

米国スリーマイル島原発事故の問題点

——事実が示した原子力開発の欠陥——

今中 哲二*・海老沢 徹*・川野 真治*
小林 圭二*・小出 裕章*・瀬尾 健*

世界中に原子力開発再検討の気運が盛り上がる中で、米国スリーマイル島(Three Mile Island)原発の事故が発生した。ここでは、“おこらない”といわれてきた原発の事故が“事実”としておこった意味を検討すると共に、原子力開発体制の杜撰さと、技術の未熟さを明らかにする。

ついに恐れられていた事故が発生した。米国、ペンシルベニア州スリーマイル島原子力発電所(TMI)事故である。米国原子力規制委員会(NRC)も一時は破局的な炉心の溶融もありうると発表した。原子炉内に発生した大量の水素の爆発により、格納容器や圧力容器の破壊も懸念されていた。また大量の放射能を含んだ水蒸気の大気中への放出が続き、ついに州政府の避難勧告が出されるに及び、周辺住民はパニック状態に落ち込んってしまった。現在、避難勧告は解除され事態は沈静化しているとの報道であるが、復旧の見通しも立たず、この原子炉の永久廃棄は確定である。

この原発史上最悪の事故に対して、日本の原子力関係者はどのような態度をとっただろうか。日本における原子力安全の総元締めである原子力安全委員会(安全委)は、“日本では安全審査や使用前検査が厳しいので、このような事故はおこらない”旨の委員長談話を早々と出した。これを受けて、通産省は住民の原発一時停止の要求に対して“安全委が安全といっており、停める必要はない”と突っぱね、電気事業連合会は“米国のような大事故はおこりえないと確信し”，“原発は停めない”と安全宣言を出している。しかし安全委員長談話の出た時点は、現地ではNRCが“破局的事態に直面している”と発表し、州政府も緊急事態を宣言した時期で、事故の詳細もわからず、今後どのように発展するかも不明の状況であった。安全委は事故調査特別部会を設置し、専門家を米国へ派遣した。このことは安全委自身が事故の詳細を把握していないかったことを示している。

もともと日本の軽水型原発は米国から導入されたもので、設計も安全審査も基本的に米国のコピーにすぎない。しかも安全審査は、米国ではNRCの専任スタッフによって広い範囲にわたって実施されるが、日本では大学教授による片手間仕事というのが実情で、お世辞に

も米国より日本の方が安全などとはいえないはずである。さらに4月11日付毎日新聞には、先の委員長談話は通産省派の安全委員による画策で出された事情が暴露されている。そもそも原発規制を目的とする安全委に推進派が入っていること自体がおかしな話であるが、通産省の筋書き通りに踊らされる安全委の主体性のなさも問題である。

4月7日、ウェスチングハウス(WH)社は関西電力に緊急炉心冷却装置(ECCS)の操作手順の変更を勧告し、さらにNRCも“WH型原発でもECCSは機能しない可能性がある”旨の警告を出すに及び、日本の関係者はてんやわんやの大騒動に落ち込んだ。4月13日深夜、ついに安全委は、WH型原発大飯1号をECCS作動に関する安全性が確認されるまで一時停止することを決定した。しかし、今回の事故によってその破綻が明らかになったコンピューターによる安全解析を繰り返しても、それは安全の保証にはならない。

日本の原子力関係者、特に安全委のTMI事故への対応は、日本には十分な自前のデータ、技術がないことを明白に示している。事故があっても米国からの指示、勧告がなければ原発の欠陥を認めず“日本の原発は安全”としか主張しない安全委を含めて、日本の原発関係者の体質的欠陥は致命的である。

“今回の事故は、安全装置がうまく働いたので、放射能は漏れたが微量ですみ、誰一人として被害者は出なかった”式の論理で、この事故を片づけてはならない。今必要なことは、原発の“安全性、信頼性”を弁護するのではなく、原発技術の脆弱性、不安定性、危険性を素直に認めることである。以下にこの事故の概要と問題点を述べるが、われわれの利用しうる限られたデータだけからでも、原発技術の恐るべき欠陥を実証するに十分である。また、原発の危険性に対する関係者の救い難いほどの認識の甘さも明らかにしていく。

