

技術と人間

1992 MAY

5

特集
美浜2号炉事故を解明する

美浜事故の今日的意味

小林圭二

ECCSは有効に作動したか

海老沢徹

細管の疲労破断はなぜ起きたのか

正脇謙次

放出放射能を検証する

小出裕章

新段階を迎えた新石垣空港

山里節子

現代シンクタンク論

土方智

放射能汚染と被災者たち

今中哲二

ECCSは有効に作動したか？

海老沢 徹

スリーマイル島原発事故は不幸な事故であったが、同時に事故に関する多くの得がたい知見をもたらし、充分生かされているとは言い難いが、原子力発電所の安全性に寄与するところ多大であった。事故ははからずでもあるが、実物実験の側面を有する。従って、事故時に起こった現象をできるだけ正確に把握し、今後の事故時の対応に生かすことは安全確保の観点からきわめて重要である。安全装置としてのECCSを有効に働かせるためには、装置自身の性能もさることながら、運転員の適切な対応が重要である。そのためには事故時の原子炉の状況を迅速に的確に把握しなければならない。しかしながら、現在の原子炉計測系は事故に対して完全ではなく、運転員に適切な情報を必ずしももたらさないことは、こ

れまでの多くの事故経験から明らかにされてきたことである。

美浜2号炉の蒸気発生器細管破断事故について言えば、事故調査報告書の問題を含めて、本特集の前稿で述べられているように、多くの重要な問題が指摘できる。しかし、本稿ではECCS問題のなかで、とくに、その適切な操作の前提となる、水位計としての加圧器水位の問題、冷却材の温度情報と原子炉容器内における蒸気相生成の問題を重点的に述べたい。通産省、資源エネルギー庁の事故調査報告書（通産省事故調査報告書と略称する）あるいは原子力安全委員会の事故調査報告書（安全委事故調査報告書と略称する）は認めようとしなくてもかわらず、加圧器水位が低下、振り切れになり、冷却水量の検知手段が失われてしまった時期、事故の早

期に原子炉容器にかなりの量の蒸気相が生成されたことを冷却材の温度データは示しているからである。蒸気発生器細管破断事故に対して現在の運転手順書では、今回の事故では不成功に終わったが、加圧器逃し弁を開いて一次系の圧力を下げることになっている。しかし、その操作は原子炉容器内に大量の蒸気相の生成をもたらす。事故初期に生成された蒸気相に、この蒸気相が新たに加わることになる。したがって、事故後の蒸気相の発生量をいろいろなケースについてきちんと評価し、それに基づいて手順書を含めた事故時の対応の見直しをすることはECCSの有効性確保の観点から不可欠に思われる。

加圧器水位の挙動と安全上の問題点

議論の前提として、加圧器が正常に機能するための条件についてまず述べたい。通常運転時、加圧器は上半部が蒸気、下半部が液体になっており、冷却材はその下部に設けられている電熱ヒーターにより三五〇度という高温に保持されている。このような条件のもとで加圧器は次のような機能を果たしている。

- (1) そこでの沸騰により一次系の圧力を決める。一次系の圧力である一五〇気圧は三五〇度の飽和圧力である。
- (2) 原子炉冷却水の唯一の水量計の役目を果たす。そのため

には加圧器内が常に最高温度であり他の場所での沸騰、蒸気の生成を抑止しているという条件が必要である。

ところが事故時には美浜2号炉でも起こったように、このような条件が失われ、加圧器水位が正常に機能しなくなる。

図1に、関連する主な事故経過を示す。この事故のように細管破断により冷却材が流出して失われると、当初は加圧器内で沸騰が進行し、気相の拡大により液体が原子炉側に押し出され、失われた分は加圧器から補給される。しかし、流出が継続すると水位の低下が進行し、今回の事故のように加圧器水位は低下し、振り切れることになる。流出に伴う加圧器内の減圧沸騰の進行とともに加圧器内の冷却材の温度は低下する。一三時五〇分には、三・〇度まで低下し、温度低警報がでている。水位低下の速度から判断すると一三時五二分頃には加圧器内は連結管も含めて水蒸気だけの状況になってしまったと推定される。すなわち、加圧器水位が低に振り切れて以降、加圧器は正常に機能する条件を失ったのである。このことは、これ以降、原子炉水位を直接知るという重要な情報源が失われたことを意味する。いったんこのような状況になると、加圧器内の状況は連結されている他の一次系との圧力バランスによって決められるようになる。一四時一〇分頃から一次系の圧力が漸増しているの、連結管内には配管部からの冷却水がわずかに逆流しているはずである。しかし、このような水位の回復傾向はもはや原子炉水位とは何の関係

