

玄海原子力発電所4号機再稼働差止仮処分命令申立書

2016年10月26日

佐賀地方裁判所 御中

債権者石丸ハツミ、外145名代理人

弁 護 士 冠 木 克 彦

弁 護 士 武 村 二 三 夫

弁 護 士 大 橋 さ ゆ り

復代理人

弁 護 士 谷 次 郎

債 権 者 の 表 示 別紙債権者目録記載のとおり

〒530-0047 大阪市北区西天満4丁目9番13号 パークビル中之島501号

冠木克彦法律事務所（送達場所）

債権者ら代理人弁護士 冠 木 克 彦

電 話 06-6315-1517

F A X 06-6315-7266

〒530-0047 大阪市北区西天満2丁目8番5号 西天満大治ビル2階

武村法律事務所

債権者ら代理人弁護士 武 村 二 三 夫

電 話 06-6365-1565

F A X 06-6365-1562

〒541-0041 大阪府中央区北浜2丁目1番3号 北浜清友会館ビル9階

大阪ふたば法律事務所

債権者ら代理人弁護士 大 橋 さ ゆ り

電 話 06-6205-9090

F A X 06-6205-9091

〒530-0047 大阪府北区西天満4丁目9番13号 パークビル中之島501号

冠木克彦法律事務所

弁護士冠木克彦復代理人弁護士 谷 次 郎

電 話 06-6315-1517

F A X 06-6315-7266

〒810-0004 福岡府中央区渡辺通二丁目1番82号

債 務 者 九 州 電 力 株 式 会 社

上記代表者代表取締役 瓜 生 道 明

玄海原子力発電所4号機再稼働差止仮処分命令申立事件

申 立 の 趣 旨

- 1 債務者は、玄海原子力発電所4号機を再稼働させてはならない。
 - 2 申立費用は債務者の負担とする。
- との裁判を求める。

申立の理由

第1 はじめに

1 先行する仮処分申立事件

債務者が佐賀県松浦郡玄海町に設置している九州電力原子力発電所3号機に対する運転差止仮処分申立事件（平成23年(ヨ)第21号事件）はすでに御庁に係属して審理が進められている。

同発電所4号機は、上記3号機と形式は同一であり運転性能等基本的な発電所の機能は同一であるので、同発電所の運転差止請求の理由も上記平成23年(ヨ)第21号事件と同一として本申立を行い、いずれ、併合審査を求める予定である。

2 新しい安全審査基準

(1) 2011年（平成23）3月11日東日本をおそった地震及びこれに引き続く津波によって、東京電力福島第一原子力発電所1号機から3号機は、压力容器内の燃料棒が溶けて崩れ落ちるメルトダウンに至った。国際的な原子力事故の評価尺度で最悪の「レベル7」と評価されたこの福島事故により、当時安全性を担保するとされた安全基準等に重大な欠陥があることが反省され、新たに設置された原子力規制庁のもと、原子力規制委員会が安全性を審査し規制する安全審査基準が定められた。

(2) 改正された「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」（以下、原子炉等規制法という）は、発電用原子炉の設置、運転等に関する規制において、その設置の許可は「発電用原子炉を設置しようとする者は、政令で定めるところにより、原子力規制委員会の許可を受けなければならない」（第43条の3の五第1項）と定め、その許可の基準を同法第43条の3の六で定めている。この中で特に安全性に直結する基準は、同条1項四号「発電用原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」の定めに従い、2013年（平成25）7

月 8 日より施行された「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準を定める規則」（以下、設置許可基準規則という）及び実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下技術基準規則という）とが具体的な安全基準の根幹を定めている。設置許可基準規則の第三条、第四条に規定している耐震性に関して、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（以下、耐震審査ガイドという）が定められている。

また、配管の安全性については、「技術基準規則」が前記のように 2013 年（平 25）6 月 28 日に定められ、同年 7 月 8 日より施行された後、2016 年（平 28）1 月 12 日に最終改正されている。

（3）本件仮処分は、玄海 4 号機について、その耐震安全基準（基準規則第 4 条）に違反してその安全性が証明されていないこと、及び、配管の安全性を定めた基準（技術基準規則第 18 条、第 19 条）に違反してその安全性が証明されていないことをもって、重大事故発生から住民の生命身体財産等を保全するために提起するものである。

第 2 玄海 4 号機は耐震安全基準を満たしていない。

1 問題点の所在

（1）地震国日本における原子力発電所（以下、原発という）の安全性における最重要課題は地震に対する原発の安全性が保持され、周辺環境に放射能が漏れ出さないように保全することである。

（2）現に、設置許可基準規則においても、その定める基準の最初に設計基準対象施設（設計基準事故の発生を防止又はこれら拡大を防止する施設。設計基準事故とは発電用原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの。）の地盤が地震に対して同施設を「十分支持できる」地盤に設けなければならない等を定め（第 3 条）次に、地震による施設の損傷の防止を次のとおり定めている（第 4 条）。

「1 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなけ

ればならない。

2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。

3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。

4 略

(3) ところが、本件における問題の焦点は、上記設置許可基準規則第4条3項の耐震重要施設（設計基準対象施設のうちSクラスとして指定される施設）についての「基準地震動」を算出する方式の選択を債務者が誤っているために「基準地震動」の評価が過小評価となり、したがって、同規則同条同項の要件を満たしていないことにある。

以下論ずる。

2 基準地震動の過小評価

(1) 債務者の玄海3、4号機に関する適合性審査において、債務者は、津波評価にあたっては津波を起こす地震動評価に「武村式」¹を適用していながら、耐震重要施設の安全性にかかる基準地震動の設定に当たっては「入倉・三宅式」²という別の方法を適用するという二重基準をとっており、その結果として、基準地震動について大幅な過小評価をしている。もし、基準地震動の設定にあたり津波の場合と同様に「武村式」を適用すれば、基準地震動は現行の約4.7倍となり、機器・

¹ 武村雅之氏が1998年に、実際に起こった地震動とそれを起こした断層を分析して導いた評価結果（甲43）で、断層長さから地震モーメントを導く式（下記 Fig. 1 内に記述）と、断層面積から地震モーメントを導く式（下記 Fig. 3 内に記述）がある。とりわけ、地震モーメントが一定以上の場合は、これまでの評価が過小評価であったことを如実に示している。

² 断層面積から地震モーメントを導く式は、地震モーメントが一定値以上の場合は甲46の(12)式で、そうでない場合は(11)式で示されている。これまで、いわゆる入倉レシピとして一般に認められてきて、債務者の断層モデル評価でも用いられているが、武村式に照らすと、入倉・三宅式では相当な過小評価になることが明らかになった。

