

最近のECCS問題

-TMI、ギネー事故によって発生した余熱の欠陥- 1982.5.20 ERSW

I. ECCSの役割とECCS論争の経過

(1) ECCSの必要性と役割、ECCS: Emergency Core Cooling System, 緊急核心冷却装置

(a) 反応堆の下事故: 次冷却材喪失事故 Loss of Coolant Accident (LOCA)

制御ポンプの破裂; 崩壊熱 \rightarrow 増加する冷却の必要性

えん水易い高圧高圧の次冷却水

LOCAの原因: 1次系の破損、他の故障、破壊行為、反応度事故。

(b) LOCAが起るとどうなるか?

配管の大破断が起こる (図1参照)

5.1

数秒で初回管破裂、1分以内に破裂放出 (TMI程度の済半)

5.2

1分以内に2回水漏れ

約2分で核心崩壊始まる

約1時間で核心完全溶融、炉心部管脚の融出、格納容器破損

(c) LOCAに備えてECCS (図2参照)

5.3

ECCSは配管系の原因によるLOCAに対する設計

(圧力容器破損に対しては「手上げ」圧力容器の健全性の確保)

大破断 低圧 大容量 蓄圧注入系と低圧注入系

小破断 高圧 小容量 高圧注入系

(完全なと破裂時の注入水の違い)

II. ECCS論争の経過

(a) 60年代 大型発電炉の実用化とECCSの重要性の認識

格納容器に加えてECCS (研究炉でも同様)

適切なECCSの性能を評価せず、ECCSの実験研究のstart

マサチューセッツLOCA実験 (JETPWR), 厚磯におけるスケール模型実験

III. ECCSの有効性論争

69~72年 ECCSの性能をおびやかす様々な現象の発見

注入水が炉内に入らぬ現象: ブローダウン管の逆流バイパス、瞬間水素の steam binding

破裂 (確) \rightarrow 3回と破裂, 2回水漏れによる蒸気化と昇圧化

70~72年 72年 LOCA実験 (55MW PWR), 153本格的ECCS実験の開始

70~72年 設計通り軒轅、不燃合

(b) WASH 1400にかけたECCSの問題 (ECCSが故障時の行路を確保しない場合)

LOCAの行路とECCSの行路を同一の行路

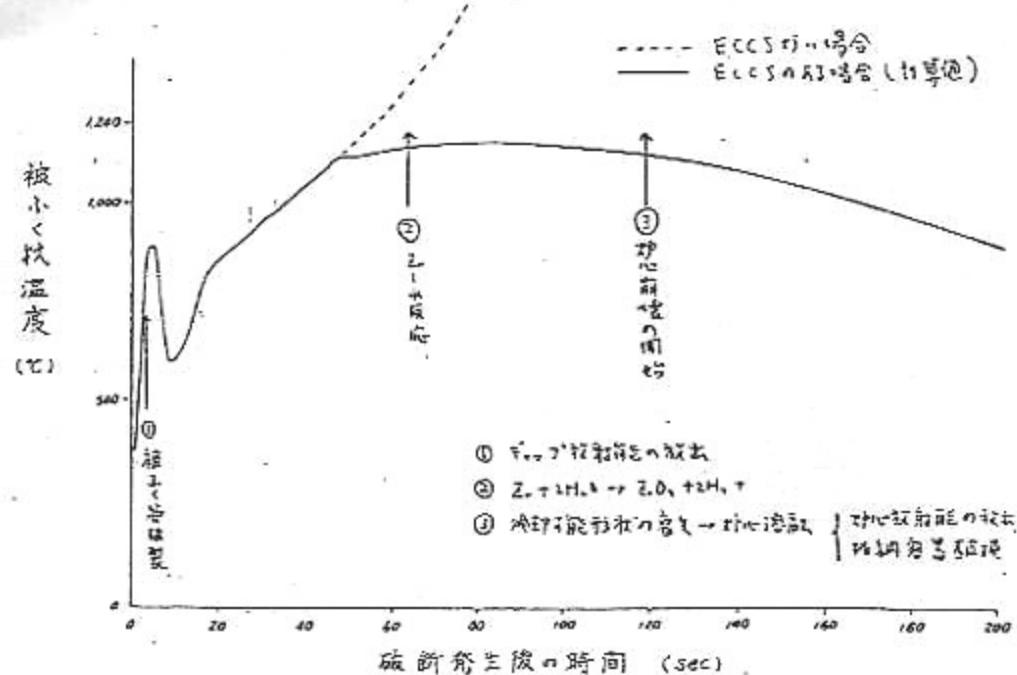


図 1 1 次冷却材喪失事故時の高温点被ふく萩温度 (06DEB-G)

