



福島第一原子力発電所1号機事故の熱流動現象の推定 —非常用復水器が作動していた場合—

Heat and Fluid Flow in Accident of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Unit 1
- When the Isolation Condenser Was Working -

東北大学 流体科学研究所 円山 重直 Shigenao MARUYAMA 正員

An accident scenario of Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, Unit 1 is analyzed from the data open to the public. The author assumed that the isolation condensers were partially functional at the initial stage of the accident. The estimation describes that the rupture time of the pressure containment vessel was at 4:00 12/3/2011 and the rupture area was approximately 8 cm in equivalent diameter. The estimation shows that the rupture time of the reactor pressure vessel was at approximately 6:00 12/3/2011 and the diameter was approximately 5 cm. These estimations are different from the ones by TEPCO, and have some discrepancy between measurements. However many measured evidences show good accordance with the present scenario.

Keywords: Nuclear Power Plant, Accident, Heat and Fluid Flow, Isolation Condenser, Fukushima Daiichi Unit 1

1. 緒言

著者らは、福島第一原子力発電所（以下原発という）の事故発生当初から、不完全ながらも、各種の熱流動解析や事故の早期収束に向けた提言を行ってきた^[1]。原子炉の早期収束のためには、現象の理解が重要である。本報告の推定が正しかったかどうかは、約10~30年後に原子炉を解体する時に明らかとなるであろう。しかし、原発事故の早期収束のために、あえて不正確さの誹りを承知で原発事故を解析する。

東京電力（TEPCO）は1号機メルトダウンのシナリオを発表した^[2]。そこでは、全交流電源停止後4時間で燃料棒が完全露出するなど、急激に崩壊が進行している。同じ境界条件を使った同様な解析が原子力安全・保安院によって実施され、TEPCOの報告よりさらに急激な炉心崩壊が推定された^[3]。最近の報告では、1号機燃料の大部分が圧力容器（RPV）から格納容器（PCV）に漏れ出ているとの報告がある^[4]。

原子炉の初期崩壊熱は時間とともに急速に減少するので、事故直後の初期現象で炉心崩壊の程度が左右される。

本報告では、公開されたデータを総合的に評価して1号機の現象を推定するが、TEPCOで報告されている炉心メルトダウンよりかなり遅い炉心崩壊を予測している。

本報の目的は、これまでの報告書等で、何が正しく誰が間違っているか論ずるものではない。本報の推定も多くの未確定や未解明な事象、さらに事故後の測定結果と矛盾する事項も含んでいる。それらについては今後の議論を待ちたい。ただし、非常用復水器（IC）作動仮説を導入することにより種々の計測結果を説明できることも確かである。原発事故の早期収束と再発防止には、原発事故と現状の的確な理解が必要である。そのためには、あらゆる可能性を検討することが必要だと考えられる。

2. 崩壊熱の検証

著者らは、原発の崩壊熱のデータを公開してきた[文献^[1]の（HTC Rep.1.5, 2011/05/27）]。以下（HTC Rep. 1.5, 2011/05/27）と記す。また、これらのレポートは独立した文献として扱う。使用した崩壊熱予測式を以下に示す^[5]。

$$\frac{P(t)}{P_0} = 0.066 \left[t^{-0.2} - (t_s + t)^{-0.2} \right] \quad (1)$$

ここで、 P [W] は崩壊熱、 P_0 [W] は通常運転時の原子炉熱出力、 t [s] は原子炉停止からの経過時間、 t_s [s] は燃料棒使用時間である。 t_s に関しては、定期検査等で核反応を止めている時間は含まないため、簡単には見積もることができない。標準的には、炉心の4分の1ずつを交換

連絡先: 円山重直、〒980-8577 仙台市青葉区片平
2-1-1、東北大学流体科学研究所
E-mail: maruyama@ifs.tohoku.ac.jp

して、4 サイクルで外に出す。ここで、(1)定期検査時等の崩壊を無視し、(2)炉心の t_s 計算には炉心内の燃料体4ユニットの t_s の平均期間を用いるという2つの仮定により、参考文献⁶⁾より燃料棒使用時間を $t_s = 1.74$ [year] と算出した。

