

原子力安全委員会

米国原子力発電所事故調査特別委員会

第3次報告書(抜粋)

「本資料の一部抜粋転載にあたって」

本「会誌」では、米国・スリーマイル・アイランド原子力発電所の事故に関連する技術資料の速報として、上記特別委員会の第1次、第2次報告の主要部分の転載を行なってきた。それ以外にも技術資料、談話室、その他の欄による関連資料の紹介にも努力してきている。

今回、特別委員会が第3次報告として、ほぼ最終的な報告を公表することになり(6月4日付)、前例にならいその一部の抜粋転載の了承を得ることができた。しかし、今回は体裁の整った最終報告書ということで、1冊の書籍に相当する部厚い原本を提供されたが、誌面の関係で、きわめて限られた事項しか転載できないので、本会会員の手許へは、既出部分との重複を避け、TMI炉の現況、事故の技術的評価、日米以外の諸外国の反響などを中心にお届けすることとした。

また、前後の関係や「会誌」としての様式に合致させるための編集上の多少の改訂を行なった点はあるが、本質的には原文をそのまま尊重しており、本会が内容についての責任を分かち意味ではないこと、省略した事項を軽視するものではないことを重ねて確認しておきたい。

なお、原子力安全委員会より寄贈された本資料原本は学会事務局に保管し、会員の自由な閲覧に供されている。(編集担当理事)

(第1部) 報告の要約版(省略)

(第2部) I. 事故の経過(省略)

II. 炉心損傷の推定(省略)

III. TMI-2号炉の設計上の問題点(省略)

IV. 長期冷却に関する検討(省略)

V. TMI-2号炉の現状および復旧

1. TMI-2号炉の現状⁽¹⁾

(1) TMI-2号炉は、1979年4月27日以降蒸気発生器(SG)-Aを使つての自然循環冷却が続けられていた。その後1980年12月13日の時点で崩壊熱が約70kWになったため、1981年1月5日タービンバイパス弁を閉じてSG-Aを使つての自然循環冷却をやめ、1次冷却系パウンドリからの放熱のみにより冷却されている。崩壊熱の低下に伴い、自然循環冷却の安定度が悪くなることを予測して、そのバックアップとして数種の冷却法が検討され、その結果、小型の余熱除去系(DHR)が設計製作された。この系統により崩壊熱は原子炉サービス水系(nuclear service water system)に伝えられて除去される予定であったが、この系統は1980年11月

時点では未だ使用されていない。

(2) 原子炉および格納容器の健全性を監視するため、次の項目について測定が継続されている。

- ① 原子炉および格納容器の温度、圧力
- ② 格納容器サンプの水位
- ③ 地下水の放射能レベル
- ④ TVカメラと放射線モニタによる監視
- ⑤ 1次冷却水の収支
- ⑥ 線源領域での中性子束レベル
- ⑦ 原子炉冷却水の水質

原子炉の線源領域中性子計装は、1981年1月初旬の時点で、線源領域モニタ1チャンネルのみが生きている。再臨界監視はこのモニタにより行われている。また、炉心の出入口、燃料上部の熱電対は相当数生き残っており、これらの熱電対も臨界モニタとして期待されているようであるが、臨界モニタとしては熱電対の

Preliminary Study Report 3 (June 4, 1981) on TMI-2 Accident(del.), Special Committee on the U.S. Nuclear Power Plant Accident, Nuclear Safety Commission, Japan.

回答は遅すぎよう。

(3) 1次冷却材中のボロン濃度は3,000~4,500ppmに維持されている。この値は、再臨界防止の観点から炉心形状が完全でなく、かつ制御棒も破損している状態を仮定しても、炉を未臨界に保つためのボロン濃度の評価値を十分上回っている。炉心内には、十分な自然循環水流が形成されていること、サブクール度が十分あること、さらに1次冷却材温度に対する溶解度(40°F(4.4°C)で4,500ppm)に十分余裕があることを考えると、この濃度は炉心のボロン濃度と考えてさしつかえない。

(4) 格納容器内の状態、汚染状況等を調査するため、格納容器内への立入調査が計画され3人の保健物理専門家と2人のGPU(General Public Utilities Service Co.)社員と3人の補助者からなるチームが結成され、1980年3月中旬その訓練を終了した。

まず、1980年3月13日、TMIの職員が格納容器のエアロックの外側扉と内側扉の間まで入り、エアロック部の表面汚染ならびにエアロックから原子炉建屋への扉のまわりのチェックも含め、一連のテストを行った。

ついで5月20日、GPU社員等が格納容器内に入ろうとしたが、エアロックが開かず入ることはできなかった。その後、1980年7月23日にはMet. Ed.社(Metropolitan Edison Co.)の技師2人が20分間格納容器内へ入り調査を行った。その結果、格納容器内の装置や機器には、明らかな物的損傷は見られず、また放射線レベルは γ 線で400~700mrem/h、 β 線で1~4rem/h(サーベイメータの指示値と思われる)であったという。なお、2人の技師の被曝線量は220mrem以下であったという。立入調査は1981年1月までに5回実施されている。

2. TMI-2号炉の復旧⁽²⁾

TMI-2号炉の復旧について、GPU社はベクテル・パワー社と契約して検討を行い、またNRCは1980年2月15日TMI-2号炉の除染タスクフォースを設置した。しかしながら、その復旧には技術上の未知の問題のみならず、社会的問題、法律および規制上の問題、並びに電力会社の財政上の問題までもが含まれており、極めて複雑かつ多難であるように思われる。以下その概要を紹介する。なお、1980年11月、GPU、EPRI(電力研究所)、NRCおよびDOE(エネルギー省)は共同して、TMI-2号炉の復旧計画とその進捗状況について、セミナーを開催している。

(1) 除 染

TMI-2号炉を復旧するためには、まずTMI-2号

炉を除染しなければならない。除染は次の段階に沿って進められている。

(1) 補助建屋の除染

1979年4月、TMI-2号炉よりTMI-1号炉に移送された低レベル汚染水(1 μ Ci/ml以下)の処理が汚染水処理装置EPICOR-Iによって開始された。5月には補助建屋および燃料取扱建屋の除染が開始された。除染は順調に進んでおり、1980年11月現在、補助建屋および燃料取扱建屋の除染は約65%終了している。補助建屋内には汚染水を含む各種タンクがあり、それらの水の処理は、汚染水処理装置EPICOR-IIにより1979年10月より開始され、すでに終了している。しかしながら、NRCの命令により、処理された水はサスケハナ川に放出されず、サイト内に設けられたタンク内に保存されている。

(2) 格納容器内のKr-85の除去

格納容器内に入り、機器等を除染するためには、格納容器内のKr-85(44,000Ci)を除去しなければならない。この除去にあたっては、管理放出法、低温処理法、活性炭吸着法、加圧貯蔵法、選択吸着法が検討された。その結果、管理放出法以外の方法は、その装置の建設に長期間を要するため、その間に格納容器から制御されない漏洩が生ずる可能性があること、またKrガスを高密度にするため、装置の故障あるいは漏洩が重大な結果をもたらす危険性があること等により、排気筒からの管理放出が採用されることになった。計算によれば、放出に伴う周辺公衆の被曝線量の最大値は、 γ 線0.2mrem(全身)、 β 線11mrem(皮膚)⁽⁴⁾と推定された。1980年5月、ペンシルバニア州の州知事は、憂慮する科学者同盟(Union of Concerned Scientists; UCS)に依頼した調査結果「Met. Ed.社およびNRCにより計画されているKr-85の大気放出計画によっても、放射線の住民の健康への影響はないであろう」との答申を受けて、Kr-85の大気放出の支持表明を行い、6月にはNRC委員全員一致により大気放出の許可が出された。放出は6月28日開始され、7月11日までに約44,000CiのKr-85が放出されたが、その後も12月末までに100Ciを超えない放出が数回実施されている。

(3) 格納容器内の高汚染水の除去と

格納容器の除染

格納容器内の高汚染水は、格納容器内での作業者を被曝させ、その除染作業が妨げられるため、除去しなければならない。

格納容器内の高汚染水(100~275 μ Ci/ml)は70万ガ

ロン(2,650 m³)あり、ポンプシール部からの漏洩により230 gal/d(0.87 m³/d)(格納容器水位にして $\frac{1}{2}$ ~1 インチ(1.27~2.54 cm)/月)で増加している。高汚染水はEPICOR-IIと同様な汚染水処理装置(ただし、EPICOR-IIでは有機のイオン交換樹脂が使用されたが、新装置は無機のイオン交換樹脂を使用)を使用済み燃料プール中に沈めて1980年末より使用する予定である。

また、EPICOR等の汚染水処理装置に適さない除染廃液を処理する蒸発装置を設け、蒸発により生じた水は除染に再利用する計画である。

なお、原子炉压力容器および配管中にも275 μ Ci/mlの高汚染水があるが、この水はホウ酸水で連続的に置換して希釈される予定である。また、原子炉压力容器上部の蓋が除去された後は、汚染水連続浄化装置を設置して作業者の被曝線量を減ずる予定である。

格納容器内の汚染水の処理が終了した後、人手による格納容器内の除染作業が行われる予定である。なお、1979年ベクトル・パワー社より最初に出された除染計画では、格納容器スプレイを使用した除染が考えられていたが、その後サンプリングされた種々の試料の分析により、現在では格納容器スプレイによる除染は不要と考えられている。しかしながら、格納容器スプレイを実際に使用するかどうかは、立入調査の結果により決定されるであろう。

(4) 原子炉压力容器上部の蓋と炉心の除去

GPU社は、現在のところ、立入調査後11ヵ月で原子炉压力容器上部の蓋を除き、20ヵ月後には燃料棒取出しを開始することを目指している。しかしながら、現在のところ炉内の状況が完全に把握できないので、場合によっては特殊な道具を新たに製作しなければならない場合もあると考えられ、現在具体的な計画を立てることは不可能である。

原子炉压力容器の作業を行うにあたっては、現在行っている自然循環冷却に代わる冷却法(恐らく、前述の小型のDHRが使用されるであろう)が必要になる可能性がある。また、1次冷却材を除染するフィルタ系が1次系に取り付けられねばならない。また、炉心の作業にあたっては、反応度をモニタし、未臨界になるようボロン濃度を維持しなければならない。

原子炉压力容器上部の蓋は、通常の燃料取替作業であれば垂直に上げればよいが、TMI-2号炉では制御棒が損傷した炉心とからまり、垂直に上げられないことも考えられる。そこでGPU社では、一種の内視鏡を計装案内管または制御棒案内管より原子炉压力容器内に入れて内部の状況を観察する予定である。

原子炉压力容器上部の蓋を取り去る時に制御棒駆動装置が切り離されることもあろう。すべての作業はモックアップで試され、特殊な道具が必要に応じて設計、製作されることになろう。

