

令和3年(㍿)第449号 老朽美浜3号機運転禁止仮処分申立事件

債権者 石地 優 外8名

債務者 関西電力株式会社

準 備 書 面 (5)
(老朽化問題の再反論)

2021 (令和3) 年11月25日

大阪地方裁判所第1民事部 御中

債権者ら代理人弁護士 河 合 弘 之



同

井 戸 謙 一

ほか9名

本準備書面では、運転40年をこえる老朽原発の抱える危険性に関する債務者の主張書面(5)に対し、再反論する。

【目次】

第1	債務者主張書面（5）に対する反論（第5の7項の主給水ポンプ以外）	3
1	「高経年化した原子力発電所の耐震性に関する主張について」に対する反論	3
2	「高経年化した原子力発電所は危険であるとの主張について」に対する反論	3
3	「高経年化により故障が増加するとの主張について」に対する反論	6
4	「高経年化を共通起因とした事故に関する主張について」に対する反論	7
第2	債務者主張書面（5）に対する反論（第5の7項の主給水ポンプ）	9
1	債権者の主張の要旨	9
2	耐震重要度分類について	10
3	補助給水設備への切り替え工程について	12
第3	中性子照射による脆化問題	17
1	中性子照射による金属脆化の仕組み	17
2	延長認可における原子炉圧力容器に対する中性子照射脆化の審査	19
第4	中性子照射脆化の審査方法の問題点	23
1	問題点の概要	23
2	J E A C 4 2 0 1 の問題点	25
3	J E A C 4 2 0 6 の問題点	36
4	審査基準の問題点の顕出例－高浜1号機の危険性	43

第1 債務者主張書面（5）に対する反論（第5の7項の主給水ポンプ以外）

1 「高経年化した原子力発電所の耐震性に関する主張について」に対する反論

（1）債務者は、債権者らの巨大な複合的な設備である原発においては、すべての備品を取り替えることはできないという主張に対して、「運転開始後60年時点で耐震安全性に影響する可能性がある経年劣化事象を抽出し、評価対象機器・構造物について経年劣化を加味して耐震重要度クラスに応じた地震力を用いた評価を行い、評価対象機器・構造物の機能維持に対する経年劣化事象の影響評価を実施し、運転開始後60年時点においても本件発電所の耐震安全性が確保されていることを確認している」と主張する（債務者主張書面（5）第5・1項、16頁）。

（2）しかし、債務者の主張によれば、全ての機器を対象とするのではなく、安全機能の重要度、材料及び使用環境等によりグループ化し、グループごとに耐震重要度を考慮して代表機器を選定して評価を行っているに過ぎない。多数存在する機器・機械類が、同一条件であれば同一時期に同一の故障や損傷をするなどということではなく、債務者が行っている評価は、単に平均的な劣化や故障、損傷の傾向を把握できるに過ぎない。代表的な機器を選定しての評価や検査では、劣化や故障、損傷について見落としが生じることは避けられない。

そのため、検査漏れや劣化度合いのばらつきにより、平均的な劣化よりも進行した部品や機器等においては、計算上の強度や機能が維持されていない箇所が生じている可能性は否定できない。

2 「高経年化した原子力発電所は危険であるとの主張について」に対する反論

（1）債務者は、債権者らの地震等の自然現象やヒューマンエラー等により事故が生じ、中性子の照射による脆化が進んだ原子炉容器に注水が行われた際に、PTS（加圧熱衝撃）¹により原子炉容器が破損し、放射性物質が外部に放出さ

¹ 本書面第3・1項（3）18頁参照

れるおそれがあるとの主張に対し、本件発電所においては「地震、津波、火山等の自然現象に対する安全性について評価・確認し、本件発電所の安全性が確保されていることを確認しているため、そもそも債権者らが地震、津波、火山等の自然現象により事故が発生するとの前提を置いている点は誤りである」と主張する（債務者主張書面（５）第５・２項（１）イ，１８頁）。

しかし、そもそも債務者が申請し、原子力規制委員会が審査・確認した自然現象に関する内容は、「安全性」を確認したものではなく、あくまでも規制基準に適合しているかどうか、という観点からに過ぎない。自然現象に対して

「安全性が確保され」、自然現象を起因とする事象は考慮する必要がないとする債務者の主張は、自然現象は全て解明され、予測でき、対策が万全であるという「安全神話」に基づく主張であり、福島原発を経験した現在においては、説得力を欠くものと言わざるを得ない。また、例えば地震に対する審査については、別途主張するとおり、耐震設計の前提となる基準地震動の策定に大きな疑義がある。さらには、債権者らが指摘するのは、運転開始から４０年が経過した原発に対して、地震等の自然現象に対して安全性が確保できるかどうか、という指摘であり、完成直後の建屋や配管、部材等に欠陥が存在しないことを前提とするものではない。

（２）また、債務者は、「中性子照射脆化の影響を考慮してもPTS（加圧熱衝撃）により原子炉容器が破壊に至らないこと確認しているため、注水が行われたとしても原子炉容器が破損することはなく、放射性物質が外部に放出されることもない、と主張する（債務者主張書面（５）第５・２項（１）ウ，２３頁下から１７～２０行目）。その理由として、脆性破壊が発生する３の要因

（i）原子炉容器に亀裂が存在する（欠陥の存在），（ii）鋼材のねばり強さ（靱性）の低下（低靱性），（iii）原子炉容器に大きな力（応力）がかかる（高応力），についていずれも否定される旨主張する（債務者主張書面（５）第５・２項（１）ウ）。

しかし、債務者の主張にはいずれも妥当でない。まず、要因として挙げる

(i) 亀裂の存在については、「原子炉容器の製造時や供用期間中、さらには運転延長認可申請時に、特別点検として実施された超音波探傷試験により、亀裂が存在しないことを確認している」と主張する（債務者主張書面（5）20頁1～4行目）。

本件原発の原子炉容器に「亀裂が存在しない」という点については、否認する。超音波探傷試験については、原子炉容器の内側を漏れなく測定できるわけではなく限界があり、「存在しない」ことの確認はできないはずである。また、債務者も認めるように、運転期間延長認可の審査には、加圧熱衝撃の評価項目があるが、その評価に際しては、原子炉容器の内側に一定の大きさの欠陥があることを想定することになっている。つまり、40年を超える原発の運転においては、亀裂が存在する状態となっている蓋然性が高いと考えられているのである。そうであれば、検査により「亀裂が存在しないことを確認した」というためには、詳細にその実施方法と実測データを踏まえた主張をすべきである。

また、(ii) と (iii) については、債務者は、運転開始後60年時点において、債務者主張書面（5）21頁の図表3の二つの曲線（破壊靱性遷移曲線、PTS 状態遷移曲線）が重ならないこと（デッドクロスしないこと）ことを確認したと主張する（債務者主張書面（5）21頁12行目）。しかし、別途主張するとおり（本書面第4）、(ii) の評価においては、将来予測に用いられている基準（JEAC の基準）が不合理であること等が様々な専門家からも指摘されており、原子力規制委員会の審査が妥当であるとは到底言えない。

(iii) についても、その計算に用いた重要な熱伝達率の値が、債務者から原子力規制委員会に明らかにされずに審査が行われたという不合理なものであることが明らかになっている。

3 「高経年化により故障が増加するとの主張について」に対する反論

- (1) 債務者は、故障発生率は「バスタブ曲線」のように推移するとの債権者らの主張に対して、事実誤認であり概ね運転開始後15年以降のトラブル発生件数は減少傾向となり、運転開始とともにトラブルの発生件数は低下傾向にあると主張する（債務者主張書面（5）第5・2項（2），24～26頁）。

しかし、債務者が指摘する「運転開始後30年経過プラントのトラブル件数の推移」（債務者主張書面（5）26頁図表6）は、平成24年2月に公表された資料（乙199）に基づくものであるが、債務者も認めるように、福島原発事故（平成21年）以降、全国の原発が運転を停止した後のデータも含まれており、かかるデータをもって「運転期間とともにトラブル発生件数は低下傾向にある」との主張は、説得力を欠くものと言わざるを得ない。また、債務者が指摘する乙199の資料で対象としている原発は、福島第一原発1号機が41年、敦賀原発1号が42年であるが、それ以外の原発は運転年数は38年以下であるが、40年を超える2つの原発も40年を超えた時点では運転実績は乏しいことから、そもそもバスタブ曲線のようなトラブル発生傾向を否定する根拠とはならない。

別紙ー１ 運転開始30年経過プラントのトラブル情報件数(年平均1件以上プラント)

【営業運転開始以降の経過5年毎のトラブル情報(T情報)*件数】

発電所	電力	運開日	運転後経過年数										合計	年数	運開後 年平均
			～5	～10	～15	～20	～25	～30	～35	～40	～45				
福島第一1号	東京	1971/3/26	8	15	18	5	2	3	0	4	0	55	41	1.34	
福島第一2号	東京	1974/7/18	14	20	6	5	1	2	4	1		53	38	1.39	
福島第二1号	東京	1982/4/20	14	8	3	4	1	2				32	30	1.07	
美浜3号	関西	1976/12/1	5	12	7	8	4	2	0	0		38	36	1.06	
高浜1号	関西	1974/11/14	11	14	9	9	1	2	0	0		46	38	1.21	
高浜2号	関西	1975/11/14	7	14	8	4	5	1	2	0		41	37	1.11	
大飯1号	関西	1979/3/27	23	16	7	5	5	4	0			60	33	1.82	
大飯2号	関西	1979/12/5	20	10	8	8	4	2	0			52	33	1.58	
東海第二	原電	1978/11/28	26	11	4	2	7	2	5			57	34	1.68	
敦賀1号	原電	1970/3/14	16	12	24	11	6	6	3	3	0	81	42	1.93	
												(件)	(年)	(件／年)	

【営業運転開始以降の経過5年毎のトラブル情報(T情報)*年平均件数】

発電所	電力	運転日	運転後経過年数								
			～5	～10	～15	～20	～25	～30	～35	～40	～45
福島第一1号	東京	1971/3/26	1.6	3	3.6	1	0.4	0.6	0	0.8	0
福島第一2号	東京	1974/7/18	2.8	4	1.2	1	0.2	0.4	0.8	0.2	
福島第二1号	東京	1982/4/20	2.8	1.6	0.6	0.8	0.2	0.4			
美浜3号	関西	1976/12/1	1	2.4	1.4	1.6	0.8	0.4	0	0	
高浜1号	関西	1974/11/14	2.2	2.8	1.8	1.8	0.2	0.4	0	0	
高浜2号	関西	1975/11/14	1.4	2.8	1.6	0.8	1	0.2	0.4	0	
大飯1号	関西	1979/3/27	4.6	3.2	1.4	1	1	0.8	0		
大飯2号	関西	1979/12/5	4	2	1.6	1.6	0.8	0.4	0		
東海第二	原電	1978/11/28	5.2	2.2	0.8	0.4	1.4	0.4	1.3		
敦賀1号	原電	1970/3/14	3.2	2.4	4.8	2.2	1.2	1.2	0.6	0.6	0

(*) トラブル情報：法令に基づき国への報告が必要となる情報

(乙199別紙1より引用)

4 「高経年化を共通起因とした事故に関する主張について」に対する反論

- (1) 債務者は、債権者らが示しているシナリオは、これまでの運転経験により発生する可能性があると思わしき事象を単に羅列したものに過ぎず、個々の事象については既に種々の対策がなされていることから、そもそも発生し得ない、と主張する(債務者主張書面(5)第5・2項(3)、28頁)。