また、式(1)を積分することにより任意の時間における総発熱量を見積もることができる。つまり、総発熱量 $Q_{t_1 \rightarrow t_2}$ [J] は次式で表される。

$$Q_{t_1 \rightarrow t_2} = \int_{t_1}^{t_2} P(\tau) d\tau \quad (2)$$

$$= 0.0825 P_0 \left[t_2^{0.8} - t_1^{0.8} + (t_s + t_2)^{0.8} - (t_s + t_1)^{0.8} \right]$$

式(1)の推定値は、核燃料棒発熱量の平均値であり、個々の燃焼実績により、発熱量のばらつきが存在する。

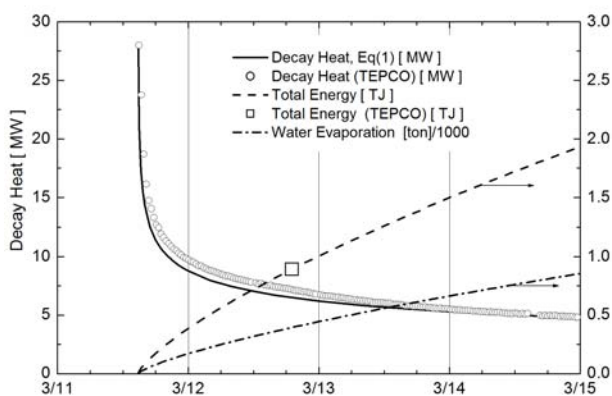


Fig. 1 Comparison of decay heat and integrated energy in RPV

図1は崩壊熱の時系列変化とその積分値ならびに積分エネルギーと同等の水の蒸発量を示している。図中には東京電力 (TEPCO) の公開データ⁴⁾の崩壊熱との比較を示す。両者は比較的良好に一致する。文献⁴⁾では海水注入までの積算発熱量 (約 930GJ) と注水や炉心の水による吸収熱量 (約 460GJ) がバランスせずこれが炉心崩壊のエネルギーとなったとしているが、約 470GJ の膨大なエネルギーは原子炉全体を溶かしてしまうエネルギーである。もし、推定 212t の水を保有する2つの非常用復水器 (IC) の蒸発潜熱が約 480GJ で、IC が動いていたとするとエネルギーバランスは成立する。しかし、後に計測された IC の残留水量の推定結果⁴⁾とは大きく異なるので、IC の挙動については、これからの検証を待たなければならない。しかし、4.2 節に示しているように、IC が作動していたと考えると説明がつく計測結果も多い。

3. 格納容器 (PCV) の破壊シナリオ

3.1 放射線モニターと原子炉事象との関係

今回の原発事故では、事故当初から全てのデータが得られているわけではないが、放射線強度のモニターを行っている。その記録は各原子炉で何が起こったかを正確に記録している。放射線データは2種類の原因でセンサーに情報を与える。つまり、放射性ヨウ素やセシウム、放射性瓦礫のように地域に放出・蓄積されたベースラインとも言うべき放射線量と、放射性物質がガス等として放出された瞬間に上昇する放射線量である。後者は、ドライウエル (D/W) の破損 (Rupture) やベント (S/C Vent) の直後から上昇し、放出ガスの形状や放射線強度によって急激に放射線量が増大し、放出ガスの量が減少すればその強度も減少する。この放射線量 (γ 線) の上昇は、直接センサーに光速で到達するので、放射性物質放出の時間が正確に推定できる。これは、放射性ガスや放射性微粒子が対流や拡散で広がる大きなスケールの放射能汚染と異なることに注意する。つまり、全てのセンサーは放射性物質放出と同時に反応する。

