

福島第一原発3号機の高圧注水系・・・地震による配管破損の疑い濃厚 地震の影響を無視するストレステストに意味はない

2012. 2. 13 小山英之（美浜の会）

1. はじめに

原子力安全・保安院は2月8日の総合的評価(ストレステスト)意見聴取会に提出した「審査書」において、大飯3・4号機のストレステストに関する判断基準を提示した [11]。その基準は、「大飯発電所3号機及び4号機について、福島第一原子力発電所を襲ったような地震・津波が来襲しても、同原子力発電所事故のような状況にならないことを技術的に確認するとの考え方」となっている。その上で、大飯3・4号機では、「福島事故のような状況にならないことを技術的に確認した」として合格とし、その結論を13日に安全委員会に報告した。その審議はこれから始まる。

しかし、「福島事故のような状況」が意味する福島事故に関する実態と原因は、未だ把握できていないこと、現場調査が必要であることを保安院は反面では認めている。つまり、保安院が提示した判断基準は内容のない形式に過ぎないということになる。つまり、仮にストレステストに合格しても、実際の原発が安全だという保証にはならないということである。もし、今回の地震によって、耐震解析では破損するはずのない福島第一原発の配管が破損していれば、従来の耐震解析は破綻する。同様の手法を用いているストレステストも意味を失うことになる。

そして、福島第一原発3号機の高圧注水系（HPCI）の蒸気管（図1参照）は、HPCIが起動したときにはすでに破損していた疑いがきわめて濃厚だと言えるのである。

HPCI（高圧注水系）は、事故時に原子炉内から導く蒸気力でタービンを回し、それに連動するポンプで復水貯蔵タンクの水を原子炉内に注入して炉内を冷やす装置である。HPCIは3月12日12:35に自動起動したが、そのとたんに原子炉圧力は低下し始め、13日2:42に運転員によって手動停止されたとたんに回復している（図2-1Aの実測値○印）。この原子炉圧力の挙動から、HPCI系配管は起動前にすでに破損していたと考えるのがきわめて自然である。

そのことは東電の解析でも裏

付けられている。図2-1Aと2-2Aの実線は東電の2011年5月23日付報告書 [1]の解析結果である。左側（図2-1A）は配管破損がない場合で、原子炉圧力の解析値は高い値を維持していて実測値とはまるで合っていない。ところが、右側（図2-2A）の配管破損ありの解析結果は実測値とほぼ合っている。

他方、格納容器ドライウエル(D/W)の実測圧力も炉圧とまるで歩調を揃えるような傾向を示している（図2-1B○印）。ところが実線の解析値は、配管破損がない左側（図2-1B）では、明確な上昇傾向を示している。その理由は、原子炉からHPCIタービンを經由してサブプレッションチ

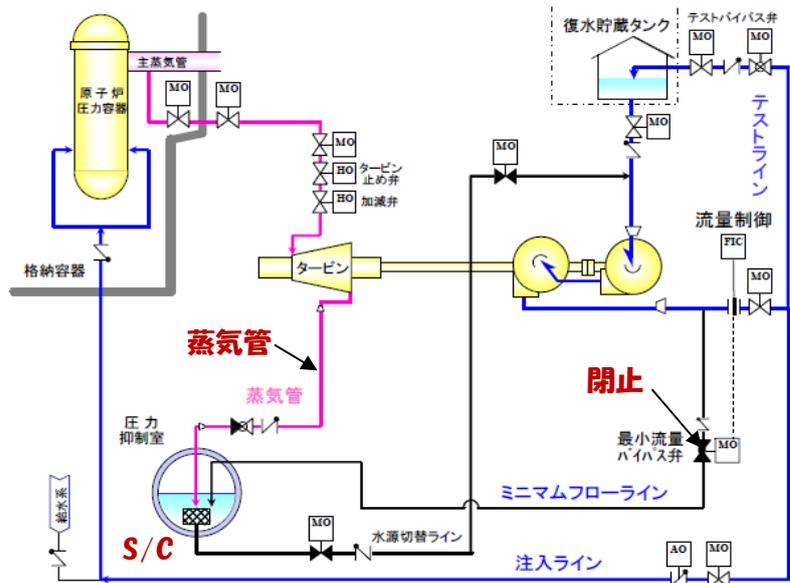


図1. HPCI系統概略図（2011. 12. 22. 東電報告書より）

エンバー (S/C) に導かれる高温蒸気のために、圧力が上昇するからである。破損ありの右側 (図 2-2B) では圧力は横ばいにまで改善されたものの、実測値のような低下傾向は示していない。格納容器圧力がなぜ低下したのかは大きなナゾである。

