

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1次報告書(抜粋)

54, 5, 28

「本資料の一部抜粋転載にあたって」

本会の会員であるほどの人ならば、米国スリー・マイル・アイランド原子力発電所の事故には深い関心を寄せられておられよう。事故発生後、約2ヵ月を経た現時点においても、マスコミもしくは商業誌より得られる情報は会員各位が求めている内容に乏しく、「技術面から見た確度の高い速報は入手できないのか。」との声が本会にも多く寄せられてきた。また、米国原子力学会(ANS)が異例の速報を発行して、海外会員には航空便でそれを届けるという対応を示したことも参考にした。

正確さをより重要視する立場からは、今秋と予想される米国原子力規制委員会(NRC)の調査結果の報告を待つべきであろうが、それまで放置しておける問題ではあるまい。現時点で公表された邦文資料の中では最もまとまったものといえる本資料をまず一部抜粋転載して、会員の手許に届けることとした。なお、この転載の了承にあたっては、原子力安全委員会より、「あくまで5月中旬までに実施された調査によるものであり、今後の国内での検討や米国側の報告により内容の改訂が行われうるとの制約を承知の上で利用されたい。」との要望が付されている。また誌面と時間の制約から、A4判タイプ印刷200頁に及ぶ原資料からの抜粋作業は、事故発生直後の経過を中心に、かつ少人数の編集担当理事の手で、ごく短期間に進めざるをえなかった(文中くみかえ追記部分は【 】で示した)。ここに収録しえなかった部分により重要な情報があるかもしれない。さらに、この転載は本会が報告自体の内容責任を分つという意味ではないことも確認しておきたい。

なお、同委員会から寄贈された本資料原本を含め、各種機関より寄贈された同事故関係報告書類は学会事務局に保管し、会員の自由な閲覧に供していることをお伝えしておく。

(編集担当理事)

I. ま え が き(省略)

II. スリー・マイル・アイランド

原子力発電所の概要

1. 発電所の位置、原子炉型式等

発電所は、米国ペンシルバニア州ミドルタウンの南方約4km、サスケハナ川にあるスリー・マイル島にある。原子炉は2基設置されており、いずれもバブcock・アンド・ウィルコックス(B&W)社設計の加圧水型軽水炉(PWR)である。その出力は1号炉が【電気出力】875 MW (【熱出力】2,568 MW)、2号炉が959 MWe (2,772 MWt)である。

発電所の所有者は、ジェネラル・パブリック・ユーティリティ(GPU)で、また、発電所の運転はメトロポリ

タン・エジソン社が行なっている。

発電所の建設・運転の時期は、着工が1号炉(以下TMI-1号炉)1968年5月、2号炉(TMI-2号炉)1969年11月、臨界が1号炉1974年4月、2号炉1977年7月、運転開始が1号炉1974年8月、2号炉1978年12月【30日】である。

2. 原子炉施設の概要

原子炉施設の主要構造物は、原子炉建屋、タービン建屋、補助建屋、制御建屋、ディーゼル発電機建屋、2つの冷却塔、冷却水ポンプ建屋等からなる。防火システム、種々の廃棄物濃縮装置、燃料取扱クレーン、新燃料

Preliminary Study Report (May 28, 1979) on TMI-2 Accident (del.), Special Committee on the U.S. Nuclear Power Plant Accident, Nuclear Safety Commission, Japan. (1979年6月18日 受理)

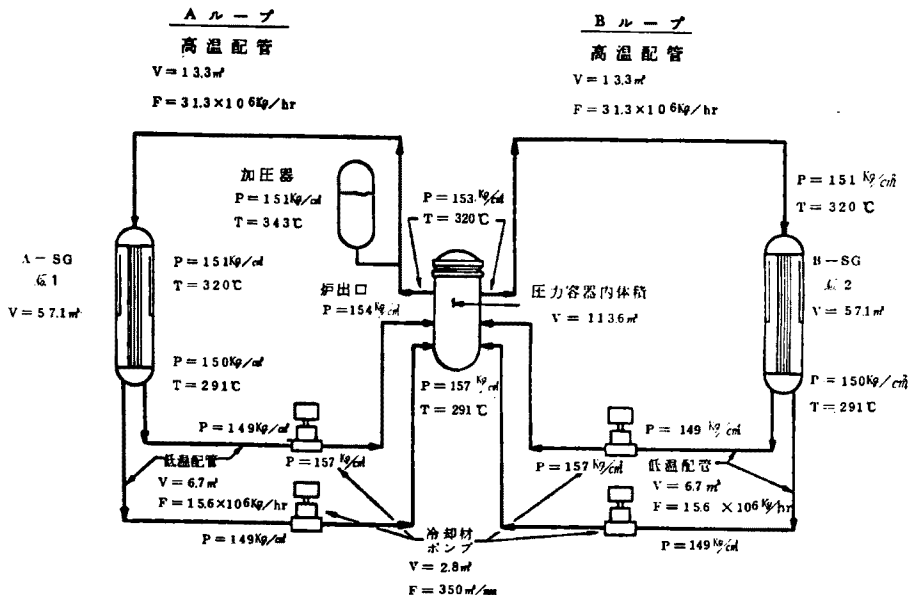


図 2 1次冷却系統と冷却材条件説明図

第2に、TMI-2号炉の機器配置を見ると、蒸気発生器位置が圧力容器とはほぼ同じ高さにあることが際立った特徴である。このことは、格納容器の高さを節約できる点では好適であるものの、1次冷却材ポンプ(RCP)トリップ時に自然循環冷却を確保するために、特別な工夫を要する。このため、補助給水系(AFW)は2次側頂部にスプレーするとか、RCPトリップ時には2次側水位を急上昇させるなどして、ヒートシンク位置を高める設計になっている。

