

# 美浜3号機2次給水管破断事故の経過 安全性の観点から

04.10.07 海老澤 徹

- a. はじめに
- b. 2次冷却系の原発安全問題
- c. 美浜3号機の破断事故の経過と安全性
- d. TMI 原発事故と2次系の関わり: 発端と終息
- e. サリー原発破断事故の経過と安全性
- f. 終わりに

## 1 はじめに

美浜2号機の事故は大量に噴出した高温蒸気にさらされて、死傷者が出たという点では、重大な事故であった。しかし、原子炉の安全性から見ると、放射能も放出されず、重大な事故とは言えないと評価されているようである。事実、国際原子力事象評価尺度は「0+」であり、安全性に関する「2次系の軽視」が今回の事故を招いたと言うこともよく言われるが、この軽視そのものが大きな間違いである。

原子炉2次系は原子炉の徐熱系であり、その異常は1次系に直接影響する。申請書を見ても安全解析、事故解析の約1/3は2次系に関わる事故である。事実、炉心溶融を起こしたアメリカのスリーマイル島(TMI)原発事故は、2次系の異常が1次系に波及し、大事故になった。

美浜3号機事故では、2次系の脆弱性が明らかになった。大飯1号機では、隔離弁下流での深刻な減肉が測定されていた。本報告では、この脆弱性が原子炉の安全性にとって重大な問題であることについて、TMI原発事故やサリー2号機の2次給水系破断事故と関連させながら議論したい。

ところで、今回の事故を見ると、2次系に対する安全性の軽視という以前の問題であるように見える。すなわち、関電の一般防災問題に対する基本的な認識の欠如、言い換えれば、初歩的な技術的管理能力がないということを示しているように思われる。

