令和３年（ヨ）第４４９号
債権者　石地　優　外８名
債務者　関西電力株式会社

主　張　書　面（８）

令和４年２月２４日

大阪地方裁判所第１民事部　御中

債務者代理人　弁護士　小　原　正　敏
弁護士　田　中　宏
弁護士　西　出　智　幸
弁護士　神　原　浩
弁護士　原　井　大　介
弁護士　森　拓　也
弁護士　辰　田　淳
弁護士　畑　井　雅　史

弁護士　坂　井　俊　介

弁護士　谷　　健太郎

弁護士　持　田　陽　一

弁護士　中　室　　祐

目　次

第１　はじめに……………………………………………………………5

第２　債権者らの主張に対する再反論…………………………………5

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」について……………………………………………………5

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」について……………………………………………………6

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」について……………………………………………………………7

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」について……………………………………………………10

５　主給水ポンプに関する反論について………………………………14

第３　中性子照射脆化に係る規制及び債務者の対応…………………15

１　はじめに………………………………………………………………15

２　中性子照射脆化とは…………………………………………………16

３　中性子照射脆化に係る規制の概要…………………………………17

４　債務者の対応…………………………………………………………20

（１）シャルピー衝撃試験………………………………………………21

（２）脆化予測……………………………………………………………26

ア　国内脆化予測法について……………………………………………26

イ　具体的算出過程について……………………………………………28

（３）破壊靱性試験………………………………………………………34

（４）ＰＴＳ評価（加圧熱衝撃評価）…………………………………36

ア　ＰＴＳ評価について…………………………………………………36

イ　具体的算出過程について 39
第４　「中性子照射脆化の審査方法の問題点」への反論 ···················· 44
1　原子炉容器内の亀裂に関する主張について 44
2　熱伝達率に関する主張について 44
3　JEAC4206 及び JEAC4201-2007 に関する主張について.................. 47
（1）JEAC4201 による脆化予測法は，その基礎にある数式自体に誤りがあるため信頼性が失われているという債権者らの主張には理由がないこと 47
（2）JEAC4201 による予測式は経験式であることを前提としても問題があるという債権者らの主張には理由がないこと 50
（3）JEAC4206 における破壊靭性遷移曲線の求め方が不合理であるとする債権者らの主張には理由がないこと 52
（4）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ことから，破壊靭性値下限を与えていることにはならないという債権者らの主張には理由がないこと 54
（5）第４回監視試験のデータによる照射脆化予測曲線がそれより前のものと比較し約 22℃上方へシフトしたことや，破壊靭性予測曲線について，30 年目予測より 40 年目予測の方が余裕が減少していることは，マージンの設定値がより保守的に変更されたからに過ぎず，これが JEAC4201 の問題点であるとする債権者らの主張には理由がないこと 54
（6）高浜発電所１号機の圧力容器の銅含有量は 0.16％であり，中性子照射による硬化・脆化が引き起こされやすいとする債権者らの主張には理由がないこと 56
第５　結語··· 57

第１　はじめに

債権者らは，令和3年11月25日付準備書面（５）（以下，「債権者ら準備書面（５）」といい，他の書面の略称もこの例による）において，債務者主張書面（５）における，債務者が適切な保守管理により高経年化した原子力発電所の安全性を確保しているとの主張に対する反論を述べ，中性子照射脆化問題に関する論点について縷々主張している。

以下では，まず，高経年化した原子力発電所に関する債権者らの反論に対して必要に応じて再反論する（第２）。次に，中性子照射脆化に関する新規制基準の要求事項及び債務者の対応を説明する（第３）。そして，債権者らが中性子照射脆化の審査方法の問題点と指摘する点に対して，反論を述べることとする（第４）。

第２　債権者らの主張に対する再反論

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」について

（１）債権者らは，高経年化した原子力発電所の耐震性に関して，「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」「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」として，グループ化による耐震安全性評価では不十分であるかのように主張する（債権者ら準備書面（５）3頁）。

しかしながら，債務者主張書面（５）16～17頁でも述べたように，そもそも，原子力発電所を構成する機器は，構造，材料及び使用環境が類似の機器が多数存在することから，類似機器をグループ化し，グループごとに評価上の代表機器を選定する手法が過去から採用されてきており，かかる手法は，合理的な評価を行う手法として，原子力規制委員会の「実用発電用原子炉施

