

平成26年（ヨ）第31号 大飯原発3，4号機及び高浜原発3，4号機運転差止
仮処分命令申立事件，平成27年（モ）第38号 保全異議申立事件

債権者 松田正 ほか8名

債務者 関西電力株式会社

第2 1 準備書面

平成27年10月1日

福井地方裁判所 御中

債権者ら代理人弁護士 河 合 弘 之

ほか

債務者の主張する安全余裕について，御庁平成27年7月24日付け質問事項第
2・1(1)に回答すると共に，債務者の主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1及び
平成27年9月3日の審尋期日における説明に対し反論する。

目次

第1 3段階の余裕があるという主張自体が現代の設計思想からして了解できない こと	3
1 御庁の質問に対する回答	3
2 債務者の安全余裕に関する図の恣意性	3
3 田中三彦氏の論考	5
4 ②評価基準値（許容値）の持つ余裕（uとpの差）について	6
5 ③計算条件の余裕（cとaの差）について	7
6 ①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕（cとpの差）について ..	9
7 異なる機能喪失モードが考慮されていないこと	11
8 小括	11
第2 規格等により評価基準値（許容値）が設定されていることをもって安全性が	

確保されているとは言えないこと（債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1	
(1)イ（ア）関連）	12
1 はじめに	12
2 学協会規格について	13
3 国会事故調報告書の批判	14
4 学協会規格の問題点—土木学会津波評価部会を例として—	14
5 原子力規制委員会における議論	17
6 原子力規制庁からの質問とそれに対する回答	19
7 原子力規制委員会の対応	20
第3 溶接や保守管理の不備を要因とする事故発生の危険性は排除できないこと	
（債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1(1)イ（イ）関連）	21
1 はじめに	21
2 非破壊検査の限界	22
3 品質保証・保守管理不備の実例	25
4 小括	28

第1 3段階の余裕があるという主張自体が現代の設計思想からして理解できないこと

1 御庁の質問に対する回答

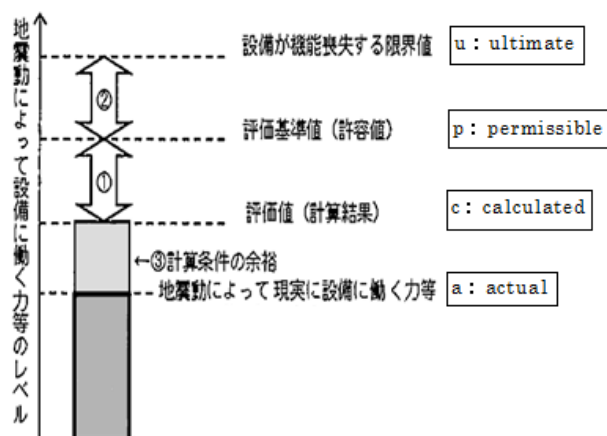
債務者が主張する「安全余裕には、①評価値（計算結果）と評価基準値（許容値）との間の余裕、②設備が機能喪失する限界値と評価基準値との間の余裕、③評価値（計算結果）を計算する上で計算条件の設定等に持たされた余裕の3段階がある」という理解自体、債権者らの認識とは一致していない。

債権者ら第10準備書面第2・2で述べたとおり、3段階の余裕があるという上記主張は、現代の設計思想からして、全く理解できないものである。当該主張は、結局のところ、限界値を実際の発生応力値で割った余裕があると主張するものであり、このような主張が成り立つのであれば、評価基準値や応力解析は意味のないものとなる。

以下、筒井哲郎氏、後藤政志氏、井野博満氏及び川井康郎氏による「耐震安全余裕に関する意見書」（甲322）に基づき、詳述する。

2 債務者の安全余裕に関する図の恣意性

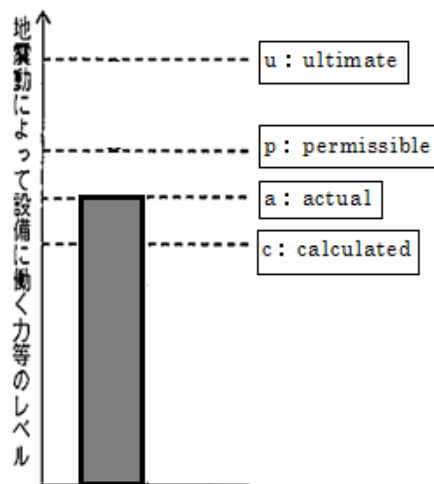
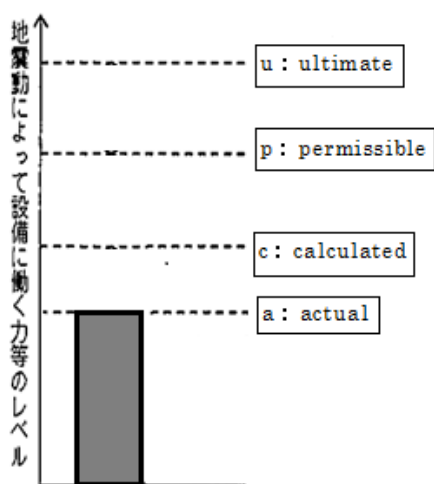
(1) 説明の便宜を図るため、債務者異議審主張書面(1)26頁の図表2を加工し、設備が機能喪失する限界値に「u」、評価基準値（許容値）に「p」、評価値（計算結果）に「c」、地震動によって現実には設備に働く力等に「a」という記号を付したものが下図である。



(2) 債務者の主張は、常に下図 i 「 $u > p > c > a$ 」となることを前提にするものである。しかし、正しく審査を通っていれば「 $u > p > c$ 」という関係は変わらないが、後述するとおり、「地震動によって現実に設備に働く力等 (a)」はどこに位置するかはわからないのであり、下図 ii ~ iv のように、ii 「地震動によって現実に設備に働く力等 (a)」が「評価値 (計算結果) (c)」を超えて「 $u > p > a > c$ 」となり、または、iii 「評価基準値 (許容値) (p)」を超えて「 $u > a > p > c$ 」となり、さらには、iv 「設備が機能喪失する限界値 (u)」を超えて「 $a > u > p > c$ 」となる可能性がある。

