訴　　状

２０１５年１０月３０日

佐賀地方裁判所　　御中

原告荒川謙一、外２２５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

弁護士冠木克彦復代理人

弁 護 士　　谷　　次　　郎

原　告　の　表　示　　別紙原告目録記載のとおり

〒５３０－００４７　大阪市北区西天満４丁目３番３号　星光ビル２階

冠木克彦法律事務所（送達場所）

原告ら訴訟代理人弁護士　　冠　　木　　克　　彦

電　話　０６－６３１５－１５１７

ＦＡＸ　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

原告ら訴訟代理人弁護士　　武　　村　　二　三　夫

電　話　０６－６３６５－１５６５

ＦＡＸ　０６－６３６５－１５６２

〒５４１－００４１　大阪市中央区北浜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

原告ら訴訟代理人弁護士　　大　　橋　　さ　ゆ　り

電　話　０６－６２０５－９０９０

ＦＡＸ　０６－６２０５－９０９１

〒５３０－００４７　大阪市北区西天満４丁目３番３号　星光ビル２階

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

ＦＡＸ　０６－６３１５－７２６６

〒８１０－０００４　福岡市中央区渡辺通二丁目１番８２号

被　　告　　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３号機運転差止請求事件

訴訟物の価額　３億６１６０万円

貼用印紙額　　１１０万６０００円

請　求　の　趣　旨

１　被告は、原告らに対し、被告が佐賀県東松浦郡玄海町今村に設置している玄海原子力発電所３号機の運転をしてはならない。

２　訴訟費用は被告の負担とする

との判決並びに第１項につき仮執行宣言を求める。

請　求　の　原　因

第１　当事者

１　原告

原告らは、被告が佐賀県東松浦郡玄海町大字今村に設置する玄海原子力発電所において重大な原子炉事故が発生すれば、直接的な急性死、放射線障害、もしくは、食物汚染、土壌汚染、水源汚染などにより、生命、健康、生活全般に不可避的、かつ、回復不可能な損害を受けるものである。その影響は環境汚染や遺伝を通じて子々孫々にまで伝わるものである。そればかりでなく、使用済核燃料が超長期に玄海原子力発電所サイト（敷地）に貯蔵される場合、その長寿命の放射性物質により原告らの子や孫に直接的に重大な損害を与えることは不可避である。

２．被告

被告は、佐賀県東松浦郡玄海町大字今村に加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）式玄海原子力発電所３号機を設置している。同３号機の電気出力は１１８万KW、運転開始は１９９４年３月１８日であり、現在は２０１０年１２月１１日から運転を停止している。被告は、同３号機の再稼働を狙って、原子力規制委員会に対し、新規制基準に基づく適合性審査を申請中である。

第２　原子力発電

（なお、文中の証拠の引用については、先行する訴訟との併合を予定して、そのまま引用している）

１　原子力発電の概要

原子力発電は、原子炉において核燃料（ウラン２３５など）を用い、核燃料の核分裂によって発生した熱で蒸気を発生させ、その蒸気でタービンを回し、これによって発電をするものである。

２　核分裂

核分裂反応が起こるのは，原子炉の炉心においてである。ウラン２３５を用いた場合の核分裂反応では、ウラン２３５の原子核が１個の中性子を吸収して２つの原子核に分裂し、平均約２．５個の中性子を放出すると同時に大きなエネルギーを発生する。この２つに分裂した原子核は放射能をもっているため、核分裂反応は放射能生成反応となる。核分裂反応により、大量のエネルギーが発生する。このエネルギーが発電に使われる。なお、放射性物質は放射線を出すが、放射線自身もエネルギーであるため、放射性物質があると必ず発熱がある。このことは、放射能の隔離を困難にする一つの原因になっている。

核分裂反応では、増加して放出される中性子を他の原子核が吸収し、さらに核分裂反応が拡大して再生産されるという連鎖反応が発生する。したがって、核分裂連鎖反応を制御し、核分裂反応が一定の割合で維持される状態（臨界状態）に保ち、安定した状態でエネルギーを得るという操作が必要になる。

核分裂反応の度合いは、炉心部における中性子吸収材の量及び冷却材の温度に強く依存する。核分裂によって生じる２．５個の中性子のうち１個だけが次の核分裂を起こす状態であれば、反応は安定する。それを実現するために，中性子吸収材を炉心の中に入れる。中性子吸収材としては、ほう素、カドミウム、ガドリニウムがある。ほう素は、加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）においては、一次冷却材の中にほう酸という形で含まれている。カドミウムは、銀、インジウムとの合金の形で制御棒として使用し、ガドリニウムは、一部の燃料棒のペレット内に混ぜ合わせ

て使用されている。長時間の出力制御は、冷却材中のほう酸濃度の調整で行われ、短時間の出力変動の制御（具体的な運転出力の制御やトリップ（緊急停止）の場合）は、制御棒を炉心に出し入れすることによって行われる。冷却材の温度との関係は、温度を低くすると反応を促進し、温度を高くすると反応を抑制する性質がある。

３　加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）

（１）ＰＷＲとは

原子炉の形式としては、軽水炉やガス炉などがある。軽水炉とは、数パーセントのウラン２３５を含んだ低濃縮二酸化ウランを燃料とし、減速材と冷却材に軽水（普通の水）を使用するものである。