これまで得られている原子炉パラメータは不完全であり、特に事故初期の温度データは全くない。しかし、不完全な水位データと圧力データを見比べ、原子炉崩壊熱の時間推移を考え、放射線の変化を見ることによって、原子炉の時系列現象を推定することはできる。その推定方法についてはこれまでのレポート¹⁾で詳述してきた。

3.2 容器破断面積の推定方法

第2節で示したように、崩壊熱の時系列変化は比較的正確に見積もることができる。原子炉の準定常状態の挙動を考えると、崩壊熱は蒸気として破損容器から放出されるので、式(1)より蒸気の質量流量 \dot{m} [kg/s] を見積もることができる。実際の挙動は非定常状態もあるので、容器の熱容量やサプレッションチャンバーの凝縮も考慮する必要がある。しかし、RPV 破損や D/W 破損を考える準定常解析では、これらの影響は小さいと考えられる。容器内外の圧力差が分かれば、ベルヌーイの式で破断面積が推定できる (HTC Rep.1.5 2011/05/27)。破断開口面積 A [m²] は次式で表される⁷⁾。

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

ここで、 p_0 [Pa] は容器内圧力、 p_1 [Pa] は容器外の圧力、

ρ_l [kg/m³] は流れの最小断面積における密度である。オリフィスの流量係数 C は入り口オリフィスの場合 0.60 とすることができる。

圧力差が大きくなると容器開口部が音速になる。その時の流量は次式で表される⁸⁾。

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

ここで、 a [m/s] は音速、 κ は蒸気の比熱比で、近似的に 100°C の飽和蒸気の値 1.34 を使用した。添え字 0 は容器内の値、* は音速状態を示す。ただし、音速でもオリフィスの流量係数は亜音速オリフィスと同じと仮定した。

この手法で破断面積が記述できる場合は、破断面のレイノルズ数が十分大きく、運動量支配の流体挙動を示していることになる。つまり、式(3)と(4)で破断面積を推定し、蒸気流量が時刻で変化するにも関わらず、破断面積が変わらないと言うことは式(3)、(4)が物理現象を正しく記述していることになる。この式が成り立つ前提として、圧力損失が速度の二乗に比例し、レイノルズ数が十分大きく、つまり破断面積がある程度の大きさを有することが必要条件となる。もし、亀裂が細かくてダルシー則、つまり流速の一乗に比例して圧力損失が変化する場合では、破断面積が一定となることはない。つまり、細かい亀裂の集合であるという推定は否定されることになる。これは、細かい亀裂が多数存在したり、シールの隙間から蒸気が漏れりしているようなダルシー則（流速の1乗に比例して圧力損失が増大する）に従う漏れではないことを示している。以上から、破断面はある程度の大きさであることが推定される。

3.3 格納容器(PCV)破壊状況の推定

図2は、東京電力発表のプラントパラメータ⁹⁾によるドライウエル (D/W) の圧力、式(3)及び(4)で推定した格納

容器破断面積の等価直径、並びに正門モニタリングポストにおける放射線強度の時系列変化を示している。図2中の番号は、表1に記載した1号機で起きた事象と本報で推定した原子炉で起きた現象を示している。

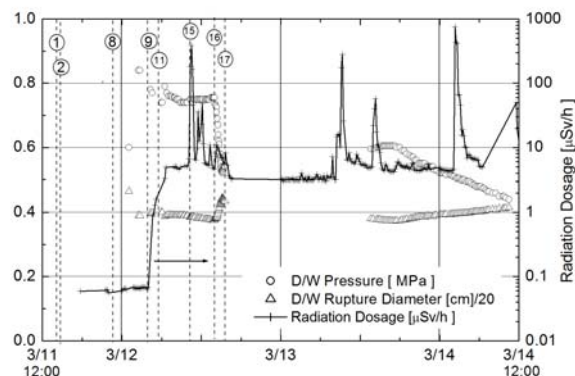


Fig. 2 Plant parameters, estimated rupture area of PCV and radiation dosage

図2では、12日4時に放射線量が急激に増大し以後しばらく一定になっている。これは、図2に示すD/W圧力が0.84 MPaから急激に減少した時刻と一致する。図2の時系列では、12日14時のベント直前まで破断面積の等価直径は約8 cmでほぼ一定である。このことから、亀裂は細かい隙間の集合でないことがわかる。

