平成２３年（ワ）第８１２号・平成２４年（ワ）第２３号

九州電力玄海原子力発電所運転差止請求事件

８１２号事件原告　　石　丸　ハツミ　外１２９名

２３号事件　原告　　石　丸　ハツミ　外１７名

両事件　　被告　　九州電力株式会社

準　備　書　面　(8)

２０１４年１２月２６日

佐賀地方裁判所　民事部　合議２係　御中

原告ら訴訟代理人

弁護士　冠　　木　　克　　彦

弁護士　武　　村　　二　三　夫

弁護士　大　　橋　　さ　ゆ　り

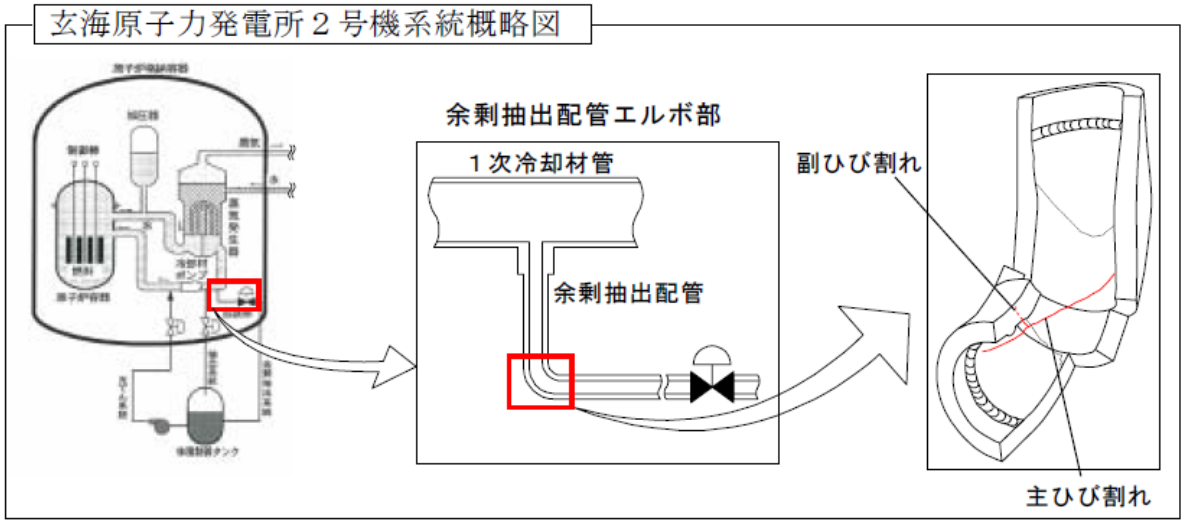
復代理人

弁護士　谷　　次　　郎

記

第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(Loss of Coolant Accsident)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。

