

福島第一原発では地震で配管が破損した－1号機と3号機の検証

2011.10.5 小山英之

美浜・大飯・高浜原発に反対する大阪の会・代表

福島第一原発を地震と津波が襲った3月11日午後は、ちょうど玄海原発3号機プルサーマル裁判の第2回法廷が佐賀地裁で開かれたときだった。法廷を終えた原告らは、報告集会に向かう途中で、テレビに映る津波のすさまじい様子に釘付けになったが、そのときはまだ、1号機で過酷事故が始まっていたことを知る由もなかった。

その法廷の直前3月4日に、被告・九州電力は原告訴状に対する準備書面1[1]を提出し、その中で、原子炉冷却材喪失事故が起きた場合でも、周辺住民の最大被曝実効線量は0.086ミリシーベルトにしかならないとしている。一般公衆の線量限度年1ミリシーベルトに比べて小さく、それゆえこのような安全解析の結果は、原発の安全性を示していると主張した。

その内容は、玄海3号機の設置変更許可申請書(2004年5月28日付)[2]の原子炉冷却材喪失事故の項(10-3-65頁～)で説明されている。そこでは、単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台を故障させている。放出される放射性物質(放射能)は希ガスとヨウ素であり、全内蔵量のそれぞれ1%と0.5%が格納容器内に、さらにその約1万分の1程度が格納容器から大気中に漏出されるなどと形式的な想定がなされている。その結果が0.086ミリシーベルトなのだ。このような勝手な想定こそが安全神話に他ならない。

実際、福島第一原発の周辺では、子どもが年20ミリシーベルトまで被ばくすることが政府によって許容され、大きな問題になった。直接被ばくと土地の放射能汚染のために、広範囲の住民が生命を脅かされ、生活を破壊され、避難を余儀なくされて家族が引き裂かれている。我が子をはからずも被ばくさせたという母親の苦悩が、鏡のように原発の危険性を映し出している。セシウム137の半減期は約30年であるため、放射能が4分の1まで下がるのに60年もかかる。いま10歳の子どもが70歳になるころになってもまだ放射能の影響に怯えなければならない。このような実態こそが、原発事故による、現在ばかりでなく将来にもわたる人格権の侵害を如実に示しているのである。

このような悲惨な実態を目の前にしながら、経済産業大臣は停止中の原発の運転再開をはかるべく、早くも3月30日に緊急安全対策の指示を電気事業者に対して行った。その考えは原子力安全・保安院の文書[3]で次のように表明されている。「今後、今般の津波の発生メカニズムを含め、事故の全体像を把握し、分析・評価を行い、これらに対応した抜本的な対策を講じる」。さらに福島第一と第二以外の原発に対して、「先ず、現在判明している知見に基づき、放射性物質の放出をできる限り回避しつつ、冷却機能を回復することを可能とするための緊急安全対策を講じることとする」。つまりここでは、事故の全体像の把握は今後の問題とされ、「先ず、現在判明している知見に基づき」緊急安全対策によって原発の運転再開をはかる方向が示されている。しかし、これほどの過酷事故について、事故の全体的な実態把握と原因究明をしないまま、緊急的措置をとるという発想自体が許されるべきではない。また、「現在判明している知見」とは3月30日時点の知見であり、その後修正されている情報もある。いずれにせよ、事故の実態を捉えないままでの緊急措置などに意味がないのは明らかである。

そのような端的な例として、緊急安全対策では全電源喪失を前提にしているが、配管が地震で破損したことはいっさい想定していない。配管の実態はもちろん未だ調査されていない。もし福

島第一原発で、実際に配管が地震で破損していれば、それは次のような問題を引き起こす。

- ① 電源喪失と同時に、様々な配管が破損したことを前提にして安全評価をやり直す必要がある。
- ② 東電の事故後の耐震解析では、今回の地震動は配管の破損に至るよりずっと小さいとされている。それなのに配管が破損していれば、この耐震解析は破綻していることになる。
- ③ ストレステストでは、地震と津波の重畳効果を調べることになっているが、その際、耐震解析自体の信頼性が根本から問題となり、さらに、全電源喪失と配管破損が重なった場合をよりリアルな観点から検証することが不可欠な課題となる。

そこで問題になるのは、実際に福島第一原発では地震で配管が破損したのかどうかである。それについて当面次の3つの場合を検証する必要がある。

- I. 1号機の非常用復水器(IC)系の蒸気管が破損した可能性
- II. 3号機の高圧注水系(HPCI)の蒸気管が破損した可能性
- III. 原子炉圧力容器に注入した水が、なぜタービン建屋に漏出して大量のたまり水となったのか。そのルートは判明していないが、様々な配管が破損した結果だと推定される。

これらはいずれも最終的には実態調査が必要な問題であるが、いまずぐには困難であろう。そのためここでは、IとIIの配管が破損した可能性について、事故時の現象的な事実に基づき可能な限り検証しよう。

I. 福島第一1号機では非常用復水器(IC)系の蒸気管が地震で破損した

福島第一原発1号機は沸騰水型(BWR)で出力46万kW、運転開始の1971年3月26日からすでに40年半が経過している。この原発を、3月11日14:46に地震が、15:30過ぎに津波が襲い、15:37に全交流電源が喪失した。

ここで着目するのは次の事象である。地震到来からわずか約3時間経過した17:50に、原子炉建屋の入り口を入った付近で、測定機が振り切れるほどに高い放射線が検出されている[4]。それほど高濃度の放射性物質(放射能)が、原子炉建屋内の格納容器の外部に存在したということだ。この事象は次のことを意味している。

- ① 17:50までに原子炉内の燃料被覆管が破損し、放射能が炉水内に溶け出していた。そうでないと、外部に強い放射能が出てくるはずはない。
- ② 燃料が破損するほどに、原子炉の水位が下がって燃料がむき出しになっていた。その水位が下がった分の水は、放射能混じりの蒸気となってどこかへ漏出したことになる。
- ③ その蒸気と放射能が何らかのルートをとって格納容器の外(原子炉建屋内)に漏出した。

では、なぜこれほど早期に炉内の水位が下がったのだろうか。炉内の放射能はどのようなルートをとって格納容器外(建屋内)に放出されたのだろうか。この問題は、以下で示すように、東京電力や原子力安全・保安院の解析シナリオの放出ルート(原子炉⇒格納容器⇒格納容器外)では到底説明できない。そして、この問題を突き詰めていくと、原子炉から出ている非常用復水器(IC)系の蒸気管が、地震により格納容器の外で破損したに違いないという結論に到達するのである。

1. 17時50分事象

まず肝心の17:50に起こった事象を明らかにしておこう（ここでは17時50分事象と呼ぶ）。それはホワイトボードに記載された右のような内容である[4]。これを読める部分だけ解読すると右記載の17時50分事象のようになる。

つまり、放射線モニタ指示が上昇したためにIC組を撤収させるほどの事態が生じ、また、原子炉建屋内の外側エアロックを入った付近に測定器が振り切れるほどの放射能が存在していた。さらに「シューシュー音」まで聞こえている。IC組とは、このとき唯一原子炉の冷却をするはずの非常用復水器の操作に従事していた作業員のことだと思われる。このことは、ICに関係する場所で放射能が強かったことを示唆している。

ここで、「外側エアロック」とは右図にある原子炉建屋へのどちらかの入り口と思われる（内側の格納容器の入り口にもエアロックがある。内部の空気を出さないように二重扉になっている）。また、CPMとは、1分間の放射線カウント数である。

2. 東電・保安院の放射能放出ルート

では、17:50の放射能はいったいどのルートで原子炉内から出てきたのだろうか。その前に、原子炉压力容器内では、燃料棒が破損し放射能が炉水中に溶け出していなければならない。また、通常運転では、炉内蒸気は主蒸気管を通ってタービンに行くのだが、事故が起こってすぐに主蒸気管の隔離弁（原子炉格納容器隔離弁）が自動的に閉まった。それによって主蒸気管という格納容器壁の孔が閉じられ、内部が隔離されている。それゆえ、炉内蒸気が格納容器外に出るルートは基本的に閉ざされている。

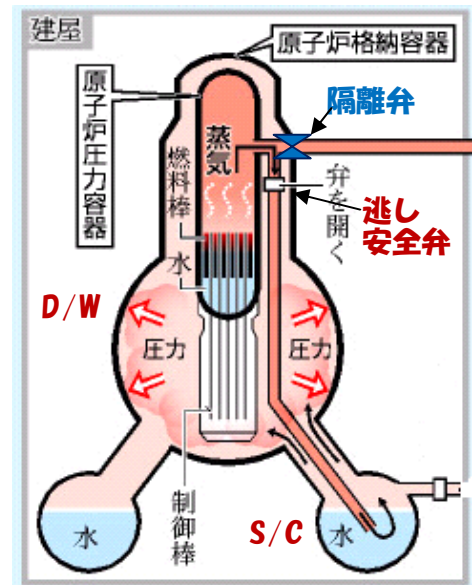
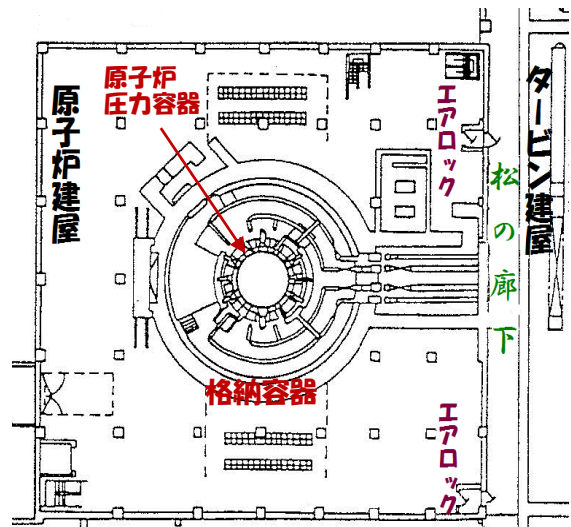
東電や原子力安全・保安院の想定では、配管は小さい破損していないと仮定するので、放出ルートは、原子炉压力容器⇒格納容器⇒格納容器外（原子炉建屋内）、となる。また、17:50までは原子炉压力容器は破損していないと想定しているので、原子炉压力容器⇒格納容器のルートは最下図の逃し安全弁ルートしかない。

逃し安全弁は原子炉压力容器の圧力が約7.4MPa（約74気圧）になると自動的に開き、炉内の

17:50 IC組撤収 放射線モニタ指示上昇のため. 300CPM. 外側のエアロック入ったところでOS(注: over scale) (1行省略) ? 廊下側からシューシュー音有 ...??

