

# 1号機事故シナリオに基づく圧力容器（RPV）破壊状況の推定

東北大学 流体科学研究所 圓山重直

2015/03/03 作成

## 概要

漸く1号機のPCV内部調査がロボット等を使って始まる予定である。著者は以前からICが動いていたという事故シナリオで、PCV及びRPVの破壊箇所を推定していた(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)。後日の1号機PCV外部調査でPCVの破壊箇所についてはほぼ著者の予想通りの場所が破壊していた。4月頃に実施される予定PCVの内部調査に先立ち、新たに構築した事故シナリオでRPVの破壊箇所を推定する。本報の事故シナリオと2011年3月20日以後の温度計測データによると、RPVは3月11日20:26頃に安全弁（SV203-4C）の弁座に直径1.7cm相当の隙間が空き、その後12日6:20頃に直径7cm相当の隙間が安全弁（SV203-4A）にできて急激に減圧したと考えると、当時の計測データが説明できる。原子炉燃料は12日16:00頃に一部がRPVの底からPCVに漏れ出たと考えられるが、温度データの解析によると、かなりの燃料はRPVに留まっていると推定される。もし、著者の推定が正しければSV203-4Aの蒸気吹き出し口（D/W内）の放射線が強く出るはずである。また、漏れ出た一部の燃料はRPV直下のD/W床にある可能性がある。

原子炉の詳しい情報が得られない状況での推定なので、この大胆な予想（解析ではない）が大ハズレの可能性も否定できない。ただし、事故直後の温度データなど多くの事象を説明できることも確かである。この推定を原子炉の内部調査と早期収束に活用していただければ幸いである。

## 1. これまでの経緯

著者は事故当初からの解析で、(文献[1]の HTC Rep.17.2, 2011/5/30, 以下(HTC Rep.17.2, 2011/5/30)と記す) ICが作動していたという仮定で、解析を行い事故当時の測定結果と大きく矛盾しない事故シナリオを構築した。さらに、熱力学解析モデルを1号機に適用して、事故当時の水位や圧力変化をほぼ記述できることを明らかにした(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)。事故当初にRPVに小さな漏洩があるという事故シナリオで、水位計の挙動とPCVおよびRPV漏洩の箇所を推定した(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)。2014年5月29日にPCVの真空破壊弁のベローズ付近に漏洩が発見され2012年から著者の推定していた拡張ベローズ付近の漏洩が確認された。

著者の当初解析では、事故初期に直径0.86cmに相当する亀裂がパイプの継ぎ目等に発生し、それによってPCVの圧力が増大したと仮定した(HTC Rep.26.2, 2013/03/03)、(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)および(円山、機論2014.12、投稿は2014.5)。原子力規制委員会では、津波到達以前のD/Wの圧力変化を解析して(原子力規制委員会2013.11.25)、地震直後ではRPVの漏洩は無かったとした。同様の結論を最近の日本原子力学会も出している(日本原子力学会、2014.3)。また、同報告書では著者の推定を同様にICの交流駆動バルブの開閉について、津波到来時は全開であったと推定し、ICが津波到達後全く動かなかったというシナリオも疑問視している。しかし、その後の報告書(原子力規制委員会2014.7.18)ではそれらの表現が曖昧になっている。



図 1 津波到達前の D/W 圧力実測値（原子力規制委員会、2014.7.28）と前報までに仮定した(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)および（円山、機論 2014.12）初期漏洩による D/W 圧力変化の比較

図 1 は、津波到達前の D/W の圧力変化の実測値と著者が仮定した RPV が初期漏洩した(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)、（円山、機論 2014.12）場合の圧力推定を示している。この図から、著者が当初仮定した初期漏洩は無かったことが明らかとなった。そこで、IC が再起動する直前の 11 日 20:26 に RPV に直径 1.7cm 相当の漏洩が起きたとする事故シナリオを構築した（Maruyama, ICONE23, 2015.5 発表予定）。このシナリオは、前報とほぼ同様に、11 日 21:51 に R/B 内の放射線量が増大したことなど、ほぼ全ての原子炉挙動を説明できることが明らかとなった。

原子炉は、3 月 20 日以後中央制御室の電源が回復し、原子炉各部の温度データを採取できるようになった。著者は、この温度データと事故シナリオを照合することによって原子炉の破壊位置の推定を試みた(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)。今回は、新しい事故シナリオによる RPV 破壊箇所の推定を試みる。

## 2. 本報の事故シナリオ

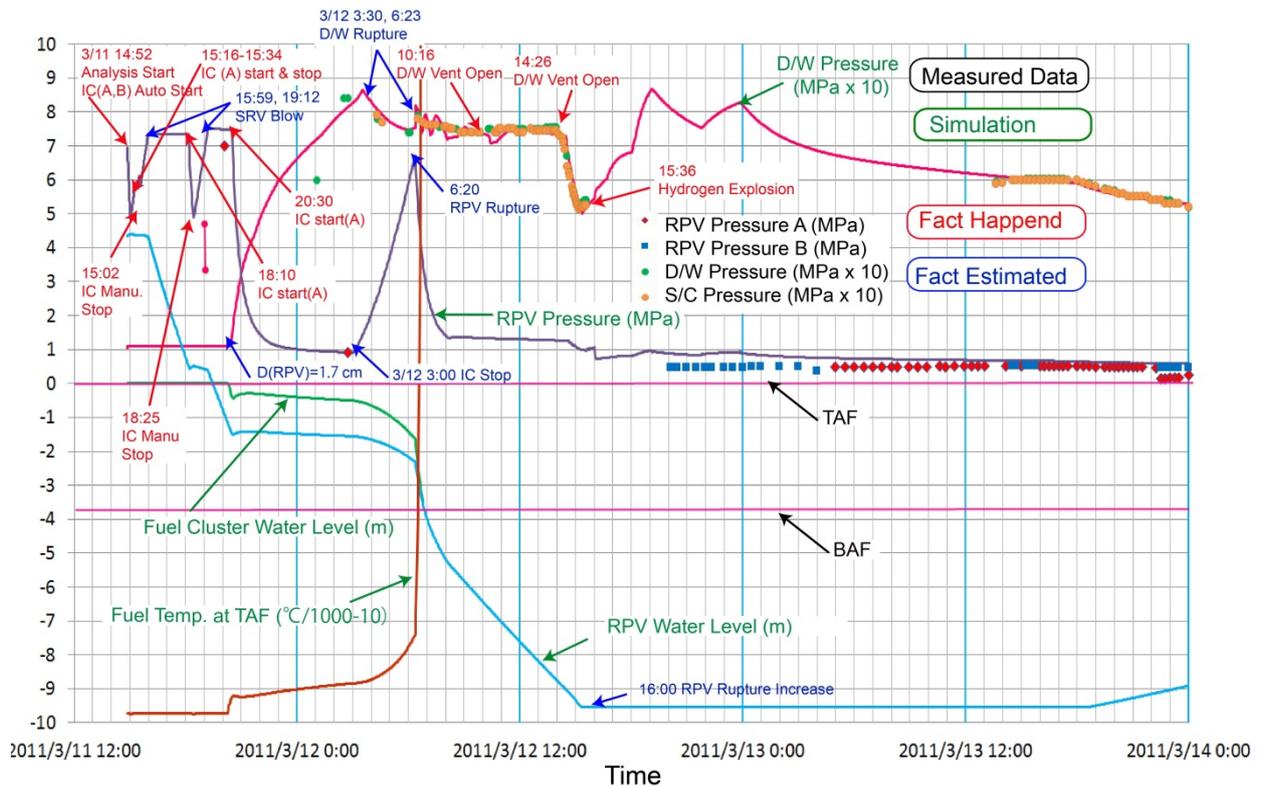
前報 (HTC Rep.26.2, 2013/03/03)では、事故当時の水位や圧力変化をほぼ記述できることを明らかにした。さらに、(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)では、原子炉の破壊状況を推定した。この時採用した原子炉直後の RPV における小規模漏洩は、津波到達前の D/W 圧力データで否定された。この仮定は、その後の計測データを説明できる仮定ではあるが、なぜ小規模漏洩が起きたかについては議論していなかった。今回仮定した、9/11 20:26 頃の RPV 漏洩は、解析データから破壊理由とその場所を特定できるものである。

