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　（4）

脆性遷移温度の異常上昇と容器破壊の危険性

２０１３（平成２５）年６月３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

第１　問題の所在・・・原子炉圧力容器の中性子照射脆化

玄海１号機は１９７５年１０月１５日に運転開始して以来、その原子炉圧力容器は中性子の照射を受け続けてきた。容器の鋼材には中性子照射によって微小な欠陥が生じ蓄積し、その結果、材料の延性（延びる性質）が低下して脆性（脆さ）に転じ、破壊に対する抵抗力（靭性：粘り強さ）が低下していく。一般に鋼材の温度が高いと延性があるが低いと脆化する。その延性から脆性に転じるところの温度を脆性遷移温度（関連温度）というが、その脆性遷移温度は中性子照射によって上昇していく。つまり、本来なら一定の高い温度では延性であるはずが、中性子照射によって脆性に変わって脆くなる。

そうすると、原子炉圧力容器内面に微小な傷がある状態で、一次冷却水喪失事故が発生し緊急炉心冷却装置（ＥＣＣＳ）から３０℃程度の冷水が注がれたとき、脆性破壊が起こり、原子炉圧力容器が一挙に破壊され、福島原発事故を上回る大惨事が起こりかねない。

以下、この原子炉圧力容器の中性子照射脆化の観点から、玄海１号機は安全設計審査指針に定める基準（指針６）を充たしているかどうかを検討する。

第２　安全設計審査指針類が求める安全基準

１　核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律

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。）２４条１項４号、２項により、主務大臣は原子力安全委員会の意見を聞かなければならないとされている。原子力安全委員会は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下「安全設計審査指針」という。甲４）により発電用軽水型原子炉（以下「軽水炉」という。）の設置許可申請に係る安全審査を行い、結果を主務大臣に報告する。

２　安全設計審査指針の「指針６」

安全設計審査指針の「指針６　環境条件に対する設計上の配慮」は以下のように

定める。

「安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。」

この「安全機能」とは、同指針の定義によれば「原子炉施設の安全性を確保するために必要な構築物、系統又は機器の有する機能」であり、この構築物、系統又は機器には「その喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの」である原子炉圧力容器を含んでいる。

３　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（昭和四十年六月十五日通商産業省令第六十二号　以下単に省令６２号という）は、電気事業法４８条１項の規定に基づき、発電用原子力設備に関する技術基準を定めたものであるが、安全設計審査指針の「指針６」に対応し、中性子照射に関連して、次のような規定がある（甲４６）。

（１）８条の２（安全設備）第２項

同省令２条８号において、「安全設備」として、一時冷却系統に係る設備すなわち原子炉圧力容器が定義されている。そして、同８条の２には以下のように定める。

「２　安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設しなければならない」。

経済産業省原子力安全・保安院による「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」（以下「解釈」という。）では、この条項に関し、次のように規定されている（甲４８）。

「４　第２項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の適用に当たって(別記－11)」

に掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。（日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201-2007）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」（JEAC4206-2007）に関する技術評価書（平成21年8月））」。

（２）９条（材料及び構造）１項

「一　クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次によること。

イ　クラス１機器又はクラス１支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重等の条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力等に対する適切な耐食性を含む。）を有すること。

ロ　クラス１容器（原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器　２条十六）に使用する材料にあっては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重等の条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認したものであること」。

原子力安全・保安院の要請に基づき、既に公布されている技術基準及び解釈を補足するものとして原子力安全基盤機構が作成、公開している「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令と解釈に対する解説」（以下「解説」という。）では本条項に関し、次のように規定している。

「６　第１項第１号イ及びロの規定では、クラス１容器の原子炉圧力容器炉心領域材料は、運転期間中に中性子の影響を受けることから中性子照射脆化の影響を考慮して評価することを踏まえ、放射線の使用条件において適切な機械的強度及び化学的成分、適切な破壊じん性を有することを要求している」。

この「解説」の規定から見れば、省令６２条の９条１項ロに定める「適切な破壊じん性」を確認するための「機械試験」とは、同省令の１２条に定める監視試験片を用いる方法によるべきことが読み取れる。

（３）１２条（監視試験片）

「原子炉施設に属する容器であって、１メガエレクトロンボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれのあるものの内部には、当該容器が

想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次の各号に定める監視試験片を備えなければならない。

（略）

二　監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。」。

ここで、「解釈」によれば、「第２号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」（ＪＥＡＣ４２０１－２００７）の適用に当たって（別記―１２）」により、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。」と規定する（甲４８）。

そして、上記の「別記―１２」に対応する附属書Ｂ－１（乙１８号証の３）には、監視試験片による試験結果を当てはめる予測式が記載されている。

４　まとめ

以上のとおり、原子炉等規制法２４条１項４号、２項に基づく安全設計審査指針の「指針６」に対応し、省令６２号８条の２において「安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合する設計であること」とされている。