施設の耐震安全性は全く成り立たないことが明らかである。以下詳細に論じる。

(2) 債務者は基準地震動の評価に「入倉・三宅式」を採用している。

債務者は、2013年8月21日の原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合に提出した津波評価にあたっての津波を起こす地震動評価にかかる資料である、資料2-2の13頁にある点線囲いの地震規模算出方法において、武村(1998)によって断層長さLからモーメントマグニチュードMwを導き、kanamori(1977)によってMwを地震モーメントM₀に変換する方式をとることを記述している(甲42)。これら2つの式を用いて断層長さLから地震モーメントM₀を直接導く式を求めると、それは武村論文(1998)のFig. 1の中に書かれている上側の式と一致する(甲43)。この上側の式は、 $M_0 \geq M_0 t$ ($M_0 t = 7.5 \times 10^{25}$ (dyne·cm)) の場合に適用される式、つまり地震規模が大きい場合の式である。

ところが同じ債務者が耐震重要施設の安全性評価にあたり、

基準地震動を評価する場合は、武村式ではなく入倉・三宅式を用いていることが次のようにして分かる。まず、2013(平成25)年7月23日当時は基準地震動はこれまでどおり加速度が540ガルであるとしている(甲44、6頁)。この基準地震動は、主に城山南断層及び竹木場断層の評価に基づいて導かれている(甲45、25頁)。その断層評価をまとめ、入倉・三宅式を用いた計算結果と比較すると次表のようになり、債務者の結果は入倉・三宅式で計算した結果とよく一致している(入倉・三宅式は甲46、(12)式)。この結果、債務者は地震モーメントM₀を入倉・三宅式によって計算していることが明らかになった。

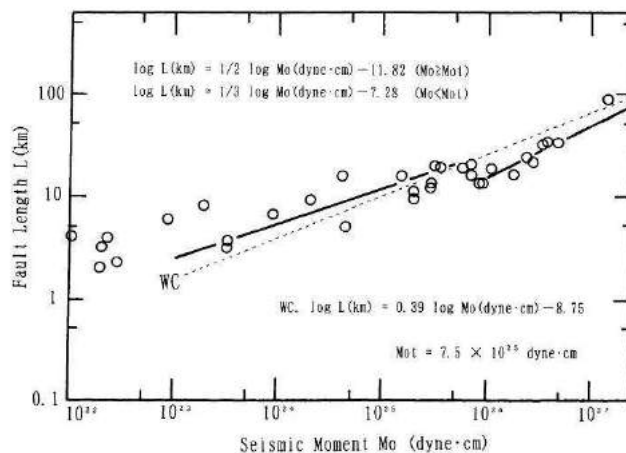


Fig. 1. Relation between fault length L (km) and seismic moment M₀ (dyne·cm). Solid lines indicate the best-fit relation. WC (dotted line) shows the relation by WELLS and COPPERSMITH (1994).

九州電力の評価（基本ケース）					式による計算値	
断層	断層長さ L(km)	断層幅 W(km)	面積 S=LW	M ₀ (N・m)	入倉式	武村式
城山南	19.5	17.0	331.5	6.11E18	6.11E18	2.89E19
竹木場	17.0	17.0	289.0	4.67E18	4.64E18	2.20E19

注：例えば 6.11E18 は 6.11×10^{18} を表す。

この表にある一番右欄の武村式とは、武村の式（1988）によって同じ断層面積の場合に M₀ を計算した結果であり、入倉・三宅式の結果（または債務

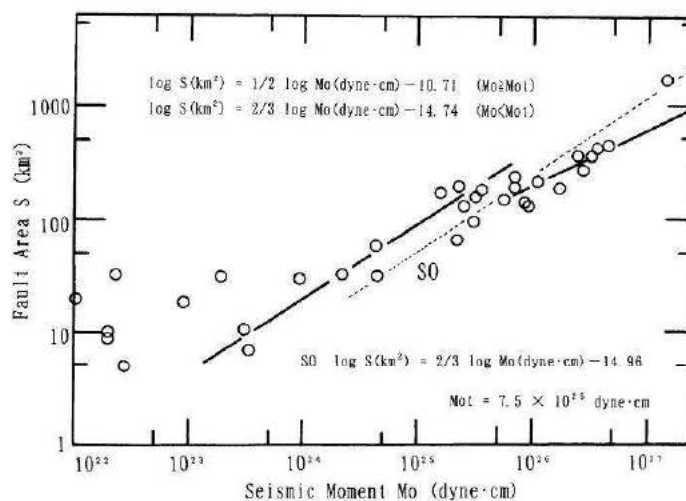
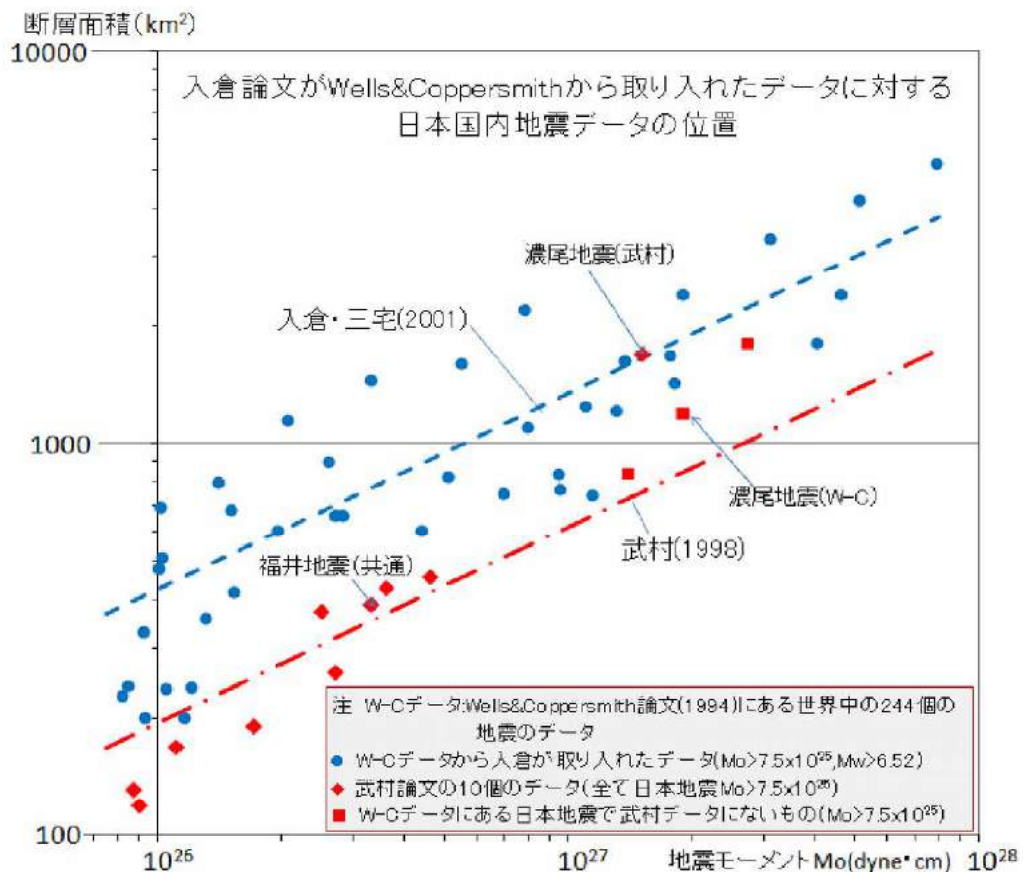
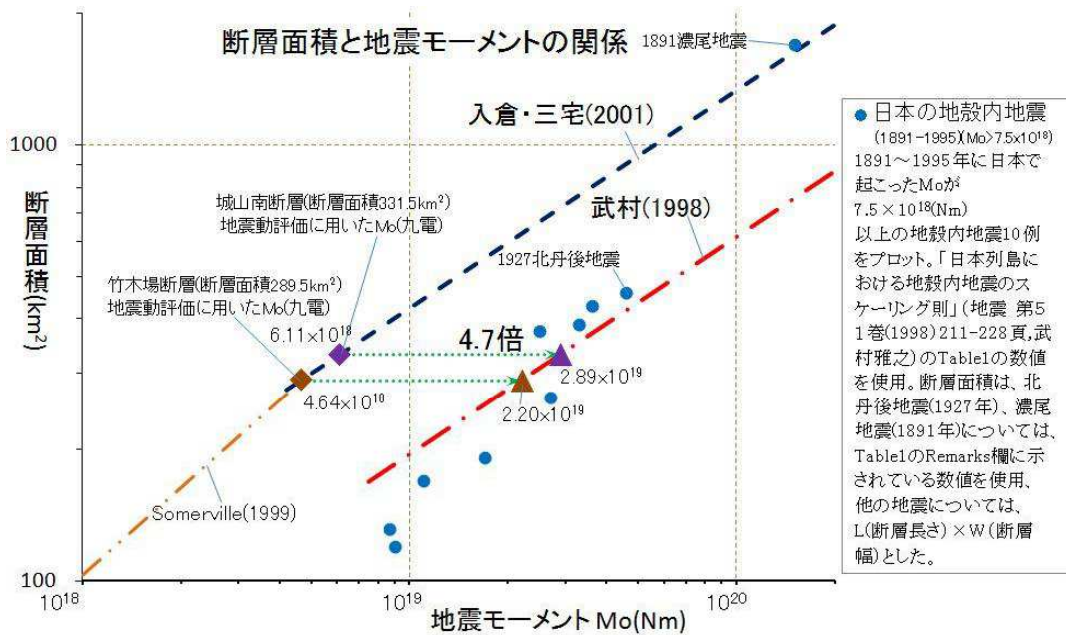