## 2 原子炉2次系の安全上の重要性

(1) 2次系の構造は図1に示される。蒸気発生器(SG)により1次系と2次系は接続される。

SG細管により、1次系と2次系は構造的には分離されているが、熱流的には連続。原子炉での発熱は、蒸気発生器を介してタービン、復水器へと導かれ、徐熱される。

2次系の異常は、炉心冷却系へ直ちに影響する。

申請書を見ても安全解析、事故解析の約1/3は2次系の異常に関わる問題。

典型的な事故は2次給水喪失と主蒸気管破断事故である。

また、SG細管破断事故は1次系と2次系にまたがる事故である。

給水喪失については現実に起こった3つの事故に基づいてその危険性を議論する。

これらの事故において2次系異常の起こった場所は図に示される。

蒸気管破断事故は、即発臨界事故の可能性すらもつ重大な事故である。

これについては申請書の事故解析に基づいて議論したい。

2次系の事故では、多くの場合放射能が直接放出されないという意味で軽視され、稼働率向上の犠牲にされているようである。

(2) 安全上重要なもう一つの役割は、格納容器隔離機能の保持である。

2次系の破損は格納容器の隔離機能の喪失につながる。

特に、SG細管破断と隔離弁上流の破断は隔離機能を喪失させる。

はじめに、2次系の構造と特徴について、次に、PWRの制御の特性と主蒸気管破断について議論したい。

概略系統図

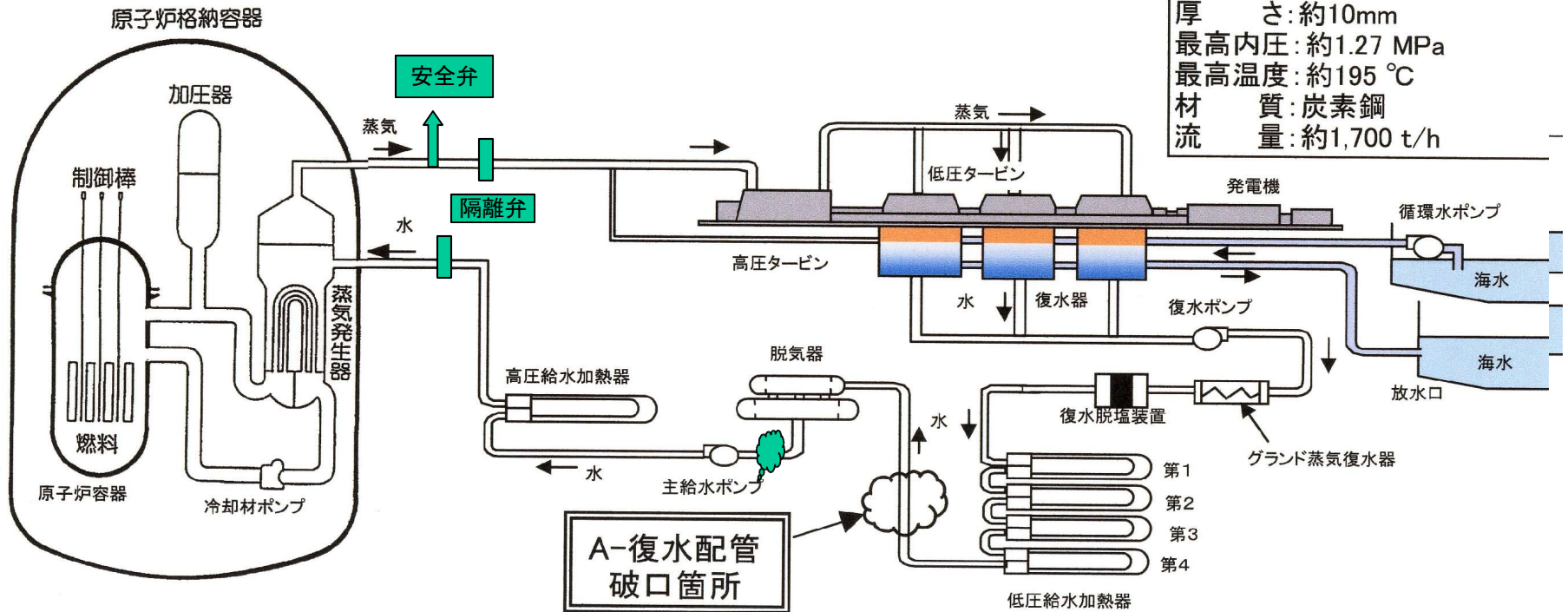


図1 2次系概略系統図

## 実効増倍率（初装荷炉心初期）

低温状態	1.23
高温、零出力	1.17
高温、全出力、毒物なし	1.14
高温全出力、キセノン、サマリウム平衡	1.10

## 制御装置の反応度

制御棒クラスタ	約 0.05 $\Delta K$ (最大反応度効果を有する制御棒クラスタ1本挿入不能時)
ほう素濃度調整計	0.20 $\Delta K$ 以上 0.25 $\Delta K$ 以上

## 制御棒クラスタ

本数	約 29
1クラスタ中の制御棒数	約 16

## 出力分布調整用制御棒クラスタ

本数	約 4
1クラスタ中の制御棒数	約 16

## ほう素濃度

初装荷炉心初期 (高温、全出力 制御棒クラスタ挿入せず)	約 1,300 ppm
平衡炉心初期	約 1,100 ppm
初装荷炉心初期低温停止状態 ( $K_{eff}=0.9$ )	約 2,000 ppm

## バーナブル・ボイズン

材質	ほうけい酸ガラス
総本数	約 704本
反応度	約 0.07 $\Delta K$ (寿命初期) 約 0.006 $\Delta K$ (寿命末期)

## 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.5 \sim -6.5) \times 10^{-4} \Delta K / K / ^\circ C$ ※出力運転状態では正になることはない
ドブラ係数	$(-1.8 \sim -2.9) \times 10^{-5} \Delta K / K / ^\circ C$
ボイド係数	$(+0.5 \sim -2.5) \times 10^{-3} \Delta K / K / \% \text{ボイド}$
圧力係数	$(-0.5 \sim +5.0) \times 10^{-5} \Delta K / K / kg/cm^2$