図 2-2 ECCS 概念図

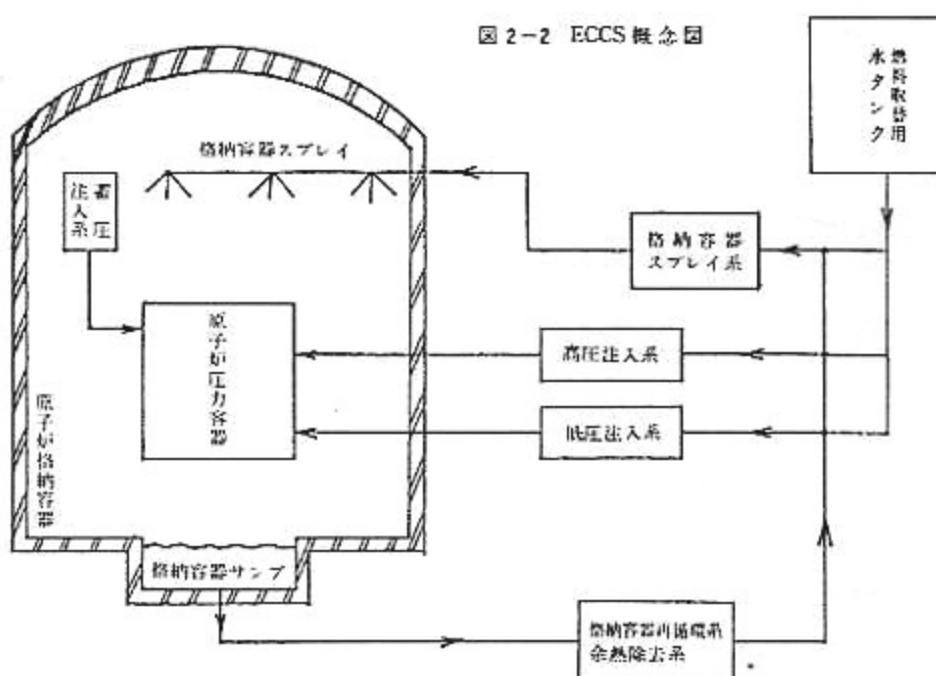


図 2 ECCS 概念図

五、TMI事故によって示されたECCSの問題

- a) 後来、ECCSの問題は装置による炉心への冷却水の注入能力という観点から論議に上って来た。

TMI事故は、ECCSの有効性を單に装置の注水能力だけでなく、

事故時の状況判断に対するECCS操作に左右されるものであることが示された。

- 結果的にTMI事故では加圧槽逃げ管開き(L01)が発生後、運転員は原子炉には水が充分あるとの判断のもとにECCSからの注入流量を続けるため、炉心に水が不足し、炉心崩壊を招く大事故となつた。

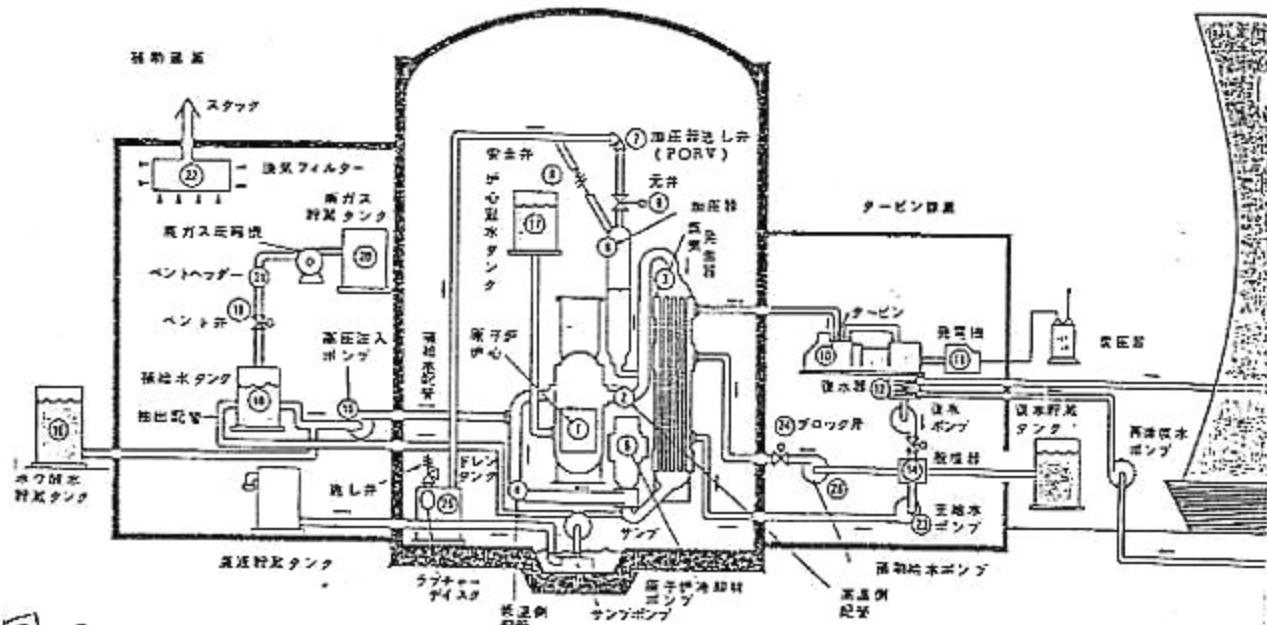
TMI事故の概要 (図3)