自然循環についてさらに考察すると、この状態で、1次系で最も圧力が低いのは、ホットレッグが起ち上がって蒸気発生器頂部に達する彎曲部であって、この部分に蒸気その他の気泡が生ずると、自然循環が生じなくなる。従って、1次系において、

1次系の圧力 > (飽和圧力 + 非凝縮ガスが存在する時はその分圧)

であることが、自然循環冷却を行うための必要条件となる。

第3は、加圧器サージ管の構造である。サージ管はホットレッグ垂直部から一旦下に向い、U字管を形成して加圧器に接続されている。これは、ある特殊な場合には、いわゆるループシールを形成する可能性がある構造で、加圧器水位のみによって1次冷却材インベントリを代表させようとするれば、誤った判断を招くことになるので、1次冷却材インベントリの量を把握する

ためには、1次系の圧力、温度も含めて総合的な判断をすることが必要条件となる。

上記のサージ管の構造を別とすれば、TMI-2号炉は、全体として1次-2次系の結合が強く、負荷変動に対して即応性に富んだ特性になっていると思われる。事実、このプラントは、短時間の負荷喪失をスクラムなしで乗り切れる設計となっており、このため、2次側にはスクラム信号がない。B & W社は、安全回路等を簡略化し、それによって逆に信頼性を向上させることを狙っているようである。

これらは一応首肯し得る設計思想であるが、一面下記のような特性も有することになり、これが今回の事故では、事態を悪化させる方向に作用した。

- (1) タービントリップ時などに、加圧器逃し弁が開く場合が多い。
- (2) 給水ポンプトリップ時に、【補助給水系】AFWの起動に許される時間余裕が少ない。
- (3) 【1次冷却材ポンプ】RCPを停止する場合、自然循環のための条件が確立されていることを、特に慎重に確認する必要がある。

Ⅲ. 事故の概要

1. 原子炉施設

(1) 事故の経過

3月28日 TMI-2号炉において2次給水系の故障に

端を発生し、一部設備の不良、機器の故障、運転員の誤操作なども重なって放射性物質が外部環境に異常に放出されるという事故となった。本件事故の原因、経過については、米国原子力規制委員会【NRC】において詳細な調査が行われている。これまでに公表された情報および NRC 関係者に対する面接調査によれば、事故の主要点は次の7項目である(事故の時間的経過については表1参照)。

- (1) 事故の起因である「復水ブースターポンプの停止、主給水ポンプの停止」が殆んど同時に発生したこと。ポンプが停止した原因については、まだ不明である。
- (2) 補助給水ポンプは3台(タービン駆動1台、モータ駆動2台)があるが、出口側に共通に2個の弁がある。この弁が事故発生前から閉の状態にあった。“閉”であることは、中央制御室に表示されていた。
この2個の弁は原則として“常時開”でなければならず、出口弁2個閉のまま運転することは技術仕様書違反であって、このような運転をすべきではなかった。このため、補助給水ポンプは主給水ポンプの停止で自動的に起動したが、弁が閉であったため給水されなかった。
- (3) 加圧器の逃し弁は加圧器圧力高で自動的に(設計通り)開放した。しかし、その後圧力が下がっても逃し弁は閉じなかった。しかも、逃し弁が閉じていないことが運転員に認識されなかったため、逃し弁の上流にある元弁を閉める操作がとられず、約2時間20分にわたり蒸気と水の吹出しが続いた。
- (4) 非常用炉心冷却系 ECCS (この場合高圧注入系2系統)が加圧器内の圧力低信号で設計通り起動し、水の注入が行われた。
しかし、NRC の発表によれば加圧器の水位計の表示が水位高を示したため、満水したものと判断して高圧注入系を4分30秒後に1台、10分30秒後に1台手動で停止させた。
- (5) 逃し弁から流出した水は格納容器内下部の加圧器逃しタンクに入り、さらに同タンクの逃し弁、さらに破壊板を通して格納容器内サンプに溜った。しかし、格納容器は隔離の状態になかったため、サンプポンプの自動駆動によって、水が格納容器から補助建屋のタンクに送られた。この水がタンクから補助建屋の床にあふれ出た。この補助建屋の床上にあふれた1次冷却水から放射能が環境に放出された。(特にキセノン、クリプトンの希ガスおよびヨウ素)
- (6) 1次系内の減圧により、局部的に蒸気気泡が

発生し、ポンプの振動による損傷を恐れて1次冷却材ポンプ(2系統4台)が手動で停止された。1次冷却材ポンプはAループ1台のみが16時間後に再駆動されたが、それまでの間重要な冷却機能が損なわれた。なお、蒸気発生器Bは細管の洩れがあると判断したため2時間20分後に隔離されている。

(2) 運転員が採った措置

TMI-2号炉の事故を悪化させた原因としてその主なものを拾ってみると

- (1) 技術仕様書に反して出口弁が閉じていたため、補助給水系が働かなかったこと(なお、事故後8分で手動により作動)
- (2) 加圧器逃し弁が開きっぱなしになり、かつその後2時間以上も元弁を閉じなかったこと
- (3) 加圧器水位計のみによって高圧注入系を早期に停止し、再起動後も断続的に起動、停止を繰り返していること
- (4) 格納容器隔離が早く行われなかったこと
- (5) 1次系ポンプを停止させたこと

