

# 京都大学原子炉実験所

第14回学術講演会

## 講演要旨集

昭和55年3月21日

別刷

京都大学原子炉実験所

## (13) 米国スリーマイルアイランド原発事故の教訓

○海老沢 徹・小出裕章・今中哲二・  
小林圭二・川野真治・瀬尾 健

### 1. はじめに

原子力発電の安全性論争において、①故障の検出にやられる機器の信頼性の低さ  
②地震時の原発の安全性、③ECCSの有効性、④多重防護システムの信頼性、⑤  
重大事故・仮想事故を念めた事故評価の妥当性、等が大きな争点となってきた<sup>1)~3)</sup>。  
1979年3月、米国で発生したスリーマイル島原子力発電所(TMI)の事故は、  
起るまいとされた事故が現実のものとなり、上記論争点の多くに解答を与えら  
れ、同時に、原発の安全性に関して人的要因を主要な問題点と認識させた。

我々は、この事故が報道された直後の段階で、事故との関連において上記の問題  
に評価を加え、原発技術の意外なほどの脆弱性を明らかにすると共に、現行の安全  
評価の不当性を指摘した<sup>4)~6)</sup>。爾後、事故に関する詳しい報告が逐次出されるに  
及んで、専門家による様々な評価が行われてきた<sup>7)~10)</sup>。

ここでは、TMI事故の現場を重点をおくことにする。机上の安全解析にはあ  
らわれぬ様々な問題点を浮彫りにすると共に、他では取り上げられなかったり、  
軽視されてきた重要な問題を指摘する。さらに、環境への影響に関しては当初の発  
表が大幅な過小評価の可能性があり、その不当性を明らかにする。これら事故原因  
に関する検討、批判のもとに、今回の事故からいかなる教訓を学ぶとすべきかにつ  
いて述べる。

### 2. 事故の概要

事故の主な経過を表1<sup>4)</sup>に示す。この経過は運転員の立場からみると以下のよう  
になる。

1979年3月28日午前4時、TMI制御室に突然警報が鳴りわたった。これは  
合出力で運転中の2号機の二次冷却系主給水ポンプの停止を告げる警報であった。  
このこと自体は特に珍しい出来事ではない。しかし、これは最悪の場合炉心溶融に  
到るので、これをバックアップする補助給水系統が、独立に3系統設けられており、  
この日も、3台ともすぐ起動したことを運転員は確認した。ところが、補助給水ラ  
インのバルブが閉じられすぎたことのため、実際には給水されず、運転員は  
その後5分間をわたってこのことに気付かなかった。事故発生と同時に、一次系の  
温度と圧力は上昇し、3~6秒後には加圧器の圧力差弁が自動的に開いて一次冷  
却水を放出し始めた。8秒後、“圧力高”により原子炉スクラムの信号を發した。