軽水炉には、沸騰水型軽水炉（ＢＷＲ）と加圧水型軽水炉（ＰＷＲ）とがある。前者は、原子炉で直接蒸気を発生させてタービンにその蒸気を送るものである。後者は、冷却材（一次冷却材）に高圧をかけることによって、冷却材を沸騰させることなく蒸気発生器に送り、そこで別系統の二次冷却材に熱を伝え、二次冷却材を蒸気に変えて、その蒸気の力でタービンを回して発電するものである。

（２）原子炉一次系

原子炉一次系は、原子炉格納容器の中に入っている。これには、原子炉容器、一次冷却材管、蒸気発生器等がある。炉心は原子炉容器の中にあり、そこで大量の熱が発生する。その熱は、約３２０℃、約１５７気圧（正確には、ｋｇｆ／ｃｍ^{2}、以下「気圧」という。）でもって、高速で一次冷却材管内を循環する一次冷却材によって高温側一次冷却材管から蒸気発生器に送られ、二次冷却材に熱を伝える。蒸気発生器から出てきた一次冷却材は、ポンプによって低温側一次冷却材管から再び原子炉に送られる。

一次冷却材は、加圧器によって約１５７気圧に加圧されているため、炉心でも沸騰せず、したがって蒸気とならないようになっている。

（３）　原子炉二次系

二次冷却材は蒸気発生器で一次冷却材から熱を伝えられ、その熱によって約２７０℃の高圧の蒸気が大量に発生する。その高温高圧の蒸気が主蒸気管を通ってタービンに流れ、タービンを回して発電する。このタービンを回した後、蒸気は復水器で海水によって冷却されて水に戻り、主給水ポンプで主給水管から再び蒸気発生器に送られる。

４　原子力発電所の安全設計

（１）　深層防護という基本思想

原子力発電所の安全設計とは、①原子炉のエネルギーを管理し、②放射性物質を隔離することにより、原子炉施設の安全性を確保するという観点からみた原子力発電所の設計のことである。安全設計は、「深層防護」という基本思想に基づいている。これは、安全対策を何段構えにもする、すなわち、何段もの安全対策を講じておくことにより安全性を確たるものにするという思想である。具体的には、次の三つの段階に区分できる。

ⅰ　異常な状態の発生自体を未然に防止する。

ⅱ　異常な状態が発生した場合には、これを早期に発見し、速やかに対策を講じて、その波及・拡大を防止する。

ⅲ　異常な状態が事故に発展したような場合においても、放射性物質の環境への異常な放出を防止する。

（２）　エネルギーの管理

ア　自己制御性

原子炉で、何らかの理由により核分裂反応が急増した場合、自ら核分裂を制御する性質のことを原子炉の自己制御性という。原子炉の予想されるすべての運転範囲で自己制御性を持たせることにより、核分裂が抑制されないで急激に増加することによって生じる事故（反応度事故）の発生を防止する。

イ　原子炉停止系

何らかの理由により、核分裂が急激に増加し原子炉の出力が上昇したり、一次系

の圧力が異常に上昇又は低下したりするような場合で、原子炉を緊急に停止する必要のある場合や、原子炉を未臨界状態に維持する場合のための機能である。原子炉停止系は、これを作動する必要のある場合に、これを作動させるための信号を送る安全保護系からの自動信号により、必要な作動をする。

ウ　原子炉制御設備

核分裂をより安定に保ち、原子炉の出力を制御するための設備であり、主として、①制御棒制御系、②ほう素濃度制御系、③加圧器圧力制御系があるが、原子炉の反応度の制御には、制御棒制御系による制御棒の位置調整と、ほう素濃度制御系による一次冷却材中のほう素濃度調整との二つが用いられている。

（３）　放射性物質の隔離

ア　燃料の健全性

（ア）　燃料と燃料被覆管の健全性

原子力発電所（以下、原発という）の危険性は、チェルノブイリ事故の悲惨な結果を見るまでもなく、放射能の危険性にある。

原子炉の運転により発生する膨大な放射能は、燃料の中で生成されそこに蓄積されている。この放射能をそこに閉じ込めることができるかどうかは、まず、第一に燃料の健全性に依存しており、この健全性が原発の安全性の根本的基礎である。

原子力安全白書 平成３（１９９１）年版（甲８）は

「原子力発電所は、その運転により原子炉内に放射性物質が生成され、蓄積されるが、その放射性物質が異常に漏えいしたりすると、周辺公衆に影響を及ぼしかねないという潜在的な危険性を有している。このため、この潜在的な危険性を顕在化させないように、平常運転時には放射性物質の放出を合理的に達成できる限り低くするように管理し、万一の事故に際しては放射性物質を閉じこめることによって多量に放出されるのを防止することが、原子力発電所における安全確保の基本的方針となっている」（１３６頁）

と述べ、さらに、平常運転時の放射線防護の考え方として、

「原子力発電所は、原子炉の運転によって発生する放射性物質を内部に閉じこめる設計となっている。具体的には、燃料被覆管の健全性を確保して燃料棒内に蓄積した核分裂生成物が冷却材中に漏出しないようにするとともに‥‥」（１３８頁）