設における高経年化対策実施ガイド」が引用する「原子力発電所の高経年化対策実施基準：２００８」に明記されている（乙188，111頁）。

加えて，債務者主張書面（５）17 頁で述べたとおり，債務者は，上記の手法により選定した代表機器の評価を行うだけにとどまらず，代表機器の評価結果に基づきグループ内の機器全体に対する評価も行った上で（乙 186 の 2，14頁），耐震安全性に問題のないことを確認している。したがって，あたかも代表機器しか評価をしていないかのごとく主張する債権者らの主張は失当である。

（２）また，債権者らは，「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」「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」とも述べ，債務者が耐震安全性評価に当たって想定している経年劣化の程度が，あたかも平均的な経年劣化に過ぎないかのごとく主張する（債権者ら準備書面（５）3 頁）。

しかしながら，債務者は，原子炉容器，１次冷却材管，バッフルフォーマボルト，制御棒クラスタ等の「安全上重要な設備」について，想定する亀裂の方向や深さ，摩耗の程度等の経年劣化の程度を保守的に大きく想定した上で耐震安全性評価を行っている（乙 186 の 2，3.4.42 頁，3.5.26 頁，3.7.4 頁，3.7.12 頁，3.7.15 頁）。したがって，債務者が平均的な経年劣化しか想定していないかように述べ，耐震安全性評価について論難する債権者らの主張は，その前提において誤っている。

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」について

債権者らは，高経年化した原子力発電所の安全性の確保に関する債務者の主張は，「自然現象に対して『安全性が確保され』，・・・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」旨主張する（債権者ら準備書面（５）3～4 頁）。

債権者らの主張は，要するに債務者の主張が絶対的安全性を前提としているとの主張と考えられるが，この点については債務者主張書面（６）で述べたとおりであり，ここでは繰り返さない。福島第一原子力発電所事故を契機として原子力規制委員会が発足し，新規制基準が制定されたこと，美浜発電所３号機（以下，「本件発電所」という）の新規制基準への適合性が確認されたことが本件発電所の安全性が十分に確保されていることを裏付ける極めて重要な事実であることは，答弁書 120～168 頁で述べたとおりである。

また，債権者らは，中性子照射脆化に関して，脆性破壊が発生する３つの要因（欠陥の存在，低靭性，高応力）に関する主張（債権者ら準備書面（５）4～5 頁）も行うが，この点については，以下第３及び第４で別途反論する。

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」について

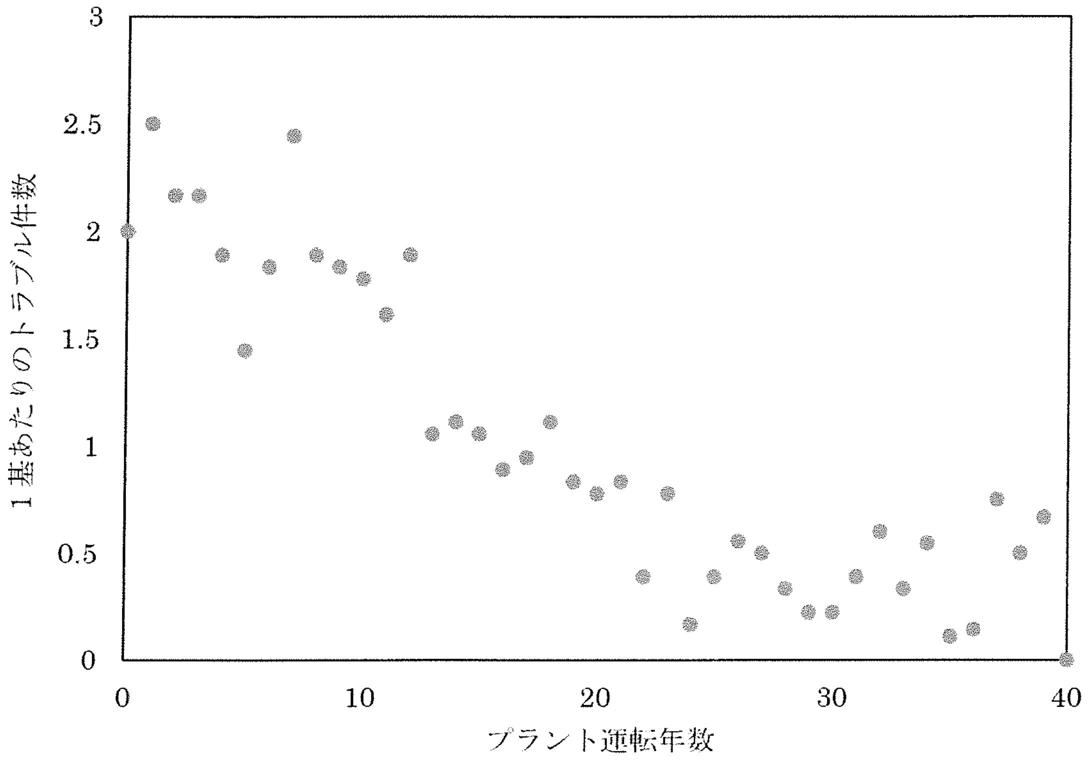
債権者らは，原子力発電所の故障発生率に関して，「『運転開始後 30 年経過プラントのトラブル件数の推移』（債務者主張書面（５）26 頁図表６）は，・・・全国の原発が運転を停止した後のデータも含まれており，かかるデータをもって『運転期間とともにトラブル発生件数は低下傾向にある』との主張は，説得力を欠くものと言わざるを得ない」旨主張する（債権者ら準備書面（５）6 頁）。