表 1 事故経過と各機器の状態。

時間	事 象	各機器の状態		注 釈
		圧力 kg/cm <sup>2</sup>	出口 (入口) 温度°C	
3/28 午前4時	主給水停止、タービントリップ			
3~6秒後	遮し弁自動的に閉く	159	322	空気作動弁への空気供給系故障による共倒れ放 射
9~12秒後	圧力高により原子炉停止	166		遮し弁閉設定圧 159 kg/cm <sup>2</sup>
12~15秒後	圧力下がりが遮し弁閉じず			原子炉スクラム設定圧 166 kg/cm <sup>2</sup>
15秒後	出口温度ピークを形成	151		遮し弁閉設定圧 155 kg/cm <sup>2</sup>
30秒後	補助ポンプ作動しているが給水されず			2週間前の保守点検以来バルブが閉じたままであったらしい
1分後	加圧器水位計急上昇始める			炉心部での蒸気発生やジルカロイ-水反応が始まる
2分後	ECCS 自動的に作動			作動設定圧 112.5 kg/cm <sup>2</sup> 、高圧注入系 2 系統作 水
4分後	加圧器水位計復元			加圧器水位計から判断、加圧器水位計は原子炉 内水位を反映せず
4分30秒後	高圧注入系 1 系統手動で停止	95	307	補助ポンプ作動
6分後	一次冷却水出口で飽和状態			補助ポンプ給水
7分30秒後	格納容器サンプポンプ自動的に作動			
8分後	補助給水系バルブ閉			補助給水タンクへ排水
10分30秒後	残りの高圧注入系も手動で停止			制御室からの手動操作
~11分後	加圧器水位計戻る			加圧器水位計から判断
11~12分後	高圧注入系手動で再開			
15分後	遮しタンクのラプチャーディスク破れる			遮し弁からの一次冷却水格納容器内に放出
20~60分後	一次系飽和状態で安定	71	288	
1時間15分後	一次系ループ B のポンプ停止	49		キャビテーションによるポンプ破損を防ぐため
~1時間30分後	注力低下			
1時間40分後	一次系ループ A のポンプ停止			キャビテーションによるポンプ破損を防ぐため
~2時間後	出口温度上昇、温度計復元	(65)		自然循環による冷却不能
~2.3時間後	SG(B)でのリーク観測、隔離			
2.3時間後	遮し弁閉じる	49		制御室からの手動操作
~3時間後	注力上昇	148		
3時間後	遮し弁開			
3時間15分後	遮しタンク内: 0.35 kg/cm <sup>2</sup> の圧力 スパイク			格納容器内圧・隔離
3時間30分後	発電所非常事態宣言			0.2 kg/cm <sup>2</sup> 設定圧で自動的に隔離
3時間50分後	遮しタンク内: 0.8 kg/cm <sup>2</sup> の圧力 スパイク	> 370		2(a)
5時間後	格納容器内圧 ~0.2 kg/cm <sup>2</sup> の上昇	123		
~6時間後	格納容器内圧力上昇	88		
7時間30分後	遮し弁閉	148		余熱除去系を作動させるための試み
~9時間後	注力低下	35		
10時間後	格納容器内 2 kg/cm <sup>2</sup> の圧力スパイク、格納容器スプレイ作動	48	(65)	小規模水蒸気発生、格納容器破損の危険
13時間30分後	遮し弁閉じる、ループ A のポンプ作 動再開	162	293 (304)	19 ton の NaOH 水スプレイ ポンプの破損が強制的な冷却の助け
~16時間後	圧力上昇 SG(A)蒸気発生始まる	70	138	SG 除熱機能の回復
~3月29日	一次冷却水圧力温度低下			3/28 25 km 先で放射能検出、ハルズバーグ空 港(3.2 km)、12 ミリメートル/時検出
3月30日	化学・体積制御系より放射能放出 圧力容器内気泡によるメルトダウン の可能性			タンクの加圧を防ぐための意図的放出
4月1日	州知事非常事態宣言(8 km 以内の学 校閉鎖命令、妊婦・幼児の避難勧告 16 km 以内の住民屋内避難勧告)、 付近住民自主的避難始める。	70	138	3/29 発電所内 20 ミリメートル/時検出 付近住民 7 ミリメートル/時検出
4月2日	圧力容器内ガス抜き作業続けられる。 Center 大規模現地視察			3/30 原子炉建屋上空(180 ml/200 ミリメートル/時) 検出 発電所内 20 ミリメートル/時検出
4日	原子炉小破状態、メルトダウンの危 険性、1 回避: 発表	70	138	3/31 ニューヨーク州(320 km)で放射能レベ ル上昇
9日	州知事避難勧告解除			4/3 格納容器内 3 ミリメートル/時 ミルトから、 <sup>131</sup> I 検出
14日	炉心停止作業進行中	123		4/18 補助給水より I の流れ続く
20日	一次冷却水温度 100°C 以下となる	94		冷却作業も最終

一次系の圧力は、圧力遮断弁閉の設定値以下に下がっていき、弁は閉じなかった。しかし、制御室の表示はその弁が閉じたことを示していた。

制御室では警報が一斉に鳴り渡った。その数分最初の30秒間に85個にも達した。事故発生時、2号機制御室には2人の運転員が居たが、彼らはこの喧騒に「何がなんかわからなくなってる」「警報盤を投げ出したくなった」ほど混乱した。2分2秒後、一次系圧力の低下によりECCS(高圧注入系)が働いて冷却水(ボロニウム)が炉心に注入された。既に1分後急上昇を始めていた加圧器水位は、