原子炉圧力容器の中性子照射による脆性破壊を防止する観点からみれば、９条１項において「使用される放射線の条件に対して適切な機械的強度及び化学成分を有すること」が求められ、原子炉圧力容器については「適切な破壊じん性を有することが機械試験等により確認されたものであること」が求められている。

さらに、１２条により「想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう」監視試験片を備えることが求められている。

玄海一号機の原子炉圧力容器については、安全設計審査指針６に基づき、省令で

は「監視試験片」を備えること、これを用いた機械試験等により、「適切な破壊じん性を有すること」の確認が義務付けられている。

第３　適切な破壊じん性の確認方法とその破綻

１　はじめに

上記のように、経済産業省原子力安全・保安院による「解釈」では、省令６２号第８条２項について、「安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあっては、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法」(JEAC4206-2007)の適用に当たって(別記一 11)」に掲げる、破壊じん性の要求を満足すること」としている。

２　監視試験片データ

原子炉圧力容器の脆性遷移温度は、原子炉圧力容器の内壁から容器内へ約１０cm内側に置かれた試験片を取り出し破壊してみることによって測定されている。玄海１号機において、その測定値は次表が示すように、運転開始前の初期値はマイナス１６℃であったが、中性子照射量の増加とともに上昇している。第４回では大きく跳ね上がって９８℃に達し、それまでの３回分の測定値から予測される値（図１の予測曲線）を大きく上回る異常性を示している。

表１．玄海１号の監視試験片データと中性子照射量

取出回数	取出時期（運転開始以来の暦年.月数）	試験片の中性子照射量（10^{19}n/cm^2）	試験片脆性遷移温度（関連温度）(℃)	容器(1/4 内側)の照射量が左欄の試験片照射量と同等になる相当年数（九電推定）	左欄の相当年（運転開始以来の暦年数）（九電推定）
初期		０	－１６	０	
第１回	1976.11(1.1)	０．５	３５	約５EFPY	1982(6.6)
第２回	1980.4(4.6)	２．１	３７	約２０EFPY	2003(27.6)
第３回	1993.2(17.5)	３．５	５６	約３３EFPY	2019(43.6)
第４回	2009.4(33.6)	６．５	９８	約６６EFPY	2060(84.6)

注：EFPY は全出力に換算した運転年数

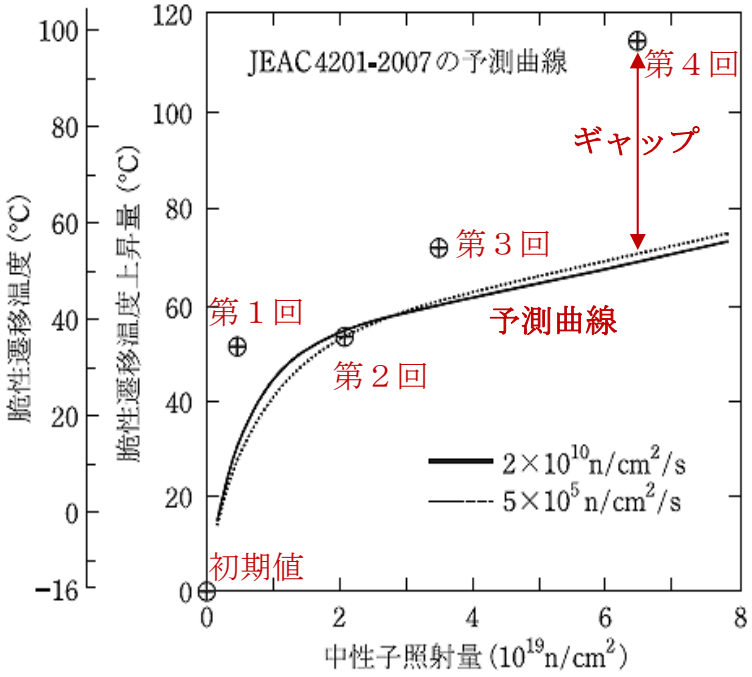


図１　玄海１号炉監視試験片データ（⊕）と JEAC4201-2007 予測曲線（井野論文前編（甲４３の１）, p. 141, 図１に加筆）

３　脆性遷移温度の異常上昇の原因と予測式の破綻

玄海１号機原子炉圧力容器の脆性遷移温度に関して、第４回試験片測定値は、予測値をはるかに逸脱する異常なものであった。この事実は、現在の脆性遷移温度の予測方法の限界あるいは破綻を示すものである。この異常性は青野意見書（甲４２）の２頁図１で端的に示されており、その原因として、不純物である銅濃度に起因する要因と、中性子照射量が高い領域での一般的傾向が考えられている。

