

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2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次報告書を今年6月号に一部抜粋転載したところ、幸にして好評を得、かつ将来にもさらに詳細な情報をとの希望が多くから寄せられてきた。今回(9月13日)、第2次報告書が公表されるにあたり、前回同様その一部の抜粋転載の了承を得ることができたので、再び会員の手許にその後の日米両国における技術的解明の様子をお届けすることにした。

なお、今回も僅かな日数でA4判タイプ印刷500頁に近い原資料から、限られた頁数への抜粋作業を行わざるをえなかった。全体の要約は目次の転載にとどめ、第I章は会員からの希望の多かった事項を中心とした集中的な抜粋を行うこととし、貴重な引用文献表や詳細にわたる事故クロノロジーを省略せざるをえなかったのは残念である。第II章はその重要性を考え、ほぼ全文を掲載した。なお、前後の関係や会誌としての体裁を補うため編集上多少の加筆を行った点もあるが、これをその都度明記することは余りにも煩わしいので、特に注記していないことをご了承いただきたい。また、この転載は本会が報告内容についての責任を分つ意味までではないこと、抜粋時に省略した事項を軽視するものでも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され、会員の自由な閲覧に供されている。
(編集担当理事)

まえがき

当特別委員会は、米国スリーマイル・アイランド原子力発電所の事故に関し、先に、5月中旬までに得られた情報を基に、事故の事実関係の記述を中心とした第1次報告書を公表した(1979年5月28日付)。その後、調査の進展とともに、特に原子炉運転、および放射線管理面における事故の経過について、より詳細な情報が得られ、原子力発電所等の安全性向上に資すべき事項について一応の技術的評価を加えることが可能となった。一方、当該事故に寄せられている国内の関心は高く、事故によって得られた教訓を可能なかぎり速やかに、わが国における原子力発電所等の安全性の向上に反映させるべきであるとの機運にある。当特別委員会は、このような情勢に鑑み、現時点までの調査審議の内容をとりまとめ、ここに第2次報告書として公表することとした。

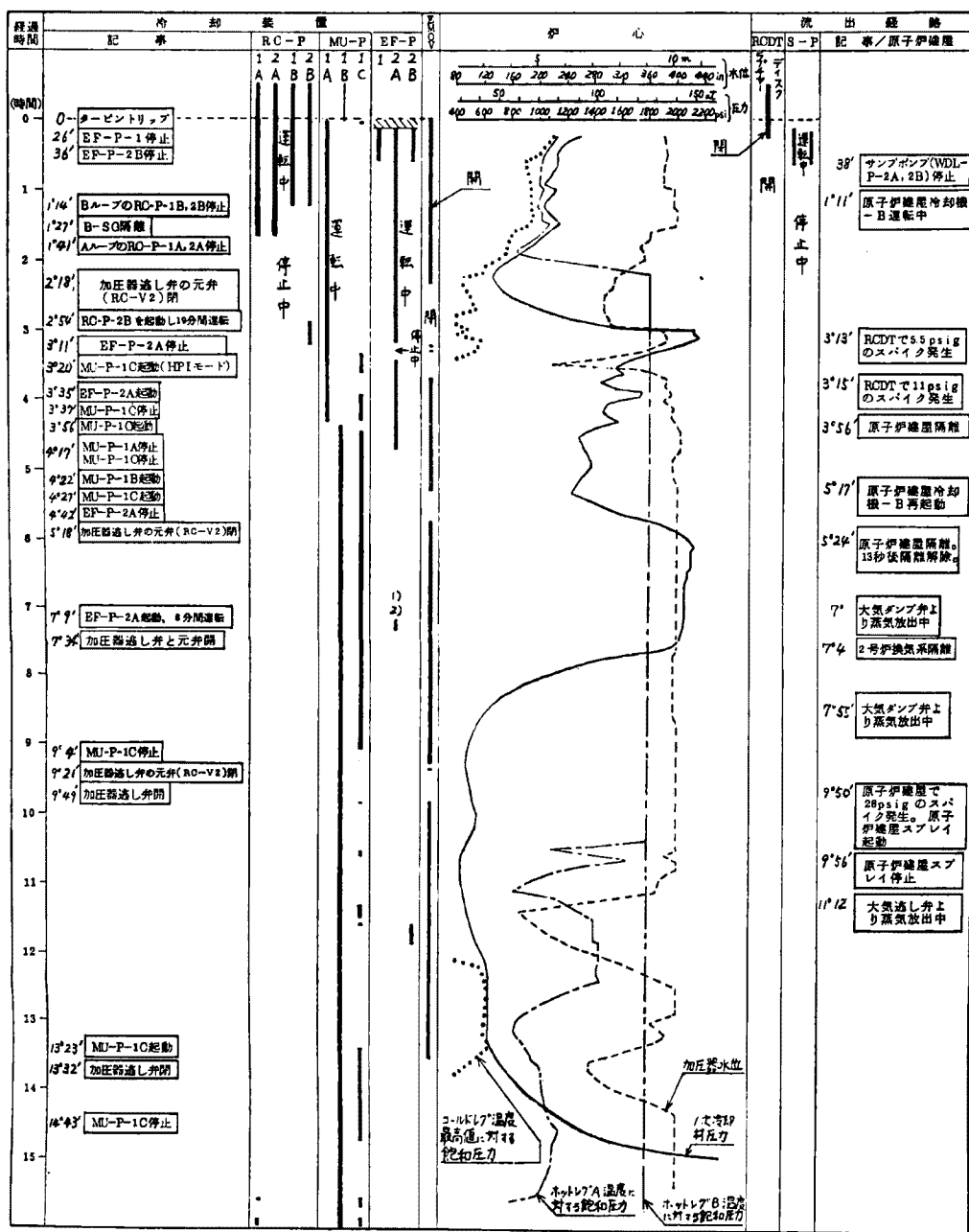
本報告書においては、第I章に事故の経過を中心と

して当該原子炉の特徴、背景を述べて考察を加え、第II章に今回の事故の経験から得られた教訓から、わが国の安全対策上検討すべきものとして摘出した事項を記した。また、付属資料として、詳細な事故経過表、米国における対応措置など、参考とすべき資料を収録した。

本報告書は、主として7月中旬までに得られた情報に基づいているが、その後の情報についても重要と考えられるものは極力参照している。

なお、当該原子炉の最終的な技術評価、緊急時対策、環境立地問題、社会的経済的考察、修復計画等、将来の課題として残されているものもあるので、今後とも調査検討を続け、必要に応じて、わが国の原子力発電所等の安全性の向上に資すべきものと考えらる。

Preliminary Study Report 2 (September 13, 1979) on TMI-2 Accident(del.), Special Committee on the U.S. Nuclear Power Plant Accident, Nuclear Safety Commission, Japan. (1979年9月14日受理)



記号説明は図1と同じ。

注 1) 6時間55分に NRC 検査官は補助給水系で SG-A に給水中と報告。

2) 7 時間に, SG-A 給水中の記載あり。

図 2 TMI-2号炉事故経過(その2)

加圧器逃し弁または安全弁より 6 gpm(1.4 m³/hr)で冷却材漏洩。補助給水ポンプ出口弁閉止状態。

(1) 初期段階

タービントリップ後、原子炉圧力増大で加圧器逃し

弁が吹き、原子炉がトリップされた。運転員は冷却材の体積収縮による加圧器水位の下限振切れを防止するため(これは Davis Besse-1 発電炉で経験済み)、レッドダウン系からの抽出を停止するとともに、充填ポン

プ1Aを手動起動した。その後の原子炉圧力の低下で、閉じるはずの加圧器逃し弁が閉じず、さらに運転員はこのことに気付かず長時間、元弁を閉じなかった。ここで、給水喪失と冷却材喪失が重畳することとなった。原子炉圧力の低下で高圧注入系(HPI)が作動したが、前述のように加圧器水位が上昇した。この加圧器水位の上昇は、炉内の冷却材インベントリとは関係がないことと、運転者がHPIを切る恐れのあるとのマイケルソン報告の指摘は、当該運転員はおそらく知らなかったのであろうと思われ、運転員はこれを停止または流量を絞って運転している。これのみならず、レットダウン流量を増して抽水を行なっている。冷却水はますます失われることになると共に、炉心は飽和状態に近づき、フラッシングが早い段階で生じた。

一方、蒸気発生器側についていえば、2次系異常に対するスクラムがないことと、水量が少ないことのため早い時期に蒸気発生器(SG)のドライアウトが生じた。運転員はこれまでの訓練から、SGがドライアウトしたことを知り、補助給水系のバルブが閉じていることに気づき、これを開いた。したがって、このあと1次冷却材ポンプ停止まで、SGを通しての除熱能力は充分確保されており、補助給水系作動以後、冷却材温度の低下が明らかに見られる(図1参照)。結局、HPIを切ったこと、抽水を行なったことによって原子炉水位が低下したことが、問題を深刻にしたといえる。