Fig. 3. Relation between fault area S (km^2) and seismic moment M_0 (dyne·cm). Solid lines indicate the relation obtained in the present study. The relation obtained by SOMERVILLE *et al.* (1993) is shown by the dotted line (SO).

者の計算結果) の約 4.7 倍になっている。この武村の式は、次図 Fig. 1 が掲載されているのと同じ論文の Fig. 3 の中に書かれていて、やはり、 $M_0 \geq M_{0t}$ の場合に断層面積 S から地震モーメント M_0 を算出する式である。それが示す値は右図 (Fig. 3) の右側の線で示されており、地震規模が大きい日本国内の 10 個の地殻内地震の事実に合うように求められている。

入倉・三宅式と武村式の関係については次図を参照されたい。



(3) 武村式を用いるべき根拠

耐震重要施設の基準地震動の評価は、津波の場合と同様に武村式を用いて評価するべきである。

武村式を用いるべき理由は、けっして二重基準の安全側を採用せよというだけでなく、次に述べるような明確な根拠に基づいている。

上図で、縦軸は断層面積を表し、横軸は地震モーメントを表している。入倉・三宅式（甲47）は青い点線に対応し、武村式（甲43）は赤い破線に対応している。入倉・三宅式は約40個の青丸点で表されるデータの平均値として導かれているが、そのデータは世界中の強振動から集めたもので日本の地震は福井地震しか含まれていない。それに対し、武村式は10個の赤いダイヤ印データの平均値になっているが、それらデータはすべて日本国内だけから集められたものである。上図で赤いダイヤ印の点は、ばらついている青丸点集団の右手方向、すなわち同じ断層面積でも大きい地震モーメントを与える位置に存在していることが確認できる。

すなわち、日本の地震は世界的に見たばらつきの中で最も厳しい地震動を起こす位置にあり、それを反映した武村式はそのような日本地震の地域的特性を表していると言えるのである。

3 武村式で基準地震動を評価すれば、本件原子炉の耐震重要施設の耐震安全性は成り立たない

次に、債務者は、主に上記の2つの断層評価に基づいて基準地震動の加速度を540ガルに設定しているのであるが、その加速度は断層面積 S が与えられたとき基本的に短周期では地震モーメント M_0 に比例する。それゆえ、7頁の図では、武村式を適用して地震モーメント M_0 が現行の4.7倍になれば、地震動加速度も約4.7倍になる。そうすると、それら加速度に基づいて設定した基準地震動も4.7倍になると考えるべきである。

従前の540ガルでの本件原子炉の機器・設備の耐震安全性評価は、たとえば甲48の2、2頁の表で示されている。その中から重要な機器を選び、それらの発生値が武村式によって4.7倍になった数値を各発生値欄の（ ）内に書き込み、さらに、その場合の（武村式による）発生値が評価基準値の何倍になるかの数値を一番右欄に書き込むと次表のようになる。

[安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価結果（単位：MPa）]

設備	評価部位	発生値		評価基準値	武村式値／評価基準値
		3号機	4号機		
蒸気発生器	給水入口管台	276 (1297)	276 (1297)	474	2.7
一次冷却材管	加圧器サージ管台	167 (785)	167 (785)	378	2.1
余熱除去設備配管	配管	93 (437)	102 (479)	342	1.3~1.4
原子炉容器	出口管台	257 (1208)	257 (1208)	420	2.9

（注：甲48の2、2頁の表より抜粋し、武村式による数値を加筆）

各機器・設備が基準地震動 S_s の何倍まで耐えられるかの評価は全体的に玄海原子力発電所3号機の総合評価（ストレステスト）の中で行われており（甲49の1）、次の2つの表で示されている（甲49の2、25及び30頁）。

