

# 1号機非常用凝縮器（IC）の挙動と水位の関係

東北大学 流体科学研究所 圓山重直

(2012//11/26 作成)

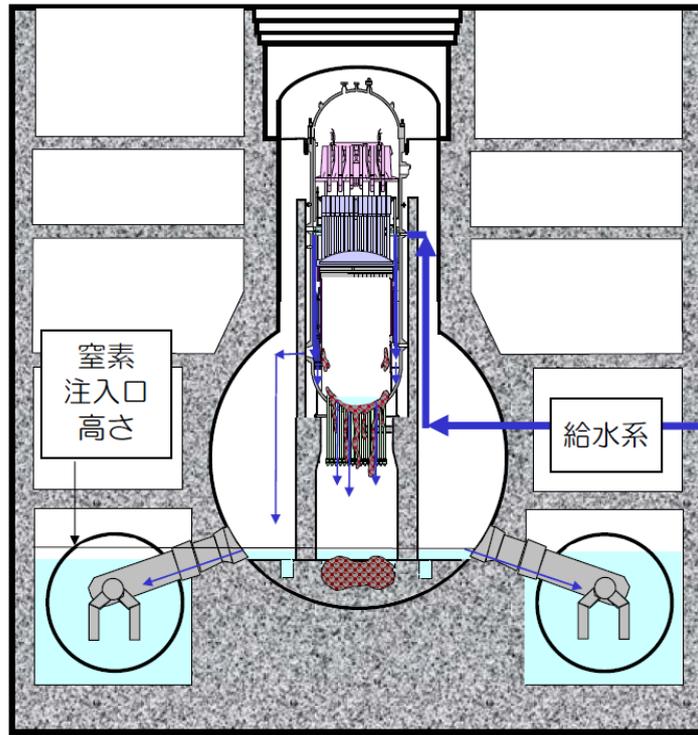
## 概要

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。本レポートでは、3月12日0時以後にA系とB系の水位が異なった値を示す件について検証し、実証実験も含めてこのときにはICが作動している可能性が高いことを示している。

水位計は燃料が水没している間は正確な値を出しており、ICがある程度作動していた場合、燃料の大部分はRPV内に留まっている可能性が高い。これらのシナリオはTEPCOの報告とはかなり異なっている。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、本報の推定が合理的な場合も多い。

## 1. はじめに

著者らは福島原発事故直後から事故解析と早期収束の提言を行ってきた [1]。さらに、それらの事故解析を分かりやすく記述した小説も出版した [2]。また、1号機の非常用復水器（IC）がある程度作動していたという仮定で、事故解析を行った [3]。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[4]。ここでは、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。その後の報告では、図1に示すように、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[5]。本レポートでは、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。



1号機の炉心状況推定図

図1 TEPCOによる2012年11月時点での1号機炉心状況推定[5]

政府事故調の最終報告では、1号機の水位計は事故の初期段階で壊れており正確な値を出していなかったとしている[6]。特に、3月12日0時過ぎにA系とB系の水位計が異なる値を示していることが、水位計が壊れている有力な証拠だとしている（本レポート付録の[6]の抜粋参照）。

この件については、当研究室で模擬実験を行い動画として録画し、このレポートと共に配信している。この模擬実験では、ICが動作している場合2つの水位計が異なる値を示す可能性もあることを示している。また、水位計が作動しなくなるとまた水位が同じ値を示すことも明らかにした。また、山口はICが作動していた可能性が高いことを示している[7]。

本レポートの目的は、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、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. 崩壊熱の時系列変化

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[3]。

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

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。

$$Q_{t_1 \rightarrow t_2} = \int_{t_1}^{t_2} P(\tau) d\tau = 0.0825 P_0 \left[ t_2^{0.8} - t_1^{0.8} + (t_s + t_2)^{0.8} - (t_s + t_1)^{0.8} \right] \quad (2)$$