* Tetsuji IMANAKA, Tōru EBISAWA, Shinji KAWANO,
Keiji KOBAYASHI, Hiroaki KOIDE, Takeshi SEO
京都大学原子炉実験所

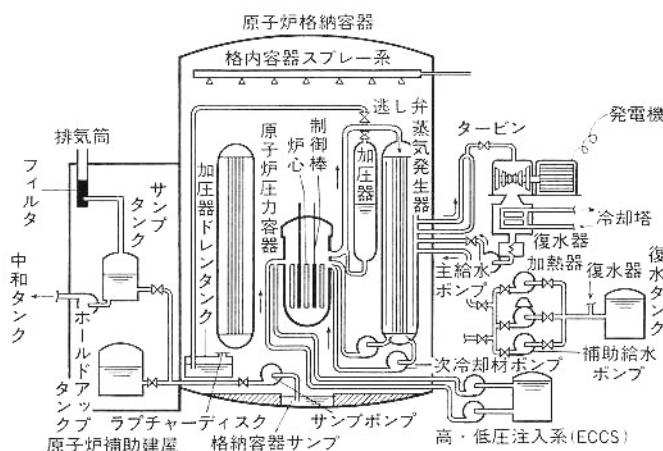


図 1 スリーマイル島発電所 2 号炉概念図。 (PWR: B & W 製)

原発の構造と本質的危険性

ここでは、原子力発電所、特に加圧水型炉(PWR)のもの基本的な構造と危険性を示す。今回事故のおこったTMIには2基の原子炉があり、事故をおこしたのは2号炉である。この炉は熱出力は2,772 MWで、営業運転に入ったのは1978年12月30日であった。

TMIの概念図を図1に示す。炉心部には、外径約1 cm、長さ約4 mの燃料棒が合計約37,000本収納されている。燃料棒中の²³⁵Uは、その1 kgが核分裂をおこすと、約1 g相当の質量が消滅し、約999 gの核分裂生成物(FP)と、約1,000 MWのエネルギーを発生する。TMIの熱出力は2,772 MWだから、1日の全出力運転で、約3 kgのFPが生成される。また、原子炉内ではFPのほかに²³⁹Puなどの超ウラン元素や、⁶⁰Coなどの放射化生成物も生成され、FPと合わせて原子炉のもつ本質的な危険性の根拠となっている(因みに広島原爆では約600 gの²³⁵Uが核分裂をおこしたと推定されている)。

また、こうして生成された放射性物質は、それ自体のもつ生物学的な危険のほかに、もう一つの本質的な危険の原因になっている。すなわち、核分裂による発熱は核分裂反応を制御することによって曲りなりにも制御しうるが、一度生成された放射性物質はそれぞれ固有の寿命をもちながら長期にわたって発熱(崩壊熱)を続け、この発熱を人為的に制御することは不可能である。その上、この制御できない発熱の割合は非常に大きく、TMI事故の場合、炉停止直後で約160 MW、1時間後に約30 MW、1日後に約10 MW、1月たっても約2 MWもの発熱を与えるのである。

炉心は原子炉圧力容器の内に納められており、圧力容器は2系統の蒸気発生器(SG)、配管などと共に一次系压

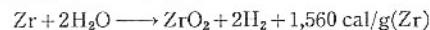
力バウンダリーと呼ばれる閉回路を構成している。一次冷却水はこの閉回路の中を循環し、炉心での発熱を除去しているが、通常運転時において320°C、150気圧程度の高温・高圧状態になっており、このことも原子炉の危険性の原因の一つとなっている。一次系の圧力は加圧器で制御され、一次系全体は放射性物質の漏洩を防ぐため、格納容器と呼ばれる巨大なドームに包まれている。