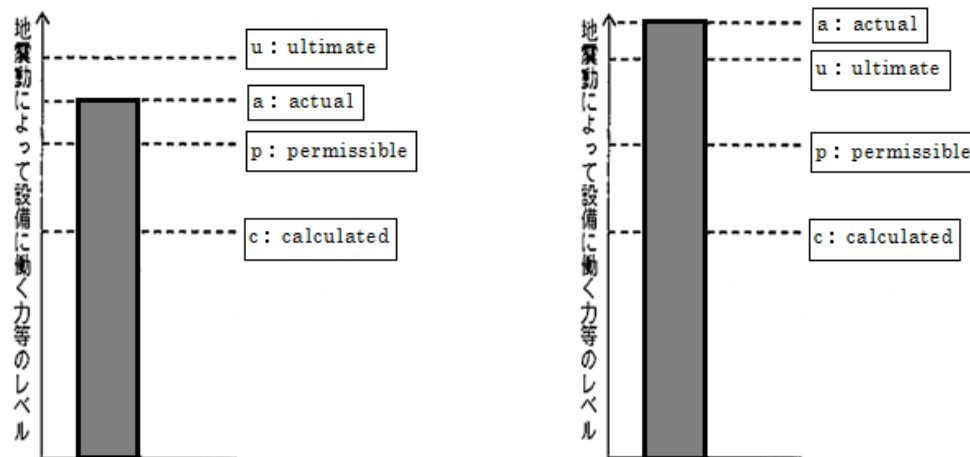
i 「 $u > p > c > a$ 」

ii 「 $u > p > a > c$ 」



iii 「 $u > a > p > c$ 」

iv 「 $a > u > p > c$ 」



(3) また、後述するとおり、「設備が機能喪失する限界値（u）」と「評価基準値（許容値）（p）」が近接するケースもあるし、また、計算手法が変われば「評価値（計算結果）（c）」も動くことになり、「評価値（計算結果）（c）」の偽装が疑われる（ $c > p$ ）ケースも報告されている。

(4) このように、債務者の安全余裕論を支える債務者異議審主張書面(1)26頁の図表2は、極めて恣意的なものであり、これに基づく債務者の安全余裕論は認められないことを以下で明らかにする。

3 田中三彦氏の論考

ここで、元原子炉設計技師で、国会事故調の委員も務めた、田中三彦氏の論考「はびこりはじめた『安全余裕』という危険神話」（甲323「まるで原発などないかのように」7～70頁）及び浜岡原発の運転差止訴訟で提出された陳述書（甲324の1，324の2）を提出する。

これらを読めば、債務者の主張する3段階の余裕論が現代の設計思想からして到底了解できないものであることが明らかとなる。

もっとも、ここで注意しなければならないのが、田中三彦氏の上記各論考は、主に、債務者が主張するところの②評価基準値（許容値）の持つ余裕及び③計算条件の余裕を批判する目的で作成されたものであり、①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕に基づく耐震安全性の主張を批判する目的で作成され

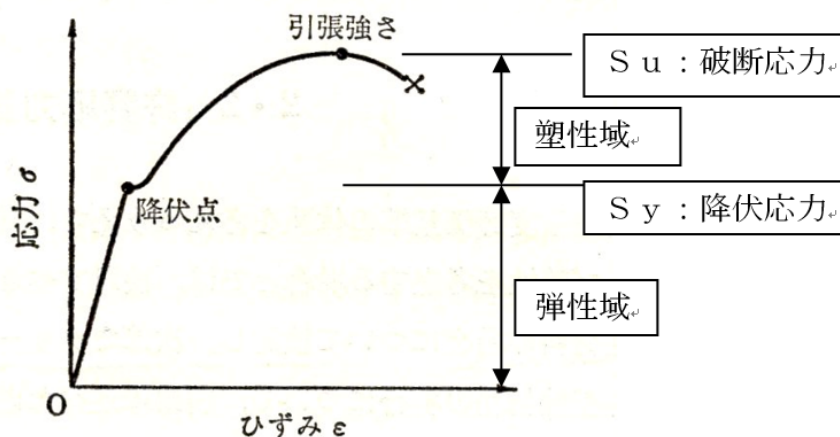
たものではないということである。田中三彦氏の上記各論考には、余裕として受け入れられるのは①の余裕だけである旨の記述があるが、これは、①の余裕に基づく耐震安全性の主張を認めたものではないことに注意する必要がある。

4 ②評価基準値（許容値）の持つ余裕（ u と p の差）について

- (1) 債務者が主張する②評価基準値（許容値）の持つ余裕（ u と p の差）は、一般的に安全率と呼ばれるものである。

債権者ら第10準備書面第2・2(2)ウで述べたとおり、安全率とは、不確かさを伴う設備や機器の事故確率をあるレベル以下に抑えるために「どうしても必要な安全代（しろ）」であって、債務者が主張するような、本来不要な「メタボ的余裕」ではない。

- (2) そして、債務者が主張する「設備が機能喪失する限界値（ u ）」は、鋼材引張試験で得られる下図「応力－ひずみ線図」が示す「引張強さ」（破断応力： S_u ）を直接的に指していると考えられるが、他方、「評価基準値（許容値）（ p ）」は、一通りではなく、耐震設計技術指針では、弾性設計に対応するⅢ_ASと塑性変形を許す限界的な設計に対応するⅣ_ASとがある。



応力－ひずみ線図

通常の設計は弾性設計を基本としており、Ⅲ_ASはそこまでの力がかかっても変形が元に戻り再使用できる条件として設定されている。これに対し、Ⅳ_ASは、塑性変形を起してしまうので再使用はできないが破損には至らな

いというぎりぎりの条件として設定されていることに注意を要する。

基準地震動 S_s と組み合わせられて設計される評価基準値（許容値）は、 $IV_A S$ である。これは、上記のとおり、「塑性変形を許す」という評価基準値（許容値）（ p ）であり、設備・機器の機能喪失（ u ）までの安全代は極めて小さい。つまり、頻度の低い地震に遭遇したら、最大限に変形して崩壊一步手前まで至ることを許すけれども、大崩壊は起こさない、という限界を狙った設計をするという思想である。荷重入力条件に大きなばらつきがあってそのような条件設計が現実的に不可能であることは勿論のこと、荷重入力条件が仮に正しく推定できたとしても、設備設計を塑性域において破断寸前まで意図通りに行うということは極めて困難で、信頼性ある設計とはなりえない。

5 ③計算条件の余裕（ c と a の差）について

- (1) 債務者は、「地震動によって現実設備に働く力等（ a ）」が必ず「評価値（計算結果）（ c ）」を下回ることを前提にして、③計算条件の余裕を主張していると考えられ、債務者の安全余裕論を提唱した班目氏も「発生応力の算定における余裕とは、実際の地震によって発生する真の応力に対して、発生応力を大きめに算定する」と述べているが、「真の応力」というのは、多くの場合、その大きさや分布状況を正確に予測することも推測することも、いわずや自由にコントロールすることもできないものであるから、必ずしも「 $c > a$ 」となるとは限らず、「 $a > c$ 」となる可能性は否定できない。