これらに関する機器ごとの詳しい評価は、添付資料5-1で表にして示されている（甲49の3、添付資料5-1-6及び5-1-17）。

表5-1-1 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧

起因事象	設備	裕度 (S_s)
主給水喪失	工学的判断 ※	1.0 未満
外部電源喪失	工学的判断 ※	1.0 未満
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.81
炉心損傷直結	原子炉建屋 等	2
2次冷却系の破断	主蒸気ライン配管	2.04
小破断 LOCA	1次冷却材圧力バウンダリ接続小口径配管	2.06
中破断 LOCA	1次冷却材圧力バウンダリ接続中口径配管	2.06
大破断 LOCA	加圧器（サージ用管台）	2.19
格納容器バイパス	蒸気発生器（内部構造物）	2.21

※ 基準地震動以上の場合、主給水ポンプ、碍子等の設備が必ず損傷に至ると推定する。

表5-1-2 各起因事象の対象設備及び耐震裕度一覧

起因事象	設備	裕度 (S_s)
外部電源喪失	工学的判断 ※	1.0 未満
SFP冷却機能喪失	海水ポンプ	1.81
補機冷却水の喪失	海水ポンプ	1.81
SFP損傷	使用済燃料ピット	2

※ 基準地震動以上の場合、碍子等の設備が必ず損傷に至ると推定する。

これらの評価結果は次のことを意味している。武村式による評価で地震加速度が基準地震動 S_s の 4.7 倍になったとすると、上の 2 つの表で示された裕度をはるかに超えてしまい、最左欄にある起因事象が発生しうることになる。例えば、1 次冷却水系管が破断し大 L O C A (冷却材喪失事故、Loss of Coolant Accident) が発生する。それでも緊急炉心冷却系 (E C C S) は働かないので炉心溶融が起こり、溶融炉心 (燃料部) が原子炉容器の底を突き抜けて格納容器内に落下する。格納容器内を冷やして圧力を下げるための系統も働かないので格納容器が破損して放射能は大気中に大量に放出される。海水による冷却系も働かず、使用済燃料ピットの冷却系統も働かないため、使用済燃料被覆管のジルコニウムが酸化し、大規模な火災が発生して使用済燃料内の放射能が大気中に放出される。外部電源も非常用電源も働かない (これらの評価については甲 4 9 の 3、添付資料 5 - 1 - 6、5 - 1 - 1 7 参照)。まさに、福島第一原発事故をはるかに超える過酷事故が発生しうるのである。

実際に玄海原発のごく近くにある城山南断層や竹木場断層が動くと、このような地震動が玄海原子力発電所 3 号機及び 4 号機を襲い、過酷事故の発生が不可避となるのである。

総合評価では地震に関するまとめとして、クリフエッジ (「地震によって燃料が損傷する最小の耐震裕度」 [甲 4 9 の 2、2 2 頁]) の評価をしている (甲 4 9 の 2、3 2 頁)。すなわちクリフエッジは、原子炉にある燃料については 1. 8 3 S_s であり、使用済燃料ピットにある燃料に対しては 2. 0 S_s であると特定し、プラント全体については 1. 8 3 S_s であると特定している。

武村式による 4.7 S_s は、プラントがクリフエッジ (崖っぷち) をはるかに超えて、破局の谷底に転落することを示しているのである。

4 基準地震動評価値に関する結論

前記の通り、耐震重要施設にあっては、基準地震動を適切に設定した上で、基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計されていなければならないことが設置許可基準規則 4 条 3 項によって求められ

ている。

しかし、玄海原子力発電所3号機においては、以上の通り基準地震動の評価が不相当であって基準地震動の評価値が過小評価になっているため、設置許可基準規則4条3項に適合していない。

それゆえ、玄海原子力発電所3号機の稼働は認められない。加えて、以下に述べる「経験式のばらつき」を考慮すれば、玄海3号機は耐震基準を満たしていないことは明らかである。

5 「経験式のばらつき」を考慮すること

(1) 債権者らは、基準地震動を「入倉・三宅式」で評価するのは過小評価であり、同じ断層面積に対し4.7倍の地震モーメント（地震規模）を与える「武村式」を用いて地震動を評価しなおすべきだと主張した。「武村式」は、「入倉・三宅式」データのばらつきの最外縁に位置していること、「入倉・三宅式」が世界中の地震データの平均であるのに対し、「武村式」は日本の地震の特性を表していると考えられることを指摘した。

一方、「入倉・三宅式」にせよ「武村式」にせよ、これらは過去の地震動のデータから導かれた経験式である。そして、経験式は過去の地震の平均像を基礎とするものである。

この、経験式が平均像としての性格をもつことについては、「基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド」（甲50、以下「審査ガイド」という）の3.2.3項で指摘されており、評価においてばらつきを考慮すべきであるとの指示がなされている。この経験式のばらつきに関する審査ガイドの指示は、審査ガイドの3.3.3項でいう「震源モデルの不確かさ」とは別の概念であり、これまでの地震動評価において完全に無視されてきた。

この、経験式の平均像としての性格については、関西電力高浜原発の運転差止を求める仮処分事件の決定（福井地裁2015年4月14日決定）でも次のように批判されている。

「本件原発においても地震の平均像を基礎としてそれに修正を加えることで基準地震動を導き出していることが認められる。万一の事故に備えなければならない原子力発電所の基準地震動を地震の平均像を基に策定することに合理性は見出し難いから、基準地震動はその実績のみならず理論面でも信頼性を失っていることになる」。

以下では、①「入倉・三宅式」がデータの平均像であることを確認し、そのばらつきの様相を概観する。②「入倉・三宅式」のばらつきと「武村式」の位置を確認し、「入倉・三宅式」のばらつきを考慮することにより、「武村式」（ばらつきを考慮しないもの）を採用するのとほぼ同じ結果になることを主張する。さらに、③「武村式」のもつ独自の意義について確認した上で、「武村式」を採用した上で審査ガイドに従ってそのばらつきを考慮すれば、地震モーメントはばらつきを考慮しない「入倉・三宅式」に比べて約11.5倍になることを示す。