このナゾに対する本質的な観点は次のようになる。

- ① HPCI 系統の配管破損がなければ必然的に高温蒸気が S/C に届くので、格納容器 D/W 圧力は必ず上昇傾向を示す (図 2-1B)。
- ② 配管が破損していれば、原子炉からの蒸気が来ないので、D/W 圧力は横ばいとなる (図 2-2B)。
- ③ 実測値のように D/W 圧力が下がるのは、D/W 圧力が抜けているからに違いない。HPCI 起動とともに抜けが始まり、停止とともに抜けが止まっている。このような挙動は HPCI 配管破損によるとしか考えられないのではないか。

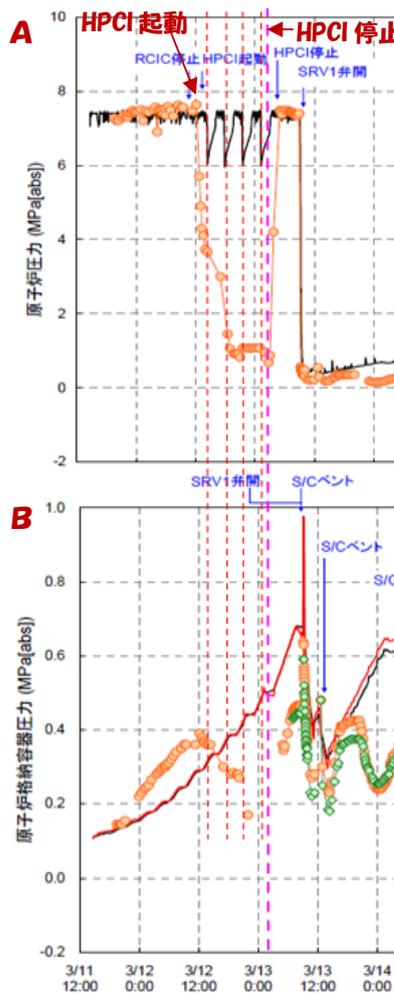


図 2-1. 2011. 5. 23 東電報告書
図 3. 3. 1~3 破損なし(部分)

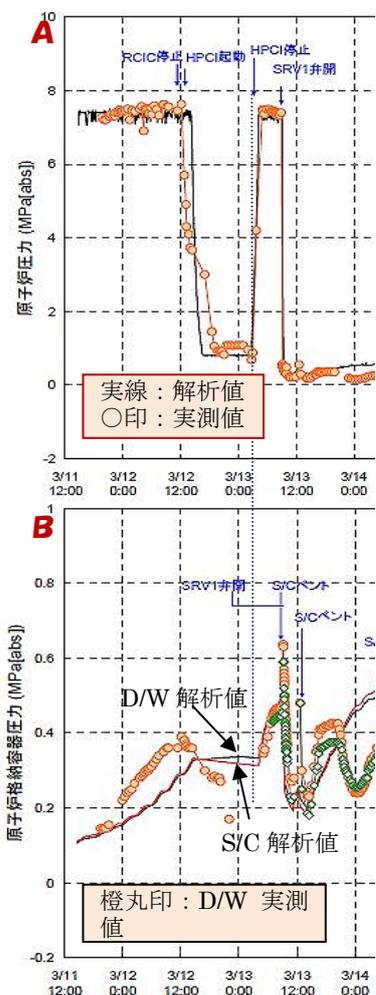


図 2-2. 2011. 5. 23 東電報告書
図 3. 3. 10~11 破損あり(部分)

2. 東電と保安院が配管破損を否定する根拠とは

この配管破損の可能性については、政府が IAEA に提出した 6 月 7 日付報告書 [2] の中でも次のように記述されている。「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ある」。