17時50分事象

(5月16日付東電報告[4]、4. 運転日誌類、1号機当直員引継日誌)



(日本原子力学会説明図より)

蒸気を格納容器の圧力抑制室（サプレッションチェンバー(S/C)）に逃す。その分だけ炉内の水が減少し炉水位が低下する。他方格納容器内では、S/C の水が蒸気を冷やすので格納容器圧力の上昇は抑制されるが、水の温度が高まるとこの抑制機能が衰える。その結果、格納容器のフラスコ型部分（ドライウエル(D/W)）の圧力が高まり、配管の隙間などから蒸気が格納容器外へ漏れ出すことになる（注：この段階は格納容器外に蒸気等を逃すベント操作よりずっと前のことなので、ベント操作とは無関係）。

そこで問題は、17:50 までに次の条件が整ったのかということになる。

- ① 逃し安全弁は実際に開いたのか
- ② 炉水位は燃料損傷が起こるほど早く低下したのか
- ③ 格納容器内圧力は蒸気が漏れ出すほどに外部の1気圧(0.1MPa)より相当に高まったのか

これらの問題について、東電と保安院の解析シナリオではどうなるかを次に検証する。

3. 東電・保安院の放射能放出ルートの破綻

東電・保安院のシナリオの検証は、基本的に実測値との比較によって行われるべきであるが、余りにも実測値が少ない。そのため、それらの解析結果シナリオで17時50分事象が説明できているのかを主に検証しよう。

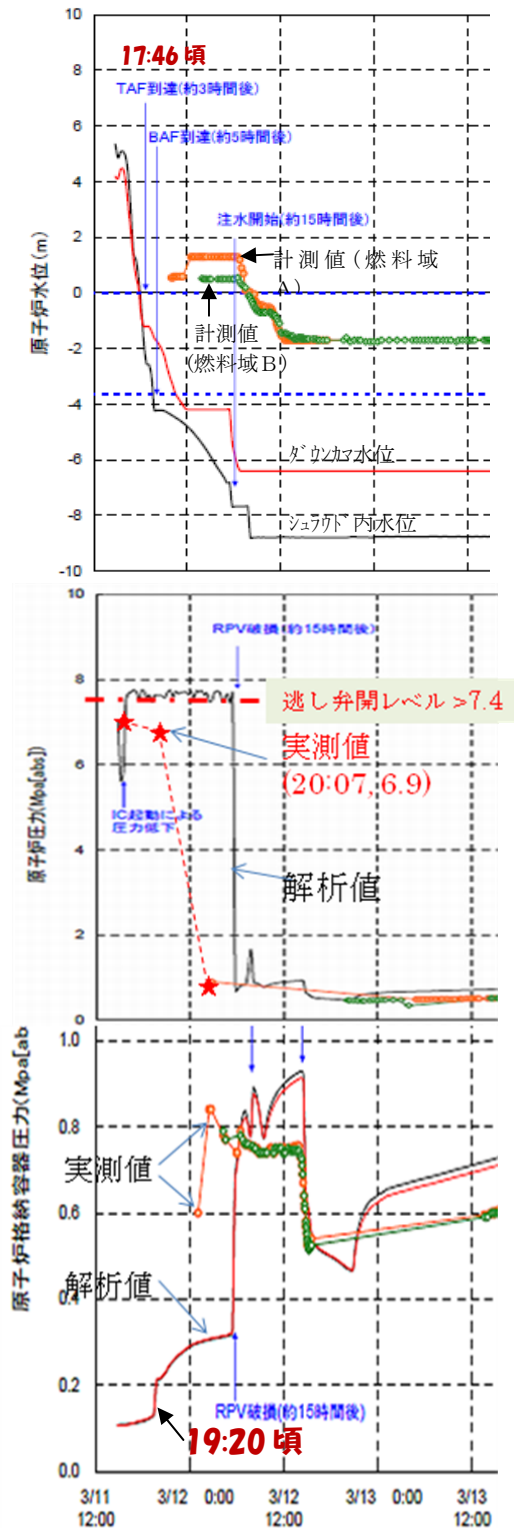
(1) 東電のシナリオ[5]

東電のシナリオでは、逃し安全弁のルートで炉内の蒸気が格納容器内に放出され、その分炉水位が低下し燃料棒の破損することが前提となる。

結果として、東電の5月23日付報告書[5]の別紙-1-9頁の表3.1.3（または右最上図）によれば、炉心露出開始及び炉心損傷開始はそれぞれ地震発生後約3時間後及び約4時間後なので、17:46頃及び18:46頃となる。さらに、格納容器(D/W)圧力は、最下図から19:20頃まではほぼ0.1MPa(約1気圧)を保っている。これでは17時50分事象は説明できない。

逃し安全弁については、むしろ開かなかったと見る方が自然である（例えば3号機では、炉圧の実測値が設定圧付近で変動し、何度も逃し安全弁が開いているのがはっきり見えているが、1号機にはその様子はない）。

それが開く設定圧を東電は5月23日付報告書[5]で7.4MPa[abs]としている。右中図の実線が示すように、炉圧力の解析値は逃し安全弁が開く設定値を上下するよう動いている。それだけ炉の水位も低下したことになる。ところが、炉圧力の実測値は、津波がくる15:37までは



(東電 5月23日報告書別紙1 図3.1.1~3.1.3に加筆)

せいぜい 7MPa 以下で動いている(本論 7 頁下側グラフ参照)。その後はほとんど実測値がないが、20:07 に 6.9MPa であり、12 日 2:45 には 0.8MPa にまで急激に落ちている。この様子からは、炉圧力が逃し安全弁の設定圧に頻繁に到達して何度も弁の開閉が起こったとはとても考えられない。少なくともそのような証拠はない。

以上のように東電シナリオでは、17 時 50 分事象は起こらない。東電は新たな 9 月 9 日付報告書[9]の時系列において 17 時 50 分事象を完全に無視している。自身の解析ではとてもこの事象を説明できないことを自覚したからだろうか。

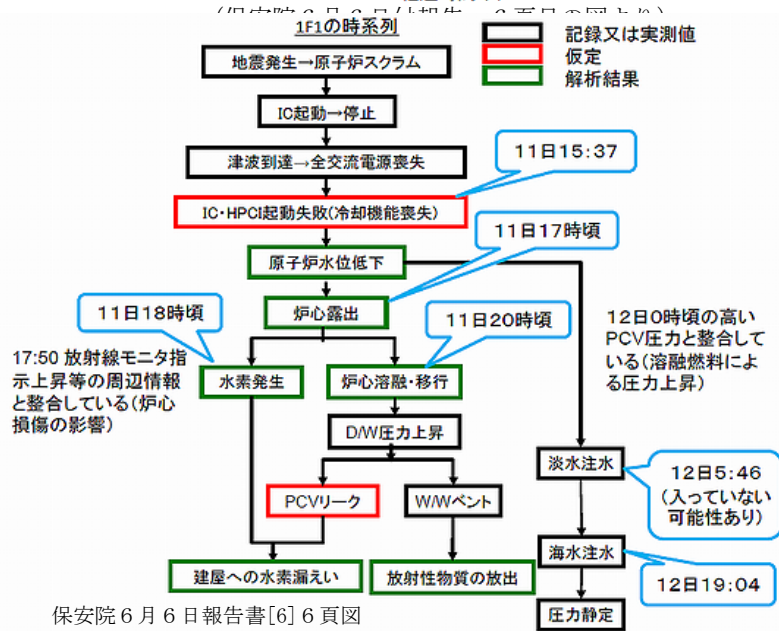
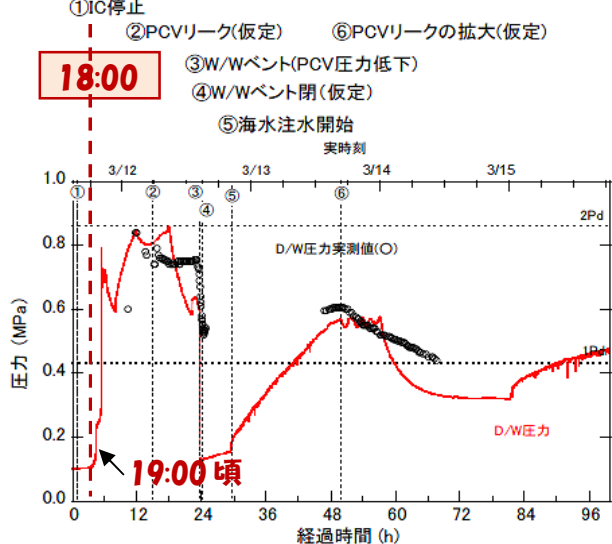
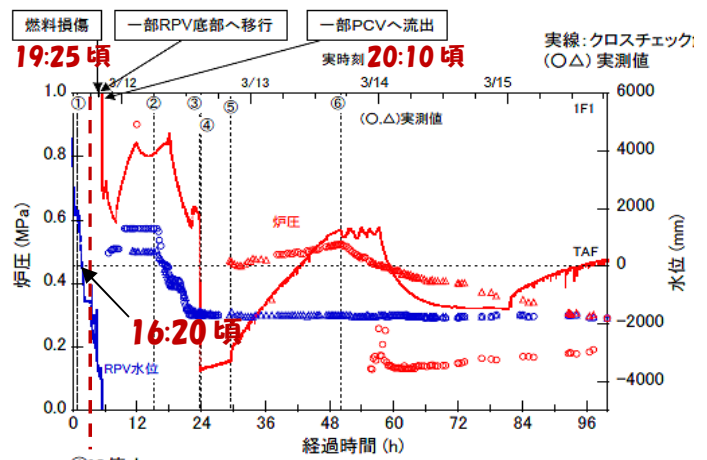
(2) 保安院のシナリオ[6]

保安院は 6 月 6 日付報告書[6]のクロスチェック解析で、17:50 事象を強く意識し、燃料の崩壊熱を高めるなどして水位低下の速度を東電より著しく高めるよう努力した。しかし結果的に 17 時 50 分事象は説明できない。

実際、右下のチャート図では水素発生が 18 時頃となっているので、この頃から燃料被覆管のジルコニウムが酸化反応を始めたことになる。つまり燃料が損傷するのはその後となり、右上側グラフで「燃料損傷」は 19:25 頃と読みとれる。この点、チャートの中では「17:50 放射線モニタ指示上昇等の周辺情報と整合している(炉心損傷の影響)」と記述しているが、整合性はまったくない。