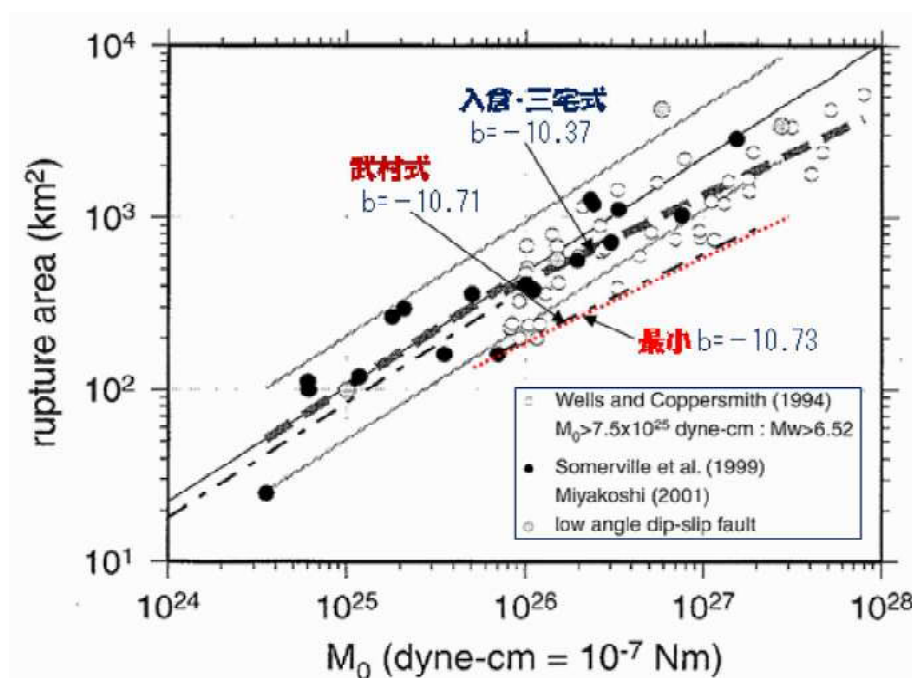
(2) 平均像としての基準地震動

玄海3号機の基準地震動の評価では、「入倉・三宅式」を用いて地震モーメント（地震規模）を算出している。前記福井地裁決定がいう「平均像」とは直接には、下図の断層面積—地震モーメント（地震規模）の関係が示すように、「入倉・三宅式」が3種類の点が示す世界中の地震データセット（データ集合）の平均の位置にあることを指している（データ点集団から最小二乗法または平均操作で導かれる）。下図は入倉・三宅（2001）の図7であるが、それに説明と最も下にある点を通る点線を加筆した。

ここで、「入倉・三宅式」はデータセットから回帰によって得られたと入倉・三宅（2001）図7の説明に書かれている。回帰による、とは最小二乗法を適用して求めたことであるが、傾きが $1/2$ に固定されている場合、単に次の平均操作で求めることができる。すなわち、

$y = \log S$ 、 $x = \log M_0$ と書くと、「入倉・三宅式」は $y = ax + b$ という直線の形をしていて、傾き $a = 1/2$ に固定されている。

切片 $b = 1 \log S - 1 / 2 \log M_0$ に各点のデータ (M_0 , S) を代入して各点に対応する b を計算し、それらの算術平均を求めれば、「入倉・三宅式」の b が求まる。「入倉・三宅式」では $b = -10.37$ となり、同様に下図中の「武村式」では、 $b = -10.71$ となる。また、下図中の最も下部に位置する点を通る傾き $1/2$ の式の切片は $b = -10.73$ となる。



入倉・三宅(2001)図7に点線等を加筆

(3) 審査ガイドがばらつきを考慮するよう指示していること

この平均については原子力規制委員会の審査ガイド自体（甲50）が3.2.3(2)で、

「経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある」

と認めている。その場合、上図の点のばらつきに応じた地震モーメントの分布を考慮し、安全のために少なくとも測定された最小の b に対応する地震モーメントをとる必要がある。

なお、この審査ガイドでは別に「3. 3. 3 不確かさの考慮」で断層モデルに関する各種パラメータの不確かさを考慮するよう指示している。それは、前記福井地決が「地震の平均像を基礎としてそれに修正を加えることで基準地震動を導き出している」という「修正を加えること」に相当している。ここで肝心なのは「経験式が有するばらつき」を考慮することであるが、これは本件玄海原発を含め高浜原発や大飯原発の地震動評価ではまったく考慮されていない。

(4) 「入倉・三宅式」のばらつきと「武村式」の位置関係

前記のように、審査ガイドに基づいて経験式のばらつきを測定点の範囲で最大限考慮すれば、地震モーメントの最大値は前図の最下の点を通る式で与えられ、 $b = -10.73$ となる。この式は「武村式」よりわずかに下の位置にくる程度であり、「入倉・三宅式」においてばらつきを考慮するということは、事実上、武村式を採用することとほぼ同じ結果になる。

(5) 「武村式」の独自の意義、および「武村式」においてばらつきを考慮した場合

上記に加え、「武村式」には独自の意義も存在する。「入倉・三宅式」が世界の地震の平均像であるのに対し、「武村式」は日本の地震だけの平均値である（元は断層長さから導かれたが、面積から直接導いても同等の式となる）。さらに、基準津波評価では、日本土木学会の指示により「武村式」が現に用いられている。このような点からも、「武村式」を用いて地震モーメントを導くことは適切な措置であるといえることができる。

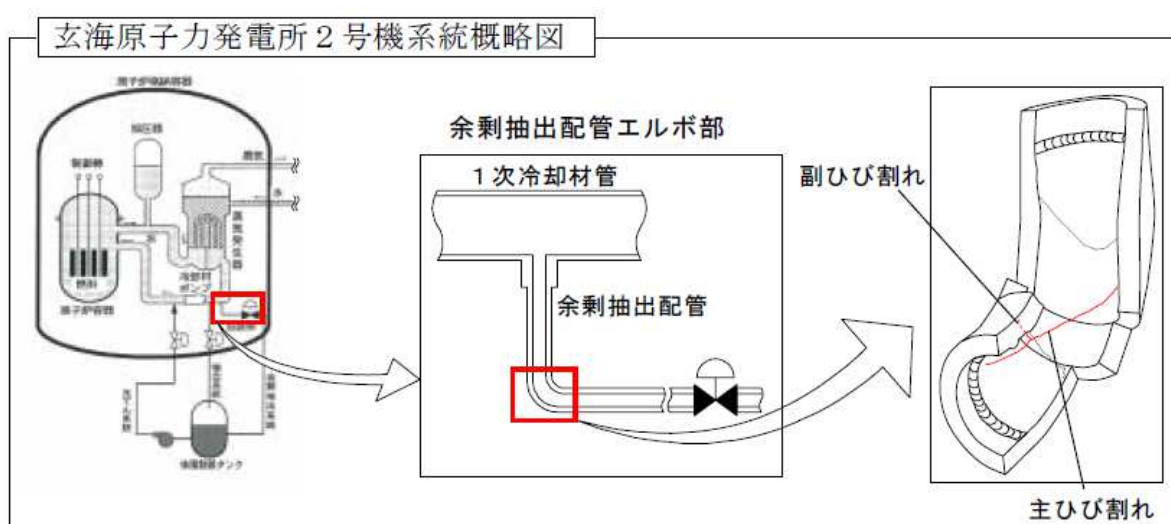
6 小結

以上、玄海4号機の耐震性が安全基準を満たしているかについて、まず、基準地震動の設定において過小評価がなされており、到底安全性を満たしていないことが明らかであること、加えて、「経験式におけるばらつきを考慮」すればより一層安全性を満たしていないことが明らかであり、稼動は認められない。