## PWR反応度制御の特徴

ホウ素の反応度制御が制御棒より大きい

低温状態と高温全出力状態の反応度の差：  
制御棒の反応度降下よりずっと大きい

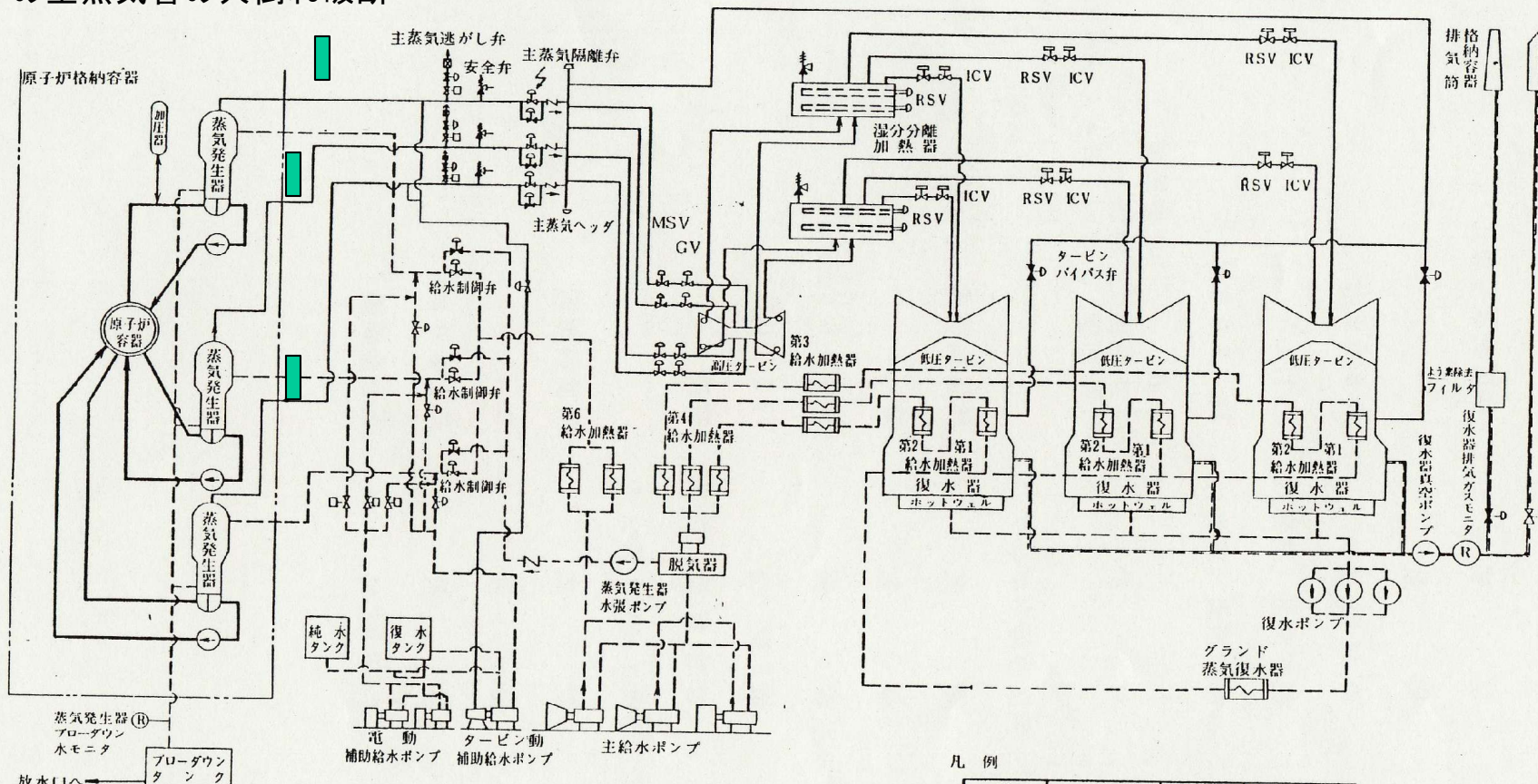
減速材温度係数は運転時間に依存する：  
初期は僅かに十、末期はマイナス。



# 2次系：蒸気系

主蒸気管の破断による蒸気の急速流出；1次系の過冷却