4分後には上諭に達した。加圧器の満水は一次系の満水を意味しており、一次系圧力を制御可能状態にしておくため絶対に避けるなければならないことであった。運転員は、かわりからの訓練どおり高圧注入系からの流量を絞り、加圧器水位の制御を試みた。しかし水位は下らなかつた。加圧器遮断弁から一次冷却水が放出されたにもかかわらず加圧器水位が上昇するという予想外の現象が、一次系内の水量に對する運転員の判断を誤らせたのである。運転員をさらに混乱させたのはコンピュータ音カ(アラーム・プリンタ)である。原子炉の状態を刻々教えてはくすのこのコンピュータは、誤情報を打出したり、数字のかわりに“?”をプリントした。また、事故発生に伴う過大な処理量を抱えて打出し時間が大巾に遅れた。事故後1時間15分を冠この現象が1時間40分も遅れて打出される始末であった。

遮断弁からの一次冷却材喪失事故(LOCA)により循環ループに発生した気泡のために、一次循環ポンプは異常稼動を起していった。運転員はそれを認識して動かしてポンプを限界と見て、4台とも停止(74分2台停止、100分残り2台停止)し、自然循環による冷却に期待した。ところが、既に発生していった気泡がそれを妨害したのである。原子炉出口側配管の温度計がどんどん上昇し、入口側配管の温度計が低下したことから、運転員は自然循環が行われていることを知り、余熱除去系による冷却を試みた。余熱除去系の作動圧を減圧するため、2時間18分以後手動でいったん閉じられていた加圧器遮断弁の元弁を再び開いたが、圧力は思うように下らず、この試みも失敗した。この間、炉心の腐蝕は一層進行したと思われる。また、ECCSのうちの蓄圧注入系も作動させたが、殆んど注入できなかった。このとき、加圧器水位の上昇という現象と共に、原子炉内水位が十分であるという運転員の判断を支えた。

一方、事故後1時間15分の一次冷却水中のボロン濃度の測定は、700ppmという異常に低い値(事故前には1000ppm)が得られた。ECCSからの注入水は高濃度のボロンを含んでいなければならないことであった。1時間30分時点の測定は更に低く400~500ppmとなり、2時間後には400ppmとなった。かわりに周臨界の心配が持ち上がった。この恐れは、核計装のうちまず中性子線源或モータ(起動系)の計数率増加に始まり、中間領域モータ(電離箱)電流値の上昇(1時間41分)となり、さらに多数の炉内中性子検出器の出力上昇・振り切れが起るに及んで一層現実味を帯びてきた。運転員は慌て、緊急ボロン注入が二度三度と繰り返された。メトロポリタンエジソン社(Met.Ed.)の計算によると、制御棒及びバーナブルポイズンの反応度効果が無視した場合、炉心形状が完全に崩れると、一次冷却水中のボロン濃度が4000ppmでも超過臨界になる(12)。後の詳細は、制御棒の溶解及びバーナブルポイズンの崩壊、炉心の4~6割に及び破損が推定され、ということとを考えると、周臨界の恐れは十分あったのである。



たものである。しかし、ECCSは作動したものの、炉心の健全性を保証する(1)~(3)の基準はどれひとつ満足されず、炉心は壊滅的な損傷を受けてしまった。現実の事故とは、予想されない事態の連続であり、種々の要因の積重なりとなって進行し、崩壊と解析される事故とは比べるべくも複雑であった。現在までのところ、推測される炉心の損傷状態は以下のようなものである。

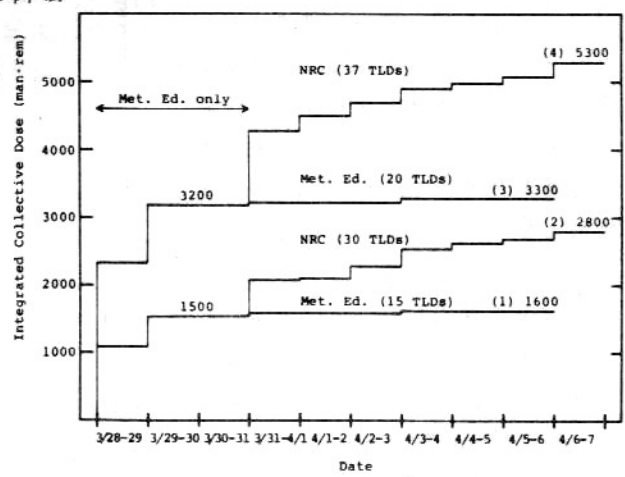
- ほとんどの燃料棒が破損し、炉心部ジルカロイの44~63%が酸化され、大量の水素が発生した<sup>(10)</sup>。
- 炉心部の30~40%が2200℃を越え、部分的にはUO<sub>2</sub>の融点に達した。また、ガラスの制御棒も溶融している<sup>(10)</sup>。
- 炉心上半部は壊滅的な損傷を受け、冷却可能形状が崩れ去り、図1のような損傷が推定されている<sup>(14)</sup>。