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ことに注意する。

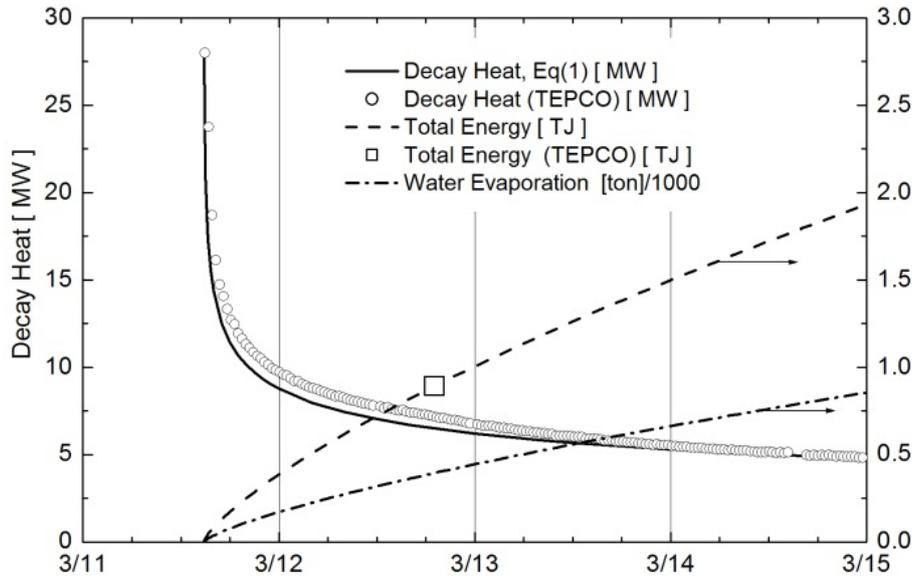


図2 本報とTEPCOの1号機崩壊熱と積算エネルギー推定値の比較

図2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。両者は比較的よく一致する。文献[5]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[5]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。

### 3 非常用復水器(IC)は動いていたか

非常用復水器(IC)の作動・不作動は、炉心破壊シナリオに大きく影響する。東電の解析[4]、[5]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[8]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、後の政府中間報告書[9]によって否定されている。また、後日の外部からの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[5]。

一方、ICの原子炉側の弁は交流モータ駆動であり、信号が出てから完全遮断に時間がかかる。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[8]。

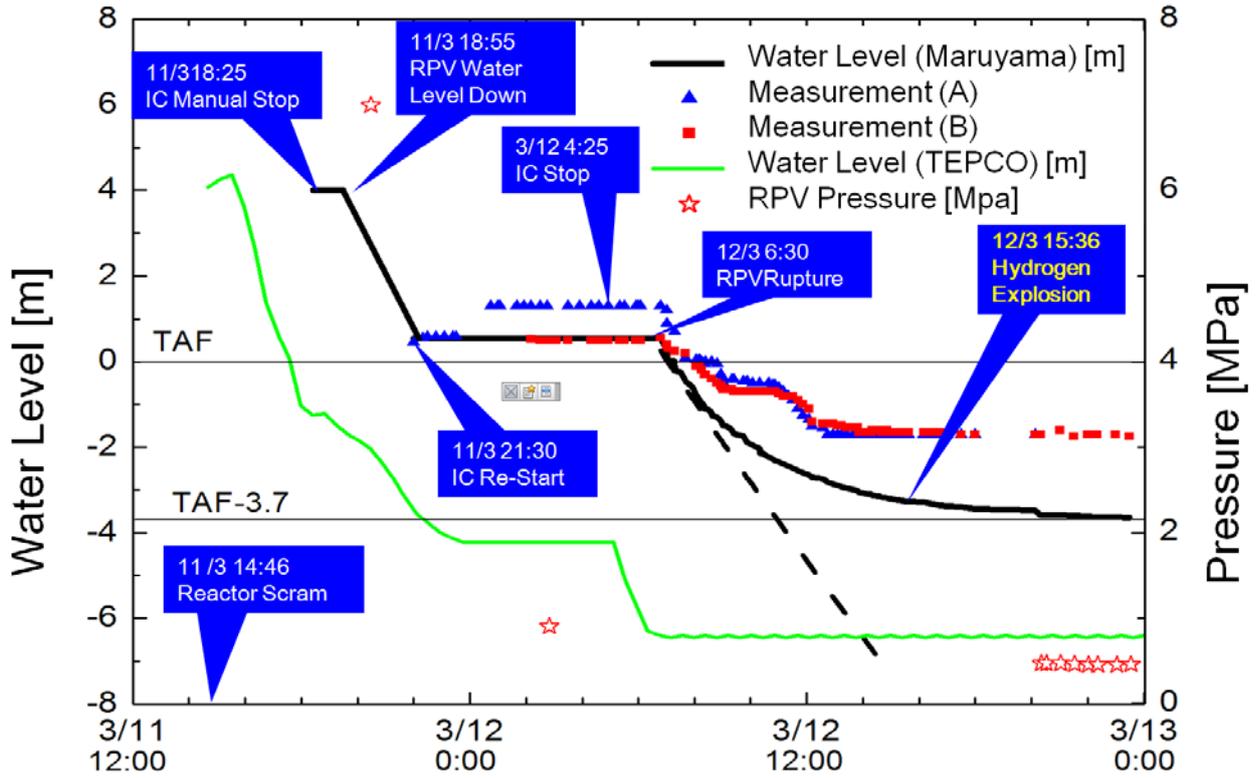


図3 TEPCOと本報の原子炉水位推定値と実測値との比較[3]

図3は、(HTC Rep. 17.2, 2011/5/30)および[3]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。