と述べている。

このように、燃料と燃料被覆管の健全性を確保することは、原発の安全性にとってもっとも基礎的に重要な事柄なのであり、旧「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（甲９）でも「指針１２．燃料設計」（５頁）において次のように定式化されている。

「１．燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。」

また、同指針の解説「指針１２．燃料設計」でも

「『生じ得る種々の因子』とは，燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等をいう」

と解説されている（１９頁）。

（イ） 燃料被覆管の役割

ＰＷＲにおいて燃料となる二酸化ウランの融点は極めて高いため、融解加工によって製作することが困難である。そこで，二酸化ウラン粉末をプレス成型後、これを円柱状に焼き固めた二酸化ウラン焼結ペレットとして燃料被覆管内に収めている。燃料被覆管は、直径約９ｍｍ強であり、炉心においては、この間を一次冷却材が流れている。このペレット自体で、放射性物質が保持され、核分裂によって発生した放射性物質は、その大部分がペレット内にとどまる。これに対し、核分裂によって発生した放射性物質の一部はペレットから放出される。しかし、放出された放射性物質も、燃料被覆管の中に閉じ込められる。燃料被覆管の役割は、このような放射性物質の閉じ込めということのほかに、燃料と冷却材の反応

を妨げるということがある。燃料被覆管の材料としては、ジルコニウム合金が用いられている。ジルコニウム合金は、中性子を吸収する度合いが低く、内外圧差による変形等に耐えられ、一次冷却材、二酸化ウラン、核分裂生成物等による変形等に対して高い耐性を有する。

イ　原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉の通常運転時に一次冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、異常状態において圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると一次冷却材喪失となる範囲の施設をいう。原子炉冷却材圧力バウンダリは、燃料被覆管から一次冷却材中に核分裂生成物が漏洩してきても、これを閉じ込めるという機能を期待されているものであり、一次系の圧力、温度等に耐えるものでなければならない。原子炉容器には、内面にステンレス鋼を溶接した低合金鋼（クロム・モリブデン鋼）が、一次冷却材管等にはステンレス鋼が、蒸気発生器伝熱管にはインコネル６００や６９０等が使用されている。

ウ　工学的安全施設

工学的安全施設とは、放射性物質を閉じ込める機能を有する原子炉冷却材圧力バウンダリが破損するような異常状態が発生した場合に、放射性物質の環境への異常な放出を防止できるような機能を有することを目的とした施設である。工学的安全施設は、安全保護系からの信号により、必要な作動をするものであり、非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）などがある。

（４）安全審査

ア　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、圧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。

イ　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。これら規則の特徴は、従来起こりえないとして基準の対象からはずされていた重大事故の対策を定めたことにある。なお、設置許可基準規則には「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に関する規則の解釈（以下、設置許可基準規則の解釈という）も定めている。

なお、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。

第３　玄海３号機は地震に対して安全機能が損なわれるおそれがある。

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被告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）被告の玄海３、４号機に関する適合性審査において、被告は、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

[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５３）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

安全性にかかる基準地震動の設定に当たっては「入倉・三毛式」[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・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）被告は基準地震動の評価に「入倉・三宅式」を採用している。

被告は、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M_0に変換する方式をとることを記述している（甲５２）。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M_0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５３）。この上側の式は、$M_0 \geqq M_0t$　（M_0t＝７．５×１０^{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。

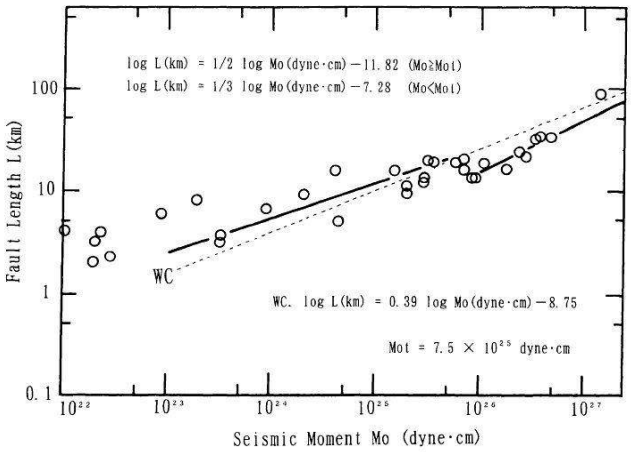


Fig. 1. Relation between fault length L (km) and seismic moment M_0 (dyne·cm). Solid lines indicate the best-fit relation. WC (dotted line) shows the relation by WELLS and COPPERSMITH (1994).

