

[調査研究報告]

## 東京電力福島第一原子力発電所事故進展シナリオの推定

木野 千晶 (原子力技術センター主任研究員)



### 1. はじめに

2011年(平成23年)3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震および同時に発生した津波により、東京電力福島第一原子力発電所(1F)は全電源を喪失し、結果的に大量の放射性物質を環境へ放出した。この事故は国際原子力事象評価尺度(INES)において、チェルノブイリ原子力発電所事故と同程度のレベル7(深刻な事故)に分類されるものであった。津波発生時、4号機～6号機は定期検査中であつたが、1～3号機が運転中であり、津波による外部電源喪失などにより注水機能を失つた結果、深刻なダメージを受けた。

エネルギー総合工学研究所(エネ総研)は事故発生以降、継続的に1F事故進展シナリオの推定に精力的に取り組んできた。特に2011年より経産省事業を受託し、エネ総研が長年開発してきたシビアアクシデント(過酷事故)解析コード(SAコード)SAMPSON<sup>(注1)</sup>を用いた事故進展解析などを通じて、1F事故進展シナリオの推定に貢献してきた。

また、経済協力開発機構/原子力機関(OECD/NEA)のプロジェクトであるBSAF(Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)<sup>(1)(2)</sup>、ARC-F(Analysis of Information from Reactor Buildings and Containment Vessels of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station)に参画し、世界中の原子力研究機関との議論を通じて得られ

た最先端の知見を取り込みながら、事故進展シナリオを詳細化してきた。

本稿ではこれまでのエネ総研の取り組み(経産省事業、OECD/NEAプロジェクト)およびエネ総研が提唱する最も確からしい1F事故進展シナリオについて述べる。シナリオ分析は特に被害の大きかった1～3号機に着目している。1F事故進展シナリオは現在においても諸説存在することから、本稿で述べるシナリオは東京電力の事故調査報告<sup>(3)</sup>およびエネ総研独自の分析を通じて得られた推定であることに留意されたい。

### 2. 1F事故進展シナリオ推定に向けたエネ総研の取り組み

#### (1) 経産省事業への参画

表1に示す通り、エネ総研では2011年度より、経産省委託・補助事業を受託し、SAコードSAMPSONによる1F事故解析や専門家及び有識者で構成される事故シナリオ検討会を通じて、1F事故進展に関する評価を進めた。以下、その概要を示す。

#### ① SAコードSAMPSONによる事故進展評価

SAMPSONは1993年から通商産業省(当時)の委託事業「革新的研究開発推進プログラム(ImPACT)」として10年計画で開発された国産のSAコードである<sup>(4)</sup>。ImPACT事業終了後も福島第一原子力発電所の事故進

注1: コード名SAMPSONは、Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear Fieldsの略称。

表1 エネ総研が参画した1F事故関連の経産省事業

年度	受託機関	プロジェクト名
2011	エネ総研	経産省委託事業, 平成23年度「発電用原子炉等事故対応関連技術基盤整備事業(事故進展シナリオ把握に資する過酷事故事象解析コード開発(機構論的モデル型))」
2012	エネ総研	経産省委託事業, 平成24年度「発電用原子炉等事故対応関連技術基盤整備事業(過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握)」
2013	エネ総研/IRID*	経産省委託事業, 平成25年度「発電用原子炉等事故対応関連技術基盤整備事業(過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握)」
2014	エネ総研/IRID	経産省補助事業, 平成25年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(過酷事故解析コードを活用した炉内状況把握)」
2015	エネ総研/IRID	経産省補助事業, 平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(事故進展解析及び実機データ等による炉内状況把握の高度化)」
2016	エネ総研/IRID	経産省補助事業, 平成26年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」
2017	エネ総研/IRID	経産省補助事業, 平成27年度補正予算「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」

\* IRID: 国際廃炉研究開発機構

展, 原子炉压力容器及び格納容器内のデブリ分布把握を目的とした経産省による委託・補助事業で高度化され, 現在も開発を継続中である。SAMPSONは原子力施設内のシビアアクシデント事象を, 11個の独立した解析モジュールを組み合わせて解析する。他のSAコードに比べ, 可能な限り物理現象を正確に捉えることを目指しており, 空間分解能の面からも詳細な解析が可能である。国産コードであるため, ソースコードへのアクセスが容易で, 海外のシビアアクシデント解析コードを利用する場合と比較して, 低コストにて改良可能であることに利点を有する。

エネ総研ではSAMPSONを用いた1F事故解析を通じた事故進展評価に取り組んできた<sup>(5)</sup>~<sup>(7)</sup>。解析対象となる期間は, 特に事故進展や放射性物質放出の影響が顕著であった事故発生後3週間程度とし, 事故中に測定された圧力や水位などを再現可能な熱水力的条件を明らかにすることを主目的とした。1号機については原子炉スクラム後5時間頃からの格納容器(PCV)圧力上昇を压力容器(RPV)からのリークを仮定して再現するなど, 概ね事故中におけるRPVおよびPCVの圧力挙動を再現することが可能となった。2号機についても圧力挙動は良好に再現できており, 特に, 2号機で特徴的な挙動が見られる3月14日18時以降のRPV圧力について, 第1圧力ピークで少量のデブリ