確かに、断面積 A の鋼製の丸棒に重さ W の錘をぶら下げるような単純な場合なら、「真の応力」は明確である。なぜなら、形状は単純であるし、荷重の大きさも人間が設定したものであるからである。この場合、計算によって求められる断面応力 σ は、 $\sigma = W / A_r$ であり、それはそのまま「真の応力」になる（なお、錘をかけると棒の断面が僅かに収縮するので、 A ではなく実断面積 A_r を用いている。）。

しかし、原発の機器は、丸棒でできている訳ではなく、その構造や形状は

極めて複雑である。また、作用する荷重の大きさ、方向なども人間の意志でコントロールできるものばかりではない。原発の機器に作用する様々な荷重のうち、人間が意識的にコントロールできるものといえば、内圧力と自重ぐらいであり、地震荷重、外荷重（配管反力等）、非定常温度分布による熱荷重等の多くの荷重は、基本的に人間の意志でコントロールできるものではない。

もっとも、そう言っていたのでは構造設計が前に進まないのです、構造設計者は、まず、複雑な構造・形状の構造物を計算可能なように単純化、いわゆるモデル化する。また、地震荷重等の人間が前もって正確に知ることコントロールすることもできない荷重については、その大きさ、方向等のある程度論理的、ある程度恣意的に仮定する。こうして、モデル化された構造物と仮定された荷重を用い、コンピュータを使って応力やひずみを算出し、構造設計を進めていく。

では、こうして計算によって求められた応力（ c ）と「真の応力」（ a ）との大小関係はどうなっているかというと、「全くわからない」としか言いようがない。なぜなら、「真の応力」とは、先の丸棒の話から明らかなように、真の構造物に真の荷重が作用しているときに生ずる応力のことであるが、原発の場合、構造物は単純化（モデル化）されているし、計算に用いる荷重も、地震荷重にその典型が見られるように、そのほとんどがいわば「仮想的な荷重」であるからである。地震の場合を考えると、発生した「真の応力」の大小は、ひとえにその時の地震動の規模や性質によるわけで、基本的には「起きてみないとわからない」のである。債務者や班目氏が主張するように「算出応力には（真の応力に対して）余裕がある」などと約束された話ではない。（以上甲 3 2 3 「まるで原発などないかのように」 9～11 頁）

- (2) 債務者は、③計算条件の余裕の例示として、「床応答スペクトルの拡張による考慮」を挙げるが、これは、地震という自然現象の多様さ・不確定さ（地

震動の大きさ、スペクトル形状、持続時間など)、設備側の弾塑性解析の不確かさなどを考慮すれば、当然行うべき備えであり、「余裕」と言えるようなものではない。

- (3) そして、設計に際しては、設備に働く力(a)の評価を誤り、小さな計算結果(c)を導いてしまうことが起こりうる。いわゆる設計ミスである。

具体例としては、枚挙にいとまがなく、疲労破壊の事例(甲322「耐震安全余裕に関する意見書」事例6)、熱疲労の事例(甲324の1「田中三彦2006年8月31日付け陳述書」14～19頁)、座屈破壊の事例(甲322「耐震安全余裕に関する意見書」事例7)等が挙げられる。

また、減衰定数を設計規格で定められた値(1%)より大きくとり、発生応力を評価基準値以内に抑え込もうとした耐震偽装ともいうべき計算が東京電力柏崎刈羽原発7号機の耐震安全性評価において行われた事例(同事例8)も挙げることができる。

- (4) この点に関し、債務者は、本件高浜原発のメタクラの耐震裕度について、本件ストレステストと同じ評価手法で評価すると、新たな基準地震動の1.30倍であるが、工事計画認可の手続では、「より保守的な手法」を採用しているため、新たな基準地震動の1.04倍となると主張しているところ(債務者主張書面(11)兼異議審主張書面(6))、このように計算手法を変えることによって、いかようにでも「評価値(計算結果)(c)」を変えられることを自白していると言える。

6 ①評価基準値(許容値)に対する評価値の余裕(cとpの差)について

- (1) 田中三彦氏も述べるように、上記②評価基準値(許容値)の持つ余裕及び③計算条件の余裕は、「余裕」とは到底言えないものであるが、①評価基準値(許容値)に対する評価値の余裕(cとpの差)については、「余裕」と言い得るものである。
- (2) もっとも、かかる余裕をもって耐震安全性が確保されていると認めること

- はできない。債務者も認めるとおり、①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕に関して、どの程度の安全余裕が必要かという基準は存在しない。
- (3) 前述したとおり、地震動によって現実に設備に働く力等（ a ）は、起きてみないとわからないものであり、①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕があったとしても（ $p > c$ ）、地震動によって現実に設備に働く力等が評価基準値（許容値）を上回る可能性もある（ $a > p$ ）。すなわち、①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕についても、不確定要素が入り込む余地があり、ここに入る不確定要素は、主として、上記5で指摘した解析に関わる不確定さ、すなわち、「評価値（計算結果）（ c ）」に関わる不確定さである。「評価値（計算結果）（ c ）」に関わる不確定さによって、①の余裕と言われるものが実はマイナスであることも十分に考えられる。
- (4) そもそも、評価基準値（許容値）（ p ）は、不確かさを伴う設備や機器の事故確率をあるレベル以下に抑えるために、規格等により設定されたものにすぎず、評価値（ c ）が評価基準値（許容値）（ p ）を下回っているからといって、科学的に壊れないことが保証されるわけではない。この点は、債務者も平成27年9月3日の審尋期日において、評価基準値（許容値）の根拠となる規格が99%の確率で壊れないことを保証するものにすぎないことを認めていることなどから、争いがないところであると考えられる。
- (5) 解析による設計が正しければ、評価基準値（許容値）が評価値を上回っていれば、事故は起きないはずである。しかし、現実に、事故は起きているのであり、上記5で指摘した、疲労破壊の事例（甲322「耐震安全余裕に関する意見書」事例6）、熱疲労の事例（甲324の2「田中三彦2006年8月31日付け陳述書」14～19頁）及び座屈破壊の事例（甲322「耐震安全余裕に関する意見書」事例7）以外にも多くの事例があり（同事例9）、枚挙にいとまがない。
- (6) そして、上記4で指摘したとおり、基準地震動 S_s と組み合わせられて設計

される評価基準値（許容値） IV_{AS} は、塑性変形を許すというぎりぎりの基準値であり、安全代は極めて小さいところ、例えば、本件高浜原発の蒸気発生器伝熱管の評価基準値（許容値）（ p ）と評価値（計算結果）（ c ）の比1.