さらに、格納容器圧力は、右の下側グラフが示すように、明らかに 18:00 まではほぼ一定で 0.1MPa(約 1 気圧)に保たれている。それゆえ、これらの解析結果では、格納容器外に放射能が出る可能性はほとんどない。

逃し安全弁については、右の上側グラフでは縦軸は 1.0MPa 以下しか採られていないので開閉状況は不明である。同報告書の他のグラフでも、いかにも判然としない



保安院 6 月 6 日報告書[6] 6 頁図

描き方になっている。

次に炉水位は、前頁上側グラフから 16:20 頃に TAF(有効燃料頂部)に達していて、東電の値より約 1 時間半も早い。それだけ逃し安全弁が頻繁に開いて炉の水が早く抜けるように解析上の想定をしたことになるが、このように想定する根拠は何もない。結局 17 時 50 分事象は説明できない。

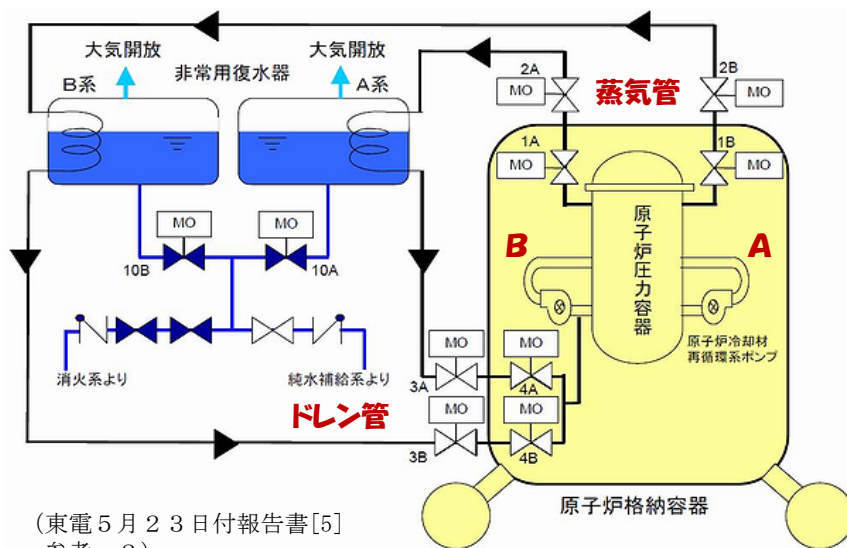
それなのに保安院は、6 月 9 日に佐賀県に出かけて、古川知事の「緊急安全対策は津波対策だけだが、事故は地震動で起きたのではないか」との質問[7]に対し、「11 日 17 時頃には燃料が露出し、20 時頃には原子炉圧力容器破損に至る状況であり、一部原子炉格納容器への流出があったものと推定されること」を回答としている ([8]15 頁)。しかし、この表現がどうして、地震で事故が起きたのではないかという質問への回答になっているのだろうか。立地自治体に対し、実証なしの雰囲気だけの説明をしているに過ぎないのだ。

また、6 月 6 日付保安院報告書[6]の 3 頁では、「中央制御室ホワイトボードに記載されていた 11 日 17 時 50 分放射線モニタ指示上昇 (外側エアロック入ったところ) 等の情報についても、その頃には炉心損傷に至る状況であったものと推察される」と記述している。しかし、その推察は単に言葉だけなのであり、保安院シナリオでは 17 時 50 分事象を説明できないことはすでに確認したとおりである。

では、いったい 17 時 50 分事象の放射能はどのルートで来たのだろうか。17:50 に「IC 組撤収」と書かれていたことを重視し、非常用復水器(IC)系の配管が破損した可能性について追求していく。そのためまずは、IC の役割と機能について確認することから始めよう。

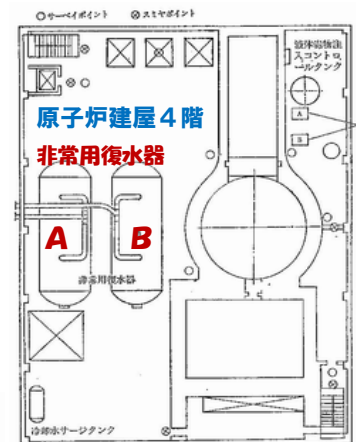
4. 非常用復水器(IC)の役割と機能

非常用復水器(IC)は、福島第一原発では 1 号機にしかないもので、事故の非常時に原子炉の水を循環させて冷却する役割をもつ。この非常用復水器は A と B の 2 台あり、右図のように原子炉建屋の 4 階に置かれている。下図のように、原子炉圧力容器から直接出た 2 本の配管 (蒸気管) は格納容器壁を貫いてそれぞれの復水器 A と B に入り、冷却水の中を通った後、2 本とも原子炉圧力容器の再循環系 B のポンプ入り口に入り、ポンプを経て炉内に入る。

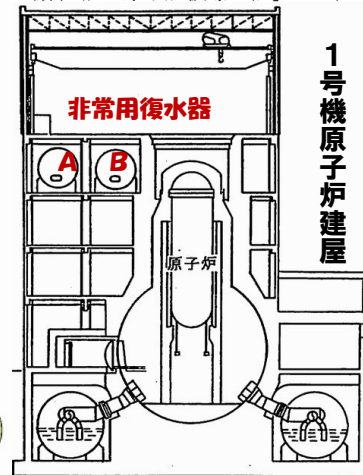


(東電 5 月 23 日付報告書[5] 参考-2)

非常用復水器 系統概略図



(森江信「原子炉被曝日記」より)



(原子炉設置変更許可申請書より)

原子炉压力容器から出た蒸気は復水器中の水で冷却されて水になり、その重量で降りてくる。つまり水への重力が循環の原動力となる。そのため、この復水器は4階という高い位置におかれているが、それだけ配管が長くなっている。逆に復水器中の冷却水はコイル状配管内の蒸気で暖められて蒸気になり、「大気解放」と書かれているように大気中に放出される。その配管は前頁右上図の復水器の上に見られ、建屋の外に蒸気を出すようになっている。

通常の主蒸気管は隔離弁で閉鎖されているが、このルート（IC系蒸気管）は格納容器に事実上の孔を開けたことになり、隔離が破られていることに注意しよう。もし、原子炉から出ているIC系蒸気管が格納容器の外で破損すれば、压力容器内の蒸気がそこから建屋内に直接放出され、それだけ炉の水が抜け出す一種のLOCA（冷却材喪失事故）となる。この場合、炉の水位も早く低下し、燃料が破損する時期も早まる。

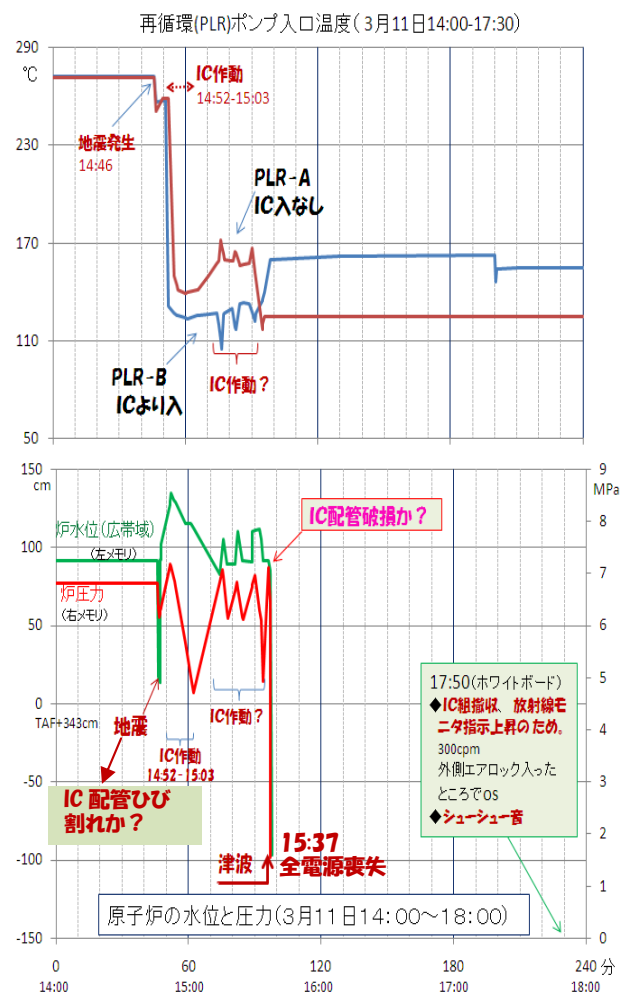
IC系配管にはそれぞれ4つの弁が付けられている。そのうち第3の弁（3Aと3B）を除いた他の弁は常時開けられていて、ICの起動・停止は3Aと3Bだけで行われることになっている。

5. ICの奇妙な動き

地震が14:46に発生して間なしの14:52にICはA、Bとも自動起動したとされている（つまり、3Aと3B弁が開いた）。しかし11分後の15:03に両方とも停止している。この停止は運転員の判断によるものとも言われているが、この時点で炉の冷却をする機能は他になかったため、その操作は疑問視されてもいる。その後、15:10過ぎから15:30頃までにICは起動・停止を繰り返したと言われているが、それは右のグラフの挙動から判断されているもので、記録には残っていない。

右のグラフは、東電5月23日付報告書[5]の添付資料の1-9（p. 1F-1-14 原子炉水位）、1-10（p. 1F-1-15 原子炉圧力）及び1-11（p. 1F-1-16 PLR ポンプ入口温度）の図から数値を読みとって再現し、説明を加えたものである。右の上側グラフのPLR-Bは再循環ポンプB系の温度を表している（ICのドレン管から水はB系に入るが、A系には入らない）。その温度が3回低下しているのは、ICドレン管から冷たい水が3回入ったからだと解釈される。その動きに符合するように、下側図の炉圧力が3回上下している。その後、炉圧力等のグラフが消えているのは、津波により15:37に全電源喪失が起これ、記録がとれなくなったからだと考えられている。

このグラフからはIC系配管が地震で破損したとは読みとれない。炉圧力が上下しているが、急激に下がったような様子は見られないからだ。また、前述のように、炉圧力は20:07に6.9MPaを維持している（本論4頁の中図）。しかし、次のような可能性はあり得る。