落下, 第2圧力ピークで大規模デブリ落下, 第3圧力ピークで主蒸気逃し安全弁(SRV)の完全閉を仮定することで説明可能であることを示した。また, 第2圧力ピーク直前に再冠水が発生したと想定し, 炉心に残存する燃料棒からの水素発生を考慮することで, PCV圧力上昇を説明可能であることを示した。3号機については, 現象論的に不明な点が多く, 必ずしも圧力挙動などを的確に説明するまでには至っていないが, 3月14日の0時以降における圧力挙動がRPVからペDESTALへの断続的なデブリ移行挙動による可能性が高いことなどを示した。

## ② 事故シナリオ検討会

SAコードによる1F事故解析では, 設定した入力・境界条件により解析結果が大きく異なる。SAMPSON事故解析によるデブリ分布推定の不確かさ低減のため, エネ総研は, 経産省事業に参画している機関(日本原子力研究開発機構(JAEA), 日立GEニュークリア・エナジー(株), 東芝(株), 東京電力(株))の協力を得ながら, 実測値や格納容器内部調査結果と比較して, 最も確からしい事故進展シナリオについて検討した。本検討は合計6回の対面による検討会およびメールによるやりとりを通じて議論を深めた。この検討会で議論され, コンセンサスが得られた内容は, エネ総研が提唱する事故進展シナリオに反映されている。

一方で、専門家の中でコンセンサスが得られていない現象、可能性のみが指摘された現象なども多数存在している。本稿ではその中でも特に議論のあった部分について紹介する。

#### a. 1号機について

3月11日20時7分から3月12日2時45分のRPV圧力の減少が主にRPVからのリークであることでコンセンサスが得られたが、そのリーク発生個所の特定は困難という認識で一致した。

3月12日4時から3月14日20時までの炉心注水系（CS）からの断続注水期間では、RPV・PCV圧力に注水に起因する明確な圧力の変化は見られないため、注水はほとんど炉内に届いていないという意見が多数であった。但し、圧力に変動を与えない程度の注水の存在は否定できない。ペDESTAL床面のコンクリートを浸食する現象（MCCI: Molten Core Concrete Interaction）については、コンクリート浸食がかなり長期間続いた可能性が指摘された。

#### b. 2号機について

第1のRPV圧力ピークの圧力上昇および上昇速度の収束のメカニズムが議論され、消防車注水により水位が有効燃料底部（BAF）に到達した、溶融金属が下部プレナムへ落下した、炉心部からシュラウドを通じたダウンカム部への伝熱により蒸発が促進したなどの案が提起された。

第2のRPV圧力ピークでは、RPV/PCV圧力が大幅に上昇しており、これはデブリと水の大規模な接触によるという共通理解が得られたが、デブリと水の大規模な接触がどこで起こったか（BAF上、下部プレナム、その両方）については議論が分かれた。

第3のRPV圧力ピークにおいても、デブリと水の接触によるものと考えられるが、主な蒸気がデブリの落下（スランピング）により下部プレナムで発生したのか、既に下部プレナムに存在するデブリの崩壊熱のみで説明

できるかどうかについては意見が分かれた。

#### c. 3号機について

3月13日15時～21時にPCV圧力が上昇しているが、その原因についてはRPVからドライウエル（D/W）へのリークもしくは圧力抑制室（S/C）における温度成層に起因した不完全凝縮という説が提起された。リークの主たる候補として、トップヘッドフランジが挙げられた。特に、3号機はトップヘッド付近が高温状態となり、1・2号機と比較して損傷が激しかった可能性が指摘された。

3月14日11時頃までにはPCV内がドライアウトし、11時以降のD/W圧力低下はドライアウトにより蒸気発生がなくなり、また水素爆発により注水が停止したことでPCVリークおよび凝縮による圧力低減効果が顕著になった結果であるという意見が出された。

3月14日12時以降、PCV圧力が上昇しており、消防車注水により炉内全体に大きな蒸気流を形成し、S/Cでの凝縮が生じることでPCV圧力が低下した可能性が指摘された。この場合、非凝縮性ガスのみでPCV圧力が上昇しているとすれば、消防車注水と同時に圧力が低下するメカニズムが説明できないことになる。逆にPCV圧力上昇が蒸気によるものであった場合、消防車注水による冷却・蒸気凝縮効果によってPCV圧力が低下したと説明できる。消防車注水が停止していた間に蒸気でPCV圧力が上昇したとすれば、デブリが新たに水と接触するようなイベントが当該時刻周辺で起きたことを示唆しているのではないかという意見も出された。

#### (2) OECD/NEA プロジェクトへの参画

エネ総研は、1F事故進展評価に関する幅広い知見を得るため、OECD/NEAプロジェクト（BSAF・ARC-F）に参画してきた。BSAFプロジェクトではSA解析コードを用いた各機関により実施された1F事故解析結果の比較検討がなされた。

BSAFプロジェクトはフェーズ1と2に分

かれ、フェーズ1においては日本をはじめ8カ国<sup>(注2)</sup>より16機関が参加した。フェーズ2においては10カ国<sup>(注3)</sup>より14機関が参加した。

ARC-Fプロジェクトは1F事故の状況を詳細に探り、今後の軽水炉の安全性向上のための研究に役立てることを目的としたBSAFプロジェクトの後継プロジェクトであり、日米欧中韓等の世界12カ国の原子力研究機関が参加している。