(2) 自然循環冷却を指向した段階

1次冷却材ポンプを停止した段階から、炉内の様子は悪化の一路をたどる。この段階では、1次冷却材ポンプ停止に伴って蒸気発生器水位は総合制御系によって上昇し自然循環に備えているが、1次系圧力低下によるフラッシングのため、原子炉およびSGを通る1次系配管には多量の蒸気泡が存在したと考えられ、マイケルソン報告にあるような自然循環条件は成立していない。この二相流の状態から、ブール沸騰/凝縮による熱除去モードへの遷移は遅れ時間を持つため、SGを通しての熱除去は不可能な状態にあったと考えられる。また、炉心が露出した段階では沸騰蒸気の発生が少ないため、遅れて始まった沸騰/凝縮による熱除去と閉固着した加圧器逃し弁を通しての熱除去とは、崩壊熱を充分除去できていないと考えられる。このため炉心の状態は悪化の一路をたどった。加圧器が満水状態から変らないことから事態の異常さに気づき、2時間20分後に加圧器逃し弁元弁を閉じた。運転員は自

然循環による冷却には懐疑的であったといわれ、原子炉圧力が上昇した際に1次冷却材ポンプBを起動して強制循環による冷却をねらったが、振動がはげしく、モータ電流値が100Aとなったので、20分足らずで停止させている。この段階でA、B両ループに蒸気泡が存在することが確認されたので、これをつぶすため、HPI流量を増大すると共に、圧力を上げる操作を行なっている。このような試みにもかかわらず、自然循環は達成されなかった。なお、この段階で炉心が露出したため燃料棒中のHe、FPガスが冷却材中に放出されたほか、Zr-水反応により水素が大量発生し、ガス除去等の問題を生じたが原子炉容器内のガス体積、組成、ガス除去の詳細は明らかでない。

(3) 余熱除去系による熱除去を指向した段階

事故後、7.5時間をすぎるところから余熱除去系(DHR)による除熱を指向した。加圧器ヒーターの故障が続いており、1次系の圧力制御は加圧器逃し弁(EMOV)の開閉とHPI流量により行われている。

ここで1次系に直接つながるDHRによる冷却を指向している。DHRは原子炉圧力が400 psig (28.1 kg/cm²・g)以下で作動する。このため、EMOVを開いて圧力の低下を行なったが、圧力は450 psig (31.6 kg/cm²・g)辺りで定常に達しそれ以下にならなかったため、この試みも失敗している。この段階までで炉心は冠水していると判断している。炉心の露出を心配して炉心注水の必要性にふれたのは約12時間後である。しかし、事故後10時間を過ぎる辺りで1次冷却材温度が低下してきた。これについては、SG 1次側の気泡の移動とされているが、ここには2つの熱除去モードが考えられる。1つは、加圧器内の水が移動してSG 1次側が冠水して自然循環が回復したか(加圧器水位はこの時減少している)、またはブール沸騰による熱除去モードになったかのいずれかであろうが、前後の状況から推測すると後者の可能性が強い。

熱除去が開始したことは明らかで、SG-Aの2次側圧力に上昇が見られる。

(4) RCP(1次冷却材ポンプ)ポンプ作動による事故収束への段階

事故後13時間を過ぎる頃からSG-A→タービンバイパス→復水器を通しての冷却が決定され、充填流量を480 gpm(109 m³/hr)に上げての強制循環冷却が、最終的方法として採用され、それに向けての努力が開始されたが、RCPの運転が遅れて、15時間50分頃になって成功している。この間の冷却はブール沸騰モードによるものではないかと考えられる。一方、自然循環はRCP

をパンピング(極めて短時間運転すること)して気泡の除去を行なった事故後15時間後に確認されている。この後、炉心の冷却は強制循環によって行われ、損傷炉心の長時間冷却へと移行した。

ii) 中性子源領域モニタ記録から推定した
炉心状態の推移(省略)

(2) 長期間冷却

TMI-2号炉は事故後安全に冷却されているが、損傷炉心の長期間にわたる冷却を安全に行うための検討、評価、およびそれに基づく冷却系の改造が行われた。

推定される損傷炉心の様子は炉心上部の損傷の割合が大きく、破損した燃料片がデブリ状(破砕片)になっており、その一部は冷却材循環時に浮遊しているものと考えられる。

長期間にわたる炉心冷却での検討・評価の主要な対象は次の2点である。

1. 臨界防止、2. 自然循環の確立とその代替策

軽水炉においては従来再臨界の問題はほとんどないとされていたし、今回の事故でもこれが現実の問題にはならなかったが、制御棒、バーナブルポイズン棒等が完全でなく、燃料も一部デブリ状になっていると推定されるところから、冷却材中のボロン濃度との関連で検討が加えられた。

損傷炉心の自然循環冷却については、炉心の流動抵抗を評価して自然循環による長期冷却が十分に可能であることを確認しておくほか、強制循環から自然循環への移行時期、自然循環喪失時の回復対策および代替となるべき冷却方式を検討評価し、そのために必要なプラントの改造を行う必要がある。

(a) 臨界防止

炉心損傷による反応度変化に対する評価が行われた。

冷態臨界時のボロン濃度は、制御棒、バーナブルポイズン棒の存否によって500~1,500 ppmの範囲で変化する。

制御棒、構造材がないとしてfuel compactionが生じたとすると、反応度最大となる燃料とボロン水の割合に対して、実効増倍率が1となるボロン濃度は以下のようになる。

Fuel compaction (%)	ボロン濃度(ppm)
40	1,500
60	2,200
100	<3,000

したがって、燃料が初期の位置からほとんど変位せず、制御棒要素もうまく分散していれば、1,500 ppm

のボロン濃度で充分であるが、炉心の大幅な損傷を前提に、初期炉心条件で構造材、制御材がない場合についての評価を行なっている。

しかし、これらの炉心構成が実現する可能性はほとんどなく、事故後の予想される炉心に対しては1,500 ppmあれば充分であると考えられる。

一方、炉心状態の計測の観点から見ると、事故後の推定炉心の実効増倍率は0.9以下であると考えられるので、1%の反応度変化に対応する炉心構成の変化やボロン濃度変化を炉外核計装ではっきりと検出することは困難である。事故後の推定炉心では中性子源の損傷、形状変化もあり、更に1次冷却材の沸騰、水位変化、気泡の体積変化等によって核計装の読みが変動することが充分考えられる。

したがって、臨界接近が万一生じた場合、これを監視することがむずかしい。

以上のような評価の結果、万全を期してボロン濃度を増大させており、4月19日の1次冷却材サンプリング結果によると、ボロン濃度は約3,400 ppmとなっている。

(b) 事故後の炉心冷却

炉心で発生した崩壊熱の除去は、通常DHRによって原子炉圧力を300 psi(21 kg/cm²)程度に下げて行われる。DHRは、ポンプ、熱交換器を主な構成要素として直接1次系につながっている。またDHRへの補給水は、ボロン水貯蔵タンクから供給される。

DHRの主な構成要素は、格納容器内でなく大部分補助建屋に設置されているため、今回の事故のように1次冷却材が高放射能を帯びている場合、DHRに漏洩があると補助建屋が汚染されたり、放射能の拡散につながる心配があるため、これを冷却系として使用するためには対策が必要である。そのため、DHRの遠隔操作を可能にし、テレビカメラ等の監視装置やポンプの振動計等を加え、DHRによる冷却が必要になっても、高放射能環境内に人員が立ち入ることなしに状態の把握ができるように改良が行われた。

事故後約16時間で、原子炉→SG-A→タービンパイパス→復水器を通しての冷却を開始し、1次系では強制循環が行われてきたが、4月27日になって1次冷却材ポンプを止めて、自然循環による長期冷却に入った。

強制循環より自然循環の方が可動部分がなく、かつ電気系作動の必要がないため、より信頼性が高いと考えられるし、また充分冷却可能である。自然循環の場合、ポンプ運転による熱発生(約6 MW)を考える必要もない。

現在の方法の欠点は、SGで低圧で沸騰が起るため、復水器で高い真空度が要求されることである。この欠点を除く方法としてSG-Bを使った冷却系が構成されており、最終的冷却方法として採用されよう。この系は再循環ポンプと熱交換器で構成され、SG-Bの2次側も水で満たし、この水をポンプで循環して熱交換器で除熱を行うものである。系はチッ素で1次系圧力以上に加圧され、1次系からの漏洩を防いでいる。

1次系で自然循環を確立し、継続するためには原子炉の圧力制御が必要である。通常、圧力制御は加圧器の蒸気によって行い、冷態停止時には蒸気の代りに一部チッ素を入れて行う。しかし、事故以来加圧器計装に問題を生じており、信頼性が高いとはいえない。