地震によって IC 蒸気管にひび割れが入ったとしよう。そのひび割れは、最初の IC の起動・停止やその後の 3 回の起動・停止によって相当の応力や熱応力を受けて拡大した可能性がある。そこから蒸気が漏れだしたとしても、それはいわゆる小口径破断に相当するもの（たとえば蒸気発生器伝熱管破断のような）で、炉内の圧力は容易に低下しない。炉内では絶えず蒸気が発生して圧力を維持するからである。このひび割れからの蒸気の噴き出しが、17:50 記載の「シューシュー音」ではないだろうか。

さらに IC は破損につながる次のような重要な挙動をしていたことが確認できる。

- ① 18:18 より前のどこかの段階で IC 配管の「破断信号」が出ていたこと。東電は破断信号が出たことは認めているが、実際には破断はしていないと勝手に解釈している。
- ② 18:18 に IC を起動したとき、大気への「蒸気の発生」放出があったがすぐに止まったこと。この場合の蒸気の発生とは、復水器の中の冷却水が原子炉からくる蒸気管（供給側管）内の蒸気で暖められて発生する蒸気のことである。冷却水がなくなっていればもちろん蒸気は発生しないが、設置変更許可申請書によればこの冷却水は供給なしで 8 時間はもつとされている。それゆえ蒸気がすぐに出なくなった原因はただ一つ、原子炉からの高温蒸気が復水器に十分には届いていなかったということ。その理由は蒸気管の破損しか考えられない。
- ③ 18:25 に弁を閉じたあと、21:30 に弁を開いてそのままにしているが、6 月 6 日付保安院報告[6] 3 頁では、「その後の進展を考えると機能が回復したとは考えられない」と評価。

これらの裏付けとなる報告書の記述を下記に引用しておこう。①については、

[引用]「④ホワイトボードの記載によれば、3 月 11 日 18 時 18 分に非常用復水器(A)の供給配管隔離弁 MO-2A 弁を開操作した記録が残されているが、通常停止操作においては MO-2A 弁の開操作は実施しない。この点については、操作員が実施した非常用復水器の停止操作時刻と起動操作時刻(18 時 18 分)の間に津波が襲来し、『非常用復水器の配管破断』を検出する直流電源が失われたものと推測した。これによりフェールセーフ動作として『非常用復水器の配管破断』信号が発信され、MO-2A 弁を含めた非常用復水器の隔離弁が閉動作したものと推測した」(5 月 23 日報告書[5]1F-1-3 頁)。

②については、18:18 に運転員が IC 弁の開操作を行い、そのとき蒸気の発生を確認したことは 5 月 23 日報告でも書かれていた。今回、その詳細状況が初めて次のように明らかにされた。

[引用]「18 時過ぎ、中央制御室において、直流電源が復活したためか、A 系の戻り配管隔離弁、供給配管隔離弁の表示ランプが再点灯し、閉止状態であることがわかった。このため、18:18 に弁の開操作を実施し、排気口から蒸気発生を確認。しかし、その後すぐに蒸気の発生が確認できなくなったことから、18:25、A 系戻り配管隔離弁の閉操作を実施した。その後、11 日 21:30 A 系の戻り配管隔離弁の開操作を行い、蒸気の発生を確認し、そのまま開状態を維持した」(9 月 11 日付政府の IAEA への追加報告[10] II-75 頁)。

ここで A 系の供給配管隔離弁とは、普通は閉じるはずのない 2 A 弁のことである。なぜこれが閉じていたのかについての説明が①でなされている。

6. 結論－IC 系の蒸気管が格納容器の外で破損していた

ここまで、17 時 50 分事象を手がかりに、わずかにしかない実測値に基づきながら、どう考えればその事象が説明できるかを考えてきた。まず、東電と保安院の解析シナリオでは到底 17 時 50 分事象は説明できないことを確認した。何と云っても、炉内の放射能がいったん格納容器を経由するルートでは、17:50 という早期の時刻に放射能が放出されるには大きな無理がある。それゆえ、カギは炉内から直接格納容器外に放射能が放出されるルートしかあり得ないという点

にある。

その際、IC系の蒸気管が破損の候補として浮上したのには次のような事実があった。

- ・ 17:50に「IC組撤収」
- ・ IC系配管は原子炉から格納容器の壁を貫いて直接格納容器外にでていたこと。
- ・ ICは何度も起動・停止を繰り返し、地震によるひび割れが破損へと拡大する条件があること。
- ・ IC系の普段は開いている弁がいつの間にか閉じており、東電は「配管破断信号」がでたと推測していること。
- ・ 18:18にいったん蒸気が出たものの「すぐに」出なくなったこと。

これだけの状況証拠があり、他に17時50分事象を説明できる正当なシナリオがない以上、IC系配管が破損したと認めるべきである。そして、本当にそうかどうかは、IC系配管の実態を詳細に調べて確かめるしかない。

最後に、これまで述べた内容とは別の事実を付加しておこう。早くも15:29にモニタリングポストMP3でHi-Hi警報が発生している（東電5月16日付報告書[4]、4. 運転日誌類、1号機当直員引継日誌）。この頃には1号機から約1500m離れたMP3方向に風速2m弱の風が吹いていたので、ここでキャッチされた放射能は1号機を15:16頃にでたことになる。これが事実とすれば、燃料棒はすでに地震によってある程度は破損していたと考えざるを得ない。

7. 東電の地震動評価との矛盾—事故の実態調査を最優先せよ

東電は7月28日に今回の地震に関する1号機の耐震評価を公表した[11]。そこではIC系配管に関する直接の解析ではないが、原子炉停止時冷却系配管に関する次表の評価が出されている。

評価対象	基準地震動 Ss (仮想塩屋崎沖地震 M7.9)		今回地震 (M9.0)	
	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	計算値 (MPa)	評価基準値 (MPa)
原子炉停止時 冷却系配管	22.9	41.4	22.8	41.4

評価基準値とは、配管が破損しない上限値であり、これは地震動に関係なく配管の性質から決まるので、両者で一致している。計算値は地震動によって実際に配管に働いた力の評価値である。この東電の評価結果では、今回の地震によって配管に働いた力は基準値の約半分しかなかったため、破損するはずがないとなる。実際東電は報告書の中で、「これらの結果から、安全上重要な機能を有する主要な設備は、地震時及び地震直後において安全機能を保持できる状態にあったと推定されます」と述べて、すべての配管・機器が安全であったと一般化している。その上この結論は、東電が5月23日付報告で行った上記の解析結果とも整合性があると強調している。

では、もし本当にIC系配管が地震で破損していればどうなるのだろうか。

- (a) もし東電の計算値の22.8で破損していれば、評価基準値の41.4が実はずっと小さい値だったということになる。1号機は運転開始から40年も経過しているので、配管が劣化していてもおかしくない。
- (b) もし配管は新品同然で41.4は正しいとすれば、地震動評価の22.8がおかしいことになる。

耐震解析の信頼性が根底から揺らぐことになり、他の原発にも問題は波及する。

さらに、現在各電力で行われているストレステストでは、地震と津波の重畳効果を調べることになっているので、このような解析をコンピュータ上で行うはずである。その場合、対象を新品とするのか劣化しているとするのかによって評価は変わる。また、もし福島第一1号機で耐震解析では破損するはずのない配管が実際には破損していたとなると、このような形式的なストレス

テストにどのような意味があるのかが根底から問われることになる。

8. 結論

17時50分事象は、東電の解析ではまったく説明にならない。保安院は崩壊熱を高めるなどで事態の進行を早めたが、それでも説明にはなっていない。東電と保安院は、自らの解析では現実に起こったことが説明できていないことを自覚するべきである。形式的なストレステストに入る前に、今回の地震によって配管が破損していないかどうか実際に調査して実態を確認することが最優先されるべきである。その調査が可能になる前に原発を再稼働することは断じて止めるべきである。

II. 福島第一3号機では高圧注水系(HPCI)の蒸気管が地震で破損した

福島第一3号機はBWRで電気出力78.4万kW、運転開始が1976年3月27日なので35年半経過している。この3号機では、高圧注水系(HPCI)の蒸気管が地震で破損した可能性が高い。この可能性は最初東電の5月23日報告書[5]で指摘されている。その報告書で東電は破断なし解析と破断あり解析を示し、原子炉圧力の挙動が破断なし解析では実測値と合わず、破断あり解析ではよく一致することを示した。その結果は政府の6月7日付IAEAへの報告書[12]でも引用されて「HPCIシステムからの蒸気流出の可能性がある」と記述されている。保安院が6月9日に佐賀県で行った説明でも、この問題が取り上げられ、結論としては「今後も調査が必要」とされている[8]。

ところがその後、この問題は奇妙な経過をたどった。7月28日に東電は記者会見を行い、その配布資料の中で、5月23日付報告書で自ら示した配管破損の可能性を否定する見解を示し[13]、これは大きく報道された。ところが、その資料は国には提出されていないので、正式見解とは認めがたい。そして、9月9日の新たな報告書[9]で東電は、5月23日付報告書に戻し、しかも破断なし解析の方だけを取り上げている。それほどに東電は、配管破断の可能性を認めることを避けようとしているのだ。

この問題には格納容器の圧力挙動をめぐるナゾがあり、未だ決着がついていない。しかし、問題を複雑にしているのは、東電の意図的な解析のせいである。配管の破損なしにこだわる東電は、意図的な解析で真実を覆い隠している。このことを下記で明らかにしよう。実測値に忠実に目を向け、その意味することを真摯な態度で解明することこそが重要である。

問題が意図的に複雑にされているため、これまでの経過をたどって問題点を整理する必要がある。以下で東電の5月23日報告から順次検討することにしてしよう。

1. 高圧注水系(HPCI)とは

高圧注水系(HPCI)は、事故時に蒸気力で原子炉に冷却水を注入する装置である(次頁図)。原子炉から出た蒸気は、主蒸気管の隔離弁の手前から出ているバイパス蒸気管を通してタービンを回した後、格納容器内の圧力抑制室(サプレッションチェンバー S/C)に入る(次頁上図の丸いS/Cは、その下の図のように格納容器内部にあり、上部のフラスコ型ドライウエルとつながっている)。それだけ原子炉の圧力は下がり、格納容器圧力は上がる傾向になる。

タービンによって右側のポンプが動き、復水貯蔵タンクの水が注入ライン配管を通過して原子炉压力容器に送られ炉が冷却される。ミニマムフローラインは冷たい水を送って S/C を冷やす役割で、注水ラインの流れが一定以下になると開くようになっており、このとき作動したという。