3つの主蒸気管の共倒れ破断

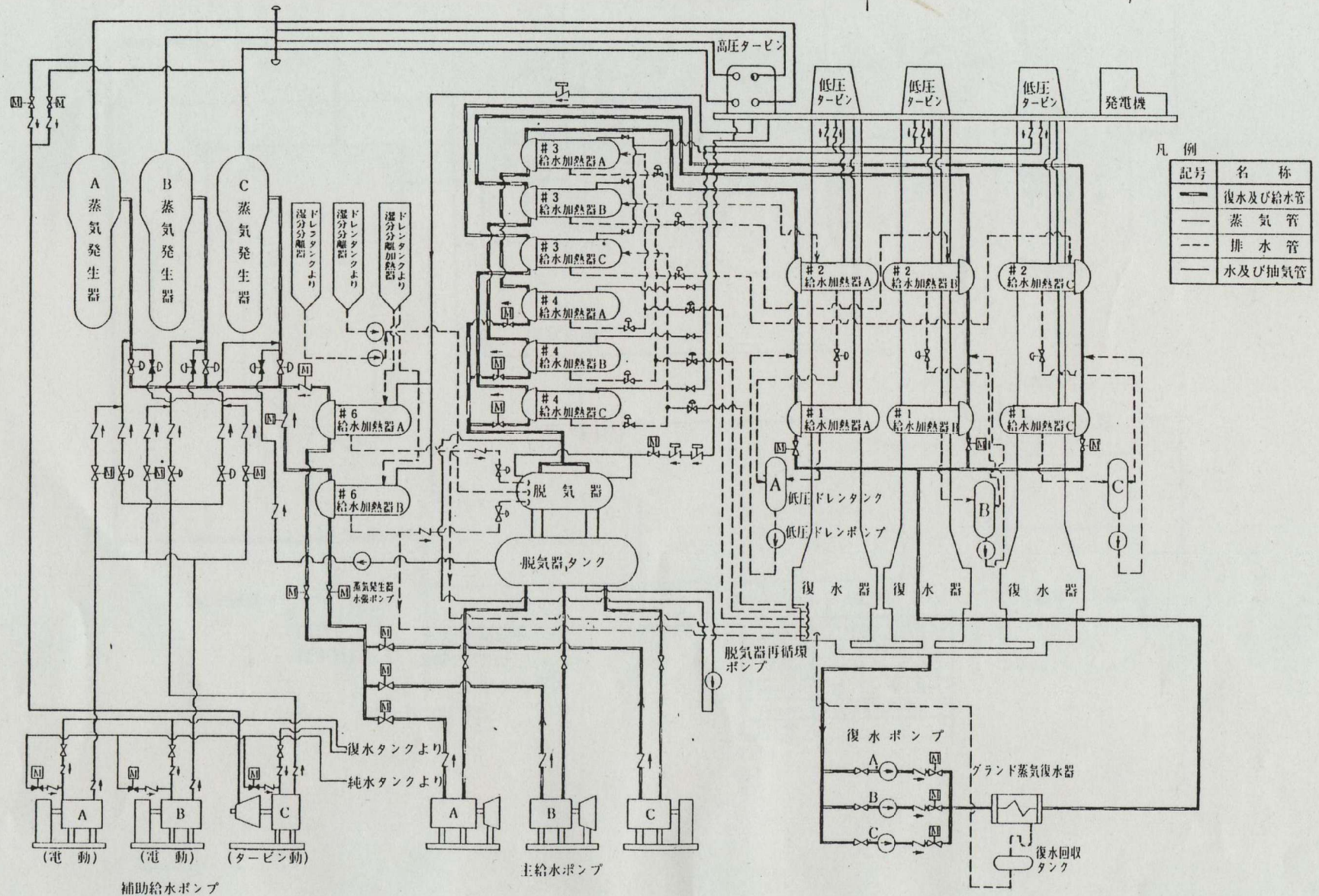


主蒸気管の共倒れ破断

地震等による建家の損壊、3つの蒸気管はヘッダーで連結されている



# 高浜3号機2次冷却系統図：給水系

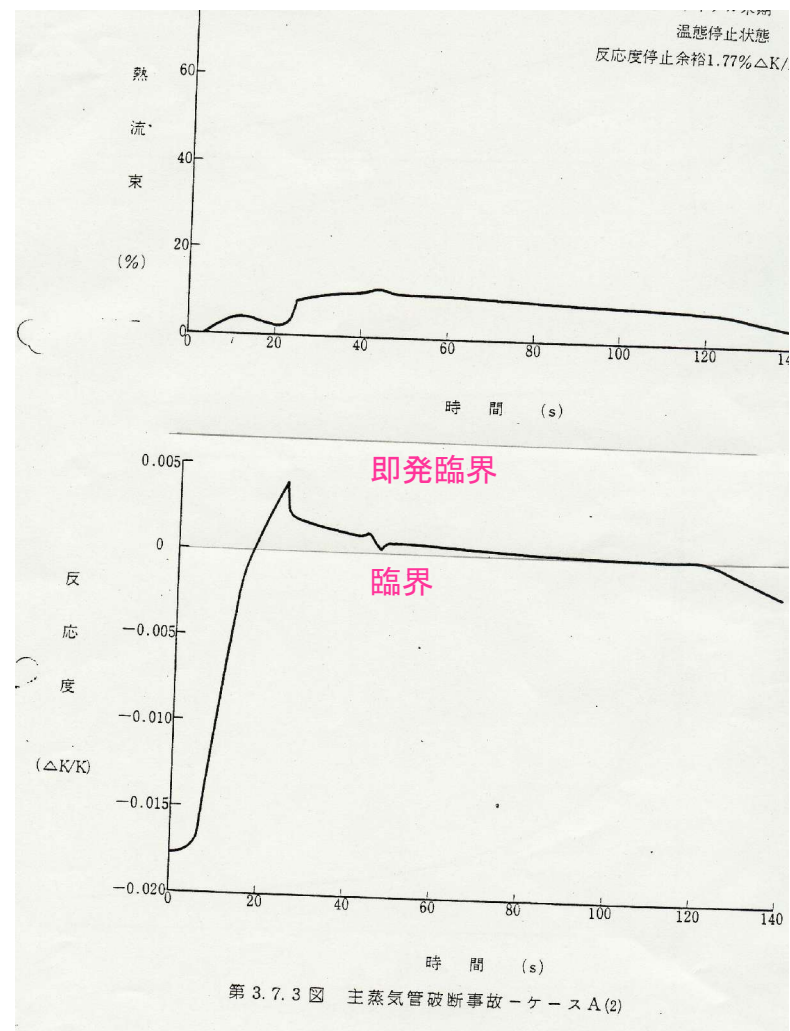
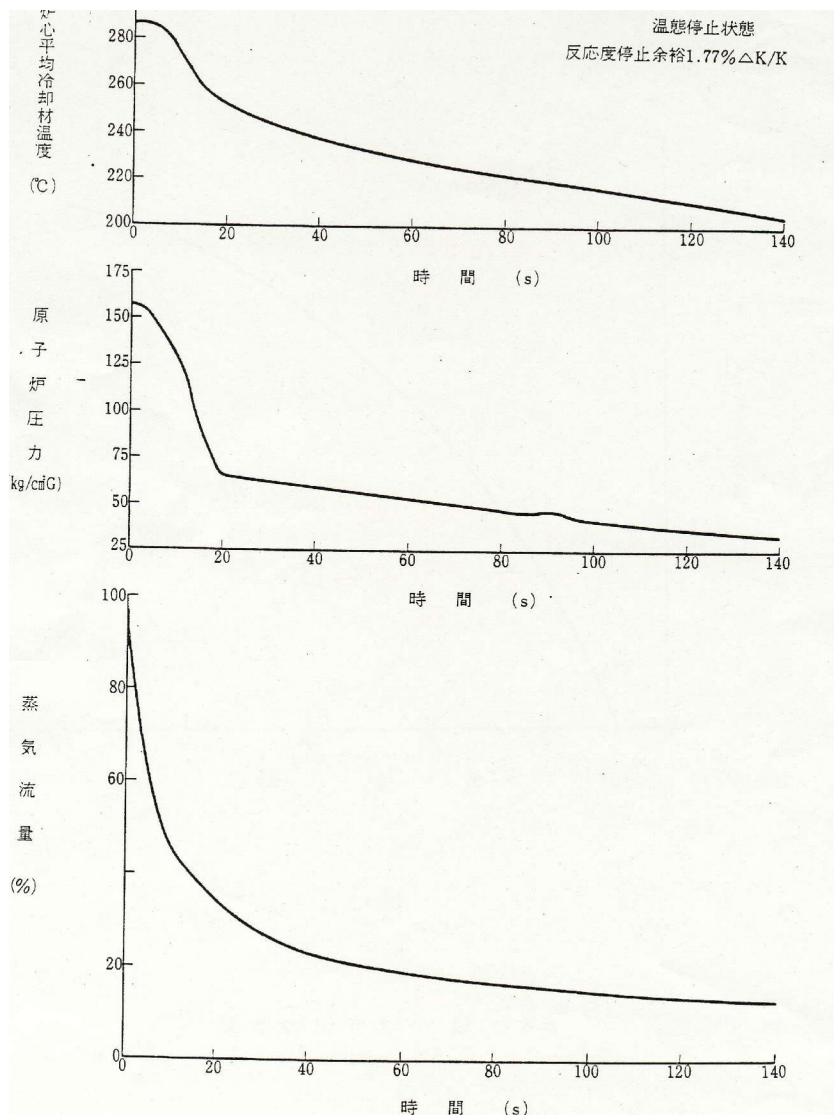