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の式は、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５６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、被告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。

ところが同じ被告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５４、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５５、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、被告の結果は入倉・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５６、（１２）式)。この結果、被告は地震モーメントM_0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。

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	Mo (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Ｍｏを計算した結果であり、入倉・三宅式の結果（または被告の計算結果）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、$M_0 \geqq M_0$ ｔの場合に断層面積Ｓから地震モーメントＭｏ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

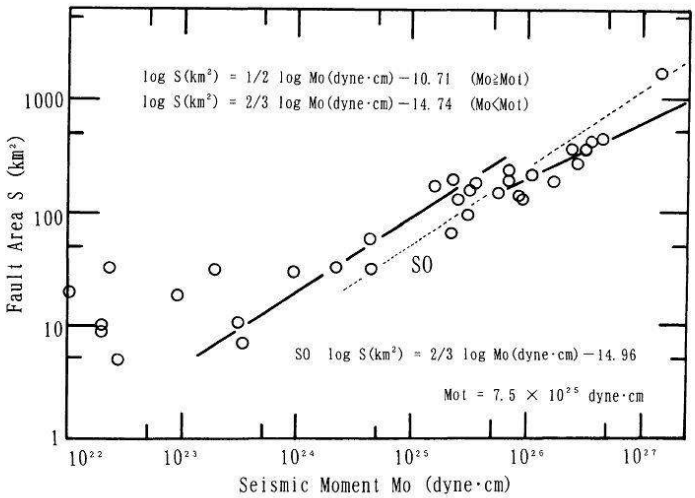
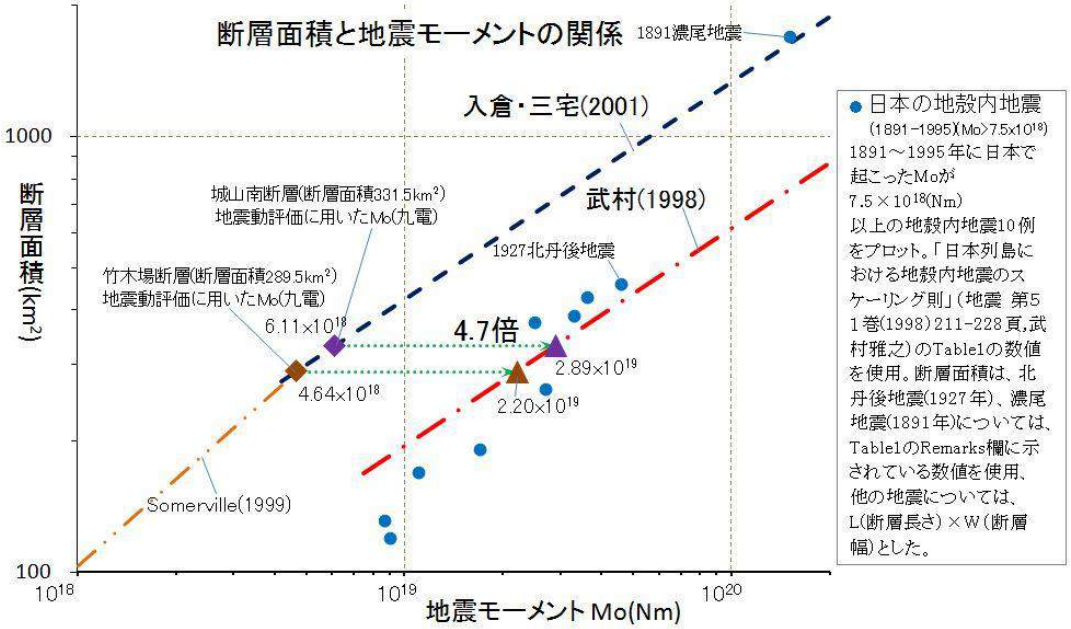
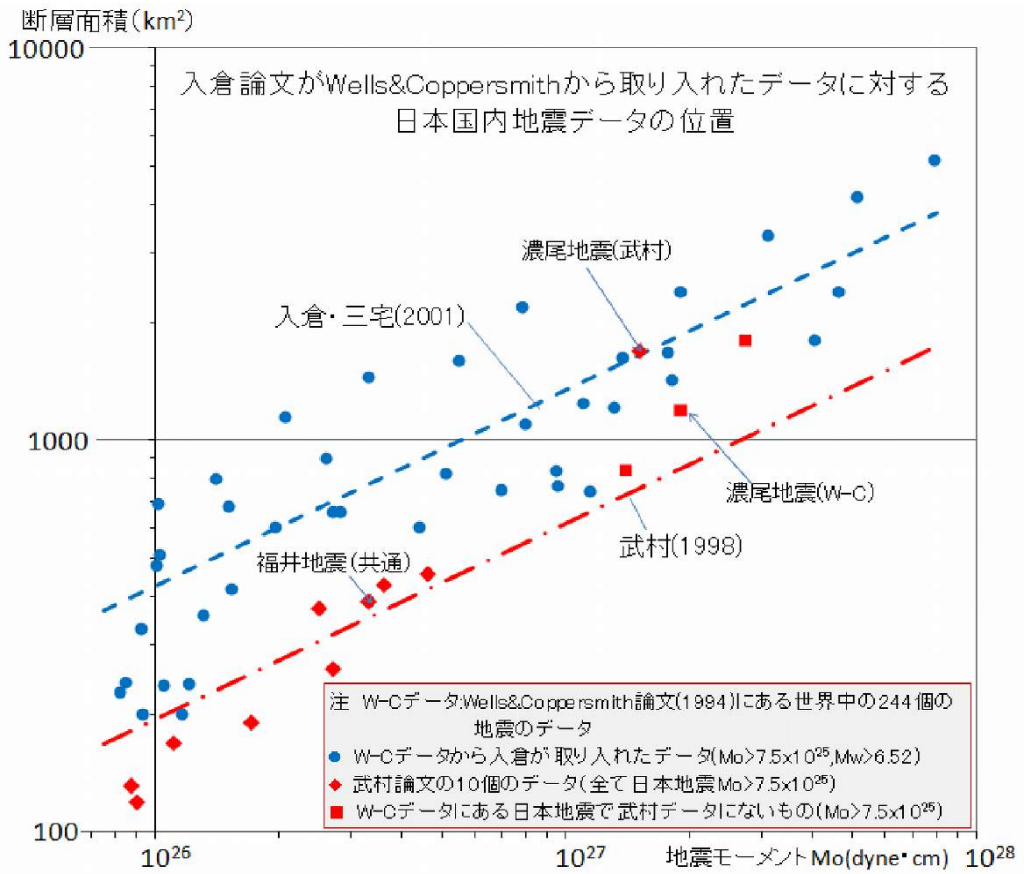