図2から1号機がベント (S/C Vent) するまで放射線量が一定であることから、一定量の放射性ガスが放出されていると推定される。第4節で記述するように、本報の推定では、12日4時の時点ではRPV内の水位はTAFに達しておらず、ジルカロイ反応は起きていない。従って、放出される放射性ガスも希ガス等のみと推定される。さらに、図2に示す放射線量の上昇は、炉心破壊が起きてから放出している2、3号機の場合と比べて格段に小さい (HTC Rep. 19.2, 2011/10/13)。このことも上記の推定を裏付けることになると思われる。

なお、11日21時30分頃に1号機原子炉建屋 (R/B) 内の放射線が上昇したが、外部のセンサーには反応が現れていない。このことは、その時のガスの漏れが少なく屋内に限定されていることを示している。

Table 1 List of events occurred in unit 1,
* shows approximate time. (TEPCO) means fact reported
from ref. [4]

No.	Time	Facts
1	3/11 14:46	Earthquake、 Succeed in Scrum
2	14:52	IC Start、 Stop、 Manual Start、 Stop etc.
3	15:37	AC and DC Power Black Out
4	*17:54	TAF 0m (TEPCO)
5	18:18	IC MO3-AO、 MO 2-AO Valves Open
6	18:25	IC MO-AO Valve Close
7	21:30	IC MO-AO Valve Open
8	21:51	Radiation Dosage Increase in R/B
9	3/12 04:00	PCV Rupture (Estimate)
10	04:25	IC Stop (Estimate)
11	05:42	RPV Rupture (TEPCO)
12	*06:30	RPV Rupture (Estimate)
13	07:00	TAF 0m (Estimate)
14	*08:15	PCV Rupture (TEPCO)
15	10:17	S/C Vent Valve Open
16	14:00	S/C Vent Valve Open
17	15:36	Hydrogen Explosion in R/B

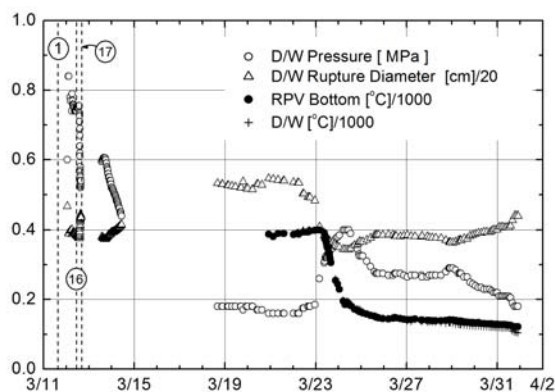


Fig. 3 Plant parameters and estimated rupture area of PCV

図3は、4月30日までのプラントパラメータ¹⁹⁾と破断面積の推定を示している。12日12時と12日以後の破断面積を比較すると分かるように、ベント時を除き1号機水素爆発の前後で破断面積の変化が認められない。また、図2に示すように、爆発後の放射線強度の著しい増加もないことから、爆発によるPCVの破壊は起きていないことがわかる。

爆発直後の放射線量の変化を見ると、水素爆発自体による放射能の放出は小さいことが図2から分かる。14時25

分の水蒸気の排気筒からの放出は確認されているが、14時のベントによる放射線量は小さいので、ベントガスの逆流による原子炉建屋内放出が疑われる。14時のベントは炉心破壊後であり多量の水素を含んでいる。放射線強度も原子炉建屋に水素が充満したときの放射線量が高く、爆発の瞬間は少し増大するが、直ぐ放射線量が下がったことから、爆発による放射能の放出は限定的であったことが推定される。