しかし、債務者によれば、これまで発生した事故については対策は取っているということであるが、事故やトラブルが毎年のように発生していることは事実であり、トラブルや事故の発生個所等を予測し、未然に防ぐことは困難であ

るというべきである。「発生し得ない」とまではさすがに言えないであろう。ましてやこれまで国内では40年を超える運転を継続した原発はないことからすれば、今後どのようなトラブルや事故が発生するのかという予測はより一層困難であるというべきである。

- (2) 債務者は、炉心支持構造物の照射誘起型応力腐食割れによる亀裂が発生し損傷するとの指摘に対し、バッフルフォーマボルトにおける安全性が確認されているため、それよりも中性子照射量や応力レベルが低い炉心支持構造物において照射誘起型応力腐食割れが発生するおそれはない、と主張する（債務者主張書面（5）第5・2項（3）ウ，30～32頁）。

しかし、バッフルフォーマボルトは多数あることから全てを検査することは困難であり安全性が確認された、とはいえないというべきである。また「材料」「環境」「応力」の3要素が重畳した場合に発生する可能性があるというのであれば、条件が異なるその他の炉心支持構造物等において発生するおそれ是否定できない。そもそも発生する「おそれ」すらない、と断言できるほどの確認ができていたとは言い難い。

- (3) 債務者は、流体振動により摩耗が進行していた蒸気発生器の伝熱管が地震によって破断することにより冷却水が漏洩するという債権者に主張に対し、本件発電所においては、平成8年に蒸気発生器の取替えを実施し、伝熱管に異常がないことを確認している、と主張する（債務者主張書面（5）第5・2項（3）エ，33頁）。

しかし、債務者の主張を前提にすれば、蒸気発生器の取替えは、本件原発の運転開始（昭和51年（1976年））後20年でされているが、取替え後、既に25年（平成8年（1996年））から令和3年（2021年））が経過している。蒸気発生器は原発施設の中でも最も過酷な条件に晒されている機器の一つであるといえるが、当初の取替え期間を大幅に越えた現状においては、機器全体の老朽化が進んでいることは否定できず、個別の伝熱管においても摩耗

による減肉等の劣化が進んでいることは否定できないというべきである。その場合には、新品の場合と比べ本来耐えられる設計上の地震動を下回る地震による揺れ等によっても劣化した部位が破損することは十分考えられる。

- (4) 債務者は、本件原発において平成16年に発生した死亡事故の原因に関し、金属配管の減肉の結果強度が不足し、運転時の荷重により破断したものと推定しているが、事故の直接の原因は、点検リストから当該箇所がもれていたことにあった、と主張する（債務者主張書面（5）第5・2項（4）、34～35頁）。

このような点検体制の在り方が当該死傷事故の原因であったとする見解には疑義があるが、仮に債務者の主張するように、劣化管理体制の問題であったとするならば、原発は巨大複合施設であることから、全ての機器及び配管を定期的に検査することなど事実上不可能であるといえることから、点検ができない部位や現時点で債務者が把握していない事象が生じた場合には、事前に対策を講じることはできないというべきである。現時点で、同様の事故が発生していないからといって今後も発生しないという保証はない。

第2 債務者主張書面（5）に対する反論（第5の7項の主給水ポンプ）

1 債権者の主張の要旨

債権者らは、準備書面(1)の第4項において、別紙のチャート図を示した上、次のとおりの要旨を主張した。

外部電源も主給水ポンプもSクラスとされていないため、基準地震動に満たない地震動によって損壊又は故障する可能性がある。外部電源が断たれた場合には自動的に非常用電源に切り替わるために比較的問題は少ないが、主給水ポンプが破損した場合には複数の工程を踏まなければ補助給水システムに切り替わらない。

その間の手順の一つを失敗しただけで緊急事態に陥ることになるが、余震が

予想される状況下において従業員は強い精神的緊張を伴う作業を強いられることになる。加圧水型の原子炉はこのような基本的な弱点を抱えているのであり、そのような事態が基準地震動を下回る地震によってさえ生じる。

このような中であっても、一連の作業が円滑になされて事態を収束させるためには、注入ポンプが起動し、弁の開放、スプレイポンプ等が起動し、かつ、弁類の開閉状態や機器の動作を監視する装置等も正常に機能していることが不可欠である。原発の稼働期間40年内であれば、かような機器類が正常に機能するという期待のもとに「基準地震動を超える地震動でなければ原発の安全性は維持される」という建前が成り立っているのである。

これらの作業においては、いずれかの手順に失敗すれば危機的状況に陥り、機器が起動せず、誤作動が生じたりすれば一連の作業はできなくなるし、また例えば弁の開閉状態についての誤発信がなされれば、従業員の誤った判断を招くことになる。老朽化するということは、これらの起動不能、誤作動、誤発信の事態が原発の稼働期間40年以内に比べて格段に多くなるということにほかならない。しかも、上記の一連の作業は緊急時において必要となるものであり、試運転になじまず、これらの機能が正常に維持できているか否かの確認は困難なのである。

2 耐震重要度分類について

債務者は主張書面(5)第5の7項(1)において、次のように主張している。「主給水ポンプは耐震重要度分類Cクラスに分類され、補助給水設備は耐震重要分類Sクラスに当たっており、主給水ポンプは安全上重要な設備ではないので必ずしも基準地震動に対する耐震安全性を備える必要はない。債権者らの主張は、このような原子力発電所の設計上各設備に期待されている役割や機能を理解せずになされたものであり、全くの事実誤認である。」

この債務者の指摘はまったく当たらない指摘である。その理由は以下のとおりである。債務者は、債権者らの主張について認否を明らかにしていないが、

下記の事実は認めているものと思われる（もし、否認する部分があれば明らかにされたい）。

記

外部電源も主給水ポンプもその耐震性はSクラスではなく Cクラスとされているため、基準地震動に満たない地震動によって損壊又は故障する可能性がある。外部電源が断たれた場合は自動的に非常用電源に切り替わるが、主給水ポンプが破損した場合には別紙チャート図に示される複数の工程を踏まなければ補助給水システムに切り替わらない。

債権者らは主給水ポンプがSクラスであることが望ましいとは認識しているが、本件においては主給水ポンプがSクラスでなければならないとは主張していないのである。債権者らは、現在の耐震重要度分類を前提とした上で、補助給水設備が原発の安全確保の上で極めて重要であることを認識していればこそ、補助給水設備がSクラスにふさわしい高い信頼性を保持することが原発の安全性を保持するために必須要件であると主張しているのである。この債権者らの主張は債務者とまったく同じである（*1）。

それ故に債権者らは、「補助給水設備への高い信頼性は主給水ポンプの破損が生じた場合にチャート図に示される複数の工程を踏むことが確実にできるものでなければその信頼性が確保されていないことになる」と主張しているのであり、これは上記争いのない事実関係から当然に導かれることを主張しているにすぎないのである。

「債権者らが事実誤認をしている」という債務者の上記指摘は債権者らの主張の趣旨を理解しないままなされた見当外れのものであると言わざるを得ない。

*1 債務者主張書面(5)53頁下4行目から末尾行にかけて、「このように、原子炉の安全性確保に係る冷却水・電源の供給について、それぞれ補助給水設備・非常用ディーゼル発電機がその役割を担うこととし、これらの設備に特に高い信頼性を持たせることにより原子炉の安

全性を担保するということが、本件発電所の設計上予定された姿である。」との記載がある。

3 補助給水設備への切り替え工程について

(1) 債務者の主張の要旨

債務者は主張書面(5)第5の7項(2)(54頁)以下において、次のように主張している。

債権者らはイベントツリーのいずれかひとつに失敗しただけでという仮定を置いて論じているが、その蓋然性について具体的に言及していない。また、チャート図に示された機器については耐震性が確認され、適切な保守管理がなされ、従業員の訓練がされているのであって、債権者らはこれらの事実を踏まえないまま「いずれか一つに失敗しただけで」として、失敗を当然の前提として主張を展開しており、その誤りは明らかである。

(2) 主張立証責任

債権者らが指摘しているのは基準地震動に満たない地震動によって主給水ポンプが破損する危険があり（その危険があることは当事者間に争いが無い）、主給水ポンプが破損した場合に補助給水設備への切り替えが円滑にいかないおそれがあるのではないかという問題であって、基準地震動を超える地震動の発生とそれに伴う危険の問題以前の問題である。

基準地震動に満たない地震動に襲われ主給水ポンプが破損した場合において確実に補助給水設備への切り替え行程を完遂できることの主張立証責任は当然ながら債務者が負うべきものであり、チャート図のどの行程において失敗をするかについての蓋然性の主張立証を債権者らに求めるような債務者の主張は根本的におかしい。

以上に指摘した点をおくとしても債務者の上記主張について次の各点が指摘できる。

(3) 限られた時間内で一連の作業を経なければならないこと

多くの行程を経なければ成功に至らないものがひとつの比較的単純な作業で成功に至るものよりも困難であることは論を待たない。熟練工や職人の仕事とアルバイト作業員の仕事の比較等を含め、このような例は枚挙にいとまがない。また、限られた時間の中で一連の作業を成功させなければ極めて大きな損害を発生させることが確実であるという場面ではその任に当たる者に極めて強い精神的緊張を強いるもので、平常時の冷静な対応が困難となる。このことは、経験則上明らかである。

主給水ポンプが破損した場合に補助給水設備の切り替えに関する一連の行程が成功しなければ炉心損傷が始まるのである。主給水ポンプの破損後、何時間以内で切り替えに成功しないと炉心損傷が開始するのか債務者において明らかにされたい。その限られた時間の中で、しかも、たとえ本震が基準地震動を超えるものでなかったとしても、余震が続くであろう中で一連の行程を完遂しなければならないのである。

(4) 耐震性の確認等の重要性について

1で述べたように、現在の規制基準は基準地震動未満の地震で主給水ポンプが破損された場合においても、補助給水設備への切り替えが時間内に確実にできるとの信頼のもとに、基準地震動に満たない地震動に対しては原発の安全性が確保されているという立場をとっている。

そして、補助給水設備への切り替えを確実に成功させるためには、債務者の主張する耐震性の確認、設備の点検、従業員の訓練のいずれもが高い信頼性や有効性を持つものでなければならないことは他言を要しない。しかし、その信頼性や有効性には強い疑問がある。

(5) 耐震性確認等の信頼性、有効性

債務者の主張する耐震性の確認については、債権者ら準備書面(3)第1項で主張したとおり極めて不十分である。

第1に債務者は安全余裕という実体の伴わない観念の元に耐震安全性を論じるという根本的な誤りをしている。

第2に、原発においてはプラントの冷温停止・冷温維持を安全に実現する動的機能が極めて重要である。配管を含む構造物については安全率や安全余裕の観念を入れることが可能であるが、そもそも動的機能を制御、監視する電気計装品については地震動による影響を計算で追うことはできないから、構造体におけるような計算による定量的な耐震設計技法はなく、安全余裕のような考え方もない。基準地震動を引き上げた場合には、構造体に関するコンピュータシミュレーションと平行して、電気計装品に関し振動台で実際に揺らす振動試験が行わなければならない。そして、この振動試験が行われていなければ、地震の際に電気計装品の機能が正常に働くとは言えなくなるのである。例えば、弁の開閉についての電気計装品に関する誤発信を含む故障が従業員の誤った判断を招き、炉心損傷事故の要因となり得るのである。そして、このような動的機能の正常な働きが主給水ポンプ破損後における補助給水設備への切り替えの際には特に強く求められることになるのである。