等があげられる。この中には(4)のように設計方針に関連するものもあるが、運転員の処置が、軽水炉に本質的に要求される“冷却水の確保”の点から考えて不適当であったものが多い。

TMI-2号炉の運転員の資格、経験等あるいは事故当時の人数、配置等について現在必ずしも明確になっていない。また、事故時あるいはその後の運転員が如何なる論理的根拠にもとづいて判断し処置を行なったかについても充分明らかにされていないが、これまでの調査では事故後数時間にわたって状態が悪化して行くなかで、運転員が事故を防止し、あるいは軽減化するために必要な情報は殆んどすべて制御室に存在したと考えられる。しかし運転員はプラントで何が起っているかを正確に認識していなかったといわれている。

この原因としては、事故後制御室内で部屋一杯にライトが点滅し警報ブザーがなり、更には運転員にとって相互に矛盾する情報もあり、いわゆる“hassle factor”の状態が存在して正確な判断の妨げとなったともいわれている。この中で運転員は日常の通常運転時の訓練の中心であった“加圧器水位の制御”に最大の関心を払ったといわれており、これが結果的に事故を拡大したと考えられる。

プラントで何が起っているかを知るうえで必要な情報は制御室に存在したにもかかわらず、運転員がそれを認識しえなかった事情を次に示す。(p490へ続く)

表 1 事故の時間的経過

(その後5月17日付でNRCよりさらに詳細な“事故シーケンス”が公表されている。)

【新しい資料では、時間的経過がより正確になったほかに、多くの事実が追加された。事故の引き金となったタービン・トリップの原因、ECCSの作動モードの区別、制御室での人員数やエアーマスクの使用のことなどがそれである。詳しくは新資料によられたい。】

日/時	事故発生後の時間	NRCより得た情報	備 考
～3/17		補助給水システム AFW 補修開始、これにより事故発生に至るまでの間に、AFW ライン最下流の仕切弁2個が閉とされる。	GPU【社】の言明によれば、最終点検は事故の42時間前であった。
?	?	ポリッシング(復水脱塩系)作業中。	B & W【社】によれば、樹脂を水と空気を使って移送中であった。
3/28 0400	t=0 (事故発生)	給水喪失、タービントリップ	ブースタ・ポンプがトリップし、吸込圧力低で給水ポンプがトリップした模様、トリップ原因の詳細は不明。
	3～6秒	加圧器逃し弁開(2,255 psi)	
	9～12秒	圧力高でスクラム(2,355 psi)	
	12～15秒	圧力2,205 psi	
	30秒	補助給水ポンプ3台吐出圧確立。	加圧器逃し弁が閉じるべきであったが、閉じなかった。制御室には、弁のソレノイド ON-OFF の信号しかなかった。但し、配管、及びドレイン・タンクの温度、圧力、等から弁が開いたままになっていることは認識しえたと思われる。
	1分	加圧器水位は一旦160インチ以下まで下がってから上昇に転ずる。	3台共、設計通り自動起動。ただし、吐出圧は締切り圧を示している。
		蒸気発生器水位は10～15インチになる。	この水位計は、いわゆるコラプス・レベルを示し、1フィート程度以下の誤差であったと推定されている。(図3.4参照)
	2分	高圧注入ポンプ(HPI ポンプ)作動。	この水位そのものは、AFW 起動時は正常と思われる。但し、AFW の給水がないため、2次側圧力は低下し、除熱量が減少していることを示している。
	4.5分	加圧器水位は上限に近づいたので、HPI ポンプ1台を停止。	ポンプ3台中、1台は充填モードで常時運転中(流量75～100 gpm)、残る2台が注入モードで起動(流量1,000 gpm)。充填モードのポンプは、B & W 社によればこの時停止。(NRC は運転していたと言っている。)
	6～8分	ホットレグ温度、飽和温度を僅かに上回る。	これにより、1次冷却材温度が上昇し始める。5.1分に2台とも停止したという説もある。
	7.5分	格納容器サンプポンプ作動。	1次系がフラッシングを始める。
	8分	弁を開き、AFW 給水開始。	約6分でドレインタンクの逃し弁が開き、水がサンプに流入した。このポンプは、38分に一旦手動停止されたが再起動し、以後5時間(間欠的に)水を汲み出した。ただし、この時点では放射能は低い。
	10分	加圧器水位、スケール内に戻る。	2次側圧力上昇し始める。但し、蒸気発生器Bの圧力挙動は不審である。
	10.5分	HPI ポンプ1台を停止。	1次冷却材温度が下降、未飽和となる。
	11～12分	HPI ポンプ再起動。	B & W 社によれば、安全注入 SI チャンネルをバイパスし、充填モードにしたと言うことである。
	15分	クエンチタンク、ラプチュアディスク破れる。	B & W 社によれば、この事実はない。しかし、この後t=60分に至るまで、HPI ポンプ1台の ON-OFF を繰り返したという。この後の経過から見て、HPI が本格的に作動した形跡はない。
	20～60分	系統は1,015 psig、550°F ではぼ落ちつく。	1次系は飽和2相流の状態である。逃し弁から冷却材の流出は続いており、1次冷却材インベントリは減少を続けている。HPI が作動していれば、インベントリは回復し、系は未飽和になったと思われる。