1.8倍という極めて接近している数値（債務者主張書面(1)150頁図表77）では、必要不可欠な安全代が不足していると考えざるを得ない。

(7) 以上からすれば、①評価基準値（許容値）に対する評価値の余裕をもって耐震安全性が確保されていると認めることはできない。

7 異なる機能喪失モードが考慮されていないこと

上記4で指摘したとおり、債務者が主張する「設備が機能喪失する限界値（ u ）」は、鋼材引張試験で得られる「応力－ひずみ線図」が示す「引張強さ」（破断応力： S_u ）を直接的に指していると考えられるが、債務者の主張する安全余裕論においては、このような延性破壊とは異なる機能喪失モードが考慮されていないことも指摘できる。

(1) 回転機械、例えばタービンやポンプの「機能喪失する限界値」は強度部材が塑性域に入って破断応力に至る点とは関係がない。発電用タービンの場合には弾性域（降伏応力以下）において、回転軸のたわみが一定値を超えると回転翼が静止翼に接触して「機能喪失」する。大形ポンプの場合には一般強度部材が降伏応力に至る以前に、軸受が損傷して「機能喪失」する。（甲322「耐震安全余裕に関する意見書」事例1）

(2) 兵庫県南部地震で多数の橋脚破壊で判明したように、短周期の地震動を受けた構造部材では、衝撃破壊によってほとんど塑性変形を示さないまま破損する場合がある（同事例2）。

(3) 柏崎刈羽原発を襲った中越沖地震で配管支持材やクレーン部材の破損、制御棒引き抜き不良などが発生した（同事例3）。

8 小括

以上のとおり、①評価値（計算結果）と評価基準値（許容値）との間の余裕、

②設備が機能喪失する限界値と評価基準値との間の余裕、③評価値（計算結果）を計算する上で計算条件の設定等に持たされた余裕の３段階があるという債務者の主張は、現代の設計思想からして、到底了解できないものであり、これらの余裕をもって耐震安全性が確保されていると認めることはできない。

そもそも、原発の耐震安全性確保の要は、これを超過する地震動に襲われることはまず考えられないものとして策定される基準地震動を適切に策定することであり、かかる基準地震動に基づく耐震解析の結果、評価値が評価基準値（許容値）を下回ることを確認することである。このような耐震安全性確保の考え方からは、債務者が主張するような安全余裕という考え方が出てくる余地はない。債務者が主張するような安全余裕という考え方が捻り出されたのは、新潟県中越沖地震等によって、原発が基準地震動を超える地震動に襲われる危険性を否定できなくなったからである。

そして、忘れてはならないのは、本件原発は、設計当初、現在の基準地震動と比して半分以下の基準地震動が策定され、これを超過する地震動に襲われることはまず考えられないものとして設計されていることである。

これらの現実を踏まえれば、基準地震動を超過する地震動に襲われる危険性が認められるときは、債務者が主張する安全余裕を考慮することなく、直ちに具体的危険性を認めるべきである。

第２ 規格等により評価基準値（許容値）が設定されていることをもって安全性が確保されているとは言えないこと（債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第２・１(1)イ（ア）関連）

１ はじめに

債務者は、材質のばらつきといった不確定要素については、i 実験結果をもとに、実験値のばらつきや実験値の下限値を考慮した上で、これに余裕を見込んだ保守的な値が、規格等により、各機器等の評価基準値（許容値）として設

定されており、また、ii 評価値を計算する過程において、保守的な計算方法により、材質のばらつきといった不確定要素を適切に考慮していると主張する（債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1(1)イ（ア））。

上記 ii については、債務者が主張するところの③計算条件の余裕であり、これを余裕と認めることができないことは前述したとおりである。

本項では、上記 i に関し、規格等により評価基準値（許容値）が設定されていることをもって安全性が確保されているとは言えないことを明らかにする。学協会規格は、殆どの委員が原子力事業者で構成される学協会規格策定委員会が策定しているものである。学協会規格は、いわば、原子力事業の推進の枠内の規格であり、規制基準とするには不十分であり、これを規制当局が是認（以下「エンドース」という。）して活用することは、安全性を確保することにならない。以下、詳述する。

2 学協会規格について

学協会規格について、原子力安全・保安院は次のように位置付けていた。

平成17年に省令62号（発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令）の一部改正を行い（平成18年1月施行）、技術基準を、設備の構造、材料等に関する具体的な仕様規定基準から、性能規定化基準に変更し、それに伴い、具体的仕様を規定している「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（告示501号）」も廃止した。そして、性能規定化された基準に対して、容認可能な仕様等について、学協会規格を規制当局が技術評価し、エンドースして、活用してきた。

学協会規格のエンドースの是非については、技術的な内容と併せて、策定プロセスが公正、公平、公開を重視したものであるか（偏りのないメンバー構成、議事の公開、公衆審査の実施、策定手続の文書化及び公開等）について確認する技術評価を実施し、判断することとしていた。

以上は、福島原発事故以前の運用であった。

3 国会事故調報告書の批判

国会事故調報告書では、学協会規格のこのような運用に関して、厳しく批判された。

すなわち、国会事故調は、事故原因の生まれた背景として、「規制当局は、その力量不足から、電事連を通じた電力業界の抵抗を抑えきれず、指導や監督をおろそかにしてきた。電事連側の提案する規制モデルを丸呑みにし、訴訟上のリスクを軽減する方向で東電と共闘する姿勢は、規制当局としての体を成しておらず、行政側に看過できない不作為があったものと評価せざるを得ない」と指摘し、規制される側と規制当局の関係について、「日本の原子力業界における電気事業者と規制当局との関係は、必要な独立性及び透明性が確保されることなくまさに『虜（とりこ）』の構造といえる状態であり、安全文化とは相いれない実態が明らかになった」と明言している。

4 学協会規格の問題点—土木学会津波評価部会を例として—

学協会規格の弊害が最も顕著な事例は、土木学会の津波評価部会が作成した「津波評価技術」である。

- (1) 2004年12月26日には、スマトラ島沖でM9.1の巨大地震による大津波が起きた。この災害は津波被害の甚大さを生の映像で全世界にリアルタイムで伝えられた。この津波は、震源を遠く離れたインド南部のカルパカムにある原発を襲い、その故障の原因となった。

2006年9月13日に、保安院の青山伸、佐藤均、阿部清治の3人の審議官らが出席して開かれた安全情報検討会では、津波問題の緊急度及び重要度について、「我が国の全プラントで対策状況を確認する。必要ならば対策を立てるように指示する。そうでないと『不作為』を問われる可能性がある。」と報告されていた（甲327「第54回安全情報検討会資料」）。