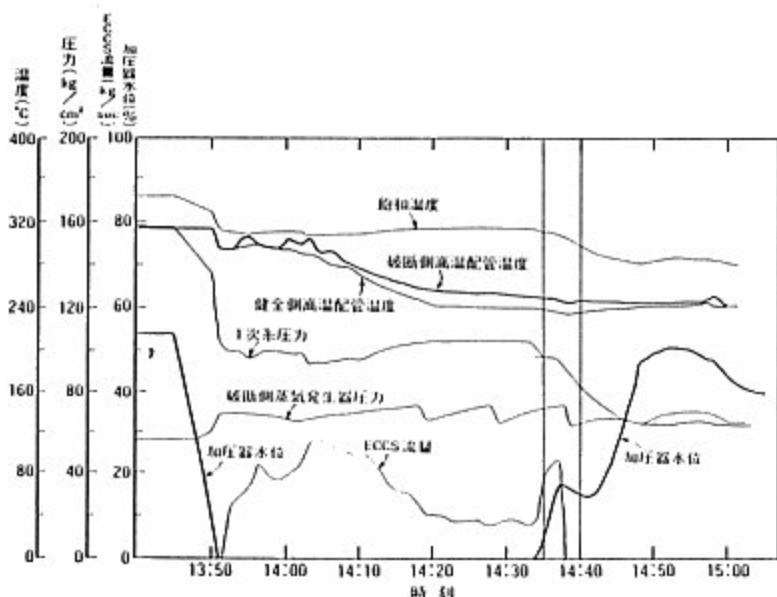


図1 ECCSに関連する主要パラメータの挙動(14:35と14:40における一次系圧力と加圧器水位はこの図から読みとった)

もないことは自明であり、この水位に基づいた判断や操作は危険である。

一四時三三分頃から加圧器水位の急上昇が起こり、水位は回復する。しかし、この水位は、もはや振り切れ以前の様な機能をもっていない。原子炉水位計としての観点からは偽の水位である。この現象は次のように説明できる。すなわち、一四時三三分、加圧器補助スプレイの作動により加圧器内蒸気の凝縮が始まった。この蒸気の凝縮により配管部から冷却水が加圧器内に流入し、その結果として加圧器水位は回復した。加圧器内の蒸気の凝縮量は、スプレイ流量により決まり、一定である。したがって、もし、原子炉容器側で圧力が一定なら水位の回復速度も一定である。実際には蒸気の凝縮により一次系に大きな圧力変化が生じるので、その速度は一定にならない。この水位の回復は基本的にスプレイ水による蒸気の凝縮に依存するのであり、原子炉内に水が充分あることは全く無関係である。むしろその逆で、その流入は原子炉内蒸気相生成の原因になるものであり、警戒すべきものである。

とくに、一四時三三分頃からの後半の加圧器水位の上昇が、原子炉容器側における蒸気の生成によることは直ちにわかる。この間一次系全体としては、冷却材の量はほぼ一定に保たれていた。加圧器に流入した冷却水の体積分だけ原子炉容器側で蒸気が生成されたのである。このような蒸気相の生成は、加圧器逃し弁を開いたときの方が激しく起こる。手順書

では事故初期に逃し弁を開いて減圧することになっている。しかし、後で述べるように、今回の事故では、その初期にかなりの量の蒸気相の発生が推定される。したがって、事故初期の発熱量の大きな時期に、かなりの量の蒸気相の発生があり、その後さらに逃し弁開に伴う蒸気の発生が加わることになる。いかなる場合にもこの蒸気の発生が炉心冷却に障害とならないように、事象の詳細な検討、それに対する対応を検討することが蒸気細管破断事故を安全に収束するために重要である。さもなくば、第二のスリーマイル島原発事故を再び経験する危険がある。

ところで、事故時の対応や事故調査報告書等をみると、驚くべきことに、この水位の回復を冷却水量の順調な増加とみなしており、いまだに正しく認識されていないことがわかる。この時期の水位の回復をどう評価し対応しているか具体的にみてみよう。