### Structure of Water Level Meter

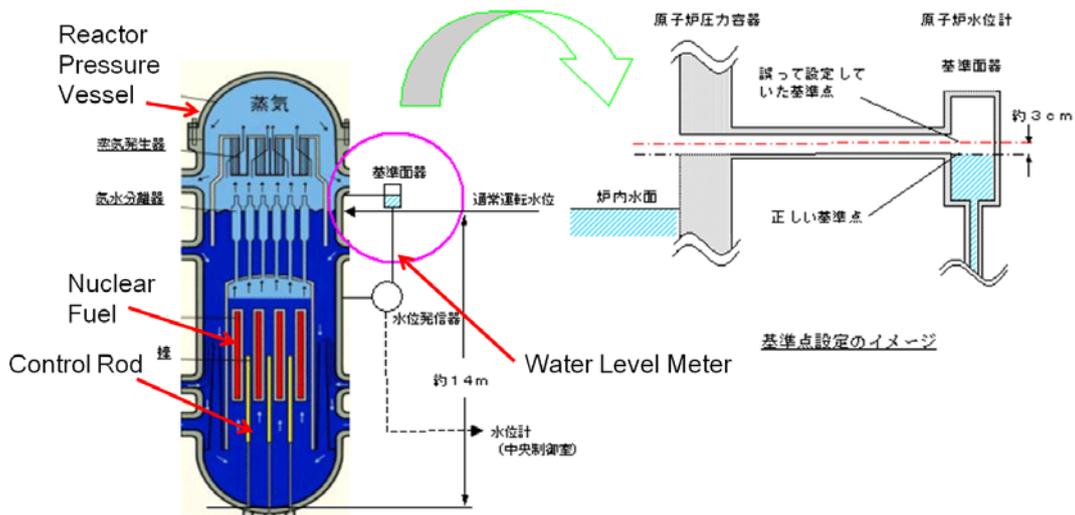


図4 RPV水位計の構造

図4は、BWRのRPV水位計の概略を示したものである。BWRでは、放射線が高く温度圧力が大きいRPV内で信頼性の高い水位を計測する必要がある。そこで、RPV外に基準水位を与える基準面器を設置してその水位とRPV内水位との水頭差により水位計測を行っている。基準面器はRPVより若干低温で、常に飽和蒸気が凝縮し一定の水位を保っている。しかし、水位が燃料棒上部（TAF）以下になり、RPV内蒸気が過熱蒸気となると基準面器の水位が下がり水位計の計測値が信用できなくなる。しかし、水位がTAFより上部にある場合、水位計は正確な値を表示する。

図3を見ると、TAFまでは水位計が正確な値を出している仮定で評価した場合、事故直後に現場で行った作業とRPV水位の実測値が良く整合することが分かる。特に、ICが停止し3月12日6時30分頃にSRVの蒸気放出による実測の水位低下と崩壊熱による水位低下推定値の速度がTAFまで良く一致することから、本推定が裏付けられる。TAF以後は、基準面器の水位が低下するために実際の水位は測定値より低い値を示すことが図3に示されている。