表 1 と図 1 は、本報の事故シナリオとそれに基づく PCV と RPV の水位と圧力を推定したものである（Maruyama, ICONE23, 2015.5 発表予定）。以下に、本報の事故シナリオを記述する。

表 1 IC が津波到達以後も一定期間動作したという本報の事故シナリオ（Maruyama, ICONE23, 2015.5 発表予定）。  
青字は本解析による推定結果を表す。

時刻	事象
3/11 14:46	地震発生、原子炉スクラム成功
14:52	IC-A,B 自動起動
15:02	IC-A,B 手動停止
15:16~15:34	IC-A 手動起動手動停止繰り返し（津波到達時、IC は停止中）
15:36 59	津波到達、交流電源喪失
15:50	直流電源喪失

18:10	IC-A 手動起動、蒸気発生確認
18:25	IC-A 手動停止（放出蒸気が見えなくなったとの報告あり）
19:30	RPV 水位が TAF に達した
20:07	RPV 圧力 7.6-7.3MPa
20:26	RPV（安全弁 SV203-4C と推定される）に小さな漏れ発生 $d_{RPV} = 1.7 \text{ cm}$
20:30	IC-A 起動
21:30	圧力容器減圧中、IC から蒸気発生確認
21:51	放射線強度増大のため原子炉建屋立ち入り禁止
3/12 0:30	IC-A 胴部に給水中
2:45	RPV 圧力 0.901MPa
3:00	IC-A 停止（燃料棒崩壊に伴う水素発生が考えられる）
3:00	PCV 破壊（PCV 下部真空破壊弁ベローズ） $d_{PCV} = 3.5 \text{ cm}$
4:15	IC-A 胴部への給水停止中
6:20	RPV 破壊（安全弁 SV203-4A の破壊が考えられる） $d_{RPV} = 7 \text{ cm}$
6:23	PCV 破壊面積増大 $d_{PCV} = 7-8 \text{ cm}$ （解析では計測値と合うように 9:00 まで開口面積調節）
6:52	RPV 水位 BAF
8:00	淡水を RPV に注水開始 $\dot{m}_{inj} = 0.5 \text{ kg/s}$
10:16	D/W ベント開 $d_{PCV} = 9 \text{ cm}$
10:25	D/W ベント閉 $d_{PCV} = 7.7 \text{ cm}$
14:26	D/W ベント開 $d_{PCV} = 10.4 \text{ cm}$
14:50	RPV 注水停止 $\dot{m}_{inj} = 0$
15:20	D/W ベント閉 $d_{PCV} = 8 \text{ cm}$
15:36	R/B 水素爆発
16:00	RPV が新たに破壊（RPV 下部に $d_{RPV} = 7 \text{ cm}$ ）
19:04	RPV 海水注水開始 $\dot{m}_{inj} = 2 \text{ kg/s}$
21:45	RPV 海水注水停止 $\dot{m}_{inj} = 0$
23:50	RPV 海水注水開始 $\dot{m}_{inj} = 2 \text{ kg/s}$
3/13 18:00	RPV 海水注水量変化 $\dot{m}_{inj} = 3.1 \text{ kg/s}$



津波到達後も IC が作動、3/11 20:26 : RPV (SV203-4C) の弁座に隙間  $d=1.7\text{cm}$ 、20:30: IC 再起動、3/12 3:00 頃 : IC 作動停止、3:00 : PCV 亀裂発生 (下部)  $d=3.5\text{cm}$ 、6:20 : RPV (SV203-4A) が破壊  $d=約 7\text{cm}$ 、6:21 頃 : PCV 下部破壊面積拡大  $d=7-8\text{cm}$ 、16:00 頃 : RPV 底部に新たに亀裂  $d=約 7\text{cm}$

図 2 本報の事故シナリオによる RPV・PCV 圧力と RPV 水位の変化 (Maruyama, ICONE23, 2015.5 発表予定)

## 2.1 3/11 15:37 津波到達まで

2011/3/11 14:46 に地震が発生し、SCRAM が正常に作動し原子炉のウラン反応は停止した。外部電源は地震のために停止したがディーゼル発電機が駆動した。14:52 に IC-A,B が自動起動し急激に RPV 圧力が低下したため、作業員が手動で IC を停止し、IC-A のみの手動起動・停止で RPV の温度制御を行った。津波到達時に残念ながら IC-A は停止状態だった。地震の震動加速度はかなり大きかったが、図 1 に示すごとく地震動による RPV の漏洩は確認されていない。

津波到達時に 45:36:59 に配電盤 (通称メタクラ) が浸水し AC 電源が停止した。この時非常用発電機は動作中であった(東電報告書、2013.5.10)。その後直流電源停止のため、IC のフェールセーフ機構が働き、IC の直流駆動弁 1, 3 弁と交流駆動弁 2, 4 弁に閉鎖信号が出たと考えられるが、津波到達時、交流駆動弁は全開だったと推定される。後日、3/20 に制御室に電源が回復したことによって、交流駆動弁は何らかの閉鎖動作に入ったことが推定される。

## 2.2 3/11 20:30 IC 手動開操作まで

津波直前に IC (A 系 3 A 弁) が閉鎖されたため、本解析では 15:59 に逃がし安全弁 (SRV) が作動して、水位が低下し始める。本シナリオでは、津波到達直後には SRV は作動していないが、15:59-18:10、19:20-20:30 は SRV が作動して水位が低下する。国会事故調(2012)では、作業員は SRV の作動音を聞いていないとされている。本解析では、20:30 以後、3/12 6:20 に RPV が破壊する寸前まで SRV は作動していないと推定される。1号機の SRV が作動していたのは短時間なので、事故後 4 年が経っているが、この当たりの事実関係の究明が望まれる。

18:10（事故当時の中央制御室白板の見方次第では 18:18 の可能性もある）に、自動車バッテリー等を使って IC 直流駆動弁を開けた。この時、水蒸気の放出が確認されている。IC はスクラム直後には膨大な蒸気を発生するため、ものすごい音と蒸気発生が観測されるが、クスクラムから 2 時間以上経過した 18:10 時点で原子炉の崩壊熱は原子炉定格熱出力の 0.82%(11.3MW)で IC-A の定格の約 1/4 まで下がっているため、IC 再起動直後以外の蒸気放出は少ないと考えられる。そのため、蒸気放出が止まったと作業員が判断し、IC を 18:25 手動停止したと推定した。これまで、国内で IC を 2 時間以上作動させた例はない。

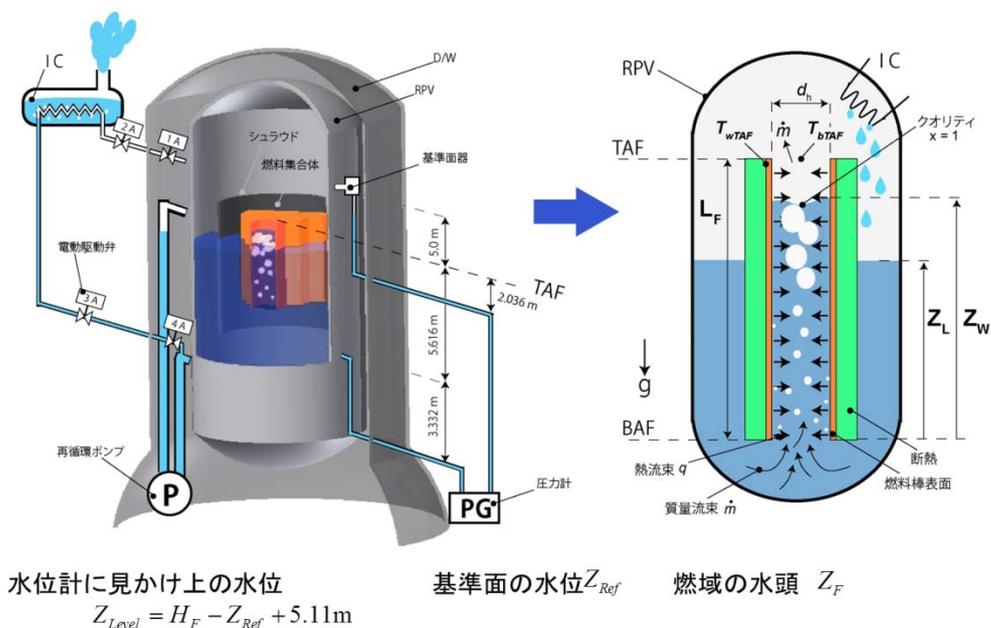


図 3 燃料流合体の沸騰伝熱モデルと水位計の指示値 (HTC Rep.32.2, 2014/03/05)