3月19日～21日にかけて、原因不明の注水量の極端な減少により原子炉全体が高温になり、放出蒸気が過熱蒸気となったために破断面積の推定が大きくなっている。これは、式(1)の飽和蒸気と過熱蒸気の密度差で定性的な説明ができる。注水量が増加し温度が低下して飽和蒸気になると以前の破断面積に戻っている。

爆発前後で破断面積が変化しなかったこと、および、後に行った水栓作業において格納容器の水漏れが発覚し、1号機の漏水が格納容器下部にあることが明らかとなった。また、格納容器(PCV)と原子炉建屋のコンクリートは完全に密着しておらず、5cm程度の隙間が存在するといわれている。さらに、D/WとS/Cを繋ぐ円筒部は熱応力を回避するために薄いベロー部が溶接で接合されており、ここが強度的に脆弱だといわれている。以上から、破損部はD/WとS/Cを繋ぐ円筒部との溶接箇所またはベロー部が疑われる。

4. 圧力容器 (RPV) の破壊シナリオ

4.1 炉心状態と水位計の信頼性

原子炉炉心の水位計の構造⁴⁾を検討すると、通常運転時には炉心から引き出された蒸気は基準水面器(文献⁴⁾の図3.3.1参照)で凝縮し、常に一定の水位を保っている。この基準水位から炉内の水面までの差圧水頭が圧力計で計測される。従って、原子炉上部が飽和蒸気で満たされている限り水位計は正しい値を与える。しかし、炉心の燃料棒が水面から露出し、RPV上部が過熱蒸気で満たされると基準水位が減少し、水位計は正確な値を示さなくなる。著者は(HTC Rep. 14.2, 2011/5/11)で、各号機のPCVとD/W破壊の大きさを推定し、(HTC Rep. 15.1, 2011/5/14)で水位計が壊れた場合の炉内の状態を推定している。ただし、燃料棒が水面下にある場合の水位計は正しい値を示していたと考えられる。その推定は、2号機、3号機で解析結果と実測値とが良くあっていること(HTC Rep. 19.2, 2011/10/13)から説明できる。TEPCOの推定^{3),14)}

では、1号機は11日早期の炉心破壊を予想し、水位計の計測値は「全く間違っていた」と言うシナリオになっている。

4.2 非常用復水器 (IC) は動いていたか

非常用復水器 (IC) の作動・不動作は、炉心破壊シナリオに大きく影響する。東電の解析^{[2], [4]}では直流電源の喪失からICの電動駆動弁(MO Valve)のフェルセーフ機能が働き、ICは以後全く動かなかったとしている。しかし、初期の政府報告^[10]ではICによる蒸気発生とICへの給水が報告されているが、それらも、後の報告書^[11]によって否定されている。また、後の外部からのIC観察結果から、ICには十分な水が残っているとされている^[4]。

一方、ICの原子炉側の弁は交流モータ駆動であり、直流電源が途絶する直後または以前に交流電源が喪失するとフェルセーフ機構は働かない可能性がある^[10]。原子力安全基盤機構 (JNES) では、ICが部分的に作動した場合のRPV内の挙動解析を行っている^[12]。

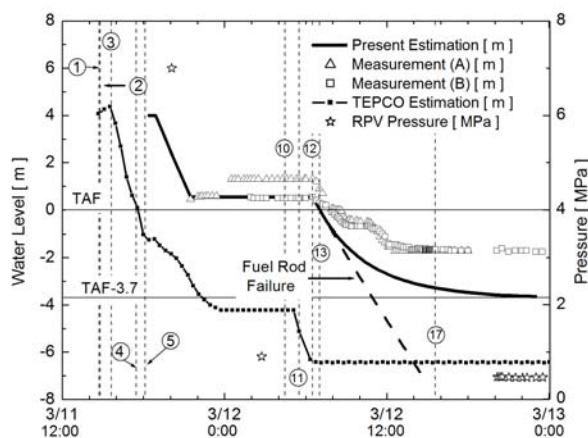


Fig. 4 Plant parameters and comparison of estimated water levels of RPV

図4は、(HTC Rep. 17.2, 2011/5/30)で推定した原子炉水位の推定と実測値の比較を示す。図中には東電のシミュレーション^[4]も付記するが、後者はICの作動を無視し、早期に炉心破壊が起きたシナリオである。