しかしながら，債務者主張書面（５）24～28 頁で述べたとおり，高経年化により故障が増加するとの債権者らの主張は，事実誤認に基づくものと言わざるを得ない。

債権者らが説得力を欠くと指摘する乙 199 号証の資料（債務者主張書面（５）26 頁，図表６）は，平成 24 年 2 月時点のものであり，この時点では平成 23 年

（2011 年）東北地方太平洋沖地震で被災した原子力発電所以外の原子力発電所は全てではないが稼働中[1]で，福島第一原子力発電所事故後における各地の原子力発電所の長期停止による影響はまだ受けていないと考えられる。また，債務者を含む複数の電気事業者が平成 30 年 11 月に取り纏めた「原子力発電所の運転期間と機器・構造物の経年劣化影響に関する技術レポート」（乙 218）には，福島第一原子力発電所事故発生前に 30 年を超えて運転していた国内の軽水炉型の原子力発電所 18 基について，プラントの運転年数と 1 基あたりのトラブル件数（乙 199 号証と同様に，法令に基づき国への報告が必要となるトラブル情報を集計したもの）を比較したグラフ（図表 1，乙 218，3-4 頁）が掲載されているところ，これを見ても，運転期間が長くなるとともに，トラブルが増加するという傾向は確認できず，債権者らの指摘は当たらない。

1 福島第一原子力発電所事故後の原子力発電所の稼働状況は乙218号証，2-2頁参照。



【図表1　30年を超えて運転したプラント1基あたりのトラブル件数の推移（福島第一原子力発電所事故発生前まで）（乙218，3-4頁）】

また，債権者らは，乙199号証の資料（債務者主張書面（5）26頁，図表6）で対象としている原子力発電所は，「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」とも主張する（債権者ら準備書面（5）6〜7頁）。

しかし，債権者らはもともと東海第二発電所を例に「20年間を経過してからはトラブルが漸増して30年経過後は高止まりしている状況」とも主張していたのであり（債権者ら準備書面（1）7頁），40年を超える運転実績の乏しさを理由に債務者の主張を論難する債権者らの主張は，首尾一貫していない。

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」について

（1）債権者ら準備書面（1）12〜14頁で債権者らが示したシナリオに関して，債務者が債務者主張書面（5）28〜35頁において，「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」と主張したことに対し，債権者らは，「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，・・・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」「『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」旨主張する（債権者ら準備書面（5）7〜9頁）。

しかしながら，債務者主張書面（5）27頁でも述べたとおり，債務者は，点検により事故・故障が発生し得る箇所について網羅し，点検により劣化状況を把握するとともに，自社又は国内外で発生した事故・トラブル等の経験や各種研究成果を踏まえ，機器の取替え・補修等の保守管理を適切に講ずることで，保守管理の継続的な改善の取組みを行っている。原子力発電所はそうして安全性を確保しているのであって，これまで発生した事故についてのみ対策を採っているものではないし，運転開始後40年を超える本件発電所においても，それは変わらない。

