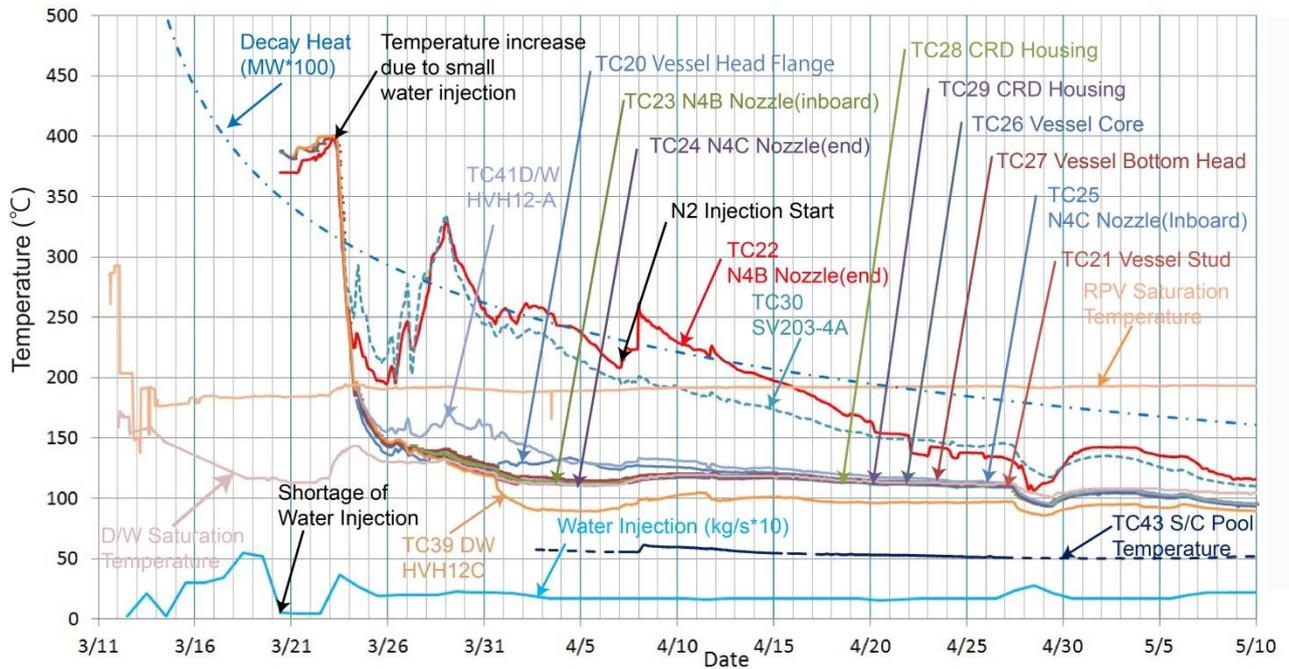
(c) SV、SRV 周辺の温度測定位置

図 16 各高さにおける原子炉断面積と温度計測点の推定位置

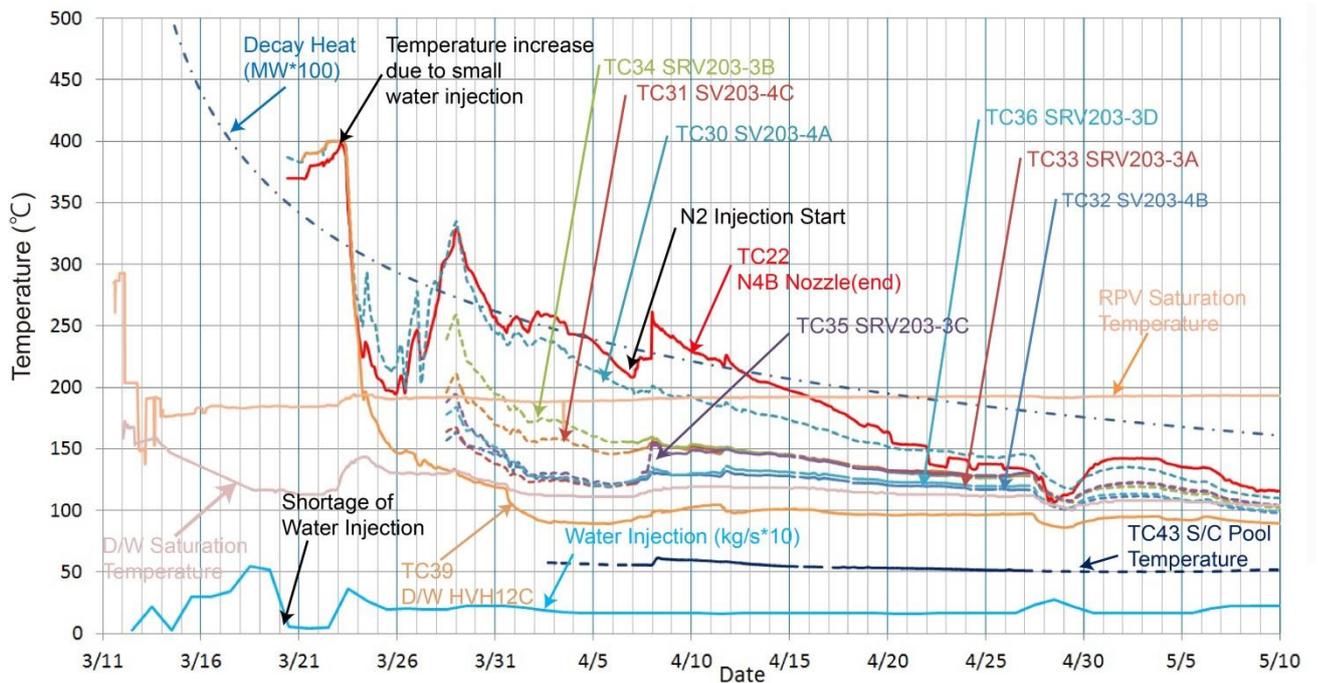
図 15 および図 16 は、筆者が推定した原子炉内の温度測定点の位置を示している。温度測定点の正確な位置や原子炉構造の詳細は公表されていない。図 15 および図 16 の温度測定点の位置は、表 3 に記載されたデータおよび各種公表データを用いて推定したものである。そのため、実際の位置とは異なる場合がある。なお、温度測定点の番号付けは、表 3 に記載されている番号に対応している。

図 16(c)は、1号機に設置されたSRVとSVの推定位置を示したものである。両バルブは、いずれも主蒸気管に設置されている。SRVから放出された蒸気はS/C内の水で凝縮される。一方、SVから放出された蒸気は直接D/Wに放出される。そのため、SVが作動するとPCV内の圧力が急激に上昇することがある。SVの作動圧力設定はSRVの作動圧力設定よりも高くなっている。TEPCOの中間報告書の添付資料[31]によると、SRVの作動圧力は7.27～7.71 MPa、SVの使用圧力は8.51～8.62 MPaとなっており、通常の運転条件ではSVは作動しない。ただし、蒸気-ジルコニウム反応のように、RPV内の水位がTAF以下に低下して急激に圧力が上昇した場合には、SVが作動する可能性がある。

7.2 温度データの評価



(a) RPV と PCV の周辺の温度変化



(b) SV と SRV 周辺の温度変化