#### 4. 放射能放出量と被曝量の評価について

ここでは最も重要とされている環境大気への放射能放出を検討する。主要な放出経路は、当初考えられていた格納容器サンプ→補助建屋サンプタンクのルートではなく、一次冷却水化学体積制御系→バントスタッフであると推定されている。

##### (i) 希ガス放出量と集団総量の評価

バントスタッフのガスモニターは早い時期(3/28, 7:00:3)に振り切れてしまい、以後3週間回復しなかった為、最も重要な事故初期3日間は、放出口での直接測定が存在しない。従ってこの間のデータはMet. Ed.の設置したTMI周辺20カ所のTLD(熱蛍光線量計)だけである。わずか20のTLDステーションでは放射性ガスの通路をカバーすることなどともできるものではない。第2図はNRC,



第2図. 三者合同グループによる総量評価<sup>(1)</sup>。(1)と(3)はそれぞれ12.8km以内のMet. Ed.およびNRCのTLDによるもの。(2)と(4)は全部のTLDを用いたもの。TLDの個数に応じて総量評価値は単調に増加しているのが見てとれる。これは最初の3日間の大幅な過小評価を示唆する。

EPA, HEWの三者合同グループによるTLDをもとにした集団総量評価<sup>(15)</sup>であるが、一見してわかるように採用したTLDデータの個数に応じてほぼ単調に線量が増加している。これはとりもなおさずTLDの数が少ない程放射性ガスの見逃しが多くなるということの具体的な現われに他ならない。3月31日以降設置されたNRCのT

LDについては問題(N-W異常, Bq過小評価<sup>16)</sup>)が指摘されているので、これに関する修正をすると第2表のようになる。最初の3日間(3/28-31)についてはMet. Ed.のTLD(20個)しかないので、表中の3200人レムという値には大幅な過小評価が予想される。これを評価する一つの試みとして、両期間における気象条件の違いを無視し、両期間の総量の比 $\frac{100}{1500}$ (15個)、 $\frac{100}{3200}$ (20個)の平均値0.05がNRCのTLDの場合も成立つと仮定すると、最初から37個のTLDがあった場合の総量として $\frac{770}{0.05} + 770 \approx 16200$ 人レムが得られる。37個あれば十分という保証がある訳でもないから、実際はこれより大きいという可能性も否定できない。

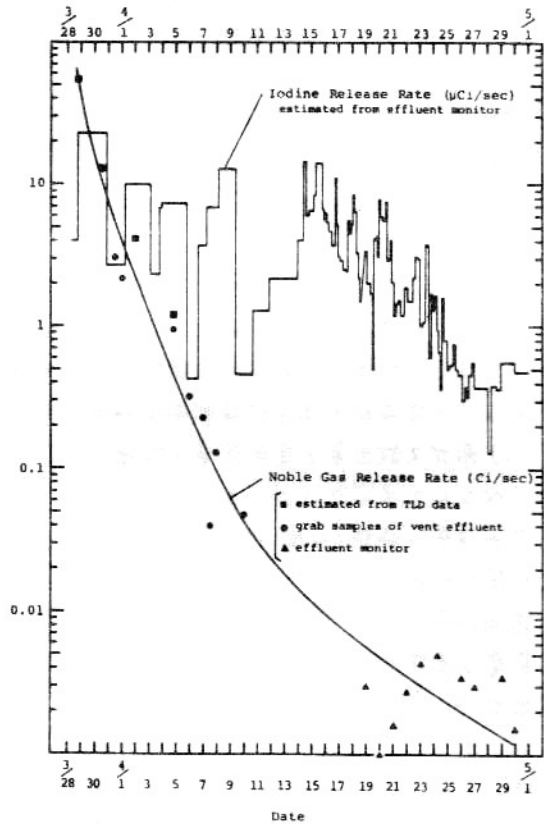
TLDデータと気象条件を組合せると希ガスの放出量が逆算できる。NRC+Met. Ed.は何度も計算結果を改訂し、例えば第3図のような経時変化を出している<sup>17)</sup>。この計算によると集団総量は3500人レム、希ガス総放出量 $1.0 \times 10^7$  Ciとなっているが上述の批判を考慮すると $\frac{3500}{76200} \approx 0.22$ の過小評価となっている筈であるから希ガス総放出量は $4.5 \times 10^7$  Ciあるいはこれ以上ということになる。この値は<sup>133</sup>Xe換算では $9 \times 10^7$  Ciとなるが、我々の以前(事故直後)の推定量 $6 \times 10^7$  Ci(<sup>133</sup>Xe換算)<sup>6)</sup>と比べても5割以上うわまわっていることがわかる。