既に指摘したように主給水ポンプ破損後、補助給水設備への切り替えには極めて強い精神的緊張を強いられる。切迫する時間の中、また、夜中に地震が発生すれば少ない従業員において適切な処理ができるまで訓練するというのは極めて困難である。

これらの事実を前提として、債権者らは「いずれか一つに失敗しただけ」として、失敗した場合の主張を展開しているのであって、債務者が「いずれか一つに失敗したという前提を置くことが明らかな誤りである」との主張はまったく当たらない。そもそも、地震発生後、冷温停止に至るまでの一連の過程のどの過程にも失敗が生じる可能性を想定しながらその可能性を一つ一つ潰していくような方策を講じることが安全性の向上に繋がるのであ

て、失敗の可能性を想定してはならないという発想自体（*2）も多重防護の発想から外れるものといえる。

*2 債務者準備書面(5)の58頁から59頁にかけての中性子照射脆化による脆性破壊の危険、基準地震動を超える地震動到来の危険についても、このような誤った発想にもとづくもので、いずれも失当である。

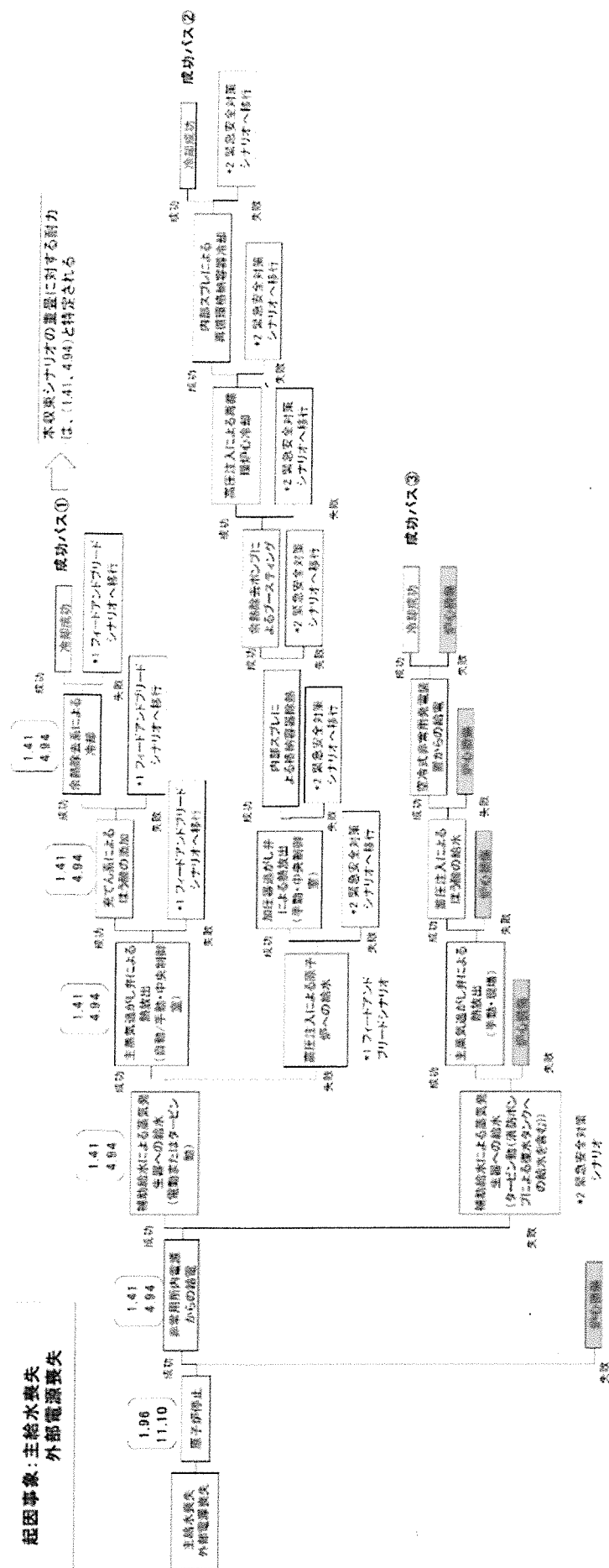
(6) 老朽化について

たとえ、チャート図の行程に関する各設備についての債務者の耐震性の判断が正しく、債務者による機器の保守整備及び従業員の訓練が行き届いていたとしても、これらの有効性、信頼性の問題とは別に老朽化の問題がある。老朽化するということは、分かり易く言えば、「1年前の耐震性確認において耐震性は足りていたはずであったのに・・・」、「1週間前の保守点検では異常はなかったはずなのに・・・」というような事態が生じるということにほかならない。

そして、主給水ポンプ破損後に補助給水設備への切り替えまでの各手順においては、いずれかの手順に失敗すれば危機的状況に陥るし、機器が起動せず、誤作動が生じたりすれば一連の作業はできなくなる。また例えば弁の開閉状態についての誤発信がなされれば、限られた時間の中、強い精神的緊張を強いられている従業員の誤った判断を招くことになる。老朽化するということは、これらの起動不能、誤作動、誤発信の事態が原発の稼働期間40年以内に比べて格段に多くなるということにほかならないのである。

原発の稼働期間40年を経過した後においては、現在の規制基準が求めるところである「基準地震動未満の地震によって主給水ポンプが破損された場合においても補助給水設備への切り替えが時間内に確実にできるから、基準地震動に満たない地震動に対しては原発の安全性が確保されている」という信頼を維持することはできないのである。

起因事象：主給水喪失
外部電源喪失



(注) イペントツリーの各ベディングの各ベディングの上に記載している数値は、各層和系の耐震裕度(上段)と計器津波高さ(下段)である。また赤字は各収束シナリオにおける耐震裕度または計器津波高さの最小値を示すものである。

各シナリオの重畳に対する耐力の評価結果（重畳：炉心損傷（地震による起因事象をベースとした評価））

添付 5-(3)-1
(1/4)

第3 中性子照射による脆化問題

本書面第3，第4においては，債務者主張書面（5）第4「原子力規制委員会による審査」に関し，原子力規制委員会の審査には問題があることを述べる（第3は，中性子による金属の脆化の仕組みについて，前提知識として説明するものである）。

1 中性子照射による金属脆化の仕組み

(1) 脆性破壊と延性破壊

原発に使用されている主な金属材料は，炭素鋼²や低合金鋼³という強度材料とステンレス鋼やニッケル合金という耐食性（腐食に耐える性能。防錆性。）材料である。金属の破断には，脆性破壊と延性破壊の2種類がある。

脆性破壊とは，上記のような材料に力が加わると，材料が変形しにくい（硬い）ためほとんど伸びずにぶつと切れて（脆性）ひび割れが生じ，それが広がることによって材料が破断することである。

他方，延性破壊とは，上記のような材料に力が加わると，ぐにゃっと伸びて変形し千切れる（延性）ことにより材料が破断することである。

そして，ねばい性質（延性）をもつ鉄・低合金鋼がある温度以下でもろくなることがあり（高温側で延性，低温側で脆性），その移りかわりの温度を，延性脆性遷移温度という。タイタニック号が沈没した原因は，延性脆性遷移温度の高い，質の悪い銅板を使っていたためと言われている。

² 炭素鋼とは，鉄(Fe)に1%以下の炭素(C)を入れた合金である。

³ 低合金鋼とは，材料の強さや耐食性，耐熱性を改善するために，微量(1%前後)のクロム(Cr)・マンガン(Mn)・ニッケル(Ni)・モリブデン(Mo)など用途に応じて添加したものである。

金属の劣化により，この延性脆性遷移温度が上昇し，高い温度でも脆性破壊が生じてしまう。この劣化の原因として，主に金属疲労，金属の腐食，金属への中性子照射の3つが挙げられる。

(2) 中性子照射による压力容器の脆化⁴

放射線（中性子線）が当たると図1のように，压力容器の壁の原子が本来あるべき場所からはね飛ばされ原子の穴（空孔）ができたり，中性子が原子と原子の間に割り込んだり（格子間原子）する。この空孔や格子間原子が集まって一塊（クラスター）になると，同じ温度における通常の方法よりも硬くなる。このため，中性子照射により材料の延性脆性遷移温度が上昇することになる。中性子照射による材料の硬化には様々なプロセス

が複合しているため，この上昇量を導くための理論的な関係式は導くことは，現時点ではできていない。

(3) 中性子照射脆化による压力容器の破壊（加圧熱衝撃の加わり方）

加圧熱衝撃とは，加圧水型原子炉における加圧された運転状態において，事故時に，非常用炉心冷却系の作動に伴う冷却水の炉内注入により原子炉压力容器が急激に冷却され，原子炉压力容器内外間の温度差により高い引張応力が容器内面に発生する事象をいう。加圧熱衝撃のより压力容器が破損した

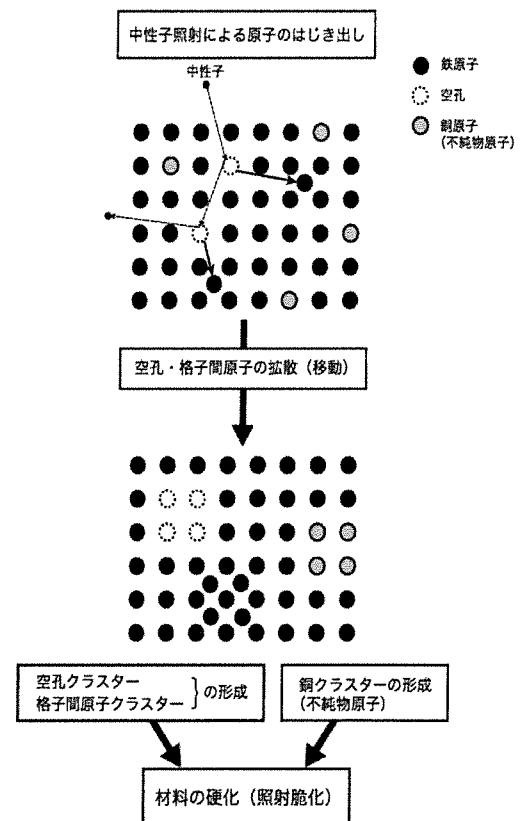


図1 中性子による照射のメカニズム
「原子力工業」1986年第32巻第10号

⁴ 以下において，脆化とは，材料が硬化し脆性の性質を有する状態に変化することとする。

⁵ 引張応力とは，物を引っ張った際に部材内に発生している単位面積あたりの力をいう。

場合、内部が高圧であるため、圧力容器内部から高濃度の放射性物質が放出される重大な事故が生じる可能性がある。

原子炉の本体である圧力容器は、低合金鋼でできており、中性子照射により圧力容器を構成している金属の延性脆性遷移温度が上昇することは明らかとなっているが、その上昇量を的確に予測することは著しく困難な状況にある。