（１）　銅濃度の影響

原子炉圧力容器の材料（母材）に含まれる銅の濃度が脆性遷移温度に著しい影響を持っていることは下記図３が如実に示している。銅濃度の高い原発では脆性遷移温度も高い傾向にある。また、井野論文（後編：甲４３の３）の３４４頁図１９では、美浜１号炉に関して銅濃度が高いほど脆性遷移温度が高いことが明確に示されている。

玄海１号機第４回試験片の銅濃度は、保安院報告書（乙２０号証の２）７頁表

２では０．１２％となっている。ところが井野委員の要求によって第１４回意見聴取会に九州電力（被告）から提出された資料６（甲４４）別紙２／２頁によれば、第３回・第４回試験片（母材）の銅濃度は、アトムプローブ法によればかなり高い約０．１５％となっている（図２）。このデータが意見聴取会に出されたにもかかわらず、保安院の報告書（乙２０号証の２）ではなぜか完全に無視されているのである。

図２．玄海１号母材銅濃度（甲 44）

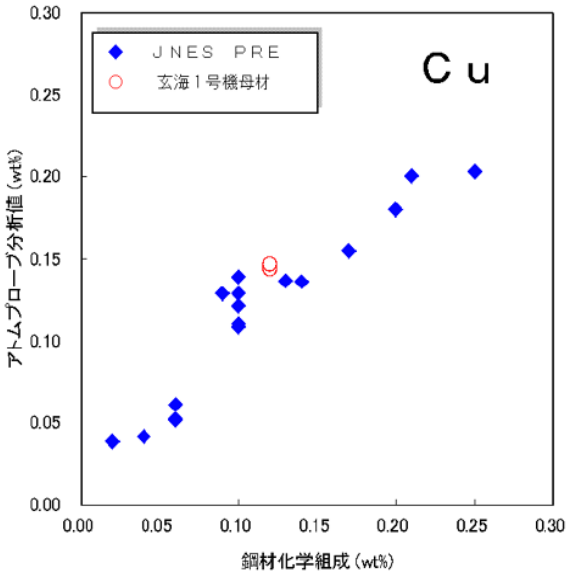
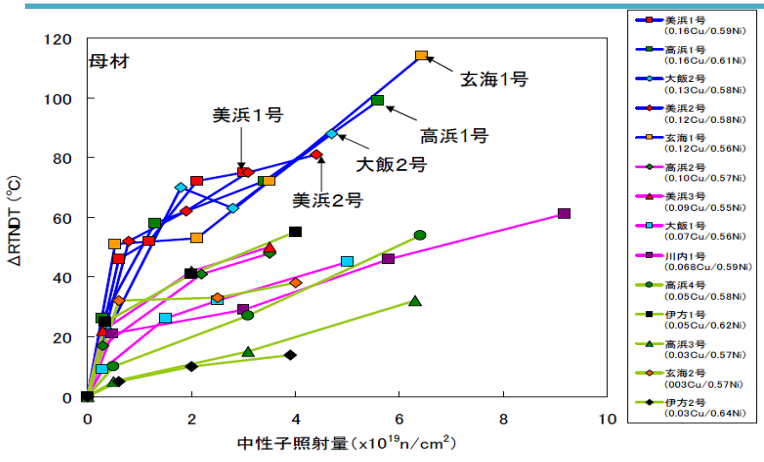


図３4．照射脆化に係る他プラントとの比較（1）



	母材	Cu	Ni
1	美浜1号	0.16	0.59
	高浜1号	0.16	0.61
	大飯2号	0.13	0.58
	美浜2号	0.12	0.58
	玄海1号	0.12	0.56
2	高浜2号	0.1	0.57
	美浜3号	0.09	0.55
	大飯1号	0.07	0.56
	川内1号	0.068	0.59
3	高浜4号	0.05	0.58
	伊方1号	0.05	0.62
	高浜3号	0.03	0.57
	玄海2号	0.03	0.57
	伊方2号	0.03	0.64

青ライン：0.1＜Cu量
桃ライン：0.05＜Cu量≦0.1
緑ライン：Cu量≦0.05

✓玄海１号と同程度のCu量を持つ他プラントの脆性遷移温度の上昇（上グラフの青線）と比較しても、同程度の脆化進展傾向を示しているのではないか。

（甲４５，６頁）

原子力安全・保安院 NISA

6

監視試験片は原子炉圧力容器母材と同質のものを用いることになっている。その試験片に銅濃度のばらつきがあるということは、元の母材の濃度にばらつきがあることを意味している（甲４３の１：井野論文前編 p. 144-145 参照）。そうする