３　玄海２号機の安全性を検討するについて、現に発見された余剰抽出配管のひび割れが存在するところに地震が襲った場合にいかなる危険が発生するかを検討する。

第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。

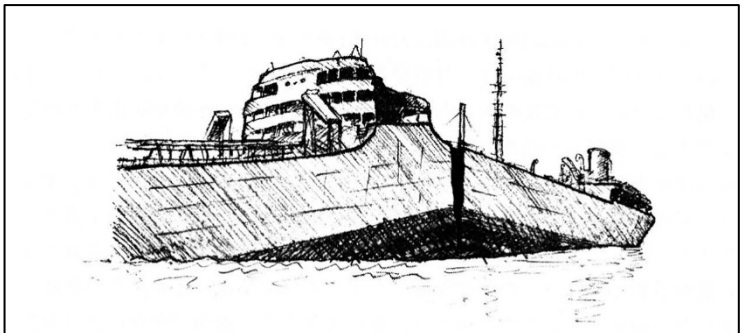


図 1.1　静かな港で突然破壊したタンカー，スケネクタディー号（1943年1月）
岡村弘之著 線形破壊力学入門 倍風館 より

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４.３

４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。

第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

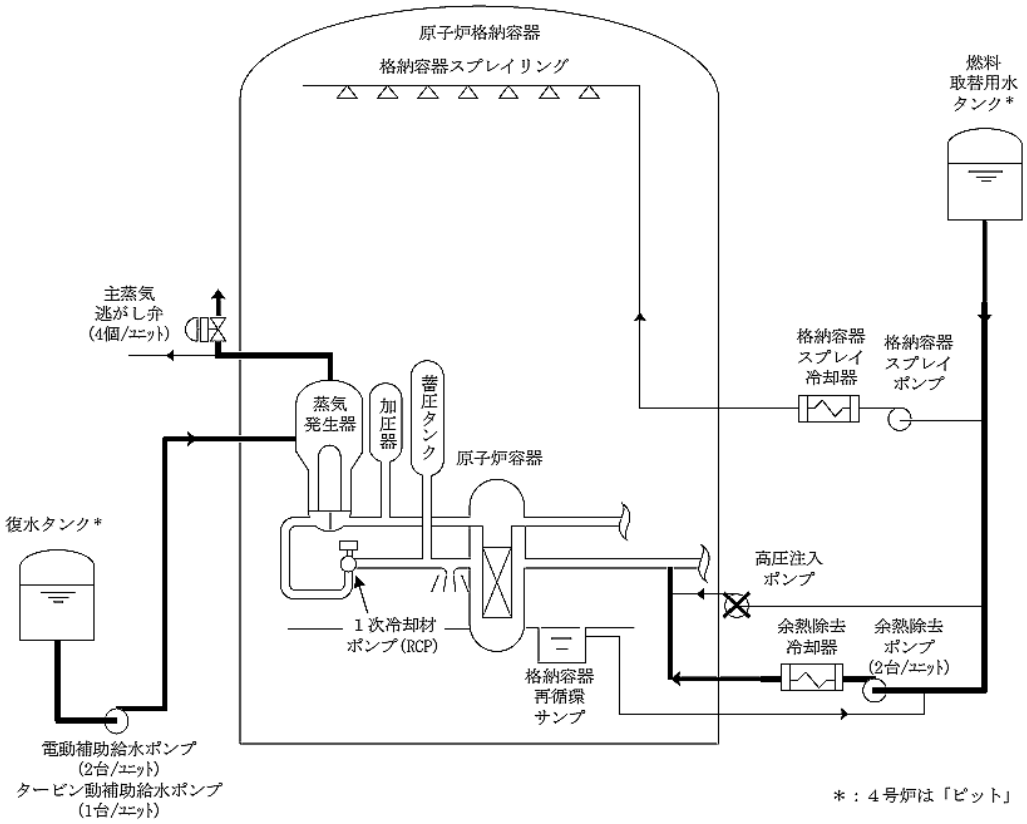
１　小ＬＯＣＡに対する被告の対応

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。

この点、原告らは別件仮処分事件（平成２３(ヨ)第２１号）で２０１１年１０月２１日付主張書面の第３で被告に対し求釈明を行っている。それに対する被告の同別件２０１２年1月１１日付準備書面２の２頁では、地震によりこれら補助給水系統が働かなければ「原子炉を冷却する手段は他にないことになる」と答えている。

それゆえ、カギは補助給水系統の配管が地震動によって破断する可能性があるかどうかにあり、それはまた、探傷検査が的確に行われているかどうかにかかっている。全体的に地震による配管破断の危険性の問題は、補助給水系配管の検査がどのように適格になされているか否かにかかっているので、仮処分事件での被告の一定の回答も踏まえて、あらためて別途求釈明を行う。

第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 度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。

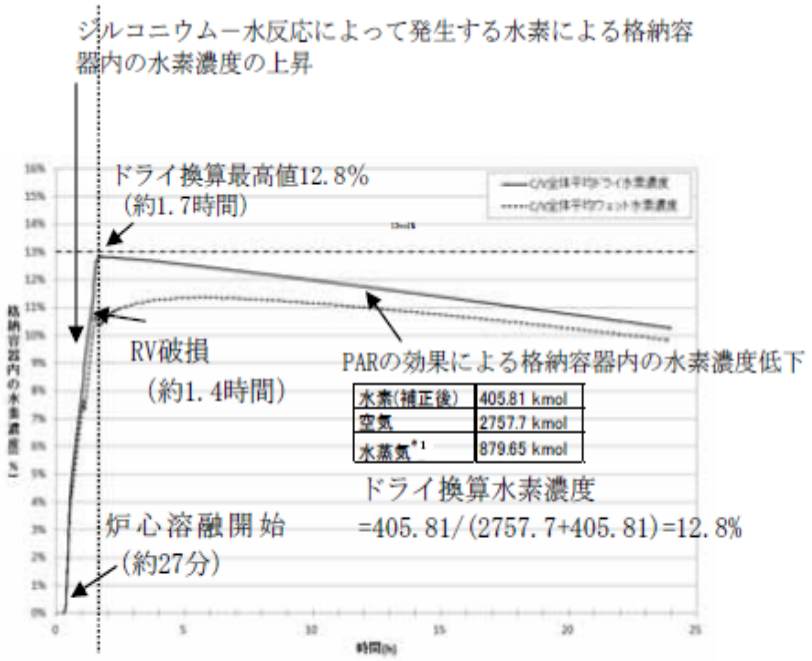
溶融燃料が原子炉容器を破損してさらに落下し（メルトスルー）、原子炉格納容器内の下部キャビティに落ちる。すると原子炉容器内にあった水素が原子炉格納容器内に放出される。また原子炉格納容器内に存在する水蒸気の放射線分解によっても水素が発生する。

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

第５　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。