(c) 自然循環能力の評価

(1) 流動抵抗

自然循環能力の評価にあたって、損傷炉心における流動抵抗の評価が必要である。このため2通りの方法による推定が行われた。

(2) 自然循環による炉心冷却

1次冷却材が飽和温度に達する流量の3倍を限界として冷却可能性を評価し、SG1台をsolid waterにして冷却する方法で充分であると評価している。

炉心内に局所閉塞があり、また高温のデブリがあるため局所的に沸騰が生じる可能性があり、いくつかのチャンネルでは過熱蒸気が発生する可能性もある。この局所沸騰の自然循環に与える影響はないと考えられる。

(3) 自然循環に与える非凝縮性ガスの影響

Zr-水反応で生じた水素の一部は出入口ノズル上部の原子炉容器にたまり、そこに4～5日間滞留したほか、一部は冷却材中に溶解し、一部は格納容器に漏出した。

事故後9.5時間頃格納容器に出た水素の濃度はそこに酸素があるため燃焼するに充分なものとなり、28psiの圧力パルスが記録された。

原子炉容器頂部にたまった水素等の非凝縮性ガスは事故後1週間にわたってゆっくり除去された。ガス除去は、原子炉圧力を1,000psig(70kg/cm²・g)と2,000psig(140kg/cm²・g)の間で振らせ、冷却材をメークアップ・タンクに抽出することと、加圧器に冷却材をスプレイしてから加圧器をベントすることで行われた。したがって、圧力を1,000psig(70kg/cm²・g)程度に保つ限り、気泡が1次系に現れる可能性はないと考えられる。

問題となるのは、水の放射線分解によって生じる水素と酸素であろう。水の放射線分解を抑えるに必要な

1次冷却材の水素含有量は、従来17cc/kgとされており、通常25～35cc/kgの水素を溶存させている。TMI-2号炉での4月22日のサンプリングの結果は、水素23.8cc/kg、酸素<1.1cc/kg、チッ素<10cc/kgであった。

非凝縮性ガスが水から離脱するような温度圧力条件を与えると気泡が現れて自然循環を阻害するが、これはサブクール度を上げることによって再び溶解させることができる。この過程をプラントで行うには数時間を要するが、これは自然循環喪失後に運転員が適切な処置を行うのに許される時間である。

(4) 自然循環喪失時の対策および代替冷却(省略)

(d) 長期間の自然循環冷却(省略)

(3) 炉心損傷について

炉心の損傷状況については、NRCでもまだ本格的な調査は行われておらず推定の域を出ていない。今後の本格的調査、さらには実物の確認(可能な時期は不明)によって正確な情報が得られることを期待するが、とりあえずこれまでにNRCから予備的な情報として得たものを取りまとめると以下のとおりである。

TMI-2号炉では、核分裂生成物の放出、水素の生成等、炉心に損傷が起こっていることを示す徴候が見られる。これまでに得られている炉内熱電対温度記録、放出された核分裂生成物の推定量、発生水素の推定量をもとにすれば、炉心損傷の様子を大雑把に推定することができる。また8月に入って米国の電力研究所(EPRI)の原子炉安全性解析センター(NSAC)から発表されたTMI-2事故に関する解析報告書によると、炉心内に挿入されたSPND(Self Powered Neutron Detector)ならびに熱電対の記録を基にして、炉心の露出時間と露出程度を推定している。この推定方法はNRCの推定方法とはかなり異なったものであり、推定結果も両者の間に差が見られるので、本節の最後にまとめて述べる。

(a) 炉心の露出回数と露出時間の推定

事故発生後16時間までの1次冷却材圧力と炉心出口側高温配管部の温度に対する飽和圧力を図3に示す。図によれば、前者が後者より低くなった期間(ハッチング部)が、事故後16時間までに3回ある。第1回目は約1.75時間から約3時間まで、第2、第3回はそれぞれ約3.5時間から約5.5時間までと、約7.5時間から約14.5時間までとである。図3のハッチングで示した期間中は、すべて炉心が露出していたわけではないが、この期間中のある時期に露出が起こったと考えられる。露出の程度についても、炉心の底面まで完全露出

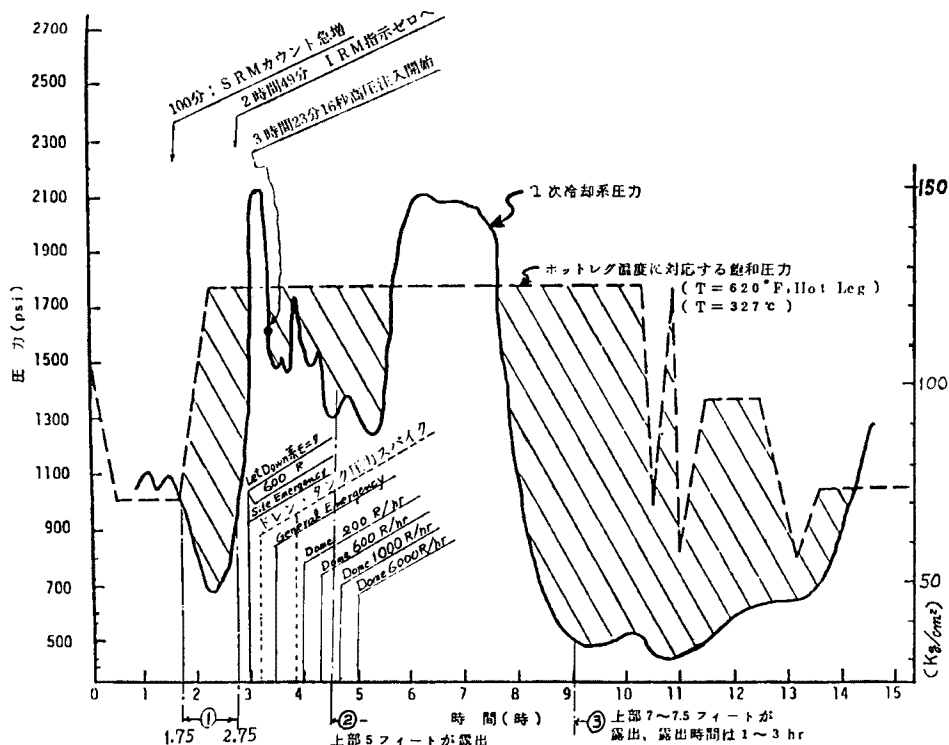


図3 炉内圧力の変化

したか、頂部のみの部分露出であったのかを推定するのは非常に困難である。第1回目の露出は、文献によれば約1.75時間から始まり、約1時間継続して全露出を起こしたものとされ、2ケースの露出モデルを仮定して、炉心損傷を推定している。このモデルでは露出開始を、事故発生後約1.75時間としている。これは炉外の電離箱出力が、水による遮蔽の喪失に対応するスパイクを示したのが、事故後92分であるところから、その後間もなく露出が始まったとする推定に基づいたものである。また、他の文献では、炉心の露出開始時ならびに露出時間を別の仮定から導出しているが(省略)、これらの文献を総合すれば、第1回目の炉心露出モデルは

①露出は事故発生後100数分から開始、②ほとんど全露出、③露出継続時間は約1時間。

これに対して、第2、第3回目の炉心露出については、不確実な点がさらに多い。すなわち、充填/高圧注入モードの操作、加圧器逃し弁の元弁の操作、抽出ラインの操作などに不明な点が残されているため、1次冷却系内の保有水量の推定は、事故後の経過時間が長くなるにつれて不確実となる。さらに1次系内の水量

が、圧力容器側とコールドレグ+蒸気発生器側とに、どのように分配されたかも不明である。

炉心損傷の推定に当たって、第2、第3回の露出の影響は無視できるとは思われないが、第1回目の露出で炉心はすでに決定的な損傷を起こしているものと考えられるので、各文献ともに第1回目の露出時の炉心損傷の推定に焦点をしばっている。

炉心の露出期間中、炉心は崩壊熱により加熱されたと思われるが、図3にも示したように、事故発生後3時間でレットダウン系モニタが600 R、格納容器ドーム部の放射線レベルは4時間後で200 R/hr、4時間20分で600 R/hr、4時間40分で1,000 R/hr、5時間で6,000 R/hrへと急激に増加していることから、第1回目の露出ですでにかなりの炉心損傷を起こしたものと推定される。すなわち、全燃料棒は膨脹-破裂し、ガス状核分裂生成物が燃料棒外に放出され、ジルカロイ被覆管は水蒸気との反応によって水素を発生したものと推定される。事故後3時間15分と3時間48分に、冷却材ドレンタンク内で発生した2回の圧力スパイクは、炉心内での水素発生を示唆するものである。