以下，債権者らが改めて指摘する点について個別に反論する。

（2）債権者らは，炉心支持構造物の照射誘起型応力腐食割れに関する債務者の主張に対し，「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保された，とはいえないというべき」「『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は否定できない」と主張する（債権者ら準備書面（５）8 頁）。

債権者らは，バッフルフォーマボルトの全てを検査できていないことをもって安全性が確保されたとはいえないと主張するが，バッフル板とフォーマ板の締結には多数のバッフルフォーマボルトが用いられていることから，仮にその一部が損傷したとしても安全上問題が生じるものではない。この点に関し，一般社団法人原子力安全推進協会が策定した「ＰＷＲ炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト]（第２版）」（乙 219。以下，単に「ガイドライン」という）では，「全数の約 70％のボルトが損傷した場合でも炉内構造物の安全機能に影響することはない」とされている（乙 219，11 頁）。

また，債務者は，さらなる予防保全の観点から，炉内構造物及びバッフルフォーマボルトを最新設計のものへ一式取り替えており，取替えの際にバッフルフォーマボルトについては，ボルトの形状を変更することでボルトに発生する応力を低減するなど，耐応力腐食割れ性の向上を図っている。そして，運転期間延長認可申請に際しては，取替後のバッフルフォーマボルトに対してガイドラインに基づいた損傷可能性評価を行い，健全性を確認している。すなわち，当該評価において，バッフルフォーマボルトやフォーマ板をモデル化して応力解析を行い，運転時間の経過に応じて増加していくバッフルフォーマボルトの損傷本数の割合（％）を予測した結果，運転開始後 60 年時点でボルト損傷は発生せず，安全に関わる機能を維持できることから，炉心の健全性に影響を与える可能性はないことを確認している。（乙 220，「美浜発電所３号炉炉内構造物の技術評価書」39～40 頁）

また，債務者主張書面（５）31～32 頁でも述べたとおり，バッフルフォーマボルトは，炉心支持構造物と同じステンレス鋼を用いており，炉心支持構造物と比較して中性子照射量や応力レベルが高い炉内構造物であり，炉内構造物の

中で最も照射誘起型応力腐食割れが発生しやすい部位であるため，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以上，バッフルフォーマボルト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。

したがって，債権者らの主張は失当である。

（３）債権者らは，蒸気発生器の伝熱管が破断するおそれに関して，「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(ママ)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」「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」と主張する（債権者ら準備書面（５）8～9 頁）。

しかしながら，債務者主張書面（５）34 頁で述べたとおり，運転開始後 60 年時点における本件発電所の耐震安全性評価において，蒸気発生器伝熱管については耐震安全性評価に影響する劣化事象はないと評価している（乙 192，9 頁）。この点を敷衍すると，債権者らは流体振動による摩耗が進行すると主張しているところ（債権者ら準備書面（１）13 頁，同（５）8 頁），確かに，振止め金具による伝熱管の支持が不十分な場合には，流体振動による摩耗が発生する可能性がある。しかし，本件発電所の蒸気発生器では，従来の 2 本組の振止め金具から新たに 3 本組の振止め金具とすることで，伝熱管の支持状態を向上させ，摩耗減肉が発生する可能性を十分に小さくしている（乙 221，「美浜発電所３号炉　熱交換器の技術評価書」2　蒸気発生器，7 頁」）。したがって，流体振動による摩耗は，運転開始後 60 年時点における蒸気発生器伝熱管の耐震安全

性評価に影響する劣化事象はないと評価できるのである。

なお，債権者らは，債務者が蒸気発生器の取替えをする前とした後の期間を比較し，取替え後の蒸気発生器が老朽化していると主張するが，債務者が平成8年（1996年）に蒸気発生器の取替えを行ったのは，従来の伝熱管が応力腐食割れ感受性のある材質であったためであり[2]，20年間の期間経過により当該機器が老朽化したため取り替えたというものではなく，その後の定期検査（平成10年1月に実施された第16回以降）において，渦流探傷検査を実施し，伝熱管に異常がないことを確認していることは，既に述べたとおりである（債務者主張書面（５）33～34頁）。

（４）債権者らは，平成16年に本件発電所で発生した復水配管の破損事故に関して，「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，・・・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」「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」と主張する（債権者ら準備書面（５）9頁）。