BSAFプロジェクトのフェーズ1では事故後6日間を解析対象とし、各機関がSAコードによる解析で用いる条件を共通とする「Commonケース解析」および、各機関の裁量で解析条件を調整する「Best Estimate解析」が実施された。「Commonケース解析」では、測定値と解析結果の乖離が大きく、特に原子炉隔離時冷却系(RCIC)、高圧注水系(HPCI)、PCVベント、注水に起因していることが明らかとなった。「Best Estimate解析」では、各機関が測定値を再現するように解析条件を調整したが、各機関の解析結果に各コードのモデリングに起因した差異が生じた。主なモデリングの差異として、RPVリーク発生経路・条件、デブリ表面積の評価、炉心から下部ヘッ드의デブリ落下経路、RPV下部ヘッ드의破損モード、PCVリーク発生経路・条件などであった。

BSAFプロジェクトのフェーズ2では、事故後21日間を解析対象として、事故進展シナリオとその不確かさについて議論された。また、核分裂生成物(FP)挙動とソースターム評価についてもターゲットの1つとされた。本プロジェクトを通じて特定された事故進展分析における重要な課題として、炉心支持板を通じたデブリの移行、下部ヘッ드의破損モード、格納容器へのデブリ移行、RPV下部構造物(例えば、制御棒案内管、計装配管など)へのデブリの付着、長期的なMCCI挙動、格納容器破損モードが挙げられた。

ARC-Fプロジェクトの主なタスクは、①事故シナリオおよびFP挙動に関する分析・評価、②1F内部調査などのデータ・情報の集約・管理、③将来の長期プロジェクトに向けた議論となっている。このうち①については、以下の7つのグループに分けて議論が進められている。

- Group 1: Overall coordination of activities for Unit-1, Unit-2 and Unit-3
- Group 2: In-Vessel melt progression
- Group 3: Ex-Vessel melt behavior and MCCI
- Group 4: FP transport and source term
- Group 5: Hydrogen transport and combustion
- Group 6: Backward source term analysis
- Group 7: Forward offsite consequence analysis

エネ総研はGroup 3と4に参加している。Group 3では、MCCIによる1号機ペDESTALのコンクリート浸食状況の評価、Group 4では、2号機・3号機で確認されたシールドドラッグの高汚染問題について検討を進めている。

### 3. 1F各号機の事故進展シナリオ

#### (1) 1号機の事故進展

1号機は地震発生後、14時52分に非常用復水器が自動起動していたが、津波による全電源喪失によりその機能を失い、炉心の水位は下がり続けた結果、メルトダウンに至ったと考えられている。

図1には事故発生直後から3月12日15時までに測定された1号機のRPV・PCV圧力を示す。測定値は限られているが、3月11日20時頃のRPV圧力が7MPaを示しているのに対し、3月12日3時頃の圧力は0.9MPaとなっていることから低下傾向にあると言える。同時間帯におけるPCV圧力は3月12日0時頃に0.6MPa、2時半頃に0.84MPaに達していることから、メルトダウンの過程でRPVの圧力バウンダリが破損し、RPV圧力が低下し、PCV圧力が上昇した可能性が示唆される。

3月12日5時以降、PCV圧力は0.7MPa程

注2: 参加国は、日本、フランス、ドイツ、韓国、ロシア、スペイン、スイス、アメリカの8カ国。

注3: 参加国は、日本、フランス、ドイツ、韓国、ロシア、スペイン、スイス、アメリカ、カナダ、フィンランドの10カ国。

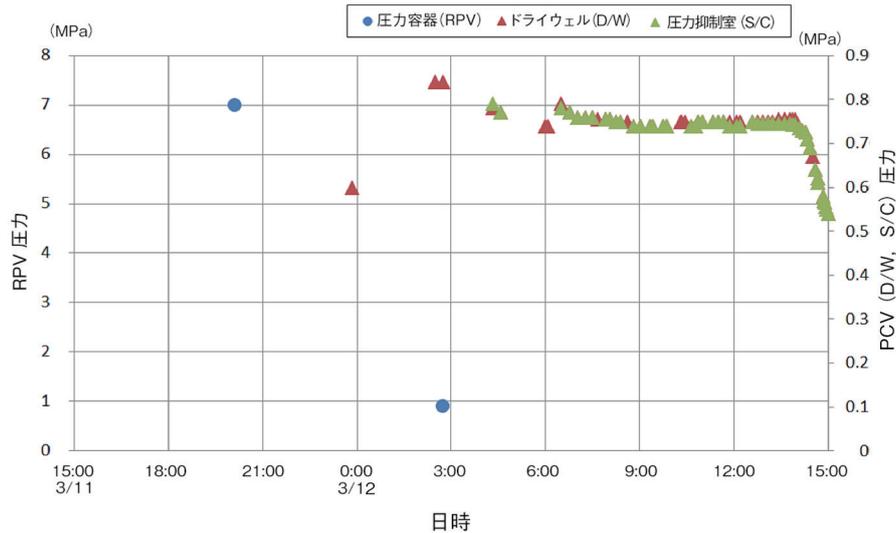


図1 1号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 事故発生直後から 3/12 15 時まで -

度で保たれていることから、トップヘッドフランジリークが発生していたと考えられる。この時間帯においては、炉心内のデブリが PCV へ落下し、ベDESTAL床面のコンクリートを浸食する現象 (MCCI) が発生していると推定される。MCCI が発生した場合、コンクリートの分解に伴うガス発生が PCV 圧力の上昇要因となる。トップヘッドフランジリークとバランスすることで PCV 圧力が 0.7MPa 程度で保持されていると推察される。