相変わらず信用されている加圧器水位

美浜2号炉の手順書では、加圧器逃し弁による減圧の開始から安全注入停止に至る事故収束のシーケンスとして、加圧器水位の正常な機能を前提に次のように定めている。

まず、充てんポンプ流量の確認の後、直ちに加圧器逃し弁を使用して原子炉冷却系統の減圧を開始すること。次に、加圧器逃し弁を閉じて減圧を停止すること、その条件として、次の二つを指示している。

- (1) 加圧器水位が、加圧器水位高、原子炉トリップ設定点（九〇％）以上に上昇した。
 - (2) 原子炉冷却系統圧力が、破断蒸気発生器二次側圧力に等しくなった。
- さらに安全注入停止条件として次の三つの条件を付けている。
- (1) 加圧器逃し弁閉止の確認後、原子炉冷却系統圧力が少なくとも 5 kg/cm 上昇した。
 - (2) 加圧器水位が水位計の範囲内に回復した。
 - (3) 原子炉冷却系統健全側ループはサブクール状態である（サブクール度は二〇℃以上とする）。

今回の事故では、加圧器逃し弁、主蒸気隔離弁という重要な機器の故障のため、事故そのものが手順書と違う経過をたどった。そのため運転員は手順書に基づいた操作をすることができず、臨機の判断による操作を求められた。運転員は加圧器逃し弁が使用できなかったため、かわりに補助スプレイを使用した。補助スプレイによる減圧過程の中で、運転員は水位の急上昇を見て水位の回復後二分で早々とECCSを切ってしまった。しかし、手順書の趣旨と較べると停止操作は早すぎたというべきであろう。ECCSの停止操作に至る条件として、加圧器水位の条件がふたつあり、混乱の原因になりうる。しかし、手順書の主旨からは、加圧器水位が九〇％以上になるまで待つて、補助スプレイを切り、その後の圧力上昇を確認してからECCSを停止すべきであったろう。この

早すぎた停止操作は、運転員が加圧器水位を信用してECCSの操作をしていたことの証拠といえる。

運転員の早すぎたECCS停止操作に関して、通産省事故調査報告書も安全委事故調査報告書ともに「運転員は適切に対処し、事故を安全に収束させた」と評価している。このような評価になるのも、これら事故調査報告書自身、加圧器水位を信用しているからである。

通産省事故調査報告書は次のように述べ、加圧器水位の回復を保有水量の増加と判断している。「加圧器水位は一四時三五分、計測範囲内に回復している。これは、加圧器補助スプレイを用いた一次冷却系の減圧により一次冷却系の圧力が低下したため、高圧注入ポンプによる一次冷却系への水の注入量が増加するとともに破断管から損傷側蒸気発生器二次側への一次冷却材流出量が減少し、その結果一次冷却系の保有水量が増加したことによるものと判断する。」(文献1、p.36)

安全委事故調査報告書も、分かりにくい表現であるが次のように述べ、ほぼ同様に判断している。「また、加圧器水位が一定時間計測の範囲外にでたため、この間の水位の直接記録は取られていない。その期間も炉心の冠水が維持されたことは、高温側配管温度が飽和温度を下回っていることが確認されており、水位自身も模擬解析により連結管内にあったことが推定されているので、事象の水位の把握および評価に関して著しい支障はないものと考えられる」(文献2、p.8)。

加圧器水位がいったん振り切れになれば水位が回復しようが、連結管内にあらうが、もはや正常に機能していないことは既に述べた。高温側配管温度が飽和温度を下回っていることが、蒸気相が存在しないことを意味しないことについては、後で述べる。

運転員の操作は加圧器水位が正常に機能していることを前提にしたものになっていたが、幸いにも結果的に事故は収束されたので、今回の事故の教訓として今後の事故対応の改善に活かされるならば問題はないと言えよう。しかし、事故調査報告書が加圧器水位の問題点を指摘することなく、信用してしまったのでは、今回の事故が教訓として活かされないだけでなく、今後誤った状況判断の一層の固定化につながるだけに安全上重大な問題である。もう一度調査をやり直すことを強く望みたい。

破断側高温配管温度と蒸気相の生成

原子炉容器内の冷却水は、飽和温度に達すると、そこで沸騰を起こし、蒸気が継続的に生成されるようになる。飽和温度以下に下がらなければ、蒸気の生成が継続され原子炉容器の上部から蒸気相が拡大する。拡大が進めば原子炉容器内の水位は低下し、まず自然循環が阻害され、次には炉心上部が露出するようになる。この段階まで進むと、炉心の広範囲の