以下に、核分裂生成物放出量と発生水素量から燃料

棒の損傷程度を推測する。

(b) 燃料温度の推定

燃料ペレットからの核分裂生成ガスの放出率は燃料ペレット温度に強く依存するので、ペレット外に放出された核分裂生成ガス量を定量し、放出率を求めることによって燃料ペレット温度を推定することができる。 ^{133}Xe は不活性ガスなので、ペレットから放出されたのち他のものと反応したり、沈着、凝縮することもなく、核分裂収率も多く(100分裂当り6.8原子)、また比較的長半減期(5.29日)であるため定量が容易である。

^{133}Xe 放出量

Bettis 研究所(BAPL)の測定では、 ^{133}Xe の炉心内保有量の約31%が放出したとしている。この測定結果は、空気ならびに水のサンプル中の核分裂生成物を分析して得られたものとしているが、サンプリングの場所、時期については不明である。一方、NRC がこれとは別にチェックした結果では31.5%となっている。

通常運転中、燃料棒内のプレナムに放出されるガス状核分裂生成物は一般に1~2%であり、文献によれば、TMI-2号炉の運転条件を仮定して計算したところ、平均出力燃料棒で約1.3%、最大出力燃料棒で約15%を得ている。通常運転中には大部分の ^{133}Xe はペレット中に保持されているので、事故によって30%以上の放出があったとするならば、事故中に燃料ペレットはかなりの高温に曝されたものと思わざるをえない。

ANS のモデルに従えば、30%の放出に対応するペレット温度は約1,750°Cになる。今回の事故によるペレットの加熱モードと、Parker の実験での加熱モードとの間には差があり、雰囲気も異なるであろう。今回の事故では、 UO_2 のほか U_4O_{10} 、 U_2O_7 なども生成されているであろう。また、 $\text{Zr}+\text{ZrO}_2$ の共晶ができ、これに接する UO_2 ペレットの外表面が液相を形成したことも考えられる。与えられた放出率から、燃料ペレット温度を安全側(高目に)に評価する時に、このANSカーブをそのまま使用することは難いであろう。この場合は、少なくともParkerの実験の最確値によるカーブを使用し、放出率から得られた燃料温度よりさらに高温側に評価すべきものと思われる。したがって ^{133}Xe の放出率が30%の場合には、それに対応する燃料温度は1,900°C強とする方が妥当である。なお、以上は炉心全体が均一温度としての評価であるが、実際には炉心露出部と冠水部では、燃料温度に大きな差があり、さらに出力分布、露出時間によっても差が生ず

る。

したがって、 ^{133}Xe の放出率から推定して燃料温度は、露出部では2,000°C以上に達した部分があると推定される。

(c) ジルカロイ被覆管損傷の推定

炉心での水素発生はZr-水反応によるものが大部分であり、このほか、水の放射線分解による水素発生ならびに冷却水中に溶存する水素が減圧によって放出されるものなどが考えられる。推算によると、事故後16時間までに、放射線分解により発生した水素は約280 Nm³であり、冷却水中に溶存する水素量は1次系全冷却水に対して約300 Nm³である。圧力容器外での水素生成は、水の放射線分解のほか、事故後約10時間に作動した格納容器スプレイのカ性ソーダ水溶液とアルミニウム材との反応による水素発生もあるが、これらの量は支配的な量ではない。したがって、発生した水素の大部分は、Zr-水反応によるものと考えられる。

文献では発生した水素量を次のように推定している。

- ① 格納容器内で爆発または燃焼で消費された水素量：200 kg
- ② 格納容器内にその後残存した水素量：70 kg
- ③ 圧力容器内バブル中の水素量：70 kg

この水素量は約3,800 Nm³であり、また燃料領域のジルカロイが41%酸化したことに対応する。水蒸気中でのジルカロイの酸化速度は温度に大きく影響されるので、事故後のジルカロイ被覆管の温度履歴を推定し、次に40%酸化との関連を推定することにする。

燃料被覆管温度上昇モデルと燃料被覆管酸化モデル

図4は文献による燃料被覆管温度上昇モデルである。これは事故発生後約2時間での崩壊熱発生量をビーク出力部で約3 W/cm、平均で約2.26 W/cm、炉心上下の低出力部で約1.5 W/cmとし、被覆管から水蒸気への熱伝達率を0.5 Btu/hr·ft²·°F (25 kcal/m²·hr·°C)と仮定した場合である。

図5に、被覆管が100%酸化するに要する時間と温度の関係を示す。この両モデルを使用し、これを前出の2ケースの炉心露出モデルにそのまま適用すると、炉心露出モデルのケース1とケース2では全酸化量に著しい差が生じてしまう。すなわち、このままでは全酸化量41%と結びつけることができない。そこで、燃料領域の全ジルカロイの約40%が酸化するように熱伝達係数を調整してジルカロイの酸化分布を計算すると、ケース1とケース2で炉心上面から約2~5.5 ft (0.6~1.7m)の間もしくは約4.5~7.5 ft (1.4~2.3 m)

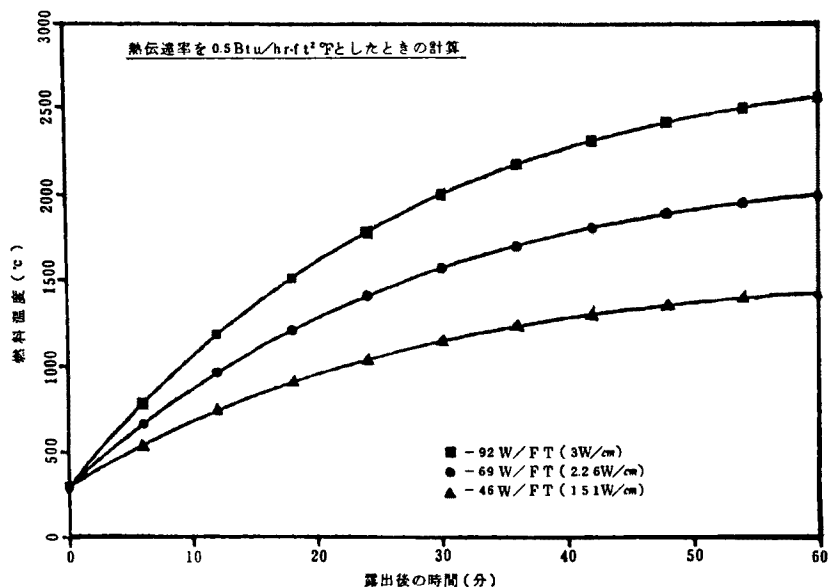


図4 燃料棒の温度上昇

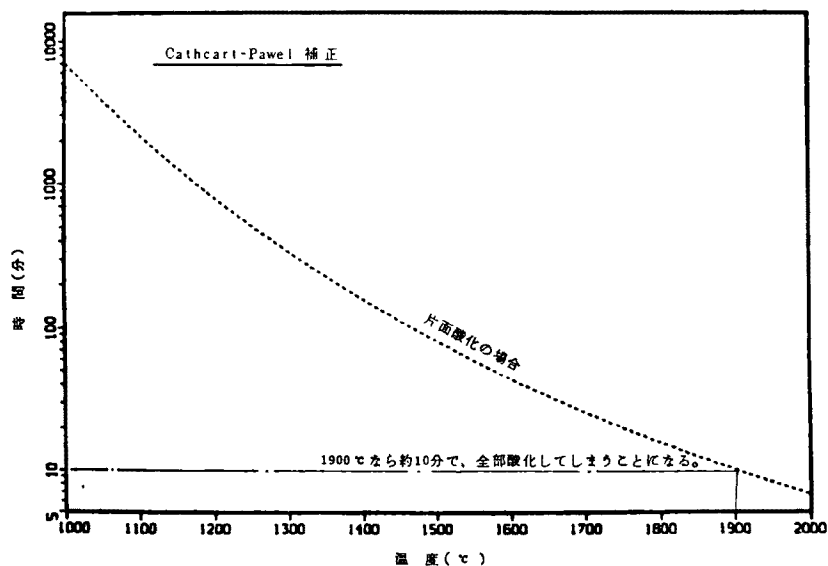


図5 ジルカロイ被覆管の100%酸化に要する時間と温度

の間が、それぞれ100% 酸化したと推定される。このモデルは、炉心内の全ジルカロイの約40%が酸化したとする情報に基づき、このほか、ごく限られた情報を頼りにして構成され簡略化されたモデルである。それゆえ、このモデルについて詳細な評価をすることは当を得ないかも知れない。他の炉心酸化モデルを定性的に総合してみると、炉心の上部は下部に比べて露出時間が長く、一方崩壊熱発生分布は炉心の中央部が高い