炉心には 6×10^9 Ciの放射能があると推定されており、また炉心は相当損傷しているため、特殊な取扱いが必要である。炉心の形状は不明であり、高温の炉心(4,000 F(約2,200°C)近くまで上昇した部分もある)に何度も低温の水が注入されたため、燃料棒およびその被覆管は破碎しているであろう。溶融物があればそれは炉心底部に固まっているであろう。すべての炉心に対する作業は、水中テレビを使ってホウ酸水の中で遠隔操作により行われるであろう。正常な燃料アセンブリ、損傷した燃料アセンブリ、デブリ等は水中で金属製容器に入れられ、水中溶接機で封をした後取り出し、輸送用または貯蔵用キャスクに移されるであろう。

(2) 放射性廃棄物の廃棄

TMI事故およびその除染作業により生じた放射性廃棄物をいかに処理するかが大きな問題になっている。

現在TMIでは、汚染水処理装置EPICORより生じた低レベル廃棄物についてはサイト内保管を行い、低レベル廃棄物のあるものについてはNECO社(Nuclear Engineering Co., 後にU.S. Ecology社と社名変更)のワシントン州リッチランドの廃棄場へ廃棄されている。しかしながら、1980年11月に行われたワシントン州の住民投票により、1981年7月1日以降、同州の廃棄物処理場への放射性廃棄物の持込みは、医療関係以外のものは禁じられることになった。また、TMIサイトへの長期保管についても、もし廃液が漏れた場合には地質学上等に問題があるなど、今後数年間にわたる除染作業に伴って出される低レベル廃棄物の廃棄場所については、問題が残されている。高レベル廃棄物については商用の廃棄場がなく、解決策ができるまでサイトに保管されることになろう。なお、TMI-2号炉の燃料棒は、カーター前大統領の商用再処理プラントの運転停止政策により、そのままの形で処分されなければならないかもしれない。

第1表にベクトル・パワー社が推定した廃棄物の量を示す。

(3) 除染後のTMI-2号炉

除染終了後のTMI-2号炉については、

- ① 廃炉にする。
- ② 現在のプラントを修理して原子力発電所として使用する。

第1表 放射性廃棄物の推定量(ベクトル・
パワー社の評価による)⁽¹⁾

廃棄物の種類	トラック台数
高レベルイオン交換樹脂	370
中レベル廃棄物(トラック1台当り 10 Ci のドラム缶4～7個)	500
低レベル廃棄物(トラック1台当り 1 Ci 以下のドラム缶15～18個)	300
圧縮減容した乾いた低レベル廃棄物 (トラック1台当りドラム缶50～60個)	1,250
機器類	20
計	2,440

③ 新しい原子炉に取り替えて、原子力発電所として使用する。

④ 火力発電所にする。

の案が検討されているが、どの案を選ぶかは、立入調査および除染作業により炉の損傷状態が明らかにされたのち、財政上の考慮を加えた上で決定されるであろう。しかしながら、TMI-2号炉は10億ドルの費用をかけて建設され、わずか1年の商用運転で事故を起こしてしまったことから、GPU社は除染したのち損傷していない機器を利用して発電を行いたいとの希望を持っている。GPU社では石炭火力発電所に変えることを検討してみたが、できあがるプラントが非常に複雑で扱いにくいこと、またTMI周辺の環境から見て灰およびスラッジの取扱いに問題があることなどから、現在ではプラントを修理して原子力発電所としてTMI-2号炉を復旧したいと考えている。

各復旧案に要する費用の比較を第2表に示す。

第2表 各復旧案に要する費用の比較
(米国上院の報告書による)⁽²⁾

復旧案	費用(\$)
現在のプラントを利用して原子力発電所にする。	10～19億
現在のプラントを利用して石炭火力発電所にする。	7～10億†
除染した後、新しい石炭火力発電所を建設する。	19～26億
除染した後、新しい原子力発電所を建設する。	23～31億

† この値は代替電力費が除かれており、代替電力費を入れると約2倍になる。

(4) TMI 周辺住民の反応

事故直後の混乱時期に矛盾した情報や誤報を流したということで、Met. Ed. 社およびNRCに対して生じた住民の不信感は、TMI-2号炉の除染作業が開始さ

れても消えることはなかった。これは、除染計画が関係住民に知らされることなく、かつ意見を聴取することなしに立てられたためである。しかしながら、この点をMet. Ed.社およびNRCは深く反省し、1979年末には住民からの質問を受けるための公開ミーティングを隔週ごとに開催しはじめた。また、NRCは除染計画の環境への影響を評価し、その検討を行う公開ミーティングを開催した。さらにNRCは、1980年2月にはミドルタウンにオフィスを常設して、地元の不安に密接に対応するようにした。しかしながら、1980年2月11, 12, 13日に放射能漏れが起きたため、住民の不安と不信があらわれることになった。1980年2月12日、除染および放射性廃棄物の廃棄による環境への影響を評価した報告書に関する公開ミーティングがNRCによって開かれたが、住民からMet. Ed.社およびNRCに対する強い不信が表明され、住民の一部からは住民の活動(情報の入手、公開ミーティングでの質問等)を代行する“市民助言委員会”の設置が提案された。1980年3月19日、NRCはKrガスの放出に関する公開ミーティングを開いたが、会はしばしば中断され、住民より強い不安と不満が表明された。3月21日、ワシントンでNRC委員3人と“TMIの除染に関する市民グループ”のメンバー7人が会ったが、ここでも、Met. Ed.社およびNRC等への非常に強い不信が表明された。

しかしながら、すべての住民がKrガスの放出を含む除染計画に反対したわけではない。Krガスの放出に賛成する住民の代表的意見は、Krガスの放出が遅れば遅れるほど格納容器からのKrガスの制御される放出の可能性が増すために、できるだけ早くKrガスを抜いて除染を進めた方が、次には何が起こるかわからないというような不安もなくなり、安心できるというものである。

1980年3月末、ペンシルバニア州知事は、Krガスの放出に不安と不信を表明した人達に答えるべく、UCSにNRCの放出計画を独自に検討するよう依頼した。5月14日、UCSは、NRCの放出計画は住民の健康に対し悪い影響を与えないであろうとの結論を出した。それを受けて、5月16日、州知事はUCSを含む専門家の幅広いコンセンサスが得られたとして、NRCのKrガスの放出計画の支持を表明した。

(主な参考文献)

- (1) Office of Nuclear Reactor Regulation, U.S.NRC: Final Programmatic Environmental Impact Statement Related to Decontamination and Disposal of Radioactive Wastes Resulting from March 28, 1979,

- Accident, Three Mile Island Nuclear Station, Unit 2, NUREG-0683, (Mar. 1981).
- (2) Subcommittee on Nuclear Regulation, Committee on Environment and Public Works, U.S. Senate; "Nuclear Accident and Recovery at Three Mile Island", Serial No. 96-14, (June 1980).

Ⅶ. TMI 事故の工学的評価

1. はじめに

TMI 事故は、当特別委員会の第1次、第2次報告書でも述べてあるとおり、軽水型動力炉史上、最悪の事故であった。幸いにして周辺公衆の放射線による影響は無視し得る程度に止まったと推定されているが、炉心は重大な損傷を受け、大量の放射性物質が炉心から放出された。この経験から最大限の教訓を引き出し、原子炉の安全性をより一層高めて行くことが、我々に課せられた責務である。

この事故を現象論的に見ると、せっかく起動した高圧注入系(HPI)を停止しないしは流量を極度に絞ったことが状況を悪化させる決定的要因となったのであるが、運転員がこのような行動を取った理由、背景等を見ると、事故の本質を、単に誤操作とか、教育訓練の欠陥等に単純化することはできず、この事故から最大限に教訓を引き出すためには、運転管理面のみならず、プラントの設計面、さらには安全確保の基本的な考え方にまで考察の範囲を広げ、より高い視点からの工学的評価を行った上での対策を検討することが極めて重要である。

このような評価の必要性は、国内外に広く認識されているところである。当特別委員会も、この事故の総合的評価と、これに基づく教訓の抽出に努力してきた。第2次報告書に含まれているいわゆる52項目は、同報告書が作成された時点までの総合的評価の1つの結果である。米国においても、もちろんこの努力が続けられている。事故直後のNRCの指示、命令等には、一部に総合的見地を欠いたやや短絡的なものも散見されるが、その後発表されたケメニー報告書^①、ロゴビン報告書^②、NUREG-0585^③などでは工学的総合的評価とこれに基づく勧告が、最も重要な部分となっている。さらに、これら勧告に基づく具体的な行動計画が、NUREG-0660^④にまとめられている。

このような評価の努力は、現在もまだ続けられている。いくつかの重要な点について、ほぼ見解が定着し始めているとはいえ、さらに議論を重ねるべきものも、未だいくつか残されている。さらに、これらの評価の結論をどのように具体的な対策に反映していくか

については、多くの技術的問題が残されている。以下に述べるものは、現時点におけるTMI事故の評価と、これに対する当特別委員会の見解をとりまとめたものであるが、今後の議論の進展によって、より広く、かつ高い視点からの評価によって置きかえられることも十分あり得よう。当特別委員会は以下に紹介する内容が議論の終結点としてよりはむしろ出発点としてとられ、原子炉のより一層の安全確保のための活発な議論が展開されることを期待するものである。

2. 安全確保の考え方

(1) 深層防護

周知のように、軽水炉を初めとして、原子炉の安全確保の諸対策は、いわゆる深層防護(Defence in Depth)という考え方に基づいている。この考え方は、安全上の諸対策の多構造を要求するものであって、具体的には次の3つのレベルから成っている。

第1のレベル：異常事象の発生の防止

第2のレベル：異常の波及、拡大の抑制

第3のレベル：異常拡大時の周辺への影響の低減

TMI-2号炉も、もちろんこの考え方に従って設計されていたはずである。そこで、TMI事故の経過から、この考え方の有効性について考察して見る。

まず、第1のレベルは慎重な設計とともに、高水準の品質保証や運転操作など、適正な運転管理が必要である。TMI-2号炉を初めとするB&W炉は、負荷変動に対する応答が良く、機動性に富む特性を有する設計であるが、一面2次系の外乱等に対して敏感であり、後備系(たとえば補助給水系)の動作や、運転員の操作に対する時間的余裕が少ない。とくに、2次系の異常によって直接発信されるスクラム信号がなく、2次系に起因する異常に対しては、加圧器逃し弁を積極的に活用して、スクラムを回避する設計思想が採用されている。このため、B&W炉では、加圧器逃し弁の動作回数が他のPWR(W社およびCE社設計)に比べて圧倒的に多い。この設計が直ちに異常を多発させるものとはいえないにしても、高水準の品質保証が確保されない場合には、異常発生の潜在的可能性を含むものとなると考えられる。