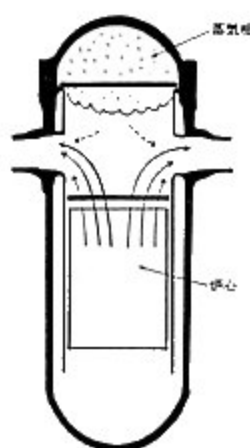


図3 原子炉容器から配管へ冷却水の流れ込み（配管温度は平均的な飽和温度に達する。生成した蒸気は上部にたまり）

破損は不可避になる。したがって、いかなる場合にも、このような事態に陥ることを未然に防止することが安全上肝要である。そのためには、蒸気相の生成が起こらないようにすること、起こった場合にもその生成を認識した上でそれが拡大しないように操作することが重要である。

ところで、美浜2号炉の事故では、原子炉容器内の冷却材の温度情報は直接には得られていないといっている。しかし、図3に示されるように、原子炉容器内の冷却材は高温側配管に流れていくので、原子炉容器内での冷却材の温度が飽和温度に達していたか否かを高温側配管温度から推定することが可能である。

今回の事故経過の中で高温側配管温度挙動には、図2にみるように、安全上二つの重大な問題がある。すなわち、破断

側配管温度が飽和温度近くまで上昇していること、とくに、一四時過ぎにはその差はほんの数度しかない。また、破断側配管温度と健全側配管温度との間に約一〇度の温度差があること、の二点である。このことから次のようなことが言える。

図3に示されるように、原子炉容器内の冷却水の流れは二つの配管部に集められる。したがって、二つの配管部での温度は、各々に流れ込む冷却水量で平均化されたものになる。冷却水温度は飽和温度以上にはならない（過熱蒸気が存在しないならば）。配管部と原子炉容器内の冷却材の温度分布を模式的に示すと、図4のようになる。すなわち、配管部の冷却水温度についてまず言えることは、そこでの温度は常に飽和温度以下であるということである。配管部での温度が飽和温度に近い場合（4a）には、原子炉容器内のかんりの部分で飽和温度に達していると推定される。高い方の配管部での温度が飽和温度とある程度離れている場合でも（4b）、二つの配管部においてこれと同程度の温度差があれば、原子炉容器内の冷却材は部分的に飽和温度に達している。

このような観点から高温側配管温度データを見ると、図2に示されるように一三時五五分頃、一四時〇分頃及び一四時三分頃の少なくとも三回の時期において、破断側高温配管温度は飽和温度に数度以内に接近している。したがって、このような時期に、原子炉容器内の破断側のかんりの部分で冷却材が飽和温度に達して沸騰し、蒸気相が生成されたと推定す