ので、炉心の損傷は上端より1~2 mの部分最もきびしく、下部から1.2~1.8 mまではほぼもとの形態を保っているものと推定される。また、第1回目の露出の初期に、燃料棒の燃料装荷部の上端から1~2 ft (0.3~0.6 m)の部分で破裂したものと思われるが、その後の露出による損傷によってその形骸が残されているかどうかは疑問である。

なお、1次冷却材中の核分裂生成物の分析結果で

は、非揮発性のもの(Ba, Sr)が少なく、Uもほとんど検出されていないところから、燃料の熔融を示唆するような徴候はない。しかしながら、燃料は一部数mmからペレットそのままくらいの大きさのデブリになって冷却材中に放出されていると考えられる。また、Zr+ZrO₂の共晶はUO₂と約1,920°Cで液相を作るといわれているので、Zr+ZrO₂の共晶が生成された場合、これに接するペレットの表面では液相化することも考えられる。しかしながら融液は重力により落下するので、UO₂とZrの反応の進行は3次元的(径方向とともに軸方向も)に考察しなければならないであろう。

(d) 炉心損傷の推定

炉心上部の約1/3は、デブリ状になっているものと考えられる。燃料集合体の構成要素には燃料棒のほか、燃料集合体の上・下ノズル制御棒、出力分布調整用棒、バーナブルポイズン棒、グリッドスペーサ、制御棒案内管、計測案内管などがある。これらの構成要素のうち、燃料集合体の上・下ノズル以外はすべて炉心内にあるので、少なくとも炉心上部にある部分は、かなりの高温に曝されたと見なければならない。

INEL (Idaho National Engineering Laboratory)で制御棒案内管温度を計算した結果によると、燃料棒温度に比べてわずかに20F(11°C)しか低くない(B & W社の計算では、もっと低くなっている)。したがって、燃料が破損している領域では

- ① 制御棒 Ag-In-Cd とそのステンレス鋼被覆は溶けている。
- ② 制御棒案内管(ジルカロイ)は酸化している。
- ③ バーナブルポイズン棒のジルカロイ被覆は酸化している。
- ④ インコネル製グリッドスペーサは溶けるか、ジルカロイと共晶を作っている。

しかし、Ag-In-Cd合金は不溶性であること、また冷却材中に銀が検出されていないことを考えると、制御棒セグメントは仮に熔融したとしても7~8cm程度落下しただけで、吸収体はおそらく元の位置にあると推測されている。しかしながら冷却材の分析用サンプルの採取時期ならびに採取場所は明らかにされていない。

もし、抽出系の抽出点(Aループのコールドレグ)から採取されたと仮定し、抽出時期が事故発生後16時間でポンプを再運転する以前であると仮定すると、Aループ内の冷却水の水質は、炉心内とは異なると考えられる。

バーナブルポイズン棒もおそらく元の位置にあると

考えられているが、ボロンはB₄C-Al₂O₃から溶出している可能性がある。

ここで注目すべきことは、52本の炉内熱電対(クロメル・アルメル)が事故後も大部分がほぼ正常に作動していることである。炉内熱電対ならびにSPNDはテレフォン・ダイヤル状に配置され、その外側を囲んでいる外管はインコネル製である。インコネルの融点は約1,270°Cであるため、外管自身はかなりの損傷を受けていることが考えられる。しかしながら、燃料集合体の中央に位置している計測案内管(ジルカロイ)とインコネル外管との間には、冷却流路が形成されている。今後、計測案内管の内外の流れの詳細な検討が炉心損傷の推定に役立つのではないと思われる。

(e) EPRIによる炉心露出の推定

SPNDならびに炉内熱電対の指示から得られる情報を基にして、炉心内の温度分布とその時間的変化を推算し、炉心水位の時間的変化をかなり詳細に推測している。

SPNDは本来の中性子束測定に際して温度補正を必要とするが、この温度依存性を逆に利用して温度の推定に用いている。炉心水位変化は、前述のSPNDからの情報のほか、圧力容器の外周に設けられた中性子モニタからの情報をも考慮して推定された。第1回目の露出が、事故発生後約102分から始まったとする推定結果は、NRCの結果とはほぼ一致しているが、水位の下降速度ならびに最低水位は、NRCによる推定結果とかなりの差がある。さらに再冠水時期については両者の違いが大きい。すなわち、NRCは露出回数を3回と割り切っているのに対し、EPRIは明確な割り切り方をせず、第1回目の露出は事故発生後210分で再冠水するとしているものの、再冠水に至るまでの水位上昇の時間的変化は解析途上にあるとしている。また、210分以後については、炉心露出の回数を1~2回と表現して、明確な解析を今後に譲っている。なお、水素の生成に関する解析も今後に譲られている。

3. 運転および運転員の訓練等に関する考察(省略)

- (1) 訓練コース
- (2) 運転要領
- (3) 人為的要素
- (4) 給水喪失時に運転員のとるべき措置
- (5) 考慮すべき事項

4. 周辺環境への影響と作業従事者の被曝(抜粋)

第1次報告書作成以後に入手された資料、特にNRC、保健教育福祉省および環境保護庁の代表で構成される集団線量評価グループの報告書等から得られた

情報を含め、放射性物質の環境への放出量、プラントにおける放射線管理、環境モニタリングの結果と環境放射線量の周辺住民の健康に与える影響についての評価結果を述べる。

また、事故発生後3月30日までの放射線に係る事故経過表が最近入手されたので、付属資料に示すこととした(省略)。

本事故においては周辺公衆個人の最大被曝線量は100 mrem以下であり、また50マイル以内の住民の集団線量が3,300人rem(個人平均1.5 mrem)で、公衆の健康への影響が無視できる程度に抑えられ、放射線被曝の面では、周辺住民の退避等の措置の必要はなかったことになる。

(1) 放出放射能

(a) 環境への放射性物質の放出量

(1) 気体状放射性物質

放出放射性物質の主なものとは放射性の希ガスとヨウ素である。

放射性希ガス放出量は、周辺環境における線量の熱蛍光線量計(TLD)による測定値と、実際の気象条件から得られた相対濃度(X/Q)とから推定されている。3月28日～4月30日の期間における放出量の設置者による放射性希ガス各核種の全放出量の算出値 1.0×10^7 Ciは、NRCによる算出値 1.3×10^7 Ci(3月28日～4月7日)とほぼ一致している(NRCによる算出値には、短半減期核種も含まれているものと思われる)。

放出放射性希ガスの全量 1.0×10^7 Ciを γ 線実効エネルギー $E_\gamma = 0.5$ MeVに換算すると 1.9×10^6 Ciとなる。また、 ^{133}Xe の放出量は炉内蓄積量の約5%である。

放射性ヨウ素の放出量は、排気中濃度の測定値(活性炭カートリッジにより連続捕集し測定)から求められている。

^{131}I の放出量の設置者による算出値では、3月28日～4月30日の期間の全放出量は約14 Ciである。

一方、燃料取扱建屋と補助建屋の排気系の活性炭フィルタから採取されたサンプルの分析結果からは、3月28日～4月12日の期間の ^{131}I 放出量は26.84 Ciと算出されている。なお、4月11日以降に放出量が再上昇しているが、これは4月12日～20日の間に行われた活性炭フィルタの交換作業が原因の一つと推定されている。また補助建屋排気口における4月11日～4月20日の間の ^{131}I の濃度の測定値は $6.6 \times 10^{-8} \sim 4.5 \times 10^{-7}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ であった。

希ガスの大量放出は3月28日7時頃に始まったが、ヨウ素はさらに2～3時間後に大量放出が始まったこ

とが、モニタの記録などからわかる。

(2) 液体状放射性物質

液体廃棄物は、通常は放射性廃液の処理をしない産業廃液処理系(Industrial Waste Treatment System, IWTS)からのみ放出された。この系の排水は排水モニタ(RM-L7)により連続サンプリング測定されており、希釈後サスケハナ河へ放出される。

IWTSからの排水時間、排水量と排水モニタRM-L7の指示値および排水サンプルの分析結果などから、IWTSからの液体廃棄物放出量は次のように算定されている。すなわち、3月29日に ^{131}I 12.66 mCiが、3月30日には ^{131}I 59.91 mCiが放出されており、結果として3月28日4時～3月30日24時の期間における全放出量は ^{131}I 72.56 mCi、廃液量265,450 ガロン(約1,005 m^3)であり、年間平均に基づいても一般区域への放出限界値を超えなかったと報告されている。NRCの発表によれば、3月31日以降にも排水が行われているが、水中許容濃度 3×10^{-7} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ 以下とされているのみで放出量については不明であるが、放出限界値以下であると思われる。