このような迅速な対応は、スマトラ沖地震津波の生々しい記憶があったからであると考えられる。

- (2) 2007年7月16日には、新潟県中越沖地震に見舞われた柏崎刈羽原発で、基準地震動として想定された震動を大幅に上回る地震動により、変圧器で火災が発生し、3000カ所の故障が生じた。この新潟県中越沖地震は、想定を超える地震・津波が来る可能性もあることを認識し、これにも備えなければならぬと教訓にすべきだった。

しかし、東京電力は、想定を超えても、大事にならずに事故は収束できたとして慢心した。

- (3) 2008年には、東京電力は、地震調査研究推進本部（以下「推本」という。）の想定したマグニチュード8クラスの地震が福島沖で発生した場合、15.7mの津波がおそうというシミュレーション結果を得た。

この結果は、東京電力の土木調査グループから、2008年6月、武藤副社長（当時）らに報告され、武藤副社長は、非常用海水ポンプが設置されている4m盤（O. P. + 4mの地盤）への津波の遡上高を低減する方法、沖合防波堤設置のための許認可など、機器の対策の検討を指示した。具体的な津波対策の立案が指示されたのである。

だが、翌7月、武藤副社長は、土木調査グループに対し、耐震バックチェックには推本の見解を取り入れず、従来の土木学会の津波評価技術に基づいて実施することとした。

さらに、東京電力の役員は対策をとらなかったばかりか、このシミュレーション結果を政府に提出せず、隠した。

この措置は、自ら措置を講じなかったこと以上に大きな問題である。

当時の東京電力と保安院との間で、耐震バックチェックに関するやり取りが頻繁に行われている状況からすると、この決定的な情報の不提出＝隠匿は、津波に対する対処措置をとらず、保安院からの追加対策の指示を回避するという目的を持っていたと考えられる。

- (4) 土木学会津波評価部会は人も金も電力に抑えられていた

土木学会津波評価部会には、津波の専門家である首藤氏が参加していたが、委員幹事合計 31 名のうち地震学者は一名しかおらず、13 人が電力会社、5 人は電力の関連団体に所属していた（甲 328「原発と大津波警告を葬った人々」98 頁，甲 329「土木学会原子力土木委員会津波評価部会構成」）。まさに、電力関係者に牛耳られている組織であった。

ここには、東京電力の津波対策の中心的任務を遂行していた酒井俊朗と高尾誠が含まれている。

また、その津波に関する土木学会手法の研究費の全額（1 億 8378 万円）と、手法の審議のための学会への委託費用（1350 万円）の全額が電力から支出されていた（甲 1・92 頁）。

平成 12 年（2000 年）11 月 3 日の第 6 回会合において、評価部会幹事団（10 人中 2 人が東電社員、一人は東電子会社員、三人は電力中央研究所員）は、数値解析の誤差を見込まない「安全率一倍」とする基準を提案した（甲 328・35 頁）。電力関係者が過半数を占める幹事会で、首藤，阿部両顧問が、「精度は倍半分」（2 倍の誤差がありうる）の余裕を求めている基準（甲 328・29，36 頁）を否定したものだ。

この点に関して、今村文彦東北大学教授の政府事故調に対する聴取結果書には次の記載がある（甲 330・2～3 頁）。

Q：第 6 回の部会で、補正係数を 1.0 としてよいか議論してくれとコメントしたのは誰か。

A：首藤先生。

安全率は危機管理上重要。1 以上が必要との意識はあったが、具体的に例えば 1.5 にするのか、従来の土木構造物並びで 3 まで上げるのか決められなかった。本当は議論しないといけなかったのだが、最後の時点での課題だったので、それぞれ持ち帰ったということだと思う。

まさに、科学的には「1 以上」が必要であることは明らかであったにもか

かわらず、委員の多数をしめる電力関係者によって、科学者たちは黙り込まれてしまったのである。

この基準について、首藤氏は、「補正係数＜安全率＞の値としては議論もあるかと思うが、現段階では、とりあえず1.0としておき、将来的に見直す余地を残しておきたい」と述べたとされる（甲328・35頁）。同書の41頁以下には、このような基準を最終的に是認した首藤氏に対するインタビューが掲載されている。まさに、首藤氏は電力の虜となり、自らの科学的良心をも裏切って自ら発した警告を葬ってしまったと言わなければならない。そして、首藤氏が約束した、このような見直しがなされることもないままに、我々は3・11を迎えたのであった。

そして、この土木学会手法に従って、平成14年（2002年）3月には福島第一原発で想定される津波高さを5.7mに見直し、これに合わせて6号機の非常用海水ポンプ電動機をわずか20cmかさ上げする工事を行った（甲328・40頁）。

まさに、アリバイ的な対策が講じられたのである。この馬鹿げた対策工事の経過そのものが、東京電力による、推本の「長期評価」つぶしの一環であったことがわかる。

(5) 小括

以上の指摘からすれば、学協会規格の取り込みについて、抜本的に見直す必要があった。

5 原子力規制委員会における議論

平成24年11月14日、平成24年度第11回原子力規制委員会において、学協会規格策定プロセスの公正、公平、公開性について、「学協会規格策定委員会の委員構成が、電力会社、メーカー等の原子力事業関係者が大半を占めている。」「公開もされていないようである。」「被規制者のとりこになっているという批判に答えないことになりかねない」等の意見が出された（甲331「平

成24年度原子力規制委員会第11回会議議事録」13～15頁)。

これらは、国会事故調の指摘を受けて学協会規格の取り扱いを根本から見直す方向の意見であった。

例えば、島崎委員は次のように意見を述べている。

規格の1つに原子力発電所耐震設計技術指針というものが、日本電気協会の原子力規格委員会の一番上のところにあるのですが、耐震設計技術指針というものがございまして、私は関係する者ですので、どんなものかと思って、その委員会を調べてみました。ここでうたわれていることは大変立派なことで、公平性というのが7ページにございまして、特定のグループの影響力の排除ということで、次に示す業種の範囲内、最低5業種が含まれている。だから、いろいろな人が入っているので、特定グループの影響は排除されているということなのですが、実際、委員の構成を見ますと、まず1番目が電気機械器具製造業ということでございまして、この業界から参加されている方は、三菱重工の原子力プラント技術総括部の方、あるいは富士電機の原子力部の方、日立の原子力計画部の方、東芝の原子力プラント設計部の方でございまして。次は電力事業で、これは当然ながら、電力の土木部だとか、そういった方がたくさん参加されている。3番目にありますのが建設業ですが、これに参加されている方は、大林組の原子力本部の方、竹中工務店の原子力火力本部の方、鹿島建設の原子力部の方、清水建設の原子力火力本部の方、大成建設の原子力本部の方、以上です。