品質保証の点について、事故に直接関連するものとしては、TMI-2号炉で用いられていたドレッサー社製の先駆弁つき逃し弁(PORV)の故障例が、すでにいくつか報告されていたことを指摘しておこう。運転管理については、TMI-2号炉の状況が米国ないし世界の水準に比較してどの位置を占めるものであるかは、なお検討を要するとしても、今回の事故経過中に現れ

た事例を数え上げただけでも、決して良好な状況ではなかったといえる。顕著なものだけでも、加圧器の逃し弁ないし安全弁の許容値以上の漏洩を放置して長時間運転を続けたこと、補助給水系の隔離弁が閉じており、誰もこれに気がつかなかったこと、高圧注入ポンプ1Aの起動が困難であり、かつ運転中にしばしばトリップしたこと等々枚挙に暇のないほどである。このようにして見ると、深層防護の第1レベルが、決して満足すべき状態になかったことがわかる。

主給水喪失に始まった TMI 事故の経過を見ると、第2、第3レベルにもいくつかの問題があったことがわかる。この間の経過を整理して見ると次のようになる。

(1) 主給水喪失

この事象は、設計段階で十分予想されており、次の対策が取られている。

- (i) 出力ランバックまたはスクラムによる原子炉出力の低減
- (ii) PORV による圧力上昇の抑制
- (iii) 補助給水系による1次系(RCS)からの熱除去の確保

このうち、(i)と(ii)は設計通り正しく作動した。(iii)は、補助給水ポンプは設計通り作動したが、弁(EFV-12AおよびB)が閉となっていたため、給水がSGに到達せず、SG2次側がドライアウトした。事故発生8分後に運転員が弁を開いたので、この事象は事故の結果を左右するものではなかったが、深層防護の見地からは重大な意味を持つものである。

(2) PORV の開固着

PORV の開固着は、すでに B&W 炉で何回か経験されている。開固着のみを意識したものでは必ずしもないが、PORV 上流には元弁があり、これを閉じれば1次冷却材の流出を止めることができる設計になっている。しかし、PORV の開固着に運転員が2時間半近くも気づかず、この間元弁は操作されなかった。

(3) HPI の停止

仮に逃し弁が開のまま放置され、1次冷却材の流出が続いていたとしても、それだけで原子炉が危険な状態になることはない設計になっていた。ECCSの一部である HPI が動作すれば、炉心は露出することなく冠水状態を維持することが可能である。HPI は設計通り作動したが、運転員がこれを停止ないしは流量を極度に絞るなどしたため、事故発生後約3時間にわたって、HPI は事実上機能しなかった。

以上から見て、TMI 事故という特定のシーケンス

については、少なくともその発端においては、設計上予想され、対策が用意されていたにもかかわらず、主として人為的要因によってこれらの対策が無効にされ、その結果第2レベルと第3レベルの一部が突破されて、大事故に至ったといえる。

かくして事故が拡大し、炉心から大量の放射性物質が1次系に放出された。このうち、かなりの量(特に希ガス)が周辺環境に放出されたものの、大部分の放射性物質は1次系あるいは格納容器中に止まった。格納容器は、このような事態に備えて隔離機能を有しているが、TMI 事故ではこの機能は設計の不備や不適切な操作などによってほとんど活用されず、周辺へ放出された放射性物質のほとんどは、格納容器内から補助建屋へ移送された水やガスの漏洩等によるものであった。このように、隔離が完全に実行されなかったにもかかわらず、放射性物質の放出がかなり低減し得たことから見て、格納容器の第3レベルとしての機能は、予期していた以上のものがあったと言えよう。同時にまた、このことは、ある安全上の対策を多層化して、たとえある対策が効を奏さない事態が生じて、その後さらに対策が講じられているという深層防護の思想が基本的に妥当なものであることを示しているといえよう。

しかしながら、詳細に検討すると、TMI-2号炉における深層防護の具体的な適用は改善の余地があるといわねばならない。たとえば、事故発生後、約9時間50分に、かなりの規模の水素燃焼が格納容器内で生じ、約28 psig(2.0 kg/cm²・g)の圧力スパイクが生じた。このスパイクも、格納容器の設計圧力を越えず、格納容器の健全性が損なわれることはなかったのではあるが、この格納容器が水素の燃焼あるいは爆発の可能性を考慮して設計されていた訳ではないのである。また、各種放射線モニタの測定範囲、抽出系やDHRの漏洩防止対策、遮蔽などは、これほどの大量の放射性物質の放出を予想して設計されておらず、事故中に期待された機能を果さず、あるいは放射能の放出源となった。また一方では、補助建屋の排気フィルタは、設計ではその機能を意図していた訳ではないが、今回の事故では放出低減にかなり役立った。すなわち、安全上の諸対策のうち、結果として効果を上げたものもあるが、全体として見ると、今回の事故は設計上の「異常拡大時」の想定を超えるものであったことになる。

以上をまとめると次のように結論できるであろう。深層防護の考え方は、基本的には妥当なものであるが、設計から運転管理に至るまでの部分で、この考え

方が正しく機能するように万全の措置が必要であるということである。TMI 事故で特に顕著なことは、設計上は有効であった対策のいくつかは、運転操作によって無効にされたことである。従来深層防護の考え方は、設計で特に重視されていたのであるが、これが品質保証や運転管理にまで一貫した指導原理となっていなければならないということである。特に運転管理を今後重視すべきであることは、次項以下で若干詳細に論ずることにする。また、いくつかの対策は結果としては有効であったものの、設計、操作ともに問題があったといえる。端的にいえば、第3レベルの対策を考えるための設計ベースの想定を、どのように行っておけば良いかについて、原子炉の設計、運転管理等の総合的考察に基づいて検討を進める必要がある。

(2) 安全運転と人的因子

前述したように、TMI 事故では、設計上の諸対策が人為的要因によって機能を発揮し得なかったことから、運転管理あるいは人的因子の安全保護における役割が注目を集めてきている。

歴史的に見ると、深層防護の思想を初めとする安全確保の考え方、さらにはこれに基づく安全審査等の規制の慣行などが、ほぼその骨格を形成して定着したのは1960年代末から70年代初頭にかけてのことであった。この時代には、多数の原子力プラントが建設中あるいは計画中であり、設計の改良のために多大の努力が払われていた。安全上の考察や対策も、まず設計に最重点をおいていたのも、当時としては当然のことであった。1971年に始まった ECCS に関する論争は、この時代を象徴するものであったといっていよう。70年代後半になると、世界には100基を超える軽水炉が運転されるようになった。安全設計の重要性はいささかも変わることはないとしても、それだけでは十分でなく、いかに安全に運転するか、すなわち安全運転が重要な時代に入っていたのである。

このような状況変化に対して、安全上の考え方や規制の慣行は必ずしも即応していなかった。主要な関心は依然として設計に偏在したままであったといっていよい。もっとも安全運転の実現には、まず第1に日常の運転管理をいかに安全の原則に忠実に実行するかということであり、何よりも実際にプラントを運転管理する設置者の自覚にまつところが多い。NUREG-0585でも「安全運転の第一義的責任は設置者にある」と述べている。そこでまず TMI-2 号炉において、安全運転の趣旨がどのように活かされていたかを見てみよう。

(1) 運転管理

TMI-2 号炉の運転管理の水準が、米国あるいは世界の他のプラントに比べてどの程度のものであったかについて、当特別委員会は十分な情報を持ち合わせていないが、事故後明らかにされた様々な事実から推して、これが満足すべきものではなかったと考えられる。顕著な事例をあげると、TMI-2 号炉は1978年12月30日から営業運転に入ったが、それ以前に多数のトラブルを経験しており、これらのトラブルが完全には解決されていたとは思われぬ節がある(これに関連して、設置者 Met. Ed. 社が、税金対策のために強引に営業運転を開始したという推測が流されたことがあった。NRC はこれについて調査したが、そのような意図の明らかな証拠はなかったとしている)。前述したように、加圧器の逃し弁または安全弁の漏洩を放置して運転を続けていたなどの事例は、TMI-2 号炉の運転管理の水準を物語るといってよいであろう。NUREG-0600⁽⁴⁾の記述によれば、このプラントの補助給水系の点検要領は、安全上重大な疑義を含むものであった。さらに、しばしば ECCS 等の不必要な起動があり、ある時には1次系にカ性ソーダを注入したこともあったこと(この点は、設計にも疑問の残るところである)などから、安全系作動信号(SFAS)が発生した場合には、プラントの状況の如何にかかわらず、直ちにこれをバイパスするように運転員が指示されていたなどの事例も報告されている。これらの事例から見て、TMI-2 号炉の運転管理全般に、安全運転の趣旨が十分徹底していたかどうか、重大な疑問があるといわざるを得ない。

(2) 制御室設計とマン・マシン・インターフェイス

原子力発電所の制御室の設計が、人間工学的見地からの検討が十分でないとの指摘は、APS 報告⁽⁵⁾を初めとして、従来しばしばなされていたところである。TMI-2 号炉の例で見ると、元来この制御室は他のプラントのために設計されたものを流用したもので、Met. Ed. 社は当初 TMI-1 号炉と同様な設計を望んでいたが、再設計の経済的、時間的負担を考えて現設計を受け入れたといわれている。したがって、この制御室設計には、現場の技術者や運転員の意見が十分反映されていたとはいえない。しかも、この制御室の設計者は、このプラントを何名の運転員で運転することになっているかを知らずに設計を行ったという信じ難いような事実も報告されている。事実、試運転以降の数々の経験にかんがみ、運転員から不満の表明や改善の提案がなされていたが、これらは一部を除き実施されていなかった。

事故の初期の段階では、短時間に100を越える警報が発生し、アラーム・プリンタが追いつかない状況になった。また問題のPORVの制御室表示は、実位置ではなくデマンド信号であり、今回の事故でも「閉」状態を表示して運転員の判断を狂わせる一つの要因となったのであるが、これすら原設計では設置されておらず、試運転中の異常の経験から運転員の要求で取り付けられたものである。このような事例から見て、この制御室が異常発生時に運転員の適確な判断を助けるという見地から適切な検討がなされていたとは思えない。

しかしながら、TMI-2号炉の制御室で指摘されている多数の問題点は、他のプラントの制御室にも多かれ少なかれ指摘し得るところであろう。原子力発電所という複雑なシステムと人間との接点、すなわちマン・マシン・インターフェイスを人間工学的な立場からさらに入念な検討を行う必要がある。わが国の制御室をみると、運転員の意見等も取り入れて改善を図っている例も多数認められるが、今後ともこれをより強力に推進するとともに、さらに研究開発を重ねて運転員の誤操作を極力防止し得るように改善を図るべきであり、いわゆる52項目にも、この趣旨の項目が含まれているところである。