第3 経年劣化による各配管が破損しないという安全性は証明されていない。

1 玄海2号機の余剰抽出配管のひび割れの確認

(1) 2007年2月16日の債務者及び原子力安全保安院の発表によれば、玄海2号機の余剰抽出配管に技術基準の計算必要厚さを大きく割り込むような深いひび割れが入っている(甲28の1)。余剰抽出配管は内径約4.3cmの小口径配管で、下図で示されているように1次冷却材管に接続されており弁はひび割れより下流にある(甲28の2、参考資料)。もし、地震等でひび割れが拡大し破断に至れば、1次冷却材が流出する事故、すなわち小(破断)LOCAとなる。



2007.2.16 原子力安全保安院 ニュースリリース

(2) 玄海2号機で発生した余剰抽出配管のひび割れの問題が深刻であるのは、技術基準を割込む深い傷が発生しても長期にわたって発見されなかったことであり(甲28の3)、したがって、たまたま発見された本件のひび割れについて、取りかえによって改修したとしても、他の、定期検査の対象となっていない中小配管において、同程度の技術基準を割込む深い傷が存在している可能性がある。

債務者において、この可能性を否定する立証はなされていないし、他の原発、例えば、関西電力大飯3号機では原子炉容器出口管台溶接部における深い傷が発見されたという事実(甲36)からも、一般的に配管やプラントの板厚の傷の管理は杜撰であることが示されており、本件玄海3号機においても隠された配管に

おける「傷」がありうることは否定しがたい。

2 ひび割れによる地震時の配管破断

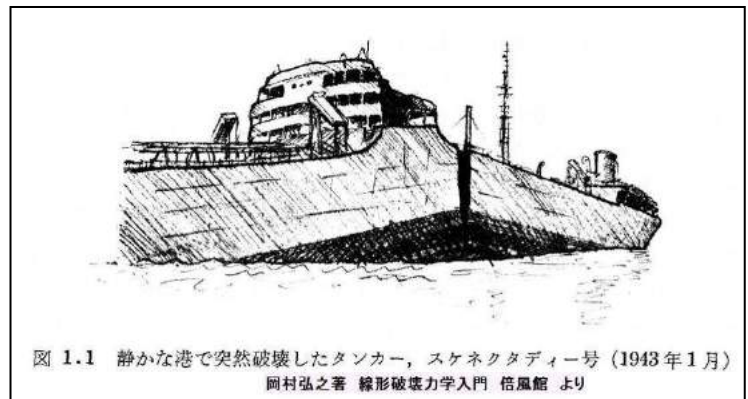
(1) ひび割れ先端に応力が集中

日常生活でも経験するように、何か物を引き裂こうとする場合、わずかな切れ目でも入ると難なく裂けることがわかる。

このように、ひび割れがあるとひび割れ先端に応力が集中する効果が生じる。

下図は、脆性破壊であるが応力集中によって巨大な船が小さな波でも真っ二つに割れたという事実を示している（甲37、2～3頁）。債務者は、準備書面5の3

頁において、「本件原子力発電所周辺で発生することが予測される地震・津波に対しても十分な安全性を確保している。すなわち、債務者は、基準地震動規模の地震動によって配管を含む各設備に加わる応力



を算出し、配管を含む各設備がその応力に耐えることができることを確認している」と述べている。実際には、配管の耐震解析では主給水管を除いて劣化は想定されず新品同然として扱われている。実際にひび割れがある場合にその影響がどうなるかが問題になる。

(2) 技術基準を割込む「ひび割れ」があれば耐震安全性は保証されない。

余剰抽出配管は内径4.3cmの小口径配管である。2011年12月14日の玄海2号機に関する総合評価・添付資料5-1-6(2/15)によれば、「1次冷却材圧力バウンダリ接続小口径配管」に関する耐震裕度評価結果では、評価値が78MPaに対して許容値が339MPaなので裕度(許容値/評価値)は4.34あるとされている(甲38、2頁)。この評価値は基準地震動による最大加速度が540ガルの場合なので、現在債務者が想定している620ガルの場合は(甲39、263頁)、それに応じて評価値をある程度高めることになり、それだけ裕

度が下がることになる。

今回玄海2号機で起こったひび割れの場合、ひび割れの深さは約8.1mmで、配管残厚が約1.5mmとなり、技術基準で定める計算必要厚さ約4.5mmを大きく割り込んでいた(甲28の1)。このような場合、ひび割れ先端に応力集中が起こり、先端応力は「応力集中係数」 $\alpha = 1 + 2\sqrt{(a/\rho)}$ 倍に拡大される(ただし、 a は傷の深さ、 ρ は傷先端の曲率半径[およそ先端傷幅の半分]) (甲40、7頁)。 ρ は限りなく小さい場合を考えることができ、こうして「負荷引張応力 σ 一定のもとでいったん欠陥先端にき裂が生じれば、き裂先端では常に式(1.11)が満足され、次々に原子面の分離が生じることになる。このようにしてき裂がその寸法を増加し続ければ、結局は固体全体は2つに分離してしまう」ことになる(甲40、8頁)。この危険性は「応力拡大係数」によって考察されている。

主給水配管では技術基準までのき裂を仮定して耐震安全性を確かめている。それ以上に深いき裂が生じた場合は、耐震安全性が保証されないと考えるべきである。計算必要厚さの1/3しかない厚さでは、基準地震動規模の地震動であっても応力集中によって配管は破断に至る危険性があったことは明らかである。