#### (ii) 沃素の放出量

沃素のスタッフ流量の経時変化は、活性炭カートリッジによる継続的サンプリングデータが存在しており、これは第3図に示すとおりである。NRC+Met. Ed.はこれをそのまま積分して沃素の総放出量17 Ci(内<sup>131</sup>Iが14 Ci)なる値を出しているがこれは極めて欺瞞的な数字である。すなわちほぼ10日間の2週間ほどはカートリッジ取

第2表 修正後の各期間の集団総量(人レム)

	3/28-31	3/31-4/6
Met. Ed. (15個)	1500	100
Met. Ed. (20個)	3200	100
NRC (30個)		460
NRC (37個)		770



第3図. 公表されている希ガスと沃素の放出流量の経時変化。希ガスについては数倍、沃素については数百～数千倍の過小評価があるのは確実である。

替周期が長く(1~2日)沃素捕集効率の著しい劣化が考えられるにもかかわらず、これを考慮していないのである。これが大幅な過小評価につながることは取替周期の短くなった4月15日以降、沃素流量測定値が数10倍増えていることから裏づけられる。これを補正するだけの正確なデータが存在しないので間接的な評価を試みることにする。まず4月20日の時点で希ガスと沃素の放出流量を上図から読みとると各、4700  $\mu\text{Ci/s}$ 、1.4  $\mu\text{Ci/s}$ となる。つまり沃素/希ガス比は $\frac{1}{3400}$ である。この比が全期間一定であると仮定し、半減期の違いを考慮すると、事故初期ではこの比は $\frac{1}{8800}$ 程度となる。すなわち最低限 $\frac{4.5 \times 10^7}{8800} \approx 5100$  (Ci) の沃素が環境に出たことになる。ちなみに我々の以前の推定では<sup>6)</sup> 2000~10000 Ciであった。この5100 Ciという値は非常に控目な値で、これより10倍以上出ていることを推測させる有力な証拠がいくつも存在するのである<sup>18)</sup>。

(iii) TMI事故における上記放射能放出量は、技術的にはもはや起るとは考えられなうとされている「仮想事故」さえはるか上廻っている。例えば、TMI-2より20%程出力の大きい大飯1号機のLOCAにともなう仮想事故において、放出される放射能量は希ガス31万Ci、沃素1200Ciと評価されている。

## 5. 事故の原因と拡大要因に関する検討、批判

TMI事故をひき起し、拡大した要因が、運転員のミスであるかのような主張がある。原子力安全委員会の米国原子力発電所事故調査特別委員会も、第1次報告書<sup>19)</sup>で、事故を悪化させた要因として

- ① 補助給水系ポンプ出口バルブが閉じていたこと
- ② 加圧器遮断弁が閉鎖固着し、2時間以上元弁を閉じなかつたこと
- ③ 加圧器水位計のみにより、ECCSを停止したり、流量を絞ったりしたこと
- ④ 格納容器隔離が遅れたこと
- ⑤ 一次冷却水循環ポンプを停止したこと

などをあげ、「運転員の処置が……不適當であったものが多い」と結論づけている。そして、「TMIの場合には運転員の責任低かつたために事故が起ったが、他の原子力発電所では運転員がしっかりしているから事故は起らない<sup>19)</sup>」と歪められた主張されている。しかし、こうした主張は、本質をとらえていないか、あるいは誤りである。以下項目ごとに述べる。