IC が停止し、19:20 に SRV が作動し水位が低下する。19:10 には RPV 水位は TAF に到達したと考えられる。IC が作動しているときは、図 3 に示すように、蒸気が循環し TAF 以下の水位でも燃料棒は冷却されていると考えられる。しかし、IC が停止しているとき、RPV はいわゆるサウナ状態になり（石川、2014）露出した燃料棒が高温になり一部のジルコニウム被覆が壊れることが考えられる。また、高温の蒸気が発生し RPV 内圧力が急激に上昇することによって SRV だけでなく安全弁 (SV) も開いたと推定した。本解析では、RPV 内の水蒸気と水が飽和状態としているので、水位が TAF 以下になり過熱蒸気が発生すると RPV 内の圧力は急激に増大すると考えられる(HTC Rep.28.1, 2013/05/09)。

図 2 を見ると、TAF 直後は燃料集合体内の発泡気泡により TAF は高温にならないが 2:26 頃に TAF 蒸気は 900°C 程度に上昇する。この時、安全弁の弁座が破損したと推定した。SRV の仕様では蒸気の最高温度は 302°C であり、高温でも 500°C 程度までしか想定していない。900°C の蒸気が SV を通ることによって弁座が破損し完全に閉まらなくなることは容易に考えられる。図 4 に示すように、東電 (2012.5.12) や原子力規制委員会 (2013.11.25) では 450°C 以上で SRV のフランジが破損する可能性を指摘している。この場合、SRV または SV が閉まっているときには蒸気は漏れないことになるので、本シナリオを記述できない。

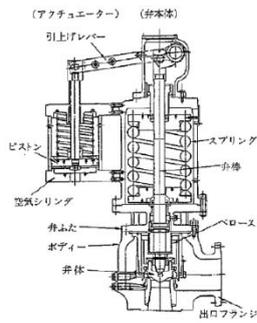


図 2.1 逃がし安全弁の構造<sup>[9]</sup>

NRA Japan, 2013.11.25 .

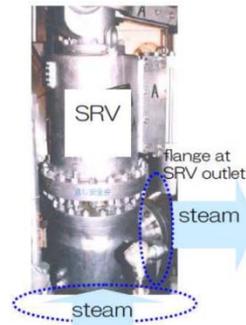


図 2.2 逃がし安全弁の概観<sup>[10]</sup>

福島第一原子力発電所1号機津波到達後の小規模LOCA 発生の可能性について

#### 図 4 SRV の構造と破損が予想されるガスケットの位置 (原子力規制委員会 2013.11.25)

### 2.3 3/12 3:30 PCV 破損まで

本事故シナリオでは、事故直後のプラントパラメータに記載されている「20:30 現在で IC が作動中」という記述により、IC が 20:30 に再起動したとしている。IC が起動すると蒸気の循環が再開されるので水位が TAF 以下でも燃料棒の冷却は継続されると考えられる。事故当時の白板上に記載されているように 21:30 の IC 再起動も否定できない。事故当時の原子炉パラメータと 3/12 2:45 の RPV 圧力データから、本シナリオでは IC は 3/12 3 時頃まで動いていたとしている。図 2 では、IC が作動することにより、TAF 以下であるが水位が安定している。この水位の安定時期があって、はじめて水位計の基準面器の挙動が説明でき、水位計の当時の実測値を再現することに成功している(HTC Rep.32.2, 2014/03/05)。東電の解析のように、IC が作動せず早期に RPV が破損すると IC の水位計データが再現できない。

燃料棒の発熱量はその使用履歴によって差異があるので、20:26 時点で一部の燃料棒は TAF で高温になっていると考えられる。この時、燃料棒被覆が破損して放射能を放出したことが考えられる。この汚染蒸気は、SV を経由して D/W に充満したと予想した。そうすると、21:51 に原子炉建屋 (R/B) の線量が上昇し立ち入り禁止になったことが説明できる。ただし、正門の放射線には変化がないので、この時期に PCV が破壊したとは考えにくい。この間、SV から D/W に蒸気が放出されるので、図 2 に示すように、D/W の圧力が上昇している。

本解析では、3:30 に PCV が破壊したとすると図 2 に示すように D/W の圧力データを説明できる。4 時頃に R/B に入ろうとした作業員が蒸気を目撃していることから本事故シナリオが裏付けられる。さらに、正門の放射線量が 4 時過ぎに急激に増大していることから、この時期の PCV 破壊が推定される。

因みに、著者の解析では、1~3 号機の格納容器はいずれも設計圧力の 2 倍程度で破損していることは興味深い。

### 2.4 3/12 6:20RPV 破壊と 14:26 ベントまで

ジルカロイ反応で発生した水素等が IC の凝縮部に貯まり 3/12 :300 頃に IC が停止したと推定した。その後、RPV 内の蒸気圧力と温度が急激に上昇する。そのために、6:20 に SV が高温の蒸気を D/W に放出した仮定した。この蒸気は、3/11 20:26 の蒸気より高温なので、SV を著しく損傷したと考えられる。SV 損傷場所は高温蒸気による弁座の固着か考えられる。その後、RPV からは蒸気が放出され続けることになる。本解析では RPV 破壊時期には炉心に水があったので、RPV 下部の燃料漏れはまだ発生していなかったと推定される。

6:20 の RPV 破壊による蒸気放出で、PCV の破壊面積も大幅に増加している。この破壊も PCV 下部が推定される。すでに、破損箇所が確定している真空破壊弁のペローズの他にももう一箇所 PCV が破壊していること

も考えられる。東電の報告では、水は2箇所から漏れているとされている。

図2を見ると、この蒸気放出でRPV内の水位は急激に減少し、燃料棒の温度も急激に上昇することから炉心のメルトダウンが始まっている。この時放出された蒸気にはジルカロイ反応による大量の水素が含まれている。その汚染蒸気は、PCV下部の破断箇所から外部に漏出し、PCVとR/Bコンクリートの約5cmの隙間を上昇し、PCVとプールを隔てるベローズを避けて、3階または4階の部屋を経由して屋上に蓄積されたと考えられる。

RPV破壊直後の蒸気は過熱蒸気なので、相平衡を仮定した本報のモデルでは記述できない。そのために計測データに合わせて9:00までのPCVの破断断面積を調整している。6:20直後のPCV破断断面積は等価直径で7-8cmと推定される。現在、その破断断面積はゴミや錆によってかなり小さくなっていると推定される(HTC Rep.25.1, 2012/12/26)。

10:16に作業員がベントを実施したが、圧力計の変化は大きくなく、ベントは確認されていない。しかし、この時放射線強度が極端に上昇したことから、ベントは成功したと考えられる。また、この時の放出蒸気には、6:20以後に破壊した炉心の汚染物質が多量に含まれていたと考えられる。

14:26のベントは圧力を下げることに成功したが、放射線の上昇が少ないことからこの時期には汚染物質が出尽くしていたと推定される。また、本解析では2度目のベント時は炉心にほとんど水がなかったため蒸気発生量が少なかったことも考えられる。公式記録では14:30にベントしたとされているが、当時のフライデー誌に14:26に1号機排気筒から水蒸気が発生している記録があるので、この時間をベントとした。このシナリオの方が当時のD/W圧力の計測結果を良く記述する。

## 2.5 3/12 15:36 水素爆発以後

3/12 6:23に破壊したPCVから漏れ出た水素がR/B屋上に蓄積して15:36に水素爆発を起こした。この前後で、PCVの破断断面積に変化が無かったことから、著者はPCVの破壊は下部に発生したとかなり早い時期に予測していた。その大きさも、ベルヌーイの法則が適用できる程度に大きい(数mm以上の亀裂)と推定した。このことは、後日の観測で正しいことが明らかとなった。

図2を見ると、3/12 16:00にはRCVの水はほとんど空になっていることが分かる。この時、水素爆発のため注水は止まっていた。爆発以前の注水もバイパスのため十分に入っていなかった(円山、機論2014)。本事故シナリオでは、この時に圧力容器下部から一部の燃料が漏れ出たと推定している。ただし、メルトアウトの時間が東電や政府事故調の時間よりかなり遅いので、燃料流出量はかなり少ないと考えている。この推定は、後述する事故後の温度測定データでも裏付けられている。さらに、現在の放射線量が3号機より少ないことも、燃料流出量が少ないことの裏付けとなっている。