一次系からの除熱は、通常はSGにおいて行なわれ、一次系から熱を与えられた二次冷却水は、その熱エネルギーのうち約3分の1を、タービンを回して電気エネルギーに変換する。残った3分の2

の熱エネルギーもまた、二次系(通常270°C、55気圧)から取り除かれねばならないが、この熱は復水器で三次冷却水に伝達され、TMIの場合は巨大な冷却塔から空中に放出されている。日本の原発の場合は、この全発熱の3分の2のエネルギーは温排水として海へ棄てられている。いざれにしても、膨大なエネルギーの浪費とそれによる環境破壊は避けられない。

原子炉において以上の冷却系統全体が正常に機能しなければならないことは当然である。後に詳述するように、TMI事故は主給水系と補助給水系からなる二次給水系が全てその機能を喪失することから発生し、拡大した。こうした事故の場合、一次系内で発生する膨大な崩壊熱は二次系へ伝達されず、一次系が異常に高温・高圧となることは避けられない。一次系が設計圧力より高圧になれば、一次系そのものが破壊されてしまうため、加圧器に設置されている逃し弁と安全弁によって冷却水を一次系外へ放出しなければならない。しかし、この場合には温度上昇と減圧とが同時に起こるため、炉心内ホットスポットでは冷却水が沸騰・気化し、冷却効果が極端に下がって、結局炉心は破損する。

また、燃料棒の被覆管は、中性子経済からの要請でジルコニウム合金によって製作されているが、ジルコニウム(Zr)は約1,000°C以上で



なる反応式に従って激しく水と反応、莫大な熱と水素を発生し、ジルコニウム自体は脆くなってしまふ。そして、この発熱反応は事故の拡大に正のフィードバックとして働くため事態は一層破局的となるのである。

なお、一次系から冷却水が失われる冷却材喪失事故(LOCA)に備えて新たに炉内に水を注入する緊急炉心冷却装置(ECCS)も設置されているが、二次系の給水が全

表 1 事故経過と各機器の状態.

て停止するような場合に対応できる ECCS は存在せず、TMI 事故の場合も ECCS が作動はしたもののが心の崩壊を防止しえなかつたことは当然である。

事故の経過と状況

現地時間3月28日、TMI-2号炉はほぼ全出力で運転中であった。午前4時この原子炉に異常事態が発生する。

以下この節では、NRC 報告書⁽¹⁾を中心とし Nuclear News 誌⁽²⁾などの資料を基に事故の経過をまとめた。表

1は各機器の作動状況と合わせて経過を示したものである。

炉心冷却可能形状の喪失

TMI事故では炉心の燃料に大規模な破損が生じた。破損の程度は燃料被覆管であるジルカロイと水との反応で発生した水素ガス量から推定される。70気圧で50m³以上の水素が発生したと報道されており、全燃料棒の被覆管の4分の1以上が完全に反応したことに相当する。実際は、ほとんどの燃料棒が破損したと思われる。反応

には大量の発熱がともなうため、その熱がさらに破損を進行させる。反応した被覆管は非常に脆く、炉心の燃料棒は広範囲にわたって崩れてしまう。一方、炉心は、原子炉停止後も崩壊熱による発熱を続けるため、その熱が有効に除去されなければ炉心は加熱される。ひとたび炉心が崩壊し、冷却可能な形状が失われると、その後の事態の悪化を防ぐ方法はない。かりに大きな塊が形成されるとすると、冷却条件は極度に悪くなり、塊の内部は溶融しメルトダウンの危険性をはらんだ状態となる。

通常の原子炉停止では、十数時間で一次冷却水温度は60°C位まで下げられ、いわゆる冷態停止の状態にされる。今回の事故では、異常な圧力・温度のもとで炉心冷却作業が続けられており、約1カ月を経た現在でも冷態停止に至っていない。このことは炉心の冷却可能形状が崩れさせていることを示している。