原子炉压力容器、格納容器及び S/C の関係は右下図のようになっている。原子炉の圧力が一定以上になると逃し安全弁が開いて炉内蒸気が S/C に導かれる。逃し安全弁は 8 個 (A~H) あり、設定圧力は 7.44 (A), 7.51 (B~D), 7.58MPa (E~H) となっており (設置変更許可申請書)、今回の少なくとも初期には 1 個ずつが順に開いたという (5 月 23 日報告書 [5] 添付資料-3-11)。

結局、格納容器圧力は、HPCI 経由の蒸気と逃し安全弁経由の蒸気との両方の影響で高まり、ミニマムフローラインの水により冷却・抑制される傾向になる。

2. 東電の HPCI 配管破損なし解析の矛盾

次頁図のグラフは HPCI 配管破損なしの場合で、東電の 5 月 23 日付報告書 [5] の別紙-1-46~47 の図 3.3.1.1~3 (部分) に補助の点線を加えている。ここで注目すべきは、RCIC (原子炉隔離時冷却系) が停止して HPCI が自動起動してから、HPCI が停止するまでの期間の各量の挙動である。それらの時刻はグラフの上に記載されている。

次頁の最上図は原子炉水位で、TAF (有効燃料の頂点) をゼロとしてそこからの値を示している。水位 6 m 以下で動いている実線がシュラウド内水位の解析値であり、丸印が実測値である。ちょうど HPCI が起動した頃から実測値が欠けているが、別にもう少しデータがあり、実測値のおよその傾向としては、HPCI が停止する頃までは約 4 m 程度で推移し、HPCI が停止してから急速に下がって、燃料頂部がむき出しになるほどになっている。

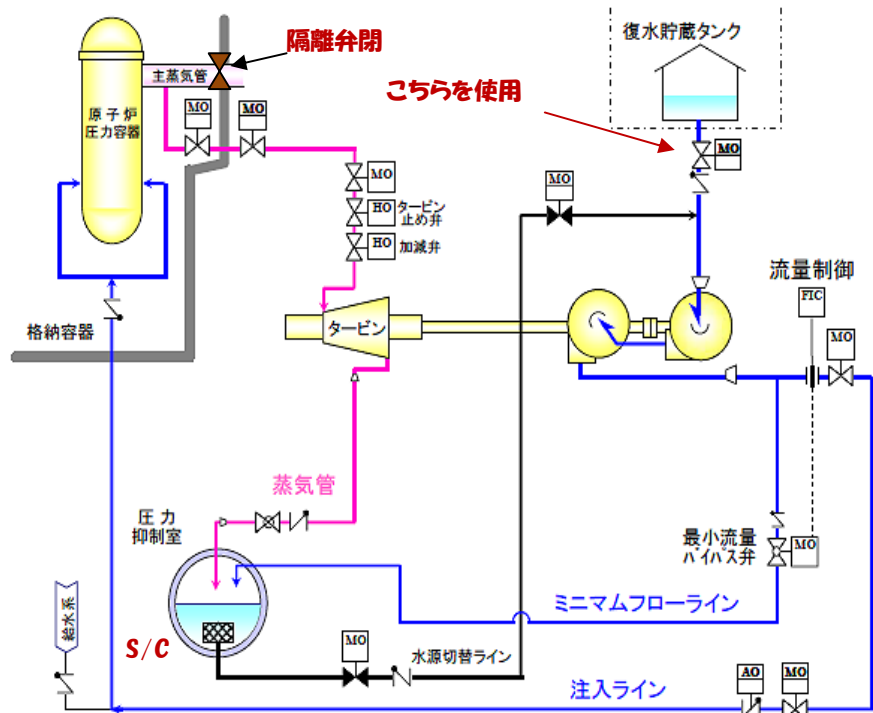
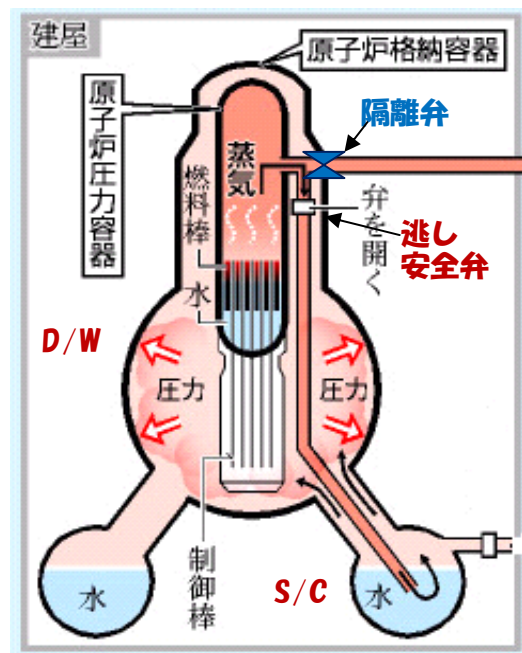


図 HPCI 系統概略図 (流量調整運転時)

東電 7 月 28 日
配布資料 [13] より



(日本原子力学会説明図より)

この解析値は HPCI が健全で破損なしの場合である。水位が下がったときは逃し安全弁が開いたときであり、そのとき真ん中図の原子炉圧力も低下している。またそのとき、S/C 中に蒸気が入るので少し遅れて格納容器ドライウエル(D/W)の圧力が上昇している(右最下図)。結局、格納容器圧力は、HPCI からの恒常的蒸気に加えて、逃し安全弁からの断続的蒸気が加わる分だけ波動的な形をとって上昇している。

ただし繰り返すが、これらは HPCI 系配管に破損なしとした場合の解析値の動きである。注目すべきは、その解析値の挙動が実測値の挙動と次の点でひどくかけ離れていることである。

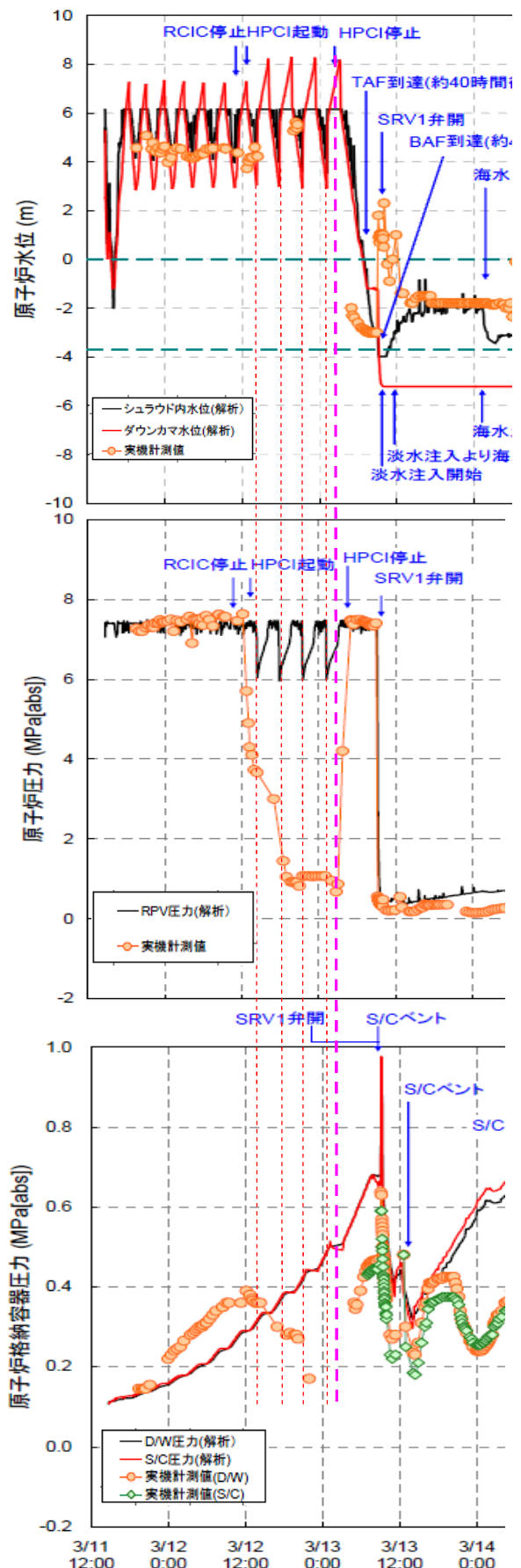
- ① 真ん中のグラフが示すように、原子炉圧力の実測値は HPCI が起動したとたんに急低下し、6 時間で約 6MPa (約 60 気圧) ほど低下している。また、HPCI が停止すると炉圧力は回復している。解析値はこの実測値の挙動とまったく合っていない。
- ② 最下図の格納容器圧力の実測値はやはり HPCI が起動したとたんに、炉圧力と歩調を合わせるかのように低下しており、上昇傾向の解析値とまったく逆傾向にある。ただし、HPCI が停止した後は、炉圧力が上がって逃し安全弁が働くため、格納容器圧力も上昇するのはうなずける。

これら 2 つの問題が解決しない限り、まともな解析とは言えないのではないだろうか。

3. HPCI 配管の破損モデルによる解析とその矛盾

東電 5 月 23 日付報告書[5]にはもう一つの解析があり、HPCI 系の配管が破損した場合の原子炉圧力等の挙動が示されている。次頁の図は別紙-1-54 頁の図 3.3.1.10 と図 3.3.1.11 の初期の部分である。HPCI 配管が破損して蒸気が漏れていると仮定して解析した結果(実線)は、実測値とよく合っている。また、HPCI が停止すると、蒸気漏れが止まって炉圧力が上昇するが、この解析値も実測値とよく合っている。

また、このとき下側図の格納容器圧力(D/W は



(5 月 23 日付東電報告[5] 図 3.3.1~3(部分))

ドライウエル、S/Cはサプレッションチェンバー)の解析値は、問題の区間でほぼ横ばいになっている。HPCI が起動してから停止するまでの期間は、炉圧力が下がっているため逃し安全弁は開かない。HPCI 配管は破損しているためその蒸気は格納容器 S/C に到達しない。それゆえ、この解析の想定では、格納容器圧力解析値は横ばいになることで納得できる (HPCI が起動するまでと停止後の圧力上昇は、逃し安全弁が圧力高で開いて炉内蒸気が格納容器内 S/C に次々と入ったからである)。

ところが、格納容器圧力の実測値は右下図のように、HPCI が起動したときから停止するまでは低下しているのだから、解析値とは著しく異なる挙動である。この問題は依然として残っているのだ。