しかしながら，債務者主張書面（５）35～36頁で述べたとおり，債務者は，当該事故の原因調査結果を踏まえ，各種の要因を抽出の上，各種の再発防止策を図っている。また，債務者は，本件発電所を含む個々のプラントにおいて，設備ごとに応じた点検を行い，劣化の進捗状況に応じて適切な保全を計画・実施しているため，設備の劣化を全く把握できていないかのごとき債権者らの主張は失当である。

---

[2] 伝熱管の耐食性を向上させるため，材質をインコネル600合金からインコネル690合金に変更したもの（乙222，「高経年化対策に係る取り組み状況について」参考1頁）。なお，インコネルとはニッケル基合金の一種である。

5　主給水ポンプに関する反論について

（１）債権者らは，「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」ことを前提に，主給水ポンプの耐震重要度分類や，補助給水設備への切替え工程に関して，縷々主張する（債権者ら準備書面（５）9～15頁）。

しかしながら，債務者主張書面（５）57頁でも述べたとおり，主給水ポンプの機能が喪失した場合には，補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器に給水するため（乙19，添付書類十，10-2-22～10-2-23頁），補助給水の確立に手動操作が要求される（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）とする債権者らの主張は，そもそも前提において誤っている。

また，これも債務者主張書面（５）57頁で既に述べたとおりであるが，補助給水設備については，電源系統も独立した電動補助給水ポンプによる２系統の注水系統を設置していることに加え，電源を必要としないタービン動補助給水ポンプによる注水系統を設置していること等により多重性及び多様性が確保され，十分な安全性が確保されている。

したがって，債権者らの主張には理由がない。

（２）債権者らは，「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」とした上で，「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，・・・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」いと主張する（債権者ら準備書面（５）14頁）。

しかしながら，動的機能が重要であることは事実であるものの，債権者らは

電気計装品の耐震設計を正解していない。

すなわち，「安全上重要な設備」の電気計装品については，工事計画書の資料13-9「機能維持の基本方針」「4.2　電気的機能維持」に基づき，地震時及び地震後において，その機器に要求される安全機能を維持するため，基準地震動による応答加速度（評価値）が加振試験等により機能が維持できることを確認した加速度（評価基準値）（以下「電気的機能確認済加速度」という）以下であること，あるいは解析による最大発生応力（評価値）が許容応力（評価基準値）以下で安全余裕があることなどを確認しており，各電気計装品の耐震計算書において確認した結果を明示している（乙223，「資料13-9機能維持の基本方針」添13-9-87頁，例として，乙224，「資料13-17-4-31原子炉水位の耐震計算書」添13-17-4-31-20/E頁）。なお，基準地震動を引き上げた場合であっても，その地震動による応答加速度が過去の振動試験等で取得した電気的機能確認済加速度以下の場合は，振動試験等を改めて実施する必要はない。

このように，債務者は，電気計装品の基準地震動に対する耐震安全性評価において，電気的機能維持についても確認しており，その内容は，原子力規制委員会における新規制基準適合性審査において確認されている（乙175，5/70頁，41/70頁）。

第3　中性子照射脆化に係る規制及び債務者の対応

1　はじめに

債務者は，債務者主張書面（５）19～23頁において，中性子照射脆化に関する基本的な事項を説明し，中性子照射脆化の影響を考慮しても原子炉容器が破壊に至らないことを確認しているため，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ことを主張した。

債務者は，まず，繰り返しとなるが改めて中性子照射脆化の基本的事項について述べる（下記２）。次に，中性子照射脆化に係る規制の要求事項（下記３）を述

べ，それに対する債務者の対応（下記４）もより詳細に説明した上で，債権者らが中性子照射脆化に係る審査方法の問題点と指摘する点に対して，必要に応じて反論を述べる（後記第４）。

２　中性子照射脆化とは

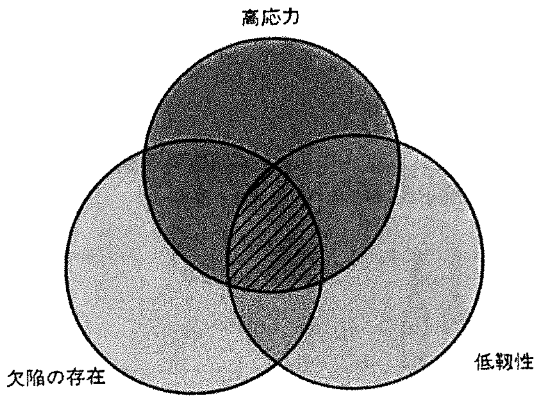
中性子照射脆化とは，債務者主張書面（５）19 頁で述べたとおり，原子炉容器に用いられる材料（鋼材）が中性子の照射を受けることによって，靭性（ねばり強さ）が低下する（脆化する）現象のことをいう。