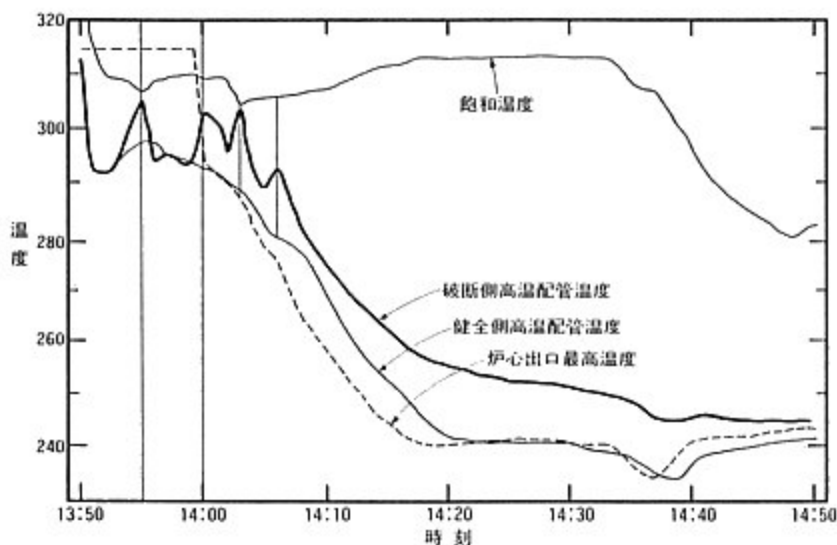


図2 主要な温度パラメーターの挙動

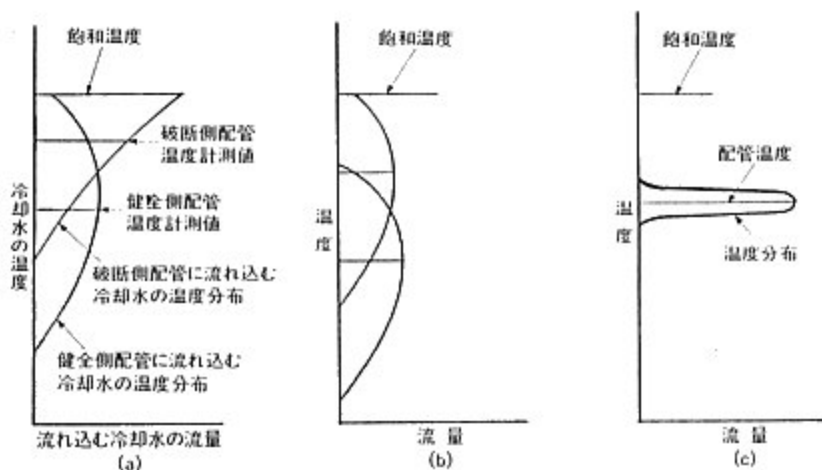


図4 配管に流れ込む冷却水の温度分布の概念図 ((a)は14時ごろの状況, (b)は14時6分ごろの状況, (c)は解析計算の結果で破断側も健全側も状況はほとんど一致している)

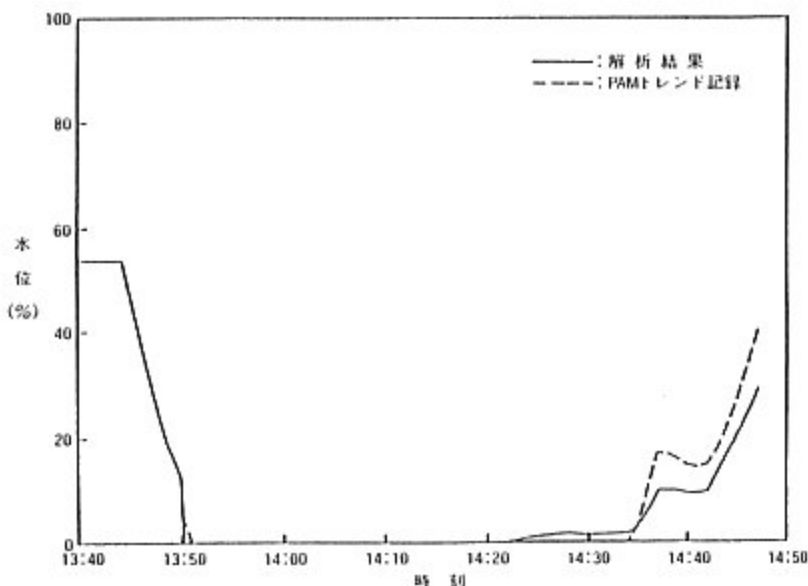


図5 加圧器水位に関する事故データと解析結果の比較（文献1より転載）

るのが妥当である。この沸騰は、冷却の進行とともに一四時一〇分頃には停止したと思われるが、生成された蒸気は原子炉容器上部に溜まったであろう。この部分は循環ループから外れているために一四時一〇分以降の冷却の進行した時期においても、凝縮されにくく多くの部分が一四時三五分以降まで残ったと推定される。

事故データによる蒸気量の評価

事故の初期に蒸気相の生成があったことは、図1の事故経過のデータの中にも示されている。また、事故調査報告書の解析計算の結果にもはからずも示されている。以下にそれについて述べる。

事故の早い時期に蒸気相の生成があったことは一四時三五分から始まった加圧器水位の上昇速度からも推定される。一四時三四分、加圧器補助スプレイの作動により加圧器内蒸気の凝縮が始まり、配管部から冷却水が加圧器内に流入し一次系に大きな減圧が生じた。加圧器以外の一次系の減圧は、そこでの冷却水量の増減、温度や圧力による冷却水の体積変化、原子炉容器内蒸気相の体積及び発生する蒸気量等のパラメータによって決められる。冷却水量の増減は、注入量、流出量及び加圧器水位の上昇速度から計算できる。一四時三五分から一四時四〇分までの期間では、原子炉容器内での蒸気発生はないとすると、この間の圧力変化から蒸気相の体積は容易に計算できる。加圧器を除いた一次系の冷却水の体積変化