その問題はさておき、この東電の解析結果は、6月7日付 IAEA への報告書[12]でも報告されていることを確認しておこう。その本文IV-64 頁の記述は経過の解説にもなっているので下記に引用しておく。

結局、ここの解析結果からすれば、HPCI 配管が破損して蒸気が漏れたとの想定は妥当なものだということになる。後は、なぜ格納容器(D/W)圧力が、炉圧力と歩調を揃えるように動くのかをさらに解明することが課題として残っている。この点、保安院が佐賀県知事の質問に答えて6月9日に説明した資料[8]でも、「東京電力において HPCI の蒸気配管等の漏えいを想定した解析がなされているが、実測されている格納容器圧力データと符合しない部分もあることから、今後も調査が必要」と認めている (下線は引用者)。

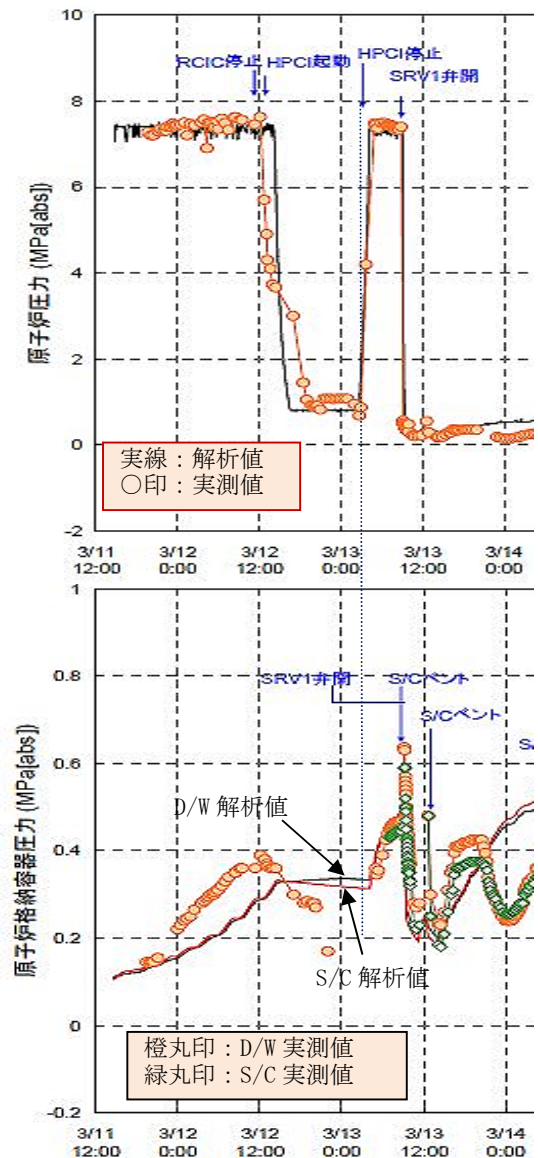
[引用]「12日11時36分のRCICが停止した理由については、当該RCICの機能喪失時刻が稼働開始時から20時間以上経過しており、弁操作のための蓄電池が枯渇している可能性が高いが、この時点で停止した理由は不明である。

その後、炉心水位低(L-2)によりHPCIが12日12時35分に自動起動し、13日2時42分に停止した。また、この際、プラント関連パラメータには水位の記載がなく、炉心水位が不明な中で、炉心注入系が停止したこととなる。

なお、HPCI停止後1時間以上後の3時51分、水位計電源が回復し、燃料域で-1600mm(TAF-1600mm)であることが判明した。HPCIの停止理由として、原子炉圧力が低下したことが考えられる。これにより、東京電力は、原災法第15条の規定に基づく「原子炉冷却機能喪失」事象に該当すると判断して、原子力安全・保安院等に連絡した。

c 圧力変化

原子炉圧力は、スクラム後7~7.5MPaでほぼ安定的に推移してきたが、12日9時頃から変動幅が大きく見られるようになり、12時30分頃から19時頃までで6MPa以上低下したことがわかる。その



(5月23日付東電報告書[5]図3.3.1.10~11(部分))

後、12日19時頃から1MPa前後で安定していたが、13日2時頃から2時30分頃に一旦低下し、その後同日4時過ぎまでに7MPaまで上昇している。この圧力変化の初期にはHPCIは稼働していたが、その稼働停止に伴い原子炉圧力が急上昇した可能性がある。

12日12時30分頃からの圧力低下については、6時間以上かけて低下したことを踏まえると、大規模漏えいとは考えにくい。原因として、圧力低下の開始時間が、HPCIの起動時刻とほぼ一致し、またHPCIの稼働停止に伴い上昇していることから、HPCI系統からの蒸気流出の可能性もある。その後、13日9時前に0MPa近くまで急激に圧力が減少しているが、これはSRVによる急速減圧によるものと考えられる」（6月7日付IAEAへの報告書[12]、本文IV-64頁。下線は引用者）。

4. 東電の改訂解析（7月28日）の矛盾

東電は7月28日に記者説明の配布資料として、「福島第一原子力発電所3号機の高圧注水系動作期間における原子炉圧力低下等のプラント挙動の要因について」を公表した[13]。これによって、HPCIの配管破損説を自ら否定している。よほど都合が悪くなったためであろう。

その冒頭で次のように記述している（下線は引用者）。

[引用]「平成23年5月23日に経済産業省原子力安全・保安院へ報告した『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』の別紙-1「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態について」において、3号機の炉心の状態の評価の記載の一部に、“HPCIが動作している部分において圧力の低下傾向が見られている。例えばHPCIの蒸気配管を通じて格納容器外へ蒸気がリークすると仮定して解析を行うと、原子炉圧力及び格納容器圧力の挙動と概ね一致する解析結果となる”旨、計測された挙動に合う条件の一例を記載している。

その後、調査及び評価を進めたところ、今回の圧力挙動は、HPCIの運転により原子炉圧力は低下するが、一方で、ミニマムフローラインを通じて復水貯蔵槽を水源とする水がサブプレッション・プールへ流れ込むことで格納容器圧力上昇を抑制していたものと推定された。

なお、高圧注水系の作動期間において原子炉水位は維持されていることから、3号機の炉心の状態の解析結果には特段の影響はない」（下線は引用者）。

また、東電はHPCI配管が破損していなかったとの判断の理由及び関連事項として、次の点を挙げている。

- ① 「格納容器外へ大量に蒸気がリークしていた場合」、雰囲気が高温になり立ち入りできないのに、HPCI停止後にHPCI室を経由してRCIC室に入った運転員がいた。また、水蒸気漏れがあれば、HPCI室等に設置されている温度計がHPCI隔離信号をだすはずなのに、HPCIは停止しなかった。
- ② HPCI動作期間においては原子炉水位が維持されていたことから、HPCIによる炉内への注水が行われていた。その際、原子炉水位を見ながらHPCIの(炉への注水)流量を調整していた。
- ③ HPCI注水流量を調整する際、ミニマムフローラインが開く（ポンプ流量が約180t/h未満で開く）ことで、復水貯蔵槽からの冷たい水がS/Cに注がれ、格納容器圧力の上昇を抑制した。この点、前記のHPCI系統概略図を見ると、右方に「流量制御」と記した調節弁があり、それがミニマムフローラインの「最終流量バイパス弁」に連動しているのが分かる。注入ラインの流量を180t/h未満に調整したとき、ミニマムフローラインに水が流れるようになっていると思われる。

さて、これらの新たな解析内容がどうなっているか、以下で検討しよう。前記で指摘した格納容器圧力の低下傾向のナゾは果たして解決されたのだろうか。

その前に指摘しておきたいのは、この7月28日改訂資料[13]では、「高圧注水系の作動期間において原子炉水位は維持されている」、「原子炉水位を見ながら HPCI の流量を調整していた」と書かれていることである。これは、前記で引用した IAEA への報告書の記述、「この際、プラント関連パラメータには水位の記載がなく、炉心水位が不明な中で」という記述と矛盾している。実際、5月23日付東電報告書・添付資料-3-15の当直引継日誌別紙(1F-3-25頁)[5]によると、水位計は12日20:36に電源なしとなり、13日3:51に水位計機器電源ONとなっているので、この間は水位計が働いていなかったものと推察される。しかし他方、HPCI が停止するまでの間は、水位が TAF(有効燃料頂部)から4 m程度で維持されていたことを否定するデータもない。そのため、以下では東電の7月28日付配布資料の主張どおり、HPCI からの水が炉内に注入されていたと仮定しよう。

右の図(図1~図3)は、東電の7月28日付配布資料[13]の図1~3より引用して、補助の点線を加えている。図1では、問題の区間で水位の解析値が激しく上下しているが、これは東電がいうように、HPCI による原子炉内への注水流量を細かく調整したと想定した結果であろう。

ところが、図2を見ると、

MAAP 解析による試解析

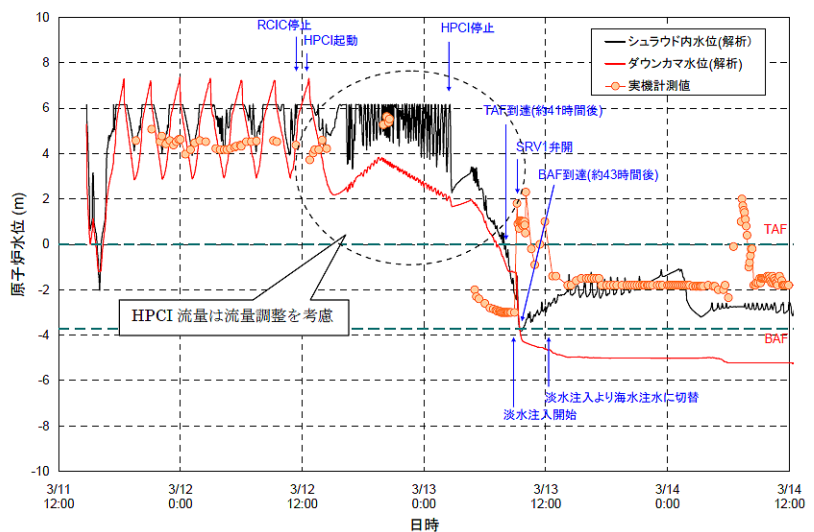


図1 3号機 原子炉水位変化 (HPCI 流量調整考慮)