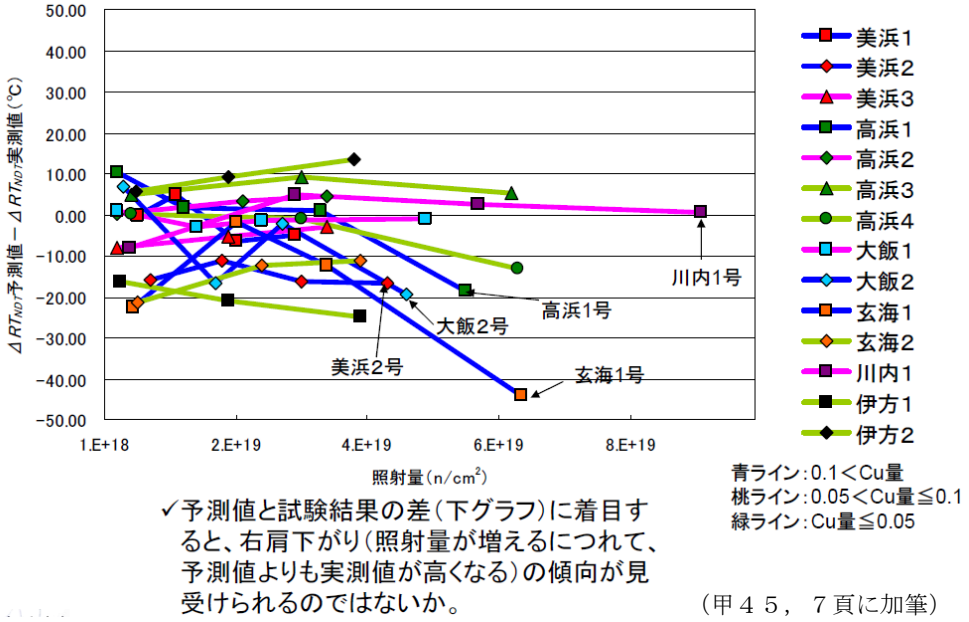
と、濃度が０．１５％に納まっているという保証はなく、より高い濃度の部分ではいっそう脆化が進んでいる可能性は否定できない。

（２）　中性子照射量の高い領域における予測式の破綻

第４回試験片で脆性遷移温度が予測値を超えた普遍的原因として、中性子照射量の高い領域で予測式が破綻しているという問題がある。

図４の横軸は中性子照射量を示し、縦軸は脆性遷移温度上昇量に関する予測値と実測値の差（予測値―実測値）を表している。縦軸の値がゼロのとき、実測値が予測値と一致しており、マイナスのときは実測値が予測値を上回ることを意味している。

図４．脆性遷移温度上昇値：予測値―実測値



（甲４５，７頁に加筆）

その結果、玄海１号はもちろんであるが、他の高浜１号、大飯２号及び美浜２号等では、中性子照射量の高い領域で実測値が予測値を大きく上回る傾向が見られる。つまり、中性子照射量の高い領域で予測式は破綻しているのである（詳しくは甲４７）。

この破綻については、青野意見書（甲４２）の第２節及び３節で述べられているが、この点は、保安院報告書（乙２０号証の２）１２頁でも次のように認めている。「しかしながら、平成１８年当時の国内の監視試験片データは、中性子照

射量が低いデータが圧倒的に多く、高い積算照射量領域のデータが少ないため、今後、蓄積されていく監視試験データを活用し、予測式の精度を向上させること等により、より一層の信頼性向上が望まれる。」

この報告書は、予測式そのものの信頼性は維持できるかのような表現をとっているが、予測値と監視試験片データが矛盾すること自体は明らかに認めている。現在の予測式に頼ることでは安全性が保証されないことは明らかであり、その意味では予測式は破綻したといってよい。

４　被告九州電力の「予測」とその問題点

（１）被告九州電力の「予測」

玄海１号機の脆性遷移温度について２００９年４月の第４回監視試験片が示した値は９８℃であり、中性子照射の結果、初期値のマイナス１６℃から１１４℃も上昇している。

ところが被告九州電力や保安院は、監視試験は加速試験であるため、現在の危険性を表してはいないという趣旨を説明している（保安院報告書：乙２０号証の２，４頁)。試験片は原子炉圧力容器内壁から容器内へ約１０ｃｍ内側に配置されているため、容器壁内表面より多くの中性子照射を受ける。さらに容器材の照射量は容器内面から壁内に厚みの１／４入った箇所（内壁から約４．３ｃｍ）で評価するのだという。ただし、大ＬＯＣＡ時などの加圧熱衝撃の保守的評価を行う際は、内表面の照射量を用いるという（乙２０号証の２，４頁)。

このような想定に基づく脆性遷移温度の予測値が被告九州電力作成の次図（図５）に示されている。第４回試験片が受けた中性子照射量は表１より６．５（10^{19}n/cm^2）であるが、それが容器内面から厚みの１／４の位置では２０１１年５月時点で約２．５となり、それに対応する脆性遷移温度は約８０℃と書かれている。

