

チェルノブイリ原発事故の警告

——日本の原発だけが「安全」か——

中原 純／岡本良治／森 茂康

史上最悪の原発事故がついに起こった。ソ連のチェルノブイリ原子力発電所4号基で、4月26日午前1時23分、大爆発が発生し、それとともに火災が発生した。環境中に放出された放射性物質（放射能雲）はソ連国内はもとより、ヨーロッパ全域に広がり、一部は遠く8,000kmも離れた日本にも到達した。

このように、起こってはならないこと、これまで起こるはずがないとされていたことが現実起きた。なぜこのような大火災が起きたのか、日本の原発は大丈夫かななどの問題について以下に検討してみよう。

1 チェルノブイリ原子炉の構造と形式

事故が伝えられると、わが国の政府および原子力産業界は「日本の原発は炉型が異なるから安全」という態度をとった。しかし、この論理は正しいだろうか。これを検討するためにまず原子炉の構造をみてみよう。

一般に原子炉（熱中性子炉）は、ウラン等の核燃料物質と減速材、冷却材、構造材等で構成されている。核分裂で生成する高速中性子は、連鎖反応を維持しやすくするため、軽水（ H_2O ）、重水（ D_2O ）、黒鉛（C）などの減速材で減速される。核分裂で発生した熱エネルギーは外にとりだすために、軽水、重水、気体（He, CO_2 ）などの冷却材が使われる。軽水の場合、高温の良質な蒸気を得るために70気圧（沸騰水型；BWR）～150気圧（圧力水型；PWR）の圧力を加える。このため、核燃料、冷却材等を耐圧容器に閉じ込める必要がある。このほか、ウラン等の核燃料物質をつめる管として、中性子を吸収しにくく、耐食性の

あるジルコニウム合金性の被覆管が使用されている。

チェルノブイリ原発は、黒鉛減速・軽水冷却・圧力管チャンネル型で、ソ連が独自に開発した形式（RBMK型）のものである（図1参照）。おおまかなイメージとしては「巨大な練炭」を想像すれば良い。練炭の孔の中に直径88mmのジルコニウム合金性の圧力管が挿入され、その中に直径13.5mmの燃料棒18本が封入されている。圧力管の中を下から上へ軽水が流れており、これが燃料棒の熱で加熱されて沸騰し、一部は蒸気になる。このうち蒸気だけが分離されてタービンへ送られ、ここで発電機が回される。

この型の原子炉の大きな特徴は、黒鉛ブロックに圧力管チャンネルが貫通したものを一つのユニットとして、これを多数組み合わせることによって炉心（原子炉の中心部）が構成されていることである（1ユニット当たりの最大出力は3.25MW）。このことから次のような特徴が出てくる。

- (a) 大幅な設計変更や製造技術上の困難なしに炉心の大型化（スケールアップ）が可能
- (b) 流路を細分化できるから大口径配管をなくし、破断の場合の影響を局所化できる
- (c) 個々のチャンネルが比較的独立しているから、運転中に燃料交換が可能（これらは一面では利点だが、後述するように欠点をもあわせもつことに留意する必要がある）

日本を含む世界で主流を占める軽水炉は、軽水減速・軽水冷却式で、炉心全体が鋼鉄の圧力容器に収められているので、RBMK炉とは非常に異なる炉型のように見える。確かに大きな相違はあるが、表1からわかるように、共通面も少なくない。