図 17 2011 年 3 月 20 日以後の原子炉各部の温度変化、ならびに、注水量、崩壊熱量、飽和蒸気温度の変化

上述したように、3 月 20 日から 22 日にかけて、1 号機への注水量が大幅に減少し、原子炉内の各部の温度が 400 °C に達した。その後、炉心への注水量が増加し、原子炉内の温度が急激に低下した。図 17 は、3 月 20 日以後に測定した原子炉各部の温度変化を示したもの

である。温度測定点を表 3 に示し、その位置を図 15、図 16 に示している。また、その時の注水量の記録と崩壊熱の変化も図 17 に示す。また、RPV と D/W 圧力から計算した飽和蒸気温度も表示している。

図 17 に示すように、3 月 20 日～22 日にかけての注水量の極端な減少により、原子炉の各部の温度が上昇し、ほぼ均一になっていることがわかる。4 月に RPV への注水量が安定化した後は、崩壊熱の減少に伴って原子炉各部の温度が徐々に低下していることがわかる。

まず、図 15 の温度測定位置と図 17(a)の温度変化を比較してみる。ここで注目すべきは、RPV の底部(TC27)の温度が注水と同時に低下し、D/W の飽和温度と等しくなっていることである。また、制御棒駆動(CRD)と呼ばれる PCV 内の制御棒駆動ハウジング(TC28, TC29)の温度も D/W の飽和温度になっている。逆に、給水ノズル N4B の端部(TC22)や SV203-4A の端部(TC30)は高温のままであり、その温度は RPV の飽和温度よりも高くなっている。また、給水ノズルの端部 N4C(TC24)は、原子炉底部と同じ温度であった。これは、給水が給水ノズル N4C から行われていたことを示唆しており、そのために温度が低かったことを示している。