日/時	事故発生後の時間	NRCより得た情報	備 考
~0515 ~0540	1¼時 1½時	原子炉冷却ポンプ RCP-B 2 台を停止。 RCP-A 2 台を停止。	RCP は10~13分ごろからキャビテーションを起していた。B & W 社によれば運転員は既にこれを認識していたと言うことである。この時点で、RCP 電流計の振動が増大し、RCP 損傷を恐れてこれを停止したと思われる。ただし、この時、自然循環が成立する条件は満されていなかったと思われる。
0545 ~0600	1¾~2.3時	ホットレグ温度上昇、620°F のスケールオフ (2.3時) コールドレグ温度降下し始める。原子炉圧力は急降下、加圧器水位も低下、蒸気発生器 2 次側水位上昇。	ホットレグ温度は過熱蒸気になっていることを示しており、少なくとも炉心の上部は露出したことを示している。(図 5 参照) 蒸気発生器 2 次側の水位は、RCP トリップにより自動制御されて上昇した。コールドレグ温度の降下はゆるやかで、HPI による注水量が極めて少ないことを示している。
~0620	2½時	このころ、レットダウンのモニタが高放射能を示したらしい。 蒸気発生器 B と蒸気放出弁を隔離する。 このころ、加圧器逃し弁のブロック弁を閉じる。1 次系圧力急上昇。	B & W 社によれば、t=2.0 時ごろから、各所の放射線モニタが高レベルを指示し始めた。 蒸気発生器 B 2 次側に放射能が検出された。漏洩量は 1 gpm 程度と思われるが、1 次系の放射能が高いため隔離した。しかし、その後の調査では蒸気発生器 B の漏洩は確認されていない。もっとも、蒸気発生器 B を隔離するのなら、まずサンプポンプを完全停止すべきであったと思われる。
~0700	3.0時	"Site Emergency" 発令。 加圧器圧力 2,150 psi で逃し弁ブロック弁を開き減圧する。	漸く逃し弁開放に気がつく。ただし、これに気がついたなら、直ちに HPI を起動し、インベントリを回復すべきであったと思われる。
		このころ HPI を停止。 "General Emergency" 発令、州政府に通報。	意図不明、圧力は維持すべきであった。この後、t=5½ 時まで、圧力は複雑な挙動を示すが、何を意図しているのか不明。もしこれが事実とすれば、理解し難い行動である。 圧力が 1,600 psig 以下となり、HPI が再起動したが短時間で停止したとの説もある。また、HPI 運転のまま流量を減らしたとの説もある。
~0715 ~0745 ~0900 ~0920	3¾時 3¾時 5 時 5½時	クエンチタンクで 5 psig のスパイク。 クエンチタンクで 11 psig のスパイク。 格納容器内圧 > 4 psig 1 次系を昇圧する。 1 時間で 1,250→2,100 psi	"General Emergency" を発令する事態なら、格納容器を隔離すべきであったと思われる。 水素の局所的爆発と思われる。 "
~1130	7½時	ブロック弁を開いて減圧し、400 psi 以下にして RHR 余熱除去系を起動しようとする。	格納容器が隔離され、サンプの汲み出しも終る。 意図不明。
1200 ~1300	8~9 時	1 次系圧力 600 psi 以下、ACC 蓄圧注入系作動。 このころから以降数時間にわたって、A ループの温度が複雑な挙動を示す。	減圧によって蒸発量、蒸気体積が増大し、炉心の露出が拡大する。仮に RHR 起動に成功しても、1 次冷却材の絶対量が不足しているので、冷却はできない。加圧器水位はコンスタントに上限にあり(図 6 参照)、これが運転員の判断を誤らせたと思われる。炉心出口、ホットレグ温度計は明らかに炉心露出を示しているが、運転員はこれを信用しなかった形跡がある。
1520? ~1350	11.3時 9¾時	HPI 再起動。 格納容器に 28 psig のスパイク、格納容器スプレイ開始、5,000 gal (NaOH 3%) を注入、2 分後停止。	ACC 設定圧は 600 psi、ただし、圧力差が小さいので注入水量は余り多くないと思われる。
~1730 ~2000	13½時 16時 {	昇圧し、RCP 再起動の方針をたて、元弁を閉じ約 2.5 時間で 650→2,300 psi RCP-1A 起動、ホットレグ 560°F、コールドレグ 400°F 以降、1 次系圧力 1,000 psi、ホットレグ温度 280°F で運転を継続。	{ A ループホットレグ温度がスケールに入り、コールドレグ温度は上昇、炉心冷却は改善されている。これは ACC 及び HPI の効果と思われる。ただし、B ループに余り変化が出ていないのは不思議である。 水素の急速な燃焼であると考えられる。