図2には3月12日12時から16日12時までに測定された1号機PCV圧力を示す。3月12日14時30分に格納容器ベントが実施され

たことから、一時的に PCV 圧力は低下するが、その後も圧力上昇・下降を繰り返しており、MCCIによるガス発生が継続していることを示している。また、炉心がヒートアップする過程で燃料棒被覆管やチャンネルボックスより水素が発生することが知られており、3月12日15時36分に水素爆発が発生した。MCCIが継続している期間、何度か注水が試みられているが PCV 圧力に目立った変化は見られていない。日立 GE ニュークリア・エナジー(株)による MAAP (米国電力研究所 (EPRI) により開発された SA コード) を用いた感度解析によれば、注水が成功し、デブリに水が到

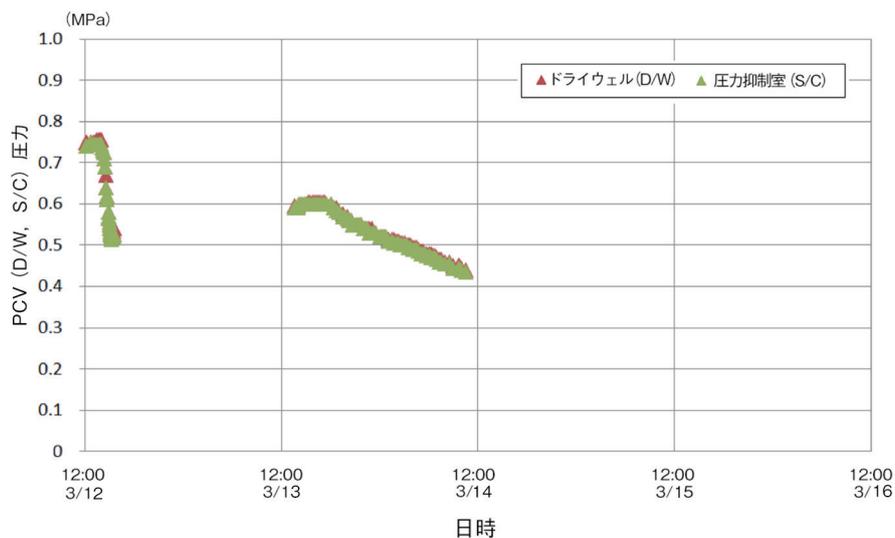


図2 1号機の格納容器 (RPV) 圧力 - 3/12 12 時から 3/16 12 時まで -

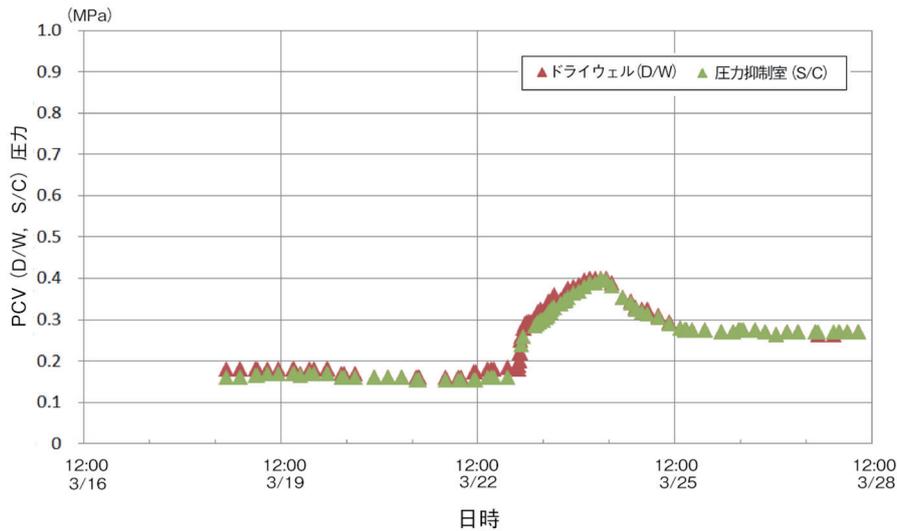


図3 1号機の格納容器 (PCV) 圧力 - 3/16 12時から 3/28 12時まで -

達していれば、PCV 圧力に一定の変化が生じることが示唆されていることから、この時間帯の注水はデブリに到達していた可能性は低いと考えられている<sup>(8)</sup>。

図3には3月16日12時から3月28日12時までに測定された1号機PCV 圧力を示す。東京電力によるプレスリリースによれば、3月23日2時30分に給水系からの注水を開始しており、そのタイミングに合わせてPCV 圧力の急激な上昇が見られる。これは注水ラインを切り替えた結果、水がデブリに到達するようになったと考えられる。その後、注水は継続的に実施され、PCV 圧力も0.2MPaから

0.3MPaを推移していることから、水がデブリに到達していたことを示唆している。結果として、デブリは冷却されMCCIによるコンクリートの浸食が停止し、事故は収束に向かっていったと推察される。

## (2) 2号機の事故進展

図4には事故発生直後から3月14日18時までに測定された2号機RPV およびPCV 圧力を示す。2号機は14時50分に原子炉隔離時冷却系 (RCIC) を手動起動しており、全電源喪失後においても動作し続けたとみられている。本来、RCIC は、炉内から排出される蒸気のみ