ここで、TEPCO の推定通り、燃料棒の大部分が RPV から PCV に溶け出し、PCV 底部のペDESTALに堆積したと仮定する。注水は、給水ノズルから RPV に流れ込み、RPV の底部から流出して PCV のペDESTALに堆積した燃料を冷却することになる。したがって、熱源のある PCV (D/W) の温度は、RPV 内部の温度よりも高いはずである。しかし、測定結果はその逆を示している。さらに、D/W 内部の温度 (TC39) は D/W の飽和温度よりも低くなっていた。TEPCO の推定では、燃料の大部分が PCV に流出したために D/W は高温の蒸気で満たされてことになるはずであり、図 17 の計測データと矛盾する。つまり、TEPCO が推定した現象は起こっていないと考えられる。

本報の事故シナリオを表 2 に示すように想定すると、3 月 12 日 16 時頃に形成された RPV の底部の穴から注入水が漏れ出したと考えられる。また、RPV 内の燃料から発生した過熱水蒸気は、RPV の気相中の穴から流出していたと考えられる。このようなシナリオで、図 17(a)に示す温度変化が説明できる。RPV 内に亀裂が形成されたのは、3 月 11 日 10 時 26 分頃と 12 日 6 時 20 分頃と推定される。3 月 23 日以降、RPV 内への注水が安定していることから、この頃は、RPV 内で飽和した水が RPV の下部から流出したものと推定される。この水が流出したことにより、RPV の下部と PCV の D/W が均質な温度になったと考えられる。

次に、図 16(c)の温度計の位置関係を、図 17 (b)の原子炉内の温度変化とを比較する。B

系の主蒸気管に接続されている SV(203-4A)が破損して蒸気を排出し続けた場合、給水ノズル N4B 先端の温度計(TC22)と、RPV 容器内の B 系統の主蒸気管の近傍に設置されている SV203-4A(TC30)の温度データが特に高温を示していたことが説明できる。

逆に、図 17(a)の給水ノズル N4C(TC24)の端部の温度は、注水再開と同時に冷えていることがわかる。これは、事故直後にノズル N4C, N4B から炉心への注水が行われたことを示唆している。しかし、注水手順に関する詳細なデータは得られていない。また、ノズル N4B の内部温度計 (TC23) も低温である。これらの温度計の詳細な位置が不明であるため、これらの現象の解明にはさらなる調査が必要である。

SV と SRV の温度変化を分析すると、SV203-4A (TC30) に近い SRV203-3B (TC34) が高温を示している。これは、SV203-4A から流出した蒸気が SRV203-3B の温度測定点に衝突し、TC30 が高温を記録した可能性が考えられる。一方、3 月 12 日 6 時 20 分頃に SRV から S/C に高温の蒸気が放出された可能性がある。この高温蒸気が SRV203-3B のバルブシートを破損し、3 月 23 日以降も蒸気が SRV から漏れ続けていた可能性もある。

SV については SV203-4C (TC31) が SV203-4A に次いで 2 番目に高い温度を記録した。3 月 11 日 20 時 26 分に発生した蒸気漏れがこの SV の弁座破損によるものであるとすれば、TC31 の温度変化は理解できる。SRV (SRV203-3B) は D/W の飽和温度よりも高い温度を示した。図 14 に示すように、3 月 12 日 06 時 20 分に高温水蒸気が SRV を通過したことにより、SRV のバルブシートが破損し、リークが継続した可能性がある。

SV と SRV が回収・点検されるまでには相当の時間がかかると思われる。そのため、今後の調査が行われない限り、この仮説を検証することはできない。今後も、RPV の漏洩箇所を特定できない可能性もある。

7.3 温度データに基づいた破壊状態の推定

TEPCO が発表した中間報告書[31]では、SV と SRV の作動圧力は示されているが、各弁に設定されている作動圧力値は記載されていない。このため、本報告書の事故シナリオが正しいと仮定して推定した個々のバルブの作動圧力を表 4 に示す。本報の事故シナリオと図 17(b)によれば、3 月 11 日 20 時 26 分に安全弁 SV203-4C の弁座が高温蒸気により動かなくなり、3 月 12 日 06 時 20 分に安全弁 SV203-4A が破損するためには、SV203-4C と SV203-4A の設定されている動作圧力は残りの安全弁 SV203-4B の動作圧力よりも低くなければならない。