3 地震により余剰抽出配管が破断した場合の事故の様相

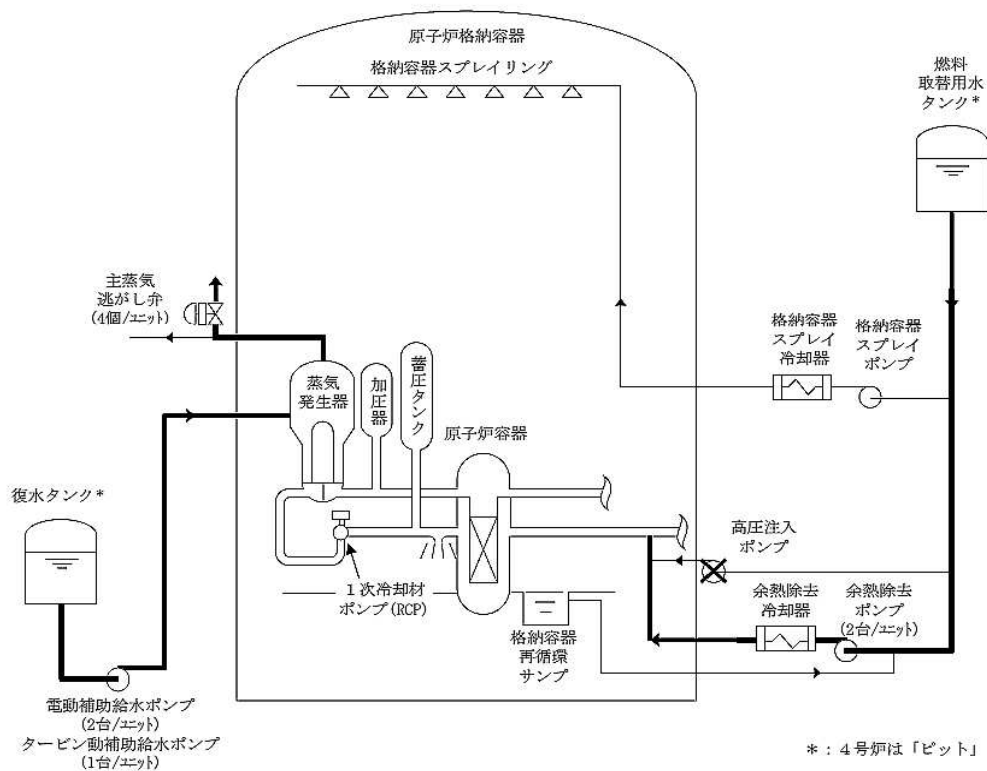
(1) 小LOCAに対する債務者の対応

余剰抽出配管は1次冷却材配管に接続されており、弁はひび割れより下流側にあるので、この小口径配管が破断すると1次冷却材流出事故(小LOCA)となる。このような場合は、債務者が玄海3号炉について新規制基準適合性審査のために2013年8月29日に原子力規制委員会に提出した資料1-1の資料-8にシナリオが記載されているので、これに沿って検討する(甲35)。この解析では1次冷却材管の低温側に口径10cmや5cm等の孔が開いた場合が想定されている。この想定は、口径の違いを除けば余剰抽出配管からの流出と基本的に変わりはない。

その事故経過は8-3頁に書かれており、その途中に「補助給水ポンプ自動起動・補助給水流量確立の確認」があることが注目される。他にも蒸気発生器伝熱

管破損事故や余熱除去系からの漏えい事故など、小（破断）LOCA類似の事故では必ず2次側の補助給水系統が働くことになっている。この事故シナリオでは、制御棒は下りており、タービンも自動トリップして主給水系統—蒸気発生器による原子炉の冷却は停止している。そのため、補助給水系統からの水を蒸気発生器を通して主蒸気逃し弁から大気中に蒸気として放出するという経路を働かせて原子炉を冷却するのである（次図）。

2. 重大事故等対策概要図（短期対策）



第1図 重大事故等対策概要図（短期対策）

2013年8月29日新規規制基準適合性審査会合 資料1-1、資料-8、8-4頁

(2) 炉心溶融に至る可能性

補助給水には、電動補助給水が2系統とタービン動補助給水が1系統存在している。今は地震が来た場合を想定しているので、もし地震動によってこれら系統の配管が破損すれば、補助給水—蒸気発生器による1次冷却材・原子炉の冷却ができないので、小（破断）LOCA事故は収束するとは限らず、崩壊熱によって炉心溶融に至る可能性がきわめて高くなる。

4 燃料溶融以後の機序

(1) 燃料溶融による原子炉容器及び原子炉格納容器の破損

燃料溶融がおきると原子炉容器の下部に溶融燃料がたまり、原子炉容器の底を破損し、さらに外側の原子炉格納容器のコンクリート製底部を破損するおそれがある。原子炉格納容器が破損すれば大量の放射性物質が原子炉施設外に流出することになる。

設置許可基準規則 37 条 2 項は、重大事故(燃料の著しい損傷)が起きた場合、原子炉格納容器の破損防止を求める。「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」では【要求事項】として「発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な手順などが適切に整備されているか、または整備される方針が適切に示されていること」とし、この解釈は、「溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延または防止するため、原子炉（圧力）容器へ注水する手順等を整備すること」としている。すなわち設置許可基準規則 37 条 2 項は、溶融炉心が、まず原子炉(圧力)容器を破損し、さらにその外側にある原子炉格納容器を破損することになるおそれがあることから、原子炉格納容器の破損を防止するため、まず原子炉(圧力)容器の冷却を求めているのである。

同規則 55 条は、「発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損…に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を設けなければならない」としている。これは炉心溶融から原子炉格納容器破損に至った場合、放射性物質が施設外に拡散することを想定しているからである。

しかし、実際に債務者が想定している対策は、炉心溶融が始まると炉心に注入していた冷却水を、原子炉容器の下にある原子炉格納容器下部キャビティに水を溜めるように切り替え、炉心は溶けるに任せている。炉心溶融は燃料の著しい損

傷であり、重大事故である。すなわち債務者の想定している対策は、重大事故の場合、原子炉（圧力）容器内の炉心の冷却によって原子炉格納容器の破損防止を求める設置許可基準規則 37 条 2 項に違反している。これでは炉心溶融の際原子炉格納容器の破損防止ができるかどうかはなはだ心許ないといわねばならない。

原子炉格納容器が破損した場合の債務者の対策は、格納容器からは気体状の放射性物質しか放出されないと勝手に決め込み、それを放水砲で撃ち落とし、その汚染水が海洋に流出するのを防ぐためにシルトフェンスを張ることしかない。しかし、福島第一原子力発電所では、現に溶融炉心を冷却するために原子炉圧力容器内に注入している 1 日 400 トンもの冷却水に溶融炉心の放射性物質が溶け込んで汚染水となり、そのすべてが格納容器の外部に流出しているという事実がある。その流出ルートはいまだ把握されていないが、格納容器を貫く配管等が地震によって破損したからに違いない。このような重大な事故の実態、流出の原因が把握されないまま、そのようなことはあり得ないとして事故シナリオが立てられているのである。福島事故の実態を把握することが絶対的に優先されるべきである。

福島事故の実態からみても、ひとたび炉心溶融が起これば、放射性物質が格納容器からさまざまなルートで外部に出て、広範な汚染を引き起こす危険性が極めて高いと考えるべきである。

(2) 水素の爆轟

燃料被覆管のジルコニウムは 900℃以上になると水の酸素を奪って酸化し、残った水素が水素ガスとなる。この発熱反応によりますます酸化が進む(正のフィードバック)。この水素ガスは加圧器逃し弁や L O C A の場合は破断口から原子炉格納容器内に放出される。