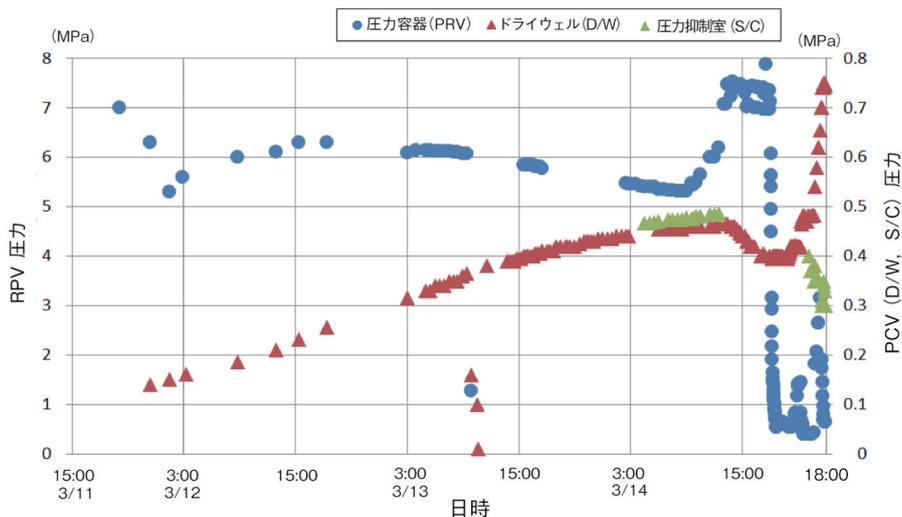


図4 2号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 事故発生から 3/14 18時まで -

で動作すると想定されており、電源喪失により炉心水位が調整できない条件下では、RCICタービンに水が入り込みその機能を喪失すると考えられてきた。一方で、測定値より明らかにRCICが作動し続けた傾向が見られており、圧力は6 MPa付近で保持され続けている。

主蒸気配管に水が入り込んだ状態でRCICが動作し続けたメカニズムは未解明のままであるが、高温高圧の水がタービン内でフラッシングにより蒸気となり、タービンを回し続けた可能性などが考えられている<sup>(9)</sup>。エネ総研では二相流状態によるRCICタービン効率の劣化を考慮したSAMPSON解析を実施し、概ね測定されたRPV圧力挙動が説明可能であることを示している<sup>(10)</sup>。二相流によるタービン効率の劣化を定量的に評価するためには、実機相当のRCICタービンを用いた実条件下における実験が今後必要となる。

PCV圧力は継続的に上昇し続けている。これはRCICタービンが作動し続けたことにより、RCICタービンから排気された水蒸気がS/C内にて凝縮し、温度成層化を引き起こしていたと考えられる。S/C内にて温度成層化が発生していた場合、排出された水蒸気の凝縮率が低下し、D/Wの圧力上昇要因となり得る。さらに東京電力の評価によれば、S/Cが格納されているトラス室に津波によって海

水が侵入し、S/Cを外側から冷却していた可能性が指摘されている<sup>(11)</sup>。

3月14日9時頃より、RPV圧力が上昇に転じ、12時頃からは上昇速度が増加している。これは3月14日9時頃にRCICによる原子炉注水が停止し、さらに12時頃に完全に停止(トリップ)した結果、蒸気排出が停止した影響と考えられる<sup>(12)</sup>。同時間帯にて、S/Cへの蒸気供給が停止した結果、S/C圧力も低下傾向を示している。RCIC停止後、炉内水位は低下し続けることから、メルトダウンに至ったと推定されている。

図5には3月14日18時から3月15日6時までに測定された2号機RPVおよびPCV圧力を示す。14日の18時頃に東京電力の運転員によるSRV強制開操作が実施されており、RPV圧力が急激に低下している。SRVの強制開以降、3月15日1時30分頃にかけて、RPV圧力に3つのピークが見られており、この時間帯で炉心内の燃料棒・構造物が熔融・移行していたと推定される。またこの時間帯には東京電力の運転員によるSRVの開閉操作が実施されており<sup>(13)</sup>、圧力挙動に大きな影響を与えたと考えられる。エネ総研の評価では、1つ目の圧力ピークは少量(数トン程度)のデブリが、2つ目の圧力ピークは100トン程度のデブリが落下し、デブリに蓄えられた

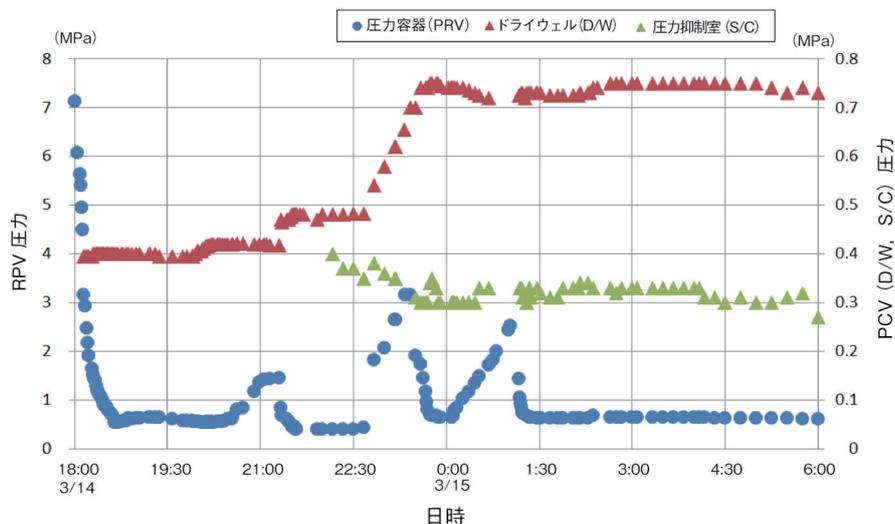


図5 2号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 3/14 18時から 3/15 6時まで -