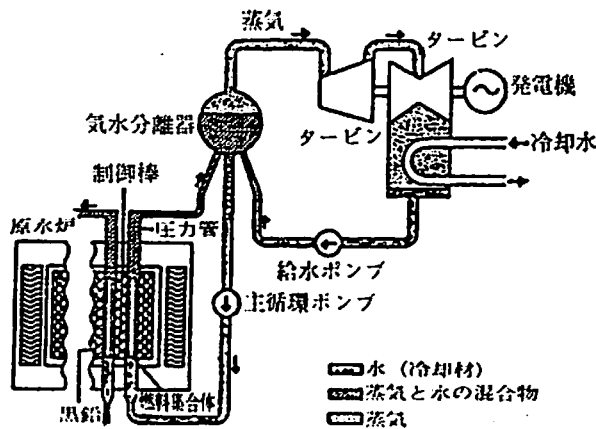


図1 チェルノブイリ原子力発電システム

い。これ以外の炉型も含めて比較してみると、減速材に黒鉛を使う点は高温ガス炉（日本にあるコールドホール型炉もこの一種）と共通であり、圧力管チャンネル構造をもつ点は日本の新型転換炉“ふげん”やカナダ型重水炉CANDUと共通である。燃料棒の被覆材のジルコニウム合金はさまざまな炉型で採用されている。つまり、個々の面を取り上げてみれば、RBMK炉は格別特異というわけではない。ただその組み合わせかたに特徴があるといえる。共通する面がある以上、他の炉型でも類似した現象が起こらないとはいえないはずである。現に、今回の事故でも起こったと思われる高温におけるジルコニウムと水の反応による水素の発生と爆発は、1979年のスリーマイル島原発（TMI；軽水炉）事故でも起こっている。

2 チェルノブイリ原子炉の利点と弱点

一般に一面からみれば利点だが、別の面からみると欠点となるという事例は多い。原子炉の炉型の特徴とされていることについても同様で、その特性を評価するためには利点と欠点という「コインの両面」をよく見ておかねばならない。たとえば、RBMK炉がユニット構造をもつことによる特徴点として1節であげた三つの点を例に考えてみよう。

(a) 炉心のスケールアップに技術上の困難が伴わないとされているが、これがかえって安易なスケールメリット（大型化による利益）の追

表1 RBMK炉と軽水炉の比較

	RBMK	軽水炉
核燃料 〔総量〕	1.8~2%濃縮ウラン 〔204t〕	2~3%濃縮ウラン 〔98t (PWR)~155t (BWR)〕
被覆材	ジルコニウム合金	同左
冷却材	軽水	同左
減速材	黒鉛	軽水
耐圧容器	圧力管チャンネル	大型圧力容器
燃料交換方式	連続式	バッチ式(毎年1/4~1/3)
冷却材出口 温度、圧力	280℃、70気圧	288℃、70気圧(BWR) 325℃、150気圧(PWR)

求という方向へ走らせる原因になったのではないか。また、炉心を大容積化したとき、出力分布の空間変動（Xe 振動）やそれに伴う制御上の問題など新しい問題が生まれてくる。

(b) 軽水炉では大口徑配管の破断が起こると炉心内の冷却水がいっせいに失われ、炉心全体が「空焚き」状態になる。これに比べると個々のチャンネルを個別に冷却する方式ではその心配は少ないであろう。反面、配管と流量制御が複雑になる欠点がある。

(c) 運転を継続しながら燃料交換ができる点は、原子炉を地域暖房に使用しようとする場合には有利であろう。しかし、新燃料の挿入時には正の反応度が加わることは避けられない。また、燃焼度の異なる新旧の燃料が混在するため出力制御がさらに複雑になる。

このほか、RBMK炉には次のような問題点がある。

(d) 初期反応度の抑制のため240本の補助制御棒が挿入されており、燃焼の進行とともにこれを抜き燃料棒に置換してゆく方式をとっている。このため炉特性が複雑に変化する。

(e) 燃料チャンネルのボイド係数は初期炉心では負だが、燃焼が進むと²³⁹Puの蓄積と補助吸収体の減少により、しだいに増加し、3 MW D/kg を境に正に転ずる。これは出力上昇により気泡が増加すると正の反応度が加わり、さらに出力上昇を促進することを意味する。炉が事

故制御性を持たないことになる。

RBMK炉はソ連が独自のアイデアと技術で開発した炉型であり、当事者はそれなりの自信をもっていたようである。TMI原発事故の調査に当たった担当官H. R. デントンは、事故要因の一つとして当事者の「思いこみ」(mindset)をあげたが、ソ連の当事者にも同様な思いこみがあったのではないだろうか。ソ連の原子力開発の最高責任者A. H. ベトロシャンツが「チャンネル型すなわち圧力容器なしの原子炉こそ、安全性の問題を原理的に解決する可能性を与えるものである¹⁾と断言するとき、わたしたちはかえってその懸念を強くせざるをえない。