Fig. 3. Relation between fault area S (km²) and seismic moment M_o (dyne·cm). Solid lines indicate the relation obtained in the present study. The relation obtained by SOMERVILLE *et al.* (1993) is shown by the dotted line (SO).

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５７）は青い点線に対応し、武村式（甲５３）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、被告は、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、１４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５８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５８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Ｓｓ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５９の１）、次の２つの表で示されている（甲５９の２、２５及び３０頁）。

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（Ss）
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（Ss）
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５９の３、添付資料５－１－６及び５－１－１７）。

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Ｓｓ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ＬＯＣＡ（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（ＥＣＣＳ）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５９の３、添付資料５－１－６、５－１－１７参照）。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５９の２、２２頁］）の評価をしている（甲５９の２、３２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１．８３Ｓｓであり、使用済燃料ピットにある燃料に対しては２．０Ｓｓであると特定し、プラント全体については１．８３Ｓｓであると特定している。

武村式による４．７Ｓｓ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適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。

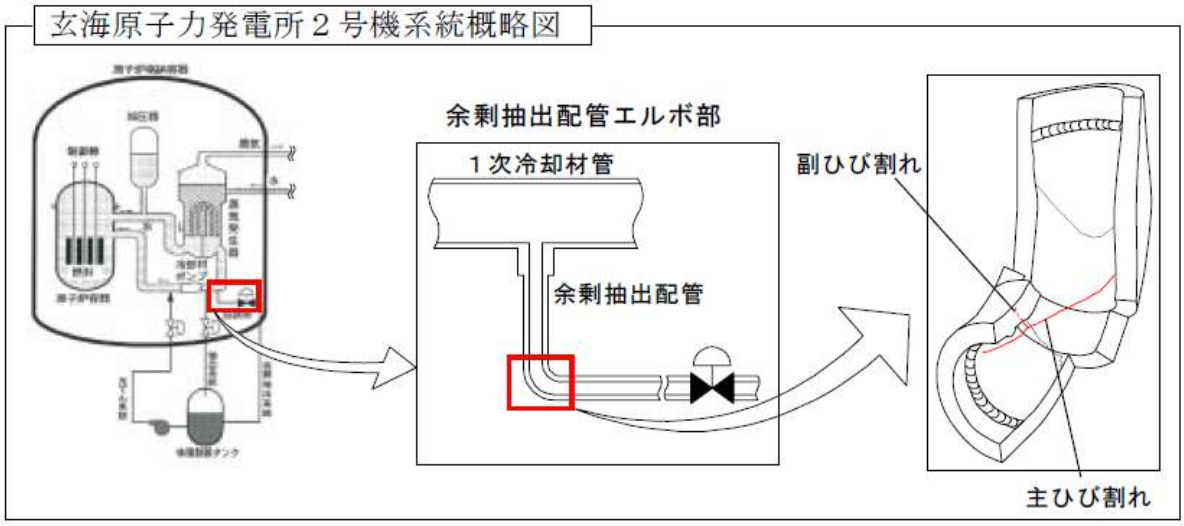
なお、「耐震審査ガイド」は、基準地震動の策定の基本方針の項で、その３．２．３は、「震源特性パラメータの設定」として、その（２）「震源モデルの長さ又は面積、あるいは１回の活動による変位量と地震規模を関連づける経験式を用いて地震規模を設定する場合には、経験式の適用範囲が十分に検討されていることを確認する。その際、経験式は平均値としての地震規模を与えるものであることから、経験式が有するばらつきも考慮されている必要がある」と指摘している。これは重要な指摘であり、「ばらつきを考慮」した場合基準地震動Ｓｓはさらに大きな値となる。

この詳細については準備書面で主張する。

第４　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日の九州電力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６０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６０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６０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。

被告において、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６２）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２号機において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６３、２～３頁）。被告は、別件仮処分事件（平成２３年（ヨ）第２１号）の準備書面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。