(b) 冷却材中の放射性物質

(1) 1次冷却材中の放射能濃度

3月28日6時2分における1次冷却材サンプルの全($\beta + \gamma$)放射能濃度は4.0 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ と通常値0.4 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ の10倍の値を示し、6時22分ごろには、炉室内エリアモニタにより燃料被覆管の破損による線量の上昇が検出されていた。6時35分に採取された1次冷却材サンプル中放射能は全 γ で140.73 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ に達し、8時50分における採取されたサンプルの測定結果では ^{131}I が81 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 ^{133}Xe が449 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ と極めて高放射能レベルであることが確認された。放射性IおよびCsについては、炉内蓄積量の約10%が1次冷却材中に漏洩していることがわかる。さらに4月11日(事故発生後約2週間)ではIの漏洩量が若干増加している。

(2) 2次冷却材中の放射能濃度

3月30日10時30分に採取されたSG-Bのサンプル分析結果は、 ^{131}I が7.9 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 ^{133}I が2.1 $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 ^{135}I が 8.5×10^{-2} $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ 、 ^{137}Cs が 6.8×10^{-3} $\mu\text{Ci}/\text{ml}$ で、1次系から2次系への漏洩(Once Through Steam Generator-B, OTSG-BのSGリーク)があったことを示している。OTSG-BのSGリークは3月28日6時56分の前に発生したが、5時27分ごろにOTSG-B(蒸気漏洩の疑いがあった)を隔離しており、SGリークに起因する大量の放射能放出は防止されたとされている。

(c) 放射性物質の放出経路

(1) 気体状放射性物質

事故発生直後に原子炉建屋サンプから補助建屋サンプタンクへ廃液が移送されている。この水は、加圧器逃し弁から放出された1次冷却材が、ドレインタンクのラプチュアディスクを経て、原子炉建屋サンプにたまったものが大部分であると考えられる。当初は、この水が3月28日に環境に放出された放射性物質の放出源となつたと考えられていたが、現在の見解は否定的である。この理由の主なもの、NRCの調査によれば次のとおりである。

- ① 原子炉建屋サンプからの水の移送は、事故発生後38分で停止されており、この頃は放射能の増加を示す警報は出ていない。
- ② 3月28日6時50分ごろ、補助建屋で水のたまっている床を歩いた者、および6時55分から8時ごろ、床に水がたまっていることを確認した者からは汚染が検出されていない。しかるに、同じ頃、メークアップタンク付近に行った者は汚染されている。
- ③ 3月29日7時の放射線線量率の測定結果によれば、補助建屋の床にたまった水の表面の線量率は、メークアップタンク、ブリードタンク付近に比べて3桁低い。

現在のところ、放出経路の最も主要なものは、NRCの調査によれば次のとおりと考えられている。

(i) メークアップタンク→ベントヘッダ

1次系から抽出された冷却材は、冷却、減圧され、一旦メークアップタンクに入る。このタンクは、約半分が気相部で、冷却材に溶解していたガスが脱ガスされる。この付近に顕著な漏洩があったと考えられる理由は、次のとおりである。

- i) 補助建屋で最初に(28日6時36分)放射線レベルの上昇を示しているのは、メークアップタンクのエアモニタ(HP-R-206)である。
- ii) メークアップタンクの液面変動とモニタの指示値(例えば補助建屋排気ダクトBのモニタHR-R-228)との間に28日6時35分ごろから相関が認められること。

漏洩箇所はまだ確定し難いが、恐らくメークアップタンクのベント弁MU-V-13(この弁は通常閉であるので、当時閉であったと仮定して)のシート部が漏洩しており、ここから漏れたガスがすでに漏洩のあるベントヘッダを経て補助建屋に放出されたと思われる。

(ii) ブリードタンク(RCBHT)逃し弁

3月29日から、1次冷却材に溶解していた大量のガ

スのため、メークアップタンクの圧力が上昇して抽出水量の制御に困難を来したので、上記MU-V-13を間欠的に開いてガスを廃ガス減衰タンクに放出したが、この際ベントヘッダからの漏洩が続いた。しかるに、30日6時から7時10分にかけてメークアップタンクの圧力が急上昇し、逃し弁MU-R-1が開いて、メークアップタンクの水とガスをブリードタンク(RCBHT)に圧入した。このため、RCBHTの圧力は30psigを超え、RCBHTの逃し弁の設定圧20psigを上回ったため、ここから制御されざる放出が起った可能性が高い。

そのほかにも、いくつかの放出経路が考えられているが、それらの寄与は、上記に比べて相対的に小さいと考えられる。

(2) 液体状放射性物質

放射性廃液に関しては、OTSGからの2次冷却水サンプル採取時にフラッシングした水が、建屋内サンプからIWTSに移送されたが、これが事故後3日間(3月28日～30日)に排水された放射性物質の大部分を占める。ほかにタービン建屋のサンプからIWTSに移送されたものもある。

(2) 環境モニタリング(省 略)

- (a) モニタリング活動
- (b) 外部被曝線量
- (c) 環境試料の測定結果
- (d) 周辺住民の内部汚染検査
- (e) モニタリング上の考察

(3) 周辺住民の健康に与える影響の評価(省 略)

- (a) 外部全身被曝の健康への影響
- (b) 外部全身被曝以外の影響

(4) プラントにおける放射線管理(省 略)

- (a) 概要
- (b) 建屋内の放射線レベル
- (c) 放射線作業従事者等の被曝
- (d) プラントにおける放射線管理に関する考察

5. 緊急時の措置(省 略)

(1) 緊急時計画(連邦を除く)

(2) 連邦の放射線援助計画(IRAP)

- (a) 緊急時援助計画
- (b) IRAPに関与する機関とその役割
- (c) 連邦政府の放射線防護活動のための指針
- (d) 訓練計画

(3) TMI-2号炉事故における対応

- (a) 環境モニタリング活動
- (b) 緊急退避と広報活動
- (c) 緊急連絡
- (d) 甲状腺被曝低減対策

- (4) TMI-2号炉の事故で得られた IRAP
適用上の教訓

6. 米国 NRC の対応(省 略)

- (1) TMI-2号炉に対する活動
(2) TMI-2事故の調査・評価活動
(3) 事故防止のための措置

Ⅱ. わが国の安全確保対策に
反映させるべき事項

1. はじめに(抜 粋)

当特別委員会は、今回の事故からわが国の安全確保対策に反映させるべき事項を抽出するため、基準・審査、設計、運転管理、環境、防災、安全研究の6つのワーキング・グループを設置し、それぞれにおいて専門的観点からの検討を行なってきた。

これらのワーキング・グループにおける検討結果を踏まえ、当特別委員会は、次の各節に掲げるように基準・審査関係、設計関係、運転管理関係、防災関係、安全研究関係に区分して、今後のわが国の安全確保対策に反映させるべき事項を抽出した。

これら抽出事項中、Ⅱ-2(2)項審査関係およびⅡ-4節運転管理関係については速やかに、また、その他の事項については可能な限り速やかに検討を開始し、その結果を適宜反映すべきものとする。

抽出事項の中には、加圧水型軽水炉と沸騰水型軽水炉によって適用が異なるものもあり、これまでも原子力発電所等の安全性向上のための一環として相当程度検討され、適宜、実施に移されているものもあり、また、今後の検討の結果、現状で充分であるとの結論に至るものもあるとは考えるが、今回の事故の意義の重要性に鑑み、その教訓は最大限反映されるべきであるとの観点から、現時点において検討を加えることが必要であると判断した事項はすべて抽出することとした。

2. 基準・審査関係

(1) 基準関係

(a) 安全設計審査指針および関連技術基準

(1) 安全上重要な系統および機器の分類

TMI-2の場合、炉心温度計、加圧器ヒーター、加圧器逃し弁等安全系に入られていなかった系統および機器の重要性が再認識されている。このことに鑑み、安全上重要な系統および機器の役割を検討し、これらの系統および機器を重要度に応じて、より一層明確に区分する必要がある。

(2) 原子炉計測制御系およびプロセス

計測制御系の信頼性

TMI-2の場合、炉心温度計の指示が測定範囲を越えており、この指示に疑問を抱いたと思われる事実がある。また、1次系が飽和状態であるにもかかわらず、加圧器水位計の指示に基づいて、1次冷却材インベントリを判断した事実がある。このことに鑑み、異常時においても原子炉計測制御系およびプロセス計測制御系の信頼性が総合的に確保し得ることを確認しておく必要がある。

(3) 事故時に必要とされる系統および機器

TMI-2の場合、一時、長期冷却を行うため、余熱除去系の使用を検討したが、同系の遮蔽が充分でないことや漏洩が生じた場合の対策に不安があることを考慮してこれを使用しなかった。このことに鑑み、事故時に必要とされる系統および機器については、その運転が困難とならないように必要な措置を検討しておく必要がある。特に長期冷却システムの確保は重要である。