東電は、1号機R/B2階のRCW熱交換器の放射線量が大きいことから機器ドレン・サンプルピット周辺に燃料が全量落ちているとしている(東電2011.11.30)が、本報では燃料の一部が、機器ドレン・サンプルピット周辺にあると推定している。

本シナリオでは、3/13 18:00以後何らかの原因でRPV注水量が増大しPCVの圧力が低下したと仮定した。その原因は定かではない。

## 7. 本事故シナリオに基づくRPV破壊位置の推測

2011/3/20～3/22の間、1号機注水量が極端に減少した時期があった。この時期は、自衛隊と東京消防署が原子炉に放水している。この注水量の減少で、1号機全体が400℃に上昇した。3/23以後に注水量を増やして炉内の温度は急速に低下した。また、3/20以後に中央制御室に電源が回復し原子炉各部の温度データが取得でき

るようになった。3/23 以後の温度データを検証すると色々な情報を取り出すことができる。ただし、現時点で温度センサーの正確な位置や原子炉機器の正確な場所が不明なため、その推測はかなりの不確定要素を含むことを承知していただきたい。

本解析は、公開データに基づいているので、著者の手に入らない未公開データが多数存在すると考えられる。それらが判明すると、本推測が異なった結果になることも考えられる。しかし、今後の原子炉内部の調査に資するため不正確の誹りを恐れず、あえて RPV 破損箇所の推定を試みる。

### 3.1 温度測定点の同定

東電は事故直後の温度計測データを公開している。表2は「事故時に運転員が採取したプラントデータ一覧」と各種公開データから事故直後の温度データの位置と名称を示したものである。温度計のタグ No から推定すると、TC41 の RPV ベローシールは D/W に設置された HVH12-A の可能性がある。もしタグ No が 1625-L ならベローシールであるが、正確な情報は入手できていない。給水ノズル N4B (終端) と給水ノズル N4B (内) は重要であるが、正確な位置関係が不明である。また、SV と SRV の温度センサーの位置や SV がどちらに蒸気を噴き出すのかも正確な情報がない。これらの情報があれば、もう少し推定の確度が増大すると考えられる。

表 2 温度測定点の場所と名称一覧

本報の TC 番号	名称	タグ No	サービス名称	取り付け場所	角度 (方向)	取り付け高さ
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	給水ノズル N4B(終端)	TE-263-69D1	N4B ノズル End	RPV	135	27750
23	給水ノズル N4B(内)	TE-263-69D2	N4B ノズル End Inboard	RPV		
24	給水ノズル N4C(終端)	TE-263-69E1	N4C ノズル End	RPV	225	27750
25	給水ノズル N4C(内)	TE-263-69E2	N4C ノズル End Inboard	RPV		
26	Vessel Core	TE-263-69F3	Vessel Core	RPV	270	22160
27	圧力容器下部(下部ヘッド)	TE-263-69L1 or 69L2	Vessel Bottom Head	RPV	25 or 130	1550
28	CRD ハウジング上部	TE-263-69N1	CRD ハウジング上端	RPV		
29	CRD ハウジング下部(上部?)	TE-263-69N3	CRD ハウジング上端	RPV		
30	安全弁排気 203-4A①	TE-261-13A	安全弁-4A	PCV(D/W)		
31	安全弁排気 203-4C②	TE-261-13C	安全弁-4C	PCV(D/W)		
32	安全弁排気 203-4B③	TE-261-13B	安全弁-4B	PCV(D/W)		
33	SR 弁排気 203-3A⑥	TE-261-14A	RV-203-3A(ブローダウンバルブ)	PCV(D/W)		
34	SR 弁排気 203-3B⑦	TE-261-14B	RV-203-3B(ブローダウンバルブ)	PCV(D/W)		
35	SR 弁排気 203-3C⑧	TE-261-14B	RV-203-3C(ブローダウンバルブ)	PCV(D/W)		
36	SR 弁排気 203-3D⑨	TE-261-14B	RV-203-3D(ブローダウンバルブ)	PCV(D/W)		
39	HVH-12C 戻り	TE-1625C	HVH-12C Return Air	PCV(D/W)		
41	RPV ベローシール (HVH-12A 1625L) HVH-12A 戻りの間違い?	TE-1625A	HVH-12A Return Air	PCV(D/W)		
43	S/C プール水温			PCV(S/C)		

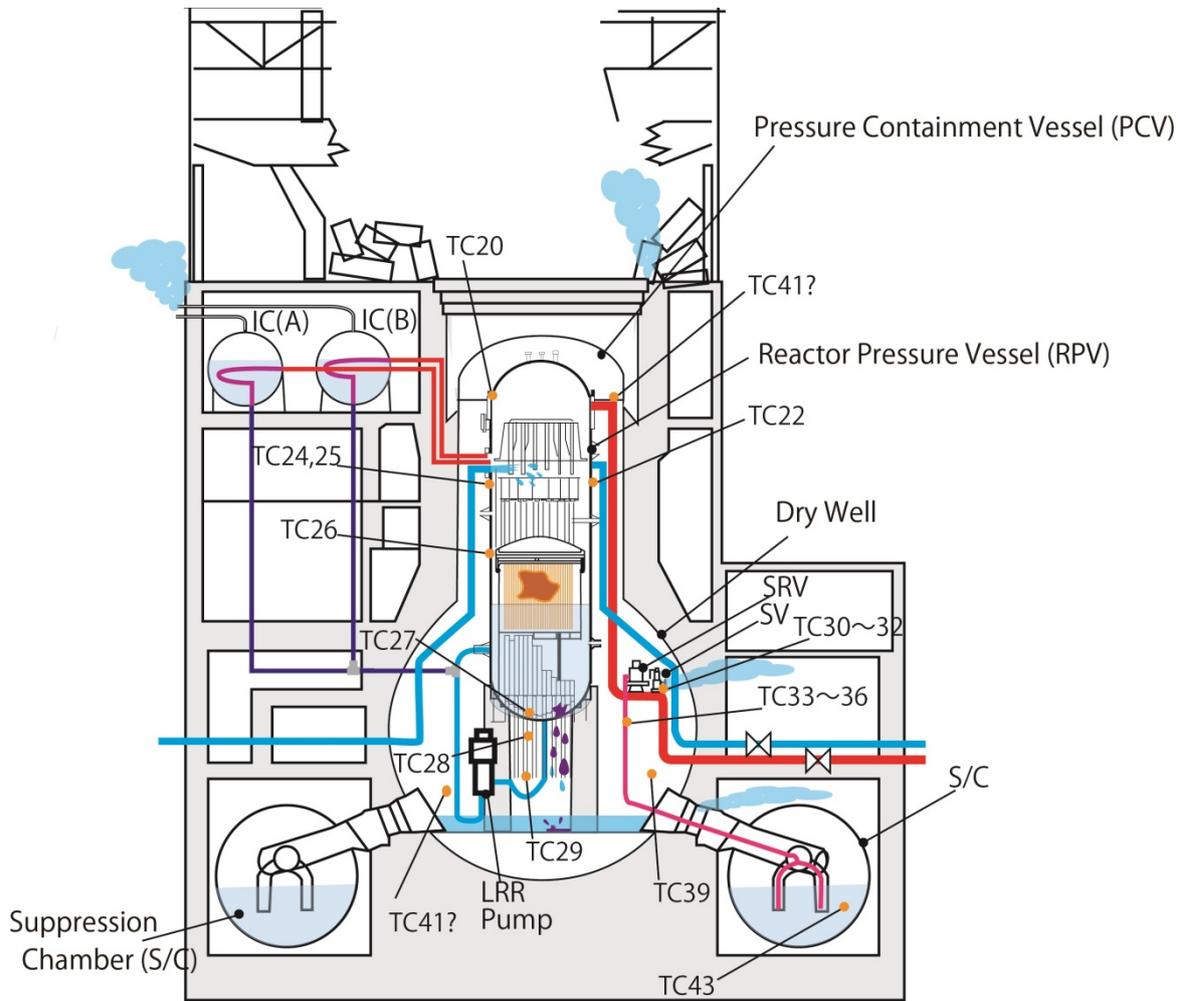


図5 原子炉断面図と温度計位置の推定場所

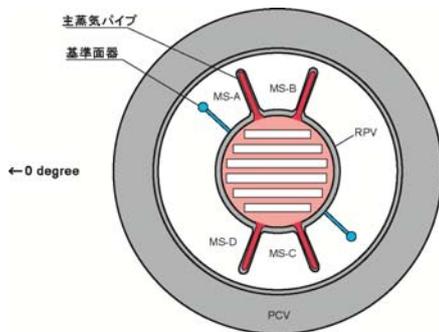


図 6(a) 主蒸気パイプ周辺の炉心断面  
(TAF5.64m 断面)