学術研究機関としては、日本原子力研究開発機構の方、防災科学研究所の方、それから、電力中央研究所の方が含まれています。学識経験者にはたくさん名前が挙がっておりますけれども、多くの方は、これまで原子力関係の審査等に長いことかかわっていた方でございまして、当然かもしれませんが、原子力に深くかかわっている方が全て集まって、ある意味、身内で身内のことを決めているというふうにもとられかねないような状況にありまして、第三者

的な方は、当然のことなのかもしれませんが、一切、一切というのは言い過ぎかもしれませんが、非常に少ない。非常に一方的な形です。

それで、もともとこれはアメリカの形を学んだということなのですが、残念ながら、アメリカの詳細は私は知りませんが、アメリカの安全文化と日本の安全文化は大違いなわけで、そういうバックグラウンドの違うところで同じやり方を持ってきても、なかなか通用しがたいという面があるのではないかと。

それで、透明性で、審議が公開されているということですが、実際に議事録等はなく、何が決まったかということしか、私は見たところではありませんでしたので、どの程度詳細な審議で決まっているのかわからないという点があります。

制度としては大変いい制度だと思うのですが、やはりそれを支える文化が必要であって、これまで国会の、あるいは政府の調査団等々で言われているような、規制側が十分な技術能力を持たないために、被規制者のとりこになっているという御批判があるわけですが、これを何とかしないと、また同じことになるのではないかと、大変心配をしております。

6 原子力規制庁からの質問とそれに対する回答

このような意見を受けて、原子力規制庁は、日本機械学会、日本原子力学会、日本電気協会の3学協会に対し、学協会規格策定委員会の委員構成等に係る学協会としての考え方を質問した。

これに対して、3学協会からは、所属組織の「肩書」等により委員会活動や規格・基準の客観性や公平性に疑義があると見なすのは適切ではない、現状の原子力事業者を中心とする委員構成を変更しないという回答がなされた。

原子力事業者を中心として策定された学協会規格は、原子力事業者のための規格である。そのように策定された規格を、性能規定化された技術基準の仕様とすることは、規制する立場とされる立場の「逆転関係」が起き、規制当局は

電気事業者の「虜」となってきたという国会事故調の指摘を再現することになるので、抜本的な変更を目指すための意見聴取であったが、学協会はこれを拒否した。

原子力事業者を中心とする委員構成を変更しないという回答は、公平さを担保する手続きを履践しないという回答であり、原子力規制委員会は学協会規格をエンドースして活用することはやめ、原子力規制委員会が一から仕様を作成する方向に全面的に転換を図るべきであった。

7 原子力規制委員会の対応

ところが、原子力規制委員会は、自ら問題を提起した学協会規格策定委員会の委員構成を、結局のところ不問に付し、その策定プロセス等によらず、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から、原子力規制委員会として技術評価を行うとして、学協会規格を活用しようとしている。これは、規制当局がふたたび電力事業者の虜となりつつある危機的な状況を示している。

そして、原子力規制委員会の、技術評価プロセスは、以下のとおりとすることにした。

- ① 検討チームが、評価対象の民間規格の技術評価書案及び民間規格を引用する基準解釈文書案を作成する。
- ② その過程で、必要に応じ、学協会規格策定委員会若しくはその下部委員会の参加者に説明を求める。
- ③ 検討チームの会合は公開とする。
- ④ 技術評価書案及び基準解釈文書に対してパブリックコメントを実施する。
- ⑤ 原子力規制委員会において、技術評価書案及び基準解釈文書を決定する。

しかし、技術評価の対象となる学協会規格が、もともと原子力事業者によって作成されているのであるから、それは原子力事業を確保するという大枠の中の基準であり、それを検討しても安全性確保の徹底がなされないことは福島原発事故によって既に明らかにされたことである。

原発を建設、運転出来なくなるような見解は、およそ取り入れない。

そのような学協会規格を元に技術基準の具体化をしようとしても、原発の安全性確保に不十分であることは言うまでもない。

従って、学協会規格について、その策定委員会の委員が原子力事業者で占められている状態を改正することなく、技術評価をしてこれを活用するべきではない。

それは「虜（とりこ）」理論を繰り返し、次なる重大事故を準備することにはかならない。

第3 溶接や保守管理の不備を要因とする事故発生の危険性は排除できないこと (債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1(1)イ(イ)関連)

1 はじめに

(1) 債務者は、溶接の良否、保守管理の良否という要素については、施設の耐震安全性評価を行う際には考慮していないが、本件原発においては、徹底した品質保証活動を行うことにより、溶接や保守管理の不備による影響を極力排除しており、溶接や保守管理の良否という要素が、施設の耐震安全性評価において有意な影響を与えることはおよそ考えられないと主張する（債務者主張書面(7)兼異議審主張書面(2)第2・1(1)イ(イ)）。

(2) 債務者は、上記主張の理由として、i 溶接については社団法人日本機会学会が定める「発電用原子力設備規格 溶接規格」に基づき、保守管理については社団法人日本電気協会の「原子力発電所の保守管理規程」に基づき、それぞれ実施され、また、これらの溶接及び保守管理は同協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」に基づく品質保証システムの中で運用されていることを挙げる。

しかし、これらの規格や規程は原子力事業者が中心となって策定されたものであり、これらに基づいて実施・運用されていることをもって安全性が確

保されているとは言えないことは前記と同様である。

- (3) また、債務者は、上記主張の理由として、ii 溶接について溶接作業現場の品質管理を確実に実施することで、溶接不良といった欠陥等の発生を防止し、さらに、万一溶接不良があった場合にもこれを検出できるよう、溶接後に非破壊検査を実施し、また、保守管理について点検や定期的な検査を実施し、必要に応じて修繕や取替え等を行うことで、溶接部を含めて、設備の健全性に影響を与える劣化等がないことを継続的に確認していると主張する。

しかし、かかる主張は、設備施工の現実から離れた空論と言わなければならない。溶接管理においても保守管理においても間接的な診断手段をもって、100%正確に事態把握を行うことは不可能である。また、たとえ溶接の形状欠陥がなくても溶接残留応力が必ず存在し、それは実応力に影響するが、それを算定するような計算手法は現実的には行われていない。また、保守管理は経年劣化を把握することが目的であるが、「保守管理規程に則っているから完璧である」という議論は、非破壊検査という技術手法の実態を過大評価した誤りである。

以下、国内外の石油プラント、化学プラント、製鉄プラント等の設計、建設等に携わった技術者である筒井哲郎氏の意見書「溶接管理および保守管理の限界」（甲325）に基づき、詳述する。