ところがその後現在に至るまで、東電と保安院は配管破損の可能性を否定するために実に紆余曲折の「努力」を重ねてきた。その最初の主張は東電の 7 月 28 日付記者発表資料 [3] に現れたが、その同日日に今回の地震に関する HPCI 系統蒸気管の耐震解析 [4] が出されたのはたいへん意味深長である。なぜなら、その耐震解析では、今回の地震によってはけっして蒸気管は破損しないと結論づけられているからである (ただし蒸気管は新品と仮定)。もし実際に蒸気管が破損していれば、この耐震解析は破綻し、引いては同様の耐震解析をベースとするストレステストも破綻することになる。それゆえ何がなんでも配管の破損を否定したいという十分な動機があるわけだ。

東電は 7 月 28 日付資料 [3] において、蒸気管の破損を否定する根拠として、蒸気の放出が認められないという「事実」を持ち出してきた。これは、今年 2 月 1 日に技術的知見意見聴取会に提出された「中間取りまとめ」でも、配管破損を否定する根拠として用いられている [10]。それゆえ、まずはこの論拠の内容を確認する必要があるが、下記資料がわかりやすい [6]。

いま、蒸気管はトラス室内で破損したと仮定しよう。そうすると、壁を隔てた HPCI 室に蒸気が放出されるはずはないので、上記①は無関係となる。では、「5 時頃には PCV(注：格納容器)ベントの系統構成のためトラス室にも入室したが、蒸気充満等の異常は確認されていない」というのはどうなるだろうか。5 時頃はすでに HPCI 手動停止 (2:42) から 2 時間以上経過している。しかも、前記引用の右下に書かれているように、「・・・室内は高温になっており、また、照明がなく真っ暗であり、厳しい作業環境であった。S/C ベントの作業のため現場に出かけた。トラス上部 (注：S/C 上部) に足をかけ作業しようとしたら黒い長靴がズルッと溶けた」という高温で真っ暗な環境でどうして蒸気の確認ができるだろうか。むしろ、トラス室が高温になっていたのは、この蒸気放出のせいだとも考えられる。また、放出された高温蒸気はトラス上部に降り注ぐのでそこが高温になるのもうなずける。

このようにして、蒸気管がトラス室で破損した可能性は否定できないどころか、東電や保安院が挙げている否定の根拠は、むしろ蒸気管破損の根拠へと転化し得るのである。

3. 東電の破損なし解析の奇妙な経過

(1) 7 月 28 日付記者配布資料での解析 [3]

破損なし解析では原子炉圧力の挙動が説明できないことは、すでに 5 月 23 日付報告書 [1] の結果で明らかになっていた。ところが東電は 7 月 28 日の記者発表で、前記のように配管破損はあり得ないとの立場に立って、右図(図 6)の結果を示した。この図の原子炉圧力グラフは奇妙なことに 5 月 23 日付の破損ありグラフとまったく同じである。ただしここでは、5 月 23 日付報告書にはなかったミニマムフローライン (図 1 参照) を使って、炉内への注水量の調節をしたとしているが、その結果がなぜ破損ありと同じ結果になるのだろうか。この余りにも奇妙な結果は、政府には報告されていない。ミニマムフローラインは S/C に入るため、格納容器圧力は 5 月 23 日の破損なし解析結果より多少下がっているのはうなずける。

(2) 9 月 9 日付報告 [5]

次に東電は 9 月 9 日付報告書でまたもこの問題を取り上げている。そこではまたまた奇妙なことに、解析結果は完全に 5 月 23 日付破損なし解析 (図 2-1) に戻っており、7 月 28 日付報告書で持ち出したミニマムフローラインには何も触れていない。

(3) 12 月 16 日付保安院指示に基づく東電の 12 月 22 日付報告 [7]

5 月 23 日付破損なし解析が実測値とまるで合っていないことは誰の目にも明らかである。この問題は意見聴取会でも議論され、その結果保安院は 12 月 16 日付で東電に対して解析のやり直しをするよう文書で指示した。特に、格納容器圧力の実測値は、HPCI の起動とともに下がっているのに、解析値は上がっていて逆の傾向を示している。