放出された放射能

事故にともなって環境中へ放出された放射能については断片的な情報しかない。影響評価の基礎となる放出放射能量について未だに明らかにされていないのは非常に奇異である。報道された空間線量率の値を基に160万キュリーの希ガス放出が推定され、日本の安全審査の仮想事故を上回ることが指摘されている^(a)。NRCは、周辺住民が受けた被曝線量は最大100ミリレムと推定し人体への影響はほとんどないとしている。しかし、発電所からの通報が遅く関連機関の初動が遅れただけでなく、NRC自身が混乱し事態をはっきり把握できない時期があったと報道されている。どのような放射能監視体制がとられ、どのようなデータが得られたか明らかでない。また、周辺環境中から¹³¹Iが検出されており、体内被曝の重大性を考えると、NRCの判断は非常に甘いといわざるをえない。

事故によって明らかになった原発の安全性の実態

1. 原発安全論の破綻

(a) 補助給水系は“フル・ブループ”になっておらず、“多重性”も破られた。

補助給水系は、二次冷却主給水系のバックアップ装置である。したがって、独立に3系統が設けられているほか、“多重性”(二重、三重に設ける)、“独立性”(互いに分離、独立させる)には特に注意が払われ、その不作動などおこりえないとされてきた。ところが、TMIの事故では、主給水系の停止にひきつづいて、この補助給水系が機能しなかった。保守点検後、3系統の補助給水系のバルブを開け忘れていたため、ポンプは回っても給水は行なわれなかった。このことは、バルブの開け忘れという人為的ミスによって(共倒れ故障)(common mode failure)が

おこり、その結果、独立に3系統設けたという“多重性”も、主給水系のバックアップであるという“多重の防壁”も崩れたことを意味している。しかし、より重大な問題は、重要な安全装置がこのように使用できない状態であっても、原子炉が運転できるということである。安全上重要な機器については、人為的ミスをしても危険な事態をまねかれないようインターロックを設けるなど、いわゆる“フル・ブループ”的設計になっていることが原則とされている。今回の事故は、二次冷却系の給水不能という事態に対し、二次系全体が“フル・ブループ”になっていたことを明らかにした。これは、システム自体の本質的欠陥である。使用頻度の少ない機器の保守点検は、原子炉運転中であっても原子炉から切り離して実施しなければならない。補助給水系やECCSのようなバックアップ装置は、すべてこの宿命を負っている。したがって、ECCSについても炉心に注水できない状態で事故を迎える事態は十分予想される。このような欠陥を放置したまま事故の責任を人為的ミスに転嫁することは本末転倒である。

(b) 圧力逃し弁に“フェイル・セーフ”はありえない。

加圧器逃し弁が自動的に閉まらず、開いたままになっていたことが、今回の事態を招いた主な要因との説がある。しかし、逃し弁を閉じて意味があるのは、SGにより一次系が冷却されている場合であって、今回のようにSGの機能が損なわれ、除熱ができない状態では、この説は全く見当違いである。たとえこの弁が手動で閉じられても、結局、作動圧近辺で開閉を繰り返すばかりで、一次系内にほとんど水がなくなるまで圧力は下らず、ECCSの作動時期を遅らせて事態を悪化させるだけである。逃し弁は、一次系の過圧を防ぐという意味からは“開”が安全側であり、冷却材の喪失を防ぐという観点からは“閉”でなければならない。したがって、どちらの状態が安全側かは一概にいえず、本質的に“フェイル・セーフ”(故障、誤動作に対し安全側に働く)にはできない。

(c) 加圧器水位計は、事故時原子炉の状態を示さない。

加圧器の水位は、一次系の水位を示すはずであった。ところが、急激な減圧過程では、一次系内に発生する水蒸気や水素などのガスにより系内の水位は下がっているにもかかわらず加圧器水位は上昇する場合があるということが、今回の事故で明らかになった。この現象がECCSを一時的に停止させる原因になったが、この停止は圧力制御機能の回復と過圧防止のためとられた当然の処置である。問題は、このような一次系水位の計測方法の