(3) 要員の技術水準と教育訓練

事故発生当時、制御室には4名の要員が配置されていた。彼らはいずれも高校卒業程度の学歴を持ち、海軍において原子力の経験を有し、NRCの試験に合格しているが、試験の成績はおおむね平均またはそれ以上であったと報告されている。さらに、事故中のこれら4名を含む要員の行動を見ると、一般的に彼らは操作に熟練しており、個々の操作はおおむね迅速かつ確実であったと思われる。しかし、事故の結果から見て、彼らの状況判断には問題があったといわねばならない。ただし、彼らをして誤った判断に至らしめた状況も存在しており、誤判断の原因を彼らの技術能力のみに帰すことはできない。

TMI-2号炉では異常時には制御室にかけつけて、指揮あるいは助言に当る待機幹部職員(on-call duty officer)の制度があったが、この要因の資格要件ないし技術水準に関する規定が技術仕様書になかった。事実、事故当日の待機幹部職員は、TMI-1号炉から転属されてから日が浅く、未だ非公式の訓練を受けている途中であり、事故発生の通報を受けて直ちに制御室にかけつけて見たものの、自分の判断や助言に自信がなかったと述べている。その後、上級スタッフのほとんどが集合したが、彼らの判断も適確とはいえない難かった。

これらの事実にかんがみ、事故後わが国で早急に実施した安全総点検の結果に基づく規制当局と原子力安全委員会の指示事項において、要員の基礎的知識と異常時の技術支援体制の内容の充実が特に指摘されたところであり、また当特別委員会としても、いわゆる52項目で運転員の長期養成計画、運転員の誤操作防止対策の改善検討を指摘したところである。その後、国内で発生した若干の事例について見ると、プラント要員の判断と操作はおおむね適確であったことは喜ばしいことであったが、今後とも、なお一層の向上の努力が望まれる。

TMI-2号炉の運転員の経歴や試験成績などは一応の水準にあったと見られるが、異常時に対する訓練あるいは指示等には問題があった可能性がある。前述したSFASをバイパスする指示などはその例である。TMI-2号炉の異常時の措置要領などについて、当特別委員会は直接これを調査してはいないが、これらが不適確でかつ矛盾を含んだものであるという報告が米国でなされている。

しかし、より基本的には、平常時、異常時を通じて、プラント要員に何が期待されており、したがってどの程度の技術水準が必要とされるのかを明確にした上で、資格試験教育訓練の内容をこれらの要件と合致したものにすることが必要であろうと思われる。

以上を要するに、原子炉の安全運転のためには、まだ考察すべき事項は多数あると思われるが、何よりもまず人間的因子を重視しなければならないと言えよう。これには、まず平常時、異常時を通じて、人間の役割りと位置づけを明確にし、これと一貫した形で、マン・マシン・インターフェイスの改善、教育訓練の充実が図られるべきである。これを行うために、人間工学的研究とその応用が、より一層広範に推進される必要があろう。と同時にTMI事故の経過から、プラントを常に可能な限り最良の状態にしておくことの重要性があらためて痛感され、わが国においても、関係者が一層の努力を払われることを期待するものである。

(3) 安全設計

TMI事故が「安全運転」の側面を重視すべきことを示したことは前述のとおりであるが、同時にこれまで重視されてきた安全設計の考え方にも問題を提起していることは、第Ⅶ-2(1)項でも触れた。本項では、TMI事故に現れた設計の考え方の問題について、より詳細に考察することとする。

(1) 事象分類と設計ベース

原子炉プラントに生じ得る様々な事象を、その頻度

と重大さを考慮していくつかに分類する手法が従来広く採用されて来た。たとえば、わが国の「安全評価審査指針」では、通常状態、異常な過渡変化および事故に分類しており、アメリカ国立規格協会(ANSI)は Condition I~IV の4段階分類を提唱している。中でも米国の 19 CFR Part 50 Appendix D の示す Class 1~9 の9段階分類は、広く参照されて来た。9段階のうち、Class 1~8 は、設計上対処すべきものであり、Class 9 は設計上直接の対応を要しないものとされていた。この考え方にに基づき、次に述べる設計基準事象(DBE)は、Class 8 までの範囲から想定されていた。一方、原子炉プラントの安全評価(厳密には設計評価というべきであるが)も DBE に基づいて行われ、DBE を越える事態についてのプラントの解析や評価は、少なくとも規制に関連するものとしては要求されていなかった。すなわち、従来の手法は Class 8 までの範囲で論理的に「閉じて」いたことになる。

TMI 事故では、炉心の損傷が従来の DBE での想定範囲を大きく越えてしまった。その結果、冷却材中の放射能濃度や発生水素量等が、放射線モニタ、格納容器等の設計条件を上回る事態が生じた。このことから、2つの主要な問題の解決が迫られることになった。第1には、なぜ TMI 事故では従来の想定を上回るどころまで事故が拡大したのか、従来の考え方に欠点があったのか、これを防ぐにはどのように論理を改善すれば良いのか、という問題である。第2には、事故時の動作を期待する系統、機器等の設計ベースをどのようにすれば良いのかということである。

このような問題について、当特別委員会の指摘したいわゆる52項目においても、関連するものが含まれており、原子力安全委員会の下で専門部会や、関係行政庁において検討が進められている。一方、米国では NRC が、NUREG-0660において、従来の9段階分類を止めて、連続な確率場で事故のスペクトルを評価する方向を打ち出しており、今後の動きが注目されることである。

(2) 重要度分類と単一故障指針

これまでの原子炉プラントにおいては、ECCS など、その機能喪失が原子炉の安全に重大な影響を及ぼすおそれのあるものを、安全上重要な構築物、系統および機器として分類し、様々な設計上の要求を課してきた。この分類を重要度分類と呼んでいる。安全上重要な系統に対する要求事項の1つに、これらの系統は、これを構成する機器等の単一の故障を仮定しても、その機能を失わないように設計することを求めているも

のがある。これが単一故障指針と呼ばれるものである。この指針の意図するところは、安全上重要な系統に適切な多重性ないし独立性を要求することにより、その機能の信頼度のある水準以上に維持しようとするものである。一方、この指針に基づいて設計された原子炉プラントの設計評価あるいは安全評価において、想定された異常事象に対処すべき系統(安全系)の信頼度について、どのように評価すべきかについては、国際的に必ずしも統一された手法が確立しているとはいえないが、わが国の安全評価審査指針では、安全系を構成する各種系統機器について、その機能ごとに任意の単一の故障を仮定することとしている。

このように、単一故障指針は設計における場合と評価における場合とで若干考え方や取扱いに差異はあるが、次の条件が満たされている場合には、信頼性維持のための簡明かつ有効な指針であると考えられる。

- (i) 良好な品質保証と運転管理により、故障の発生率が十分低いこと。
- (ii) 適切な設計ともあいまって、故障の発生がランダムであり、かつ相互に独立であること。

特に、この指針が有効であるためには、共通要因故障の確率が十分低く抑えられていることが必要であることに注意しなければならない。

TMI 事故で観察された事実は、重要度分類と単一故障指針の考え方とその具体的適用についていくつかの問題を提起した。第1に、事故中に、異なる系統に多数の故障が発生し、あるいは顕在化した。このことは1つの系統に2つ以上の故障が発生したということでは必ずしもないが、故障数が多いということは、単一故障指針が有効であるための第1の条件が満たされていなかったことを意味する。すなわち、設計や評価における前提条件が運転管理の面で実現されていなかったことになる。第2に、個々の系統については、単一故障指針が有効でなくなるような狭義の故障は発生していないのであるが、人的因子が加わることにより、補助給水系や HPI の機能が損なわれることとなった。人的因子、特に要員の判断の誤りは、広義の共通要因故障の原因となり得るものと考えられる。このような誤判断を防止する対策は今後とも重視していくべきことは当然であるが、同時に、単一故障指針の役割とその効果についても検討する必要がある。第3には、事故のいわば主役となった給水系、PORV などは、従来安全上重要な系統と見なされておらず、単一故障指針が適用されていなかった。このことは、プラントの全体として信頼度を高い水準に維持する見地か

ら、重要度分類と単一故障指針の適用範囲とについて検討の余地があることを示していると考えられよう。このような問題を踏まえて、当特別委員会は、いわゆる52項目の中で重要度分類と単一故障指針についても検討の必要性を指摘したところであり、現在原子炉安全基準専門部会において慎重な検討が行われている。

(3) 起回事象の選定

TMI 事故の特徴の1つは、この事故が最初給水喪失で始まり、これが小破断冷却材喪失事故(LOCA)に変化して行ったことである。従来の安全評価では、給水喪失も小破断 LOCA も考慮すべき事象とされており、個々の事象に関する限り(人的因子を別にすれば)、従来の評価によって包絡されたものである。しかし、TMI 事故に見られるような、いわば複合的事象が個々の起回事象によって完全に包絡されているかについては、慎重な検討を要すると思われる。

3. TMI 事故の評価

前節では、TMI 事故が提起した一般的、基本的問題についての考察と評価を試みた。本節では、TMI 事故という特定の過程に着目して、より具体的な評価を行うことにする。事故の経過の詳細については、すでに当特別委員会の第1次、第2次報告書でも述べており、また本報告書の第1章にも記載されている。ここでは、そこに関連して現れた特に注目すべき点について考察する。

(1) WASH-1400⁽⁶⁾における取扱い

第IV-2章において、いわゆる Class 9 事故の取扱い等について若干言及したが、これらの事故分類あるいは単一故障の仮定等から離れて、プラントに起り得る事象のうち、周辺に対して重大なリスクとなるものを網羅しようとしたものに、いわゆるラスムッセン研究(WASH-1400)がある。この研究については、様々な批判や評価がなされているが、少なくともその基本的考え方(確率論的考え方)と手法については TMI 事故の経験から、さらに高い評価を受けるに至っている。ここでは、特に WASH-1400において TMI 事故に類似の事象がどのように予測されていたかに焦点を合わせて考察しよう。

WASH-1400の結果については、様々な限界がこれまで指摘されており、これについては後にも若干触れることにするが、考察を行うに当たって特に指摘しておかねばならないことは、WASH-1400が PWR の解析を行うに当たって参照したのは W 社設計のサリー(Surry)炉であったということである。この炉が W 社の炉を代表し得るか否かについてさき多くの議論のあったとこ

ろで、いわんや TMI-2 号炉のように B&W 社設計の炉は、設計の思想にも、具体的な系統機器設計にもかなりの相違があり、したがって WASH-1400の解析結果がそのまま当てはまらないところがある。しかし、TMI 事故の本質をなす部分は、WASH-1400によって取り上げられており、それが重大な結果となり得ることも予測されていたことも事実である。以下にこれらについて説明し、さらにその評価も試みることにしよう。