3 事故の経過と原因

現在のところ、事故の原因が全面的に解明されたとは言いがたいが、ソ連が国際原子力機関に提出した報告書によると、事故に至る経過はつぎのとおりである。

- (1) 原子炉の停止の機会を利用して、タービン発電機の慣性回転エネルギーに関する実験を行なうため、出力を低下させていた。この途中で緊急冷却系を切った〔違反①〕。
- (2) 途中で出力を急速に低下させたため炉心内のキセノン(中性子を吸収する)濃度が上昇、炉心の余剰反応度不足のため出力は200 MW以上には上がらず、そのまま低出力で運転続行〔違反②〕。
- (3) 主循環ポンプ2台を追加起動したため、冷却水流量が異常に増加〔違反③〕、蒸気量は大幅に減少、気水分離器の蒸気圧と水位が低下。この信号により作動する自動停止系を切った〔違反④〕。
- (4) 給水流量を増加したため蒸気発生量はさらに減り、反応度低下。出力維持のため自動制御棒が抜け、上限に、さらに手動制御棒も引き抜いた。

- (5) 蒸気圧低下を防ぐために蒸気バイパス弁を閉じた。水位が回復したので給水量を急減した。このため炉心入口温度が上昇。
- (6) 炉心に蒸気発生、反応度増加。出力上昇を抑えるため自動制御棒が入り始める。反応度余裕が小さ過ぎることに気づいたが運転続行〔違反⑤〕。
- (7) 2台のタービンがともに停止すると炉を自動停止させる信号系を切った〔違反⑥〕。タービンへの蒸気弁を閉じ、実験開始。分離器内の蒸気圧上昇。タービンの回転数が落ち、これを電源とする主循環ポンプの力が低下、冷却材流量が減少し、蒸気量増加。
- (8) 反応度が上昇、自動制御棒が入ったが出力は徐々に上昇。
- (9) 緊急停止ボタンを押したが、制御棒は途中までしか入らず、出力急上昇、定格出力の100倍になる。燃料が破裂、小片が水中に飛散し、大量の水蒸気が発生。蒸気爆発(1回目の爆発)*。
- (10) 高温の黒鉛、ジルコニウムと水蒸気が反応して生成した水素が空気と混合、2回目の爆発。黒鉛火災も始まり、放射性物質を大気中に放出。

ソ連の報告書では上の六つの規則違反が事故の主要原因とされている。各種自動停止系を切ったこと(違反①④⑥)は、これがなければ事故を回避する可能性があったと思われるだけに重大であるが、同時にこのような違反を防止し、事故の進行を防ぐことができなかった人間および機械システム(たとえば制御棒以外の後備緊急停止系がないこと等)にも問題は及ぶはずである。一方、違反事項⑤は炉内燃料燃焼管理の問題、②は炉の動特性と炉停止計画問題に関連するから、単なるミスとばかりはいえないであろう。

これらにもまして重要なのは、ボイド係数と減速材温度係数が正であり、しかも適正範囲を外れていることである。この問題はすでに1978年に指摘されており、その後、部分的な改善が施された形跡はあるが、問題の本質的な解決には至ってい

*第1回目の爆発における破壊エネルギーは、燃料エンタルピーが300cal/g以上に達したことから、TNT火薬換算で約60kg以上であったと推定される。

なかった。問題を積み残したまま急速なスケールアップと原発の大量導入へ走ったソ連の原発開発の病理の一端がここにみられる。

総じてこの事故は、RBMK炉に内在していた問題点が不十分な管理と誤操作の下で発現し、これに安全系を切ったことが重なってついに暴走事故に至ったものといえる。

4 ソ連の原子力開発の特徴

チェルノブイリ原発事故の原因について、これを「ソ連型」原子炉の問題点に限定しようという傾向とならんで、ソ連の技術開発体制の弱点および技術・安全水準の低さの問題に結びつけようという論調もみられる。その種の問題点がないわけではないが、問題はただ「ソ連の」問題にはとどまらない。ソ連のみならず、原発先進国アメリカとわが日本の原子力開発の動向をも視野におさめ、それを通時的かつ共時的に考察することが必要である。そうすることによって国と体制を問わず共通してみられる開発の動向と問題点が明らかになると考える（しかし、本稿では紙数の関係でソ連の開発についてのみ述べる。詳細は筆者らのパンフレット²⁾を参照されたい）。