凡例

記号	名称
— (solid line)	復水及び給水管
— (dashed line)	蒸気管
— (dotted line)	排水管
— (solid line with arrow)	水及び抽気管

補助給水ポンプ

主給水ポンプ



3つのSGのうち、1つだけの破断の効果  
3つとも破断すれば、即発臨界？

主蒸気管破断事故時のパラメータ挙動



### 3 美浜3号機2次給水管破断事故の経過と安全上の問題（美浜事故経過）

#### (1) 主な事故経過（8月9日、時分が示される）

15:22 給水管破断：火災警報による；3B 直流接地警報

15:23 3A 直流接地警報

15:25 タービン建家3階で蒸気充満を確認

15:26 緊急負荷降下開始(5%/分)

15:28 A,B 給水ポンプトリップ

A,B 電動補助給水ポンプ自動起動、タービン動補助給水ポンプ自動起動  
原子炉トリップ、タービントリップ、蒸気止め弁閉、バイパス弁開

15:32 補助給水流量制御弁閉

15:35 原子炉高温停止状態

15:44 脱気器水位制御弁閉

15:53 タービン建家2,3階の蒸気量減少確認

15:58 1次系ボレーション開始

16:05 主蒸気隔離弁閉、タービンバイパス弁から主蒸気逃し弁に切り替え

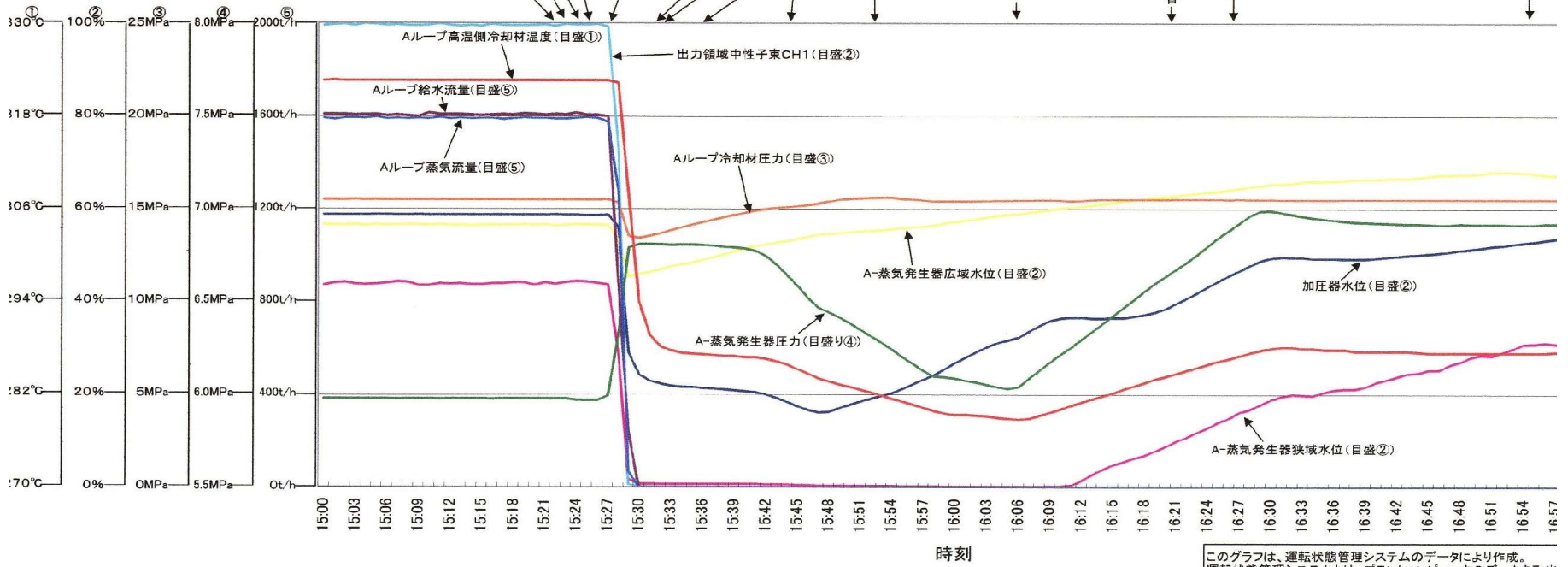
17:50 A系の復水配管に破断部を確認

23:30 クールダウン開始、約20時間後原子炉低温停止

### 2次系配管破損事故時におけるプラント主要パラメータの推移

- 15時22分 「火災報知器動作」警報発信
- 15時22分 「3B直流接地」警報発信
- 15時23分 「3A直流接地」警報発信