前述したように、このとき主蒸気逃がし安全弁 SRV (SRV203-3B) の弁座もスタックした可能性がある。また、図 17(b)に示すように、窒素注入後の SRV203-3C の温度はわずかに上昇していたため、SRV203-3C の動作圧力は SRV203-3A, SRV203-3D よりも低いと推定された。この推定値と実際のバルブ設定操作圧が同じであれば、この事故シナリオの精度が検証されることになる。

本報の推定では、3月11日20時26分および12日03時00分以降の急激な圧力上昇と燃料棒のドライアウトにより、SV が作動した可能性がある。図 14 に示すように、RPV が破壊された時点では、RPV 上部に貯留されていた蒸気が著しく高温になっていたと推定される。その際、SV の弁座等が破損し、開弁状態が維持されていたことが推定される。一般に、SRV の最高使用温度は 302 °C、その他のバルブの最高使用温度は 550 °C である。ジルコニウム合金は 900 °C 以上の温度の蒸気と反応するため、最高使用温度よりもかなり高い温度の蒸気が SV や SRV を通過したと考えられる。

表 4 安全弁 SV および主蒸気逃がし安全弁 SRV の推定動作圧力

Type of Valve	Name in Fig. 16(c)	Operating Pressure (MPa)
Safety Valve (SV)	203-4A, 203-4C	8.51
Safety Valve (SV)	203-4B	8.62
Safety Relief Valve (SRV)	203-3B, 203-3C	7.64
Safety Relief Valve (SRV)	203-3A, 203-3D	7.71

本報告書の事故シナリオに基づき、図 13、14、前述の考察を考慮し、大胆に予測すると、1号機の破壊シナリオは以下になると推定される。

- (1) 3月11日20時26分頃、RPV からの高温蒸気が SV を経由して、D/W に放出された。
安全弁 SV203-4C のバルブシートが固着したため、蒸気は直径 1.7cm 相当の断面から噴出した。
- (2) RPV から漏洩した汚染ガスは、PCV に貯留されたため、R/B 内の放射線量が増加していた。このため、21時51分に R/B への立ち入りが禁止された。
- (3) この蒸気排出により PCV の圧力が上昇し、3月12日03時30分頃、PCV 下部の D/W と S/C を接続する真空破断弁のベローズに直径 3.5cm 相当の亀裂が発生した。
- (4) 04時00分以降、PCV から環境中に流出された汚染ガスにより、正門付近の放射線量が増加した。
- (5) 03時00分頃に IC が停止したため RPV の温度と圧力が急激に上昇し、06時20分頃に

は安全弁 SV(SV203-4A)のバルブシートが固着して、直径 7cm 相当の破断が発生した。

- (6) 06 時 23 分頃、PCV 底部の亀裂が拡大したか、新たな亀裂が発生した。亀裂の大きさは直径 8cm 相当であった。真空破断弁のベローズ部のひび割れに加えて、再度 PCV が破損した可能性がある。
- (7) RPV 内の水がなくなってきたため、15 時 36 分頃に R/B 上部が水素ガス爆発を起こした。その後注水が停止された。また、16 時 00 分頃には RPV の底部に穴が開き、熔融した燃料が流出した。しかし、燃料のかなりの部分は RPV 内に残っていると考えられる。

破壊位置の推定には、原子炉のより詳細な構造や、温度センサーの位置、SV や SRV の位置などの正確な情報を得ることが不可欠である。しかし、これらの情報は本報告書執筆時点では入手できていない。今後、これらの情報が得られるようになれば、より精度の高い破損箇所と時間の推定が可能となる。なお、詳細な原子炉構造が判明した場合には、破損箇所の推定値が変更される可能性がある。

今後実施される PCV 及び RPV の内部調査に資するため、本報告書の事故シナリオを基に PCV 内部の状況を推定することができます。しかし、これはあくまでも大胆な試算であり、新たな情報が得られたときには、現在の事故シナリオとは全く異なるものになる可能性がある。