ソ連は世界最初の発電用原子炉をつくった国である。1954年6月、オブニンスクに作られた電気出力5,000 kWの原子炉がそれで、これはチェルノブイリ炉の原型にあたる。スタートが早かったわりに、その後の歩みは意外に遅いように思える。1964～65年段階では10万kWの黒鉛圧力管型炉、21万kWの加圧水型炉、5万kWの沸騰水型炉、および高速実験炉が並列しており、これらの炉型を平行的に開発・実証してゆこうという考え方がうかがわれる。しかし、1970年前後を境に、原子力開発政策は高度成長策に転じている。黒鉛圧力管型炉は急速にスケールアップされ、出力100万kWのRBMK-1000標準設計炉が次々と建設された。加圧水型も44万kWのVVER-440標準設計炉がソ連国内はもとより、東欧各国に多数輸出された。将来型炉として高速炉の開発が進められる一方、沸騰水型軽水炉は断念されたらしく

その後は建設されていない。

この背景には1971年の第24回ソ連共産党大会の決定がある。この年から始まる第9次5カ年計画の一環として、それまで160万kWだった原子力発電を5年間に600～800万kW増加させることが決定され、そのための主力炉として100万kW級原発を指定した。この方針はその後も現在の第12次5カ年計画に至るまで引き継がれており、RBMK炉のさらなる大型化（150万kW級から将来は200万kW級へ）、第3世代VVERの開発（100万kW級）が進められている。

こうした急速な原子力成長策がとられた理由の一つは、ソ連の経済政策にあるとみられる。ソ連にとって石油と天然ガスは外貨収入の80%を占める貴重な商品である。だから国内のエネルギー需要はできるだけ原子力でまかない、石油等は外貨獲得用にふり向けようとしたのである。

しかし、このような急激な育成策は幾多の面で歪みをもたらした。大量の原子炉部品を製造するための専用の工場群「アトムマッシュ」が建設されたが、立地の不適切のため2年間で閉鎖された。製造された部品の品質は悪く、基準や規格にあわないものが多くあったという³⁾。ソ連の原発では、放射能を含んだ冷却水漏れや蒸気発生器の破損、ケーブル火災などの小事故が起こったといわれる。「一つの大事故の背後には数十回の小事故があり、その背後には数百回のヒヤリとするような経験がある」という安全性に関するハインリッヒの法則に照らしてみると、今回の大事故につながる背景はあったといえるのではないだろうか。

ひとつの技術が成熟するためには、多くの経験と実績の積み重ねによる実証が必要である。とりわけ巨大システムの場合、個々の要素・装置に高度の信頼性が要求されるだけでなく、それら相互の依存・連動関係の詳細な解析と実証の過程が不可欠である。ところが、経済性の追求が規模の巨大化によるスケールメリットの追求という形で行なわれ、短期間に性急なスケールアップが計られるとき、地道で時間のかかる研究課題はとかく積

み残され、これが往々にしてシステムの脆弱性の原因となるのである。RBMK炉の場合、大型の圧力容器の製造が不用で規模の大型化が容易だという特徴（あるいはそういう思いこみ）が裏目に出て、安易なスケールアップに走らせる要因になったのではないだろうか。

5 事故の教訓と今後の課題

これまで述べてきたように、今回の事故は、現在までの死者の数、環境中へ放出された放射能の量および汚染環境の広さのいずれの点でも原発史上最悪の事故であることは明らかだが、今後これ以上の事故が起こらないという保証はない。今後このような事故を起こさないために、事故から学ぶべきことをまず考えてみよう。

(1) 原子力技術の未確立性

従来、原子力発電の安全性については、核燃料の生産、原子炉の運転、核廃棄物の処理・処分、など原子力発電の全システムとしての総合的安全性が確立していないことが議論になっていた。今回の事故があらためて示したことは、この中の一部である原子炉システムの工学的・技術的安全性さえまだ確立していないことである。少なくとも原子炉材料・燃料の破損、制御・安全システムの信頼性の不備およびマン・マシン・インターフェース (man-machine-interface) の科学的解明の遅れの、いずれかあるいはこれらの複合が原因であることは間違いないと思われる。まず、炉材料・燃料の問題についていえば、圧力容器・配管の応力腐食割れ、燃料破損、圧力容器の脆性破壊、蒸気発生器細管の腐食・減肉による破損、炉内のさびが燃料棒や配管内に沈着する問題など多くの問題が残されている。次に、運転実績の長さや設備利用率の高さも大事故の起こらない保証とはならないことを今回の事故は示している。日本の原子力産業界には今回の事故原因に関して「ソ連原発には格納容器がなかったが、日本やアメリカなどの軽水炉には格納容器があって、スリーマイル島 (TMI) 原発事故でも規模が局所的に留まった」という主張がある。しかし、その後の報道⁴⁾によ