炉心の状況 (図4)

- b) 事故ECCSの漏れ立てるまでの事。

- 基本的には、設計条件を越えて多くの予期しない異常が次々と起つたため、装置の面からも人間の面からも事故に対する対応ができなかつた。その結果として、迅速な適確な対応が求められた事故時は炉心の原子炉水位低下がどうなっているかわからず、対応も誤りで全然間に合わない。
- TMI事故ではこうした状況が長期間 (～160時間 小さな数日)続いた。事故時の状況がわかるようになるのは2日以後のこと、種々の情報の解釈の進展に合わせて認識は深っていく。どうすれば安全かわかるのもその後である。
- 誤操作といわれた運転員の操作も、当時の事故監視状況の下では起らねばならぬもの。誰れかや、ても同じように行はれてきてるという状況のもの (誤操作でないものもあった)
- ECCSの流量を絶えず直接的原因。
実際には炉心に冷却水が不足しているにもかからず、加圧槽水位の上昇振り切れない予期しない現象のため、原子炉には水が充分あるとの判断のもとにECCSからの注入流量工を続ける一方、炉水の抽出を続けたため、開き(L01)が逃げ管からの漏洩と合せて、炉心に水が不足し、炉心崩壊を招く大事故となつた。

原子彈原爆（協約書面）



3

機器および系の動作状況 出典 NSAC-80-1

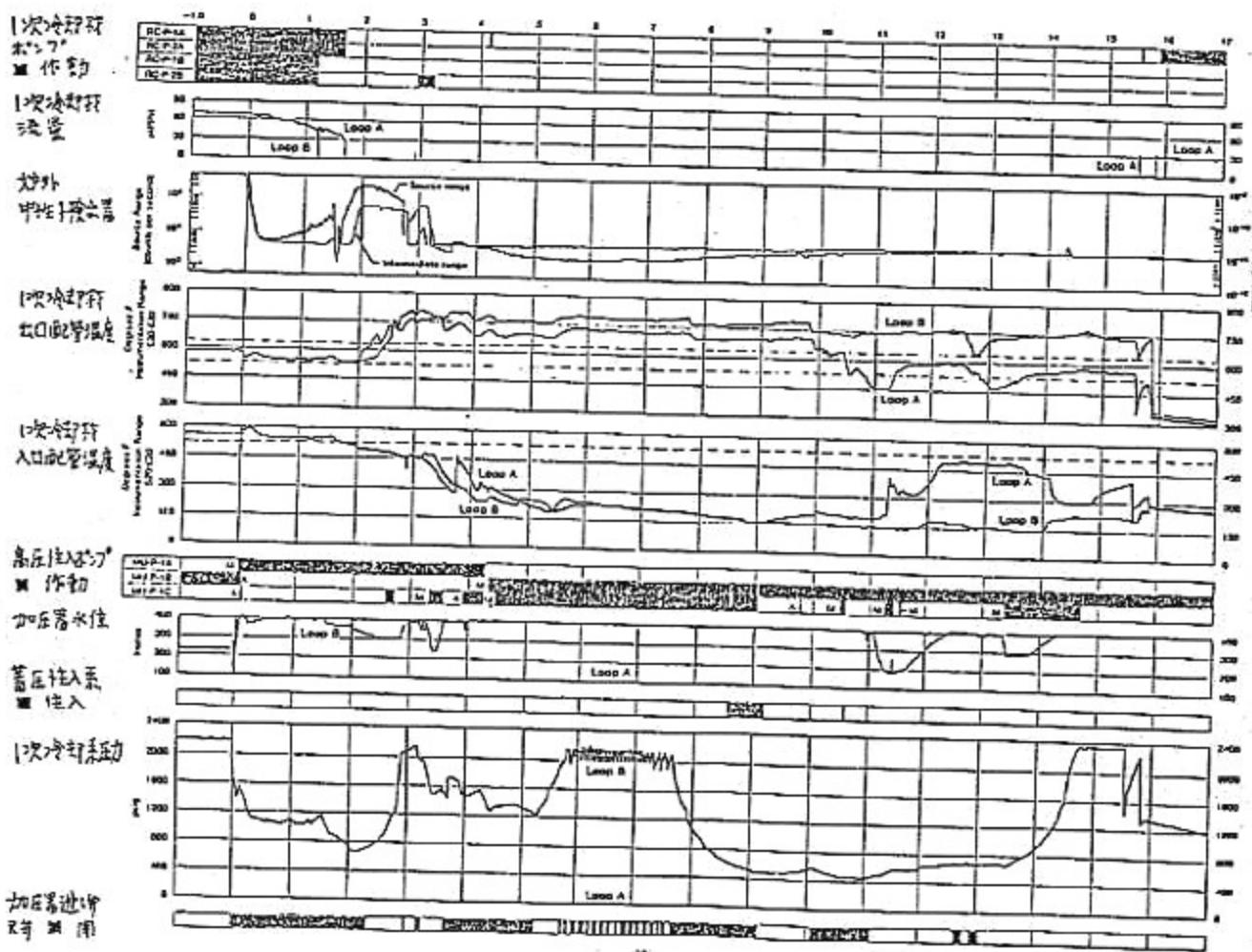


图 4

- 加圧器の設割り(図5) 壓力制御
原子炉水位計との加圧器水位の絶対値 (図6)
- 原子炉水位計との加圧器水位の欠陥
加圧器水位の問題に関する認識不足
アメリカ。
日本。
- LD(炉水温度計)と他の情報 温度計(図7)
- 適切な炉水水位計の必要性。

(3) TMI事故以後のECCS操作

- ECCSの操作(流量を減らす)は慎重に
過度な注入

• ECCS操作の困難さ