2 延長認可における原子炉圧力容器に対する中性子照射脆化の審査

(1) 法令の規定等

まず、運転期間延長認可（以下「延長認可」という。）において中性子照射脆化の考慮が求められる法律上の根拠等について確認する。

ア 炉規法 4 3 条の 3 の 3 2 第 4 項

炉規法 4 3 条の 3 の 3 2 第 4 項は

第 2 項の認可を受けようとする発電用原子炉設置者は、原子力規制委員会規則で定めるところにより、原子力規制委員会に認可の申請をしなければならない。

と規定する。

すなわち、延長認可の申請の仕方を原子力規制委員会規則で定めるものとする。

イ 実用炉規則 1 1 3 条第 2 項 2 号

上記法律を受けた実用炉規則 1 1 3 条は、申請の添付書類として、第 2 項 2 号に

延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果を記載した書類

を掲げる。

ウ 炉規法 4 3 条の 3 の 3 2 第 5 項

炉規法 4 3 条の 3 の 3 2 第 5 項は

原子力規制委員会は、前項の認可の申請に係る発電用原子炉が、長期間の運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況を踏まえ、その第 2 項の規定により延長しようとする期間において安全性を確保するための基準として原子力規制委員会規則で定める基準に適合していると認めるときに限り、同項の認可をすることができる。

と規定する。

すなわち、延長認可の要件として、原子力規制委員会規則で定める基準に適合していることを求める。

エ 実用炉規則 1 1 4 条

上記法律を受けた実用炉規則 1 1 4 条は

法第 4 3 条の 3 の 3 2 第 5 項の原子力規制委員会規則で定める基準は、延長しようとする期間において、原子炉その他の設備が延長しようとする期間の運転に伴う劣化を考慮した上で技術基準規則に定める基準に適合するものとする。

と規定する。

オ 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準

上記エの規定にかかる審査基準となる実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（以下「延長審査基準」という。）は

実用炉規則第 1 1 3 条第 2 項第 2 号に掲げる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価の結果、延長しようとする期間において、同評価の対象となる機器・構造物が下表に掲げる要求事項に適合すること、又は同評価の結果、要求事項に適合しない場合には同項第 3 号に掲げる延長しようとする期間における原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針の実施を考慮した上で、延長しようとする期間において、

要求事項に適合すること。

と規定する。

そして、延長審査基準中の下表には「中性子照射脆化」に対する「要求事項」として以下のとおり定められている。（図3のようにデッドクロスをしてはならないということ）

○加圧熱衝撃評価の結果、原子炉圧力容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靱性値が応力拡大係数を上回ること。
(以下、省略)

カ 学協会規格の活用

ところで、発電用原子力設備に関する技術基準を満たす詳細な仕様を定めた規格については、公正性、公平性等が担保されたプロセス⁶を経て策定された日本原子力学会、日本機械学会及び日本電気協会の学会規格を活用することとされている。

上記オの要求事項との関係では、「原子炉構造材の監視試験方法」（J E A C 4 2 0 1－2 0 0 7）及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」（J E A C 4 2 0 6－2 0 0 7）がエンドースされた規格として評価の際の基準となっている。

(2) 評価方法

原子炉容器に対する中性子照射脆化に対する評価は、第1に【監視試験による脆化度合いの先行把握】、第2に【脆化予測】、第3に【健全性評価】というステップで行われる。

第2のステップ【脆化予測】については、J E A C 4 2 0 1に従って判断される。具体的には「照射脆化のメカニズムに基づく予測法」、すなわち、「照射によるミクロ組織変化を反応速度式により定式化して予測し、その

⁶ 実際の策定プロセスについては、島崎邦彦前規制委員会委員長代理により、第三者的な立場からの関与がない、どの程度詳細な審議で決まっているかわからないというように公平性・透明性の観点からの問題点が指摘されている。

ミクロ組織変化に対応する機械的特性の変化を予測する」ことで脆化の予測を行うものと説明されている（甲第99号証）。

この説明から、「反応速度式」が脆化予測の基礎となっていることがわかり、当該「反応速度式」に誤りがある場合、J E A C 4 2 0 1で採用されている予測法の基礎を欠くことになり、同予測法自体の有用性・精度が担保されないこととなる。

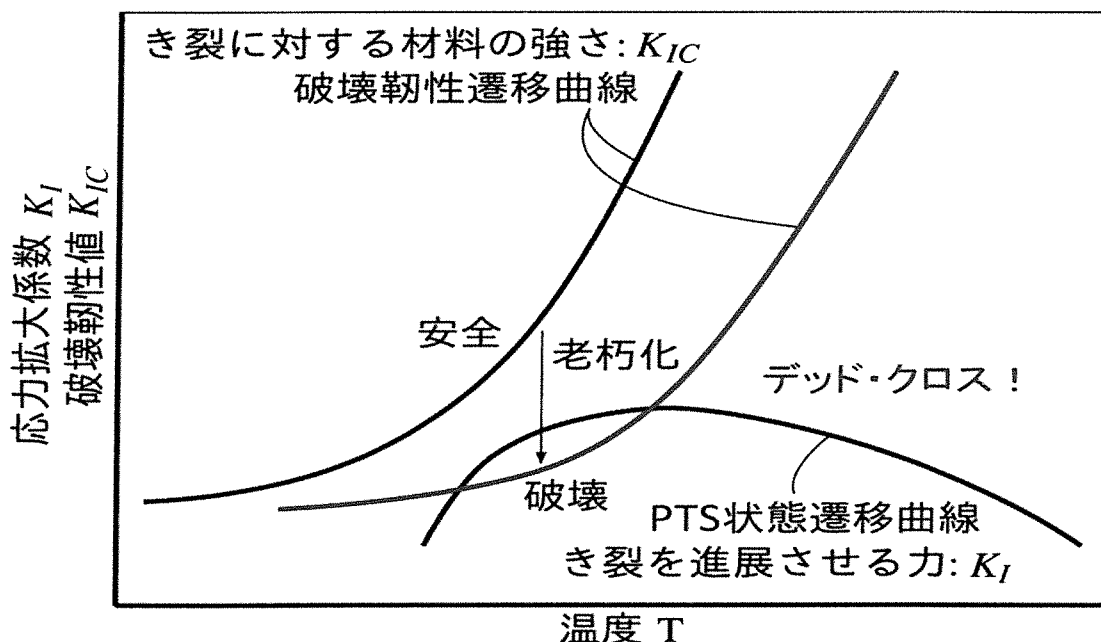


図3

第3のステップ【健全性評価】については、J E A C 4 2 0 6において「健全性評価は K_{IC} 下限包絡曲線とPTS状態遷移曲線⁷を比較し、 $K_{IC} > K_I$ であることを確認する」旨が定められている。「割れを拡大させる進展力（応力拡大係数）と鋼材の割れの拡大に対する抵抗力（破壊靱性値）の2つを適切に評価し、想定されるいかなる条件下においても進展力が抵抗力を上回らないことを示すことによって、圧力容器の安全性が示される」（甲第100号証）といえる。

模式的にいうと、図3で、右上がりの曲線と山型の曲線が交わらない場合

⁷ PTS曲線とは、冷却水喪失などの際に亀裂先端に発生する力の大きさを示す温度・時間変化曲線である。

には、すべての温度において応力拡大係数が破壊靱性値を上回らない ($K_{Ic} > K_I$) ために健全性が確認される。他方、右上がりの曲線と山型の曲線が交わった (デッド・クロスが生じた) 場合、応力拡大係数が破壊靱性値を上回る ($K_{Ic} < K_I$ となる) 温度が存在し、亀裂を進展させる力に対して材料が耐えきれない状態になるものとして、健全性が確認されない、すなわち審査基準への適合性が確認されないということになる。

第4 中性子照射脆化の審査方法の問題点

1 問題点の概要

- (1) 上述のとおり、中性子照射脆化にかかる延長審査基準への適合性は、J E A C 4 2 0 1 及び J E A C 4 2 0 6 に定められた方法で判断されている。しかし、いずれの方法についても問題が存在し、その結果、実態を適切に捉えることなく審査されている。

- (2) J E A C 4 2 0 1 の問題は、主に以下の2つである。

第1に、J E A C 4 2 0 1 に定められる脆化予測法の基礎にある数式自体に誤りがあることである。当該誤りの内容は、本来数値が1乗で入るべきところが、2乗で入ってしまっているという単純なもので、複数の専門家により理論的に指摘されていた。そして、延長審査基準を定める原子力規制委員会は誤りがないということを説明できておらず、数式の策定に携わった者でさえも誤りを認めるかのような発言をしている。

第2に、上記数式を、理論式ではなく、これまでに経験的に得られている結果と矛盾がないように調整されただけの経験式であると考えたとしても、用いられているパラメータ数が常識を超えて多いため理解が困難な式になっていることである。多数のパラメータが用いられている点については、原子力規制委員会からも、理解できない数式である旨の指摘が出ていた。

以上につき、下記 2 で説明する。

- (3) J E A C 4 2 0 6 の問題は、以下の 2 つである。

第 1 に、破壊靱性曲線の決め方の過程に誤りがあることである。破壊靱性曲線を決めるにあたっては、 $\Delta T_{K1C}^8 = \Delta R T_{NDT}^9$ という関係が当然の前提とされている。しかし、当該関係は理論的に説明できるものではなく、当該関係が成り立たない観測結果が得られていることからすると、むしろ誤った前提とも評価できる。

加えて、破壊靱性曲線は、個々の監視試験片の観測結果から得られる破壊靱性値を前提にその下限を包絡するものとして定められるが、基礎となる破壊靱性値のデータ量が少なすぎる。そのため、この曲線が将来観測されるデータに対しても下限を包絡しているものであるとは言い切れない。

第 2 に、P T S 状態遷移曲線は、種々の条件（数値）を動かすことで保守的（安全性に余裕があること）にも非保守的にも定めることが可能であり、玄海原発の例では、ほとんど安全性に余裕がないように定められていることである。

以上につき、下記 3 で説明する。

- (4) そして、審査基準を具体的に定めた J E A C 4 2 0 1 及び J E A C 4 2 0 6 に様々な問題があることの帰結として、実際高浜 1 号機においては、脆性遷移温度予測値及び破壊靱性評価につき、明らかに不自然な結果が得られている。下記 4 で説明する。
- (5) J E A C 4 2 0 1 及び J E A C 4 2 0 6 が有する問題は、結局、延長認可にあたり中性子照射脆化による老朽化の影響を審査する上で、審査基準自体の合理性が担保されていないということを意味する。

⁸ ΔT_{K1C} は、破壊靱性の移行量のことであり、 Δ （デルタ）は移行量を表現する記号であり、 K_{1C} が静的平面ひずみ破壊靱性値を意味する。

⁹ $\Delta R T_{NDT}$ は、照射による関連温度の移行量を意味する。

2 J E A C 4 2 0 1 の問題点

(1) 反応速度式の誤り

J E A C 4 2 0 1 では電力中央研究所（以下「電中研」という。）により開発された予測法が採用されている。当該予測法は、単に、既存のデータ点をにらんで線を引く、といったものではなく「照射脆化はなぜ起こるか？」という考察に立脚し、機構論に先導された予測手法であるとされる。しかし、その予測法の基礎とされている反応速度式¹⁰に致命的な誤りがある。

ア 中性子照射による硬化量と遷移温度上昇の関係

当該予測法では、中性子照射による硬化量と遷移温度上昇の関係は、以下のとおり導かれる（甲第 1 0 1 号証）。

I 中性子照射による変形応力¹¹の増加は、溶質原子クラスター¹²（S C）とマトリックス損傷¹³（M D）という 2 種類の欠陥の形成によるとする。その数密度¹⁴をそれぞれ C_{SC} 、 C_{MD} と表す。

II これらの欠陥が転位の運動を妨げるために硬化が生じるという分散効果理論に基づき、変形応力の増加（ $\Delta\tau$ ）は欠陥の数（数密度）の平方根に比例すると仮定する。これは、 $\Delta\tau_{SC} \propto \sqrt{C_{SC}}$ 、 $\Delta\tau_{MD} \propto \sqrt{C_{MD}}$ （「 $\propto$ 」は比例関係を表す記号である。）と表される。