ＬＯＣＡ[3]等の事故によって，非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ[4]）が作動して原子炉容器に冷水が流れ込んだ場合，冷水と接する原子炉容器の鋼材の内側が収縮しようとすることで，原子炉容器の内側に大きな引張応力[5]が生じる（ＰＴＳ[6]（加圧熱衝撃））。この時，仮に原子炉容器に亀裂が存在し，かつ中性子照射脆化により鋼材の靭性が十分でない場合，その亀裂が広がり，結果として破壊に至る（脆性破壊）可能性がある。

このように，脆性破壊が発生する要因として，（ⅰ）原子炉容器に亀裂が存在する（欠陥の存在），（ⅱ）鋼材の靭性が低下する（低靭性），（ⅲ）原子炉容器に大きな力（応力）がかかる（高応力），という３つがあり，これらの３つの要因が同時に満たされた場合に，初めて脆性破壊が発生する可能性が生じる（図表２，乙197，２頁）。

---

[3] ＬＯＣＡとは，「Loss of Coolant Accident」の略であり，原子炉冷却材（１次冷却材）が喪失する状態をいう。
[4] ＥＣＣＳとは，「Emergency Core Cooling System」の略である。答弁書55頁参照。
[5] 物体が力を受けたとき，その力に応じて物体の内部に生じる抵抗力を応力といい，「引張応力」とは，この抵抗力の働く向きが引張り方向の場合の応力をいう。
[6] ＰＴＳとは，「Pressurized Thermal Shock」の略である。



（乙 197， 2 頁）

【図表２　脆性破壊発生の３つの要因のイメージ図】

3　中性子照射脆化に係る規制の概要

（１）原子炉等規制法[7]43 条の 3 の 32 第 5 項において運転期間延長認可の申請に対する審査における基準として定めることとされている原子力規制委員会規則が，実用炉規則[8]114 条であり，同条は，上記認可の基準として，「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」することを要求している。

（２）そして，技術基準規則[9]における中性子照射脆化に関する規定として，同規則 14 条及び 22 条が定められている。

ア　技術基準規則 14 条

（ア）技術基準規則 14 条 2 項は，安全設備は，設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において，その機能を発揮することができるよう施設しなければならないと規定し（乙 173， 33 頁），技術基準規則解釈[10]14 条 4 項は，安全設備のうち供用期間中において中性子照射

[7] 正式には，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」である。
[8] 正式には，「実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則」である。
[9] 正式には，「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」である。
[10] 正式には，「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の解釈」である。

脆化の影響を受ける原子炉容器[11]にあっては，一般社団法人日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（乙225。以下，「JEAC4206」という）の規定に，同規則の解釈別記－1の要件を付したものに掲げる，破壊靱性の要求を満足することとしている（乙173，34頁）。

（イ）また，技術基準規則解釈14条4項は，破壊靱性の評価のために監視試験を行うに当たっては，一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）」（乙226，以下，「JEAC4201」という），「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）［2010年追補版］」（以下，「JEAC4201［2010年追補版］」という）及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）［2013年追補版］」（乙227，以下，「JEAC4201［2013年追補版］」といい，これら三つを総称して，以下，「JEAC4201-2007シリーズ」という）の規定に，同規則の解釈別記－6の要件を付したものによることを示している（乙173，34～35頁）。

（ウ）そして，JEAC4206及びJEAC4201-2007シリーズのような民間規格を規則等に引用するに当たっては，規制機関が，専門家の意見を踏まえ，適用可能性について技術評価を行うのが一般的である（乙228，「原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成26年11月12日），乙229，「原子力規制委員会における民間規格の活用について」（平成30年6月6日））。JEAC4206及びJEAC4201-2007シリーズも，技術評価が実施され，その評価結果を示した技術評価書が作成されている（JEAC4201-2007シリーズにつき乙230，「日本電気協会『原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）［2013年追補版］』に関する技術評価書の策定について」，乙231，「日本電気

[11] 技術基準規則解釈14条4項では，「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，・・・」とあるが，本書面では，債務者が提出した申請・審査資料の表記に合わせ「原子炉容器」とする。