欠陥が、今回の事故までわからなかつたということである。ところで、日本のPWRはTMIとは異なり、加圧器圧力低の信号だけでなくこの水位低の信号も出なければECCSが自動的に作動しない。したがって、この現象は日本の場合さらに重大で、TMI事故ではまがりなりにも作動したECCSが、日本のPWRでは作動しないのである。“日本の加圧水型炉は、メーカーも構造も異なるので、このような事故はおこりえない”と述べた電力メーカーの言明は、全く的はずれである。

(d) 格納容器による放射性物質の閉じ込めは不可能である。

今回の事故で環境中への放射性物質の放出は、第一にSG細管の破損により、第二に格納容器サンプポンプによる汲み出しにより引きおこされたが、格納容器内水素ガスの除去のため、意識的な放出も行なわれた。第一のSG細管破損による漏洩は特に重大である。今回は片方のSGだけの破損ですんだため、比較的早く一次系の隔離ができた。しかし、今日至る所の原発でSG細管の破損がおこっている現状をみると、両方のSGとも破損を受けている場合も十分考えられる。一方、炉心のメルトダウンを避けるという至上命令の下ではSGによる一次系の熱除去を続けねばならず、したがって、一次系の隔離を断念し、大量の放射性物質の放出を許さねばならないという絶対的窮地に追い込まれるのである。

(e) 一次循環ポンプは、機能を喪失していた。

事故の過程で、一次系内の減圧による水蒸気と、ジルカロイ-水反応による水素ガスが大量に発生した。そのため、一次循環ポンプはキャビティーションをおこしその機能を喪失した上、キャビティーション・バイブレーションをおこして、ポンプが破損し一次系破断を引きおこすおそれがあった。したがって、一次循環ポンプの停止は、一説のように人為的ミスどころか、新たな破断を防止するために必要な措置であった。LOCA時には配管部に冷却水がほとんど存在しなくなるので、一次循環ポンプの機能が期待できないのは当然のことである。

(f) 大量の水素による影響は見過ごされていた。

大量に発生した水素ガスが圧力容器上部プレナムに巨大な泡となつて溜った。その結果、炉心上部を露出させ、あるいは冷却材の循環を損うことによって、炉心冷却を阻害した。この現象はこれまで予想もされていなかつたことである。また、この水素ガスは、放射線分解で発生した酸素によって爆発し、圧力容器を破壊する危険をはらんでいた。格納容器に漏れ出した水素ガスは、実際に小爆発をおこしたが、格納容器の健全性を根底から覆すおそれがあった。この水素爆発の危険性は、指摘されていましたにもかかわらず、これまで無視されてきた。

2. 役に立たないことが実証された ECCS

TMIの事故では、一次冷却水の流出が加圧器逃し弁からおこっている。この逃し弁の口径は6.2cmと小さいので、この事故は小破断LOCAに相当する。LOCAがおこった場合、炉心の破損を防止する唯一の装置がECCSである。しかし、その有効性に関してはこれまで一度も実証されたことはなく、種々論争が行なわれてきた。今回の事故は、はからずもECCSの有効性に関する最初の実証実験となつた。その結果すでに述べたように、大量に発生した水素ガスは、事故経過の中で炉心が異常に高温になった時期があり、広範な燃料破損があつたことを明確に示している。ECCSは現実に役に立たなかつたことが実証されたのである。このことはECCSが安全性の要であることを考えると、原子力発電所の安全性を根底から覆す重大な問題提起となつてゐる。