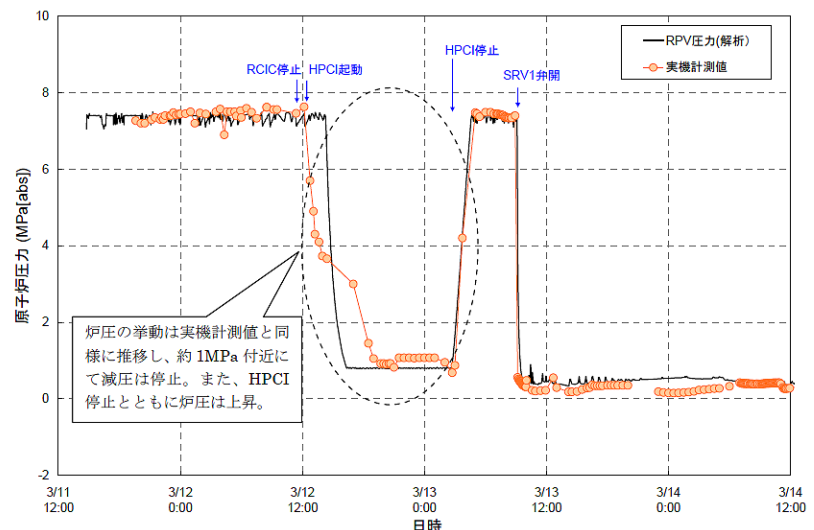


図2 3号機 原子炉圧力変化 (HPCI 流量調整考慮)

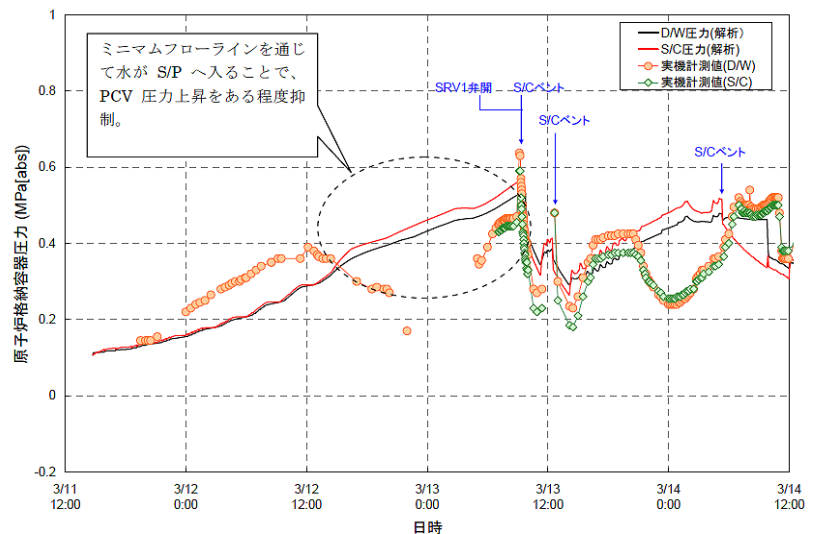


図3 3号機 原子炉格納容器圧力変化 (HPCI 流量調整考慮)
(7月28日東電報告[13])

原子炉圧力の解析値の挙動は前記の破損ありの場合の解析グラフ（本論 13 頁上図）と寸分違わず同じである。こちらの対象は破損なしの配管であり、たとえ注水流量を細かく調整したとしても、原子炉圧力がまったく同じ挙動になることはあり得ない。単に前の破損ありグラフを拝借してきただけではないのだろうか。

さて、図 3 に目を向けると、格納容器の D/W と S/C の圧力が上昇しているのが見える。その値は以前の破損なしグラフと比較すると若干低めである。それには、2 つの理由が考えられる。① 前のグラフでは、逃し安全弁が働いて炉内蒸気が格納容器に入ったが、ここでは炉圧力が低いのでそれは働かない。② 2 頁ではミニマムフローラインが効いていなかったのに対し、ここでは効いている。それゆえ、ここで格納容器圧力が上昇するのは、HPCI の蒸気が S/C に入るため、それをミニマムフローラインである程度抑えている。

結局、図 3 の格納容器圧力解析値の上昇挙動は実測値の低下傾向とはまったく合っていない。なぜ、HPCI が起動した時点から格納容器圧力は低下するのか、これが最大のナゾである。格納容器圧力が抜けるような原因、ルートがどこかにあるはずではないだろうか。

5. 東電の 9 月 9 日報告批判－問題の整理

東電は 9 月 9 日付で報告書[9]を公表したが、HPCI 問題の解析は驚いたことに、最初の 5 月 23 日付報告書[5]のうちの破断なし解析（本論 11 頁のグラフ）だけを採用するように戻している。その理由付けとして次のように記述している。

[引用]「なお、HPCI が動作している期間において圧力の低下傾向が見られている。平成 23 年 5 月 23 日原子力安全・保安院報告の解析の条件としては、RPV 圧力（注：原子炉圧力）及び D/W 圧力の変化を模擬する手法として、HPCI の蒸気配管を通じて D/W 外へ蒸気がリークすると仮定した解析を行ったが、平成 23 年 5 月 23 日原子力安全・保安院報告以降も調査及び評価を進めたところ、仮に HPCI 蒸気配管を通じて蒸気がリークしていた場合は、HPCI 室を含め R/B（注：原子炉建屋）が高温又は高い蒸気雰囲気になり立ち入ることが不可能と考えられるが、3 月 13 日に HPCI が停止した後 HPCI 室に立ち入った選手員がいること、耐震性評価の結果 HPCI の蒸気配管は地震で損傷していないと考えられることから、HPCI の系統にはリークパスが形成されていたとは考えられない。RPV 圧力の変化は、HPCI が連続運転していたことで継続的に蒸気が消費されたことによるものと考えられる」([9] 添付資料 9-13、添付 9-45～46 頁)。

ここでは配管の破損なしの理由として 2 点を挙げている。①蒸気が漏れていれば、HPCI 停止後に運転員が HPCI 室等に入ることではできなかつたはずだ。②耐震解析の計算結果では、配管が壊れるはずがない。ここでは、7 月 28 日付配布資料[13]で強調したような炉水位を見ながらの HPCI 流量調整やミニマムフローラインによる注水などはどこかに吹き飛んでしまっている。そして、炉圧力が急低下したことは認めながらも、それは HPCI の方に炉内の蒸気が流れたからだとしている。それなら解析結果もそのようになるはずなのに、前頁の図 2 が示すように解析結果の炉圧力は低下しないまま維持されている。要するに配管の破断などあつては困るという事情が優先され、それを無理に理由付けしているだけなのだ。自らの都合によって事実を覆い隠しているのである。

さらに重要な点は、6 月 9 日に佐賀県に対し保安院が認めたように[8]、格納容器圧力の実測値は解析とははっきりと違った挙動を示していることである。この誰にもわかる食い違いに、東電は完全に目を閉ざしているが、この挙動は HPCI の起動とともに格納容器から圧力が抜け出していることを示している。そのことを以下で解明しよう。

6. なぜ格納容器圧力は HPCI と相関するように動いたのか

これまで見てきたように、東電の解析は破損なしにこだわって意図的で、実測値の動きを無視している。再度、実測値の特徴的な動きを整理すると以下ようになる。

- ① 原子炉圧力は、HPCI が起動したとたんに低下し始め、約 1 MPa 程度にまで下がったところで横ばいになり、さらにもう少し下がったときに HPCI が停止し、その後急上昇して元の 7.5 MPa 程度に戻っている。
- ② 格納容器圧力は HPCI が停止して後、少しの間をおいてから低下し始め、原子炉圧力が元に戻ったところから上昇している。

このような挙動は、HPCI 系のタービンより下流側にある蒸気管が逆止弁の上流側で破損したと仮定すればすべて説明できることを下記で示そう。破損の位置をタービンの下流側にとる理由は、破損口に向かう蒸気でタービンは回り、水を原子炉に注入する機能は働くことになり、東電がいう注水量を調整したこと、ミニマムフローが働いたこととも矛盾しないことにある。

(1) 原子炉圧力の挙動

原子炉圧力の挙動については特に説明する必要はなく、すでに東電の破損あり解析によって再現されている。要するに破損部分から蒸気が抜け出したために原子炉圧力が約 1 MPa にまで下がり、そこで抜け出す圧力と炉内で発生する蒸気による加圧とが釣り合って横ばいになった。最後のあたりで破損口が広がったのであろう、さらに圧力が少し下がったところで HPCI 運転圧力の下限值(約 1 MPa)を下回って停止した(HPCI の弁が閉じた: 右図 A の開閉弁)。そうすると、蒸気の抜けだしが止まるので、炉内で発生する蒸気によって急速に炉圧力は高まり、逃し安全弁が働いてほぼ一定値で経過している。