れば「ソ連原発には格納容器自体はなかったが、その代わり堅固な鋼やコンクリートに囲まれていて、アメリカの商業炉の設計基準で沸騰水型軽水炉なみの圧力にも耐えるようになっていた」とのことである。さらに、制御装置は西側なみの最新のもので、3年前から稼動していた⁵⁾。また、日本の原発は毎年厳重な定期点検を実施しているから、アメリカやソ連と異なって事故は起こらないという主張もある。しかし、1981年の敦賀原発の放射能洩れは定期点検では発見されなかった。しかも、その定期点検は労働者、とくに下請け労働者の被曝という犠牲の下でしか実施できていないし、経済性の向上の圧力の中で、その期間短縮や安全のための装置の過剰性などが主張されはじめている。このように現在の原子力発電は原子炉システムとしても成熟期に入っているととはとてもいえず、研究段階の技術であると考えられる⁶⁾。

(2) 原子炉の巨大な潜在的危険性と原子炉災害の特殊性

今回の事故は、巨大な放射能を内蔵する原子炉の制御に失敗するとどういふことが起きるかを如実に示したといえる。とりわけ今回の事故で明らかになったのは影響範囲の広域性である。おそらく誰も予想しえない範囲の大きさと広がりやすさであったと思われる。経済的損失の巨大性についてはワシントンにある民間研究機関が5月16日に27～43億ドルという数値を出している⁶⁾。またこの災害の長期性については、事故炉が未発見の1遺体とともにコンクリートなどで固められて、今後数百年間にわたって封鎖されることになるという報道⁶⁾からも明らかである。原子炉災害の異質性という一面を知るには十分である。放射線災害の非知覚性という特徴のために、公的機関による情報の適切な公開がなければ被害を拡大し、深刻化するおそれが高い。

(3) 経済性・政策的判断を優先した安易な大型化の失敗——開発手順の逆転

原子力の軍事利用の副産物として生まれた原発に、安全性とともに問われたのは経済性であることはよく知られている。とりわけ豊富な中東原油

を基礎に、高能率・大容量化によって大きな発展をとげた新鋭火力発電所と競争できるかどうかは大きな課題であった。そのために、原発も大容量化・大量生産に活路を求めた。ところが原発のスケールアップは異常なまでに急速に行なわれ、小型のもので経験を重ねて少しずつ大型化してゆくというような、これまでの技術の常道とは著しく相違した道をたどっている。それまで長期の運転経験をもっていたのは20万kW級のものだけで、大型化は実地試験によらずに、計算機による模擬実験に基礎をおいているといわれている。この背後にはアメリカ政府のエネルギー戦略があり、ソ連の場合はエネルギー資源輸出政策があった。さらに経済性の優先は原発の都市接近を余儀なくさせた。そうすると、技術的にみても大出力になると空焚き事故の深刻さが増してきて、格納容器の健全さが保証できなくなってきた。そのために、緊急炉心冷却装置(ECCS)を中心とする工学的安全装置にすべてを託す方針がとられた。しかし、TMI原発事故では、ECCSが有効には作動しなかったといわれている。

(4) 原子力技術の、在来型技術との共通性と異質性

まず、信頼性工学における確率的諸法則からみて、原子力技術には在来型技術との共通な側面があることを、今回の事故はあらためて示した。技術の完成度の目安として、平均事故間隔(MTBA)というものがある。たとえば、技術的には完成しているとみられるボイラーのMTBAは約8,000年といわれる。その意味は、一台のボイラーが約8,000年運転すると、事故を起こすということである。同様にダムはMTBAは約5,000年といわれている。技術的に完成したものが、なおかつ事故をおこし、ほとんど同じMTBAを持っていることに注目する必要がある。原発のMTBAは約1,000年といわれている⁷⁾。要するに、事故発生の確率的法則は貫徹し、その意味では事故は起こるべくして起こったといえる。次に、原子力技術を従来の技術と区別する二つの特徴があること⁷⁾を改めて明らかにしたと思う。それはまず、核物理学の法則が貫徹するという点で、素過程