①、補助給水系ポンプ出口バルブが事故時に“閉”の状態にあったこと<sup>20)</sup>原因は、事故直前に行われた補助給水系の点検の際の閉り忘れと推測されている。補助給水系は、主給水系停止時等に原子炉の安全を守る重要な装置である。にも拘らず、原子炉運転中にシステム全体から切り離して点検を行わねばならず、このような安全上重要な装置が切り離されたままでも原子炉の運転が可能であることに、本質的は

欠陥が存在しているのである。

②、二次系への除熱ができないう状態で、加圧器進し弁が正常に作動したとすれば、作動圧付近で閉閉を繰り返して、一次系の減圧を遅らせ、ECCS注入開始時点を遅らせることによる。従って、加圧器進し弁が故障で閉まりっぱなしになったことは、逆に幸運な事象と考えるべきである。

③、従来、一次系の水量を示す唯一の計器は、加圧器水位計と考えられていた。今回のような加圧器進し弁を通しての冷却材喪失事故の場合には、加圧器水位計が一次系の水量を示さないという指摘も一部の専門家から行われていたが<sup>1)</sup>、それに対する対策は何等とられず、原子炉の運転および運転員の教育、訓練も全く加圧器中心に行われてきた。その上、TMIの「運転手引書」にも「加圧器の内は、水圧テスト時以外は満水にしてはならず、……一次系が満水の時にはECCSポンプから注水してはならない」旨指示されていた。加圧器水位計の振り切れを見て運転員が、一次系が満水になったものと考え、ECCSポンプを止めたり、注入量を絞ったりしたことは、運転員にとって当然の処置であった。

④ データの解析が不十分な段階では、TMI原発の特殊な設計のために格納容器の隔離が遅れ、そのために大量の放射性物質が放出されたと考えられていたが、事実はそうではなかった。放射能放出の項でも述べたように、放射性物質は、格納容器隔離とは無関係に、原発の構造上の理由で、化学体積制御系を通して、不可避的に放出されざるを得なかったのである。「日本の原発はECCSが初くと自動的に格納容器は隔離されるので安全」という主張は全くの誤りである。

⑤ 一次冷却材循環ポンプの破損は、大規模な冷却材喪失事故につながるため、本来、何等かの異常時にはいずれに停止されるべきもので、L0C4時のこれらのポンプの運転は従来から期待されてはいない。その上、TMIにおいては、水蒸気おと下炉心の破損によって生じた水素のために一次冷却材循環ポンプは異常振動を起してあり、一次系の破損を避けるためにも、ポンプの運転停止は運転員のミスではない、当然の処置であった。

そもそも蒸気発生器による除熱ができなければ炉心破損をまぬかれないことは、以前から指摘されていた<sup>1,2)</sup>。しかし、国や電力会社等は、バックアップシステムとしての補助給水系の存在と、その多重性を理由に、二次系の給水停止事故は「絶対ありえない想定不適当事故」として否定してきた。TMI事故はその「絶対ありえない」ことから始まったのである。しかも原発の多くの計測システムは事故時に対応できるように設計されていなかったため、今回の事故では、計器の振り切れや不適切な動作が鈍感な運転員を混乱せしめた。また、中央制御室に設置されている二台のコンピューターも、事故発生と同時に巨大な情報量コンピューターに入力されたため、コンピューターは誤った指示を出したり、情報出力の大幅な時間遅れを生

じたりした<sup>20)</sup>(表3)。事故直後には1分間に100を越えるアラームが鳴りわたり、頼りのコンピューターも使えないに陥るという状況で事故は拡大したのである。「運転員が正確に状況を把握し、適切な処置をしていれば事故は防げた」という主張は、そもそも的外れであり、原発はそ

時刻	事故発生後の経過時間	プリンターの打出し時間	プリンターの打出し時間遅れ	備考(その時刻前後の主な経過)
4時00分	0分	4時00分	0分	事故発生
4時30分	30分	4時53分	23分	
5時00分	1時間	4時14分	46分	一次冷却材ポンプが大きく振動する。
6時00分	2時間	4時25分	95分	運転員が主任技師に援助を求める。
6時55分	2時間55分	5時15分	100分	「発電所内緊急事態宣言」及「非常事態宣言」出される。
7時00分	3時間	6時50分	10分	
9時00分	5時間	7時43分	77分	A.P.電が最初のニュース報道、加圧器の水位が振り切れたまま。
11時00分	7時間	9時54分	126分	NRC職員も参加、原子炉圧力を低下させる。
14時00分	10時間	12時19分	181分	格納容器内で水素爆発。