III 脆性遷移温度の上昇（ ΔT ）は応力上昇に比例すると仮定する。するとそれぞれの欠陥についての式は次のようになる：

$$\Delta T_{SC} \propto \Delta\tau_{SC} \propto \sqrt{C_{SC}}, \quad \Delta T_{MD} \propto \Delta\tau_{MD} \propto \sqrt{C_{MD}}$$

I ～ III から、欠陥の数密度 C_{SC} 、 C_{MD} を求めれば、脆性遷移温度の上昇が計算できることになる。

¹⁰ 反応速度式とは、反応速度と反応物の濃度または圧力および定数パラメータの関係式である。なお、反応速度とは、化学反応の反応物あるいは生成物に関する各成分量の時間変化率を表す物理量である。

¹¹ 変形応力とは、塑性変形を引き起こすために必要とされる応力のことである。

¹² 溶質原子クラスターとは、銅などの不純物原子の集合体を指す。

¹³ マトリックス損傷とは、結晶の格子欠陥の集合体を指す。欠陥クラスターともいう。

¹⁴ 数密度とは、単位体積あたりの対象物の個数を表す物理量である。

そして、欠陥の数密度については、中性子照射により導入形成される欠陥の数 C_{SC} 、 C_{MD} の変化を表す反応速度式を作り、それを計算することにより求めることができる。

イ 基本式の構造

電中研の脆化予測法に関する論文（「軽水炉圧力容器鋼材の照射脆化予測法の式化に関する研究—照射脆化予測法の開発—」研究報告：Q06019。以下「電中研論文」という。）によると、溶質クラスター（銅クラスター） C_{SC} は、①マトリックス損傷を起点とする形成と②銅原子が集まることによる形成とによりとして、次の反応速度式（クラスターの数の変化を表す式）を立てる。

溶質クラスターの数 C_{SC} の変化

$$dC_{SC}/dt = a C_{Cu} \cdot D \cdot C_{MD} + b (C_{Cu} \cdot D)^2 \text{ ---- (1) 式}^{15}$$

なお、(1) 式は電中研論文の式の本質を損なわないように簡略化したものであり、実際の式は下記のとおりである。

$$\frac{\partial C_{SC}}{\partial t} = \xi_3 \cdot \left((C_{Cu}^{mat} + \varepsilon_1) \cdot D_{Cu} + \varepsilon_2 \right) \cdot C_{MD} + \xi_8 \cdot \left(C_{Cu}^{avail} \cdot D_{Cu} \cdot (1 + \xi_7 \cdot C_{Ni}^0) \right)^2$$

上記(1) 式において、 a 、 b は比例係数¹⁶で、脆化予測式を決める際のパラメータである。 C_{Cu} は銅原子の数、 D は銅原子の拡散係数¹⁷¹⁸である。この式の第1項 ($a C_{Cu} \cdot D \cdot C_{MD}$) は、マトリックス損傷に銅原子が拡散して銅クラスターを形成する場合で、これを照射誘起クラスターと呼んでいる。また、第2項 ($b (C_{Cu} \cdot D)^2$) は、銅原子が集まってクラスターを形成する場合で、これを照射促進クラスターと呼んでいる。この式の

¹⁵ dC_{SC}/dt という形に関しては、数式のルールとしてこのように書かれているだけであり、「 d 」「 t 」という文字自体には本書面の主張との関係で説明すべき特別の意味はない。

¹⁶ 比例係数とは、比例する二つの量の間の関係式における定数のことである。

¹⁷ 拡散とは、粒子などが自発的に散らばり広がる物理現象である。

¹⁸ 拡散係数とは、拡散方程式における係数である。なお、拡散方程式とは、拡散が生じている物質あるいは物理量の密度のゆらぎを記述する偏微分方程式である。

ほかに、

マトリックス損傷の数 C_{MD} の変化を表す反応速度式----- (2) 式

溶質原子の数 C_{Cu} の変化を表す反応速度式----- (3) 式

を連立して、3つの量 C_{SC} , C_{MD} , C_{Cu} の時間変化を追ってゆく。

以上が、電中研予測式の基本式の内容及び意味である。

ウ 基本式の誤り

出発点となるこれらの式のうち、(1) 式に致命的な誤りがある。まず、この式について、電中研論文は以下のように説明している。

第1項はマトリックス損傷を起点とする形成(照射誘起クラスター形成)を記述する項、第2項は固溶限を上回る Cu 原子の析出による形成を記述する項で、固溶限を超える Cu の量、その拡散係数の二乗として記述される。

ここで(1) 式をよく見ると、第1項 ($a C_{Cu} \cdot D \cdot C_{MD}$) には、拡散係数 D が1乗で入っているのに対し、第2項 ($b (C_{Cu} \cdot D)^2$) には拡散係数が2乗で入っている。この式は「物理現象を支配する方程式の各項の次元は同じでなければならない」という次元一致の原理に反する。2つの量を加えるとき、その次元は同じでなければならない。簡単に言えば、長さや面積を足してはいけない、ということである(甲第102号証)。

エ 正しい項のあり方

銅原子が結晶中を動き回って集合体を作るような場合は、ランダム・ウォーク¹⁹の考え方が基礎になる。

出会う頻度は、相手の数に比例し、かつ自分自身の存在数にも比例する

¹⁹ ランダム・ウォーク理論とは「酔歩の理論」とも称され、拡散現象の基礎概念である。酔っ払いが目的を定めずに前後左右にふらふらと歩くように、原子が格子中を動くとする、銅原子が出会う頻度はどうなるかというのがここでの問題である。

ので、結局、銅原子の数の 2 乗に比例する。一方、相手に出会う頻度は自分が動く速さ（ジャンプ数）に比例するが、相手が動いていようと止まっていようと平均の出会う頻度は変わらない。よって、拡散係数の 1 乗に比例する。

ランダム・ウォークする 2 つの粒子が出会う頻度はジャンプ頻度を v とすると、 $(vC)^2$ ではなく、 vC^2 に比例する。拡散係数は原子のジャンプ頻度に比例するので、上記電中研の原論文の下線を引いた部分は誤りである。「固溶限を超える C_u の量の二乗と拡散係数の積として記述される」とすべきで、第 2 項は、 $b \cdot D \cdot C_{Cu}^2$ の形になるべきである（甲第 101 号証）。

オ 様々な専門家からの指摘等

上記数式の理論的な誤りは、以下のとおり、様々な専門家から指摘等がなされている。

（ア）小岩昌宏氏による指摘（甲第 101 号証）

小岩氏は、拡散係数の次数は 1 次であり、電中研の脆化予測式は、その基本の出発点となる数式に誤りがあると明言する。

ところで、日本電気協会原子力規格委員会には 7 つの分科会があり、J E A C 4 2 0 1 「原子炉構造材の監視試験方法」は、構造分科会のもとに設置された破壊靱性検討会で原案が作成され、構造分科会、原子力規格委員会で審議・承認を経て成案とする流れになっている。これら関連会合の議事録を見ても、意見聴取会における論点に関する詳細な議論はほとんど行われていなかったため、小岩氏は日本電気協会に対して下記要点の意見書を送付した。

高経年化技術評価に関する意見聴取会において、現行の脆化予測式の妥当性について疑問が提起され、「学協会での検討に委ねる」ことになった。日本電気協会が真摯な対応をされることを希望する。また

“規格作成手続きの公平・透明・中立性を確保する観点”から、(1)委員会配付資料のネット上公開、(2)議事録の早期公開を求める。

これに対して日本電気協会からは下記要点の回答がされた。

- (a) 拡散係数の1乗であるべきとの指摘は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7脆化予測法で採用されているモデル化の方針とは基本的に異なる。
- (b) 議事録の早期公開→会議後の議事録公開時期の目安を定めることとしたい。
- (c) 配布資料の公開→従来どおり、資料請求に応じて郵送。

結局、拡散係数を2乗とすることが誤りである旨の小岩氏の指摘に対しては、何ら説得的な説明はなされていない。

(イ) 主宰者コメント（甲第101号証）

電中研論文は、第24回ASTMシンポジウムで口頭発表された上、オンラインジャーナルに掲載されている。小岩氏、井野博満氏がLetter to Editorをもって論文に拡散係数のDの2乗が用いられているという誤りがあることを指摘したところ、2013年3月、上記シンポジウム主宰者かつ上記ジャーナルの編集責任者（以下「主宰者」という。）のコメント等の文書が上記論文の過去の購読者に送られ、今後上記論文を購入する読者には、当該文書が送付されることになった。当該文書のうち、主宰者のコメントの冒頭部分は次のとおりである。

原子力圧力容器鋼および照射損傷に関する数人のエキスパートに原論文とLetter to Editorを送り意見を求めた。このLetterに述べられ

ているコメントは価値のあるもので、この種の現象を扱う際に広く用いられているものと異なるやり方で原論文の方程式が展開されていることに疑問を提起しているのは当然である。また、原子炉の安全性への関心が世界的に高まっている現状からも、このような懸念はよく理解できる。

上記コメントは、小岩氏、井野氏の問題意識に共感するものであることから、拡散係数の D の2乗が用いられていることの問題点を指摘するものといえる。

(ウ) 原子力規制委員会の認識（甲第103号証）

原子力規制庁は、平成27年1月26日に開催された第1回原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チームにおける資料において、「課題」として、「関連温度の予測法に関しては、規格制定時以降の実機データの蓄積、最新技術による脆化メカニズムの研究の進展があることから、学協会に対して、最新知見に基づき現行脆化予測法の信頼性改善の検討や予測法の見直し等の継続的取り組みを求めた。」と報告した。より具体的には「本件にかかる議論の過程において、～モデル式自体に対しても基礎過程の理解を踏まえて式を立てる必要があるとの共通認識は得られたものの、拡散係数の項は1乗に比例するはずであるという意見と、複雑な物理現象の基礎過程を記述するものではなく、脆化に効くクラスターが形成されるまでの複雑なプロセスを簡単な項により近似するために考えられたものであるという意見があった。これらの点については、議論を重ねたが結論には至らなかった。」としており、実質的には現行式が理論的な根拠を欠いていることを認めているといえる。

(エ) 石野葉氏の認識（甲第104号証）

電中研論文の共著者の一人である石野栞氏は電中研論文が複雑な現象を簡略化した荒い近似式にもとづくもので物理的な厳密性はもともとないといと指摘しながら、反応速度が拡散係数の2乗に比例するとしたことについて、「（電中研論文の共著者である）曾根田（直樹）君の勇み足だった」と述べたことから、現行式の誤りを認めたといえる。

(2) 経験式であることを前提にした場合の問題点（甲第102号証）

原子力規制委員会と同じく予測式は理論的なものでなく、現象を数式で表すための実験式であるという視点で検討を行ったとしても、統計の専門家である吉村功氏は以下のような指摘をする。