(1) “Transient”としての TMI 事故

WASH-1400では、事故の起回事象として、大破断 LOCA、小破断 LOCA(2種)およびその他の“Transients”に分類している。PWR の Transient として、発生の可能性が高い事象として18事象が挙げられており、この中に「主給水ポンプ喪失」、「復水ポンプ喪失」が示されている。また、Transient が発生してから、これに対処し、その動作の成功または失敗が結果的に重要な影響をもたらす機能として7種類が挙げられており、それらは次のとおりである。

K: 原子炉保護系

M: 2次系の蒸気放出および出力変換(主給水系および復水系または SG 安全弁)

L: 2次系の蒸気放出および補助給水系(補助給水系および主蒸気安全弁または逃し弁)

P: 安全弁または逃し弁の開放

Q: 同上再閉

U: CVCS(化学・体積制御系)

W: 余熱除去系

TMI 事故の、特に炉心損傷にとって重大であった最初の約3時間ごろまでの経過に即して考えると次のとおりである。まず原子炉は正しくスクラムしており、Kは、“YES”である。MとLは、要するに2次系がヒートシンクとして機能しているか否かであるが、TMI 事故では、最初の補助給水系の動作の遅れを除外したとしても、事故の最も重要な時期に2次系はヒートシンクとして十分機能しておらず、したがってMとLは合せて“NO”と判断できる。同様に考察して、PはYES、QはNO、UはYES、WはNO(ただし、3時間ごろまではWは無関係であるともいえる)と分類でき、WASH-1400の分類によれば、TMLQ(またはTMLQW。ただし、このシーケンスは WASH-1400では取り扱っていない)のシーケンスに相当することになる。このシーケンスの結果は炉心溶融とされており、これに続いて格納容器は、水素爆発を含むすべてのモード(5種類)で機能喪失に至る可能性があるとし

ている。ここで気がつくことは、ここには HPI が機能しないという事象が含まれていないことである。これについて、WASH-1400 では脚注で次のように述べている。すなわち、このシーケンスは、弁の開固着による小破断 LOCA となるので、それらをも参照すべきであるということである。前にも述べたように、参照している炉が異なるために、イベント・ツリー(ET)に若干の差は生じ得るとはいえ、給水喪失を含む Transients から逃し弁開固着が生じ、重大な事故に至る可能性があることが明確に示されていたことは注目に値することである。なお設計の相違等もあって、WASH-1400 では、TMLQ シーケンスの確率はかなり低いものとなっているが、B&W 炉では異なった確率値を与えることになる。たとえば、WASH-1400 の取り上げているサリー炉では、M もしくは L のいずれかが YES であれば、Q すなわち弁開固着は考察されないことになっている。しかるに、TMI-2 号炉では、M および L がいずれも YES でも逃し弁は開くことがあり、したがって Q を含むシーケンスが存在することになる。この結果、B&W 炉では原子炉がスクラムしても、Q を含むシーケンスはさらに多くなる可能性がある、確率も全体としてかなり高くなると推定される。ただし、Q を含むすべてのシーケンスが炉心溶融に至るか否かは、詳細な解析を要しよう。

(2) 小破断 LOCA としての TMI 事故

TMI 事故の重大な分岐点は、逃し弁が開固着しているのに制御室要員が気がつかず、加圧器水位の上昇を見て、HPI を事実上停止したことである。要員の教育訓練等から見て、彼らは事故の直接の発端が給水喪失でなくとも、何らかの異常が起り逃し弁が開固着さえすれば、同じ行動を取った可能性は極めて高い。したがって、TMI 事故は逃し弁開固着を起因事象とする小破断 LOCA と見なすこともできよう。WASH-1400 では、TMI の事例は S_2 (破断口直径が $\frac{1}{2}$ インチから 2 インチまで) に相当する。 S_2 は破断口から流出するエネルギーが崩壊熱を下回る場合であって、ちなみに TMI-2 号炉では、PORV の有効径は 2 インチ以下である。

S_2 では、事象と分岐点となる安全機能として 9 種類が挙げられているが、中でも重要と思われるのは、D: 非常炉心注入機能である。この D が NO となるシーケンスとして、7 種類のシーケンスが考察されているが、いずれも結果は炉心溶融に至るとしている。すなわち逃し弁開固着を含む S_2 では、非常炉心注水(TMI-2 号炉では HPI) が不可欠であり、これを事実

上停止してしまえば、他の系統の動作如何にかかわらず炉心は重大な損傷を受けることが指摘されていたのである。次に重要なものは、L (定義は Transient と同じ) であって、これが NO となる 7 種類のシーケンスはすべて炉心溶融に至るとされている。注目すべきことは、これが D とは無関係とされていることであって、TMI 事故の場合、補助給水系の弁が長時間閉じたままであれば、たとえ HPI を動作状態においたとしても、炉心は重大な損傷を受けた可能性があることになる。この点については第 IV-3 (3) 項でさらに考察する。

格納容器について見ると、上記の 14 シーケンス中、水素爆発によって健全性が損なわれる可能性があるのは、格納容器スプレイ系(C)の機能喪失を含む場合で、これ以外は他のモードで格納容器の機能が損なわれるとしている。これは TMI 事故の経験と矛盾するが、この点については次項で考察することとする。

(3) WASH-1400 の特徴と限界

以上述べたように、WASH-1400 は事故シーケンスを系統的に分類することにより、TMI 事故そのままではないが、核心をなす部分を含むシーケンスを摘出し、しかもそれが重大な炉心の損傷につながる可能性があることを正確に予測した点で、そこに採用されている手法が優れていることを実証したといえよう。事実、TMI 事故以前から、WASH-1400 が小破断 LOCA や Transient の重要さを指摘していることを引用して、安全対策や安全研究の重点をこれらに移行させるべきだという有力な主張もあったのである。このような事情から、WASH-1400 ならびにこれに続く研究成果が今後ますます重視されることとなろう。しかし、WASH-1400 にも、その応用可能な範囲には自ずから限界があり、引用、応用等には注意が必要である。ここでは TMI 事故に即して、WASH-1400 の特徴と限界を考えることにする。

前述したように、WASH-1400 において、TMI 事故と類似のシーケンスとしては TMLQ と S_2 D をあげることができる。しかし、より厳密に TMI 事故シーケンスを分類すれば TMQD ということになる。このシーケンスは、WASH-1400 では直接は現れていないのであるが、これは直接参照している炉設計の相違も理由の 1 つであろう。いずれにしても、設計が異なる炉について考察する場合は、注意が必要である。

それよりも重要なことは、WASH-1400 は、次の 2 つの仮定の上に論理が構築されていることである。

- (A) 炉心の状態がある状態を越える場合(たとえば被覆温度 2,200F (1,204°C)、同酸化量 17% を超

えた場合)は、炉心は完全溶融したと仮定する。

- (B) 炉心が溶融すれば、格納容器は考察されている5つのモードのいずれかのモードで、早晚その健全性を失うと仮定する。

TMI 事故では、少なくとも仮定(A)は成立しなかった。この最大の理由は、TMI 事故では、事故発生後約2時間20分で PORV の元弁が一たん閉じられ、さらに約3時間から4時間後にかけて、短時間ながら HPI が動作し、炉心を冠水させるに足る冷却水が注入されていることである。すなわち、TMQD のシーケンスにおいて、QおよびDは炉心が完全溶融する前に回復、消滅していることになる。その結果、TMI-2号炉では、いわゆる Degraded Core の状態で止った。WASH-1400 では、仮定(A)に示されているように、Degraded Core なる状態は概念として存在しない。また前述したように、ET の分岐が時間とともに変化するような場合は、現在の手法のままでは取り扱えないのである。

TMI 事故の場合、仮に炉心溶融が生じたとしても、恐らく格納容器の健全性は失われなかったであろうとの推定がある。仮にこの推定が正しければ、仮定(B)も正確でないことになる。また、TMI事故のように仮定(A)が成立しない場合もあると考えると、WASH-1400 は格納容器について、かなり悲観的過ぎる結果を与えているといえよう。特に、炉心の完全溶融を仮定するために、蒸気爆発等のモードが過大評価されて、水素爆発のモードが相対的に過小評価されている可能性が強い。事実 S₂D に対して、WASH-1400 では水素爆発以外の4つのモードで格納容器が健全性を喪失しているのに対し、TMI 事故での格納容器に対する潜在的脅威はあったとしても水素爆発のみである。

WASH-1400は、事故シーケンスを考える際に、人的因子を系統的に取り扱った点でも先駆的業績を有するものである。しかし、そこでは TMI 事故で見られたような状況の誤認に基づく行動は十分に考察されていない。

このような点は、今後我々が WASH-1400 を参考にして議論を進める上で注意を要する点である。同時にこれらの点は WASH-1400 で始められた手法の今後の発展のために重要な示唆を与えていると思われる。しかし、これらの問題点にもかかわらず、次のことは明らかである。すなわち、WASH-1400は TMI事故経過そのままではないとしても、PORV開固着、または HPI の停止が重大な結果となり得ることをすでに指摘していた。また不完全なモデルではあるが、人

的因子の重要性も指摘していた。これらの指摘は TMI 事故で実証されたといえる。WASH-1400 を初めとする確率論的評価手法の重要性があらためて認識され、その研究の一層の拍車がかけられることになる。

(2) 前兆的事象

TMI 事故は、決して何の前触れもなく起ったものでもなく、また、その可能性が全く予見されなかったものでもない。すでに、当特別委員会の第1次、第2次報告書においても、ディビスベッシー1号炉の事例や、いわゆるマイケルソン報告を紹介した。しかし、TMI 事故の前兆ともいふべき事例は決してこれに止まらない。前節で述べた WASH-1400もその1つである。ロゴビン報告書は、次のような“Precursor (前兆的事象)”をあげている。

- (a) ドブチー(Dopchie)の書簡(1971年4月27日)
- (b) ベズナウ(Beznau)炉の事象(1974年8月20日)
- (c) WASH-1400(1975年10月)
- (d) マイケルソン報告(1977年9月)
- (e) ディビスベッシー1号炉の事象(1977年9月24日)
- (f) ケリー・ダン(Kelly-Dunn)のメモ(1977年11月1日)
- (g) ペブルスプリング(Pebble Spring)炉に関するACRSの質問(1977年11月)
- (h) クロスウェル(Croswell)の懸念(1977年12月)
- (i) イスラエル・ノバク(Israel-Novak)のノート(1978年1月10日)
- (j) ランチョ・セコ(Roncho-Seco)炉の事象(1978年3月20日)
- (k) TMI-2号炉の事象(1978年3月29日)

さらにロゴビン報告書にはないが、次の事象を加えることもできよう。

- (l) オコーニ-3号(Oconee-3)炉の事象(1975年6月13日)

このうち、(d)、(e)、(k)および(l)については、第2次報告書で紹介したところであり、(c)については前節で考察した。これらの事例の中には、(i)のように TMI 事故との直接の関連が乏しいものから、(d)、(e)のように極めて密接なものまで含まれている。ここでは、特に(a)および(b)について説明し、さらに、その他の前兆的事象も含めて全体として考察することとする。