- 15時25分 タービン建屋3階で蒸気充滿確認
- 15時26分 緊急負荷降下
- 15時28分 A・B電動補助給水ポンプ自動起動
- 15時28分 C給水ポンプ自動起動
- 15時28分 原子炉トリップ
- 15時28分 タービ電動補助給水ポンプ自動起動
- 15時31分 C給水ポンプトリップ
- 15時32分 補助給水流量制御弁閉止
- 15時35分 原子炉高温停止状態
- 15時44分 脱気器水位制御弁閉止
- 15時53分 タービン建屋2、3階の蒸気量減少確認
- 16時05分 タービンバイパス弁から主蒸気溢がし弁に切替
- 16時05分 A・B・C主蒸気隔離弁閉止
- 16時20分 タービングランド蒸気を主蒸気から補助蒸気へ切替
- 16時26分 A・B・C主給水隔離弁閉止
- 16時55分 S/G狭域水位が通常無負荷水位回復

パラメータについては、A・B・Cループ共ほぼ同様の挙動を示しているため、Aループ(A蒸気発生器)のみを記載

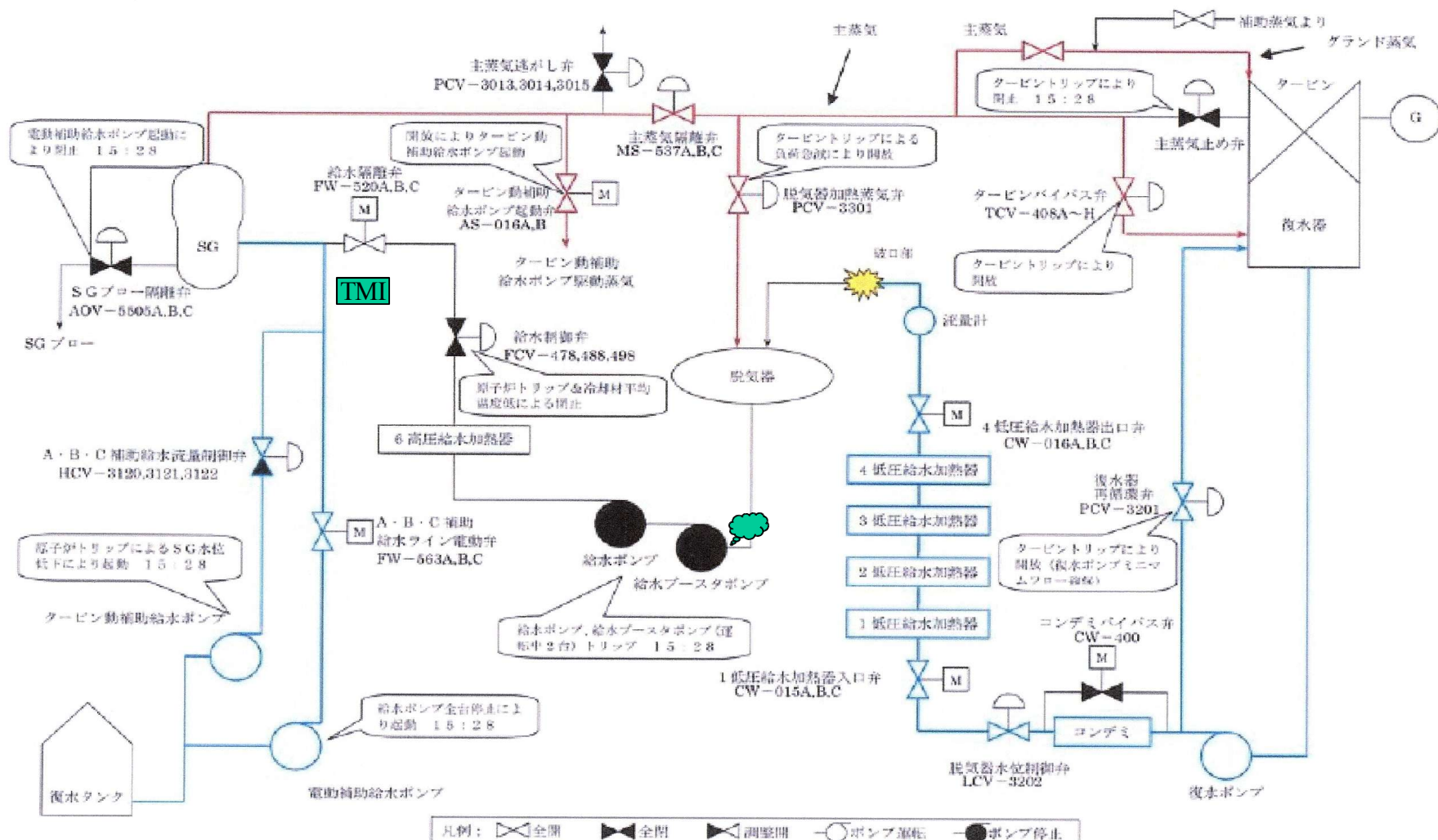


このグラフは、運転状態管理システムのデータにより作成。  
運転状態管理システムとは、プラントコンピュータのデータを取出

## 事故経過図

# 2次系配管破損時の系統状態(1/2)

15:28 「原子炉トリップ」 および 「FWPトリップ」



## 2次系事故経過図



## (2) 2次系破損と原子炉機器の動作の状況

原子炉の運転パラメーターのデータにみる今回事故の特徴

人のいる空間への大量の高温高圧2次給水の流出：

基本的な防災対策の欠如

大口径配管の瞬時破断：LBBの破れ

(1次系で起こると炉心冷却が阻害され、燃料棒は破損する)