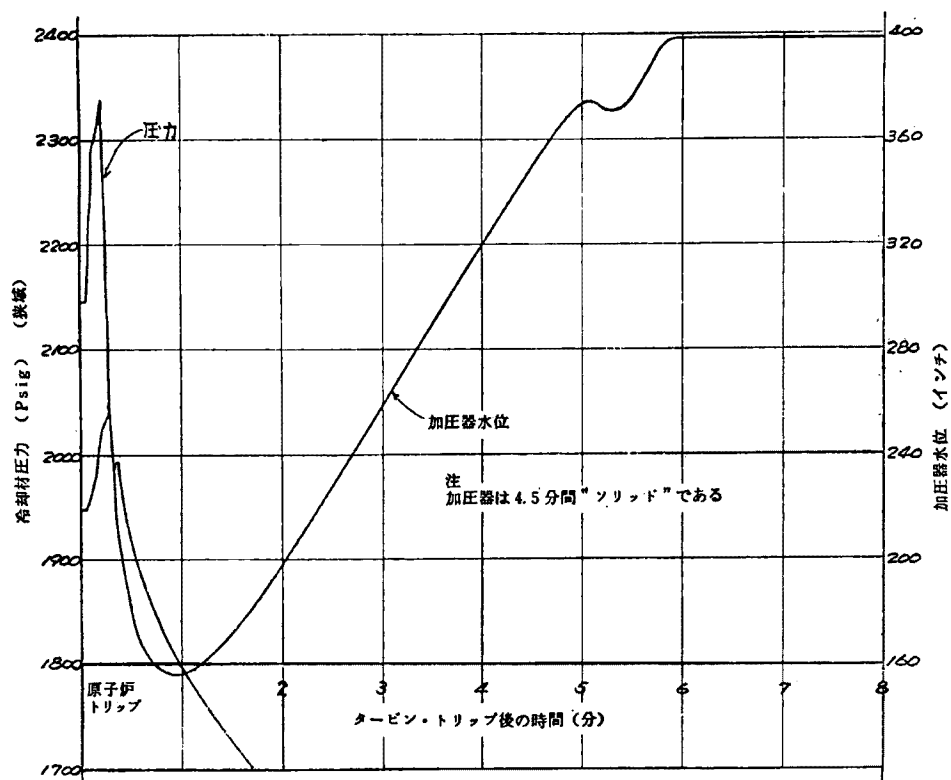


図 3 冷却材圧力および加圧器水位

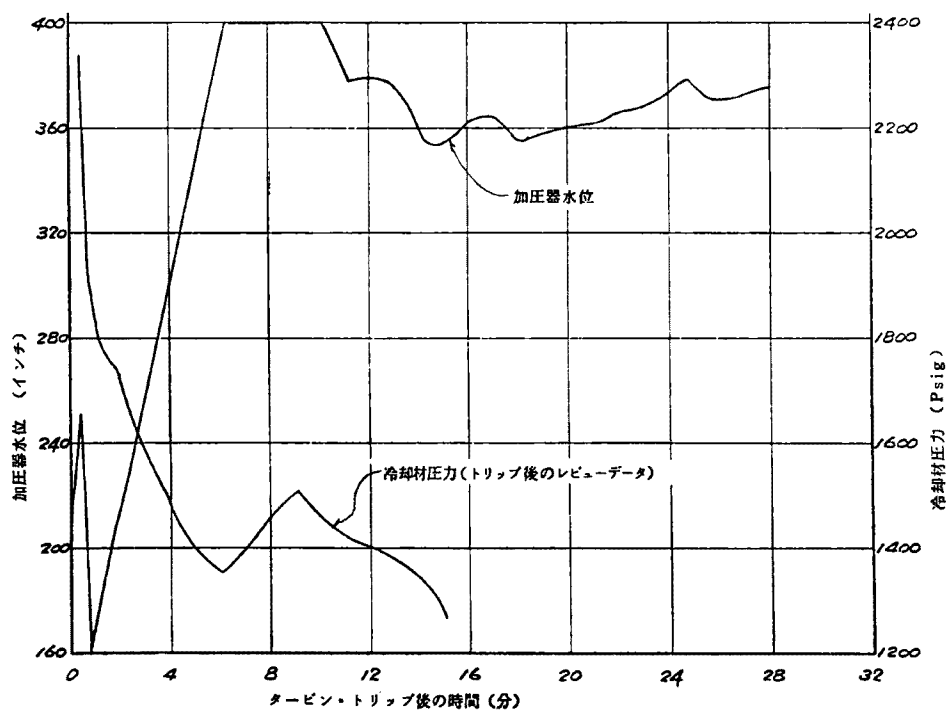


図 4 加圧器水位および冷却材圧力

(p.486より) はじめに“加圧器逃し弁を閉じよ”との信号が発せられ、運転員はバルブ位置指示用の温度計を見たが、バルブから連続して1次冷却材が流出していることを確認するだけの温度になっていなかったため、閉じていない。これはバルブが“部分開”の状態であったためかとも考えられるが、その他ドレンタンク