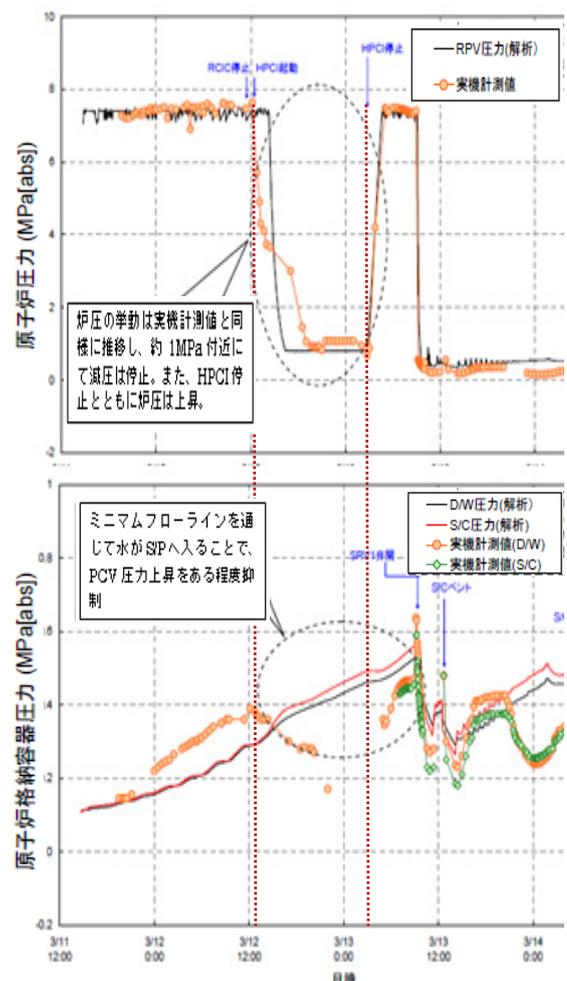


図 6. 2011. 7. 28 記者配布資料 (東電) 図 2, 図 3 より

東電の12月22日付報告書 [7]は、次のような新たな事実に基づいている。

- ① 7月28日に導入したミニマムフローラインは実は、S/Cの水位が上昇することを懸念して全閉とされていた。
- ② 原子炉への注水量の調節は、別のテストライン（図1参照）を用いて行っていた（筆者註：この点は最後の囲み参照）。
- ③ S/CとD/Wにはスプレーが働いていたことが新たに判明した。
- ④ 3月13日2時に原子炉圧力が低下傾向を示し、タービン回転数がさらに減少し、タービンの振動が大きくなったので、設備損傷を懸念してHPCIを手動で止めた。

この解析の結果は右図（図7）のようになっている。破損がないのになぜか原子炉圧力（図7上側）は実測値に近い値になっているが、理屈としては、HPCIによる原子炉内への注水によって炉の温度が下がり、その結果原子炉圧力が下がったということである。しかし、それならなぜ5月23日付報告書の破損なし解析で同様の結果にならなかったのか、たいへん不思議であるが何の説明もない。

他方、格納容器圧力解析値の方は、図7下側で見られるように、HPCI起動後はやはり上昇傾向を示して、実測値の下降傾向を再現していない。保安院の指示で再解析を要求されたのに、その結果は満足できるものにはならなかったということである。この点12月22日付報告書では22頁において、「格納容器圧力の上昇を抑制する効果はあるものの、格納容器圧力を低下させるには至っていない」と認めている。

このようにして、HPCI起動後の格納容器圧力の挙動は、保安院の指示を受けていながら、やはり東電の破損なし解析では、説明できないことになったのである。

この結果は、12月27日の技術的知見意見聴取会に提出された保安院の報告の中で再確認されている [8]。HPCI起動後の格納容器圧力の挙動解析に関しては、次のように記述されている（[8] 6頁）。

○東京電力によると、3月12日12時以降、代替格納容器スプレーを実施していたとしているが、代替格納容器スプレーの実施を仮定した解析結果では、D/W圧力の下降について再現できていないとしている。

○このため、原子炉冷却材の漏えいが格納容器温度・圧力に及ぼす影響について定量的に評価するとともに、HPCIの作動状況による影響や、RCIC（筆者註：原子炉隔離時冷却系）蒸気配管出口が上部にあることによって、S/C内の上側の温度が高く、下側の温度が低くなる温度成層化が生じた可能性なども含めて、引き続き調査・検討を行っていく。（次回検討予定）