(1) ドブチーの書簡とベズナウ炉の事象

1971年4月、ベルギーの安全評価の責任者ドブチーは、USAEC(当時)に書簡を送った。書簡の内容は W

社の PWR の安全性に関するいくつかの質問であったが、その中に、加圧器気相部破断による LOCA の際の ECCS 動作に関する疑問が含まれていた。すなわち、当時の W 社の設計では、SI 信号は加圧器水位低と圧力低の一致等により発信されるが、逃し弁開固着のように加圧器気相部からの LOCA の場合、加圧器水位は上昇するから、SI 信号が遅れる(たとえば格納容器圧力高などによって発信する)のではないかという質問である。その後、AEC とドブチーの間に書簡の往復があり、AEC 部内の処置に現在ではやや判然としない部分もあるが、一応解決済みとされたようである。

当時 W 社では、ドブチーの書簡とは独立に、小破断 LOCA の解析を行っているが、その中には加圧器気相部破断も含まれており、加圧器水位が上昇することも認識されていた。W 社解析によれば、この場合でも、炉心が損傷を受けるまでには約 50 分程度の時間的余裕があり、運転員の手動による ECCS 起動が十分期待できると結論されていた。AEC もこの結果を了解しており、ドブチー書簡への対応もこの結果を踏まえて行われたと考えられる。なお、その後 W 社は設計を変更し、上記の一致信号をやめて、加圧器圧力低のみで、SI 信号が発信されるようにしたが、この変更は W 社によれば、加圧器気相部 LOCA 対策ではなく、計測制御回路をこのようにして簡略化しても、ECCS の誤起動の可能性が低いことが経験上明らかになったためであるということである。

このドブチーの疑問を裏づける事象が、1974 年 8 月、スイスのベズナウにある原子力発電所に起った。原子炉が 100% 出力で運転中、2 基のタービン中 1 基がトリップし、その際 2 個の加圧器逃し弁が開き、うち 1 個が開固着の状態となった。圧力は低下を続け、圧力低で原子炉はスクラムした。加圧器水位は上昇し、SI 信号は発信されなかった。2~3 分後、運転員は逃し弁開固着に気づき、元弁を手動で閉として事象は収束された。

ドブチー書簡とベズナウの事象は、TMI 事故で現れた加圧器に関する現象が、かなり以前に意識され、あるいは現実に起っていたことを示すものとして興味深いものがある。ただ、ドブチー書簡が AEC の一部と恐らく W 社の一部のみにしか知られておらず、さらにベズナウ炉の事象について当時スイスは詳細を公表せず、折角の重要な内容を含む情報が広く活用されるに至らなかった (NRC がベズナウ炉の事象を知ったのは、TMI 事故の後であったといわれている)。さらに、

ベズナウ炉の事象を技術的に評価すると、逃し弁の状態確認が正確、迅速になされたことが事態の収束の決め手になったと思われ、弁の位置表示の重要性が示されている。

(2) その他の事象および全般的考察

第 2 次報告書で述べたように、ディビスベッシー 1 号炉の事象は、TMI 事故の発端と酷似している。すなわち、給水系の異常に端を発して加圧器逃し弁が開固着し、ドレンタンクのラプチャーディスクが破れたこと、補助給水系が不調であったこと、加圧器水位は一たん低下した後上昇に転じ、運転員はこれを見て (運転規則に違反して) HPI を停止したこと等、現象的にはほとんど完全に TMI 事故と一致している。相違しているのは、原子炉出力が定格の約 9% 程度であったこと、約 22 分後に運転員が弁の開固着に気がついて元弁を閉じたことである。マイケルソン報告は、B & W 社の 202 型炉 (TMI-2 号炉は 177 型で若干設計が異なる) の微小破断を考察し、その際 (i) 加圧器サージ管のループシール構造により、加圧器水位は冷却材インベントリと無関係にある値を示す可能性があること、(ii) 加圧器気相部破断の場合、水位の上昇によって運転員が HPI を停止する懸念があることを指摘したが、不幸にしてこの予言は TMI 事故で完全に適中してしまったのである。TMI-2 号炉では 1978 年 3 月 29 日、事故の 1 年前、電源異常により PORV が 4 分間開放になり、ドレンタンクの逃し弁が開き、格納容器サンプポンプが自動起動した。この事象にかんがみ、PORV が電源喪失で開となるのを “As Is” に変更し、さらに制御室に弁の位置表示をすることにしたが、これはしばしば指摘されるように実位置表示でなくデマンド信号であった。この経験と処置は、1 年後の事故にとって有益であるよりはむしろ逆方向に作用した。すなわち、制御室の「閉」表示は運転員の判断を惑わし、ドレンタンクから格納容器への水の流入も以前にもあったことだとして看過された。

その他の事例も、これまで紹介したものとおおむね共通するもので、加圧器水位の挙動や運転員による HPI の手動停止等に関する懸念を表明しているものや、逃し弁故障が一種の小破断 LOCA になることを指摘するものなどである。これらの概念や指摘は B & W 社内や NRC 内部で検討された形跡はあるものの結果的には TMI の技術スタッフにも運転員にも伝えられてはいなかった。TMI の技術スタッフも、この種の情報を自ずから収集分析して、自己のプラントの安全向上に役立てようとした形跡はない。これらの情報の全

部ではないとしても少なくとも重要なもののいくつか
が現場に伝えられ、対策が考慮されていたならば、
TMI事故の発端は防止できなかったとしても、あれほ
どの大事故に発展するのを防止し得た可能性は極めて
高かったであろう。以上を要約すれば、TMI事故は、
決して「不測の事故」でもなければ「考えられないこと
が起きた」ものでもなかったということである。多数の
現象や、懸念が事前に発生し、あるいは表明されてい
たのである。にもかかわらず、これらが実際の運転管
理にほとんど反映されずにいて、遂に TMI の大事故
に至ったのである。この意味で TMI 事故は、まさに
起るべくして起ったといえるであろう。

米国においては、運転経験や安全上重要な情報の報
告制度が完備していなかった訳ではない。たとえば、
運転時の異常報告(License Event Report (LER))は、
年間約3,000件にも達している。中には、技術的には
取るに足りないと思われるものも含まれており、恐ら
くは報告件数が多過ぎることもあって、報告内容の技
術的検討が不十分であったと思われる。

わが国においても、異常事象の報告は法令で定めら
れているが、これを事故の防止あるいは抑制に役立
てるとする見地から十分検討する必要がある。当特別
委員会としては、すでに52項目の中で、この点を指摘
しており、早急に十分な対策が立てられることを期待
するものである。

(3) 事故経過が変化した場合の影響

メーヌ報告書、ロゴビン報告書、NSAC-1⁽⁷⁾など
で、いわゆる“Alternative Sequence”が考察されて
いる。これは実際の事故経過に現れた重要な因子の発生
あるいは発生時刻が変化したり、現実にはなかった因
子の発生を仮定したりした場合に、事故経過がどのよ
うに変化し得るかを考察しようというものである。

これを行う目的は、単に興味本位に“What if”的
好奇心を満足させようというものでないことは明らかで
ある。狙いとするところは、事故中に現れ、あるいは
現れなかった様々な因子の重要度を評価し、TMI事故
の性格と位置づけを明確にするとともに、TMI事故と
いう特定のシーケンスをある程度一般化することによ
て抽出し得る教訓を最大にしようということである。

上記の報告の中でも、ロゴビン報告書では、3種類
の計算コードを使用して多数のシーケンスについて解
析を行い、その結果に基づいて事故経過の変化を評価
している。しかし、解析には不可避免的に仮定や推定が
含まれており、解析結果の精度については、なお議論
の余地がある。事実、同一のケースについての結論

が、3つのコードで食い違っている場合もある。ここ
ではロゴビン報告書を中心として、これまでに報告さ
れたもののうち、重要と思われるものとともに、当特
別委員会としての見解も加えたものを紹介する。

(1) 事故の発端が変化した場合

TMI 事故では、復水脱塩装置の弁の閉止による給
水喪失が事故の発端である。仮に、これ以外の何らか
の理由で過渡状態が生じ、PORVが開固着した場合
はどのような経過をたどったであろうか。要員の教育訓
練状況、事故時の応答状況から見て、たとえ発端は異
なったとしても運転員が加圧器水位上昇を見てHPIを
停止した可能性は極めて高い。ただし、発端が異なれ
ば、その後の経過の詳細は異なるであろうから、運転
員がPORVの開固着に気づきHPIを再起動するの
が、早くなった可能性はある(と同様に遅れた可能
性もある)。仮に実際のTMI事故でそうであったよう
に、運転員がPORVの開固着に気づかず、元弁を閉
じるのが遅れ、HPIの再起動も遅れた場合には、事故
の発端の如何にかかわらず、炉心は重大な損傷を受け
たであろうことはほとんど確実である。

(2) 補助給水系の弁(EFV-12A,B)の状況が

変化した場合

TMI 事故は本質的には小破断 LOCA(WASH-1400
の分類ではS₂)の範囲に属する。この場合、事故の少
なくとも初期には、破断口から流出するエネルギーが
炉心の発生熱を下回るので、この間に何らかの手段によ
って1次系からの熱除去が必要である。TMI事故で
は主給水系がトリップしているの、補助給水系によ
って蒸気発生器の機能を確保することが必要である
が、EFV-12A,Bの2個の弁が規定に反して「閉」とな
っていたため、補助給水が8分遅れ、この間にSG2
次側はドライアウトした。

仮に、上記2個の弁が開の状態にあったとすると、
約40秒後に補助給水は動作したことになる。ロゴビン
報告書の解析結果によれば、事故の初期にはもちろん
若干の変化が生ずるが、80分以降(炉心損傷が顕著と
なる前)ほとんど変化が認められない。したがって、
補助給水の8分の遅れは、事故の結果にほとんど影響
がなかったといえよう。しかしながら、この2つの弁
が閉じられていたことが、事故に対応している運転員
に与えた心理的影響は無視できないかもしれない。

逆に、上記2個の弁が、より長時間「閉」のままにさ
れていた場合については、解析モデルによって異なる
結果が得られている。たとえば、2個の弁が1時間後
に「開」になった場合、1つの解析では、実際の事故経

過とそれほど変わらない結果になっているのに対して、他の解析では1次系の圧力が上昇して、加圧器安全弁が開き、より大量の冷却材が失われ、炉心が早期に露出して炉心のかかなりの部分が溶融するとしている。どちらの解析結果が正しいか現在は判定はできないが、2個の弁「開」が遅れれば、事故は悪化したであろうことは確実である。ただし、悪化の程度を定量的に推定することは現段階では困難である。