の圧力指示、特に逃し弁開やラプチャーディスク破壊等によって確認出来た筈で、2時間にも亘って開いたまま放置していたのは理解しにくい点である。

次に、加圧器圧力が異常に低下していることについても充分な関心を示さず、加圧器水位の調節を優先させたことが、高圧注入系を早期に止めることにつなが

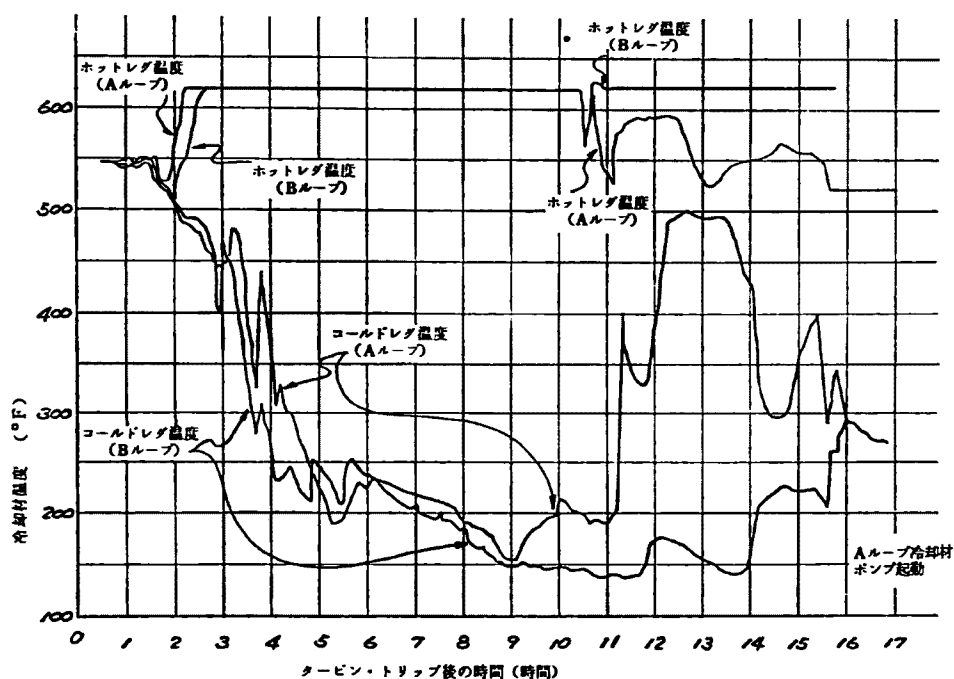


図 5 冷却材温度

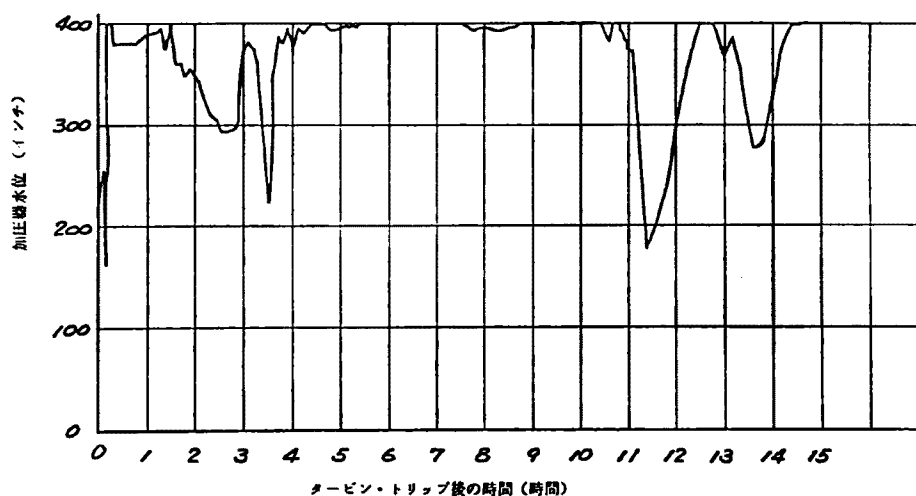


図 6 加圧器水位

っている。運転員は連続的な減圧によっても加圧器以外に蒸気泡が生成するとは考えなかった模様で、その後高圧注入系を何回も起動、停止を繰り返しているが、水位調節のためバルブを絞った疑いが強い。

一方、格納容器内で水素の爆発あるいは燃焼が生じ、その記録が圧力計に 28 psi となって表れているのに、だれかがこれを急いで巻込んでしまったため、2 日間もこのことに気がつかなかった。これが炉内でジルコニウム【-】水反応が大幅に生ずるほど炉心損傷が進んでいるのを気付かず放置する結果となった。

さらに、炉心モニタ用の炉内熱電対 52 本のうち中心近傍のものがシステマティックな挙動を示していたのに何故か無視した。このことは炉心が飽和状態にあることの認識を遅らせた。

このように運転員が事態を充分認識出来ていなかったことが不完全な情報を生み、そのため、“水素爆発による格納容器破壊の危険性がある”という本来存在しえなかった情報を生み混乱をもたらした。

運転員の処置が不相当であったことは当然運転員の資質に関わる部分も多いことになろうが、従来の教育運転訓練の方法、必要経験、および制御室内の人員、機器の配置の仕方、信号の数、種類、優先順序等について検討の余地が多く残されていると云えよう。

(3) 事故再発防止対策

NRC は、この種の事故の再発を防ぐために、短期的対策と長期的対策を行うことにしている。

短期的対策は、IE Bulletin や NRR Status Report に示され、原子炉メーカーである B&W 社、CE 社、WH 社、GE 社とそれ等の原子炉を所有する電力会社にその検討を命じた。

これに対し B & W 社設計の炉の所有者である電力会社の対応は次の通りである。

- (1) 2 次系の異常に対してスクラム回路を設けて即応性を良くする。
- (2) 小冷却材喪失事故に対して充分な解析を行う。
- (3) 小冷却材喪失事故解析に基づいて安全確保のための運転要領を作る。
- (4) 運転要領としては以下の事柄を含める。
 - a 運転員が小破断を認識する方法および他の似たものと区別する方法
 - b 運転員が小破断を理解し適当な処置を行う上での手助けとなるような予想されるプラント応答
 - c 運転員が小破断事故を軽減し安全に処理す

るために必要な注意および処置(自然循環確保等)