熱に起因した蒸発が促進されたことにより説明可能であることを示している<sup>(6)</sup>。両ピーク共に、圧力の低下は運転員によるSRV開閉操作記録より、SRVが強制的に開いたことによるものと推定している。3つ目の圧力上昇は下部プレナムへ落下したデブリの崩壊熱のみで概ね説明可能である。圧力低下はSRVが強制的に開いたことによるものと推定している。

3月14日の18時以降、PCV圧力も段階的な上昇を示している。20時頃に0.4MPaから0.42MPaに上昇しており、この時点において、炉内で水素が発生していた可能性が高く、SRVはわずかに開いていたことを示唆している。さらに第1のRPV圧力ピークが見られる21時頃において、0.48MPaまで圧力が上昇している。第1のRPV圧力ピークが見られる直前でSRVは自重で閉止し、圧力ピーク頂点においてSRVが強制的に開いたと考えられているが、SRVが閉止している期間に炉内に蓄積された水素がS/Cを通じてPCVに流れ込み圧力が上昇したと推定されている。第2のRPV圧力ピークが見られる23時頃よりPCV圧力は0.74MPaまで上昇しており、さらなる水素発生があったことが示唆される。それ以降、PCV圧力は0.74MPa付近で推移しており、トップヘッドフランジリークが発生していた可能性が示唆される。

図6には3月15日0時から3月18日0時までに測定された2号機RPVおよびPCV圧力を示す。3月15日2時以降、RPV・PCV圧力に大きな変動は見られず、炉心から下部プレナムへのデブリ移行はほぼ終了していると考えられる。PCV圧力は、8時頃から11時頃にかけて減少しているが、この圧力変動を説明するために必要なPCVリーク面積は300cm<sup>2</sup>と評価されており<sup>(14)</sup>、現在の2号機PCVの高い気密性と矛盾している。この圧力低下についてはS/Cにおける凝縮効果の可能性<sup>(14)</sup>が指摘されているが、今後も議論を必要とすると考えられる。

3月15日12時半頃から15時半にかけてRPV圧力・PCV圧力に変動が見られている。さらにD/Wの格納容器雰囲気モニター(CAMS)の値も急上昇しており、16時10分に最高値である138Sv/hを示していることから、RPVバウンダリが破れた可能性が示唆されている<sup>(15)</sup>。よって、この時間帯でRPV下部ヘッドの破損が生じ、デブリがPCVペDESTALへ移行したと推定している。但し、消防車注水は継続しており、下部プレナムのデブリはある程度冷却されていると考えられる。よって、PCVペDESTALへ落下したデブリは小規模であり、残ったデブリは注水により冷却され続ける。また、PCVペDESTALへ落下したデブリによるMCCIも限定的であると推定できる。

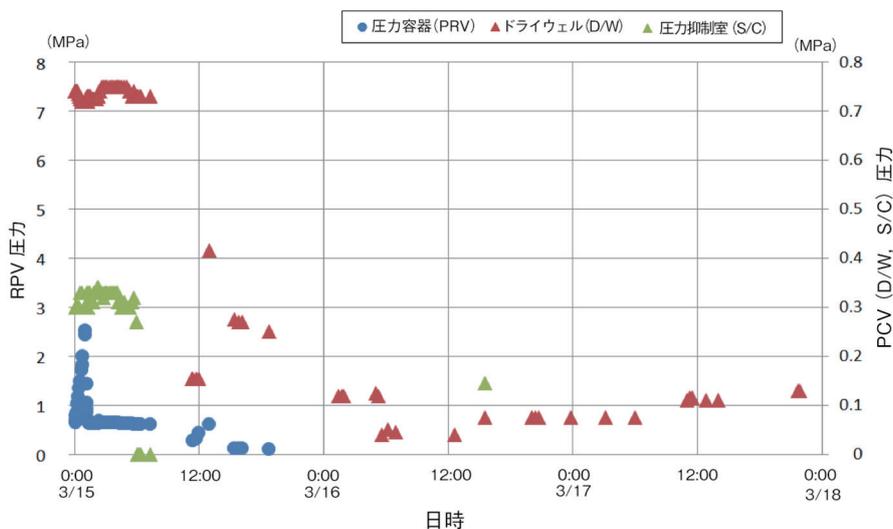


図6 2号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 3/15 0時から 3/18 0時まで -

### (3) 3号機の事故進展

図7には事故発生直後から3月13日12時までに測定された3号機RPVおよびPCV圧力を示す。3号機は1,2号機と異なり、直流電源は機能喪失を免れた。よって、15時05分にRCICを手動起動しており、その後も運転員によって炉心水位が調整されながらRCICは継続的に動作していたとみられている。結果として、RPV圧力は7MPa付近を保持できている。また、2号機と同様にS/Cにおいて温度成層化が起きているとみられ、PCV圧力は上昇し続けている。

3月12日11時半頃にRCICが自動停止したことから、1時間後に高圧注水系(HPCI)

が自動起動した。HPCIは炉内の大量の蒸気を排出することから、RPV圧力は急激に低下していることが、測定値から読み取ることができる。3月13日2時42分にHPCIを手動停止し、炉内からの排気がなくなったためRPV圧力は急激に上昇している。よって、3月13日9時に強制的に自動減圧系(ADS)を作動させ、RPV圧力を低下させた。その後、13日9時頃からは消防車による注水を開始したが、炉心水位の回復が間に合わず、13日午前にはメルトダウンに至ったと推定されている。