この予測カーブは、JEAC4201-2004 の予測カーブのままでは合わないので、それが点（6.5，98）を通るように単に持ち上げたものである。これでは、何の理

論的根拠もないことが明らかである。

しかし被告はこうして、２０１１年５月末での脆性遷移温度は９８℃ではなく、約８０℃だと主張している（乙２０号の２、４頁のデータによれば、２０１１年１０月末での中性子照射量は１／４点で約２．７、内表面で約４．０なので、脆性遷移温度は予測カーブよりそれぞれ約８２℃、約８９℃となる）。

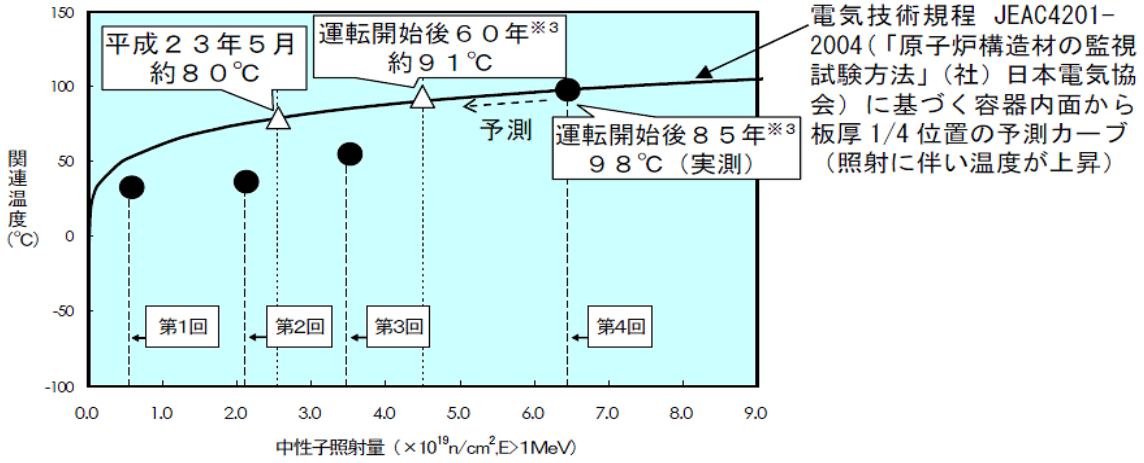


図５.【玄海１号機　関連温度の予測カーブ（母材）】　（甲２１，２頁）

（２）問題点

このように被告九州電力や保安院は、第４回試験片が示した脆性遷移温度９８℃を現在の危険性を表すものではないと捉えている。

しかし、すでに見たように予測式は中性子照射量の高い領域で破綻している。そのような予測式の形はそのままにして単に９８℃の点を通るように持ち上げたカーブで現在時点での脆性遷移温度を予測している。

今後、再度測定した時点ではさらに中性子照射量は増えるので、さらにカーブを持ち上げる必要が生じるだろうということが言える。

しかしそうすると、照射量２．５の点で現在８０℃という予測値も上がらざるを得ない。つまり「８０℃」とあっても、実はより高い値なのだと考える必要がある。

5　保安院における検討

玄海１号機の原子炉圧力容器には事故時において、「安全設計審査指針」が要求する「適切な破壊じん性を有する」（省令６２号９条１項ロ）ものとは言い得ないという問題が、２００９年４月の第４回試験片測定結果によって急浮上した。これを原告らは２０１１年１２月２７日付訴状の第５でとりあげ、書証として九州電力作成資料・甲２１号証及び青野雄太（久留米工業高等専門学校機械工学科准教授）の見解・甲２２号・２３号証を提出した。

この玄海１号機の脆化問題は国レベルでも大きな問題となり、福島原発事故を踏まえて原子力安全・保安院（以下、「保安院」という）のもとに設置された「高経年化技術評価に関する意見聴取会」で検討された。

その第１回（２０１１年１１月２９日）に、保安院から資料３－４として問題の概要が提出され、その後の検討を経て、２０１２年７月２７日の第１８回で打ち切られている。その後の同年８月１３日付で井野委員からコメントが出されたが、保安院は同月２８日付で「新たに意見聴取会を開催する必要は無く、保安院の責任の下で報告書をとりまとめ、公開します」として、聴取会を開くことを拒絶した。

このようにして、保安院の責任でまとめられた翌日２０１２年８月２９日付けの報告書が、乙２０号証の１及び２として２０１３年３月１日に被告から提出された。

しかし、上記の経過からも明らかなように、この保安院報告書（乙２０号証の２）は委員の異論を切り捨てて強引にとりまとめられたものであり、基本的な問題を含んでいる。実際、同報告書自体が、「現在使われている予測式において高照射量領域の予測精度の信頼性に課題があることが解った」と、「報告書の概要」で述べている（乙２０号証の１、１頁）が、脆性遷移温度の予測式が破綻しており、未解決であることを認めたものに他ならない。