大量の冷却水の流失と破断に伴う破壊力の発生

水1100トンの2次冷却水のうち8割の900トンが流失、

2次冷却水の枯渇問題

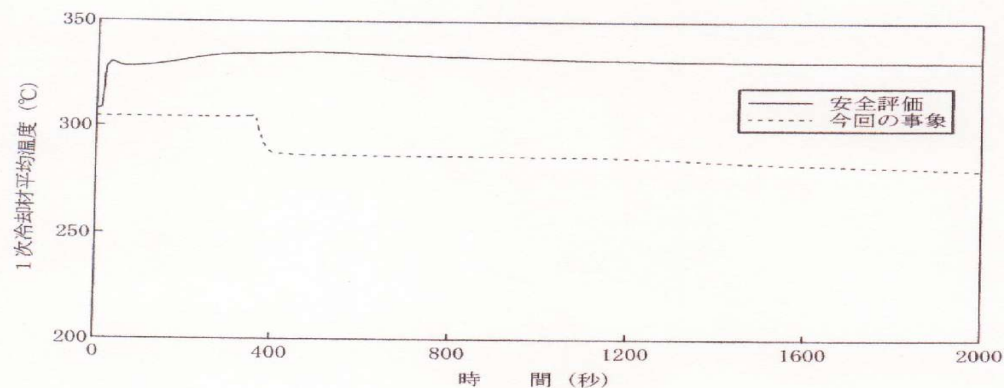
高温蒸気による至る所の水浸しによる電源系統の絶縁不良、

現実に直流接地が2系統において発生した

今回の事故では、破断場所が幸いして1次系への影響は穏やか

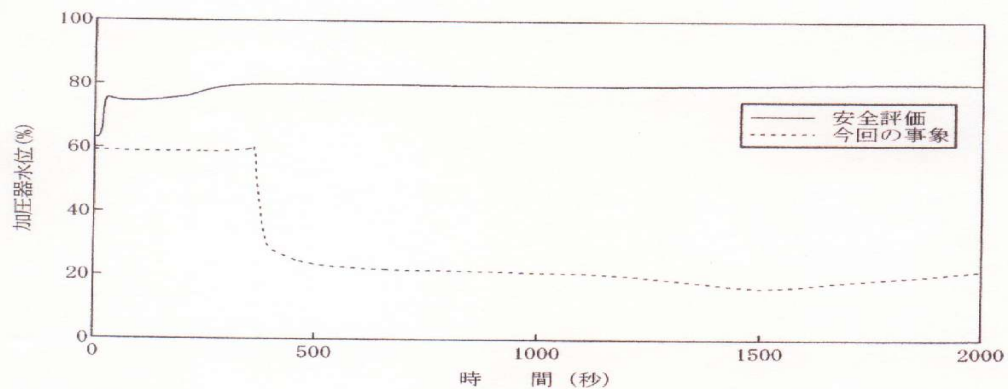
脱気器タンクの上流での破断は、タンクにある500トンの2次給水がダンパーになった