本報のシミュレーションでは、11日18時25分にICを停止した時、18時55分に逃がし安全弁 (SRV) が作動し水位が低下を始めたときに水位が燃料棒上端 (TAF) からの距離が+4m (TAF+4m) であるすると、21時30分のIC再起動時の水位が説明できる。12日2時45分のRPV圧力データ0.81MPaより、IC作動時のRPV内の温度は171℃と推定される。この温度も、ICが作動している場合、妥当であると考えられる。

21時30分にICが作動して暫くしてから、A系とB系の水位計で差異が生じている。ICの構造によると^[12]、2つのICで凝縮された水はB系の再循環ポンプ出口に接続されているため、RPV内の水温に差異が生じてB系の再循環ポンプと反対側で沸騰による発泡率が高くB系再循環ポンプ側の水位が見かけ増加する可能性が考えられる。公開資料では、A系、B系の水位計がどこについているか明らかではないが、もしA系の水位計がB系再循環ポンプ側についていれば上記の推定が立証される。

図4は、その後ICが冷却水枯渇のため停止し、RPVの圧力が上昇し12日6時頃に再循環ポンプベアリングの破断したシナリオ(HTC Rep. 17.2, 2011/5/30)を示している。ただし、このシミュレーションではジルカロイ反応による発熱と注水による水位上昇は考慮していない。実際の現象では、水位がTAFに達して燃料が高温になるとジルカロイ反応による発熱が無視できないと考えられる。しかし、熱力学モデルを用いた2号機の解析^[4]では、ジルカロイ反応を無視しても水位データを精度良く推定できていることから、1号機でもジルカロイ反応の発熱は大きくないと推定される。図中には、TAFに達した後に水と接触している燃料のみで沸騰する場合と、燃料が溶け落ちて全ての発熱で沸騰する場合 (Fuel Rod Failure) を示している。4.1節に示したように、TAFまでは水位計は正しい値を示していると考えられるが、6時30分直後の水位低下傾向が推定値と良く一致している。TEPCOの報告^{[3], [4]}では、このとき水位計は全く壊れていることになっているが、ICが動いているという仮定による推定が水位計の測定値と良く一致していることから、ICの作動は否定できないと考えられる。

12日6時30分の時点での崩壊熱の累積は、式(2)より水の蒸発量に換算して255tである。初期にTAF+4mの水位があったとして、TAF+0.5mまでの水量63tと2つのICの水量212tを合わせると何とかエネルギーバランスは取れることになる。しかし、TEPCOの報告ではICはA系のみが作動したことになっており、ICの貯水タンク一基ではエネルギーバランスが取れない。後日の観測^[4]でICの水はタンクにほとんど残っていることになっているので、このことと図4は矛盾する。ICのタンクの更なる検証が期待される。初期の政府報告^[11]では、ICへの注水が記述されているが、後日の中間報告^[12]で注水は否定されている。もし、初期報告のようにICに注水がなされていると図4が矛盾なく説明できる。今後の検証が待たれる。

図2と図4を比較すると、12日8時以後は燃料棒が露出す

るので、ジルカロイ反応が起きて水素が発生する可能性がある。10時17分の空気作動弁（AO Valve）ベントで比較的大量の放射性物質が放出されている。その後、14時頃ベントを経て15時36分に水素爆発を起こしている。