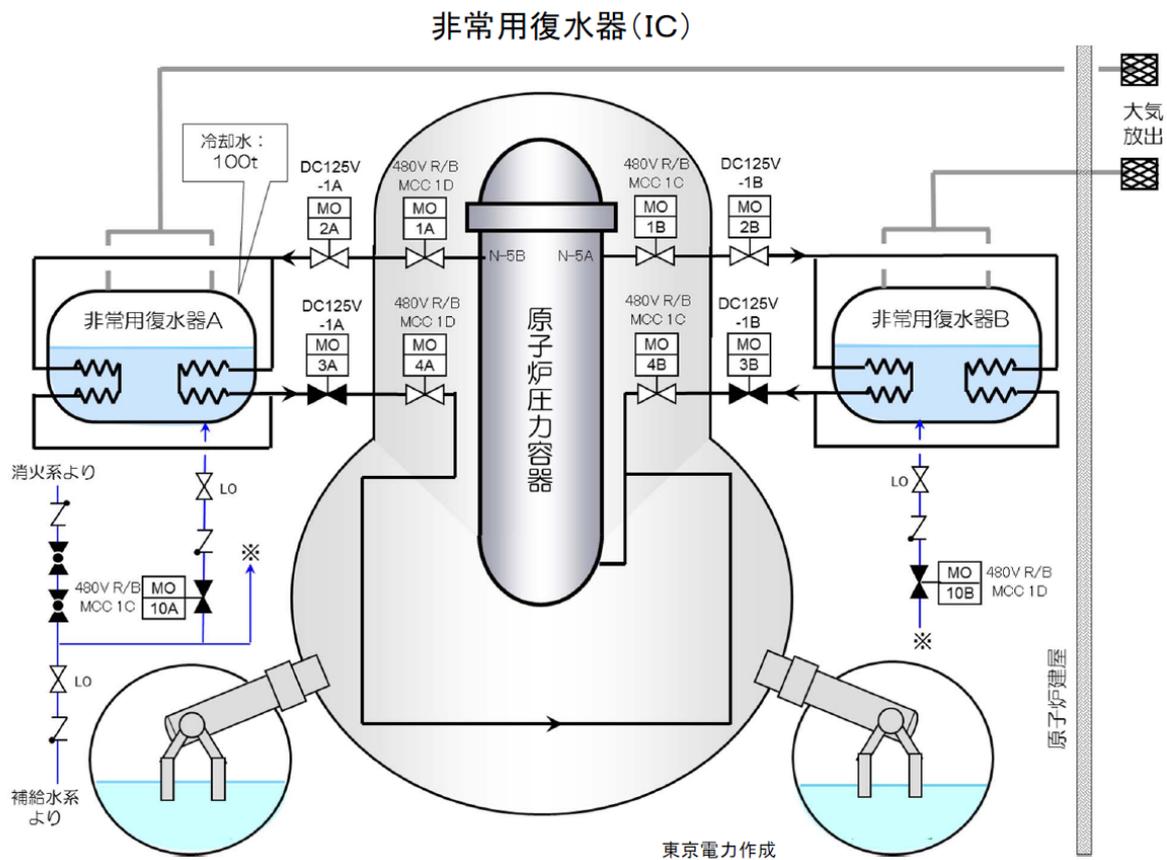


図5 非常用復水器（IC）の構造[9]

図3に示すように、実測値の水位は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。政府の最終報告書（本レポート付録の[6]の抜粋参照）では、このことは全く説明がつかないので水位計が壊れている有力な証拠だとしている。

図5はICの構造によると[9]、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。このためA計およびB系のICで凝縮された低温の水はB系の再循環ポンプ出口から吐出されるため、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なる可能性がある。従って、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。また、IC

が再び停止して発泡率が均一になると水位計の指示値は等しくなる。このことも、当時の実測値を裏付けている。上記の推定を模擬実験した模様を添付動画ファイルに示している。

TEPCOの報告 [5]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となっており、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[5]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[8]では、ICへの注水が記述されているが、後日の中間報告[9]で注水は否定されている。もし、初期報告のようにICに注水がなされると図3が矛盾なく説明できる。今後の検証が待たれる。

#### 4 原子炉水位計の模擬実験

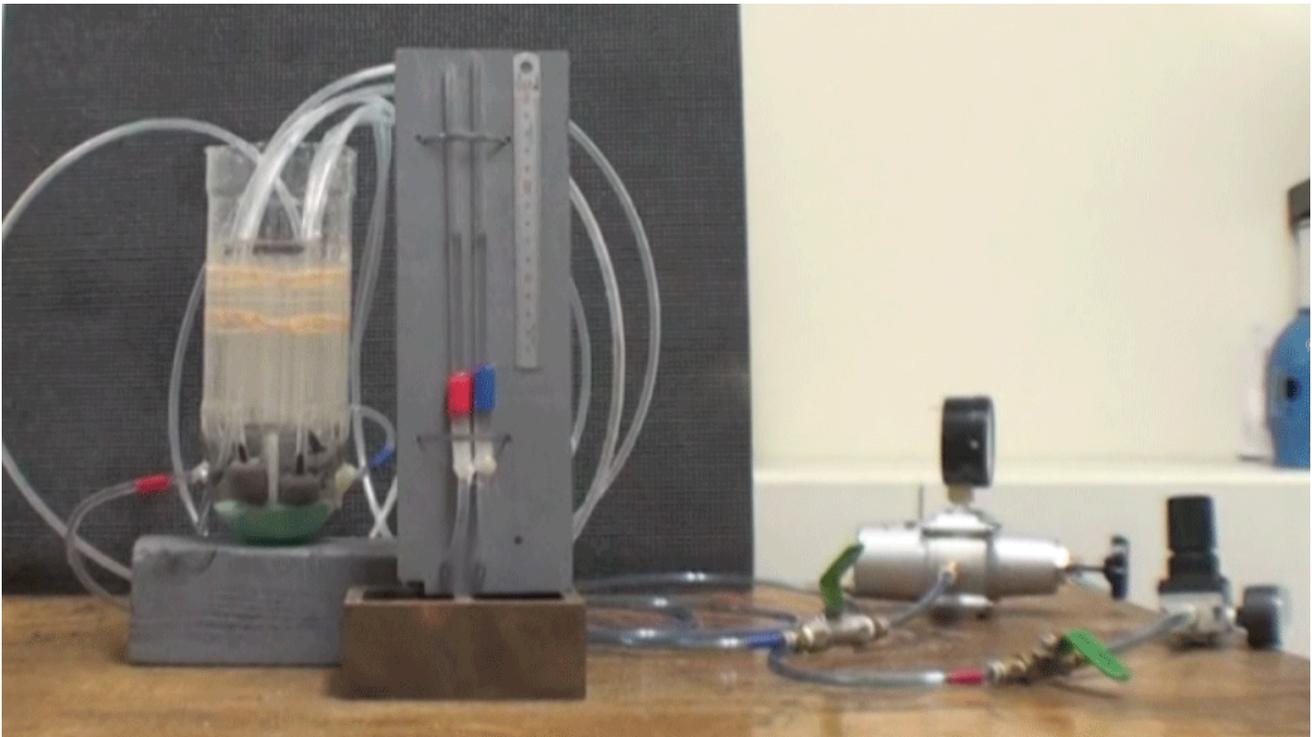


図6 ペットボトルを用いた水位計計測模擬実験装置（添付ビデオ参照）

水位計の動作を検証するために図6に示す装置を用いて簡単な模擬実験を行った。図6の装置はペットボトル内に燃料棒集合体を模擬したパイプ群を挿入し、を金魚用水槽に空気供給する多孔質体を介して、燃料による沸騰を模擬した気泡を発生させた。A系とB系の水位計には気泡を分離させる多孔板をペットボトル下部に設置している。沸騰を模擬した空気はコンプレッサーから供給した、水位は、相対する位置にある測定孔に接続されたマンオメーターで計測している。