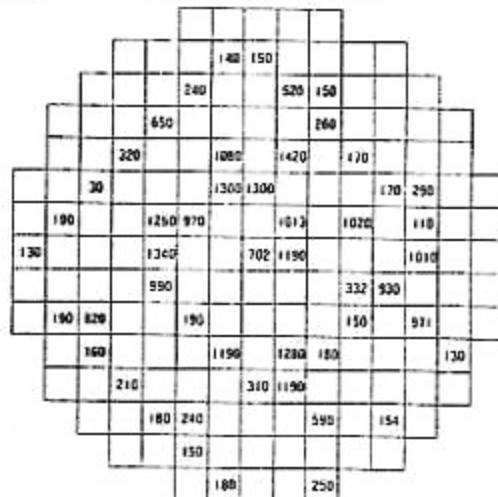
方針TITは原子炉水位計であり、較り温計は大変ながらじうじく温太刀。
注入TITは過大な注入し危険である(過圧事故)。
過圧事故; S.G細管破損事故、圧力容器破損の危険性。(III,IV)。

- ECCS操作に関する以下の心配。

52項目の予定とその検討結果(資料1)

ECCS評価指針(資料2)

図7 事後発生後約5時間後における燃料棒
上端より15cm上部の温度(°C)



前述したように、今回の指針改訂に当たっては、中小破断LOCAに関する要求を明確化することが重点の一つであった。中小破断LOCAでは、事故の経過時間が長く、その間に運転員が誤った介入をする可能性がある。TMI事故はその典型的な例であつて、原子炉の安全評価ではこの問題は避けることはできない。しかし、本指針は上述したように「設計上の機能及び性能を評価する」ものであり、誤介入はこの指針のスコープ外であると考えられる。否し、TMI事故の場合のように、ECCSを人为的に停止するなどすれば設計上の機能及び性能はあえて評価するまでもなく発揮できないからである。

資料2 ECCS評価指針(解説)

81.7

図 5.

資料 1

3. 運転管理関係

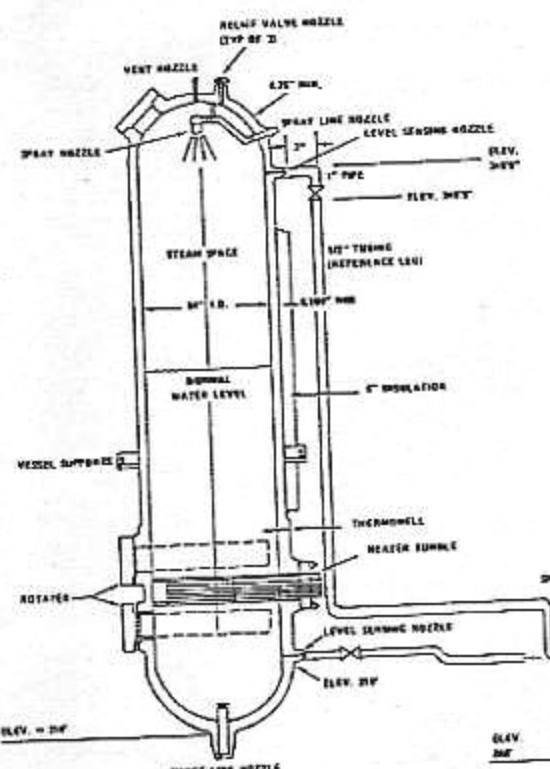


FIGURE II-25. THE PRESSURIZER

(1) 格納容器の開発に付する運用

格納容器の燃焼方式について見直しする必要がある。例えば、格納容器サンプル系の作は現在常時「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万全の措置をとると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。