でのエネルギーが何桁も高く反応時間が桁違いに短いことなどがあげられる。このことが、(1)で述べた材料開発と装置の制御に従来の技術にはない新しい課題を課していることになる⁷⁾。第二には、事故時のみならず通常運転時でも常に放射能の危険性が伴うということである。とくに、長寿命の核種を含む廃棄物の処理・処分の問題が未解決である。

(5) 巨大技術システムに関する安全性哲学の貧困

今回は起こり得ない事故が起こったとか、日本では起こりえないといわれているが、すでに1974年にアメリカ物理学会の軽水炉安全性研究グループは、「事故は、けっして自然法則に反して起こるものではなく、いつでも予測しなかったシステム負荷、予測しなかった材料の劣化、不適切な設計、誤った運転といった諸現象に依存しているということを認識することが大切である」と指摘している。ここではまず、技術的側面に着目してみよう。前に述べたように、巨大技術システムを考えるときは、多数の要素の集積によって質的に新しい問題が生じる可能性があるという認識が不可欠である。これは巨大システムのマシン・システムだけでなく、マン・システムおよびマン・マシン・インターフェイスに対しても考慮されるべきである。まずマシン・システムについては、コンピューターによる模擬実験が実物に対して有効なのは、現象を支配している法則の間に相似性がある場合についてだけであって、高温・高圧のもとでの水・水蒸気2相流の燃料集合体の間の高速の運動のような複雑な現象に対しては、どのような相似性があるのか分かっていないと考えるべきである。コンピューターのソフトウェアが現実を基本的に模写しているかどうかということと、プログラムミスはないかということは、制御の問題についてはとりわけ重要になると思われる。次に、マン・システムについては、職場の階層秩序ではなく、現場の技術者や運転員の意志が民主的に反映されるシステムであるべきだということは自明なことといえるだろう。この点も今回教訓になっていないようである。最後に、マン・マシン・シ

システムについては、TMI原発事故の時と同様に、人為的ミス論が出ている。考えられぬような操作ミスだから日本では起きない、操作ミスだから非本質的だなど、操作ミスが主因であるという判断をしたときには、フール・プルーフ (fool-proof 素人が運転しても安全) であるという従来の考え方を自ら否定することになる。運転員の教育訓練もより以上に必要かも知れないが、同時に多数の計器が緊急信号を発したり、計器が振り切れるような事態に対応するのは容易なことではない。むしろより重要なことは、事故は人間が引き起こすものだという認識を前提にして、緊急事態において必要不可欠な情報だけを運転員に選択して知らせるようなマン・マシン・システムこそが求められるべきではないだろうか。

さらに、多重防護 (defence-in-depth) という考え方がなされているにもかかわらず、TMIでもチェルノブイリでも原発事故が起きている事実も、安全性とその確保をめぐる従来の考え方に重大な反省を迫るものである。

(8) 原子力3原則の今日的重要性

まず自主・民主という原則について、他国で開発されたものを輸入するというのではなく、自国の基礎的科学と自国の国土などに根ざした研究開発体制への転換こそ今求められているのである。公開の原則について、当初、ソ連の秘密主義なるものがまことしやかに論じられていた。確かに外からみるかぎり、ソ連側の反応は最初はきわめて遅く、約3日後にやっとタス通信が事故があったことを伝えている。事故の発生は土曜日の早朝で、ソ連国内でもゴルバチョフ書記長に伝わるまでに2日を要したといわれている。しかし、ソ連はその後2週間して、異例の事故の公開と報道に踏み切った。約3カ月後、詳細な事故報告書を国際原子力機関 (IAEA) に提出した。これに対して、日本の敦賀原発の放射能漏れが表面化したのは6週間もたって敦賀湾での放射能値の高まりが発見された後だったことや、安全審査内容や公聴会での審議内容の非公開などの事実を忘れてはいけぬ。公開の原則は安全確保のためには何に