と一次系の圧力変化は以下のようになる。

冷却水の体積変化は全体として約二・四 m^3 の減少である。その内訳は次の通りである。

(1) 流出量と注入量の差は約〇・一二 m^3 である。この評価は通産省事故調査報告書のデータ（文献1、p.13）にもとづいている。評価誤差を二〇%としても結果に与える影響は大きくない。

(2) 加圧器への流入は約二・四 m^3 である。これは水位一〇〇%に相当する加圧器の体積を二四 m^3 、水位の上昇を図1より一〇%として評価した。

(3) 温度低下と圧力低下による一次冷却水の収縮と膨張による体積変化は約〇・一 m^3 の減少である。

一方、一次系の圧力変化は図1より九八（ kg/cm^2 ）から八三（ kg/cm^2 ）に減圧している。

すなわち、この間、原子炉容器側では、二・四 m^3 の冷却水の減少があり、圧力は九八 kg/cm^2 から八三 kg/cm^2 に減少している。この減圧を生じさせるためには、原子炉容器側にある体積の蒸気相が存在していて、減圧による蒸気相の体積膨張が、二・四 m^3 の体積の冷却水の減少を埋め合わせたと考えるのが妥当である。ただし、この間沸騰は存在しないと仮定する。そうすると、簡単な計算から原子炉容器内には約一三 m^3 の蒸気相が存在しなければならぬ、という結果が得られる。この評価は近似的ではあるが大筋において正当である。もし

てこの蒸気は、前述のように一四時前後に生成され、原子炉容器の上部に溜まっていた蒸気として説明できる。

蒸気相生成を示す解析計算結果

通産省事故調査報告書の解析計算では加圧器水位の上昇速度は図5に見られるように再現されておらず、過小評価になっている。一方、この解析では、一四時四〇分頃までは原子炉容器内に蒸気相は存在しないことになっているが、そのことが加圧器水位上昇速度の過小評価の原因になっている。この水位上昇速度の再現のためには蒸気相の存在が不可欠である。そのことを以下に説明する。

加圧器水位の上昇速度が過小評価されるということは、原子炉容器側からみて加圧器への冷却水の流出量を実際より少なくするということであり、そうしなければ原子炉容器側の圧力減少を合わすことができないということを意味する。逆に、水位の上昇速度を合わせようとすると、今度は圧力が低下し過ぎて合わなくなるであろう。このような現象は実際には蒸気相が存在するのに液体しか存在しないとしたときに起こることである。液体だけの場合は冷却水量の僅かの不足でも大きな減圧効果が生じるからである。蒸気相があればその体積膨張により減圧効果を緩和することができる。圧力と水位の挙動を同時に合わせるためには、蒸気相の存在が必要なのである。したがって、解析計算における加圧器水位の過小評価は、その時期に蒸気相が存在しなければならぬことの

証拠となっている。

また既に述べたように、加圧器水位の上昇速度は、圧力の状況が同じならスプレイ流量に依存する。上昇速度の過小評価は解析に用いられたスプレイ流量が実際のものより少ないことを意味している。

一四時四三分頃からの後半の加圧器水位の上昇が、原子炉容器側における蒸気の生成によることは既に述べたように直ちにわかる。通産省の事故調査報告書もこの一四時四三分頃からの後半の加圧器水位の上昇は、原子炉容器最上部における蒸気の生成によること、その間に最大五³の体積の蒸気生成があったことを、解析結果に基づいて認めている(P.126, 127)。実際には、これまでであった蒸気相にこの時期に生成された蒸気相が新たに加わったのであり、その総量はおよそ一八³に達し、自然循環に影響を与えるレベルに近づいていたと推定される。

また、同じ図5の中で、事故の初期に蒸気相の生成を示唆するデータが認められる。一三時五一分に加圧器水位は低に振り切れるが、振り切れる直前の水位の振舞いを見ると、解析結果の水位は実際のそれより低下の速度が早い。このことは、実際には蒸気相の生成があったにもかかわらず、解析では蒸気相の生成が起らないので、水位の低下が早くなる現象として説明できる。同じようなことは同時刻の圧力挙動における両者の不一致からも言える。そのほか、破損側蒸気発

生器の水位における両者の不一致など、事故初期における蒸気相生成の証拠は、それが存在しないとした解析計算自身の中にいくつか見ることが出来る。

事故データあるいは解析結果自身のもつ矛盾は蒸気相の存在を自明のことにしているように思われる。長期の調査にもかかわらず、事故調査委員会は事故初期に蒸気相の生成はなかったと断定し、それにもとづいて事故経過には安全上問題となる事象は存在しなかったと評価し、蒸気相の生成に関連して何らの教訓も得ようとしていない。以下でその断定には、正当な根拠が存在していないことを示そう。