- (5) 運転員の再訓練は B & W 社のシミュレータを用いて行い、TMI 事故についての訓練を受け、ライセンスを持つ運転員を最低 1 名制御室内に入れる。

(4) TMI-2 プラントの長期管理(省略)

(5) 原子炉炉心損傷の推定

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、原子炉の炉心に損傷が起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。

事故記録から炉心の露出は事故中 3 回に亘って生じており、各々数 10 分から数時間露出状態が継続したと考えられ、その間炉心は崩壊熱により加熱されていたと思われる。燃料棒は大幅に破損してガス放出を生じており、これは膨脹-破壊(ballooning-and-rupture)による損傷と考えられる。燃料棒の状態を核分裂生成物放出量と発生水素量から推測する。

- (1) 【キセノン】Xe-133 放出量による推定(不活性ガスなので推定がしやすい)

Xe-133 放出量

Bettis【研】の測定では、炉心内保有量の約 30% が放出(NRC のチェック計算も同様)しており、Xe-133 はギャップだけでなくベレットからも放出されている。ベレットからの放出は温度依存性が強いので放出量と温度との対応が可能である。炉心温度を一樣とすればこれは 1,750°C に相当する。

- (2) 発生水素量による推定

炉心での水素の発生はジルコニウム-水反応によるものが大部分で、水の放射線分解によるものを考慮して水素量は次のように推測されている。

- (a) 格納容器内で爆発又は燃焼で消費された量 100 kg
 - (b) 格納容器内にその後残存した量 35 kg
 - (c) 圧力容器内バルブ中の水素 35 kg
- この合計水素量は水の放射線分解によって生じた水

素量を考慮に入れて、燃料領域のジルコニウムが約40%酸化したことに対応する。

この結果から、燃料棒上部1.5m程度は相当破壊された fragmented 領域と推測される。下部には1.2~1.8mの完全な部分が存在すると考えられる。

なお、1次冷却材中の核分裂生成物を分析した結果、非揮発性のものが少なく(Ba, Sr)、ウランも殆んど検

出されていないところから燃料は一部数ミリ【mm】からペレットそのまま位の大きさの破片になって冷却材中に放出されていると考えられるが、燃料の溶融はなかったものと考えられる。このことは温度の評価からも推測される【表2参照】。燃料棒以外の制御棒、バーナブルポイズン棒、出力分布調整棒、計測管などについては次のように推測されている。

表2 冷却材の水質分析結果【1979.4.12. NRC発表】

核種	半減期	第1回測定 (1979年3月30日 時点に補正)		第2回測定 (1979年4月11日時点に補正)							
		Bettis		SRL		ORNL		Bettis		B & W	
		濃度 ($\mu\text{Ci/cc}$)	1次冷却材中の炉心部に対する割合	濃度 ($\mu\text{Ci/cc}$)	1次冷却材中の炉心部に対する割合	濃度 ($\mu\text{Ci/cc}$)	1次冷却材中の炉心部に対する割合	濃度 ($\mu\text{Ci/cc}$)	1次冷却材中の炉心部に対する割合	濃度 ($\mu\text{Ci/cc}$)	1次冷却材中の炉心部に対する割合
I-131	8d	1.4×10^4	0.095	4.5×10^3	0.086	8.2×10^3	0.155	8.5×10^3	0.16	6.7×10^3	0.13
I-133	20.8h	6.8×10^3	0.083								
Cs-134	2y	6.3×10^4	0.068	7.7×10^4	0.086	8.2×10^4	0.091	7.4×10^4	0.083	7.3×10^4	0.082
Cs-136	13d	1.0×10^2	0.10	1.2×10^2	0.12	1.1×10^2	0.12	1.1×10^2	0.12	9.5×10^1	0.10
Cs-137	30y	2.7×10^2	0.11	3.2×10^2	0.13	3.3×10^2	0.13	3.4×10^2	0.13	2.8×10^2	0.11
Sr-89	50d	5.4	0.000031	1.5×10^3	0.009	6.0×10^2	0.0042	7.3×10^2	0.004		
Sr-90	29y		0.000031			5.0×10^1	0.022				
Ru-106	368d	3.6×10^{-1}	0.000039								
Ba-140	12.8d	2.1×10^4	0.000066	1.7×10^2	0.0010	2.9×10^2	0.0018	2.2×10^2	0.0014	1.5×10^2	0.00094
La-140	40h			1.4×10^2	0.00075	1.6×10^2	0.00086	1.4×10^2	0.00075		
Mo-99	66h			1.3×10^2	0.012	1.8×10^2	0.017			1.3×10^2	0.012
Te-132	70h	2.0×10	0.0012								
Ce-141	32d			1.05×10^2	0.00051						
Ba-136m Cs-136 の娘核種	0.35s			9.0×10^4	0.61						
グロス α		3.6×10^{-4}	1×10^{-10}	$< 1 \times 10^{-3}$	$< 1 \times 10^{-8}$	$< 4.5 \times 10^{-4}$	$< 4.5 \times 10^{-9}$	1.3×10^{-3}	1.3×10^{-8}		
U				$< 1 \text{ ppb}$		$< 20 \text{ ppb}$					
H ⁺	12y					1.2	0.1				
pH				7.0		8.0		7.7		8.4	

* 冷却材の体積が $3.8 \times 10^6 \text{ cc}$ とした場合の値である。燃料取替用水系統からの補給水($9 \times 10^3 \text{ cc}$)を含み、又濃度が同じであるとした場合、冷却材中の炉心部に対する割合は約3倍高くなる。