今回の事故で明らかになつたことは、第一に二次給水が停止し、SG二次側の水位がいちじるしく低下していく初めの時期においてECCSが役に立たず炉心破損が始まったこと、さらにSG二次側の水位が回復した後でもECCSが有効に機能しなかつたことである。第一のSG二次側の水位が低下し、その機能が大幅に失われていた時期は、長くて事故発生後60分ぐらいまでの期間である。この時期には、原子炉一次系の冷却が行なわれないため、圧力がすぐに下がらず高圧注入系の作動時期も大幅に遅れている。そして、加圧器水位計が急上昇を始めた60秒頃からそれが振り切れていた11分頃にかけて、炉心部のホットスポットにおいて水蒸気や水素ガスの急激な発生があり、炉心部は異常な高温となって、燃料破損がすでに始まっていたのである。次に、事故後1時間以内に、SG二次側の水位はかなり回復していたと思われる。しかし、一次系循環ポンプが2系統とも停止した1時間45分以後における冷却水の温度データによると、冷却水は原子炉入口側では65°Cと非常に低温であるにもかかわらず、出口側では温度計が振り切れるほど異常に高温(370°C以上)で過熱蒸気となつてゐる。このことは、炉心部において冷却水の自然循環が行なわれず、ECCSからの注入水は原子炉底部にとどまる一方、炉心上部は熱せられ、過熱状態になつてゐたことを示している。したがって、炉心上部の発熱は除去されず、この時期にも燃料破損がさらに進行したことは確実である。

ECCSの有効性は、LOCA解析において計算される燃料被覆材の最高温度およびジルコニウム-水反応の割合などがECCS基準(それぞれ1,200°C以下、1%以下であることなど)を満たすか否かによって評価されている。二次給水系が停止するという事態はおこりえないとされているため、ECCSはSGの機能を前提にして設計され、

今回の LOCA に直接相当する安全解析も存在しない。しかし、TMI 最終安全解析報告書⁽⁴⁾の中で、逃し弁の径にはほぼ等しい口径 6.8 cm の破断口(破断箇所はポンプ吸込口)による LOCA の解析が行なわれている。この解析によると、LOCA 中最も厳しい時期には、原子炉水位は炉心部上端 60 cm 下まで低下するが、その場合でも、炉心上部は水蒸気-水の混合物に被われているため、燃料棒の温度が上昇することはありえないという結論が得られている。

この結論が正しければ、前述のポンプ停止以後における炉心温度の異常な上昇はおこるはずがなく、この結論と今回の事故経過とのくいちがいは明らかである。このことは、LOCA 解析に用いられる解析コードが全く信頼できないものであることを示しており、このような解析コードによって評価されている ECCS の有効性もまた根拠がないことになる。今回のような逃し弁からの LOCA は、弁の径も小さく、冷却水の流出個所から考えても、従来最も対処しやすいと考えられていた事故である。このような場合に対してすら ECCS が有効でなかったことは、あらゆる LOCA に対しても ECCS は役に立たないということを意味しており、ECCS に関して根本的な再検討が必要である。

3. 過去の論争で指摘されていた危険性

二次給水系が全て停止した場合に炉心の崩壊が避けられないことは、広く認められていた。例えば RASMUSSEN 報告として知られる米国 NRC の ‘原子炉安全性研究’ (RSS) でも、こうした事故は炉心溶融に至り、その上、公衆に危害を及ぼす各種大事故のうちでも、最も発生確率の大きい事故として評価されている^{(5)*}。

しかし、今日稼動している PWR の場合、二次系の全給水が停止するような事故は “厳重” といわれる安全審査においても想定されていない。当然、そうした場合に對処しうる ECCS も設置されていない。この点は、愛媛県の伊方原発の設置をめぐって争われている有名な伊方訴訟でもすでに原告によって指摘されていた。すなわち、原告は “二次給水系が一齊に停止した場合には ECCS は全く無効で、炉心の溶融は避けられない” と主張してい

た。これに対して国は、主給水系には多重性がある上、そのバックアップシステムとして多重性のある補助給水系があるため、“二次冷却水の給水が全く停止するような可能性は存しない” と応じ、一審判決もこの国の主張を何の根拠の提示もないまま認めている⁽⁷⁾。しかし、原告が主張するように、装置の多重性が事故の防止を “保証” しないことは当然で、実際に 1975 年におきた米国ブラウンズ・フェリイ原発の事故も装置の多重性が有効でないことを実証していた⁽⁸⁾⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾。そして、今回の TMI 事故は “装置の多重性が事故を防止する” という神話を、はっきりと突き崩している。