反応速度式などに含まれる19個という未知のパラメータ数は常識をはるかに超えて多い。パラメータ数が多いと以下のような問題がある。

- ・パラメータの一意性が成り立っていない可能性。
- ・推定値の間の独立性が失われる可能性
- ・あてはめすぎ現象で予測式の妥当性が失われる可能性。

パラメータ数が多いという問題点への指摘に対する原子力規制委員会の反応について、以下で説明する。

ア 現行予測法の手順（甲第102号証）

現行予測法は、脆化予測法、予測式という言葉が使われているがJEA C4201-2007及び追補版の中身は36枚の数表（PWR22枚，BWR14枚）である。

すなわち、4つの引数（鋼材のNi濃度，Cu濃度，中性子束²⁰，中性子照射量）について、 ΔRT_{NDT} （脆性遷移温度の移行量）の値が表示さ

²⁰ 中性子束とは、一定時間単位に一定空間を通過する中性子の数の尺度として用いられる物理用語である。

れている。これらの表から読み取った数値を用いて、予測値が次式で与えられる。

$$\Delta R T_{NDT} \text{ 予測値} = [\Delta R T_{NDT} \text{ 計算値} + M_C] + M_R$$

M_R : マージン 22℃

ここで、マージン M_R は、データベースの値と予測値の標準偏差の2倍として与えられている。さらに、特定の原子炉について、一定の場合には次式で定義される M_C が加算される。

$$M_C = \sum_{i=1}^n \left\{ (\Delta R T_{NDT} \text{ 実測値})_i - (\Delta R T_{NDT} \text{ 計算値})_i \right\} / n$$

以上の手順を図に示すと、図4のとおりである。

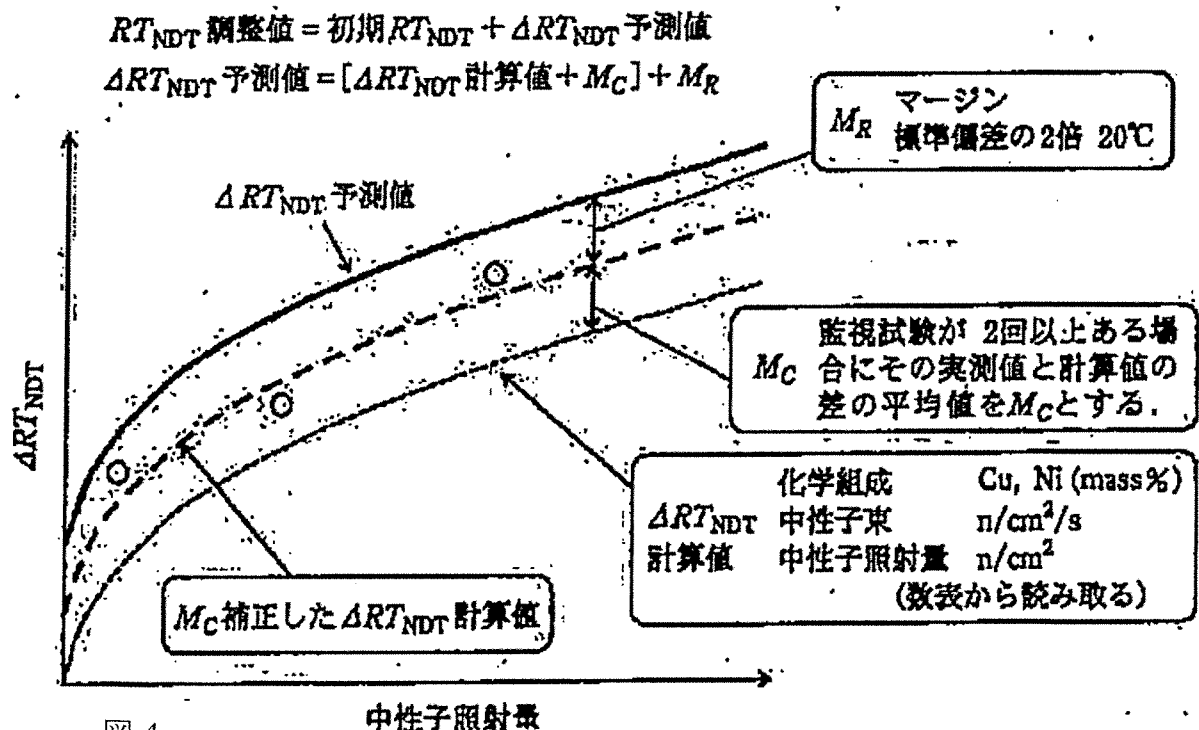


図 4

イ 原子力規制委員会への意見書（甲第102号証）

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7（2013追補版）の技術評価審議は外部専門家3名が参加する検討チーム（原子炉構造材の監視試験方法の技術評価に関する検討チーム）によって行われ、2015年1月から6月の間に

4回会合が開催された。

この検討チームの審議を傍聴した小岩氏から、技術評価書（案）に対しては以下の概要の意見書が送られた。

(1) M_c という補正項の意味について

M_c は計算式からの系統的な偏りを示す指標で、個別原子炉ごとの偏り補正である。このようなわかりにくい量を導入せざるを得ないのは、

a) 予測式に誤りがある

b) 予測式に表現されていない未知の因子がある

のいずれか、あるいは両方である。 M_c はデータのばらつきを示すものではなく、その試験片の系統的な偏りを示すものであるのに、評価書にはそのことが明確には書かれていないので、注意を喚起する。

(2) 予測式のパラメータ修正

新たに得られたデータが従前の予測式から外れた場合、そのたびに予測式を修正するのは合理的なことか？ 予測式なるものは、現象をできるだけ精度よく、かつ未来の結果が外れないように予測するためのものである。そういう視点で見ると、高照射量のデータが得られたからといって、パラメータフィッティングのみをやり直す電中研の判断は誤りである。基本の反応速度式の誤りが指摘されているのであるから、その点をまず正すべきで、エンドースを行う規制当局の役割もまさにその点にある。

(3) フィッティングパラメータがあまりにも多い問題

予測式は理論的なものでなく、現象を数式で表すための実験式である、という視点で考えると、このパラメータの数はあまりにも多い。解析が信頼できるものであるかどうか検証することが必要であり、データ及び解析プログラムの公開が必須である。

(4) 監視試験データの照射量を超えての外挿は行うべきでない

ここで示されている予測式が相関式でしかなく、また、様々な点において

問題を含む関係式である以上、監視試験データでの照射量を超えての外挿は危険である。外挿すべきでないことは、検討チームの2人の外部専門家も強く主張している。

「外挿すべきでない」とは、評価対象とする時期において、PTS評価に使われる容器内表面の推定照射量が、監視試験データでの最大の照射量以下であるべきことを意味する。このことを規制委委員会の『技術評価書』に明記すべきである。具体的には、40年運転時期において、60年までの運転延長を審議する際には、60年時点での推定照射量を超える照射量の監視試験データが必要ということである。

ウ 原子力規制委員会における技術評価書の審議（甲第102号証）

小岩氏は、原子力規制委員会の委員及び検討チームの委員に対して、上記意見書に加えて小岩氏及び井野氏が執筆した解説の別刷を送付し、技術評価を適切に行うよう要請した。これに対する公式の回答はなかったが、規制委員会においては小岩氏らの主張・指摘を肯定的に受け止めた発言も多く聞かれた。以下はその一部である。

（ア）平成27年7月22日開催の原子力規制委員会にはJ E A C 4 2 0 1－2 0 0 7（2013年追補）技術評価書に対する技術評価書案が提出され、意見募集を行うことが承認された。この際、更田豊志委員（現委員長、平成29年9月～）、田中俊一委員長（当時）は以下のように発言した（要約。肩書は当時のもの）。

（更田委員長代理）

日本電気協会の予測式に関しては様々な議論がある。電気協会だけではなく、機械学会、金属学会も含めて関連温度移行量の予測については、より説得力のある議論を重ねていただきたい。規制に使うように提案をする以上、（日本電気協会は）疑問や問いかけに対して、き

ちゃんと答える責任がある。フィッティングカーブに係数がたくさんあること。次元に関する問いかけなど様々な疑問を受けている。

(田中委員長)

19のパラメータの物理的意味とか、私にもとても理解できないような式になっている。

(イ) 平成27年10月7日開催の原子力規制委員会には、意見募集の結果が報告され、技術評価書が承認された。原子力規制庁の倉崎高明技術基盤課長、更田委員長代理の発言の要約を以下に記す。

(倉崎技術基盤課長)

技術評価書に今後の対応として次のようにまとめた。

(a) 今後得られる監視試験のデータが日本電気協会の2013年追補版に基づき算出される予測値を上回った場合には、当該データによる予測式への影響を評価し、その評価結果を原子力規制委員会に報告することを協会に対して求める。

(b) 同協会から報告が得られない場合には、事業者に安全性に関する実証を求めていくということにせざるを得ない。

(c) 日本電気協会に対して特定指導文書を出し、今後の対応方針について報告を求める。

(更田委員長代理)

技術評価書の案をもとに、3つのことを申し上げたい。

(1) 上記(a)，(b)に関連して(日本電気協会が報告しない場合には) 事業者の説明を求める。その場合、日本電気協会の予測式が果

たす役割がそこで失われる。

(2) 日本電気協会はこれ (J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7) を物理的なモデル式だとして示してきた。内容に関する問いかけに対してきちんと答えるのは、学協会規格を与えるものとして当然の責任である。

(3) 日本電気協会に対して報告を求めることになっているが、それに応じられないのだったら別の場を立てるという姿勢を見せていい。原子力規制庁が日本電気協会に (期待することを) あるところで諦めなければならないかもしれない。それならそれで、プロアクティブにこちらで場を立てて、脆化予測式の検討をする、そういう覚悟といいですか、そういう姿勢を持った上で、日本電気協会に今後どうするのでかというのを是非問うてもらいたい。

エ まとめ

以上のとおり、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 については、現に原子力規制委員会の委員や技術評価審議検討チームの委員より、予測法の妥当性について疑義が投げかけられており、原子力の専門家の視点からも、予測値を求める式の内容が実態を正しく導き出すものとはなっていないといえる。

3 J E A C 4 2 0 6 の問題点

(1) 破壊靱性曲線の問題

ア 破壊靱性曲線の求め方 (甲第 1 0 5 号証)

破壊靱性曲線の求め方の概略は次のとおりである。

圧力容器の中に装荷してある監視試験片を取り出し、いくつかの温度で破壊靱性を測定する。それらの測定値を下限包絡するように、すなわち、それより下にはデータがないように曲線を描く。電気協会の規程 J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 附属書 C には、その曲線の形が (C 8) 式として、前

出の図3のとおり、右上がりの曲線で与えられている²¹。

破壊靱性値 K_{IC} は、中性子照射量が増えるにつれ低下し、破壊靱性曲線式は右下にシフトする。ここで、中性子照射量の異なるすべての測定データを使う工夫として、横軸に平行に測定データを一定量 ΔT_{KIC} だけシフトさせる。その際、 ΔT_{KIC} は $\Delta R T_{NDT}$ に等しいとされている（なお、この仮定が誤りであることは下記イ（ア）で説明する。）。 $\Delta R T_{NDT}$ とは、同じ監視試験カプセルでのシャルピー試験片について得られた観測時と評価時との脆性遷移温度の差（予測シフト量）である²²。つまり、脆性遷移温度が上昇した分だけ破壊靱性値をシフトさせると、同じ破壊靱性値を与えると仮定されている。実験的におよそそういう関係が成り立つとして当該仮定がJ E A C 4 2 0 6－2 0 0 7では採用されている。

当該仮定を使えば、ある圧力容器の初回から直近までのすべての監視試験データや照射前の測定データを使って包絡曲線を作ることができる。また、任意の中性子照射量での破壊靱性遷移曲線式を描くことができる。