事故調査報告書における破断側高温配管温度評価の問題点

通産省および原子力安全委員会は事故調査委員会を設置し、その中で事故事象の評価や解析計算による事象の再現を行なっている。その目的に関して、おのおの次のように述べ、解析計算による事象の再現を重視している。「今回の事象における一次冷却系の圧力及び蒸気発生器二次側の圧力等の計測値を解析により再現することで、損傷側蒸気発生器二次側への一次冷却材流出量等の計測または記録されていないデータであった今回の事象を把握する上で重要なものを的確に推計する」(文献1, P.63)。「美浜2号炉事故に関する各種の記録等を点検分析するとともに、直接記録されていないデータに

ついては再現解析、再現実験等を行い、事故の事象推移の詳細を把握することを行った（文献2、p.6）。また、その解析計算の結果について、両者は次のように述べ、その結果の妥当性に自信を示している。

「解析結果と計算値との比較は図……に示すとおりであり、解析は今回の事象をよく再現していると判断する」（文献1、p.23）。「全体的な事象の推移と圧力、温度等の主要なパラメータ変数の計算値が事象記録とはほぼ一致していることからみて、事故事象を充分再現していると考えられる。したがって、直接記録がとられていない変数を再現解析によって推定し、事故の評価に用いることは妥当と判断される」（文献1、p.6）。そこで、蒸気生成に密接に関係する破断側高温配管温度が事故調査報告書の中でどの様に扱われているかみてみよう。

通産省事故調査報告書における破断側配管温度の解析結果とデータとの比較は本特集中の「事故報告書の欺瞞を衝く」の図3にすでに示されている。その図を見れば明らかのように、破断側配管温度挙動は、健全側配管のそれとはほとんど同じ挙動を示し、再現されていない。すなわち、飽和温度への接近と温度差の両方とも再現されていない。また、安全委事故調査報告書の根拠となった原研における美浜2号炉模擬実験でも解析結果とはほぼ同様の結果になっており、再現されていない。蒸気相の生成の有無にとっては、既に述べたように、この温度を精度よく再現することが何よりも重要である。解

析計算や模擬実験結果のように飽和温度よりかなり低くかつ温度差もなければ、蒸気相の生成はあり得ないかもしれない（図4C参照）。しかし、それは実際の事故時の冷却材の挙動とは何の関係もないものであり、そのような再現されていない結果に基づいてなされた評価は意味がない。したがって、原子炉容器内は全体的にサブクールの状態が保持され、蒸気相の生成は存在しない（一四時四二分頃を除いて）との結論も根拠がない。

通産省事故調査報告書は破断側配管温度の挙動を解析計算で再現することを断念する一方、再現できない理由として次のような説明を試みている。「損傷側ループの高温側配管温度は、……一三時五四分以降健全側ループとは異なる挙動を示している。すなわち、一三時五五分、一四時〇分、一四時三分及び一四時六分の四度にわたり上昇し、ピークを示している。これは加圧器及び加圧器サージ管内の高温の一次冷却材等の影響もしくは原子炉容器頂部または原子炉容器プレナム部の高温の一次冷却材の影響によるものと推定する」。しかし、この説明も奇妙である。

加圧器及び加圧器サージ管内の高温の一時冷却水の影響という理由は、現象の起こったのが加圧器水位の振り切れ、すなわち、加圧器がからになってからずっと後のことであるので、まったくの見当違いである。

原子炉容器上部の高温の一時冷却水の影響によるものであ

るという後半の推定は、あり得ることかも知れない。ただし、原子炉容器上部の高温水の影響はごくわずかと推定される。すなわち、報告書自身の解析計算によっても、この時期一四時過ぎまでは、冷却材は破断側配管部でも健全側配管部と同じように循環していた（この時期の循環流量は約 $0.2 \text{ m}^3/\text{sec}$ と推定される）し、それは減少しつつも一四時一〇分過ぎまで継続していた（文献1、p.134）。したがって、図2に見られるように、破断側高温配管温度がその間一〇分以上の期間にわたって健全側の配管温度より一〇度前後高い温度を示していたことは、破断側配管を大量の高温水が通過して行ったことを意味する。ところで、炉心から配管部へというのが冷却材の流動経路である。原子炉容器上部プレナム部はその流動経路から外れている。また、この時期、原子炉容器上部に蒸気相が生成されたと推定されるが、それにより押し出される冷却材の量も循環流量と比較すると一〇パーセント程度にすぎない。したがって、高温水が上部プレナム部から配管部に流れたとしてもその量はごく限られたものに過ぎず、その影響もわずかであろう。いずれにしろ、冷却材の循環時に破断側高温配管温度が飽和温度に接近した以上、既に述べたように原子炉容器側高温部でかなりの量の蒸気相の生成があったと推定せざるをえない。そもそもこのような重要な問題こそ言葉ではなく、解析計算で定量的に示されねばならない。事故調査委員会には、十分な時間と調査できる体制があっ