(3) HPI の動作が変化した場合

事故後約2分でHPIが動作したが、4～5分後に運転員はポンプ1台を停止し、1台の出口弁を絞って流量を最小限にした。この後、約16時間の間、HPIは何度か自動または手動で起動(ポンプ2台運転、出口弁全開)したが、いずれも運転員によって短時間内に流量が絞られている。HPIの定格流量は1,000 gpm (227 m³/h)であるが、NUREG-0600によれば、事故後3時間30分までの間、正味の平均注入量は70 gpm (15.9 m³/h)であった。仮にHPIがそのまま動作していたとすれば、1次系はほぼ満水の状態を維持し、炉心は損傷しなかったであろうことが解析上示されている。したがって、HPI停止こそが事故の決定的因子であったと見てよいであろう。

運転員がHPIを停止した理由は、加圧器水位の上昇を見て、1次系が満水であると信じたためである。しかし、TMI-2号炉の緊急手順書では、特に「注意」として、HPI運転継続は「加圧器水位を維持し、かつ圧力がSFAS設定圧力1,640 psi以上に保たれるか否かによる」と書かれており、したがって上記の運転員の操作は規定違反である。

仮にHPI動作のままで、前述したEFV-12A,Bが1時間「閉」のままであったとすると、炉心の発生熱は、注入水のエンタルピ上昇と、PORVからの流出によって処理されなければならない。ロゴビン報告書の解析によれば、この場合でも、炉心の冷却は確保されることが示されている。

(4) 加圧器逃し弁元弁(RCV-2)の操作が変化した場合

TMI事故では、運転員がPORVの開固着に気づかず、同元弁(RCV-2)が閉じられたのは2時間20分後であった。仮にPORVが設計どおり閉じていればTMIの「事故」は起らなかったであろう。TMI-2号炉の緊急手順書によれば、PORVまたは安全弁の出口温度が130°F (54°C)を超えた場合には、PORVの元弁を閉じ、かつ出口温度計をアナログ記録計に接続するように定められていたが、事故前すでにPORVまたは

安全弁に漏洩があり、温度が180°F (82°C)になっていたのに、この規定がかなりの期間実行されずに放置されていた⁹⁾。仮に元弁が閉じていれば、給水喪失時の圧力変化はより大きくなったであろうが、PORVの開固着などは起りようがなかったし、また、温度が連続記録されていれば運転員がもっと早期に開固着に気がついた可能性はかなり高い。実際の事故の過程でも、運転員が開固着を認識し得た機会は何度かあった。たとえば、事故発生後25分ごろ、運転員は計算機出力によってPORV出口管温度を確かめている。もしこの時にPORV元弁を「閉」にしていれば、炉心は重大な損傷を起さず、HPI流量を絞ったままでも徐々に正常な状態に復帰していたであろう。PORV元弁をいつまでに閉めれば炉心損傷が防止できたかは、今のところ確実にはいえない。

仮に、PORV元弁が3時間20分後、すなわち実際よりも1時間後に「閉」になっていたとすれば、炉心のかかなりの部分が共晶を形成して液化する温度に達し、あるいはさらにUO₂の溶融温度に達していたであろう。このことは、定性的には次のように理解できる。

PORV元弁が閉じられたころ、炉心の約2/3が蒸気中に露出しており、PORV元弁が閉じられなければ、炉心内水位は低下を続けたであろう。蒸気中の炉心は、炉心の下1/3程度を満たした冷却材からの蒸気流で冷却されていた。この蒸気冷却は崩壊熱を除去するには全く不十分ではあったが、それでも温度上昇を遅らせる効果はあったと思われる。水位がさらに低下すると、炉心の露出している部分が増加し、同時に蒸気発生量も減少する。すなわち、炉心損傷の範囲は増大し、かつ損傷が加速されることになる。このようにして炉心の損傷は、炉心内の残存水位に対してかなり敏感であると推定される。これらの考察および解析結果から見ると、TMI事故はPORV元弁を開いたままで放置したならば、1時間以内でいわゆる炉心溶融事故になったと考えてよい。

以上から、PORVの状況の認識も、TMI事故にとって決定的な因子であったといえよう。

(5) RCPの運転状況が変化した場合

TMI事故では、事故発生後1時間13分にBループの1次冷却材ポンプ2台(RCP-1B,2B)さらに1時間41分にAループのポンプ2台(RCP-1A,2A)が停止された。Aループのポンプ2台が停止された後で事態は急速に悪化し、炉心の損傷が始まったように見える。しかし、1次冷却材が減少し続けていた状況では、RCPは早晩停止せざるを得なかったであろう。事実、

事故のかなり早期から、1次冷却材の温度、圧力は、RCPの運転許容範囲外になっており、運転を継続したことは規定違反だったことになる。それでは、規定どおりRCPを早期に停止した方が良かったかどうかは、現在のところ推定が困難である。RCPが運転していれば、それだけ炉心の冷却は良くなるのは当然であるが、一方ループを加圧することにより、逃し弁からの冷却材の流出を加速することにもなる。この2つの相反する効果のどちらかが卓越するかは解析モデルによって異なり、ロゴビン報告書のある解析では事故の苛酷さは若干減少し、ある解析では事故はより悪化する結果を与えている。わが国のPWRプラントは、ほとんどがECCSの作動と同時にRCPを停止する設計になっている。ある解析によれば、小破断LOCA時にRCPが運転継続され、ある時点でこれを停止した場合には事態が悪化することが示されている。しかしながら、上述したように、解析モデルの差によってRCP運転の効果が反対に計算されることもあるので、今後とも慎重な検討が必要であろう。

事故発生後1時間13分にBループのポンプ2台を停止したため、Bループ内に比較的多量の冷却材が停滞し、その分だけAループで利用できる冷却材が減って、Aループのポンプを1時間41分に停止しなければならなかった。仮に、1時間13分にA、B両ループ1台ずつのポンプを停止することにしたならば、残る2台のポンプはもっと長時間運転できた可能性がある。ロゴビン報告書の解析によれば、この運転方式では、PORV元弁を閉じた2時間18分まで運転が継続できた可能性があることが示されている。これらの点から見て、事故時のRCPの運用は今後とも検討の余地がある。この点はいわゆる52項目でも指摘しているところである。

2時間54分にRCP-2Bが一たん起動され、Bループ内に残っていた冷却材が原子炉容器内に注入された。これによって、若干の冷却がなされた形跡はあるが、炉心の損傷がどれだけ防止し得たかは疑問である。

(6) 事故発生後2、3時間以降の事象に

変化があった場合

事故発生後約2時間20分にPORV元弁が閉じられた以降に、注目すべき事象として次の3つをあげることができる。

- (i) 2時間54分にRCP-2B起動
- (ii) 3時間20分にHPI起動
- (iii) 3時間12分以降PORV元弁を操作して圧力を制御しようとする。

ロゴビン報告書では、これらについて、次の2つの場合を解析している。

a) (i), (ii), (iii)ともなかった場合

b) (i), (ii)がなかった場合

このいずれかの場合も、事故発生後5時間までに炉心の45～60%が熔融し、炉心の完全熔融の可能性が極めて大きいとしている。a)の場合、PORV元弁の閉により、冷却材の流出は止まり、充填注入(HPIを絞った状態)で徐々に冷却材インベントリは回復して、3時間頃には、炉心は一たん冠水するが、SGによる除熱がほとんどないので、1次系圧力は上昇し、安全弁が開いて冷却材が流出し、炉心は再び露出するに至る。ただし、安全弁が開くまでに、運転員が何らかの処置を取るであろうことも予期されるところである。

b)の場合HPIの大量注水なしにPORV元弁の操作を行ったとすると、冷却材の減少が続き、炉心は熔融するに至るとされている。ただし、HPIの動作がなかった場合に、実際と同様な弁操作をしたかどうかは疑問である。

この解析の結果から次のように結論できる。すなわち、この時点でのHPIとRCPの動作がなければ、PORV元弁の操作の有無如何にかかわらず、炉心の損傷はさらに悪化した可能性が強いということである。RCPの動作については、前述したとおり、これによりBループ内に残存していた冷却材が原子炉容器内に注入され、若干の冷却効果はあったものの、事故の進展を左右するほどの効果があったかどうかは疑問であるので、結局3時間20分後にHPIを短時間ではあるが動作させたことが、炉心の損傷を現状程度に止めた決め手となったと思われる。ただし、この時、急速に低温の水が注入されたことにより、炉心の形状に著しい変化(すなわち炉心の一部崩壊)が生じたと推定されている。

(7) 電源が喪失した場合

事故発生後30分から約5時間にわたって、非常用のディーゼル発電機が自動起動不能の状況にされていたことが判明している。仮にこの間に、所外電源が喪失したとすると、いわゆるブラック・アウトの状態になったはずである。ロゴビン報告書の解析によれば、仮に事故発生後2時間でブラック・アウトすれば、燃料が共晶温度に達するのは約24分以内であり、炉心の大部分が共晶温度に達するのは54分以内であることが示されている。TMI-2号炉の要員によれば、ディーゼル発電機を復旧するには約5分を要するとされ、したがって、所外電源が喪失しても共晶形成は避け得た可能

性が高いとロゴビン報告書は結論している。しかし、事故時の混乱に加えて、ブラック・アウトが重なった時に、ディーゼル発電機の復旧が5分で完了するかについては疑問が残るところである。

仮に、ディーゼル発電機が動作可能であったとしても、所外電源が喪失すればPORV元弁も加圧器ヒータも動作不能となり、1次系の圧力制御は困難になったであろう。このことが、事故の進展にどれだけ影響したかは現時点では不詳であるが、事態をかなり悪化させたであろうことは疑いのないところである。

(主な参考文献)

- (1) KEMENY, J.G., *et al.* (President's Commission on the Accident at Three Mile Island): Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island, (Oct. 1979).
- (2) ROGOVIN, M., *et al.* (NRC Special Inquiry Group): "Three Mile Island, A Report to the Commissioners and the Public", (Jan. 1980).
- (3) Office of Nuclear Regulation, U.S.NRC: "TMI-2 Lessons Learned Task Force Final Report", NUREG-0585, (Aug. 1979).
- (4) U.S.NRC: "NRC Action Plan Developed as a Result of the TMI-2 Accident", NUREG-0660, (May 1980).
- (5) "Report to the American Physical Society by the Study Group on Light Water Reactor Safety", *Reviews of Modern Physics*, Vol. 47, Supl. No. 1, (Summer 1975).
- (6) U.S.NRC: "Reactor Safety Study", WASH-1400, (1975).
- (7) Nuclear Safety Analysis Center, EPRI: "Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident", NSAC-80-1, (Revised Mar. 1980).
- (8) Office of Inspection and Enforcement, U.S.NRC: "Investigation into the March 28, 1979, Three Mile Island Accident by Office of Inspection and Enforcement", NUREG-0600, (Aug. 1979).