2 非破壊検査の限界

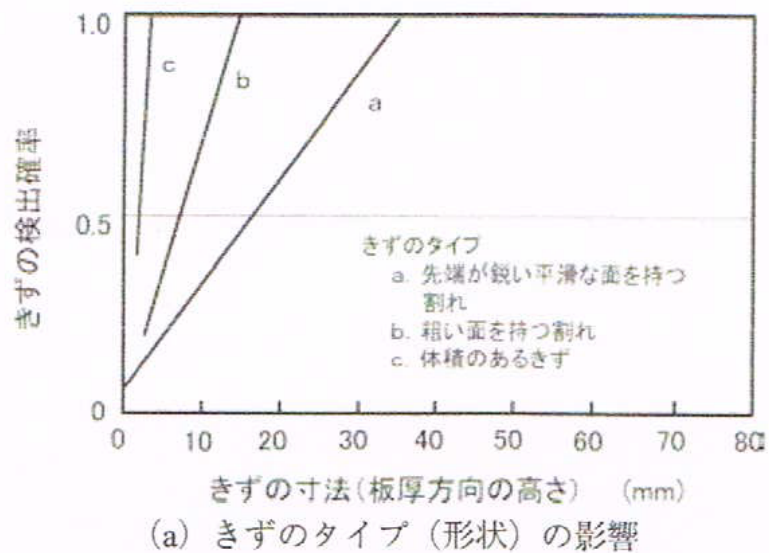
- (1) 溶接の品質管理および運転後の保守管理は非破壊検査という手法によって、欠陥の有無を検出する。

その手段には、目視試験、放射線透過試験、超音波探傷試験、過電流探傷試験、磁粉探傷試験、ひずみ測定、アコースティック・エミッション、浸透探傷試験、サーモグラフィ試験、近赤外分光法などがある。また、それぞれの試験を実施するには、熟練した試験技術の技量が必要であって、業界ではそれぞれの検査方法について検査員の技量試験を行い、6分野についてやさ

しい順にレベル1／レベル2／レベル3の資格認定が行われる。毎年春と秋の年2回の試験が実施され、合格率はおおむね50％／30％／20％程度となっている。また、当然ながら手法によって、検出限界がある。

これらの事実が意味するところは、非破壊試験には以下に示すような限界があるということである。

- (2) 検出限界はそれぞれの手法によって異なり、目的に従って最適のものを選ぶが、1例として、超音波探傷試験におけるきずのタイプ（形状）による検出確率への影響を下図に示す。検知できる寸法の下限があるのは当然であるし、それに加えてきずのタイプ（形状）によって検出確率が違ってくる。



超音波探傷試験におけるきずのタイプ（形状）と検出確率

このことは原発の非破壊検査の実例においても、つとに指摘されている。複数の原発において、従来の超音波探傷試験で測定した部位を切断して確認したところ、実測値が検査値を大幅に上回っていた。下図（左）に見るように、極端な場合には、実測値 12 mm の深さのきずを 2 mm と指示していたり、7 mm の深さの傷をまったく指示しなかったりということがあった。

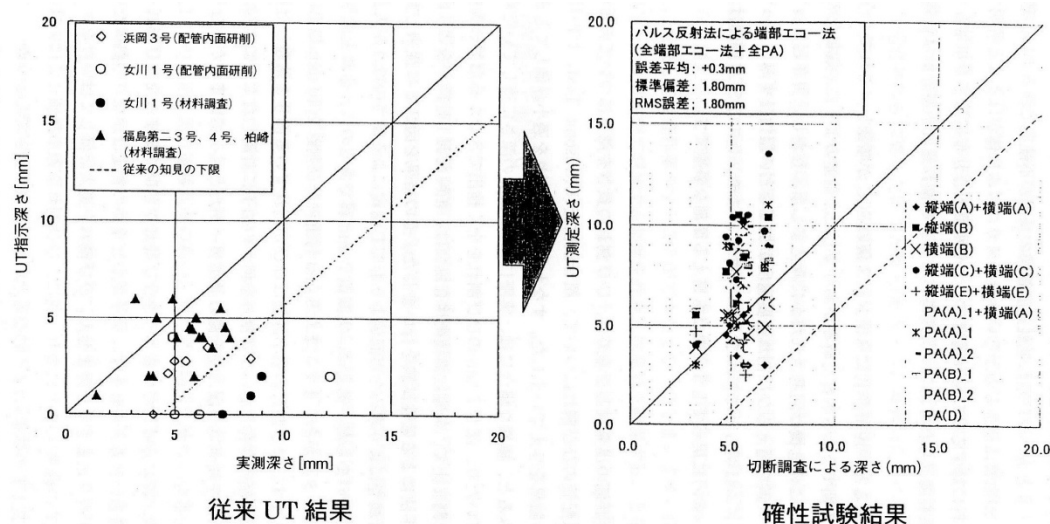


図 2.8 超音波検査によるひび割れ深さの結果^[14]

超音波検査によるひび割れ深さの試験結果

この事態を受けて、社団法人発電設備技術検査協会は、柏崎刈羽原発 1 号機から切り出した配管について「改良」超音波探傷試験を行った。その結果が上図（右）である。今度は実測値 7 mm のきずを 13.5 mm とか 11 mm とか指示したケースがある。報告書にはきずでないものをきずとして検出したケースもあることが記されている。これらはきずを見落としてはならないという意識が検査員に強く働いたためと思われる。（以上甲 3 2 3 「まるで原発などないかのように」 83～86 頁）

このように、非破壊検査は検出限界の存在に加えて、検査員の判断（主観）にも依存する誤差のきわめて大きい検査法であって、過大評価しては危険である。

- (3) 欠陥の発見は、人間の五感に依存した技量に頼っている。したがって、見落としや集中力の違いなど、人間の心理的な要素が混入する余地がある。日本規格協会発行の「金属疲労のおはなし」の著者である西島敏氏は、同書において次のように述べている。

非破壊検査で亀裂や欠陥を発見する精度は、ここにあるはずだから探せといわれたときと、場所を限らずに探せといわれたときでは、非常に違います。皆さんがボタンくらいの小さな落とし物をしたとき、机の下と分かっていたら、たぶん見つかるでしょう。でも、家の中のどこかで落としたとなると、見つけるのはすぐには無理かもしれません。非破壊検査にもそのようなところがあります。