イ 解析方法の問題点

（ア） $\Delta T_{KIC} = \Delta R T_{NDT}$ が誤っていること

図5は、九州電力が高経年化意見聴取会に提出した玄海原子力発電所1号炉に関する破壊靱性遷移曲線とその基礎となるデータ点を示したものである。（甲第105号証）

²¹ (C8) 式は、 $K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - T_p)]$ (MPa $\sqrt{m}$) というものである。

²² $\Delta R T_{NDT}$ はJ E A C 4 2 0 1により求められるが、そもそもJ E A C 4 2 0 1自体が不合理な内容であることは上記2で述べたとおりである。

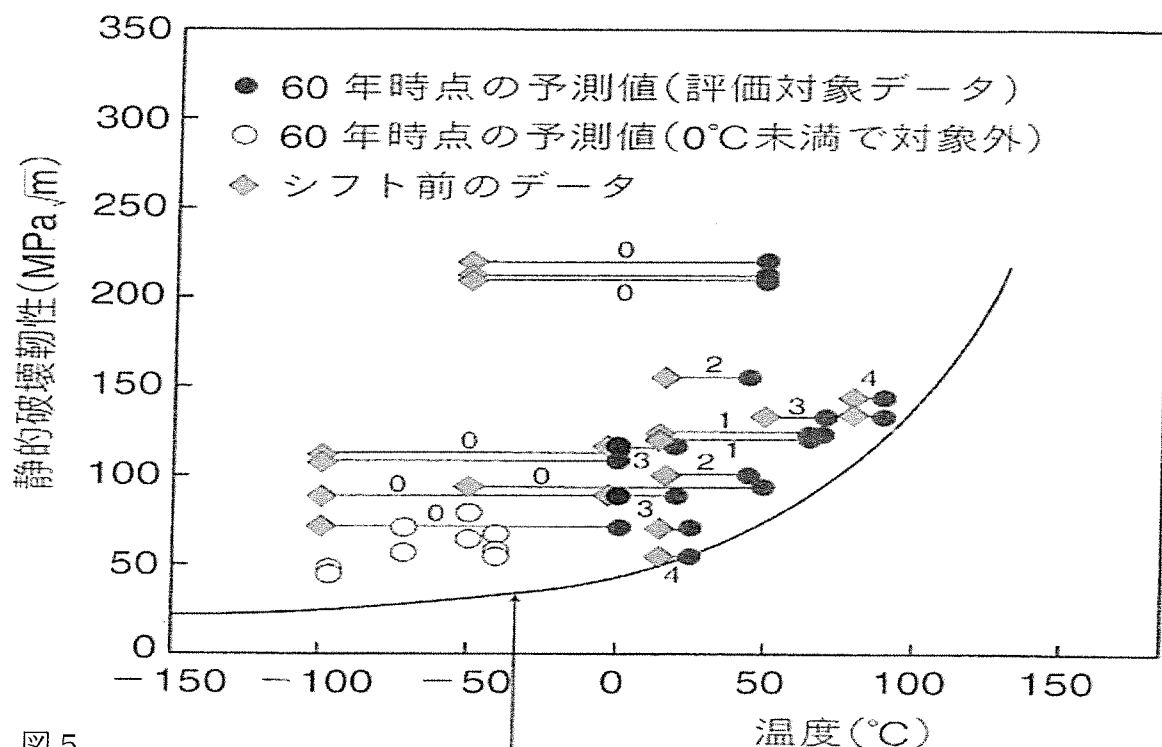


図 5

玄海 1 号機の運転開始後 60 年時点の
破壊靱性曲線

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9 \exp[0.0161(T - 107)]$$

九州電力を含め、各電力会社が今まで「高経年化技術評価書」において公表していた図は、図 5 にあるような最終結果の K_{IC} 曲線とパラメータ T_p ²³ のみであった。高経年化意見聴取会において、委員の要求によって、その元データと作図プロセスが初めて開示された。

図 5 に描かれている曲線は、この開示されたデータ点をすべて下限包絡するように決められている。この図 5 のデータの下限包絡線を決めているのは、最新の第 4 回のデータ点であり²⁴（甲第 105 号証），それら 4 点は包絡曲線の近くにあることが見て取れる。図中で温度シフト量が最も小さいデータ点が第 4 回データである。それに比べて、それ以外の多数のデータ点はすべて曲線から離れた左上方にある。

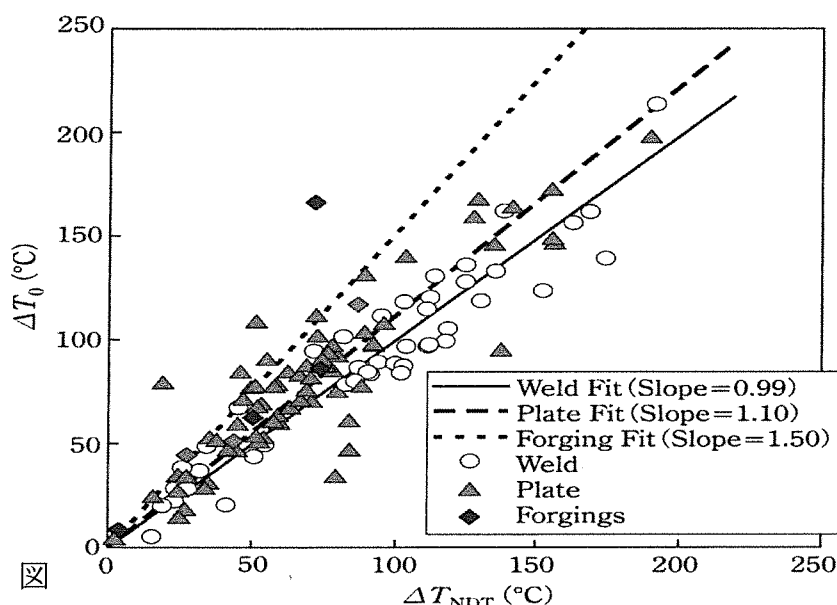
²³ パラメータ T_p とは、(C8) 式において、測定データを下限包絡するように決められる数値であることである。

²⁴ グラフ中の中央下方の「4」という記載の上部 2 つ及び右中央部の「4」という記載の下部 2 つの 4 点のことである。

偶然そうなのではない。玄海1号機だけではなく、美浜1号機、同2号機、伊方2号機はいずれも照射量の大きい最近回のデータ点が、下限包絡線を決めていることが分かった。当該事実は、偶然ではなく、シフト量の決め方に問題があることを示唆しているといえる。

図6は、多くの原発における破壊靱性値のシフトと脆性遷移温度シフトとの関係を示したNRCのデータベースである（甲第106号証）。

「○ Weld」は「溶接金属」，「▲ Plate」は「板材」，「◆ Forgings」は「鍛造材」を意味する。縦軸は、マスターカーブ法²⁵で求められた T_0 ²⁶のシフト量であり、 ΔT_{K1C} と同種の量であると考えてよい。この図6から、 ΔT_0 と ΔRT_{NDT} とは大きくばらつきながらもほぼ比例関係にあるといえるが、溶接金属のデータ点以外は、 45° の直線よりかなり離れて上方にある（すなわち $\Delta T_0 > \Delta RT_{NDT}$ となっている）ものもある。このことから、 ΔT_{NDT} に相当するだけシフトさせたのでは ΔT_{K1C} のシフト量として小さすぎるという懸念が生じる。



J E A C 4 2 0 6
が前提としてきた $\Delta T_{K1C} = \Delta RT_{NDT}$ の仮定は、その導入を検討した1980年代においても正しいと言えるか疑問であった。図に見るように現時点ではすでに

²⁵ マスターカーブ法は、ばらつきの大きい破壊靱性測定データを定量的に扱う方法として近年アメリカなどにおいて発展してきた方法である。

²⁶ T_0 とは、破壊靱性の中央値が $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ になるような温度である。

その前提は崩れている。J E A C 4 2 0 6 は、妥当性に疑義のある数式（その前提となる仮定）につき、何らの見直しもされていないのであるから、実態に即した数値を得られるものではない。

（イ）破壊靱性値のばらつきについて（甲第 1 0 5 号証）

下限包絡線が P T S 事象における発生応力の大きさを表す P T S 状態遷移曲線（ K_1 曲線）より十分上方にあれば圧力容器の健全性は確保されていると考えるのが J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 の考え方である。破壊靱性値が十分多数あり、仮に無限回の測定を行っても下限包絡線を越境しないと考えられるならば、この監視方法は妥当であろう。

しかし、現実には下限包絡線を決めている直近の監視試験データは少数しかない。測定値の数が増えればより小さい値が観測された場合には下限包絡曲線は下方にシフトするので、少数の測定値では一時的に下限包絡しているとしても、破壊靱性値下限を与えることにはならない。

照射前～第 3 回までの測定データを含めれば多数のデータがあるので、下限包絡線は十分信頼できるという反論が考えられるが、それらのデータについてはシフト量に疑問がある。

したがって、この曲線は本当の下限包絡になっている、すなわち、何回破壊検査をしてもこの曲線以下の値になることはない、確実な根拠をもって説明することはできない。

前述したように、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 では（C 8）式を設定し、それを破壊靱性遷移曲線としているが、その曲線を決めるにあたって単に実測値があればよいというのではなく、信頼に足る実測値であることが前提である。実測値にばらつきがあってもこの曲線が十分信頼できるというためには、破壊靱性の下限を与えるとみなせるだけのデータ数があることが必要である。

しかし現状はそれには程遠い。

(2) P T S 状態遷移曲線 (K_I 曲線) の不確かさ (甲第 106 号証)

ア P T S 状態遷移曲線の決め方

加圧熱衝撃時の強い引張応力 (上記第 2 の 1 (3) 参照) の大きさは、圧力容器の肉厚や径、圧力容器内面に接する冷却水との界面での熱伝達の大きさなどによって変わる。また、内表面に想定されたひび割れ (き裂) 先端に働く力は、き裂の深さと幅によって変わる。その大きさを示すものが応力拡大係数で、応力拡大係数の時間変化を表す K_I 曲線は、電力会社が、各原子炉の諸条件を想定して計算している。

イ P T S 状態遷移曲線の信頼性 (玄海 1 号機の例)

図 7 には、亀裂深さ a と圧力容器板厚 W との比をパラメータとして松原・岡村²⁷が求めた P T S 状態遷移曲線を示した。J E A C 4 2 0 6 が定めている想定なき裂の深さは 10 ミリメートルなので、玄海 1 号機の板厚 168 ミリメートルを用いると $a/W = 0.06$ となるので、対応する曲線を図から見当付けることができる。

その結果は、玄海 1 号機についての九電解析よりも厳しくなっている

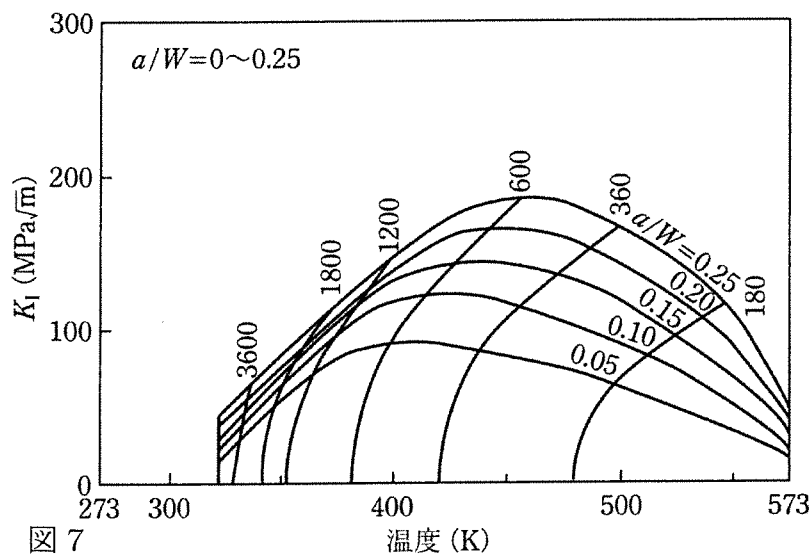


図 7

(山型曲線がより上方に位置する)。このことから、P T S 状態のモデル化の際の条件の違いによって P T S 評価に違いが出ること、九電の解析が必ずしも安全側となっていない