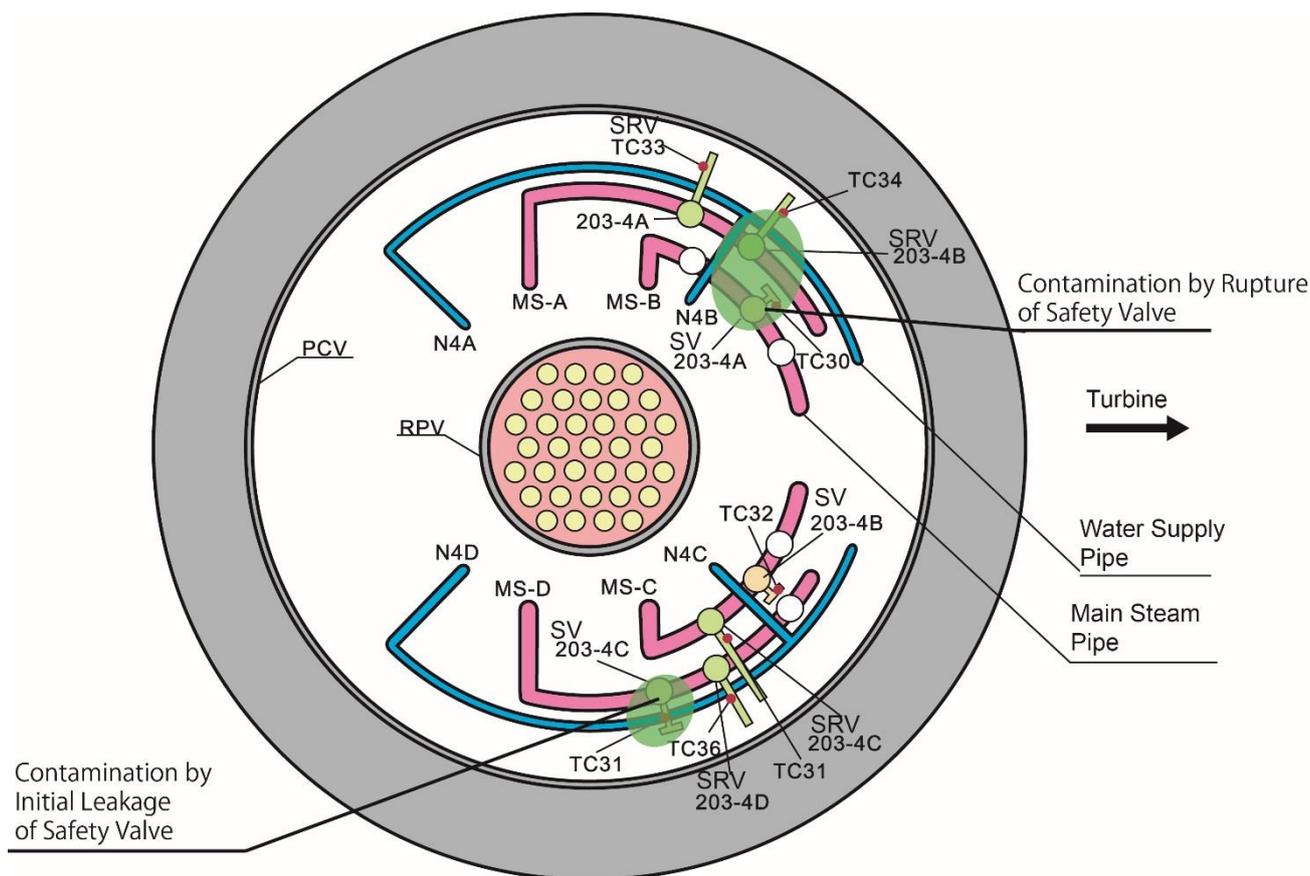


図 18 PCV における高放射線領域の推定

図 18 は、この事故シナリオに基づいて放射線量が高いと推定される領域を示したものである。最大の漏洩は安全弁 SV203-4A(TC30)で、3月12日06時20分頃に発生したと推定される。漏洩した蒸気は TC34 の方向に放出された可能性がある。また、SRV 付近の配管 (SRV203-3B) の放射線量が高いため、この SRV の弁座もある程度損傷している可能性がある。次に汚染されていると考えられる箇所は、SV203-4C の放出口付近 (TC31) である。この漏洩は3月11日20時26分に発生したと推定される。この漏洩は SV203-4A よりも面積が小さかったため、汚染の程度は大きくはないと考えられる。3月12日16時頃に RPV の底部に穴が形成されており、そこから注入された水が漏れ出したと考えられる。

本報の推定が正確であれば、RPV 内の水位が TAF 以下に低下し、高温の水蒸気と水素ガスが発生し、漏洩した高温ガスにより SV の弁座が固着したことになる。BWR は水位が TAF 以下に低下ならないように設計されている。しかし、福島第一 NPP 事故のように原子炉水位が TAF 以下に低下して高温ガスが SV を破壊するリスクを考慮しなければならない。SV の弁座やバネの材質を高温に耐えられるように製造した場合、弁の気密性などの運転上