燃料棒上部にある炉内熱電対は事故後大部分正常に作動していることから、中央部の管形状は生残っている。

INEL【研】で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 11°C しか低くない。従って燃料棒が破損している領域では

- 制御棒 Ag-In-Cd とそのステンレス鋼被覆はとけている。
- ジルカロイ管内管が酸化している。
- バーナブルポイズン棒のジルカロイ被覆が酸化している。

しかし、Ag-In-Cd は不溶性であること、又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

グメントは仮に溶融したとしても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。

バーナブルポイズン棒もおそらく元位置にあると考えられるが、【ホウ素】は $\text{B}_4\text{C}-\text{Al}_2\text{O}_3$ から溶出している可能性がある。

2. 環境への放射能の影響

(1) 環境への放射性物質放出量

(1) 気体廃棄物放出量

放射性希ガスおよびヨウ素等の現在まで(4月15日頃)の環境への放出量は次のとおりである。これらの値は環境におけるモニタリング結果にもとづいて推定されたもので、希ガスについては、熱蛍光線量計

(TLD)による線量測定値と気象条件とから逆算されたものとされている。

- (a) 希ガス 数百万キュリー
 (b) I-131 数キュリー(10キュリーに近い)
 (c) Cs-137 無視できる程度

放出性ガスの大部分が Xe-133($T_{1/2}=5.29$ 日, $E_{\gamma off}=0.045$ MeV)とされているので, $E_{\gamma}=0.5$ MeV 換算放出量は, $\sim 5 \times 10^6 \times \frac{0.045}{0.5} \div 5 \times 10^5 < 10^6$ キュリーとなる。

なお, 補助建屋のベント・スタック(主な放出源)の排気中の I-131 濃度の 4月10日以降の測定値(活性炭カートリッジでサンプリング測定)が公表されている。その値を要約すると次のとおりである。

- 4/10 : $2.3 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
 4/11~4/20: $6.6 \times 10^{-8} \sim 4.5 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
 4/21~4/23: $1.1 \times 10^{-8} \sim 1.4 \times 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
 4/24~4/30: $7.4 \times 10^{-8} \sim 4.9 \times 10^{-8} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

スタックの排風量が不明であり, 上記の値から放出量を算出することはできないが, 上記の値から全期間の I-131 放出量は10キュリーを超えることも考えられる。

- (2) 環境モニタリング活動(省略)
 (3) 環境モニタリング結果(省略)

【吉田氏 談話室・本号 p.501参照】

- (4) 全身カウンタによる住民の内部被曝検査(省略)

【吉田氏 談話室・本号 p.502参照】

- (5) TMI 従業員および NRC 職員の被曝線量

4月26日までの TMI 職員(下請従業員を含む)の全身被曝線量の内訳は表3, 4に示すとおりである。

Ⅳ. 緊急時対策(省略)

Ⅴ. 米国の事故への対応策(省略)

Ⅵ. 我が国の対応策(抜粋)

- (1) 3月30日: 原子力安全委員会委員長談話を発表
 (2) 3月31日: 通産省資源エネルギー庁長官及び科学技術庁原子力安全局長は原子炉設置者に対し保安遵守の見直し, 異常時体制の再検討と報告を指示。
 (4) 4月3日: 原子炉安全専門審査会は「TMI 事故調査特別部会」の設置を決定(4月6日第1回会合)。4月17日「米国原子力発電所事故調査特別委員会」へ発展的解消, 5月1日第1回会合。
 (6) 4月5日: 原子力安全委員会は【4月2日の原子炉安全専門審査会委員1名に続き】内田秀雄安全委員ほか6名の米国派遣を決定。

表3 個人被曝線量(原子炉設置者)
(4月26日現在)

全身被曝線量 線量範囲(ミリ・レム)	人数
100~ 250	157
251~ 500	76
501~ 750	14
751~1,000	9
1,001~2,000	2
2,001~3,000	0
3,001~4,000	3
>4,000	0
計	261

表4 個人被曝線量(NRC)
(4月30日現在)

全身ガンマ被曝線量 線量範囲(ミリ・レム)	人数
<10~	205
11~ 100	27
101~ 250	15
251~ 500	1
501~ 750	5
751~1,000	2
>2,000~	0
計	255

- (7) 4月14日: 原子力安全委員会は大阪1号機の運転を通産省の指導により停止させる内容の委員長談話を発表。
 (8) 4月14日: 通産省はPWR3社に【水位計, ECCS機能】解析を求め, 関西電力に対して大阪1号機の一時停止を要請。【同機16日午前10時解列】
 (11) 4月23日: 原子力安全委員会は「原子力発電所等周辺防災対策専門部会」の設置を決定。
 (14) 5月1日: 通産省は大阪1号機の解析に基づく措置につき原子力安全委員会に報告。同委員会の指示をうけ同日原子炉安全専門審査会は発電用炉部会を開催し審議開始。
 (16) 5月14日: 発電用炉部会は大阪1号機に関する解析結果及び措置は妥当である旨の報告を専門審査会に報告。(同日原子力安全委員会に報告)
 (17) 5月18日: 発電用炉部会は大阪発電所の管理体制の再点検について通産省の指示は妥当である旨の報告を専門審査会に報告。(同日原子力安全委員会に報告)
 (18) 5月19日: 原子力安全委員会は【(16)及び(17)に関する】通産省の措置は妥当である旨決定。同委員長はこの委員会決定に関連し声明発表。