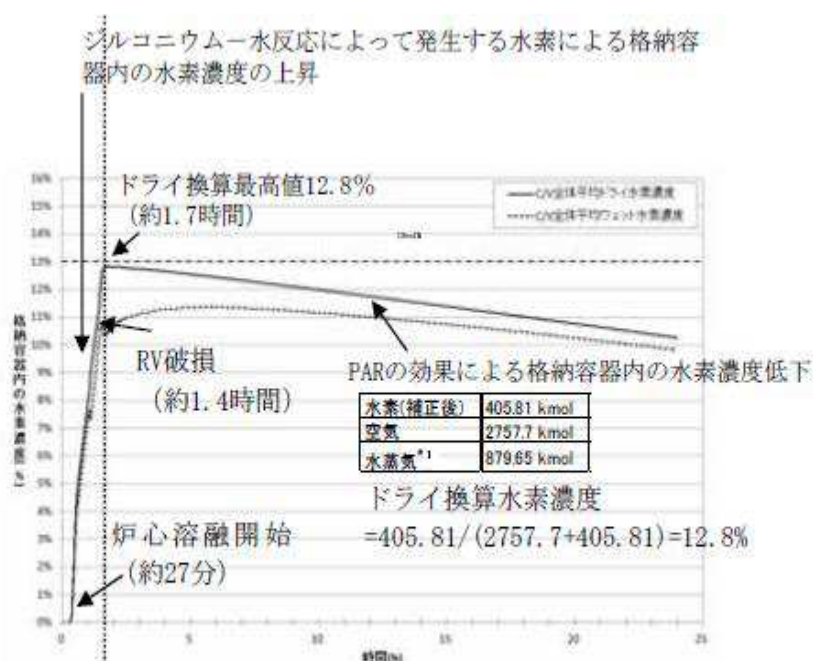
溶融燃料が原子炉容器を破損してさらに落下し(メルトスルー)、原子炉格納容器内の下部キャビティに落ちる。すると原子炉容器内にあった水素が原子炉格納容器内に放出される。また原子炉格納容器内に存在する水蒸気の放射線分解によっても水素が発生する。

原子炉格納容器内の水素濃度がドライ換算（水蒸気を無視した場合）で体積比4%を超えると水素爆発（爆燃）が発生しうる。これが13%を超えると水素の爆轟が発生しうる。この水素の爆轟による衝撃波によって原子炉格納容器が破損する恐れがある。設置許可基準規則第37条2項の解釈の2-3（f）では、「原子炉格納容器が破損する可能性がある水素の爆轟を防止すること」が求められている。文字通りこれは水素の爆轟により原子炉格納容器が破損する可能性を前提とするものである。同規則同条同項の解釈2-4では「上記2-3（f）の「原子炉格納容器が破損する可能性がある水素の爆轟を阻止すること」とは、以下の要件を満たすこと。

「(a)原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%（vol%とは体積比による百分比）以下または酸素濃度が5vol%以下であること」としている。

ところが、債務者自身の評価（甲41、17-8頁）によれば、水素濃度は問題の13%にほぼ達することになっている（右図）。この計算に用いられたMAAPコードには不確定性があることが知られているので、そのような不確定性を考慮に入れれば、水素濃度

は13%に達して水素爆轟が起こり、格納容器が破損する可能性があると考えらるべきである。



第6図 C/V内の全体平均水素濃度の推移 (GOTHIC) *2
2013年10月10日 新規制基準適合性に係る審査会合、資料1-1、
17-8頁より

5 配管破損問題の結論

玄海2号機の余剰抽出配管に技術基準を大きく割り込むほどに深く、かつ長いひび割れが生じ、それが長年検出されずに放置され、「念のため」の検査によって偶然に発見されたという事実がある。この事実は検査制度のあり方に重大な疑問を呈しているが、検査制度自体が改善されたということは示されていない。

同様の配管の劣化が、補助給水系配管などにも起こっている可能性が高いが、検査の頻度や実態に対する求釈明には何も具体的な回答が示されていない。たとえば、配管の探傷検査は最低どれだけの時間間隔で行われているか、その時間間隔はどのように決められているか、探傷機器の精度はどれほどか等が具体的に示されるべきである。要するに、配管は劣化していないという保証が具体的に示されるべきである。そうでない限り、配管には劣化があると安全側に考えるべきである。

また、耐震解析では、配管は新品同然であると仮定して耐震余裕が確かめられているに過ぎない。劣化によるひび割れが生じていれば応力集中によって耐震余裕がなくなっている可能性がある。

このような状況で、地震により、余剰抽出配管などにおいて小（破断）LOCAが起これば、その地震により補助給水系統の配管の破断も生じる可能性があり、その場合補助給水系統を用いた原子炉の冷却が不可能になり、炉心溶融が起こる蓋然性がある。

炉心溶融によりメルトスルーによって溶融炉心は原子炉（圧力）容器の底を突き抜け、原子炉格納容器の下部キャビティ内に落下し、さらに放射性物質は汚染水等の状態でさまざまなルートから格納容器外に放出されることになりかねない。その場合、債権者らを含む住民が重大な被害を被ることは避けられないのである。

第4 保全の必要性

- 1 本件玄海4号機について、その再稼動に向けた適合性審査は終盤を迎えており、先般補充書の提出がなされた旨の新聞報道がなされたことをみれば、まもなく審

査書（合格を意味する書面）が出されると考えられる。同書面が出されれば、債務者は直ちに再稼動への作業に入り、2～3ヶ月程度で再稼動がなされると予測できる。

2 しかし、本件玄海4号機において、耐震安全基準を満たしていないことは致命的欠陥を示している。周知のように、本年（2016年）4月には熊本地震が発生し、これまで経験してこなかった2度の震度7の地震によって壊滅的な被害がもたらされ、加えて、10月21日には鳥取県倉吉市を震源とする震度6弱の地震が発生した。この鳥取地震は、活断層はこれまで認識されていないかくれ断層といわれており、この事実をみれば、どこでもいつ地震が起こっても不思議ではないことを示している。

3 原発の安全性にとって耐震性は絶対的要件であり、とりわけ本件玄海4号機については、玄海2号機で発見されたような配管のひび割れが存在している可能性が強く、耐震性の不備も相まって、地震による配管破断等からLOCA等の重大事故が予測される。

このような重大事故がひとたび起これば、債権者らの多くを占める付近住民のみならず、九州を中心として大きな被害をもたらすことは必定であり、再稼動を差し止める必要がある。

添 付 書 類

1	会社登記簿謄本	1通
2	委任状	146通