表3 アラーム・プリンターの打出し時間遅れ。

うした主張を全く許さないう程の欠陥を抱えていることこそが、問題なのである。

## 6. 結び

TMI事故は、原発の事故とはどのようなものであるかを示す最初の実物実験となり、現行の事故評価の不適当さ、原発の安全上の欠陥を事実をもく示した。現行の事故評価では、対象とするべき事故の起因事象を先ず選定する。次に、事故の経過を種々の仮定のもとにコンピューターによって解明的に予測し、事故の結果が安全性の目安となる「判断基準」を満足していることを確認して原発の安全性が保証されることになっている。

TMI事故の第1の教訓は、起因事象が単一のものに限定される現行の事故評価における仮定の不十分さが明らかになったことである。即ち、現行の事故評価では、二次系の給水停止事故は補助給水系の存在のため「絶対起りえない」とされている。二次給水の停止と加圧器逆レキ閉固着による水の上のCMの発生が同時に起こることが想定されないのである。TMI事故は、現実には複数の機器の故障が同時に連続して起こることを示した。

第2の教訓は、コンピューターによる解明的な事故経過予測の不当性である。現行の事故評価では、事故時にも各機器は予定された機能を果たすことと仮定され、また、運転員は事故の状況を適確に把握し、適切な処置をとることと当然とされている。しかしながら、TMI事故では予想外のことが起り、ECCS、補助給水系、格納容器隔離系等の安全工重要な機器をはじめ、多数の機器が予定された機能を果たさなかったこと、一方事故時に適切な処置を期待するには、各種の計測装置やコンピューターから与えられる情報は不適切であり、不十分であり、その上タイムリーでもなかったのである。

第3の教訓は、現行の想定事故が原発の危険性をあまりに過少に評価する不当な

そのことである。今回の事故では、ECCSの有効性の基準が簡単に破られたことにより、「重大事故」はもとより「仮想事故」といえる以上に広い放射能の環境への放出が起ったのである。

TMI事故は、原発事故の複雑さ、安全性を確保することの困難さと事実を述べた。それにより、原子力を推進しようとしている国や原子力産業界等はTMI事故の原因を単なる運転員の誤操作に求め、TMI原発に特有の事故と思はすことにより、今回の事故から教訓を学ぶことを拒否しようとしている。このように状況では、第2、第3のTMI事故は不可避であり、破局的な事故の発生も必定である。

#### 参考文献

- 1) 「原発の安全上欠陥」、原子力技術研究会編、オ三書館、1977年7月
- 2) 「伊方原発訴訟第1審判決」、判例時報891号、1978年8月
- 3) 「原子力と安全性論争」、技術と人間 1978年6月
- 4) 今中啓二他、科学、1979年6月号 p346
- 5) 海老沢徹也、技術と人間、1979年6月号 p65
- 6) 頼尾健、同上 p84
- 7) 「米山原子力発電所事故調査特別委員会第1次報告書」、原子力安全委員会 1979年5月28日
- 8) 「同 第2次報告書」、同上 1979年7月13日
- 9) NRC レポート、NUREG 0600 (August, 1979)
- 10) TMI事故に関する米大統領特別調査委員会報告 (October 31, 1979)
- 11) 朝日ジャーナル、1979年11月23日号 p95
- 12) Met. Ed. Company, GEL 5507 (April 12, 1979)
- 13) 「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」原子力委員会
- 14) 「TMI事故の影響分析と今後の検討課題」日本原子力情報センター 1979年11月
- 15) Ad Hoc Population Dose Assessment Group, "Population Dose and Health Impact of the Accident at the Three Mile Island Nuclear Station" (May 10, 1979)
- 16) J. A. Auxier et. al., "Report of the Task Group on Health Physics and Dosimetry to President's Commission on the Accident at TMI" (Oct. 31, 1979)
- 17) "Assessment of offsite Radiation Doses from the TMI-2 Accident", (July 31, 1979)
- 18) 頼尾健、原子力工業 1980年3月号 p49
- 19) "Decay Heat Removal During a very small Break LOCA for a B&W 205-Full-Assembly PWR, C. Michelson, (January, 1978)
- 20) 荻野晃也、原発争論情報 64、65合併号 (1979, 12, 25) p8