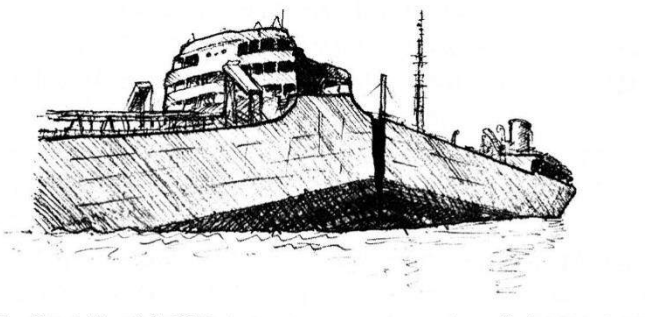


図 1.1　静かな港で突然破壊したタンカー，スケネクタディー号（1943年1月）
岡村弘之著 線形破壊力学入門 倍風館 より

（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６４、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、現在九州電力が想定している６２０ガルの場合は（甲６５、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。

今回起こったひび割れの場合、ひび割れの深さは約８.１㎜で、配管残厚が約１.５㎜となり、技術基準で定める計算必要厚さ約４.５㎜を大きく割り込んでいた（甲６０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６６、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６６、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。

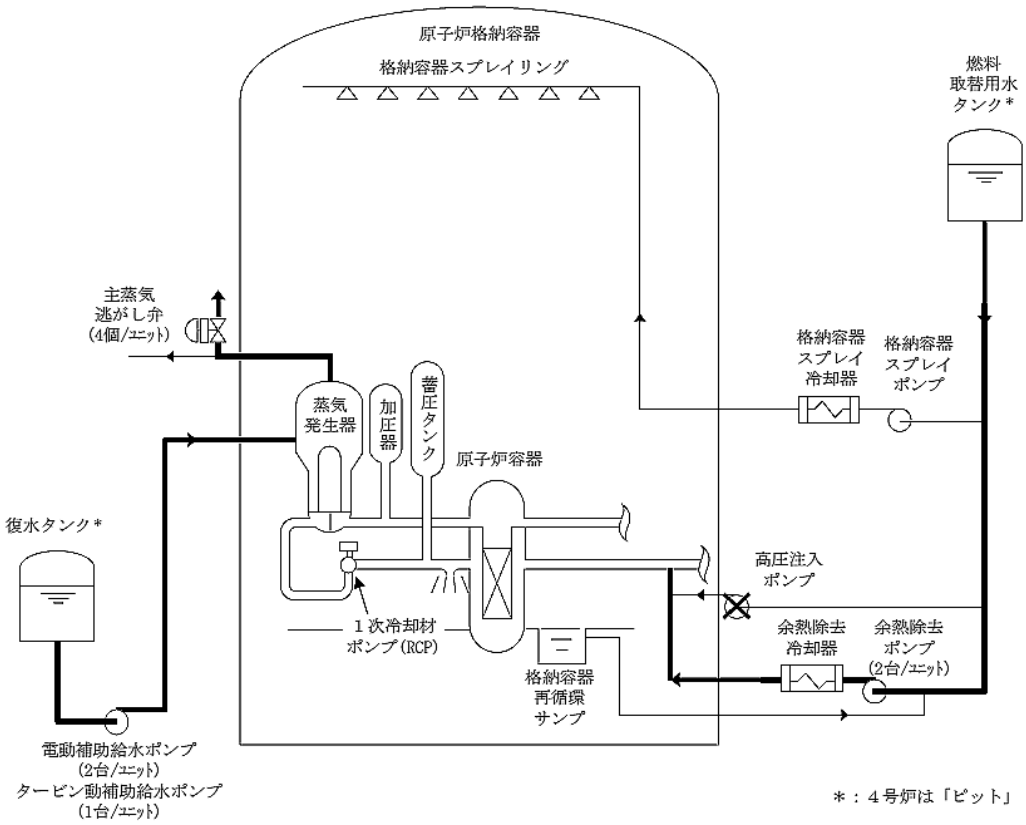
３　地震により余剰抽出配管が破断した場合の事故の様相

（１）小ＬＯＣＡに対する被告の対応

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、九州電力が玄海３、４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６１）。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、実際に被告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。すなわち被告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被告の対策は、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ＬＯＣＡ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。

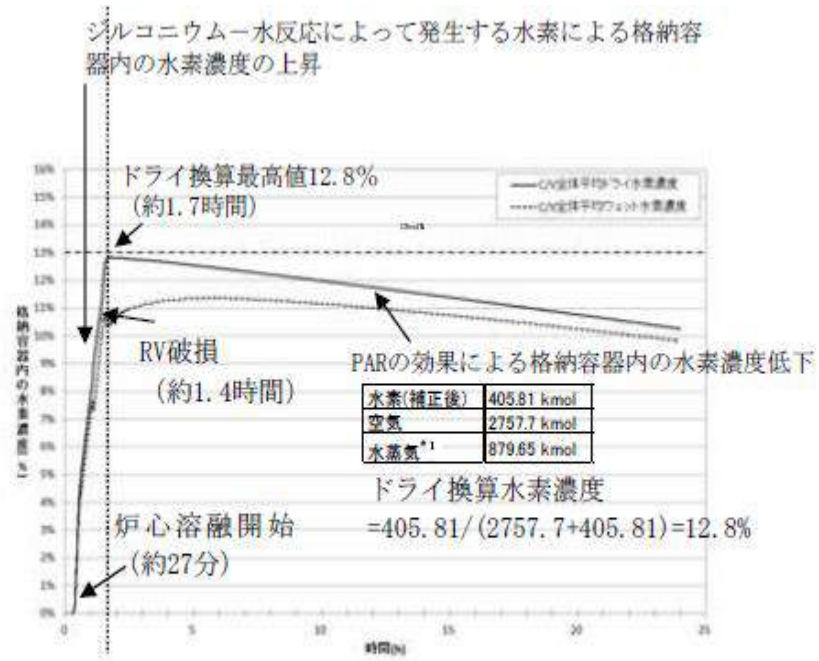
原子炉格納容器内の水素濃度がドライ換算（水蒸気を無視した場合）で体積比 4%を超えると水素爆発（爆燃）が発生しうる。これが１３％を超えると水素の爆轟が発生しうる。この水素の爆轟による衝撃波によって原子炉格納容器が破損する恐れがある。設置許可基準規則第３７条２項の解釈の２－３（ｆ）では、「原子炉格納容器が破損する可能性がある水素の爆轟を防止すること」が求められている。文字