図8には3月13日6時から3月14日12時までに測定された3号機RPVおよびPCV圧力を示す。13日の9時頃までにD/W圧力が

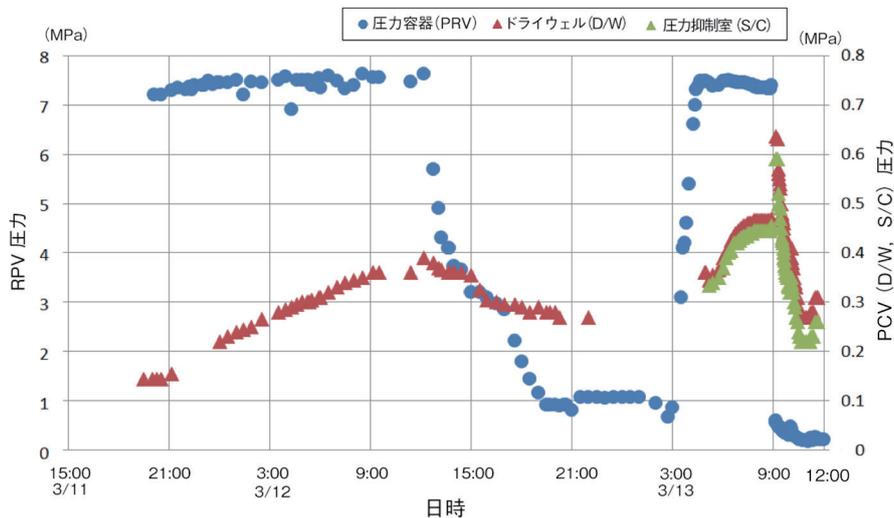


図7 3号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 事故発生直後から 3/13 9時まで -

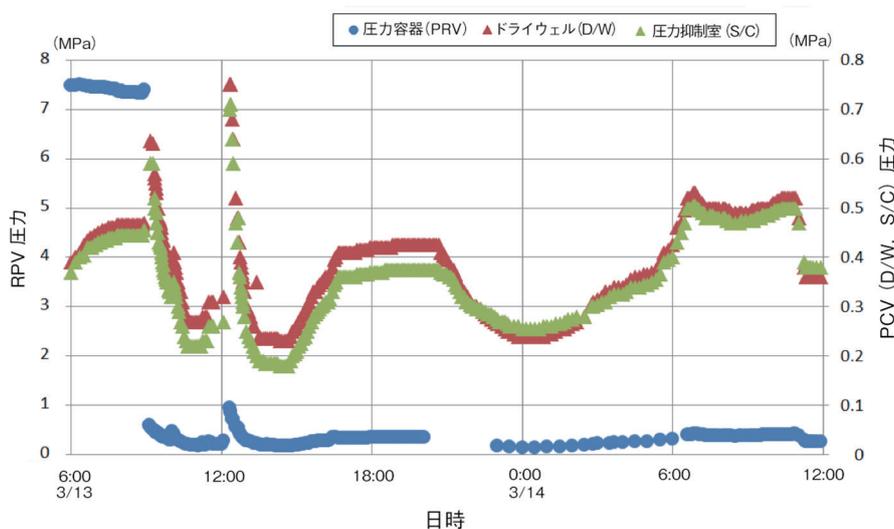


図8 3号機の圧力容器 (RPV)・格納容器 (PCV) の圧力 - 3/13 6時から 3/14 12時まで -

S/C 圧力を上回っており、この時点では RPV バウンダリが破損し、PCV へのリークが発生していたと推定される。特に大きな圧力ピークは3月13日10時頃および12時頃に見られており、このタイミングで大規模なスランピングが発生したと推定できる。3月13日15時頃より再度圧力が上昇を開始しており、S/C ベントが何らかの事情で閉じた可能性が高い。3月13日17時から21時までは PCV 圧力の上昇傾向が抑制され、21時以降 PCV 圧力は低下傾向を示しており、炉内がドライアウトし、蒸気発生が収まりつつある状況が考えられる。

3月14日0時以降、再度 PCV 圧力は上昇に転じており、この時刻で RPV 破損およびペダスタルへのデブリ移行が開始した可能性が高い。但し、PCV 圧力挙動にデブリが大量落下したような圧力ピークは見られないことから、断続的な移行挙動であったと考えられる。3月14日7時以降は圧力上昇が抑制されており、蒸気・非凝縮性ガス発生による圧力上昇要因とリークや凝縮による圧力低下要因がバランスしている状態であると推定している。リーク個所はトップヘッドフランジが最も有力であると考えられる。

図9には、3月14日3時から3月17日3時までに測定された3号機 RPV および PCV 圧力を示す。3月14日11時に水素爆発が発生し、

一時的に PCV 圧力は低下するが、12時以降再度上昇に転じている。このメカニズムについて現状は不明であるが、水素爆発によって一時的にトップヘッドフランジに隙間が生じ、圧力が低下し、さらに一度変形したトップヘッドフランジはすぐに戻らずリークが継続し、その後フランジのシール面が再び馴染んでリーク面積が縮小した結果圧力が上昇に転じるなどは1つの可能性として考えられる。その後、段階的に D/W からのリーク面積が拡大した結果、圧力が低下し続けていくと推定している。