6　適切な破壊じん性を有することの確認がなされていないこと

玄海１号機について、省令６２号９条１項ロの求める「当該容器が使用される・・放射線・・の条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験等により確認

したものであること」の要件が満たされていない。現在は上記のように監視試験片によってこの確認がなされようとしているが、これには以下のような問題点がある。

第１は、監視試験片及び母材（原子炉圧力容器）の銅濃度にばらつきがあることである。材料に含まれる銅濃度が脆性遷移温度に著しい影響を持つところ、監視試験片及び母材の双方において銅濃度のばらつきがあるため、確認結果に信頼性をおくことができない。

第２に、原子力発電所用機器に対する破壊靭性の確認試験方法（JEAC4206-2007）が採用する予測式は、試験監視片データと大きく矛盾し、信頼できる予測式が存在しないことである。特に中性子照射量の高い領域における破綻が著しいことはすでに指摘した。

第３に、中性子照射量の過小評価である。原子炉圧力容器壁の内表面から１／４壁内に入った位置での中性子照射量をもって、容器の照射量と捉えてよいのだろうか。

すでに述べたように、大ＬＯＣＡ時には容器内表面の傷の拡大が問題になるのだから、脆性遷移温度も容器内表面で捉えるべきであるし、この必要性は前記のように保安院報告書でも認めている。しかし、試験片は容器内表面ではなく、より多くの中性子照射を受けることになる原子炉圧力容器壁から容器内へ約１０ｃｍ内側の位置に配置されている。

これには意味がある。試験片を取り出して調査する約１年の間の運転によって、容器内表面の脆性遷移温度はさらに上昇することになるから、試験片が限界を警告したときには、容器内表面はその限界を超えていることになる。それゆえ、やはり試験片は容器内表面より多くの中性子が照射される位置に置いて、加速試験をしないと手遅れになる可能性があるのである。

したがって、試験片が示す脆性遷移温度は、容器内表面の現在の脆性遷移温度を示唆するものとして保守的に捉えるべきである。

しかるに、被告九州電力が採用し、保安院も追認している、原子炉圧力容器壁の

内表面から１／４壁内に入った位置での中性子照射量をもって容器の照射量と捉える方法は、安全性をまるで無視したものというべきである。

第４　原子炉圧力容器破壊の危険性

１　原子炉圧力容器破壊のメカニズム

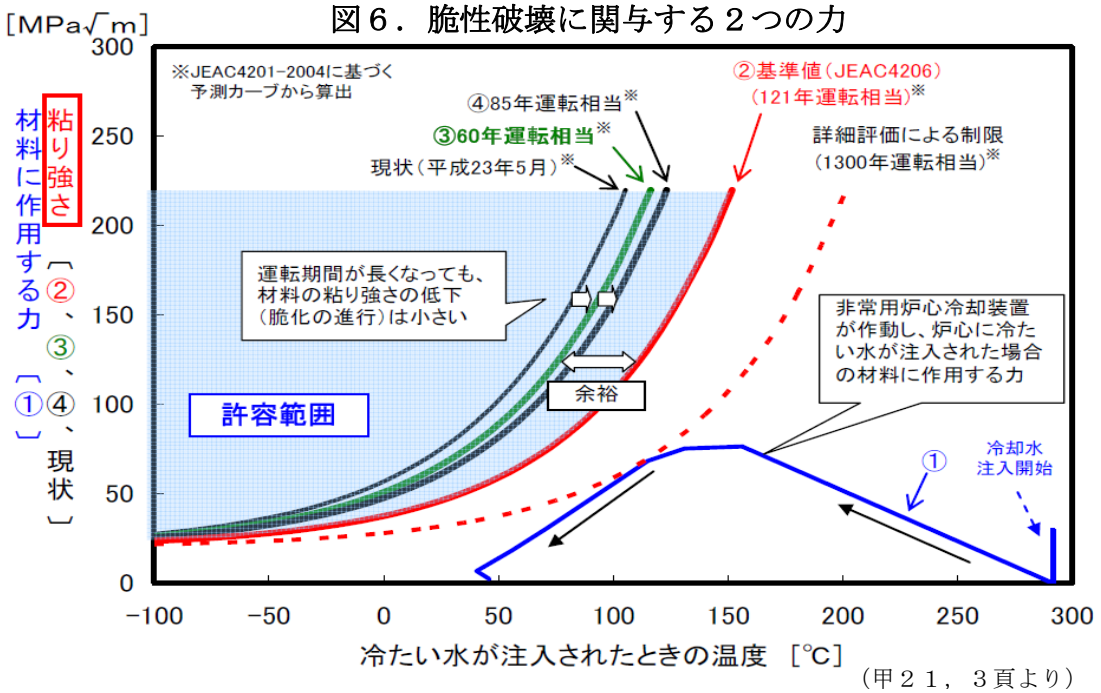
上記のとおり脆性遷移温度の上昇の予測式が破綻しているために正確な予測が得られない中、脆性遷移温度の上昇の度合いによっては原子炉圧力容器の破壊は現に起こりうるため、安全設計審査指針が要求する「適切な破壊じん性」が充たされているとはいえない状態にある。