このほかに、TMI 事故で経験されたいくつかの危険性もすでに指摘されていた。一つは、格納容器内での水素爆発である。伊方訴訟において原告は、事故時には軽い水素が格納容器上部に集まって局所的な水素爆発がおこると主張していた。この指摘に対して、国は “…水素が格納容器上部に溜まる事態はおこりえない…” と主張し、一審判決はこの点でも何の根拠も示さないまま国の主張を採用した。しかし、TMI 事故では実際に格納容器内で水素爆発が発生し、一步誤まれば格納容器が破損し、大量の放射性物質が環境に放出されるところであった。

また、TMI 事故では先にも述べたように SG 細管が破損し、そこを通って一次系内の放射性物質が周辺環境に放出されてしまった。PWR においては平常運転時ににおいてすでに SG 細管の破損が頻発しているのが現状で、特に事故時のような過渡的現象の中で SG 細管の破損が生じることは容易に予想されていた。この点もまたすでに伊方訴訟において指摘されていたが、一審判決はこの指摘もまた根拠の提示のないまま退けていた。TMI の SG は米国バブコック & ウィルコックス (B & W) 社製であり、この B & W 社製の SG は、他の PWR メーカーである WH 社やコンバッシャン・エンジニアリング (CE) 社製の SG が平常運転時に多数の破損をおこしていたのに対して、そうした破損がなく SG としては非常に優秀なものと考えられていた。それにもかかわらず、TMI 事故で SG 細管が破損したのであるから WH 社や CE 社製の SG を用いている日本の原発は、むしろより一層の危険をはらんでいるといえるのである。

以上の論点を整理して次のようにまとめることができる。

- (1) 安全委員会によって “絶対” おこらないと規定されている種類の事故が現実におこったこと。したがって当然のことながら “絶対” おこるはずのない事故に對処できるような安全装置もつけられておらず、ECCS も所期の機能を果すはずもない。

* もっとも、RSS が評価した事故発生確率の絶対値が信用できないことはすでに NRC 自身が認め、RSS の支持を撤回している。TMI 事故のように、外部電源の利用可能な状態で二次系の全給水が停止し、その上逃し弁が閉まらないというような事故の発生確率は、3 億炉年に 1 度と評価されている⁽⁶⁾。今日までの全発電炉の経験が高々 300 炉年であるにもかかわらず、TMI 事故が発生したのであるから、RSS が事故発生確率を大幅に過小評価していたことは明らかである。

(2) 従来のECCSの安全解析には致命的な欠陥があること。ミニチュアサイズの模擬装置による実験と計算機だけを頼りに安全評価するという、不当な態度を安全委員会がとっていたわけで、これの誤りが事実で証明された。

(3) 多重性による安全神話は崩壊したこと。

(4) フェイル・セーフ、フル・ブループなどの機能を本質的にもちえない機器が、安全上重要な個所に含まれていること。

(5) 人為ミスは本質的になくせないこと。

これらの総括から直ちに引き出される重要な結論の一つは、アメリカも含めてわが国の安全審査に一貫してみられる安易な安全思想を根本的に見直さなければならぬということであろう。現在(4月24日)すべてのPWRは停止されているが、BWRはいぜんとして通常運転を続けており、安全委員会も停める意思はないように見受けられる。BWRも従来の安易な安全思想に基づく審査しか受けていないことを思えば、新たな安全審査の体制が確立するまで停止するのが物事の順序というものである。