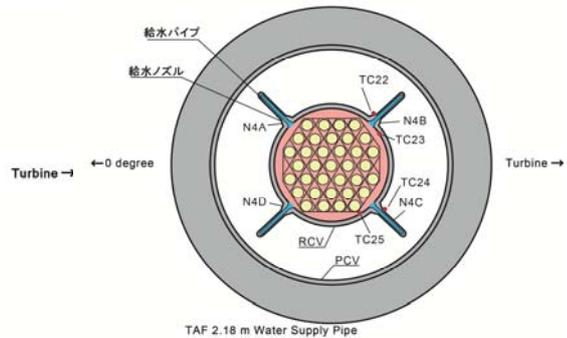


図 6(b) 給水パイプ周辺の炉心断面  
(TAF2.18m 断面)

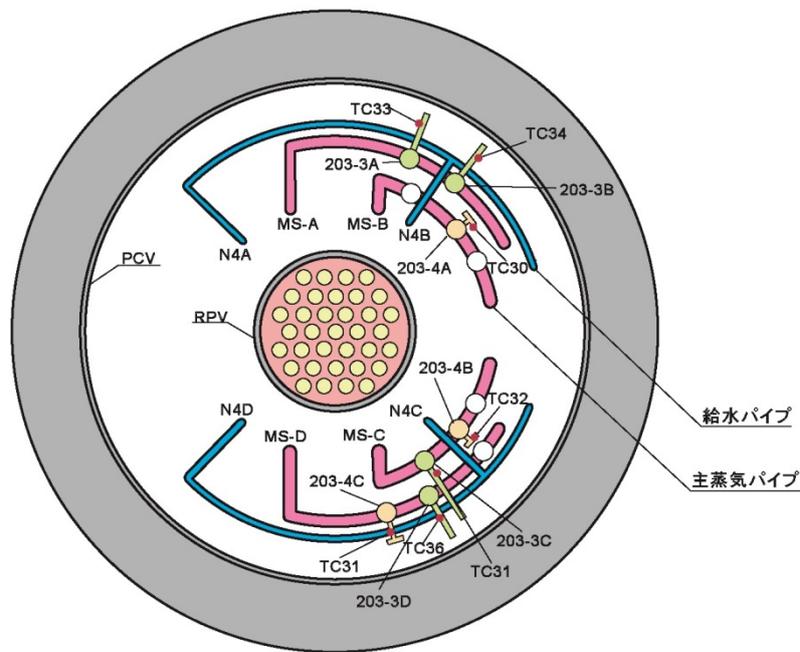


図 6(c) SV および SRV 周辺の温度測定位置

図 6 原子炉断面想像図と温度測定点推定箇所  
(安全弁 (SV) と逃がし安全弁 (SRV) の場所は著者の推定)

図 5 と図 6 に、著者が推定した各部の温度計測位置を示す。温度測定点の正確な位置と原子炉構造の詳細は公表されていないので、諸種のデータを集めて著者が推定したものである。従って、この位置関係が実際と異なる可能性がある。図中の温度測定点は、東電が公開しているプラントデータ一覧にある「事故時に運転員が採取したプラントデータ一覧」記載の番号である。公開データからおおよその測定点は把握できるが、詳細については今後の資料公開によって、破壊シナリオが変化する場合も考えられる。

### 3.2 温度データによる破壊状況の推定

図 6 には、1 号機に設置されている逃がし安全弁 (SRV) と安全弁 (SV) の推定位置も記述した。いずれの弁も、主蒸気管に取り付けられている。逃がし安全弁を出た蒸気は、S/C で凝縮される。しかし、SV の蒸気は D/W に直接放出される。SV の放出設定圧は SRV よりも高く設定してある。東電の中間報告によると、SRV の作動圧は 7.27MPa~7.71MPa であるが、SV の作動圧は 8.51MPa~8.62MPa なので、通常 SV は作動しない。しかし、図 2 に示すように、3/11 20:26 と 3/12 3:00 以後の急激な圧力上昇と燃料棒のドライアウトによる高温過熱蒸気のために SV が作動した可能性がある。図 2 を参照すると、RPV が破壊したとき、容器上部に貯まっていた水蒸気は非常に高温であったと推定される。その時、SV の弁座等が破損してバルブが開いたままになったことが否定できない。一般に SRV の最高使用温度は 302℃で、その他のバルブでも最高使用温度は 550℃である。ジルカロイ反応は 900℃以上の蒸気で起こるので、SV および SRV には限界使用温度よりかなり高い温度の水蒸気が通過したと考えられる。