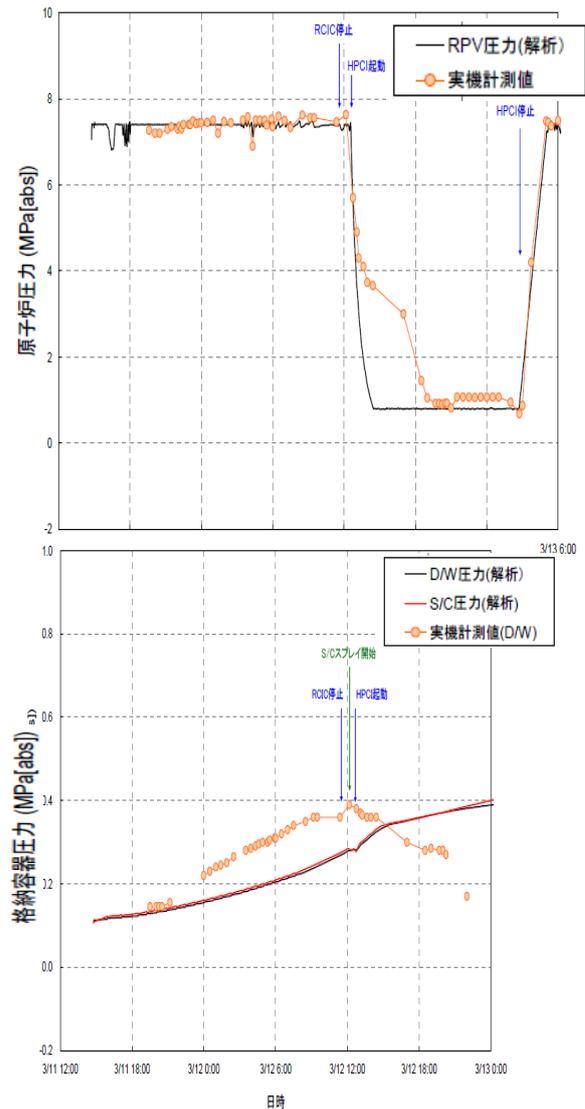


図7. 2011. 12. 22 東電報告 図 2-4 図 3-3

4. 原子力安全基盤機構の解析 [9]

上記の最後で「次回検討予定」とされている解析は、原子力安全基盤機構によって行われ、今年2月1日の技術的知見意見聴取会で報告された [9]。この基盤機構の解析は、同時に提出された「中間取りまとめ」[10] の基礎となり、HPCI 配管の破損を否定する論拠となっている。事実、その「中間取りまとめ」69 頁においてこの基盤機構解析を引用し、「その結果、条件などさらに詳しく検証していく必要はあるが、2, 3号機において S/C 水に温度成層化が生じたと仮定すると、D/W 圧力の解析値は実測値と概ね整合した」と述べている。