の問題も生じることが予想される。しかし、原子炉の安全性を確保するためには、一定の運転上の困難は許容されるのではないだろうか。

福島第一NPPでは、運転を容易にするために、同じフロアに非常用ディーゼル発電機が2台設置されていた。津波がR/Bに侵入した際には、これらの非常用システムはいずれも機能しなかった。運転上の困難は予想されるが、今後の原子力発電所の事故防止のためには、SVの改善のように、原子炉水位がTAF以下に低下した場合の安全性を高める必要があると考えられる。

8. 結 論

今後の原発事故を防ぐためには、福島第一原発の事故を正確に分析し、事象を理解する必要がある。私たちは事故発生時から分析を行っていた[2]。福島第一原子力発電所 1号機のICはある程度正常に動作していた可能性があることを、原簿記録や目撃者の証言から検証した。この前提に基づいた事故シナリオによって、原子炉の事故解析を行った。さらに、事故時の原子炉水位計の挙動を解析し、事故時の原子炉水位計の測定データの再現を試みた。さらに、今後の原子炉事故調査に貢献するために、不正確さを恐れずにRPVとPCVの故障箇所と故障時間を推定することを試みた。

事故分析の予測は、様々な事故シナリオの下で様々な可能性を持っている。本報で提示した、事故シナリオや破損箇所の予測は正確ではないかもしれない。しかし、実際に起こった事故には、たった一つの真実の出来事しかない。

本研究を要約すると以下のようなになる。

- (1) 事故当初に報告された原簿記録と作業員から得られた証拠を精査し、ICの挙動を明らかにした。ICの挙動では、IC-Aの貯水タンクへの注水を実施した記録がある。津波襲来時に交流駆動MOVが開いていた可能性があり、津波襲来後にIC-Aが2011年5月12日03時00分頃まで作動していた可能性がある。
- (2) 本報の事故シナリオでは、3月11日20時26分にRPVの初期漏洩が発生し、RPVからの蒸気とガスが直接D/Wに吹き込まれてPCV内の圧力が上昇したと推定した。このシナリオで、21時51分にR/Bで記録された放射線強度の上昇が説明できる。PCVの圧力が上昇したため、3月12日の3時30分頃と6時23分頃、D/WとS/Cをつなぐ真空ブレーカーチューブのベローズ部でPCVが破裂した。この推定による解析結果は、事故時の放射線量・圧力データと

一致している。

- (3) RPVは、5月12日3時頃にIC が機能停止した後、06時20分にRPV内の気相部で破断したと推定される。その後、RPV内の水が枯渇したため、16時00分頃に再びRPVの底部で破裂したと考えられる。溶融した燃料がPCVに流出した可能性があるが、流出した燃料の量はTEPCOの報告ほど多くはなかった。この推定は、事故直後に測定された温度データや、NPPで測定された放射線量データと一致する。
- (4) 筆者は、3月20日以降に得られた原子炉内温度データと本報の事故シナリオに基づいて、容器破壊の位置と時期を大胆に予測した。原子炉の温度は、3月22日には400℃まで上昇し、注入水量の増加とともに徐々に低下した。温度データの詳細を調べたところ、注水後に数箇所では高温が記録されていたことが分った。3月11日10時26分と3月12日06時20分のRPVからの漏洩は、バルブを通過した著しく高温の蒸気が弁座を固着させたことから、SVで発生したと推定した。また、SRVの中にも同様の現象が発生したものがあるかもしれない。

9. エピローグ

過酷事故の現象をリアルタイムで予測することは難しい。事故発生当初は限られたデータしかなく、そのデータさえも不正確であることが多い。これらのデータから推定される事故シナリオは、真実とは異なる可能性がある。

1970年のアポロ13号の事故では、宇宙飛行士と地上グループのチームワークにより、奇跡的に宇宙飛行士が生還した。その後の調査は、少なくとも筆者の知る限り、迅速かつ公正に行われ、ほどなくして後続の宇宙飛行士が月面に降り立った。

2005年に小惑星イトカワに着陸した小惑星探査機「はやぶさ」は、1回目の着地ではうまく行かず、その時の分析結果から着陸を再挑戦した。この時、地球のチームは、はやぶさから送られてきた途切れ途切れで不十分なデータから、はやぶさの状態を推定して適切な対処を行った。

2011年の原発事故当時、福島原発1～4号機は現地対策本部のある免震重要棟から1kmも離れていなかったが、不十分なデータしか得られなかった。操作員が対象物に近づけなかったことは、地球から3億キロ離れた惑星イトカワに滞在していたはやぶさと同じである。