もまして重要性をもってくることをいまあらためて感じるものである。

次に今後の課題を考えてみよう。すでに、1972年に日本科学者会議は「原子力開発についての6項目の点検基準」を提起した。それらを簡単にまとめてみると、①自主的なエネルギー開発かどうか、②経済優先か、安全性優先か、③自主的・民主的な地域開発は保証されているかどうか、④軍事利用の歯止めは保証されているかどうか、⑤労働者と地元住民の生活と安全性は確保されているかどうか、⑥民主的原子力行政が保証されているかどうか、の6項目である。これらのうち②、⑤と⑥に即して、とくに日本における今後の課題を提供する。

(I) 国内外の、過去の事故、重大事故から教訓を引き出し、従来の設計基準、災害評価基準を見直し、新しい基準を早急に策定すること。この中には炉心溶融、ECCSの有効性、圧力容器の破壊可能性などを含むこと。

(II) 新しい基準によって既存の原子力発電所を総点検し、その審査結果を公表し、運転中止を含む必要な具体的措置を取ること。既存の水力発電所や火力発電所を総動員すれば、現在の日本の総電力需要をまかなうことができる。

(III) (I)の新しい基準にもとづいて、原子力防災対策の内容を再検討し、抜本的に改善すること。この中には低人口地帯の概念、防災対象地域の広さ、原子力災害の特異性を考慮した広報活動、退避行動指標の科学的根拠を伴った改定、平常運転時の放出放射能データの公表義務づけなどを含む。

(IV) 原子力安全規制行政の抜本的強化

現存の原子力安全委員会は、一種の諮問機関にすぎず、行政委員会ではない。技術的な安全性に関する事項については原子炉安全委員会などが調査、審議を行なうことになっているが、その委員は非常勤であり、さらに、独自の研究機関もなんら設置されていない。したがって原子力安全委員会における安全審査は、原子炉の基本設計に限定された、形式的な審査にとどまり、原案承認機関

と化する危険性があるといわれている。とくに、同委員会の安全審査には通産省が全面的にコミットしうる体制になっている現状では、企業秘密の保護が強化される場合には、公開の原則そのものも後退する危険性が強いといわざるをえない。

また、アメリカの原子力規制委員会は約 3,000 名の常勤スタッフを有し、開発行政とは独立した機関として原子力の安全規制行政を遂行している。日本でも原子力安全委員会が開発促進主体と独立して安全規制に関する責任を十分に遂行してゆくためには、行政上の位置づけの強化も含め、十分かつ強力な常勤の専門スタッフと自主的な安全性に関する研究開発を行なう研究機関が不可欠である。

課題 (I) ~ (IV) については、行政当局や原子力産業界に改善を強く迫るだけでなく、科学者会議としても独自の具体案を作成する必要があると、われわれは考える。

以上、比較的短期の課題を述べてきた。教訓(4)で指摘したように、事故の発生法則は原子力にも貫徹する。全世界で数年に一度の大きな事故の発

生が示唆されている。徐々に原発が広がっている発展途上国、中進国とともに、TMI 事故以後も急速に増加したのは、ソ連、フランスと日本である。とりわけ日本では、人工密集度の高さと原発の集中立地が特徴的である。もし、チェルノブイリ原発事故を警告—おそらく人類に対しての一として真剣に受け取らなければ、次は日本の番ではないという保証はないのである。

参考文献

- 1) A. M. ベトロシャンツ「ソ連原子力開発のすべて」原子力産業会議 (1981).
- 2) 日本科学者会議福岡支部・核問題研究委員会「チェルノブイリ原発事故の警告—日本の原発だけが安全か—」1986年7月5日.
- 3) N. Hawkes et al., The Worst Accident in the world-Chernobyl: the End of the Nuclear Dream, Pan Books, The Observer Ltd. (June, 1986).
- 4) 『ニューヨーク・タイムズ』1986年5月19日.
- 5) 『原子力発電の安全性』岩波書店, 1975年.
- 6) 高榎寛『科学』1986年7月, p. 429.
- 7) 中島篤之助『エコノミスト』1986年5月20日.

日本科学者会議福岡支部・核問題研究委員会
 中原 純 (ペンネーム) 九州大学
 岡本良治 九州工業大学・物理学
 森 茂康 九州大学・物理学