たはずである。にもかかわらず、それが何故できないのであろうか。

安全委事故調査報告書は高温側配管温度が飽和温度に接近する現象の理由として基本的に通産省事故調査報告書の見解を支持しているが、補強するものとして、原研における美浜2号炉事故模擬実験の結果を引用している。原研の模擬実験に関する報告書は其中で次のように述べ、破断高温配管温度が加圧器からの高温水の逆流によるものであるかのような評価を行なっている。すなわち、「また、実験現象で記録されたものと同様の一時的な温度上昇が見られた。これは、加圧器から高温の水及び蒸気が流入したため生じたもので、……」。しかし、この現象は加圧器水位が急低下している時期に観測されたもので、美浜2号炉事故のように、加圧器水位が下に振り切れた後に起こった現象とは全く関係がない。通産省事故調査報告書と同じように、このような全くの見当違いの評価が何故でてくるのか理解に苦しむ。

炉心出口温度は、原子炉容器内における蒸気相の生成、ひいてはECCSの有効性評価のためにきわめて重要な情報である。美浜2号炉では炉心出口温度は三九点で計測され、その内の一三点のデータから最高温度を選び、その最高温度のみが記録されることになっていたりといわれている。記録量自身少なすぎるが、公表されているこの炉心出口最高温度のデータ自身がまことに不可解である。すなわち、図2に示されて

いるように、もっとも重要な時期である事故直後の一〇分間、一四時〇分までのデータが失われていること。炉心出口の最高温度データであるにもかかわらず、高温側配管部の温度に較べて著しく低くなっていることの二点である。

データが失われたことの理由は、計算機能力不足といわれている（文献1、2）。しかし、計算機能力不足が問題となったスリーマイル島原発事故の教訓、そして何よりも最近のコンピュータ技術のめざましい進展から考えると、この理由は全く不可解である。

また、炉心出口最高温度のデータについて言えば、高温配管温度より著しく低いこのデータは最高温度ではないと考えるのが自然である。しかし、通産省の事故調査報告書では、このデータをあえて妥当なものと評価しており、この温度が高温側配管温度より低くなったことの主な理由として次のように述べている。「……一次冷却材は上部プレナム部の比較的高温の一次冷却材と混合した後に配管に流出するため、高温側配管冷却材の温度は炉心出口温度に較べて遅れて低下する……」。この理由に対しても既に述べた破断側高温配管温度問題と同様のことが言える。冷却材の流動経路からはずれている上部プレナム部の影響があったとしても僅かであろう。そのようなもので一四時前後の温度差を説明できるとはとうてい思えない。いずれにしろ、この問題も言葉でなく、解析計算で定量的に説明されるべきである。

おわりに

事故調査報告書における事故評価は、今後の事故の対応の方向を決めるものであり、その影響は多大である。にもかかわらず、これら事故調査報告書には、ECCSの有効性を損なう原因となる加圧器水位の問題や原子炉容器内における蒸気相の生成に関する問題に限っても重大な誤り、疑問が含まれており、再調査がなされるべきである。ただし、このような欠陥が入りこむのは調査そのものが密室の中で行なわれることにその原因があると思われる。したがって、再調査も含めて今後調査委員会は公開にし、外部の批判を受け入れるような形態で行なわれるべきである。

参考文献

- (1) 関西電力(株)美浜発電所2号機蒸気発生器伝熱管損傷事象について、通産省、資源エネルギー庁、平成3年11月
- (2) 関西電力(株)美浜発電所2号炉蒸気発生器伝熱管破損事故について、原子力安全委員会、平成4年3月
- (3) 日本原子力学会「一九九一年の大会」予稿集、P.407、P.408
- (4) 「事故報告書」の欺瞞を衝く、小林圭二、本誌、本号