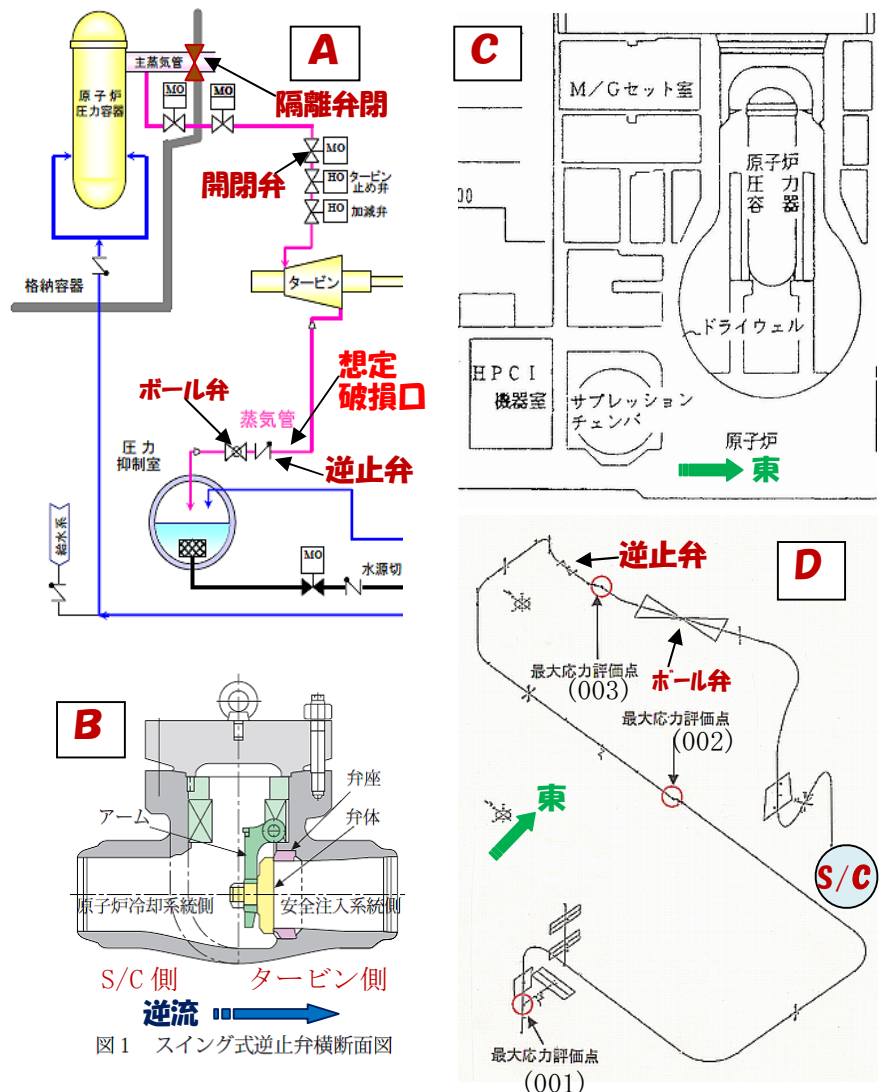


図1 スイング式逆止弁横断面図

(2) 格納容器圧力の挙動

格納容器圧力は HPCI が起動して直ちにではなく、若干の間をおいて低下し始めている。格納容器圧力の挙動は次のように考えれば定性的には

説明できる。

- (a) HPCI が起動したとたん HPCI 蒸気管内の圧力が高まり逆止弁が開いたが、すぐに蒸気管の破損口が開いてそこから蒸気が流出し始めて蒸気管の圧力は低下した。蒸気管の圧力は蒸気の流出効果の分だけ流速の 2 乗に比例して余分に低下し（ベルヌーイの法則）、間もなく格納容器側 S/C の圧力（当初約 0.4MPa 弱）よりわずかに低くなる。
- (b) このような場合、逆止弁の弁が閉まりきらずに逆流の起こることがある。逆止弁は弁に何か泥のようなものが付着しただけで閉まりきらないことが起こる。実際、金星探査機のあかつき丸や北陸電力の志賀 2 号機[14]などで逆止弁の故障が起こっている。前頁図 B のスイング式逆止弁を用いた実験によれば、弁の両側の圧力差がほとんどないときに逆流が起こりやすく、格納容器側の圧力の方がかなり（1MPa 程度）高くなると逆流は弱まる傾向になり、さらに圧力が高くなるとまた逆流は増えることが確かめられている[15]。
- (c) このような逆流によって格納容器圧力は低下したが、やがて HPCI が停止すると、炉圧が高まって逃し安全弁から格納容器内に炉の蒸気が入り込むようになる。そうすると、格納容器内の圧力が一気に高まって逆流を止めるか、あるいは逆流分が無視できるほどになる。

(3) 原子炉建屋内での蒸気流出問題

では、HPCI の停止後に HPCI 室や RCIC 室に人が出入りできたこととの関係はどうなるのだろうか。前頁図 C は HPCI 機器室と S/C 室との位置関係を示している（設置変更許可申請書）。どちらも地下にあり、S/C は HPCI 室から壁を隔てて東側に位置していることが分かる。図 D は、7 月 28 日付東電の 3 号機に関する耐震報告書[16]に書かれている 3 つの配管図をつなぎ合わせたものである（参別-2-2 頁）。図 A と同じ位置関係で逆止弁とボール弁がついているのがわかる。これと図 C を見比べると、逆止弁は S/C 室内にあるように見える。この解釈が正しければ、HPCI 室を訪れた運転員が、壁を隔てた S/C 室で流出している蒸気を感じなかったとしても不思議ではない。

なお、この時期には未だ炉水位は TAF(有効燃料頂点)から約 4 m の位置なので燃料の破損はなく、大量の放射能流出はなかったはずなので、放射線感知システムがあったとしても働かなかったこともあり得るだろう。

7. 東電の HPCI 耐震解析結果の意味するもの

東電は 7 月 28 日付耐震報告書・参考別紙-2[16]で、まさにここで問題にした HPCI の蒸気管（タービンと S/C の間）そのものずばりの耐震性を取り上げている。よほどこの蒸気管の破損問題が気になったためであろう。このような配管の耐震評価は他号機では行われていない。

計算は前頁図 D の配管図の最大応力評価値と書かれた 3 カ所(HPCI-001~003)について行われている。その結果は下表のとおりである。今回の地震で蒸気管に働いた力の計算値は、最大でも評価基準値の 34%、ここで注目した逆止弁の付近（HPCI-003）では 22%しかなく、これでは到底破損しないという結論になる。

解析モデル	A 計算値(MPa)	B 評価基準値(MPa)	応力比 (A/B)
HPCI-001	113	335	0.34
HPCI-002	52	335	0.16
HPCI-003	75	335	0.22

しかし、もし本当に HPCI-003 の付近（ただし、逆止弁の上流側）で配管が破損していれば、このような耐震解析は見事に破綻するのである。特に、S/C は中に抱えた水の揺れ（スロッシング）

の影響を受け、ところどころを脚で支えられている構造なので、その揺れの影響が蒸気管に及ぶに違いない。そのような影響をすべて正しく評価できているのだろうか。また、配管の劣化の影響を正しく評価できているのだろうか。単に計算をして見せるだけの評価の仕方は、今回の事故で完全に信頼性を失っていることを東電は自覚するべきである。実際に蒸気管を調査しない限り、破損なしとの確たる結論を出すことはできない。

8. 結論

HPCI 配管の破損問題に関する東電の見解は紆余曲折を経てきたが、それは配管破損があつては困るという意図によって真実をねじ曲げ覆い隠すためであった。その結果、最新の9月9日の見解[9]では原子炉圧力の挙動がまったく説明できていないし、格納容器圧力の挙動は最初からまともな説明の対象にもしていない。これでは、HPCI 配管の破損なしと結論することはできない。

他方、国は6月7日付のIAEAへの報告書[12]の中で「HPCI 系統からの蒸気流出の可能性がある」と報告している。この見解は撤回していないのだから生きているものと考えよう。この場合、HPCI が開いたとたんに蒸気が配管から噴き出したのだから、この HPCI 系配管はすでに地震によって破損していたことになる。この可能性を認める以上、耐震解析の信頼性について根本から検討し直す必要がある。

この点9月29日の参院予算委員会において、福島みずほ議員の「地震なのか津波なのかもはっきりしていない。耐震設計について根本的に見直すのか」との質問に答えて、枝野経産大臣は次のように答えている。「今回の大きな事故に至った原因は津波が原因であるというふうに思っておりますが、そのことについて異なった意見をおっしゃられる方もいらっしゃることは間違いありませんので、それについては、まさに周辺自治体、住民の皆さんの理解を得るためにも、例えばその津波の前の地震で例えば放射能漏れが生じるような原因があつたのではないかというような意見に対して、しっかりとした情報の開示と説明は必要だろうと思っております」。このような情報開示と説明ばかりか、実際に検証を行うことが不可欠である。

もし本当に HPCI 系配管が破損していれば、それは直ちに他の原発の緊急安全対策の評価に波及する。全電源喪失に加えて、BWR では原子炉隔離時冷却系(RCIC) (または HPCI 系配管) が破損した場合、PWR ではタービン動補助給水ポンプ系の配管が破損した場合を重畳させて評価する必要がある。しかし、これらの場合は解析するまでもなく炉心溶融に至るのは必定である。

そのためにも、3号機 HPCI 系配管の実態調査を実施することを最優先するべきであり、それまでストレステストの判断は保留にするべきである。もちろん、いま原発の再起動をすることなど、とうてい許されることではない。

参考資料

- [1] 準備書面1。2011.3.4、九州電力株式会社
- [2] 玄海原子力発電所の原子炉設置変更許可申請書(3号原子炉施設の変更)。2004.5.28、九州電力株式会社
- [3] 福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた他の発電所の緊急安全対策の実施について。2011.3.30、原子力安全・保安院
<http://www.meti.go.jp/press/20110330004/20110330004.pdf>
- [4] 当社福島第一原子力発電所の地震発生時におけるプラントデータに関する報告書の経済産業

省原子力安全・保安院への提出について。2011. 5. 16、東京電力株式会社

4. 運転日誌類

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/plant-data/fl_4_Nisshil_2.pdf

23頁目のホワイトボード記述

- [5] 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. 5. 23、東京電力株式会社
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betull_j/images/110524a.pdf
- [6] 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. 6. 6、原子力安全・保安院
<http://www.meti.go.jp/press/2011/06/20110606008/20110606008-2.pdf>
- [7] どう考える。原子力エネルギー。2011. 5. 30、古川 康
<http://saga-genshiryoku.jp/info/pdf/110530haifusiryoku.pdf>
- [8] 緊急安全対策の対応状況等に関するご質問へのご回答。2011. 6. 9、原子力安全・保安院
<http://saga-genshiryoku.jp/info/pdf/2011-0609-1758.pdf>
- [9] 福島第一原子力発電所 東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について。
2011. 9. 9、東京電力株式会社
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betull_j/images/110909m.pdf
- [10] 国際原子力機関に対する日本国政府の追加報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－（第2報） 2011. 9、原子力対策本部
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/backdrop/pdf/20110911/houkokusyo_full.pdf
- [11] 「福島原子力発電所第1号機 平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書。2011. 7. 28、東京電力株式会社、
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betull_j/images/110728i.pdf
- [12] 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について－。 2011. 6、原子力災害対策本部
集約ページ http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/iaea_houkokusho.html
全文 http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full.pdf
- [13] 福島第一原子力発電所3号機の高圧注水系動作期間における原子炉圧力低下等のプラント挙動の要因について。2011. 7. 28、東京電力株式会社
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110728_02-j.pdf
- [14] 志賀原子力発電所2号機 非常用ディーゼル発電設備2台待機除外に伴う原子炉手動停止について。2009. 12、北陸電力株式会社
http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/files/091204_SK2.pdf#search
- [15] 逆止弁のシート異物噛み込み時の漏洩量と圧力の関係。満田安正、JOURNAL Vol. 17 p225
<http://www.inss.co.jp/seika/pdf/7/225.pdf#search>
- [16] 福島原子力発電所第3号機 平成23年東北地方太平洋沖地震の観測記録を用いた原子炉建屋及び耐震安全上重要な機器・配管系の地震応答解析結果に関する報告書 参考別紙-2
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betull_j/images/110728j.pdf