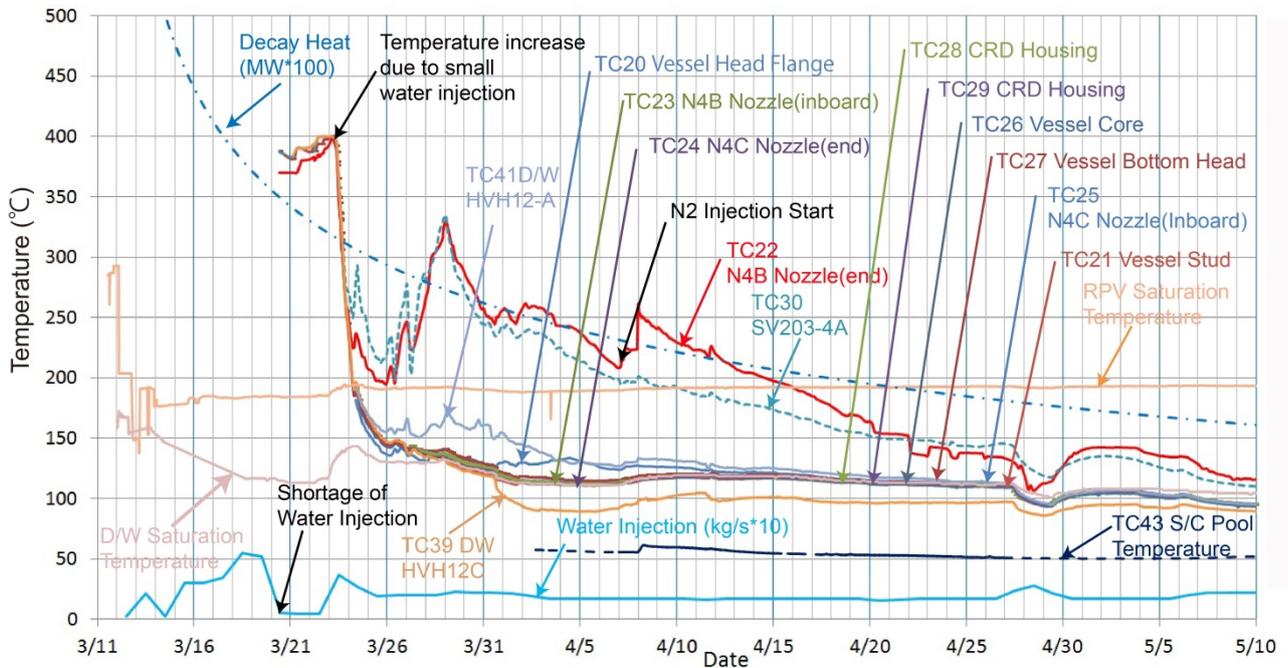


図 7(a) RPV と PCV 周辺の温度変化

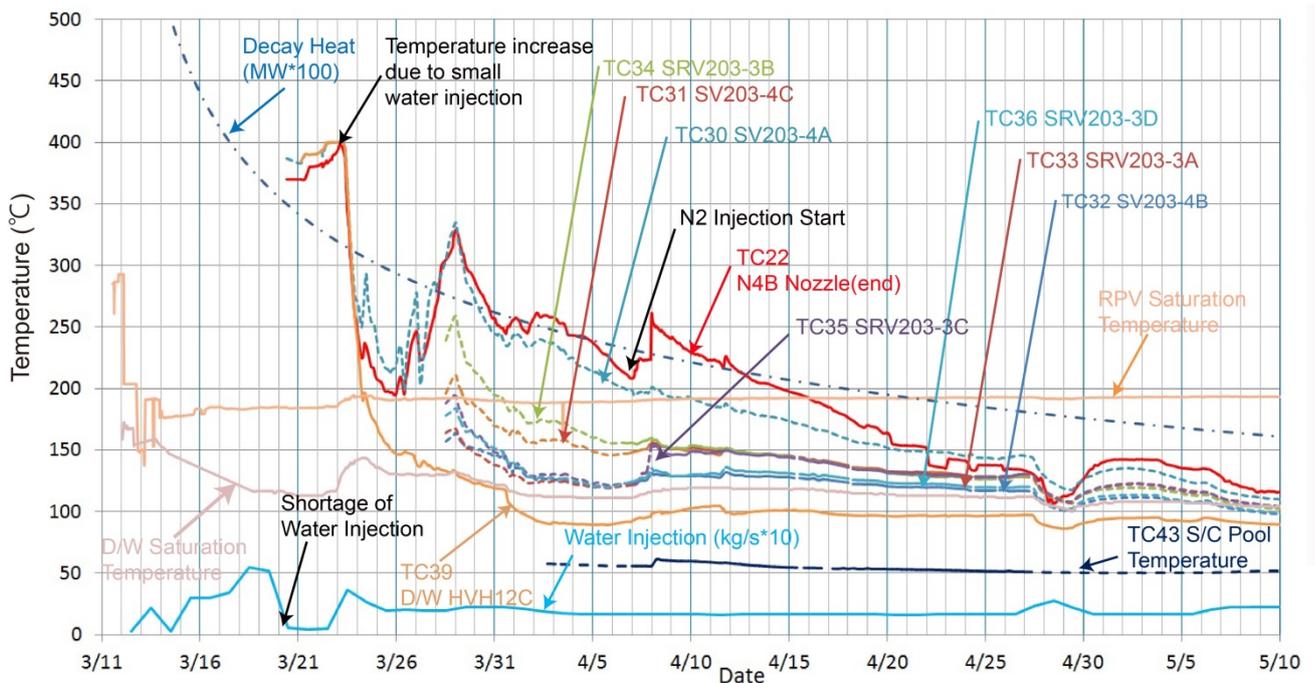


図 7(b) SV と SRV 周辺の温度変化

図 7 原子炉各部の温度変化と注水量

図 7 は、2011/3/20 以後に計測可能となった原子炉各部の温度変化を示す。図中には、当時の注水量の記録と本報の熱力学モデルで使用した崩壊熱の変化も示している。さらに、RPV と D/W の圧力から算出した飽和蒸気温度も加えている。原因は不明であるが、3/20 から 3/22 にかけて注水が極端に減少したため、原子炉各部の温度が上昇し、その温度はほぼ一様になった。その後、注水量が回復したために温度は徐々に低下している。注水量が安定してからは崩壊熱の減少と共に各部の温度が徐々に低下していることが分かる。報道によると、東電は 4/20 20:00 頃から水素爆発防止のために窒素ガスを注入している。このガス注入によって一部の機

器の温度が上昇している。

ここで注目したいのは、図 7(a)において、図 5 の温度測定位置と温度変化を対応してみると、RPV 底部の温度が注水と同時に低下して D/W の飽和温度と等しくなることである。また、CRD ハウジングと呼ばれる格納容器にある制御棒駆動ハウジング温度も D/W の飽和温度になっている。一方、給水ノズル N4B 終端 (TC22) と安全弁 203-4A (TC30) は高温を保ち、RPV 飽和温度よりも高い温度になっている。給水ノズル N4C 終端 (TC24) は原子炉底部と同じ温度になっているので、給水はここから行われ温度も低くなっていることが想像される。

もし、東電の推定のように燃料棒のほとんどが PCV に溶け出していると仮定すると、注水は給水ノズルから RPV に流れ込み、RPV 底部から流れ出て、PCV に堆積した燃料を冷やすことになるので、熱源のある D/W の温度が RPV 内部の温度より高くなるはずである。しかし、計測結果は逆である。さらに、D/W 内の温度 (TC39) は D/W の飽和温度より低くなっている。燃料の大半が PCV に流出した場合には、D/W は高温の蒸気で満たされるので、このような現象は考えにくい。

前述したように、4/6 20:00 頃から RPV に窒素の注入を始めている。それ以後給水ノズル N4B 終端の温度が増大している。窒素ガス注入以前は、RPV 及び PCV は水蒸気で満たされており、ジルコニア反応で生成された水素は窒素注入時点では、配管端部を除きほとんど残っていなかったと考えられる。つまり、窒素注入は無駄だった可能性がある。そこへ窒素を注入したために RPV/PCV と外部との凝縮熱交換が低減し、蒸気温度が増大した可能性が考えられる。しかし、現段階では、この原因については解明できていない。いずれにしても、注水した水は 3/12 16:00 頃にできた RPV 底部の穴から漏れ出て、RPV 内の燃料で加熱された過熱蒸気は 3/12 6:20 頃にできた気相部の亀裂から漏れ出ていたと考えると図 7(a)の温度変化が説明できる。3/23 以後、RPV への注水は安定的に継続されているので、3/12 16:00 頃破壊したと推定される RPV 下部からは RPV で飽和状態になった水が漏れ出て、RPV 下部と D/W を均質温度にしていたと推定される。

表 2 に示すように、TC41 が D/W 戻り (TE-625A) なのか RPV ベローシール (TE-625L) なのかが不明である。もし TC41 がベローシールならば、SV203-4A から D/W 内に放出された蒸気が上部の TC41 を暖めたと考ええると、図 7(a)に示すように、3/28 前後の TC41 の温度上昇が TC30 と符合することが理解できる。

図 6(c)の温度計配置と図 7(b)の原子炉温度データを対比すると、B 系の主蒸気パイプに接続されている SV(203-4A)が破損し、蒸気を放出し続けたとすると、RPV の B 系主蒸気パイプ接続部近傍に設置してある、B 系の給水ノズル N4B 終端の温度計 (TC22) と SV(203-4A)の温度データ (TC30) が突出して高い温度を示していることが説明できる。

これに反して、図 7(a)の給水ノズル N4C 終端は、注水と同時に低温になっている。このことから、事故直後は炉心への注水はノズル N4C と N4B から行われたと推定されるが、著者には詳細なデータがない。また、ノズル N4B の内側温度計 (TC23) も低温になっている。温度計の詳細な位置関係が不明なので、この原因についても今後の検討が必要である。

SV および SRV の温度では SV203-4A (TC30)近傍にある SRV203-3B (TC34) が高い温度である。一つの可能性は、SV203-4A から漏れ出た蒸気が SRV203-3B の温度測定点に当たりそこが高温になったことが考えられる。一方、3/12 6:20 頃の高温蒸気は SRV から S/C に放出されたと考えられ、その蒸気によって SRV203-3B の弁座が破損して蒸気が漏れ続けていたとする可能性も考えられる。

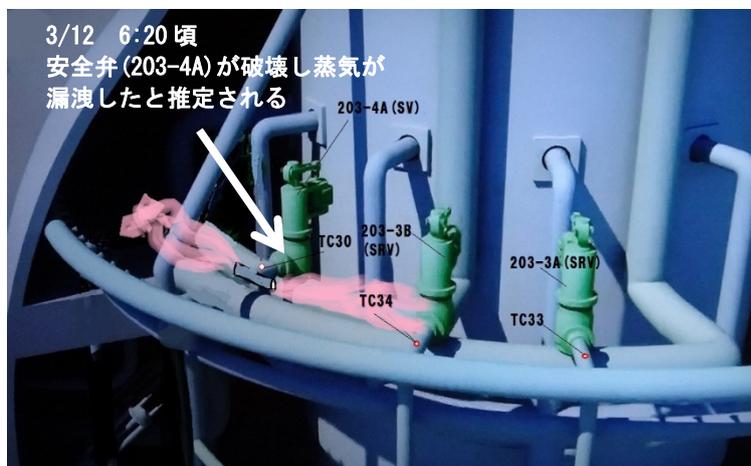
SV では SV203-4A に次いで SV203-4C (TC31)が高温である。もし、3/11 20:26 の蒸気漏出がこの安全弁の弁座損傷によるものなら TC31 の温度変化が理解できる。いずれの SV および SRV も D/W の飽和温度より高い温度を示しているので、3/12 6:20 の高温蒸気噴出で弁の弁座が損傷しリークが続いていた可能性が考えられる。SV や SRV を回収してチェックすることはかなり後になると考えられるので、この推定が明らかになるのは、随分後になるだろう。もしかしたら、RPV 漏洩箇所の特定は永遠に不可能かもしれない。