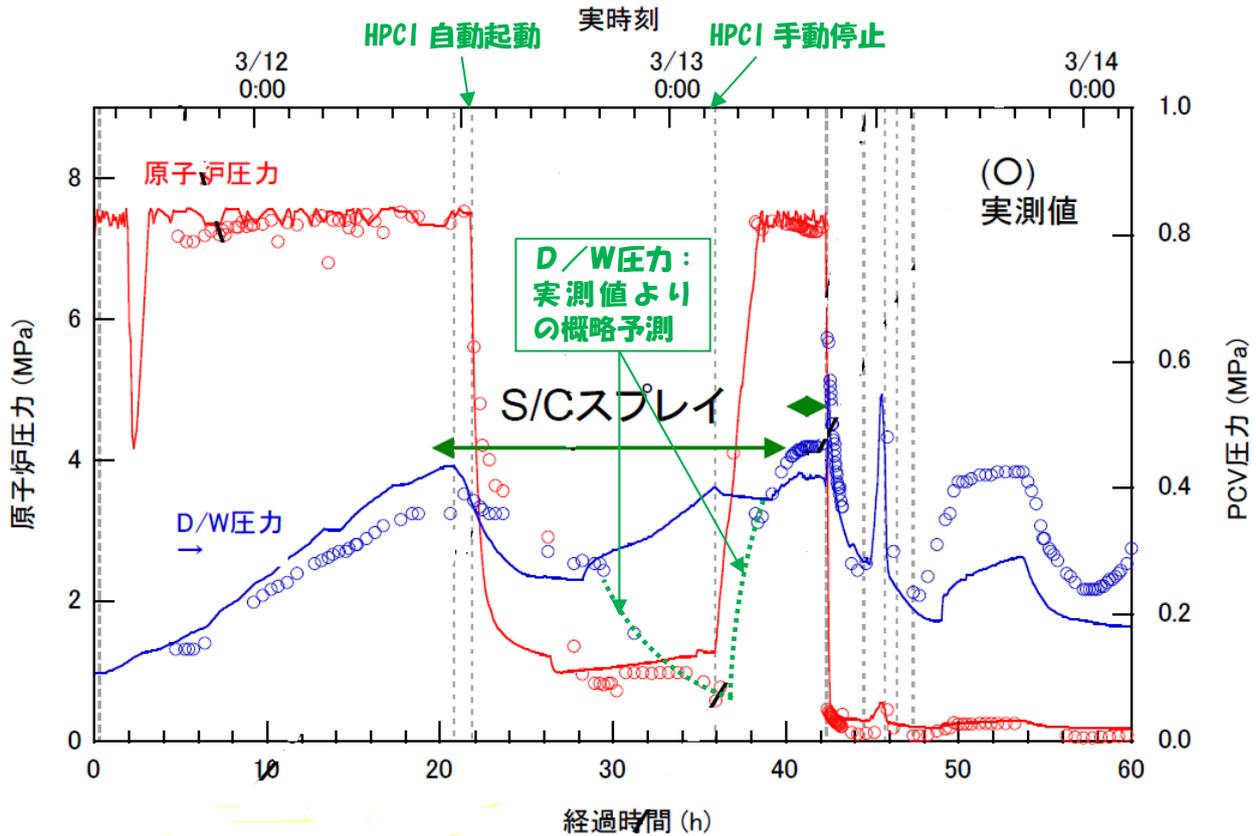


図8. 2012. 2. 1 技術的知見意見聴取会 資料3(原子力安全基盤機構)8頁図より

この基盤機構解析でのカギは S/C 水の温度成層化であり、それが 12 月 22 日付東電解析と異なるように改善された点である。東電解析では格納容器 D/W の圧力を実測値に近づけるべく下げるために S/C スプレイが働いているとしたが、思ったほどの効果は生じなかった。そこで基盤機構解析では、S/C 水の上部は温度が高く、下部は低いという仮定を置く。そうすれば上部の温度の高い部分にスプレイされるので、温度低下が強まりそれだけ D/W 圧力も下がることになる。このような解析を行った結果が前頁の図 8 である。

この図で緑の点線で書いた部分は、格納容器 D/W 圧力の挙動として筆者が加えた概略の傾向予測である。HPCI が起動してから下の横軸で 30 時間までは、スプレイの効果が効いたらしく、12 月 22 日付東電の結果よりは改善されている。しかし、横軸 30 以降は、実測値は急激に下がっているのに、解析値はやはり上昇してまったく合っていない。やはり依然として、格納容器 D/W の本質的な挙動は「概ね整合した」のではなく、再現できていないのである。

5. 格納容器 D/W 圧力の挙動に関する本質的考察

東電、保安院及び原子力安全基盤機構は、あくまでも HPCI 配管の破損はあり得ないとの前提

に立って解析を行ってきた。その解析は実に紆余曲折をたどって、無理矢理に強引に実測値に合わせようとする「努力」の跡であった。HPCI 配管の破損なしを仮定する限り、HPCI 起動後の D/W 圧力は本質的に上昇傾向になる。なぜなら、原子炉からタービンを經由して S/C 内に入る高温蒸気によって、S/C 内の水が温められそれだけ D/W 圧力が上がるからで、この限りでは圧力が下がることはあり得ない。

そのため東電は7月28日にはミニマムフローラインによって S/C 内を冷やしたことにしたが、このラインは実は閉鎖されていたことが12月になって判明した。そこで今度はスプレーが働いていることにして S/C 内を冷やし圧力を下げようとしたが、うまく行かなかった。そこでついに基盤機構が乗り出してきて、今年2月1日の報告では S/C 内の水は成層化されていると仮定し、上部の温度が高くてスプレーがよく効くとした。その結果、HPCI 起動からしばらくは効果があったが、途中から解析値は上昇に転じている。他方、ちょうどその頃から実測値は急速に下がる過程に入っているのので、解析値はまったく実測値を再現できていない。これが現在の状況である。