# 給水喪失事故時パラ、メーター



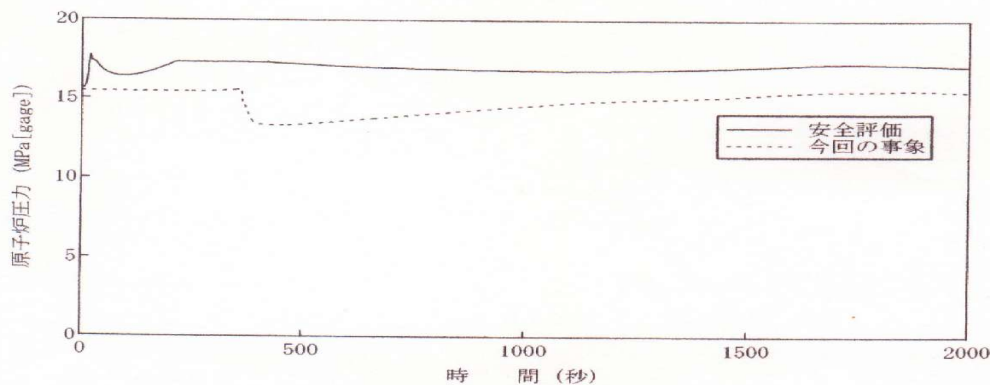
2次給水喪失時の1次冷却材の挙動

実線は安全評価の結果  
TMI 事故時の挙動  
1次系は高温、高圧になり  
加圧器逃し弁が開く



点線は今回の事故時の挙動  
1次系の挙動は安定している

両者の違いは  
2次冷却水量が不足するか  
否かに依存している



#### 4 TMI 原発事故 ( 79 年 3 月 ) は 2 次系の異常から始まった

(1) 2次系の異常が1次系に伝搬した。

炉心溶融が起こり、水素爆発による格納容器破裂の危機

格納容器が変形しながらも耐え、危機一髪でチェルノブイリを免れた

(2) 事故の発端：美浜 2 号機事故に比してささいな故障、復水浄化系バルブの故障

復水浄化系バルブから空圧駆動バルブ系への冷却水の漏洩

それが給水遮断弁の閉止を引き起こした：2系統同時に給水停止

2次系補助給水本が作動したが、直ぐにバルブが開かず、給水できず。

蒸気発生器冷却水水位の低下

(3) 1次系冷却水の温度と圧力の上昇

加圧器逃し弁開、閉止後の弁からの漏洩

冷却水の流出により、炉心に冷却水は不足していたが、水位計は満水を表示

ECCS からの注入を絞る

炉心溶融と格納容器水素爆発が起こる



## 5 サリー (Surry) 原発 2 次給水管破断事故

### (1) 事故後 10 分間の主な事故経過

NRC の事故報告書 (Jun.14 87) より抜粋

事故経過が運転員の対応、機器の故障と共に具体的に記述  
 関電の事故報告と対照的

86年12月9日14時20分頃発生、時刻は分秒を表示

### (2) 事故の発端：C-蒸気発生器 (SG) 隔離弁の閉止

閉止動作は誤動作：弁組み立て時の調整不良により空気圧の僅かな変動による誤動作  
 制御室では表示されず：閉状態検知器の調整不良のため緊急時監視系は検出せず  
 隔離弁は主蒸気管破断対策のため

19:59 A-SG 及び B-SG の蒸気流量増大 (150%): 制御室に表示

C-SG 隔離弁閉に対して、蒸気流量の補償

20:01 C-SG 水位低、B-SG 水位高

20:03 A-SG 水位高

SG 全体としては水位は下がっているはず。

これらの水位高は圧力低により下部での蒸気発生により生じと思われる。

蒸気流量の過大により A,B-SG の隔離弁閉：蒸気管破断対策のため

20:03 C-SG 水位低低により原子炉トリップ

C-SG の2次冷却水は、隔離弁閉により失われることはなく、

ポンプからの給水が継続しているの増大している。

それにも拘わらず、SG 水位は低低を示した。

これは圧力上昇による下部のボイドのつぶれと狭域水位計の測定範囲のためである。

制御棒集合体 M-10 の表示は完全落下を示さなかった

- 20:03 運転員は緊急時操作を行う  
安全弁短時間開、その後逃し弁を手動開、2次系の圧力上昇
- 20:06 C 補助給水系作動  
2次系による徐熱の確立、1次系の冷却は確保された
- 20:26 給水制御弁を閉じる。1次系の温度が規定値より低下したため
- 20:43 A- 給水ポンプの入り口配管が破裂  
A-line check valve failure : 組み立て不良  
主給水系圧力計の故障 : off scale high を示す
- 21:01 A- 給水ポンプトリップ、表示点灯せず  
運転員がタービン建家から戻って大量の蒸気の流出と負傷者について報告
- 21:24 B- 給水ポンプトリップ、表示点灯
- 21:24 上級運転員 : 全ての主給水ポンプ、復水ポンプ等の停止操作を運転員に指示  
運転員 : 主給水ポンプの停止に気付く  
原子炉系は正常状態で安定
- 22:53 NRC 駐在官制御室に入る
- 25:00 高温蒸気により防火スプリンクラー作動  
流失水は炭酸ガス放出制御システムをショートにより故障させた  
タービン建家の照明の幾つかはショートして故障した
- 30:00 NRC operation センターと制御室の連絡体制が確立

## (2) サリー2事故が示した安全上の問題

- (a) 様々な機器の故障が事故に判明、それらは運転員による事故状況の把握を妨げた
- (b) 破断事故はそれに伴う配管跳ね返り、破片の飛び散り  
あるいは高速蒸気により様々な重大な機械的破損をもたらした
- (c) 大量に放出された高温蒸気の流入により多くの機器が水浸しになった
- (d) 電氣的な絶縁が破られ、機器を故障させた
- (e) 大口径配管に対して LBB の破綻を示した

## 6 おわりに

関電では、以前落雷に伴う負荷の喪失に対して綱渡りの操作により原子炉の停止を阻止したことが利益に寄与したとして賞賛された。

ところで、このようなことは事故防止の観点とは相容れない。このような企業風土の中で配管破断の前に、原発を止めて2次系配管の検査をし、修理をするという決定を誰がすることができるだろうか。今回の場合のように、事故が起これば、安全対策が杜撰であったこと、当然なされるべきことがなされてこなかったことは誰の目にも明らかである。

しかし、事故防止の対策が正しい限り、多くの場合、事故は未然に防止され、何事も起こらない。そのような場合、高度に訓練された技術的専門家集団の存在がなければ、安全対策の正当性は評価できないであろう。

関電は技術的問題は社外への丸投げで、技術レベルの向上を図ってこなかった。このような関電の社風では、本来の安全対策は無駄なものとして評価されることになるのではないだろうか。そうでなければ、この事故をきっかけに明らかになった杜撰な安全管理の実態は説明の仕様がなない。

このようなことは規制によって保護された企業一般に見られることである。従来から、原子炉の安全性は原子炉メーカーの技術的対応により支えられていると言われてきた。しかし、最近の人材の育成困難に加えてその流出によりそれも怪しくなっている。