この実験は、本レポートに添付した動画に記載している。まず、ICが停止している場合A系、B系側の発泡率は等しいので水位は等しい値を示す。しかし、ICが作動してA系側の発泡率が減少すると、両者の水位は等しいにもかかわらずB系側の発泡率が高くて水頭がその分低くなり、相対的にA系の水位が上昇することにな

る。ICが水の枯渇により停止すると冷却水の供給が停止するために、両者の水位計は再び同じ水位を示すことになる。このことは、ICが停止してTAFより水位が低下しているときに、両者の水位計が同じ値を示すことと符合する。詳しくは添付ビデオファイルを参照されたい。

**謝辞** 本模擬実験に際し、東北大学流体科学研究所 圓山・小宮・岡島研究室 守谷修一技術職員には多大な協力を得た。個々に記して謝意を表する。

### 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] 円山翠陵、小説 FUKUSHIMA、養賢堂 (2012-9)
- [3] 円山重直, “福島第一原子力発電所 1 号機事故の熱流動現象の推定—非常用復水器が作動していた場合—”, 保全学, Vol.11, No.3, (2012-10), pp. 93-99.
- [4] 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.
- [5] 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.
- [6] 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、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 最終報告、2012年7月23日
- [7] 山口栄一、FUKUSHIMAレポート 原発事故の本質、第1章、FUKUSHIMAプロジェクト委員会、日経BPコンサルティング、(2012-1)
- [8] 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.
- [9] 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.

## 付録

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、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、最終報告、2012年7月23日（資料編）抜粋  
マーカーおよび下線は著者が追記

# 最 終 報 告 (資料編)

平成24年7月23日

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

まで漏えいしていたことによる可能性がある。

- ④ そうすると、平成23年3月11日22時頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性がある。

### c 原子炉水位との関係

- ① 1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*41</sup>によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成23年3月11日 21時30分頃に有効燃料頂部（以下「TAF」という。）+450mm、同日 22時頃に TAF+550mm を示しており、一定の原子炉水位を確保しているかのようである（図表 6 参照）。

- ② しかし、原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器に水が張られていること及び圧力容器下部の炉側計装配管（以下「炉側配管」という。）入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器において、炉側配管を通じて送られる水の圧力（以下「炉側配管圧力」という。）から、基準面器から基準面器側配管を通じて差圧伝送器に送られる水の圧力（以下「基準面器側配管圧力」という。）を差し引いた値を測定して原子炉水位を計測しているものである。通常、炉側配管圧力は、基準面器側配管圧力よりも小さいため、差圧伝送器において計測される差圧は負の値となる。すなわち、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなれば、差圧伝送器で計測される炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は、絶対値の小さな負の値になる。

まず、炉心損傷が開始し、圧力容器から格納容器側へ蒸気が抜けるなど<sup>\*42</sup>して圧力容器が低圧状態又は格納容器が高温状態となれば、基準面器内の水が蒸発して基準面器及び基準面器側配管内の水位が低下する可能性がある。この場合には基準面器側配管圧力が小さくなり、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなる。そして、差圧伝送器は、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた負の値を差圧として計測するため、計測された負の値は本来より絶対値の小さなものとなる。そして、原子炉水位計は、基準面器側配管圧力が一定であることを前提として、差圧伝送器によって計測された差圧を原子炉水位として表示するため、実際よりも原子炉水

---

\*41 前掲東京電力HP参照。

\*42 SR弁が開となった可能性も否定できない。

位を高めに表示することになる<sup>\*43</sup>。

また、原子炉水位が低下して有効燃料下端（以下「BAF」という。）のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、炉側配管にも水が十分満たされない事態になれば、単に、炉側配管内の水位と基準面器側配管内の水位との間の水頭圧差を原子炉水位に換算して表示することになる。

さらに、各配管内にある水の蒸発が収まった場合には、注水を全く行っていないにもかかわらず、見かけ上、原子炉水位が変化を示さなくなることになる。

いずれにしても、これらの場合には実際の原子炉水位を指し示すものとはならない。

- ③ そして、1号機の原子炉水位計（広帯域）は、平成23年3月11日16時42分頃に-90cmを示していたが、同日16時56分頃には-150cmと急激な低下を示した。その頃、福島第一原発緊急時災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）技術班は、かかる原子炉水位の挙動から、同日18時15分頃にはTAF到達と予測した。