Ⅶ. 運転管理上の問題点とそれに関する考察(省略)

Ⅷ. 周辺住民および作業従事者の被曝と健康への影響(省略)

Ⅸ. 緊急時対応(省略)

X. TMI 事故に対する米国、諸外国等の対応

1. 米国の対応(省略)
2. 諸外国等の対応
〔西ドイツ〕

西ドイツは西ヨーロッパ諸国の中ではTMI事故に対し、もっとも活発な検討を行ってきている。検討は主として内務省(BMI)の原子炉安全委員会(RSK)および放射線防護委員会(SSK)を中心に行われてきた。事

故直後からRSKは西ドイツの原子炉の安全性を向上させるための検討を実施するとともに、すべての原子力発電所の安全性の点検の実施を指示し、これらの結果を踏まえ、1979年6月20日には運転中のPWRおよび建設中のPWRに対して次のような勧告を行った。

(1) 運転中のPWRに対する主要な勧告

- 加圧器逃し弁の開閉信号の改善案の検討
- 炉心の状態(たとえば沸騰)を把握できる代替策の検討
- その他、長期的検討項目としては、1次冷却材の計測方法の改善、シミュレータの改善等を含めた運転員の教育訓練の強化、過渡変化に対する評価検討の強化、水素ガス対策、格納容器サンプからの廃液移送方法の改善、ベント系の改善等

(2) 建設中のPWRに対する主要な勧告

- 格納容器内サンプリング設備および温度計の設置並びに水素ガス攪拌装置の設置
- 水素ガス再結合器が設置可能であること
- 燃料プール冷却浄化系は他の系統との共用を避けること

また、原子炉メーカーとの検討において、安全保護系の状況の検知、格納容器サンプの隔離、格納容器内の放射能濃度の長期的な計測、原子炉容器水位計等について、改善等が図られることとなった。

その後も引き続き、RSKでは、長期的に検討を要する事項として設計基準事象、事故防護の考え方、運転経験の評価法、マン・マシン・インターフェイス、立地評価、環境モニタリング等に関しての検討が実施されている。

〔英 国〕

英国は軽水炉を1台も有していないことから、TMI事故については調査を進めるものの、自国の原子炉に対しては特に目立った動きはとっていない。

1979年12月英国政府はTMI事故について調査を実施したイギリス原子力公社(UKAEA)、原子力施設検査局(NII)、中央電力庁(CEGB)、原子力発電所建設会社(NNC)の調査結果を発表した。主要な結論としてはTMI事故の原因はおもに運転員の判断ミス、誤操作により引き起されたものであり、PWRの設計上、概念上の根本的欠陥ではないとしているものの、教育訓練、緊急時対策等は英国にとっても大きな教訓であったとしている。また、英国が今後導入を予定しているPWR型原子炉の実証炉の設計においては、高度な安全装置を設置することとしている。

〔フランス〕

フランスでは、産業省原子力施設安全本部(SCSIN)やフランス電力庁(EDF)等において TMI 事故の検討教訓の摘出等が行われてきている。

自国に化石燃料資源がほとんどない等の事情もあり、従前より原子力発電計画を強力に推進してきているが、TMI 事故以降も、基本的には、原子力の安全性の考え方に再検討を特に要することはないという立場がうかがえる。

しかしながら、フランスのプラントは TMI のプラントとは主要な点で異なっているとしつつも、次のような事項については、この事故から学ぶべき教訓として、安全対策に生かすべく SCSIN や EDF において必要な措置がとられている。

- (1) 運転員に対して与えられるプラント状態に関する情報あるいは運転上の規定や手続きに関する情報の重要性
- (2) スタッフの訓練について高度の基準の重要性
- (3) 発電所プラントの試運転期間中に発生した事象の解析の重要性とそれによって得られた教訓の他のプラントへの適用
- (4) プラントの挙動、事故後のプラント運転、安全システムの信頼性等であって、プラント設計段階では普通は行われない事項の詳細な検討
- (5) 従前のプラント設計、建設、運転における規程を無効にはしないが、重要な安全性の向上をもたらす多くの他の方策の重要性

〔カナダ〕

TMI 事故直後、原子力管理委員会(AECB)は、すべての CANDU 炉所有者に対し、設計の見直しを行うよう指示し回答を求めた。この回答をもとに AECB 委員長は、AECB 職員に対し、TMI 事故に関して入手可能な情報、CANDU 炉所有者からの回答および CANDU システムの設計を見直し、CANDU 炉との関連で TMI 事故に関する報告書を作成するよう指示した。検討結果は、1980年3月「Three Mile Island, A Review of the Accident and its Implications for CANDU Safety」として公表された。この中で AECB および CANDU 炉所有者に対する56項目の勧告を行っており、勧告の内容に応じて逐次実施に移されつつある。

なお、本勧告の内容は研究・検討を行うことといった項目も多く、今後も検討は続けられるとしている。本項目のうち、注目すべきものとしては、警報信号に対して優先度をつけることを検討すること、事故時の運転員の行動の評価を十分に行うこと、現行の安全解

析を超えた事故の可能性について検討すること等が勧告されているが、ほとんどのものについては、わが国の52項目にも指摘されているものである。

また TMI 事故に関連して、防災計画の多くが改定され、最新の内容に改められたか、改めつつある。

〔スウェーデン〕(省略)

〔イタリア〕(省略)

〔スペイン〕(省略)

〔フィンランド〕(省略)

〔ブラジル〕(省略)

〔ソ 連〕

ソ連政府としては、TMI 事故を契機にした原子力発電所の安全性の見直しは行われていない。

〔国際原子力機関(IAEA)〕

TMI 事故後、IAEAではエグルンド事務総長の提案により、1979年5月専門家会議を開催し、TMI 事故に関連して、以後の活動について検討した結果、

- (1) 国際シンポジウムの開催
- (2) NUSS Program の安全基準類の見直し
- (3) 緊急時支援体制の整備
- (4) 事故時緊急体制に関する国際条約の締結の促進
- (5) 助言および技術援助サービスの強化

等が提案され、理事会で承認された。現在、安全基準類の見直し作業が進められているが、TMI 事故に関連して大幅な手直しは必要ないとしている。

また TMI 事故に関連して、各国で種々の項目について検討が行われてきたが、その結果等を論議するため、1980年10月20～24日にかけてストックホルムにおいて「最近の原子力発電所の安全性問題に関する国際会議」が開催された。この会議の目的は、以下のとおりである。

- (1) 最近の安全性問題を評価して明確化すること
- (2) 原子力発電所の安全性を維持して、改良する方法および手段を確認すること
- (3) すべての関係者の間で安全性問題について最近の継続的な情報交換を行うこと
- (4) 国際協力を推進することを明らかにすること

本会議には、日本を含め44ヶ国および10国際機関が参加し、約100篇の論文が発表され議論された。議論された内容もマン・マシン・インターフェイス、緊急時計画、立地問題、ヒューマンファクタ、運転員の訓練、運転経験の評価、安全設計、国際協力、今後の原子力の安全性等について積極的な議論が幅広く展開された。

〔OECD 原子力機関(OECD-NEA)〕

TMI 事故後、1979年6月に米国 NRC の協力のもと

に、原子力施設安全性委員会(CSNI)特別会合を開き、米国から TMI 事故の報告を受けるとともに、各国の対応についても報告があり、以後の方針等について検討が行われた。この結果を踏まえ、

- (1) TMI事故に関連して各国の採った安全研究の見直しの取りまとめ
- (2) TMI事故に関連して各国当局が採った規制措置の取りまとめ
- (3) TMI-2 号炉炉心の国際的評価

等について、作業を行うことを決定した。

また、原子炉の立地政策についての特別会合において米国のその後の対応および各国の対応について報告

があり、また1980年11月の年次総会においても、引き続き報告が行われた。

Ⅱ. TMI 事故に対する我が国の対応 (省略)

〔付 属 資 料〕(省略)

1. TMI-2 号炉の概要
2. TMI-2 号炉のプラントに係る事故経過表
3. TMI-2 号炉の放射線に係る事故経過表
4. わが国の採った措置
5. 各国の原子力発電所一覧
6. 略語一覧

☆受賞候補の推薦☆

次の要領で候補者を公募の上推薦しますので、奮ってご応募下さい。(用紙と問合せは事務局へ)

受賞候補者は、本会で選考の上期限までに推薦し、さらにそれぞれの選考委員会で決定されます。

○第8回 岩谷科学技術助成金○

対象 下記の課題について、現に研究開発に従事するか、または具体的に研究着手の段階にあり、研究開発の実用化の目途としては2～3年のものが望まれる。候補者は個人または研究グループ(代表者明示)

助成課題(テーマ) 資源・エネルギーおよび環境に関する重要かつ独創的な研究開発。(ナショナルプロジェクト的レベルのものを除く)

- (1) 新しい資源・エネルギー源に関する研究開発。
(例) 太陽エネルギー・地熱・風力・波力・潮力エネルギーの利用・水素エネルギー・新材料, など
- (2) 資源・エネルギーの有効利用のための生産・輸送・貯蔵および消費上の合理化と効率化に関する研究開発。
(例) 燃料電池・超電導材料・廃熱回収システム・燃焼技術・蓄熱・バイオマスの利用, など
- (3) 低温とその利用に関する研究開発。
(例) 極低温技術・食糧の輸送・貯蔵・液化ガスの利用, など
- (4) 資源・エネルギーの生産・輸送・貯蔵および消費上の安全性、あるいは環境対策(クリーン化・公害対策技術など)に関する研究開発。
(例) 大気汚染・水質汚濁・保安・防災機器システム, など

助成金・助成件数 昭和56年度総額3,000万円, 助成件数は15件以内, 1件当りの助成金額最高限度は原則として400万円とする。

応募期限 所定用紙により本会着 7月15日(水)

☆「菅記念研修館」利用のご案内☆

本館は、日本原子力産業会議の初代会長として、わが国原子力産業をはじめ各方面の発展の上に、偉大な足跡を残された故菅禮之助先生を記念し、関係各位の協力を得て、広く原子力に関心のある皆様方の研修やレクリエーションの場として、昭和47年に完成されたものです。完成以来、研修会やセミナー、調査・研究や討論会、自然に親しむレクリエーションなどのベース・キャンプに利用され、好評を得ております。お気軽に利用されるよう、おすすめいたします。

所在地 富士国立公園・河口湖(山梨県南都留郡河口湖町大石字鳥打山。Tel. 05557-6-7021)

施設・設備の概要

- ① 宿泊室 和室8畳7室, 会議室 50名収容1室
- ② 16ミリ映写機, スライド, テープレコーダー, 拡声装置

利用料金

- ① 宿泊(1泊2食付) 1名 4,500円
- ② 会議室 1時間 2,000円, 全日 15,000円

問合せ・申込み先

(〒100)東京都千代田区大手町1-5-4 (安田火災大手町ビル)
日本原子力産業会議・利用相談室(Tel. 03-201-2171)