米国のNRCは4月12日、11項目にわたる運転操業に関する改善命令を出した。これにはもっともらしい注意書きが並んでいるが、つまるところオペレーターに対して注意力を喚起せよということである。今回の事故で明らかになったシステム自体のもつ欠陥にメスを入れることもなく、特にECCSに対する根本的再検討を加えることもしないで、事故再発の防止を期待することは到底できない。

まず全ての発電炉の停止を行ない、安全委員会内部の安易な態度の総点検を行なうこと、実用炉規模での実験による豊富な信頼できるデータを揃えてこれに基づく慎重な安全解析を行なうこと、この二つが新しい原発安全行政の出発に際しての最低限の条件とわれわれは考えている。

さてこれら最低限の条件をそろえるだけでも何年かかるか見当もつかない。実際それほど今の原発は未熟な技術の上に成り立っているのである。エネルギー危機が叫ばれているおり、このような主張は途方もないと思われるかもしれない。しかし、極めて自明のことながら原発は未だに実用段階にない技術だという認識が優先すべきなのであって、エネルギーが必要だから住民の“少々”的犠牲はやむをえないなどといいたてることの方が、途方もなく常軌を逸した考え方というべきであろう。

追記

5月3日、CALIFANO米厚生教育長官は、上院政府問

題小委員会において“TMI事故による周辺80km以内、200万人の住民が受けた総被曝線量は、当初の予想を上回り約3,500人・レムになる”旨証言した。そして、この総被曝線量によると“将来少くとも2人の癌患者が発生して1人は死亡、多い場合には10人の致命的な癌が発生する可能性がある上、この総被曝線量の推定値は、今後分析が進むと、さらに高い値になる。さらに、発電所従業員の被曝線量は、一般住民に比べて桁違いに大きく、健康被害についても危険は比較にならないほど大きい”旨証言している。

筆者らの評価によると、TMI事故によって環境に放出された希ガスの量は約1,000万Ci(0.5MeVのγ線換算)、周辺住民の総被曝線量は約10,000人・レムに達する⁽¹¹⁾。また、先にNRCによって発表された希ガス放出量の推定値も、4月18日まで数百万Ciに達している。

日本の安全審査においては、“重大事故(技術的に予測しうる最大の事故)、仮想事故(技術的には考えられない空想上の事故)を考慮して、あらかじめ災害評価を行なっているので、周辺住民に被害が生じることはない”といわれてきた。しかし、空想上の事故で絶対におきないといわれてきた仮想事故ですら、希ガスの放出量は高々数十万Ciにすぎず、今回のTMI事故は、放出された希ガス量からいっても、安全審査で行なわれている重大事故・仮想事故の想定が本質的に誤っていることを、事實をもって示しているのである。

希ガスのほか、すでに周辺環境では¹³¹Iや¹³⁷Csなども検出されており、これらの影響も決して軽視できない。“死者も負傷者もなく、漏れた放射線も少量で、大騒ぎをするほどの事故ではなかった”などという偽りの主張と、原子力開発に関する安易な発想は厳に戒めなければならない。

文 献

- (1) NRC: Staff Briefing of Generic Implications on Three Mile Island Incident, 4月4日 (1979)
- (2) ANS: Nuclear News, 4月6日 (1979)
- (3) 日本原子力研究所労働組合: スリーマイル島原発事故討論会資料, 4月11日 (1979)
- (4) DOCKET, 50320-77.
- (5) NRC: Reactor Safety Study, Appendix V, p. 38; NUREG-75/014 (1975)
- (6) 同上, p. 37.
- (7) 伊方原子力発電所訴訟第一審判決: 判例事報・臨時増刊, 8月15日 (1978)
- (8) NRC Special Group on Browns Ferry Fire: Recommendations Related to Browns Ferry Fire: NUREG-0050 2月21日 (1976)
- (9) 原子力技術研究会: 原子力発電における安全上の諸問題(第2分冊), 原子力情報センター (1976)
- (10) D.F. Forni et al.: Browns Ferry: The Regulatory Failure, UCS (1976)
- (11) 濱尾健: 技術と人間, 6月号 (1979)