かかる状況において、1号機については、津波到達後、ICがほぼ機能喪失して代替注水もなされないまま、6時間以上経過して同日22時頃に至っていることを考えると、1号機プラント関連パラメータに記録されているように、原子炉水位がなおもTAFプラス領域にあることや、同日21時30分頃から同日22時頃にかけて原子炉水位が上昇することは、物理的に考えてあり得ない事態である。

- ④ したがって、1号機のプラント関連パラメータに記録された原子炉水位について、その数値をそのまま信用することはできず、平成23年3月11日21時30分頃には、代替注水がなされないまま約6時間が経過していることを勘案すると、圧力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に1号機の圧力容器内が低圧状態下であり、又はD/W温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。

このことは、その後に原子炉水位計が示した指示値の推移とも整合する。すなわち、1号機のプラント関連パラメータによれば、同日22時20分頃から同日23時24分頃までの間、合計5回にわたり、原子炉水位計（燃料域A系）を計測しても、TAF+590mmと同じ値を指示している（前掲図表6参

---

\*43 例えば、本来、基準面器側配管圧力が90kPa absあるのに、基準面器内水位が低下して基準面器側配管圧力が80kPa absとなったのに対し、炉側配管圧力が60kPa absであったと仮定する。この場合、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧は、基準面まで水位が確保されていれば-30kPaであるのに、基準面器内水位が低下したために-20kPaとなる。その結果、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていれば差圧-30kPaとして原子炉水位に換算するはずであるのに、それよりも小さい差圧-20kPaとして原子炉水位に換算することになり、原子炉水位を高めに表示することになる。

照)。これは、既に 1 号機の原子炉水位が BAF のやや下方に位置する炉側配管入口をも下回り、炉側配管内にも水が十分満たされないような事態に陥っていた可能性が高いことを示すものと考えられる。

- ⑤ そうすると、平成23年3月11日22時頃には、1 号機の原子炉水位は BAF を下回り、既に炉心損傷が相当程度進んでいた可能性を否定できず、その頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性がある<sup>\*44</sup>。

#### (4) 平成23年3月11日23時50分頃までに、圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性が十分認められること

##### a 注水状況との関係

平成23年3月11日15時37分頃から同日15時50分頃にかけて、1 号機の全交流電源及び直流電源が失われ、その頃 IC も機能をほぼ喪失し、その後

---

\*44 このように理解すれば、更にその後の原子炉水位の挙動についても説明可能である。

すなわち、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表7参照）によれば、平成23年3月12日零時30分頃に原子炉水位計（燃料域A系）が TAF+1, 300mm を示しているため、同月11日23時24分頃に TAF +590mm を示した後、その指示値に変化が認められるようになったことになる。これは、既に実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたとしても、その後に基準面器側配管内の水位が低下することで、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧の数値（負の値）の絶対値が小さくなり、見かけ上、原子炉水位が上昇するような変化を示したと考えても矛盾はない。そればかりか、そのように考えることによって、全く注水がなされていない中で指示値が上昇したことを合理的に説明できる。反対に、IC の作動状況のいかんにかかわらず、IC の作動状況のみによって、このような原子炉水位の上昇を説明するのは困難である。

まず、この原子炉水位計（LT-263-121A/B）は、差圧伝送器において、-78.53kPa（TAF-3,000mm）～-1.06kPa（TAF+5,000mm）を計測し、炉側配管入口と炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 3,332mm、基準面器側配管及び炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 6,900mmである。圧力容器内雰囲気や格納容器外に位置する各配管内の水の温度によって必ずしも一定ではないが、格納容器外に位置する配管内の水温を27℃（密度 $997 \times 10^{-6} \text{kg/cm}^3$ ）、格納容器内に位置する配管内の水温を50℃（密度 $988 \times 10^{-6} \text{kg/cm}^3$ ）、圧力容器内飽和蒸気温度を100℃（ $0.59773 \times 10^{-6} \text{kg/cm}^3$ ）と仮定すると、炉側配管につき炉側配管入口付近まで水位があり、かつ、基準面器側配管につき格納容器貫通部付近まで水位がある場合には、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約 -35.16kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF+1,478mmとなる。また、炉側配管及び基準面器側配管の各水位が格納容器貫通部付近にある場合には、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-67.42kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 -1,853mm となる。

次に、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表7参照）によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、同日零時30分頃から同日6時30分頃まで TAF+1,300mm を示したまま変化がなかったが、その後、低下傾向を示し、同日12時35分頃以降、TAF-1,700mmを示してから変化を示さなくなっており、多少の前後はあるものの、上記原子炉水位計の炉側配管及び基準面器側配管の位置関係からすると、まず、同日零時30分頃、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して変化を示さなくなり、その状態がしばらく続き、その後、炉側配管入口周囲が高温環境に置かれるようになり、同日6時30分頃以降、炉側配管内の水位が低下していったため、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧の値が小さくなっていき、さらに、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して、同日12時35分頃に変化を示さなくなったと考えれば、原子炉水位計（燃料域A系）の指示値の推移を矛盾なく説明できる。

は何らの注水も実施されないまま時間のみが経過し、同日 23時50分頃には既に約8時間経過していた。そうすると、この頃、1号機については、既に炉心が露出し、損傷も相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような破損が生じた可能性も十分認められる。