重大事故に直面したときには、はやぶさチームやアポロ13号チームが行ったように、状

況に応じたフレキシブルな思考で、事象に対応することが重要である。福島原発の事故では、関係各位が、冷静で柔軟な思考で、状況に応じた適切な分析と対応ができたのだろうか。

2011年3月に発生した福島第一原子力発電所事故では、当初正しい原子炉の状況を把握ことができなかった。事故当時の間違ったデータでも、正当な理由で補正することによって、より真実に近い事故シナリオを導くことができる。さらに、原子炉内の内部調査などが進み、それらの新データを考慮することにより、より真実に近い事故説明が可能である。

事故後10年が経った現在では、事故の真実に迫ることが、ある程度は可能であると考えられる。しかし、発生から10年後の原発の事象説明は、いまだに限られたデータから事象を再現するという観点からは、恐竜の化石を見ながら1億5千万年前の恐竜の生活動向を推理する考古学と、なぜかよく似ている。

原発事故の真の現象説明と、これからも起こるであろう原発事故防止への提言は、私たち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。幾つかの学会や機関が、原発事故に関する多くの報告書等を出している。それらは、科学者や技術者間であらゆる可能性を真摯に議論して、真実を目指したものなのだろうか。

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。本報告の事故シナリオは事故当時のデータや事象を比較的良く説明できる。しかし、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。しかし、実際に原発事故で起きた事象は一つである。今後、科学者や技術者が、真摯な議論を戦わせ、真実に近づくことが必要である。

福島第一原子力発電所で実際に起きた事象の説明は重要である。正確な現象理解によって、今回の原発事故の早期収束に貢献し、世界の原発で同様な事故が起きることを防止する必要がある。事故の正確な推定と、それに基づく事故の再発防止指針を世界への発信することは、多くの人的・物的・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。

謝 辞

本レポート作成にあたり、種々の情報提供を頂いた多くの同僚や学会の先生方に感謝し

ます。私たちの研究室の教職員と学生には、データの整理や解析を手伝って頂いた。特に、原発事故の最中に仙台に残った研究室の学生諸君には、災害復旧のボランティアに行くのをやめてもらい、社会貢献として、この研究を手伝って頂いた。また、図の作成には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る。

略語

AOV 空気作動弁

BAF 有効燃料底部

BWR 沸騰水型炉

D/W ドライ・ウエル

HTC Rep. #, date: 東北大学流体科学研究所 圓山・岡島/小宮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, 2011-2015

<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/komiya/maru/atom/index.html>

HPCI 高圧注水系

IAEA 国際原子力機関

IC 非常用復水器

MAAP Modular Accident Analysis Program

MOV モーター駆動弁

NPP 原子力発電所

NRA 原子力規制庁

PCV 格納容器

PLR 原子炉再循環系

R/B 原子炉建屋

RCIC 原子炉隔離時冷却系

RHR 残留熱除去系

RPV 原子炉圧力容器

S/C サプレッション・チャンバー

SRV 主蒸気逃がし安全弁

STGS 非常用ガス処理系

SV 安全弁
TAF 有効燃料頂部
TC 熱電対
TEPCO 東京電力 (株)

参考文献

- [1] National Police Agency of Japan, Police countermeasures and damage situation associated with 2011Tohoku district - off the Pacific Ocean earth quake, February 10, 2021.
http://www.npa.go.jp/news/other/earthquake2011/pdf/higaijokyo_e.pdf.
- [2] Maruyama S., Komiya A., and Okajima J., Heat Transfer Control Laboratory, Institute of Fluid Science, Tohoku University, Thermal analysis and control plan of the accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, 2011-2015. (in Japanese)
<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/komiya/maru/atom/index.html>
- [3] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Analysis and impact assessment of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant operation records and accident records at the time of the Great East Japan Earthquake, 23 May 2011. (in Japanese)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524a.pdf
- [4] Government of Japan, Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, Interim report, 26 December 2011.
<https://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/eng/interim-report.html>
- [5] International Atomic Energy Agency (IAEA), The Fukushima Daiichi accident, Report by the director general, August 2015.
<https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf>
- [6] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Fukushima Nuclear Accident Analysis Report, 20 June 2012. https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu12_e/images/120620e0104.pdf
- [7] Maruyama, S., Heat and fluid flow in accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Unit 1 -When the isolation condenser was working-, Maintenology, Vol.11, No.3, pp. 93-99, 2012. (in Japanese)
<https://mainte-archive.cloud/006140>
- [8] Maruyama, S., Heat and fluid flow in in accident of Fukushima Daiichi nuclear power plant, Unit 2 (Accident scenario based on thermodynamic model), Transactions of JSME, Series B Vol. 78, No.796, pp. 2127-2141, 2012, (in Japanese).
https://www.jstage.jst.go.jp/article/kikaib/78/796/78_2127/_pdf/-char/ja
- [9] Maruyama, S., Heat and fluid flow in accident of Fukushima Daiichi nuclear power plant, Unit 1 (Behavior of isolation condensers (ICs) based on thermodynamic model), Transactions of JSME,