ことが明らかにされたということが出来る。

²⁷ 松原雅昭, 岡村弘之: 日本機械学会論文集, A 5 3 N o 488 (1987), 843-847

高経年化技術評価に関する意見聴取会（平成24年5月9日，第14回）

では，飯井俊行委員が，自ら行った解析結果を示した。その解析結果は図8のとおりである。

委員は，この結果から次のように考察した。

- 1) 現実的な熱伝達率 $h = 1 \text{ kW/m}^2 \text{ K}$ を用いると，九電のPTS状態遷移曲線がほぼ再現できた。
- 2) 松原・岡村論文相当の熱伝導率 $h = 2 \text{ kW/m}^2 \text{ K}$ を用いると，九電のPTS解析結果得られている最大 K_I 値より約25パーセント大きい過渡 K_I 値が得られた。
- 3) 上記1，2より，九電，松原・岡村らの検討結果に差が生じる主因は過渡温度解析に使用する熱伝達率の差にあると推定された。
- 4) 一方， $h = \infty$ とした極限状態でのPTS状態遷移曲線も作成したところ，九電が提示している破壊靱性値を上回ることも確認できた。
- 5) 以上のことから，九電が行っているPTS解析は現実的なものに近く，破壊靱性値のばらつきを考慮する必要がある程度の保守性を有していないと判断された。

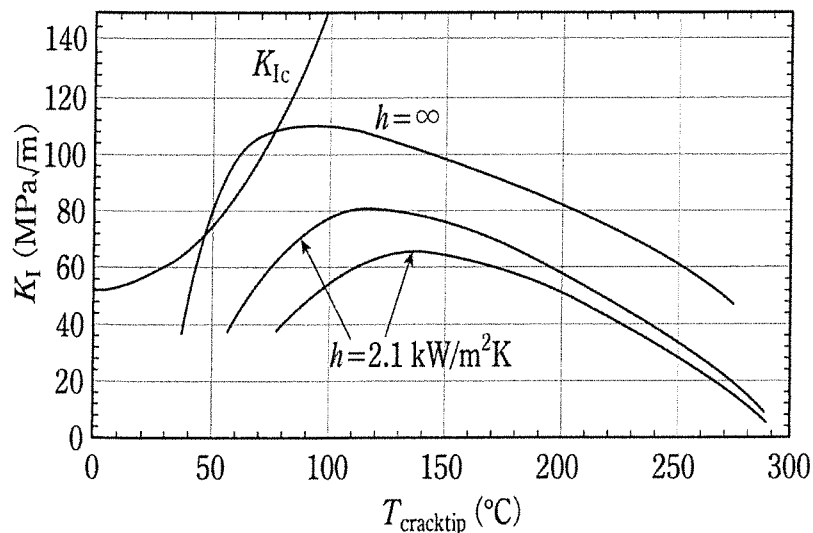


図 8

この考察で注目すべきは、「九電の解析は現実的」であり、「破壊靱性値のばらつきを考慮する必要がない程度の保守性を有していない」という結論である。現実的というのは、余裕がないということである。したがっ

て、ばらつきを考慮すると保守的でなくなる、つまり、安全側の評価にはなっていないということを婉曲な表現で指摘している。

以上、玄海 1 号機を例にして P T S 状態遷移曲線が安全側の評価になっていないことを説明したが、電力会社によるこのような恣意的な設定を可能とってしまうこと自体がそもそもの問題点である。

4 審査基準の問題点の顕出例－高浜 1 号機の危険性

(1) 脆性遷移温度の上昇予測に関する問題点の顕出（甲第 1 0 7 号証）

2012年取り出しの第4回監視試験の結果、高浜1号機の脆性遷移温度は99℃であり、国内の全原発の中で最も高い遷移温度であった。そして、当該第4回のデータを基に算出した照射脆化予測曲線と、2002年11月取り出しの第3回監視試験までのデータを基に導き出された予測曲線とを比べると、前者が後者に比べて約22℃上方へシフトした（図9参照）。つまり、最近回のわずか1回分のデータが加わっただけで、約22℃も大幅に予測が変化した²⁸。

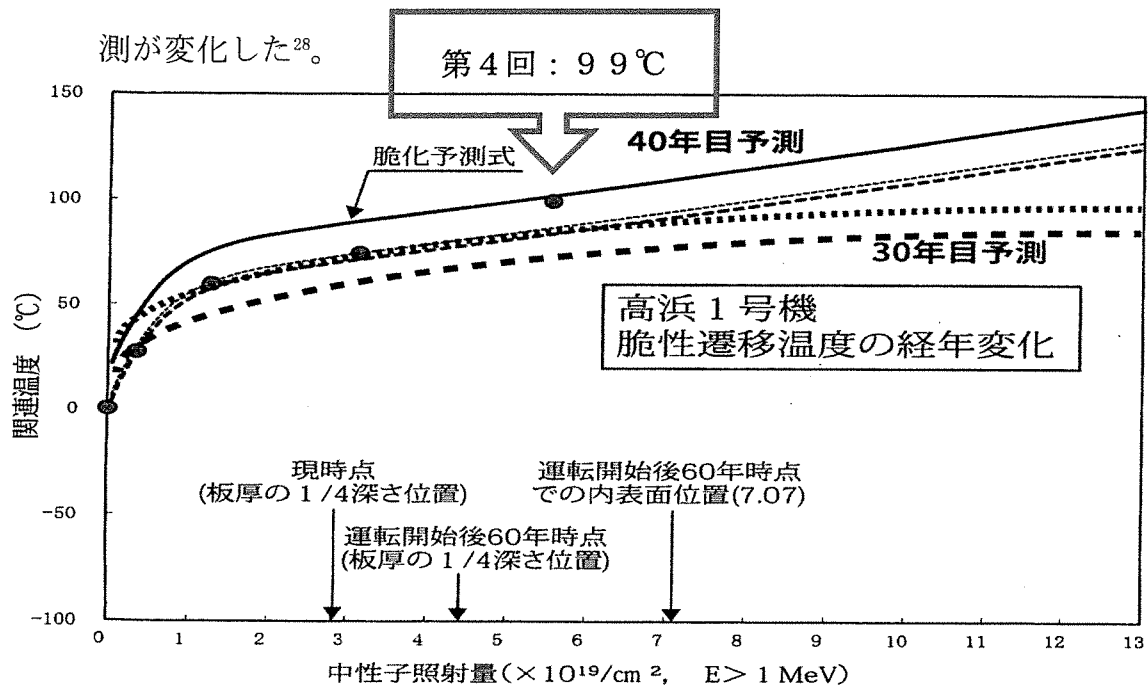


図9 「原子力資料情報室通信」 No.514

照射脆化予測曲線はJ E A C 4 2 0 1により導き出されていることから、上記の大幅な予測変化は、第2，2で詳述したJ E A C 4 2 0 1の問題点が顕在化した一事例といえ、J E A C 4 2 0 1を基準として審査したとしても、適切に安全性を判断しえないことを明らかにするものである。

(2) 破壊靱性評価に関する問題点の顕出（甲第107号証）

²⁸ なお、玄海原子力発電所1号機においても、脆性遷移温度が1993年実施の第3回監視試験で56℃だったのが、2009年実施の第4回監視試験では予測計算から大きくかけ離れた98℃に上昇したという結果が出ていた。

関西電力が2003年に提出した高浜1号機についての「高経年化技術評価書（30年目）」（以下「30年目評価書」という。）と、2015年に提出した「高経年化技術評価書（40年目）」（以下「40年目評価書」という。）を比較すると、 K_{Ic} 曲線につき、図10のように大幅に違いがある。具体的には、PTS曲線と K_{Ic} 曲線とが最接近する位置で比較すると、40年目評価書では破壊靱性値の差は約 $21 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、温度差は 22°C であるのに対し、30年目評価書では、破壊靱性値の差が $113 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、温度差が 68°C であり、破壊靱性値で約5分の1、温度で約3分の1の差まで余裕が減少していることになる（甲第105号証）。

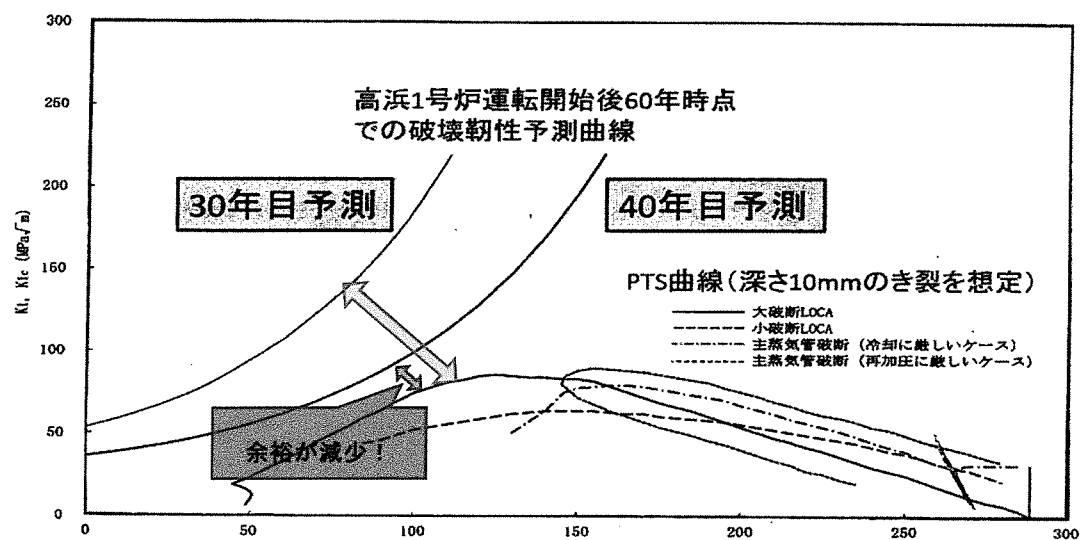


図10 「原子力資料情報室通信」 No.514

以上のように、現在エンドースされている審査基準では適切な予測及び評価をなしえず、同審査基準の下で行われたPWRの圧力容器の健全性評価は現状を適切に反映していないといえる。

(3) 圧力容器の材料自体の危険性（甲第105号証）

中性子を照射し続けることにより金属の脆化が進むところ、銅原子が含まれている場合、金属の硬化がもっとも引き起こされやすいということが、1970年代の半ばに知られるようになった。このため、およそ1980年代

半ば以降に運転開始をした原発では、鋼材中の銅の含有量が0.1%以下に抑えられている。

1974年11月14日に運転開始をした高浜1号機の圧力容器の銅含有量は、0.16%であると報告されている。このため、同圧力容器は中性子照射による硬化・脆化が引き起こされやすいといえる（高浜1号機のほか、高浜2号機、美浜3号機等の旧式原発一般の問題点といえる）。

以 上