本項に関しては、操作手順書等運転管理で十分指摘されるものであるが、安全審査においても、それらの条件について配慮するものとする。

(2) ECCS作動時における1次冷却材ポンプの作動条件

加圧水型原子炉の場合、ECCS作動時には現在の設計では、要員 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。

TM 1-2 事故例においては 1 次冷却材ポンプの起動、停止がが心の危険に大きく影響しているので、KCCS 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みる必要がある。

本項に関しては、操作手順書等運転管理で十分指摘されるものであるが、安全審査においても、それらの条件について配慮するものとする。

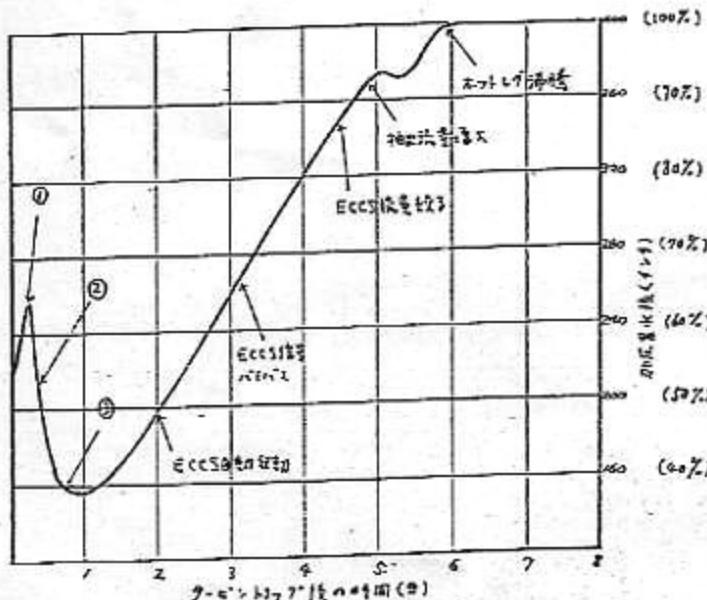
(3) ECCS の停止操作及び切換操作

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結構面を踏まえつつ、ECCS の自動停止化問題を含め、停止操作及び切換操作についての情報はより高めるための幅広い検討を行っていくことは必要である。

本項に関しては、操作手順書等運転管理で十分指摘されるものであるが、安全審査においても、それらの条件について配慮するものとする。

図 6.

加圧水位と運転変更の操作



- 注
 ① 原子炉停止後、加圧水位は低減傾向を示す。吹除を行なう際は循環ポンプに計入する
 ② 1次冷却材の原子炉停止後は、温度低下→圧縮性上昇→加圧水位上昇
 ③ MU-2-1A 不停止に計入成功、高水位高水位警報
 循環ポンプの投入により加圧水位上昇

Ⅲ. 第2のTMI - キネ原発事故(12月27日)とECCS操作の重要性

(1) キネ原発事故の経過 (資料.3)

- 5.午前5時破裂(1次→2次→爆発), LOCA, ECCS, 2次系隔離と冷却水
- 5.午後管内水温 123°C で損傷を受けている現状では非常に発生確率の高い事故(3件目)

(2) 第2のTMIと云ふものと云ふ。

- 予期しない多くの異常、早期の事故進展、事故収束に長時間(3日間)