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、被告自身の評価（甲６７、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、原告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５　核燃料サイクルの破綻と、使用済核廃棄物の処理の不能

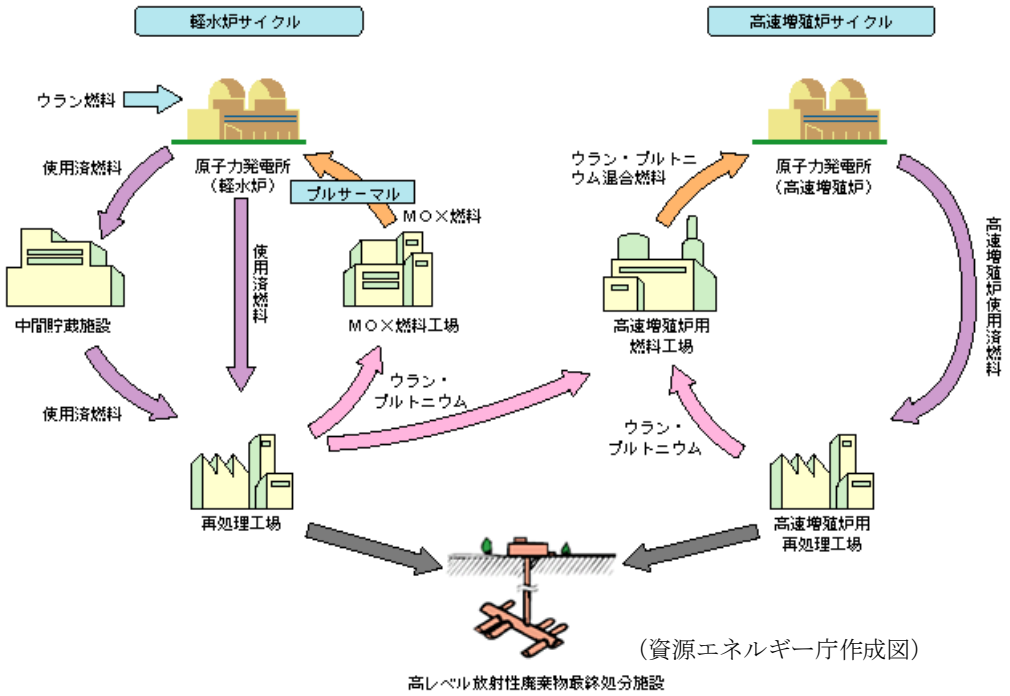
（１）核燃料サイクルの破綻

核燃料サイクルは、現在では図のように「軽水炉サイクル」と「高速増殖炉サイクル」の両方を含む意味で構想され、核燃料及び放射性廃棄物の動きを示している。

原子力発電において、原子力発電所（軽水炉、全国で４３基）が定期点検で停止する毎に、使用したウラン燃料の３分の１（ＰＷＲ）あるいは４分の１（ＢＷＲ）に当たる量が、使用済ウラン燃料として取り出される。

この使用済ウラン燃料は、たてまえとしては、再処理工場で再処理され、抽出さ

れるプルトニウムを用いてＭＯＸ燃料を製造し、それをプルサーマル発電に使用することが見込まれてきた（図の「軽水炉サイクル」）。



（資源エネルギー庁作成図）

さらには、使用済ＭＯＸ燃料や、軽水炉サイクルで再処理可能な量を超える使用済ウラン燃料について、これを第２再処理工場（図の高速増殖炉用再処理工場）で再処理し、高速増殖炉での発電に用いる「高速増殖炉サイクル」も構想されている。

しかし、軽水炉サイクルすらすでに破綻しており、使用済ウラン燃料が蓄積される一方である。

（ア）軽水炉サイクルにおいては、まず、肝心の国内再処理工場が停止したまま機能していない。

すなわち、青森県下北郡六ヶ所村にある六ヶ所再処理工場は、実際の使用済ウラン燃料を再処理するアクティブ試験中だが、ガラス固化作業が難航して長期にわたって停止している。２０１１年４月に試験を再開する予定だったところ、３月１１日の東日本大震災の影響で停止したままになっている。未だ商業運転に至っていないアクティブ試験段階でストップしている現状の下、全国の原発から再処理工場に搬入された使用済燃料は再処理されずに、受入れ貯蔵プールに保管さ