#### b D/W 圧力の挙動との関係

平成23年3月11日23時50分頃、1号機の D/W 圧力計は 0.600MPa abs を示している<sup>\*45</sup>。この D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器に送られる D/W 雰囲気圧の圧力を電気変換して計測するものであり、原子炉水位計などの基準面器を用いた計装機器と比較して誤計測又は誤表示する可能性は低い。

そして、D/W 圧力は、通常 0.1MPa abs 程度にすぎないのに、0.600MPa abs まで上昇した原因として、一つには、原子炉圧力の上昇によって SR 弁の安全弁機能が動作して、圧力容器内の蒸気が S/C 側に流れ込んだことに伴い、S/C 圧力が上昇し、その結果、D/W 圧力を上回ったことで真空破壊装置が動作して、D/W 圧力も上昇したという可能性も考えられる。

しかし、通常、圧力容器から S/C 側に流れ込んだ蒸気の多くは、S/C 内のプール水で凝縮される上、1号機 SR 弁の安全弁機能は、少なくとも原子炉圧力が 6.88MPa gage を下回れば作動停止となるのであって、SR 弁の安全弁機能が動作したことの反射的效果のみで、D/W 圧力が設計圧力をはるかに超える 0.600MPa abs まで上昇したとは考え難い。

そうすると、このような D/W 圧力の異常上昇は、まず、この頃までに炉心損傷の過程で発生した非凝縮性ガスである水素や希ガスが影響している可能性があるが、他方で、既に圧力容器から D/W 側へ直接圧力が抜ける箇所が生じていた可能性もあり、また、これらの2つの可能性は二者択一の関係ではなく両立し得るから、これらの双方が原因となって D/W 圧力が異常上昇した可能性があり、同日 23時50分頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性もある。

#### c 放射線量との関係

平成23年3月11日23時頃、1号機タービン建屋（以下「T/B」という。）1階北側二重扉前で 1.2mSv/h、南側二重扉前で 0.5mSv/h をそれぞれ示しており、この頃同所付近で放射線量が飛躍的に上昇した要因としては、1号機の炉心由来の放射性物質以外に考え難い。

また、1号機の炉心由来の放射性物質は、圧力容器にとどまっているのであれば、圧力容器、コンクリート遮へい体、格納容器、格納容器外縁のコンクリート構造物、鉄筋コンクリート造りの R/B によって遮へいされており、1号機

---

\*45 このD/W圧力の指示値については、1号機プラント関連パラメータには記載されていない。

ていたことが判明している。

1号機の非常用復水器タンクについては、地震発生後水補給はなされておらず、その水位計の指示値による限り、A系及びB系のいずれも、非常用復水器タンク内の水量が一定程度確保されていたと推認できる上、1号機R/B爆発の影響と考えられる保冷材の脱落は認められるものの、非常用復水器タンクそのものには、視認可能な破断箇所が認められなかった<sup>\*107</sup>。

#### b 非常用復水器タンク水温との関係

1号機の記録計チャート<sup>\*108</sup>によれば、地震発生直後の非常用復水器タンクの温度は、IC配管内を流れる蒸気との熱交換に伴うものと考えられる上昇傾向を示しており、破損に伴う急激な変化を示していない。

### (3) 津波到達直後、ICの冷却機能はほぼ喪失したこと

#### a 電源喪失との関係

津波が到達した時点で、IC(B系)の戻り配管隔離弁(3B)は全閉であり、IC(A系)の戻り配管隔離弁(3A)も全閉であったと推測されるが、それ以外はその時点で全閉であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作し、全閉又はこれに近い状態となり、その後も、各隔離弁のうち、格納容器内側の隔離弁は、全閉に近い状態のまま操作不能の状況であったと考えられ、津波到達直後にはICの冷却機能はほぼ喪失したと認められる。

なお、発電所対策本部発電班の中には、平成23年3月11日16時44分頃に1号機R/B西側壁面に設置されたICベント管から蒸気が出ているのを確認したと供述する者もいる。しかし、この者も、実際には、ICベント管の排出口から勢いよく水平に蒸気が排出される状況を確認したわけではない。そして、1号機の記録計チャート<sup>\*109</sup>によれば、非常用復水器タンク(A系)水温は、IC(A系)が作動していたため、既に津波到達までの間に100℃に達していたと認められる。そうすると、仮に、1号機R/BのICベント管から蒸気が出ていたとしても、その蒸気の吹き出し状況によっては、津波到達後にICが作動していなかったことと矛盾するものではない上、津波到達後のICのA系及びB系の各隔離弁の開閉状態からすれば、ICが作動していたとは考え難い。

---

\*107 IC(B系)の非常用復水器タンク水位は、水位計によると約85%を示していたものの、通常、非常用復水器タンクの水位が80%程度に確保され、1号機の過渡現象記録装置データでもB系の非常用復水器タンク水位が79.8%と記録されていることからすれば、この時の水位計が示した約85%という指示値は、何らかの原因で誤差が生じていたものと考えられる。