5.午後管の大きさ破裂

早期以上に大量の冷却水及^び漏出

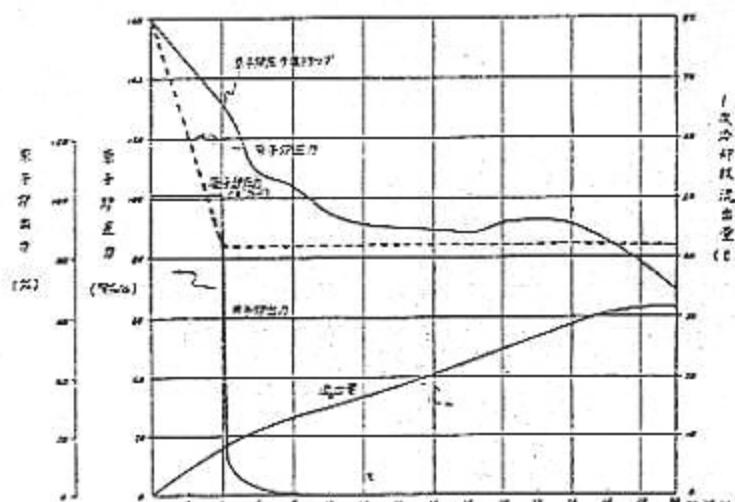
新規的原因; 破壊した高圧細管の破片による遮断増加
重① まやい。

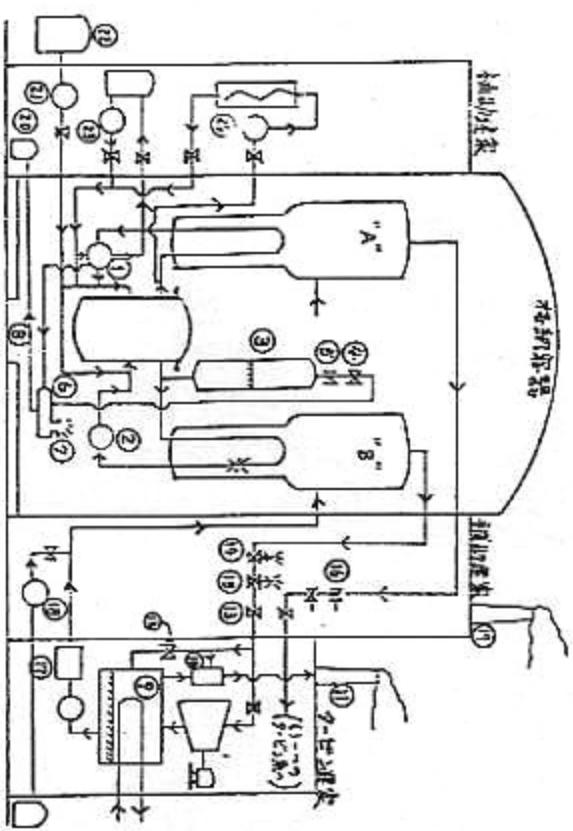
逃げきり固着し、炉心部における沸騰を起した。

ECCSの停止と遮断、2次系の安全弁が2度にわたって作動、 1次系→2次系→爆発。放射能の直接的放出 ECCS水の枯渇

圧力容器破裂の危険性(IV)

- 2次系復水器の復旧不能; A55蒸発圧力150psi以下により空気抽出器が作動するまで止める。
大気放散率 $153\text{kg/m}^2/\text{h}$; 事故収束を長くめた。





(第1回の①などは、A:図中の番号を示し、()の中には該番号を示す)

発生した時間	H1 H2 H3
9分 (9:25 min)	A、B二つある放氣角栓器(S1)のうち、"MSU内の水位の異常、海水器④の異常を保つための空気角栓器(エアシフター)使用の操作装置で構成されている放氣角栓セーターの上昇など、多くの警報が異常発生を連報。(データピンも自動停止し、S1からの異常は、ハイバースイッチが開いて、蓄積槽水器に汲入していたであろう。)
3分	原子炉圧力が急低下して軽子炉が自動停止。同時に、安全注入(S1)装置が起動し、高圧注入(HPI)系(HCCS)の自動動作し、貯蔵容器も、同時に起動する配管の非冷却器となって、自燃點燃。(NRCによると、S1信号で、実験期間の空気系も隔離され健川不連となる。)
4分	原子炉圧力4気压。加熱器④の水位低下し水位計下方に水漏れ
8分	「異常事態」警報発生、NHCも点滅。一次蒸発材ボンブ①、②がH2 ⁿ 、H ₂ S ⁿ の漏出確認と判定し、「正常風扇回路が停止して漏出」「異常」警報、NRC切替装置動作で終了。
15分	原子炉圧力4.8気圧。一次蒸発材漏出(半分)246cc。
20分	がんの合意は、"MSU→海水器の溝附で、各8Gの二次側の快機→"A"→HPI
21分	
28分	