(4) 緊急時中央司令所

TMI-2の場合、事故時に制御室に人が集まり混乱を来したといわれている。このことに鑑み、緊急時において、敷地内で制御室以外の適当な場所から必要な対策の指令を発することができる中央司令所を設置し得るように、あらかじめ検討しておく必要がある。

(5) 可燃性ガス濃度制御系

TMI-2の場合、発生した水素を処理するため水素濃度制御装置が付加された。このことに鑑み、水素濃度制御方策のあり方について検討する必要がある。

(6) 制御室

TMI-2の場合、制御室内に放射能汚染が及び防護マスクを着用したため指揮伝達に支障を生じた事実がある。また、事故時には制御室内へ要員等が出入りする必要が生ずることが考えられるので、制御室への接近可能性、扉開閉に対する制御室内正圧の維持等、制御室の清浄状態の維持機能に関する事項の妥当性について確認する必要がある。

(b) 安全評価審査指針

(1) ヒューマン・クレジットおよび単一故障

TMI-2の場合、緊急時においては運転員の練達度もさることながら、短時間に適確な判断をし確実な操作を行うことが困難な点があったように思われる。このことに鑑み、運転員に要求される必要な操作の内容を把握し、安全評価上ヒューマン・クレジットをどう考えるかについて検討する必要がある。

また、事故解析に際しては、現指針のように安全系についてその機能別に単一故障を想定すれば安全評価上充分であるとするか、または故障の重畳についても

想定すべきなのか等を検討する必要がある。

(2) 運転時の異常な過渡変化および事故の解析条件

TMI-2 の場合のような異常事象を過渡変化および事故の解析条件に加えるべきか否かについて、上記(b)-(1)の検討結果等も反映させつつ、検討する必要がある。

(c) ECCS 安全評価指針

ECCS 安全評価指針については、原子炉安全基準専門部会で現在見直し中であるが、評価モデルの検討の際、TMI-2 の場合の加圧器逃し弁からの漏洩といったような小破断事象についても留意する必要がある。

(2) 審査関係

(a) 安全上重要な系統および機器の自動作動

安全保護系の信号により安全上重要な系統および機器が確実に自動作動するように設計されているかどうか、さらに慎重に審査を行う必要がある。また、手動操作を要求されるものは、ヒューマン・クレジットを考慮し、確実に作動するかどうかさらに慎重に審査を行う必要がある。

(b) 技術的能力および運転管理体制

原子炉主任技術者、当直長、運転員等がプラントの安全確保上職務を適確に遂行し得る体制にすることは必要である。この点については、設置許可の段階から審査を行なっているところであるが、その方針をその後の運転等の段階でさらに充分に確認する必要がある。

(c) 制御室への接近可能性および居住性

事故時における制御室への接近可能性および居住性の確保上重要な制御室の遮蔽、換気等について、さらに慎重に審査を行う必要がある。

(d) 事故時に必要とする機器等

格納容器内モニタリングおよび格納容器内水素濃度制御のあり方、また長期冷却系およびサンプリング系の遮蔽などのあり方について、さらに慎重に審査を行う必要がある。

3. 設計関係

(1) 小破断事象時の安全性

原子炉冷却材圧力バウンダリーの小破断事象時の安全性をさらに詳細に確認するとともに、加圧器気相部からの冷却材喪失現象に対処する上での安全性をより向上させるための措置について検討する必要がある。

(2) 1次冷却材の状態の監視方式

事故時または異常な過渡変化時に1次冷却材の状態および炉心冷却の状態をよりよく把握するための手段、例えば加圧水型軽水炉の1次冷却材がサブクール状態にあることを運転員が常時監視できる装置(ディ

スプレイ等)の設置などの検討を行う必要がある。

(3) ガス対策

1次系内におけるガス発生量を把握する手段およびトラップされたガスを除去する方法について検討する必要がある。

(4) 制御室のレイアウト等

運転制御をより一層しやすくするため、制御室におけるプラントの主要なパラメータの表示のあり方について検討し、また制御盤等のレイアウトに関して人間工学的観点からも検討を行う必要がある。

(5) 事故時における放射線および放射性物質の測定
事故時における1次冷却材のサンプリング、格納容器内などの放射線計測、格納容器内雰囲気気のサンプリング、および放出放射能測定方式を検討する必要がある。

(6) 弁の信頼性

弁の開固着という現象に鑑み、弁の材料の品質、弁の機能の信頼性の向上について検討を加える必要がある。

(7) 運転員の誤操作防止対策

運転員の誤操作防止対策に関し、設計上の考え方をより明確にするとともに手段、方式等について検討する必要がある。

4. 運転管理関係

(1) 格納容器の隔離に対する運用

格納容器の隔離方式について見直しする必要がある。例えば、格納容器 Samp 系の弁は現在常時“開”運用されているものが多いが、放射性物質を系外に放出することがないように万全の措置をとるとの観点から、弁の開閉運用の改善について検討する必要がある。

(2) ECCS 作動時における1次冷却材ポンプの作動条件

加圧水型軽水炉の場合、ECCS 作動時には現在の設計では、美浜1、2号炉を除き、1次冷却材ポンプは停止する設計となっている。

TMI-2 事故においては1次冷却材ポンプの起動、停止が炉心の冷却に大きく影響しているため、ECCS 作動時における1次冷却材ポンプの作動条件について検討しておく必要がある。

(3) ECCS の停止操作および切換操作

ECCS が作動する各種の状況において、原子炉施設の安全上の諸問題を踏まえつつ、ECCS の自動停止化問題を含め、停止操作および切換操作についての信頼性をより高めるための幅広い検討を行なっていくことは必要である。

(4) 保守時における点検頻度等

保安規定に明記されている保守時における保安に関する事項、特に保守時における点検頻度に対する考え方の見直しを行い、整合を図る必要がある。

(5) 手動弁の管理方式

数多い手動弁の管理方式について、例えば鍵管理の方式、保守作業中における中央制御室での系統図上の表示方式などについて、さらに改善を加えるべき要素があるかどうか、検討する必要がある。

(6) 運転員の長期養成計画

運転員の資質の向上、余裕をもった運転員の配置、補充を図るため、運転員の養成計画に関し、長期的観点からの検討を行う必要がある。

(7) 運転員の誤操作防止対策

運転員の誤判断、誤操作を少なくするため、現行の誤操作防止対策の向上、誤操作防止に関する教育、訓練の方法等について検討する必要がある。また、運転員が事故時に誤判断を起こしやすいと思われる異常事象について可能な限り検討を行い、運転操作要領等をさらに充実する必要がある。

(8) プラントの運転管理体制

原子炉主任技術者の位置づけおよびその権限と責任に関し、特に緊急時について検討する必要がある。また、運転直長を技術的に援助する体制を検討する必要がある。

(9) 報告すべき異常事象

TMI-2の場合、今回の事故の前に同種の異常事象が発生しており、異常事象の把握は極めて重要である。現在、規制当局によってささいな異常事象も報告徴収が行われているが、報告すべき異常事象の具体的内容、様式等をさらに整備するとともに、これらの技術情報を集積、評価し、設計、運転管理面に反映できるように検討する必要がある。

(10) 緊急時の放射線測定器および防護用機材の点検、整備

緊急時において施設内の放射線レベルを把握するため、高線量率測定器(遠隔測定可能なものを含むことが望ましい)、高線量まで直読可能な個人被曝線量計(個人アラーム・メータ等)、および手などの局部被曝線量計等、緊急時用の測定器を点検、整備するとともに、緊急時の作業に従事する者の被曝を適切に防護するための防護具類を点検、整備することが必要である。

5. 防災関係

(1) 防災対策に関する専門的事項の

調査審議について

(a) 防災計画立案地域の範囲

防災計画の立案に当たっては、あらかじめ、防災計画を考えるべき地域の範囲について検討する必要がある。

(b) 防災活動上必要な対策指標

ガス状プルームからの直接放射線による全身被曝および吸入による甲状腺等の内部被曝の回避のための防護活動、汚染された飲食物の摂取による甲状腺等の内部被曝の回避のための防護活動に関し、その対策指標(指標線量、指標濃度)を明らかにする必要がある。

(c) 緊急時の環境モニタリング指針の作成

緊急時においては、多数の環境試料の迅速な分析等平常時とは異なった面が多いので、緊急時における環境放射線モニタリングの事項、方法および機器等に関する指針を整備する必要がある。なお、この場合、平常時の環境モニタリングシステムの機能の拡大が図られるよう配慮することが望ましい。

(d) 環境放射能予測システムの開発

緊急時において環境への放射能の放出量の予測を速やかに行うとともに、事故の推移に伴う原子力発電所等からの放出経路等に基づき、気象条件等を考慮して一般公衆への影響を、早急かつ的確に予測するシステムを開発する必要がある。