Vol. 80, No.820, 2014, (in Japanese).

https://www.jstage.jst.go.jp/article/transjsme/80/820/80_2014tep0377/_pdf/-char/ja

- [10] Atomic Energy Society of Japan, The Fukushima Daiichi nuclear accident, Final report of the AESJ investigation committee, Springer, 2015, (Originally published in Japanese in March 2014).
- [11] Nuclear Regulation Authority of Japan, Analysis of the TEPCO Fukushima Daiichi NPS Accident, Interim Report (Provisional Translation), October 2014.
https://www.iaea.org/sites/default/files/analyis_nra1014.pdf
- [12] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 1, 13 December 2013.
https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu13_e/images/131213e0102.pdf
- [13] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 2, 6 August 2014.
https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu14_e/images/140806e0102.pdf
- [14] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 3, 20 May 2015.
https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu15_e/images/150520e0102.pdf
- [15] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 4, 17 December 2015.
https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu15_e/images/151217e0102.pdf
- [16] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Evaluation of the situation of cores and containment vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units-1 to 3 and examination into unsolved issues in the accident progression, Progress Report No. 5, 25 December 2017.
https://www.tepco.co.jp/en/press/corp-com/release/betu17_e/images/171225e0201.pdf
- [17] Maruyama, S., Heat and fluid flow in accident of Fukushima Daiichi nuclear power plant, Unit 3 -When the high-pressure coolant injection system (HPCI) stopped-, *Maintenology*, Vol.11, No.3, pp. 100-109, 2012. (in Japanese)
file:///C:/Users/maruyama/Downloads/HZN_001_20121001_100_01.pdf
- [18] Maruyama, S., Heat and fluid flow in accident of Fukushima Daiichi nuclear power plant, Unit 3 (Behavior of high pressure coolant injection system (HPCI) based on thermodynamic model), *Transactions of the JSME*, Vol.80, No.814, 2014. (in Japanese)
https://www.jstage.jst.go.jp/article/transjsme/80/814/80_2014tep0155/_pdf/-char/ja
- [19] Nuclear Regulation Authority of Japan, Interim report on investigation and analysis of TEPCO Fukushima Daiichi nuclear power plant accident (draft), 18 December 2020. (in Japanese)

- [20] Maruyama, S., FUKUSHIMA; A Novel, Yokendo, August 2012. (in Japanese)
ISBN-4842505044
- [21] Government of Japan, Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, Hearing records, 21 July 2011 – 26 June 2012. (in Japanese)
https://www8.cao.go.jp/genshiryoku_bousai/fu_koukai/fu_koukai_2.html#a
- [22] TEPCO, Proposed revision of the medium- and long-term roadmap for decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, 27 December 2019. (in Japanese)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/20191227.pdf>
- [23] National Diet of Japan, The official report of the Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission, 11 March 2012.
https://www.nirs.org/wp-content/uploads/fukushima/naaic_report.pdf
- [24] Maruyama, S., Thermal Science for Everyone, Yokendo, 2015. (in Japanese)
ISBN978-4-86163-272-3
- [25] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Situation of the response immediately after the disaster, 18 June 2011. (in Japanese)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/1106181.pdf
- [26] Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA), Time series data concerning the status of reactors at each unit of Fukushima Daiichi and Fukushima Daini NPPs submitted from TEPCO, June 24, 2011. (in Japanese)
https://www.nsr.go.jp/activity/bousai/trouble/gensai_25/archive_nisa/index.html
- [27] White, F. M., Fluid Mechanics, McGraw Hill, (1999), p. 397.
- [28] Liepmann, H. W. and Roshko, A., Elements of Gasdynamics, John Willey & Sons, (1956), pp53-54.
- [29] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Temperature data of various measurement points in Unit 1, 17 May 2011.
- [30] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), List of plant data collected by the operator during the accident, 27 November 2011. (in Japanese)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/plant-data/131127_plantdata_01.pdf
- [31] Tokyo Electric Power Company (TEPCO), Fukushima Nuclear Accident Analysis Report, Intermediate Report, Attachment, 2 December 2011. (in Japanese)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_investigation/pdf/120620j0306.pdf