れたままになっている。

（イ）また、アクティブ試験によって生じた高レベル放射性廃棄物及び海外での再処理で生じ返還されてきた高レベル放射性廃棄物は、最終処分場である地層処分場の見込みがまったく立たないまま、六ヶ所再処理工場内のガラス固化体貯蔵施設に暫定的に置かれているだけである。

（ウ）さらに、六ヶ所再処理工場の再処理量にはもともと限度があり、それを超える分の使用済ウラン燃料は、高速増殖炉サイクルの一環である第２再処理工場に運び込むまでの約５０年間は「中間貯蔵施設」で保管することになっている。しかし最初の中間貯蔵施設が現在青森県むつ市内で建設中のところ、東日本大震災後は工事を停止しており、施設が稼働可能になるのはいつか、目途が立たない。しかもこれは東京電力及び日本原電の原子力発電所から出される使用済ウラン燃料のみの受入のためであり、他の電力会社の原子力発電所から出される使用済ウラン燃料についての「中間貯蔵施設」は建設予定地の見込みすら立っていない。

（エ）さらに言えば、「中間貯蔵施設」の先の処理の見込みも全く立っていない。「中間貯蔵施設」に保管された使用済ウラン燃料を処理するための第２再処理工場は、高速増殖炉の運転により生じる使用済燃料の処理の目的もあり、高速増殖炉の商業運転開始を前提とする。しかし、高速増殖炉は、初期の原型炉である「もんじゅ」稼働の見込みすら立たない状態にある。今後、原型炉から実証炉を経て、多数の商業炉を建設する見込みなど全くない。したがって、高速増殖炉サイクルを形成するための第２再処理工場の建設の見込みは、さらに全く立たないのである。

　すなわち、現在、高速増殖炉サイクルどころか軽水炉サイクルさえ破綻し、核燃料サイクルは明らかに破綻している。

（２）使用済核廃棄物の処理の見込みがないことが明白になった

核燃料サイクルが破綻している現状では、使用済ウラン燃料は、六ヶ所再処理工場内使用済燃料受入れ貯蔵プールへ運ぶか、各原子力発電所内のサイトに保管しておくしかない。

しかし、六ヶ所村再処理工場も既に保管可能量の上限に来ている。使用済燃料プールの上限はＢＷＲ在庫・ＰＷＲ在庫それぞれ１５００ｔＵであるところ、２０１１年度末の予定量で既にＰＷＲ１４５５ｔＵ、ＢＷＲ１４６４ｔＵに達する見込みである。これは、作業の安全のために日本原燃が事実上の「在庫上限量」として経済産業省に申請している各１３００ｔＵを超えており、日本原燃においてもその安全が確保できるとはいえない状態にある。

そうなると、各原子力発電所内サイトでの保管に頼るしかないが、これもまた、例えば玄海原子力発電所では、現状ではあと３回程度使用済燃料を取り出せば、つまり約４年後には保管量の限界に至る。

続いて、美浜・高浜・大飯の各原子力発電所内サイトも、あと４回程度の使用済核燃料の取り出しで保管量の限界に来ることが明らかである。それは５年程度後のことになる。

それに対して５年後に「中間貯蔵施設」や「再処理工場商業運転」の見込みが立つであろうか。答は否である。むつ市の中間貯蔵施設の場合、場所の選定から建設開始までに約１０年間を要している。

原子力発電所を運転する限り、使用済ウラン燃料は排出されるが、これを保管・処理するところがないのが現状である。

（３）もはや原子力発電の継続は不可能

東日本大震災を経て、原子力発電の「安全神話」は崩壊し、国内のどの地域でも、今や使用済ウラン燃料の保管や処理の施設、及び放射性廃棄物の処分場を受け入れる所はない。

現在既に存在している使用済ウラン燃料の保管や処理についてさえ、今後の科学技術の発達を待ちながら、なんとか安全を確保して永久管理していくしかない。

そのように課題が山積する中で、なお、原子力発電所を運転させ、使用済ウラン燃料を排出し続けるということは、もはやあり得ない愚挙である。

現状で最も被害を少なく留める唯一の方法は、核廃棄物の発生を止めること、す

なわち原子力発電所を運転させないことである。

第６　結論

安全性が確認されない原発の運転は許されない。一旦事故が起こるといかに深刻な事態が発生するかは福島事故をみれば歴然としている。しかも、その事故の被害は今後の海洋汚染に拡大し、食物連鎖を経て何世代にもわたっての人類への被害をもたらす。したがって、絶対に事故を起こしてはならない。

本件玄海３号機について詳細に検討したように、耐震性に関する安全性は証明されておらず、経年劣化による配管損傷から重大事故の可能性及び重大事故対策の不備、そして、使用済核廃棄物処理の不能という、おおよそ安全性は保証されておらず、再稼働はされてはならないものである。

証　拠　方　法

先行する訴訟との併合を予定しており、証拠方法も共通である。

附　属　書　類

１	訴状副本	１通
２	委任状	２２６通
３	復代理委任状	１通
４	資格証明書	１通