3分	3日21時、水位7.6m、"H"DEJ5.8mE、底付B.9m。 (N.R.C.のM.I.E.)
4分	"H"DEJ5.8mEとされるのは、主翼外側部の右1/3を示す。
5分	左1脚号をリセットしたが、H.D.1ガラブの作動は正常。 加熱器水栓1を切。 "H"Sの二段燃焼器を止め。
6分	点火装置を再起動して点火が出来。 加熱器水栓1を切。 "H"Sの二段燃焼器を点火。
7分	"H"Sの點火から点火を成功させたためか、加熱器水栓1を切て、点火が成功せずである。
8分	再度点火水栓を開いたが、その際、ガバ調節器。
9分	底付(5.6mE)のため、底付より上部で開閉阻塞となり、加熱器水栓開も上部からして水栓栓を切り替へ。 点火が成功せず、下部で閉じる。
10分	H.D.1ガラブ作動。 加熱器水栓1を切。 "H"Sの二段燃焼器を再起動して点火が成功。 点火が成功せず。
11分	"H"Sの二次底付安全栓を下部で開閉。 点火が成功せず。
12分	"H"Sの二次底付安全栓を下部で開閉。 点火が成功せず。
13分	船子ホイール6度E。
14分	"H"Sの点火装置を切。 "H"Sの底付栓。
15分	一次底付栓をノンレスポンスモードの底付栓。 そろそろ入り水の一部が流入
16分	舟端通しポンタリーパンチの底付栓。 加熱器通しポンタリーパンチのラグリースアーチ(安全栓)で船体のため栓1、
17分	そこから船用栓3回栓の一次底付栓がランプ(開放)され、
18分	H.D.1ガラブ作動。 底付栓H.D.2を切。 "H"Sの底付栓を再開せず、
19分	一次底付栓をノンレスポンスモードの底付栓。
20分	"H"Sの底付栓。
21分	船子ホイール6度E。
22分	船子ホイール6度E。
23分	船子ホイール6度E。
24分	船子ホイール6度E。
25分	船子ホイール6度E。
26分	船子ホイール6度E。
27分	船子ホイール6度E。
28分	船子ホイール6度E。
29分	船子ホイール6度E。
30分	船子ホイール6度E。
31分	船子ホイール6度E。
32分	船子ホイール6度E。
33分	船子ホイール6度E。
34分	船子ホイール6度E。
35分	船子ホイール6度E。
36分	船子ホイール6度E。
37分	船子ホイール6度E。
38分	船子ホイール6度E。
39分	船子ホイール6度E。
40分	船子ホイール6度E。
41分	船子ホイール6度E。
42分	船子ホイール6度E。
43分	船子ホイール6度E。
44分	船子ホイール6度E。
45分	船子ホイール6度E。
46分	船子ホイール6度E。
47分	船子ホイール6度E。
48分	船子ホイール6度E。
49分	船子ホイール6度E。
50分	船子ホイール6度E。
51分	船子ホイール6度E。
52分	船子ホイール6度E。
53分	船子ホイール6度E。
54分	船子ホイール6度E。
55分	船子ホイール6度E。
56分	船子ホイール6度E。
57分	船子ホイール6度E。
58分	船子ホイール6度E。
59分	船子ホイール6度E。
60分	船子ホイール6度E。

IV. ECCS作動による圧力容器破損の危険化(圧力容器の健全性が原発の命門)

(1) 圧力容器の使用条件 (温度圧力制限曲線、図8)

圧力容器に使われているマンガン-モリブデン鋼は、温度が低くても延性(塑性)が失われて脆化する。脆化遷移温度は新しいもので 0°C 程度、古いものは半導性転移、疵の成長、破裂等が脆化遷移温度加工等によっても変化を失われる。

半導性転移の影響 (図9.)

(2). これまでの運転経験でも過渡挙動は変わらず。

アメリカでは、72年～76年の5年間に制限曲線を大幅に越えていたが、30件報告されている。今後原子炉がまたたつたとき、圧力容器の健全性を保証するための対応が視されてる。