真理は単純なはずである。格納容器圧力が下がる要因は、その圧力がどこからか抜けているからではないだろうか。しかも、その圧力は、まさに前記 IAEA への報告書に書かれているように、HPCI 起動とともに低下し、HPCI 停止とともに回復しているのだから、どう考えても HPCI 系統から抜け出しているということになる。

では格納容器圧力が抜ける HPCI 系統のルートはどこにあるのだろうか。右図で見ると、S/C 内に出入りする配管は2つあるが、そのうちミニマムフローラインは閉止されているので、HPCI 系統のタービン経由の蒸気管しかあり得ない。しかし、そこには逆止弁がついているので、通常なら逆流はあり得ない(図9)。

ところが調べて見ると、逆止弁は結構よく故障している。高压注入系によく使われているというスイング式逆止弁は図10で示されているが、ごく微小な泥状ゴミが附着しただけで逆流が起きている。地震で弁体が歪んでも起こる。また、弁の両側圧力差が小さくなったとき、弁が微小に開いて逆流が起こる傾向にある[15]。

いま、タービンより下流の蒸気管の位置で配管が破損していたとしよう(図9)。炉からでた蒸気はタービンを経過するのでタービンは回り、冷却水が炉内に注水される。破損口から吹き出す蒸気の流れによって逆止弁の上流側圧力はいっそう下がり(ベルヌーイの法則)、逆止弁の両側圧力差が小さくなって逆流が起こり得る。図8のグラフで下の横軸が30付近でおそらく破損口がさらに開いたか、逆止弁が開いたのであろう。そこから D/W 圧力はいっそう急激に下がっている。

やがて HPCI が手動停止されると、原子炉圧力容器内の圧力が急上昇し、逃し安全弁が開いて炉内蒸気を S/C 内に逃すようになる(図11)。そうすると S/C 内の圧力が一気に高まり、逆止弁が S/C 側から押されて閉じるので、格納容器圧力も上昇する(ただしこの点の時間的挙動に

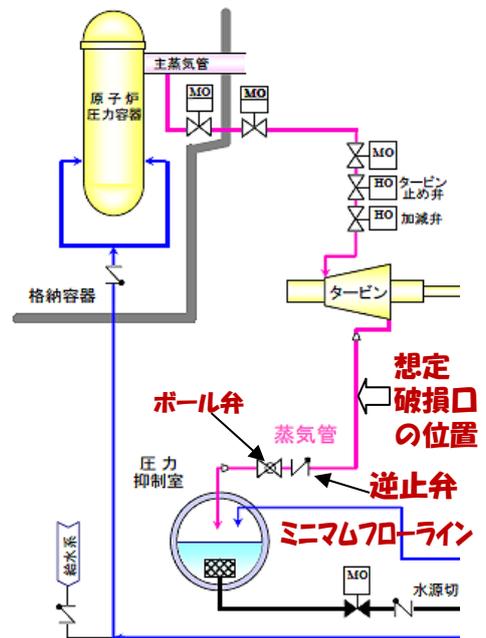


図9. 図1の部分より

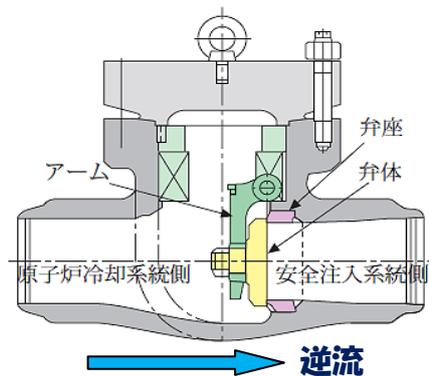


図10. スイング式逆止弁

はなお未解決な点がある。逃し安全弁を運転員が手動で開いていれば、この推論に無理はない。

6. 結論とこの問題の意義

最低限言えることは、次の点である。

- ① HPCI 系統配管に破損がないという状況証拠は、実は根拠とはならない。
- ② 破損なし解析では、最新の基盤機構解析でも、格納容器の圧力低下傾向が説明できていない。
- ③ 以上から HPCI 系統の配管破損は否定できない。
- ④ 配管破損を仮定すれば定性的な説明は成り立つ。