4.3 圧力容器（RPV）破壊シナリオ

図5は、(HTC Rep. 19.1, 2011/6/20)で推定した圧力容器破断面積と原子炉パラメータ⁹⁾並びに注水量を示している。

本解析では、12日6時頃に再循環ポンプのベアリングが破損し、RPV内のジェットポンプノズルから先ず水が放出され、次いでシュラウドの隙間を通して蒸気が逆流するという仮説を立てた。このようなシナリオだと、水が存在する状態で減圧するので、6時30分までに消防車で2tの水を注入が出来たこと¹¹⁾、さらに、図4の水位低下が説明できる。ただし、他の報告書では水注入開始時間が若干早いので、ポンプ破損はもう少し早いかも知れない。本報では、図4の水位変化が時間的に正しいとして推測している。また、このときRPV内の蒸気の噴出により、D/Wの圧力が上昇してPCV破損部の面積が増大した可能性も考えられる。

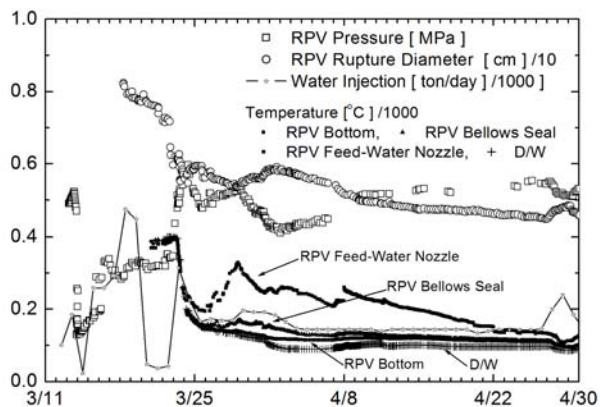


Fig. 5 Plant parameters and estimated breakage area of RPV

ICが停止してから逃がし安全弁（SRV）から蒸気が放出されて水位が低下するシナリオでは、水がなくなりRPVが破損するまで減圧しないので、6時頃に注水ができたことが説明できない。このシナリオの詳細は(HTC Rep. 20.1, 2011/7/20)で述べている。

注水を考慮すると12日12時頃には水位は燃料棒最下部（TAF-3.7 m）に達したと推定される。この頃には燃料棒はジルカロイ反応を起こし、水素が発生し1号機爆発の原因となったと考えられる。4.1項で述べたように、この頃の水位計のデータは信用できない。

本解析では、このときRPV底部には水が存在するので、この時点でRPV本体は損傷せず、燃料もRPV内に留まっていると考えられる。ただし、14日1時10分に海水注入が停止し、同日20時30分まで約19時間注水が停止したことにより、RPVが完全空だきとなり、RPV底部が破損した可能性がある。しかし、この頃には炉心の崩壊熱はTEPCOの予想しているRPV破損時刻の12日5時頃に比べて2/3以下となっているので破損と燃料の流出の大きさは大きくないと考えられる。

図5の推定では、再循環ポンプとRPVの破断面積の等価直径は約5 cmである。詳細なデータの検証では、12日6時頃に、直径5 cmの穴がRPVに開き、13日18時～14日20時頃に空だきとなったときに直径約4 cmの穴が新たに出来ると圧力データが一応説明できる。ただし、この推定は多くの不確定要素も含んでいる。

3月19-24日は注水が極端に減ったために放出蒸気が過熱蒸気となりPCVと同様な理由で見かけ上の破断面積が大きくなっている。以後破断面積に大きな変化はない。もし、TEPCOの報告¹⁴⁾のようにRPVに大きな穴が開いているのなら、RPVの蒸気発生量とRPV内外の圧力バランスが成り立たず、図5のデータは説明できない。

図5の3月24日以後の温度データを見ると、RPV内にある給水ノズルの温度がRPV底部やD/Wの温度より高くなっている。もし、大部分の燃料がD/Wに落ちているのなら、注水しているRPVの温度はD/Wより低くなるはずである。この温度データも大部分の燃料がRPV内に留まっていることを示している。著者は、燃料流出とRPV破損は3号機の方が大きいと推測している(HTC Rep. 19.2, 2011/10/13)および文献¹³⁾。