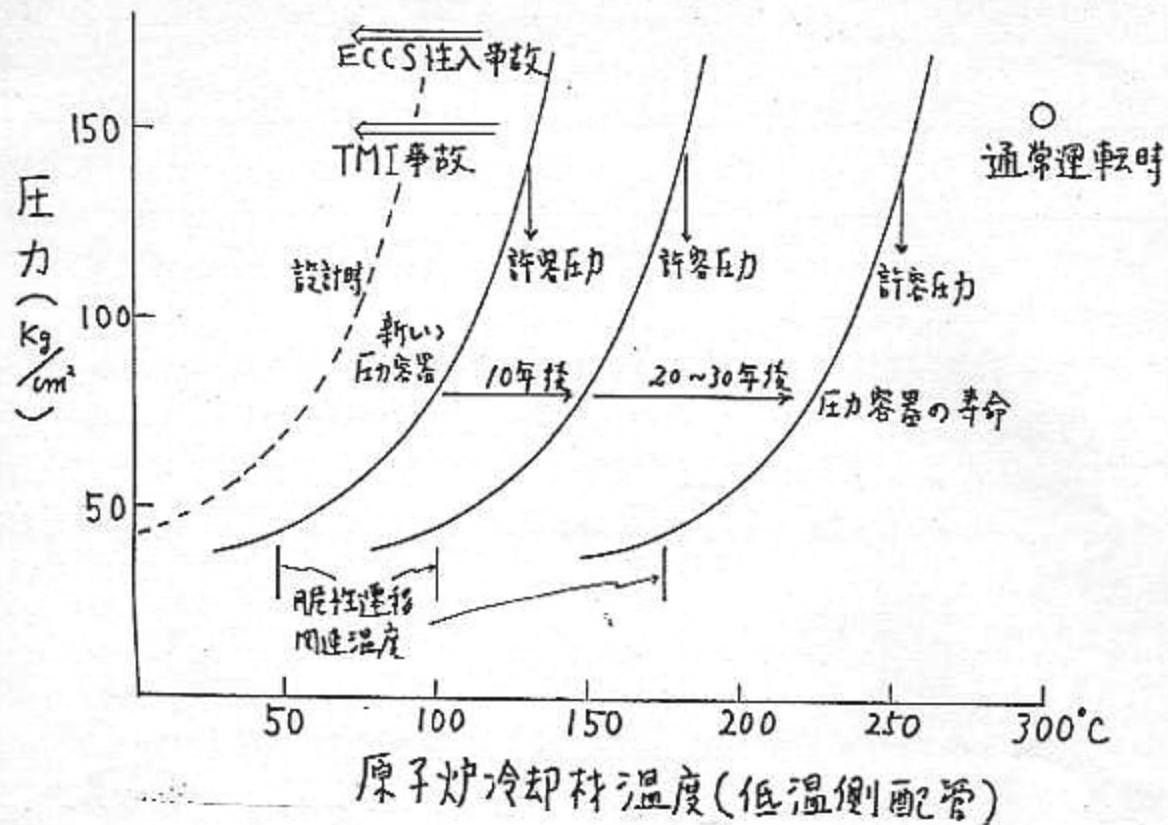
(3). ところでECCS作動時、制限曲線を大幅に越えるとアーチ型剥離が、過度の挿入は、圧力容器破損の危険化を著しく高めるとある。

現行TMI事故では、流量は徐々に減少するが、圧力容器は約150気圧、 100°C 以下という状況で長時間続いている。このままでは大きな熱応力も発生している。ECCSからの挿入により、圧力容器は制限曲線を大幅に越える状況にあたるわけ? TMI事故では圧力容器破損の危険もあらわせである。

さて本院の事故で圧力容器がどのくらい重慶にこじらかれたかは不明であるが、局部的には冷たい水で冷却された可能性は容易に想像できる。
下細管破断事故では二次系の全圧を急いでおり熱応力を増大させる危険性。

・日本では無視され、ECCS作動時の圧力容器の健全性
高強度材料におけるECCS作動時の安全評価指針 ~~7.3~~
見直し中の安全評価指針 ~~7.3~~

・急加減のECCS作動時の圧力容器評価
1次冷却水の温度分布の評価
圧力容器の温度分布と熱応力の評価。



1. 構造材料に要求される性質

661

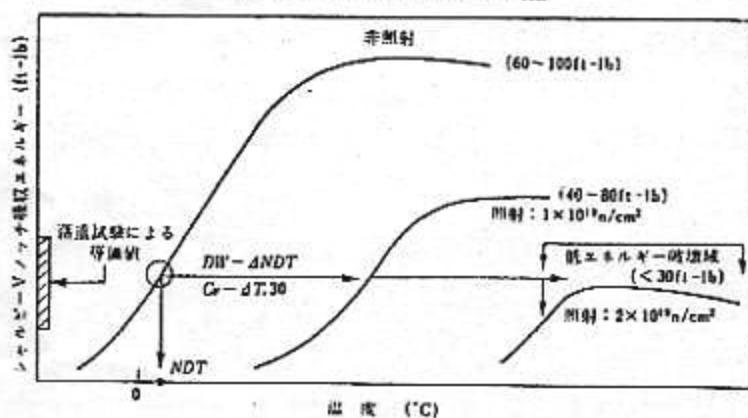


図 1-18 シャルピーノック試験結果に及ぼす中性子照射の影響 (材料: A302B 鋼)

V. 結論

TMI事故は、重篤な fault safe, fool proof になっていることにより引き起こされたものであることを証明する事実といふが、それ以上に TMI事故に対する隔壁への事故の発生時に適切な ECCS 機能を行なうとの困難さを示している。

ECCSの運行には注入水の流量を最小限に抑えてから冷却材の流量を確保する事が基本となる。しかし、これは厚さが水位計が正確でないことを実現するには不可能である。

従って、圧力容器の設計条件としては従来の通常運転時の制限条件に加えて ECCS 作動による諸条件も既に考慮されており STF...