#### 4. 今後の展開

エネ総研では今後も新たな知見を取り込みながら、事故進展シナリオの詳細化を継続していく予定である。1F の事故進展シナリオの理解は、1F 廃炉や廃棄物処理に向けた炉内状況把握、今後の原子炉の安全性向上の観点から重要性は高く、継続的な分析が望まれている。近年では原子力規制庁も事故進展シナリオの分析を再開しており、JAEA や大学などにおいても盛んに研究が進められている。OECD/NEA も ARC-F に続く新しい 1F に関するプロジェクトの立ち上げが始まっており、さらに新たな分析結果が得られることが期待される。

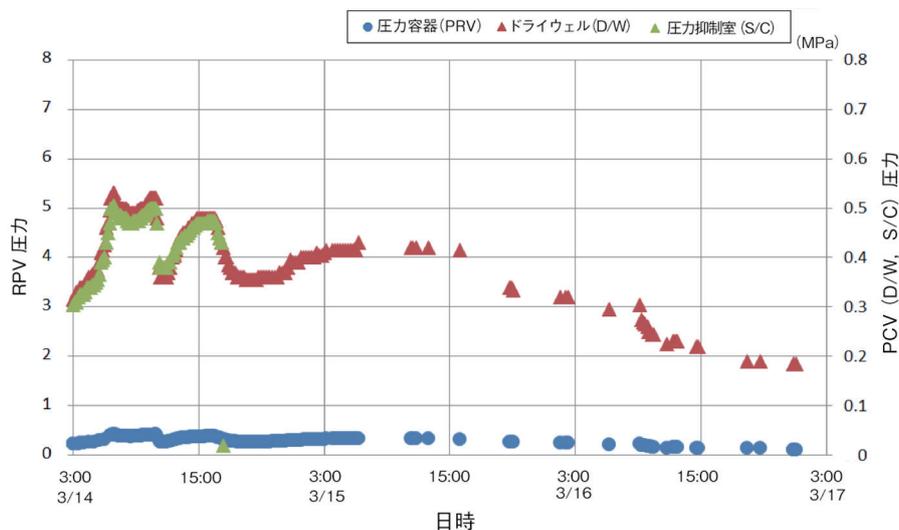


図9 3号機の圧力容器 (RPV) ・格納容器 (PCV) の圧力 - 3/14 3時から 3/17 3時まで -

事故進展シナリオの高度化において、解析技術の果たす役割は大きく、エネ総研ではSAMPSONをベースとしたより詳細な解析技術の開発を進めていく。事故中の測定値には限界があり、内部調査で得られる情報は現時点では限定的であることから、測定値や内部調査結果を踏まえながら、解析を用いた情報の補完が必須となる。一方で、SA解析コードの機能の限界から、解析結果には不確かさが大きい。エネ総研では、JAEAなどが保有する詳細解析技術を取り込みながら、最先端の解析技術を通じた1F事故進展分析への貢献を目指していきたい。

#### 参考文献

- (1) OECD/NEA, "Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Phase1 Summary Report," NEA/CSNI/R (2015) 18, February 2016
- (2) OECD/NEA, Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Summary Report, NEA No.7525, 2021
- (3) 東京電力, 「福島原子力事故調査報告書」, 2012年
- (4) 茶木雅夫, 木野千晶, 手塚健一, 「過酷事故解析コードSAMPSONの最新動向」, 日本原子力学会2021年秋の大会, 3G\_PL02, 2021年
- (5) Suzuki H., Kino C., et al., "Three Weeks Analysis of the Fukushima Daiichi Unit 1 NPP by the SAMPSON Code," Proceedings of the 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018
- (6) Kino C., Chaki M., et al., "Three Weeks Analysis of the Fukushima Daiichi Unit 2 NPP by the SAMPSON Code," Proceedings of the 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018
- (7) Pellegrini M., Chaki M., et al., "Three Weeks Analysis of the Fukushima Daiichi Unit 3 NPP by the SAMPSON Code," Proceedings of the 12th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12), Qingdao, China, October 14-18, 2018
- (8) Sakai, T., Fujii, T. and Nishida, K., "Water Injection Influence for Accident Progression in Fukushima Dai-ichi Unit 1", Proceedings of 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 13), Seoul, Korea, October 2-7, 2016
- (9) 都築宣嘉, 「過酷事故条件下における原子炉隔離時冷却系(RCIC)の挙動に関する研究」, 季報エネルギー総合工学, Vol.42, No.2, pp.52-63, 2019年7月
- (10) Kino, C., Morita, Y. and Chaki, M., "Development of Reactor Core Isolation Cooling System Model for SAMPSON," ATH2018, Orlando, USA, November 11-15, 2018
- (11) 東京電力ホームページ: 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第5回進捗報告」について, (添付資料2-2) 2号機の格納容器圧力変化について (<https://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0122.pdf>)
- (12) 東京電力ホームページ: 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第5回進捗報告」について, (添付資料2-6) 2号機14日12時頃からの格納容器圧力挙動について (<https://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0126.pdf>)
- (13) 東京電力ホームページ: 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第5回進捗報告」について, (添付資料2-12) 炉心損傷後のSRVの動作について (<https://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0132.pdf>)
- (14) Nozaki, K., et al., "Inference of containment depressurization scenario of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit-2 during the Morning of March 15th, 2011," Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.58, pp.426-433, 2021
- (15) 東京電力ホームページ: 福島原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する未確認・未解明事項の調査・検討結果「第5回進捗報告」について, (添付資料2-10) 2号機の15日のCAMS測定値急上昇について (<https://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0130.pdf>)