すなわち、１次冷却材喪失事故（大ＬＯＣＡ）時に、緊急炉心冷却装置（ＥＣＣＳ）から冷たい水（約３０℃）が原子炉圧力容器内に注入されると、厚み約１７ｃｍの容器壁の外側は高温のままだが内側が急冷されて収縮する。そうすると内壁の微小な傷に両側から引っ張り応力が働き、傷を拡大しようとする。その傷拡大応力に対する材料の抵抗力（靭性）が中性子照射量とともに低下することが問題の焦点である。この場合の様子は次図（図６）で示されているように、脆性破壊が起こるかどうかは次の２つの力のせめぎ合いで決まる。

(a)　左側の曲線グラフ（破壊靭性遷移曲線）は、破壊に抵抗する力（粘り強さ：靭性）を表している。この靭性は中性子照射量に応じて次第に低下する。

(b)　下の山形をしたグラフ①（ＰＴＳ遷移曲線）は、傷を拡大しようとする力（材料に作用する力）である。冷却水注入開始時点で約３００℃あった傷付近の材料温度が次第に低下するとともに引っ張り力が（グラフの矢印方向に）増して頂点に達し、その後温度が一様化するとともに低下する様子が描かれている。

図６．脆性破壊に関与する２つの力



（甲２１，３頁より）

これら２つの曲線が交わると、傷を拡大する力が靭性を上回り、脆性破壊が生じることになる。被告作成の図６では、２つの曲線は交わっていないが、現実に交わる可能性があることが後で示される。

２　脆性破壊の危険性

前述のとおり、原子炉圧力容器材料の脆性遷移温度が上昇し、比較的高温でも脆性に転じているとしよう。１次冷却材喪失事故（大ＬＯＣＡ）時に、ＥＣＣＳから冷却水が容器内に注入されたとき、容器内壁の熱的収縮による引っ張り応力が内壁面の微小な傷に作用し、脆性破壊する危険性が生じる。

実際に破壊するかどうかは、前述のように２つの力、(a)破壊に抵抗する力（破壊靭性遷移曲線）と(b)傷を拡大しようとする力（ＰＴＳ遷移曲線）とのせめぎ合いによって決まる。２つの曲線が交わらなければ破壊は起こらないことになる。これらについて、青野意見書は第４節から第７節で詳しく論じている。

（１）　破壊に抵抗する力（破壊靭性曲線）の評価

破壊靭性値は、監視試験用に炉内に装着されている専用の破壊靭性値試料を

用いて測定される（井野論文（中編）：甲４３の２，p.251)。それら測定値の下限となる包絡線をもって破壊靭性遷移曲線とするのだが、その際、過去のすべてのデータを活かすため、各回毎のデータを脆性遷移温度分だけ移動させたデータを用いる。ところがそのようにしても結局は第４回試験の４つのデータだけによって下限包絡線が決まってしまうようになっている。わずか４点で決まる包絡線では信頼性が乏しい。

そのため、井野氏らはこのような方法に代えて、測定値群の中央値をとるマスターカーブ法を用いた。その詳細は青野意見書（甲４２）に委ねるが、結局意見聴取会ではデータ点が少ないためマスターカーブ法を使うのは妥当でないとしてこの考えは採用されなかった。しかし、従来の方法ではわずか４点によって包絡線が決まってしまうという欠陥は棚上げしている。

データは少なくても中央値を用いるという方法が評価されるべきである。

（２）　傷を拡大しようとする力（ＰＴＳ遷移曲線）の評価

原子炉圧力容器内にＥＣＣＳから冷水を注入したとき、傷（き裂）を拡大しようとする力（ＰＴＳ遷移曲線）の評価は、想定するき裂の深さ及び容器内表面から冷却水への熱伝達率に依存する。

まず、き裂深さについて、被告九州電力は深さ(a)10mm、幅 60mm の半楕円状を仮定している。容器板厚(W)は 168mm なので、比 a/W=0.06 となる。この比 a/W をどうとるかによってＰＴＳ遷移曲線は相当に大きく変化することが、甲４３の２,p258 の図１５で示されている。