(2) 防災業務計画の円滑な遂行について

(a) 緊急時組織

原子力発電所等の災害については、地方自治体だけでは対処しえない場合が考えられるため、緊急時の支援体制として、国の技術助言組織、モニタリング組織等を整備するとともに、これらの組織が有効な支援活動を行えるよう、必要な設備等を充実しておく必要がある。

(b) モニタリング設備

現在、原子力発電所等においては、サイト周辺に配置されたモニタリング・ポストによって通常運転時における線量および線量率の連続測定監視が行われているが、緊急時にも対処しうるよう環境モニタリングシステムのあり方(モニタリングポストの配置、測定レンジ等)について検討を加えることが重要である。また、緊急時において、プルームの方向等の変化に対処するため、移動・携帯測定器やヨウ素サンプラー等の緊急時用の測定器の整備を図るとともに、これらを使用可能な場所に常時点検して配備する必要がある。

(c) 一般公衆の被曝線量の評価

緊急時における一般公衆の被曝線量の予測の結果お

よび地域固有の状況に基づき、防護措置の実施に係る判断に資するための評価を行い、また、実際の被曝線量を総合的に評価する体制について検討しておくことが重要である。

(d) 緊急時連絡

緊急時においては、電話回線がふさがってしまうことが考えられるため、あらかじめ主要な機関の間で専用回線を設けておくことが必要であり、また電話回線以外の通信連絡方法についても併わせて検討しておく必要がある。一方、一般公衆に対する退避等に関する通報の方法について検討しておくことも重要である。

(e) 輸送手段の確保

防災上必要な人員および機材の運搬や一般公衆の退避等に必要の輸送手段を確保できるよう検討しておく必要がある。

(f) 教育・訓練

緊急時において環境モニタリングの実施、連絡網の整備、輸送手段の確保等に当たる者に対し、防災上必要な教育・訓練を充分に行う必要がある。

6. 安全研究関係

(1) 関連する事象の解析と対応技術の確立

今回の事故では、2次冷却系の故障に端を発し、加圧器逃し弁からの1次冷却水のリーク、ECCSおよび1次冷却材ポンプの手動停止に伴う炉心冷却機能の低下、Zr-水反応による水素の発生とその影響、格納容器内の1次冷却水の移送に伴う揮発性放射性物質の放出等の事象が起きている。これらの事象については、従来からも検討されており、安全設計に反映されているが、安全裕度の確認の精度をさらに上げるため、およびこれらの事象に類似した事故事象の発生をなくすため、次のような研究を行う必要がある。

(a) 小破断 LOCA 時の二相流の実験および解析

1次冷却系の中小破断時に蒸気発生器内、1次冷却系配管内に生ずる1成分および2成分二相流の挙動について、想定される事故経過との関連を含めて研究し、小破断 LOCA の現象を解析するコードの改良に資する。

(b) 自然循環炉心冷却に関する研究

炉心の強制冷却を行わない場合に、1次冷却系内の自然循環が成立する条件およびそれによる炉心冷却機能について研究する。

(c) 流量停滞時における炉心冷却機能に関する研究
流量停滞における炉心冷却機能について研究する。

(d) LOCA 条件下の格納容器内機器の
信頼性の研究

モーター、ケーブル、端子盤等格納容器内の機器の高温、高湿度、高放射線等の環境下での信頼性を確認する。

(e) 压力容器ノズル部のサーマルショック
に対する信頼性の研究

ECCS の作動に伴うサーマルショックに対する压力容器ノズル部の信頼性について、特にクラックのある場合を想定して研究する。

(2) 人為的な誤操作による事故の発生を
防ぐための研究

今回の事故がここまで大きくなった原因は、プラントの状態を運転員が十分に把握することができず、判断を誤ったことにもあるといわれている。このため、運転員の操作に必要な時間について、人間工学的な観点から検討を行うとともに、次のような研究を行う必要がある。

(a) プラントの状態の把握に必要な研究

プラントの状態を十分に把握するために、計算機プログラム・システム、監視ディスプレイ方式または制御室表示盤などの適切配置について必要な研究を行う。

(3) 軽水炉施設の信頼度解析研究等

今回の事故に関連して、軽水炉施設における事故のリスクはどの程度かを的確に把握し、その結果によって現在の安全研究が充分かどうか検討しておくことが必要である。この種の研究は、従来からも少しずつ行われているが、わが国の原子炉の実態に合致した研究を進めることが必要である。このため、故障データベースの設置について検討するとともに、次のような研究を行う必要がある。

(a) プラント構成機器の信頼性の研究

プラントの構成機器の故障率、故障平均時間等に関するデータの蓄積に基づいて、プラント構成機器の信頼性についての研究を行う。

(b) 信頼度解析研究

故障情報を分析し、どのような事故が想定されるかについて、わが国の軽水炉施設のデザインおよび運用形態、運転員の行動様式等を考慮しつつ検討するとともに、軽水炉施設の信頼度を解析する手法について研究する。

(c) 定量的リスク評価研究

わが国の原子力発電所の立地等を考慮して、軽水炉施設のリスクを定量的に評価する手法について研究する。

(4) 事故時対策に関する研究

今回の事故を契機として、万一軽水炉施設に事故が

起きて周辺に放射性物質が放出される場合の対策を充分検討し、必要な措置を講じておくことが強く要請されている。このため、次のような研究を行うことが必要である。

(a) 事故時対策用データバンク・システム
に関する研究

事故時におけるプラント状態の解析に必要なプラントの設計等に関するデータ、放出される放射性物質の挙動解析に必要なバックグラウンド等のデータ、防災対策の立案に必要な周辺地域の交通事情等のデータを収集、分類、整理しておくためのデータバンク・システムについて、その機能、入力データの内容および形態、アクセスの方法、設置形態等の検討を行う。

(b) 事故時放射性物質放出量解析システム
に関する研究

プラントの設計等に関するデータおよびプラントの計測データから、事故時のプラントの状態を的確に把握するとともに、その後の事故推移を予想し、放射性物質の放出量の予測を迅速に行う手法およびシステムについて研究する。

(c) 環境放射能予測システムに関する研究

放射能モニタリングデータおよび気象データから、放出される放射性物質のその後の拡散状況を予測し、また周辺住民の生活様式などのデータを加えて被曝線量を予測する手法およびシステムについて研究する。

〔付 属 資 料〕(省 略)

1. TMI-2号炉のプラントに係る事故経過表
2. TMI-2号炉の放射線に係る事故経過表
3. EPAの環境モニタリング活動
4. NRCがとった措置
5. わが国の対応策(抜粋別掲)
6. 略語一覧

〔付属資料5.〕

わが国の対応策(第1次報告以後を抜粋)

- (19) 5月21日：通商産業省は、大飯発電所の管理体制の再点検および特別保安監査に基づいて改善すべき

点につき関西電力に指示。

- (21) 6月4日：原子力安全委員会は、沸騰水型原子力発電所および加圧水型原子力発電所(大飯発電所を除く)の管理体制の再点検について、通商産業省が電気事業者に対し指示することとしている改善措置は妥当である旨決定。
- (22) 6月6日：通商産業省は、原子力発電所の管理体制の再点検結果に基づく改善措置を関係電力会社に指示。
- (23) 6月13日：大飯発電所運転を再開。同日付けで通商産業省は大飯発電所に常駐検査官を派遣。
- (26) 6月28日：原子力安全委員会は、原子力発電所等の万一の事故時に、その影響が外部に及び、または及ぶおそれがある場合に、国に対し必要な助言を行うことを目的として「緊急技術助言組織」を設置。
- (29) 7月12日：中央防災会議は、原子力発電所等に係る防災対策特有の事象に着目した当面とるべき措置として、①緊急時連絡体制の常時整備・維持、②緊急技術助言組織の設置、③専門家の現地派遣体制の常時整備・維持、④緊急モニタリング要員および機器の動員体制の常時整備・維持、⑤緊急医療派遣体制の常時整備・維持、からなる「原子力発電所等に係る防災対策上当面とるべき措置について」を決定。
- (32) 7月19日：原子力安全委員会は「動力炉・核燃料開発事業団新型転換炉ふげん発電所の管理体制について科学技術庁が同事業団に対し指示することとしている改善措置は妥当である。」および「日本原子力発電東海発電所(GCR)の管理体制の再点検について通商産業省が日本原子力発電に対し指示することとしている措置は妥当である。」旨の報告をとりまとめた原子炉安全専門審査会の報告について、それぞれに示されている改善措置は妥当である旨決定。
- (33) 7月23日：原子力安全委員会は、加圧水型原子力発電所(2,3ループ)の加圧器水位計に関連するECCSの解析結果およびそれに基づく措置について通商産業省の解析結果およびそれに基づく措置は妥当であると認める旨決定。