\*108 資料Ⅱ-1-1-16参照。

\*109 資料Ⅲ-1-1-16参照。

## b 原子炉水位との関係

- ① 平成23年3月11日16時42分頃、一時的に計測可能となった広帯域水位計によれば、原子炉水位（広帯域）は-90cmを示し、同日16時56分頃に-150cmを示したのを最後にダウンスケールした。かかる原子炉水位が低下した原因は、津波到達後に IC の冷却機能がほぼ喪失していたことによると考えて矛盾はない。
- ② 1号機のプラント関連パラメータ<sup>\*110</sup>によれば、原子炉水位計（燃料域A系）は、平成23年3月11日21時30分頃に有効燃料頂部 TAF+450mm、同日22時頃にTAF+550mmを示し、同日23時24分頃にTAF+590mm、同月12日零時30分頃にはTAF+1,300mmを示すなど、一定の原子炉水位を確保しているかのようなものである（前掲図表6及び7参照）。

しかし、まず、ICは、その機能からして、压力容器内の蒸気を非常用復水器タンク内で冷却して凝縮させ、その凝縮水を再び压力容器内に戻すものであって、別の水源から压力容器内に注水することとは異なるのであるから、ICが作動したからといって、特に、同月11日23時24分頃から同月12日零時30分頃にかけて、800mm以上も原子炉水位が上昇するなど、原子炉水位が上昇傾向を示すことは考え難い。

そして、前記1(3) c記載のとおり、同月11日21時51分頃には1号機 R/B の放射線量が上昇して入城禁止措置を取られていることや、同日22時20分頃から同日23時24分頃までの間、合計5回にわたり、原子炉水位計（燃料域A系）を計測しても、TAF+590mmと同じ値を指示していること等からすれば、同日21時30分頃には、压力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に1号機の压力容器内が低圧状態下であり、又はD/W温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。そうすると、平成23年3月11日21時30分頃以降の原子炉水位計（燃料域A系）の指示値がTAFを上回っていることをもって、ICの冷却機能が保たれていたとは認められず、かえって、原子炉水位計の仕組みからすれば、原子炉水位がBAFのやや下方に位置する炉側配管入口をも下回っていた可能性が高く、津波到達後、ICの冷却機能がほぼ喪失していたと考えて何ら矛盾はない。

## c ICの作動確認状況との関係

- ① 当直は、平成23年3月11日14時52分頃以降ICを作動させた際、1/2号中央制御室内でICの作動音と考えられる音が聞こえていたのに、津波到

---

\*110 前掲東京電力HP参照。

達以降、IC を動作させたとされる同日 18 時 18 分頃から同日 18 時 25 分頃までの間を含め、1/2 号中央制御室内では、同様の IC の作動音が聞こえなかったと述べており、同日 18 時 18 分頃、操作可能な隔離弁を開いても、IC が正常に作動しなかったと考えるのが自然である。

- ② IC が正常に作動していた場合には、非常用復水器タンク内で熱交換に伴い発生する蒸気が、排気用配管を通じて R/B 西側壁面に設置された IC ベント管から勢いよく排出されるところ、当直は、平成 23 年 3 月 11 日 18 時 18 分以降の短時間、同排気口付近に少量の蒸気を確認するにとどまった。

#### d 非常用復水器タンク水位との関係

地震発生から 7 か月以上経過した平成 23 年 10 月 18 日においてもなお、非常用復水器タンクの水位計は、A 系が 65%、B 系が 85%を示しており、A 系及び B 系のいずれも水補給をしていないにもかかわらず、非常用復水器タンク内の水量が確保されていたと認められ、津波到達後、IC の機能がほぼ果たされていなかったと考えるのが自然である。

#### (4) 小括

IC について、地震発生から津波到達までの間、その配管及び非常用復水器タンクに、その冷却機能を喪失させるような損傷が生じていたとは認められない。しかし、津波が到達した時点で、IC (B系) の戻り配管隔離弁 (3B) は全閉であり、IC (A系) の戻り配管隔離弁 (3A) も全閉であったと推測されるところ、それ以外のその時点で全開であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作して全閉又はこれに近い状態となり、それ以降、IC は、その冷却機能をほぼ喪失したと認められる。

### 4 高圧注水系 (HPCI)

- (1) 地震発生直後、津波到達までの間、HPCI について、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いこと

#### a 原子炉水位及び原子炉圧力との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ<sup>\*111</sup> 及び記録計チャート<sup>\*112</sup> によれば、地震発生直後、電源喪失までの間、1 号機の原子炉水位及び原子炉圧力は、IC の動作に伴う昇降を繰り返していたものの、HPCI 配管のうち、圧力容器と隔離されていない部分の破断を窺わせるような急激な原子炉水位及び原子炉圧力の低下は認められない上、これに起因する D/W 圧力及び D/W 温度の急激な上昇も認められない。

---

\*111 資料-1-1-1 参照。

\*112 資料-1-1-2 参照。