次に、熱伝達率について、熱伝達率が大きいと、容器内面から冷却水への熱の流れが大きくなり、容器内表面付近の温度が急速に低下し、それだけ熱的収縮が激しくなってき裂に作用する引っ張り応力（き裂を拡大する力）が大きくなる。その熱伝達率の違いによる効果は甲４３の２，p.259 の図１６で表されている。また、被告九州電力は熱伝達率 h=1(kW/m^{2}K)を用いているが、安全側にもう少し大きい値をとると、ＰＴＳ遷移曲線はより大きい値をとるようになる。

実際、アメリカではｈ＝１．８が用いられているという（甲４２，p.6)。

（３）　結論

このようにして得られた２種類の曲線は、甲４３の２,p.260 の図１７（右図：図７）に集約されている。熱伝達率が２のとき両曲線は交わることが明らかだが、熱伝達率が１をわずかに超えただけで付属書Ａ（７）式と交わることも見えている。

図７

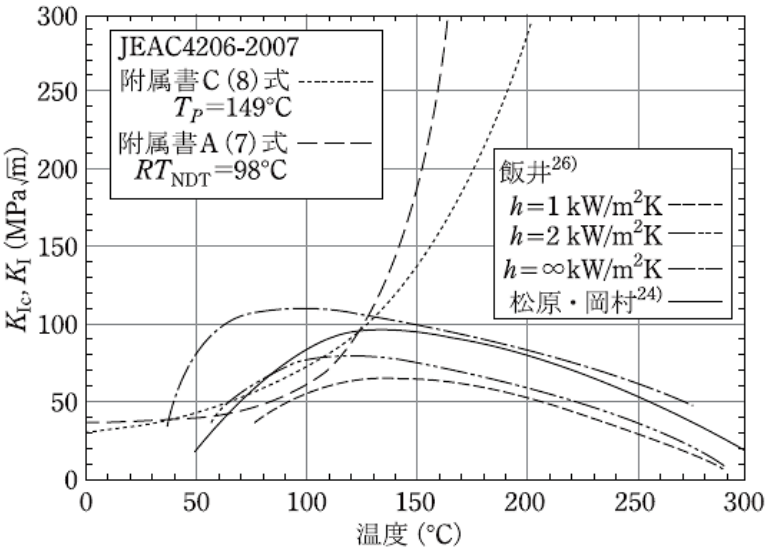


図17　筆者らが中央値シフトから求めた破壊靭性遷移曲線（K_{Ic}曲線）と飯井が求めたPTS状態遷移曲線（K_I曲線）を重ねて描いた図．ASME K_{Ic}曲線もあわせて記入した．（甲Ｂ４３の２，p.260）

すなわち、脆性破壊を起こすおそれがあることが十分に予測できる。

第５　結論

人格権に基づき原子力発電所の運転差止めを求める場合、本件原子炉の安全性については、事業者の側において、まず、その安全性に欠ける点がないことについて、相当の根拠を示し、かつ必要な資料を提出した上で主張立証をする必要があり、事業者がこの主張立証を尽くさない場合には、本件原子炉に安全性に欠ける点があり、その周辺に居住する住民の生命、身体、健康が現に侵害され、または侵害される具体的危険があることが事実上推認されるものというべきである。そして、本件原子炉施設が安全審査における審査指針などの定める安全審査上の基準を満たしているかについて、これらが満たされていることが確認された場合には、事業者は本件原子炉に安全性に

欠ける点がないことについて、相当の根拠を示し、かつ必要な資料を提出した上での主張立証を尽くしたことになる（名古屋高等裁判所金沢支部判決平成２１年３月１８日判タ１２７７号３１７頁)。

玄海1号機については、上記のように安全設計審査指針の指針６で「安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること」が求められ、これに基づき省令６２号第８条の２第２項は「安全設備は、想定されているすべての環境条件においてその機能が発揮できるように施設されなければならない」とし、第９条１項ロでは原子炉圧力容器は「使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重などの条件に対して適切な破壊じん性を有することが機械試験等により確認したものであること」とされている。しかし詳細に指摘してきたように監視試験片データから予測式そのものが破綻していることが明らかになったことなどから、玄海１号機の原子炉圧力容器が「適切な破壊じん性を有することの確認」がなされたとはいえなくなり、「本件原子炉施設が安全審査における審査指針などの定める安全審査上の基準を満たしている」とはいえないことになり、本件において被告は「本件原子炉に安全性に欠ける点がないことについて、相当の根拠を示し、かつ必要な資料を提出した上での主張立証を尽くした」とはいえない。

従って、「本件原子炉に安全性に欠ける点があり、その周辺に居住する住民の生命、身体、健康が現に侵害され、または侵害される具体的危険があることが事実上推認される」ものである。

以　上