本報のシナリオにも幾つかの矛盾がある。ICが動いていると仮定しているので、12日2時30分頃にD/Wが高圧になることが説明しにくい。11日18時25分から21時30分にICが停止したときに高温になっているなら、12日1時5分のD/W圧力データが説明できない。3号機の推定(HTC Rep. 19.2, 2011/10/13)のように、地震直後に原子炉配管に小さな亀裂が生じたことも考えられるが、この件は今後の課題である。

5. 結 言

非常用復水器（IC）がある程度作動したという仮定の下に、福島原発1号機の熱流動現象を推定した。

本シナリオでは、D/Wが3月12日4時頃に破損しその破

断面積の等価直径は約8 cmである。RPVは12日6時頃に破損し、現在の破断面等価直径は約5 cmである。燃料の大部分はRPV内に留まっていると考えられる。これらのシナリオはTEPCOの報告とはかなり異なっている。

本報では、ICがある程度動いていたと仮定した場合の挙動を示している。事故後かなり経って出された報告書の内容と本報の推定が異なっている場合もある。しかし、事故直後の報告や、水位計のデータ、RPVとD/Wの圧力温度データを検討すると、ICが一定以上動作して燃料の大部分がPRVに残っていると考えた方が合理的な場合も多い。

本解析は、公開データを基にして電卓とエクセルで計算可能な簡単なものなので、数値的な精度は高くない。また、著者の知らないデータや事象も多くあると考えられるので、本報のシナリオがどこまで正しいかは不明である。明らかに、本推定と発表データとが矛盾する事象もある。しかし、本報のシナリオがこれまで発表されてきたデータをかなり説明できると考えている。この事故シナリオがどの程度正しいかは、今後の検証を待ちたい。

本報の目的は、福島原発原子炉の状態を推定して原発の処理と事故の再発防止に資することである。一日も早い福島原発の完全収束を祈念する。

参考文献

- [1] 東北大学流体科学研究所 圓山・小宮・岡島研究室、
“福島第一原子力発電所事故の熱解析と収束プランの提案”
<http://www.ifs.tohoku.ac.jp/~maru/atom/index.html>、
(2011-2012).
- [2] 東京電力株式会社、“東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について”、2011年5月23日。
- [3] 原子力安全・保安院、“東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る1号機,2号機及び3号機の炉心の状態に関する評価について”、2011年6月6日。
- [4] 東京電力株式会社、“福島第一原子力発電所1~3号機の炉心状態について”、2011年11月30日。
- [5] McMaster Nuclear Reactor, “Decay Heat Estimates for MNR”, McMaster University Technical Report 1998-03
<http://www.nuceng.ca/papers/decayhe1b.pdf>
- [6] 東京電力株式会社、“定期検査実績”、
http://www.tepco.co.jp/nu/f1-np/data_lib/pdfdata/bk1011-j.pdf.
- [7] F.M. White, “Fluid Mechanics”, McGraw Hill, 1999, p.397.
- [8] H.W. Liepmann and A. Roshko, “Elements of Gasdynamics”, John Wiley & Sons, 1956, pp.53-54.
- [9] 東京電力株式会社、“プラント関連パラメータ, プラントの水位・圧力データおよびプラントの温度データ”、
<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index-j.html>、
2011年8月14日。
- [10] 東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会、“中間報告 平成23年12月26日”、
2011年12月26日。
- [11] 原子力災害対策本部、“原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本政府の報告書 -東京電力福島原子力発電所の事故について-”、2011年6月。
- [12] 原子力安全基盤機構(JNES)原子力システム安全部、“福島第一原子力発電所1号機非常用復水器(IC)作動時の原子炉事故解析, 平成23年12月9日”、
2011年12月9日。
- [13] 円山重直、“福島第一原子力発電所3号機事故の熱流動現象の推定—高圧注水系(HPCI)が途中で止まった場合—”、保全学、Vol.11, No3, 2012.
- [14] 円山重直、“福島第一発電所2号機事故の熱流動現象推定(熱力学モデルによる事故シナリオの検証)”、日本機械学会論文集、(投稿中)

(平成24年4月10日)