東電の中間報告では、SV と SRV の動作圧力が示されているが、どの弁がどの圧力で作動するかは記載されていない。もし、本事故シナリオが正しいとした場合に推定されるバルブと推定動作圧力を表 3 に示す。本事故シナリオと図 7(b)によると、高温蒸気のために SV203-4C が 3/11 20:26 に弁座が固着し、SV203-4A が 3/12 6:20 に破損するためには動作設定圧力が SV203-4B より低い必要がある。また、この時 SRV の弁座も固着した可能性がある。温度データから SRV203-3B の破損が相対的に大きいと考えられるので、その設定圧力を推定した。SRV203-3C は窒素注入後に温度が若干上昇している。このことから設定圧力も SRV203-3A, 203-3D より低いと推定した。もし、この推測値と実際のバルブ動作圧力が同じならば、本事故シナリオの確度が上がることになる。

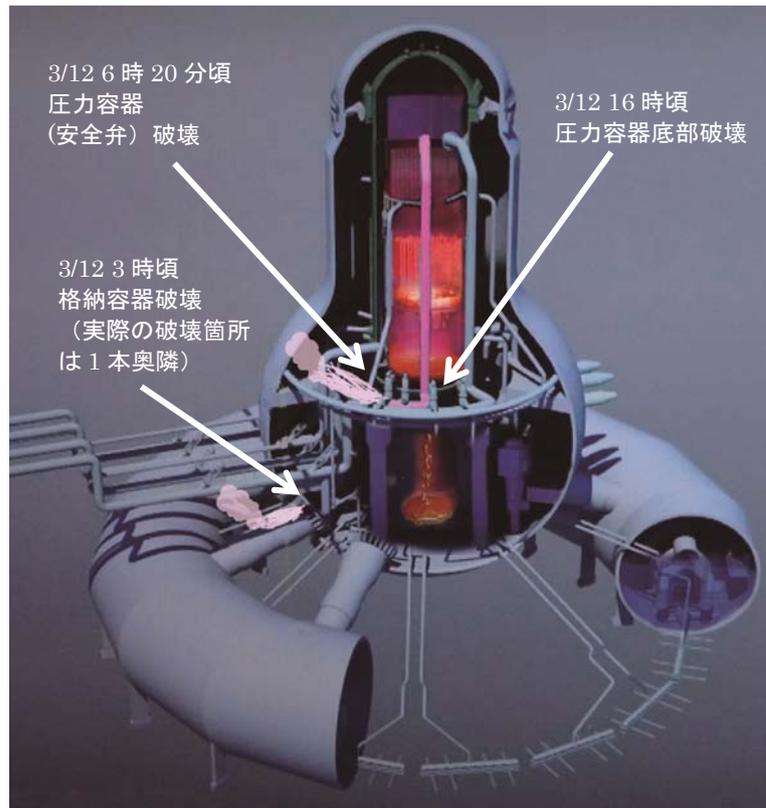
表 3 SV と SRV の動作圧力推定

弁の種類	図 6(c)の弁番号	動作圧力 (MPa gage)
安全弁 (SV)	203-4A, 203-4C	8.51
安全弁 (SV)	203-4B	8.62
逃がし安全弁 (SRV)	203-3B, 203-3C	7.64
逃がし安全弁 (SRV)	203-3A, 203-3D	7.71

図 8 と 9 は、これまでの 1 号機事故シナリオを想定した 1 号機の破損状況を「推理」したものである。この推理には、原子炉のより詳細な構造と事故当時の温度センサーの位置、SV や SRV の位置など、正確な情報が不可欠である。現段階では、破壊箇所推定はかなりの不確定性を伴っているが、事故の早期完全収束に資するためにあえて推定している。



NHKスペシャル 「メルトダウン 福島第一原発～あのとき何が～ (2011.12.18放映)」  
「メルトダウン 連鎖の真相(2012.7.21放映)」の画像を編集  
**図8 本事故シナリオに基づくRPV破壊箇所の推定**



NHKスペシャル 「メルトダウン 福島第一原発～あの日何が～ (2011.12.18放映)」  
 および「メルトダウン 連鎖の真相(2012.7.21放映)」の画像を編集  
**図9 本事故シナリオに基づく原子炉破壊箇所の推定**

本報のシナリオでは、図8と9に示すように、3/11 20:26 頃に RPV から高温蒸気が SV に吹き出し SV203-4C の弁座が固着し等価直径 1.7cm の隙間から蒸気が噴き出した。この蒸気噴出により PCV 圧力が上昇して 3/12 3:30 頃に PCV 下部に等価直径 3.5cm の亀裂が発生し、4:00 過ぎに正門の放射線量が増大した。3/12 3:00 頃 IC が停止したことにより RPV の温度と圧力が急激に上昇し、3/12 6:20 に SV203-4A の弁座が固着し直径 7cm 相当の損傷を生じた。このために高温蒸気が PCV 内に噴出し 6:23 頃に PCV 下部の亀裂が拡大もしくは新しい亀裂が生じた。その大きさは等価直径 7-8cm であった。PCV は真空破壊弁のベローズ以外にももう一箇所破損している可能性も否定できない。

破壊場所の推理には、原子炉のより詳細な構造と事故当時の温度センサーの位置、SV や SRV の位置など、正確な情報が不可欠である。しかし、これらの情報はこのレポート作成段階では入手できていない。今後これらの情報が得られればより確度の高い破損箇所推定ができると考えられる。詳細な原子炉構造が判明すると破壊推定箇所が変更する場合も考えられる。

#### 4. 事故説明に向けた今後の指針

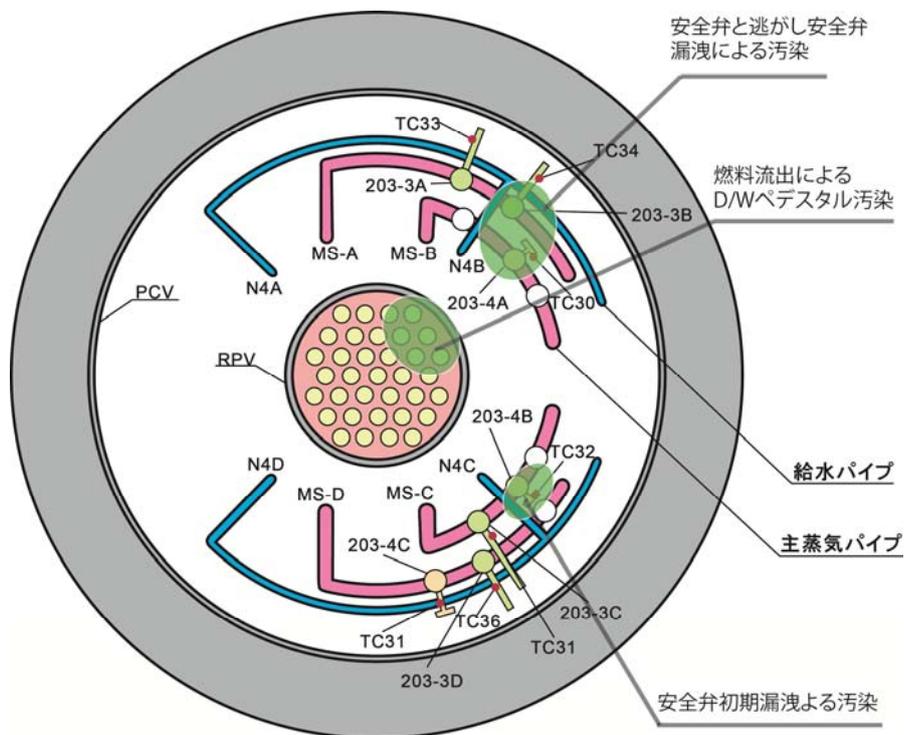


図 10 PCV 内の高放射線箇所への推定

今後実施される PCV 内部の調査に資するために、本報の事故シナリオに基づいた PCV 内部の状況を予測する。ただし、これはあくまでも大胆な推定なので、新しい情報が得られると、全く異なった現状であることも十分想定される。今後炉内の計測が始まるが、この予測は大ハズレの可能性は否定できないことを了承していただきたい。