- (4) 非破壊検査は、例えて言えば、医者が患者を健康診断するのに似ている。患者の肉体組織を破壊してまであくまで欠陥の有無を追及するのが目的ではなく、患者の組織を温存しながら欠陥の有無を検知しようとするものである。その場合には、構造形状によって測定機器が適切に設置できない箇所も少なくないし、欠陥の種類や性状によって測定精度が落ちる場合もある。また、実際の事故調査を行うと、破断個所は予め予想されなかったところで発生している例が多い。
- (5) 設備の検査は、施工直後と保守点検時という非連続なタイミングで行われ、しばしば年単位の間隔が開く。検査時に検知レベル以下であった欠陥が急速に進展する場合には有効な検知手段がない。人体に例えれば、急速に進展するガンの場合に似ている。

3 品質保証・保守管理不備の実例

現実問題として、製造時の品質管理や稼働以後の保守管理が完全であって、設計で想定された状態が完全に維持されるということは困難である。過去に下記のような管理のミスがあったという事実を想起する必要がある。

- (1) 美浜原発2号機蒸気発生器細管のギロチン破断事故

1991年2月9日、美浜原発2号機で蒸気発生器細管がギロチン破断するという事故が起こった。蒸気発生器は、加圧水型原子炉において、原子炉からの1次冷却水の熱を2次冷却水に移すための最重要機器であるが、しばしばトラブルを起こすので加圧水型原子炉のアキレス腱とも言われている。その薄い管壁（厚さ1.3～1.5mm）を通じて熱が1次冷却水から2次冷却水へ引き渡される。この細い管とそれを支える板との隙間に腐食した金属のカスがたまり固着したため、共振現象が起こり疲労によりギロチン破断を起こした。ギロチン破断とは、配管がすばっと二つに割れるような破断をいう。

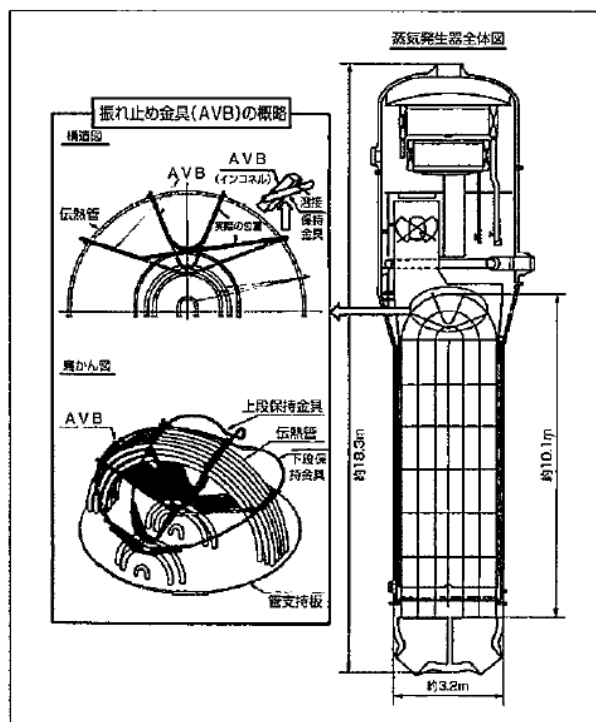


図2-2 美浜2号機蒸気発生器細管のギロチン破断
(関西電力資料より)

状況によっては、1次冷却水が失われ、炉心が空焚きになり、スリーマイル島原発事故と同じ炉心熔融事故を起こすところであった。蒸気発生器は、他の原発でも伝熱細管のつぶれや腐食カスの固着、応力腐食割れなどが多数発生しており、入口をふさいで使えない状態になった細管の割合が原発によっては10～20%に達している。そういう頻発する損傷の上にこの大きな

事故が発生した。

この美浜原発2号機の原因は、腐食と疲労だけでなく、振れ止め金具がきちんと挿入されていなかったことが重なった事故であることが判明している。(以上甲323「まるで原発などないかのように」76～78頁) この意味で、製造時の品質管理ミスが根本原因であると言える。

(2) 美浜原発3号機エロ・コロ事故

2004年8月9日、美浜原発3号機で配管が破裂、高温高圧水蒸気の直撃を受けた作業員4人が即死、7人が全員やけどの重傷を負い、うち1人が2週間後に死亡するという痛ましい事故が起こった。破裂した炭素鋼配管は、直径56cm、厚さ1mもある大きなものだが、破裂した箇所では厚さ1mm以下に薄くなっていた。

エロージョン・コロージョン（略して「エロ・コロ」という。）で配管が削られ、90気圧もの大気圧に耐えられず破裂したのである。破裂箇所の手前にはオリフィスがあって流れが狭められていた。オリフィスというのは流れを狭めて圧力の差を測り、流速を調べる装置である。流れを狭められた水はその下流で乱れ、渦や気泡ができて配管を削り取る。それが侵食（エロージョン）である。表面が腐食（コロージョン）されているとそれが起こりやすい。このエロージョンとコロージョンが繰り返し起こって配管の減肉（管が薄くなる）が進む。

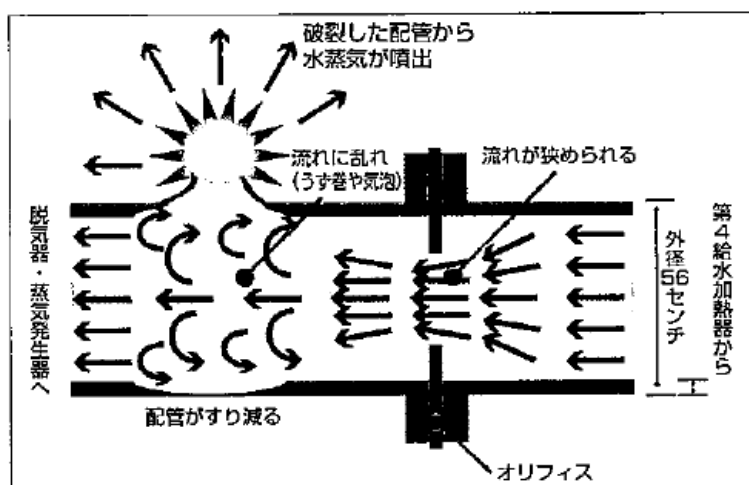


図 2-1 エロージョン・コロージョンのメカニズム

この美浜原発 3 号機の事故の原因は、破裂箇所の検査が行われていなかったことにある。管理箇所のリストから漏れていて、運転開始以来 30 年近く肉厚の検査がされていなかった。管理体制の不十分さと一口に言うが、見落としの事実は完璧に管理することの大変さをも示している。甲 3 2 3 「まるで原発などないかのように」 72～75 頁)

4 小括

以上のとおり、非破壊検査には限界があること、品質保証・保守管理不備による事故が実際に起こっていることなどからすれば、溶接や保守管理の不備を要因とする事故発生の危険性を排除することはできないことは明らかである。

以上