それゆえ、安全側の観点に立ち、HPCI 配管の破損があったとして検討をやり直すべきである。このような疑問を無視してストレステストに合格印を押しても、それは実際の大飯3・4号の安全性を保証するものとはならないことは明らかである。

ストレステストの合格判断は、次のような福島第一原発3号機のHPCI系統配管に関する耐震解析結果をベースにしている [4]。

計算は3頁図4の配管図の最大応力評価値と書かれた3カ所(左から順に 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。ただしこの解析では配管は新品として扱われている。

しかし、配管が破損していれば、このような耐震解析は破綻する。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。また、配管の劣化の影響はまったく考慮されていない。

もし実際に配管が破損していれば、従来の耐震解析は破綻し、それと同じベースに立つストレステストも意味を失う。ここに、地震による配管破損問題を検討する重要な意義があるのだ。

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

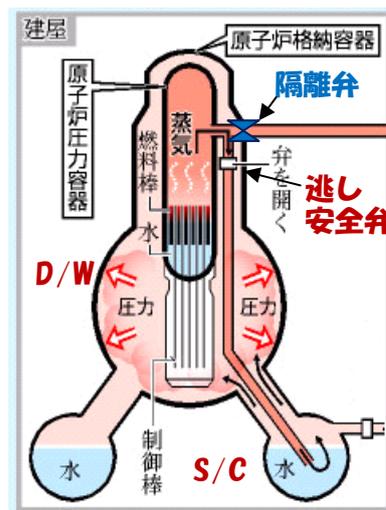


図11. 日本原子力学会の説明図より

◆流量調節に関する疑問

「原子炉水位が水位調整範囲の上側または下側に近づいたら流量の設定値を変更(定格流量100%から約75%)する方法を繰り返した」と12月22日付東電報告書12頁で述べているが、これには疑問がある。設置変更許可申請書によれば、仕様は下表のようにになっている。定格流量965t/hは、1時間に水位が40m近くも高まるほど大きい。前記報告書では、定格流量からその約75%(724t/h)の範囲で調整したとなっているが、タービンによる蒸気消化量(原子炉からタービンに流れる蒸気流量)はせいぜい52.6t/hしかないので、原子炉水位は急速に上昇するばかりとなる。いったいどうなっていたのか、まったく不可解である。

原子炉圧力	7.75MPa	1.03MPa
タービン蒸気消化量	52.6t/h	31.4t/h
ポンプの定格流量	965t/h(?96.5t/h)	965t/h(?96.5t/h)

参考資料

- [1] 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、東電
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524a.pdf
- [2] 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
全文 http://www.kantei.go.jp/jp/topics/2011/pdf/houkokusyo_full.pdf
- [3] 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、東電
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_110728_02-j.pdf
- [4] 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、2011.7.28 東電 http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110728j.pdf
- [5] 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、東電 http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110909m.pdf
- [6] 安全上重要な機器への地震影響について。原子力安全・保安院、2011.12.9 建築物・構造意見聴取会 資料3-1、11頁 <http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/25/005/231209-3-1.pdf>
- [7] 福島第一原子力発電所の事故状況及び事故進展の状況調査結果について。2011.12.22 東電(12.16 保安院指示に対する回答)
<http://www.meti.go.jp/press/2011/12/20111222015/20111222015.pdf>
- [8] 格納容器内圧力などのプラントパラメータを踏まえた事象進展に関する検討。保安院、2011.12.27 技術的知見意見聴取会 資料5-3
<http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/28/005/5-3.pdf>
- [9] 圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討。
原子力安全基盤機構 原子力システム安全部 2012.2.1 技術的知見意見聴取会 資料3
<http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/28/007/7-3.pdf>
- [10] 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について(中間とりまとめ)(案)。
保安院、技術的知見意見聴取会 資料6-1
<http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/28/007/7-6-1.pdf>
- [11] 関西電力(株)大飯発電所3号機及び4号機の安全性に関する総合的評価。(一次評価)に関する審査書(案) 2012.2.8 保安院、総合的評価(ストレステスト)意見聴取会 資料ST8-1-2
<http://www.nisa.meti.go.jp/shingikai/800/29/008/8-1-2.pdf>
- [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>