図 1 に示すように、地震による当初の蒸気漏れなど大きな損傷は想定されないために、PCV 内部は大規模に壊れていることはないと考えられる。しかし、PCV 内部は種々の配管などが入り組んでいるためにロボットなどの投入は十分注意する必要がある。特に、SRV や SV 周辺の通路は金網状なのでロボットが引っかからないように運用することが肝要であろう。

図 10 は、本事故シナリオによる放射線強度が高いと予想される場所を示している。安全弁 SV203-4A の蒸気吹き出し口からは 3/12 6:20 以後高濃度の汚染蒸気が放出され続けたためにこの周辺が高度に汚染されていると考えられる。SRV203-3B も蒸気漏れが考えられるのでその付近の配管も汚染度が高いかもしれない。3/12 16:00 頃に RPV 底部に穴が開き、注水はそこから漏れ出ていると考えられるので、この場所は濡れていない。次に汚染されていると考えられるのは、SV203-4C の安全弁の放出口付近である。この漏出面積は SV203-4A に比べると小さいので、汚染度合いもそれほど大きくないと考えられる。SRV 弁座もある程度損傷していると考えられるので、特に SRV203-3B 付近の配管の放射線強度が高いと考えられる。

RPV 下部からの燃料漏れに関しては、東電等の推測と異なり、かなりの燃料が RPV 内に残っていると考えられるが、一部は PCV 内に漏洩している。その場所は温度データから推測すると TC39 と反対側に堆積していると考えられる。つまり、RPV 下の給水ノズル N4B と同じ方向（約 135 度）の付近に溶け固まっていると大胆に想像できる。もしこの位置が、機器ドレン・サンプルピットの位置と一致すれば「大当たり」であるが、この推測はあくまでも空想である。

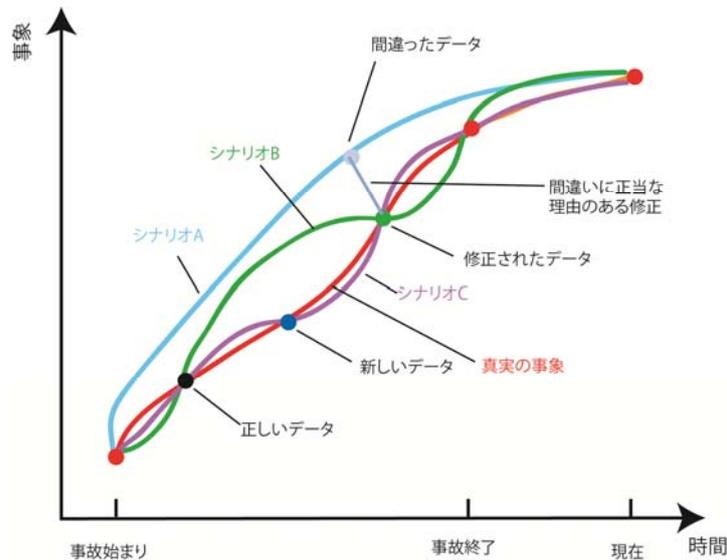


図 11 真実への道程

一般の事故や現象をリアルタイムで予測することは難しい、図 11 は、実際に起きた事故の事象と、限られたデータや証言から推定された事故シナリオとの関係を示している。当初は非常に限られたデータのみが入手可能であり、そのデータも精度にかける場合が多い。それから推定された事故シナリオ（シナリオ A）は真実とは大きな差異がある。もし、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（シナリオ B）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推定（シナリオ C）が可能である。

原子炉は放射能のために現在も近づくことができず、得られるデータも限られている。小惑星イトカワに着陸したはやぶさは、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ている。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の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したと考えられる。福島原発 1-4 号機は免震重要棟から 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。現在も事故現場に行けないことは、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をすることが重要ではないだろうか。

事故直後の原子炉の状況については正しい推測はできなかった。しかし、事故後 4 年経った現在では、事故の真実に迫ることは不可能ではないと考えられる。事故から 4 年しか経っていないが、原発の事象説明は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。

著者の推定が正しければ、RPV の漏洩は SV と SRV の弁座に設計温度を遙かに超えた高温蒸気が流れたために弁座の周囲が破損したことが原因である。このことから、SV と SRV の弁座材料の変更で、冷却剤損失事故（LOCA）時に、炉心水位が TAF 以下になった場合、原子炉の安全度合いが増大する。BWR（沸水型原子炉）にはフィルタードベント（フィルター付きベント）を付ける議論がなされているようであるが、LOCA 時に高温の蒸気が SRV や SV に流れると RPV を隔離できなくなる。弁座の材料を変更することはたいしたコスト増加にならないので（オペレーションは難しくなるかもしれないが）、高温蒸気が流れる可能性がある弁を高温対応にすることは比較的容易な多重安全に繋がると考えられる。

## 5. おわりに

著者の最新の事故シナリオに基づく福島原発1号機の挙動を解析し、3/20以後の原子炉各部の温度データから圧力容器（RPV）破損箇所の大膽な推定を行った。

- (1) 地震直後は圧力容器に大きな損傷は起きなかったことが明らかとなり、著者がこれまで仮定していた地震直後の小さな漏洩は起きていないことが明らかとなった。
- (2) 事故当時の記録や熱流動シミュレーションから、津波到達以後も非常用復水器（IC）を制御する交流モーター駆動弁が閉鎖されず IC が一定期間作動していた可能性が高い。
- (3) IC が再起動する 3/11 20:26 頃に等価直径 1.7cm 程度の小さな漏れが安全弁（SV203-4B）に生じたとなると、事故当時の圧力データと温度データを説明できる。
- (4) 格納容器（PCV）には 3/12 3:30 頃に等価直径 3.5cm 程度の亀裂が生じ、3/12 6:23 頃に等価直径 7-8cm の亀裂が生じたとなると計測データを説明できる。PCV の亀裂箇所は真空破壊弁の他にもう一箇所存在する可能性もある。
- (5) 圧力容器は 3/12 6:20 頃に安全弁 203-4A が破壊（等価直径 7 cm 程度）して水位が急激に低下し、同 16:00 頃に圧力容器底部がさらに破壊（等価直径 7 cm 程度）したとすると、事故後の温度変化等が説明できる。
- (6) 核燃料は、かなりの部分が圧力容器に残っており、全量が格納容器に漏れ出ていないと考えられる。

## 6. 文 献

- [1] 圓山, 小宮, 岡島研究室, 福島第一原子力発電所事故の熱解析と収束プランの提案, 東北大学流体科学研究所, available from <<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/~maru/atom/index.html>>, (2011-2015)
- [2] (円山、機論 2014. 12) 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推定（熱力学モデルによる非常用凝縮器（IC）の挙動）、日本機械学会論文集
- [3] (原子力規制委員会2013.11.25) 1号機非常用復水器の作動状況について事故分析検討会（第5回）資料
- [4] (日本原子力学会、2014. 3)、日本原子力学会（日本原子力学会 東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会）、福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言－学会事故調 最終報告－（2014）、丸善.
- [5] (原子力規制委員会2014.7.18) 原子力規制庁、東京電力福島第一原子力発電所事故の分析 中間報告書（案）、平成26年7月
- [6] (Maruyama, ICONE23、2015.5発表予定) Maruyama. S., Validation of behavior of isolation condensers(IC) during accident at Fukushima Daiichi nuclear power plant, Unit 1. (And yet, the IC was working after the tsunami arrival), Proceedings the 23th International Conference on Nuclear Engineering, May 2015.
- [7] (東電報告書、2013.5.10)、TEPCO（東京電力株式会社）福島第一原子力発電所1号機における電源喪失及び非常用復水器の調査・検討状況について< 参考資料 >, 平成25年5月10日
- [8] (国会事故調、2012)、国会事故調、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会、国会事故調報告書、平成24年6月28日
- [9] (石川、2014)、石川迪夫、考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか、日本電気協会新聞部 (2014).