協会『原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2007）[2010 年追補版]』に関する技術評価書」，乙 232，「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」，JEAC4206 につき乙 232）。

イ　技術基準規則 22 条

技術基準規則 22 条は，監視試験を実施するための監視試験片に係る要求事項を規定するものである（乙 173，68～69 頁）。

（3）そして，運転期間延長認可申請に対する審査において，実用炉規則 114 条の要求事項への適合性審査をするに当たって確認すべき事項をまとめた内規である「実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準」（乙 194。以下，「運転期間延長審査基準」という）は，中性子照射脆化の項目における加圧熱衝撃（ＰＴＳ）評価に関する要求事項として，ＰＴＳ評価の結果，原子炉容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靭性値（原子炉容器の炉心近くの領域（原子炉容器の評価対象部位）において原子炉容器が耐えられる力）が応力拡大係数（加圧熱衝撃による力）を上回ることを要求する（乙 194，2 頁）。これを満たすことにより，技術基準規則 14 条 2 項の原子炉容器に係る要求のうち，ＰＴＳ評価に係るものが満たされることになる。

（4）さらに，実用炉規則 113 条 2 項 1 号で「申請に至るまでの間の運転に伴い生じた原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検の結果を記載した書類」を提出することが求められており，特別点検の実施が要求されている。

上記の点検方法等を示した実用発電用原子炉の運転延長認可申請に係る運用ガイド（乙 193。以下，「運転期間延長認可申請運用ガイド」という）においては，原子炉容器の中性子照射脆化に係る特別点検について，炉心領域全体の母材及び溶接部に対し，超音波探傷試験による欠陥の有無の確認をするとしている（乙 193，2 頁）。

4　債務者の対応

前記３（３）で述べたとおり，運転期間延長審査基準の中性子照射脆化に係る項目のうち，加圧熱衝撃（ＰＴＳ）に係る要件は，「加圧熱衝撃評価の結果，原子炉容器の評価対象部位において静的平面ひずみ破壊靭性値が応力拡大係数を上回ること」とされている。これは，将来において中性子照射脆化により原子炉容器の関連温度[12]が上昇していたとしても，原子炉容器の炉心近くの領域（原子炉容器の評価対象部位）において，原子炉容器が耐えられる力（静的平面ひずみ破壊靭性値）を，加圧熱衝撃（ＰＴＳ）による力（応力拡大係数）が上回らないようにするというものである。

具体的な評価の過程は以下のとおりである。まず，シャルピー衝撃試験により得られた実測データを基に，関連温度の上昇量の実測値（ΔRT_{NDT}実測値[13]）を導く（下記（１））。次に，国内脆化予測法を用いて，関連温度の上昇量を計算し（ΔRT_{NDT}計算値），ΔRT_{NDT}実測値を踏まえたマージン等[14]を考慮して関連温度の上昇量の予測値（ΔRT_{NDT}予測値）を導き，このΔRT_{NDT}予測値がΔRT_{NDT}実測値を上回っていることを確認することで，国内脆化予測法が本件発電所に適用可能であると判断する（下記（２））。

更に，破壊靭性試験により，破壊靭性値（K_{IC}）の実測値を得る（下記（３））。このK_{IC}実測値に，前述の国内脆化予測法を基に導いた将来の評価時点までの温度移行量を考慮した破壊靭性遷移曲線（脆性破壊が発生する３つの要因のうち（ⅱ）

---

12 原子炉容器材料の鋼材は温度によって性質が変わり，高温では延性に富み柔らかく粘り強いが低温では硬く脆くなる。このように鋼材の機械的性質が変わる温度を工学的に評価した温度を関連温度という。

13 RT_{NDT}とはJSME設計・建設規格のPVB-2333.1の規定に従って，衝撃試験及び落重試験によって得られる関連温度のことをいう。ΔRT_{NDT}とは，照射によるRT_{NDT}の移行量を意味し，監視試験による実測（実測値）又はJEAC4201-2007［2013年追補版］附属書ＢのB-2000に示す国内脆化予測法による予測（予測値）によって得られる。移行量とは，照射前後の差を意味し，照射後の値から照射前の値を引いた値とされる。（乙226，SA-1200(7)，2頁）

14 ΔRT_{NDT}計算値を実測値で補正する場合に用いるM_Cと，過去の多数の監視試験データを踏まえて一律に設けることとしたM_Rである。

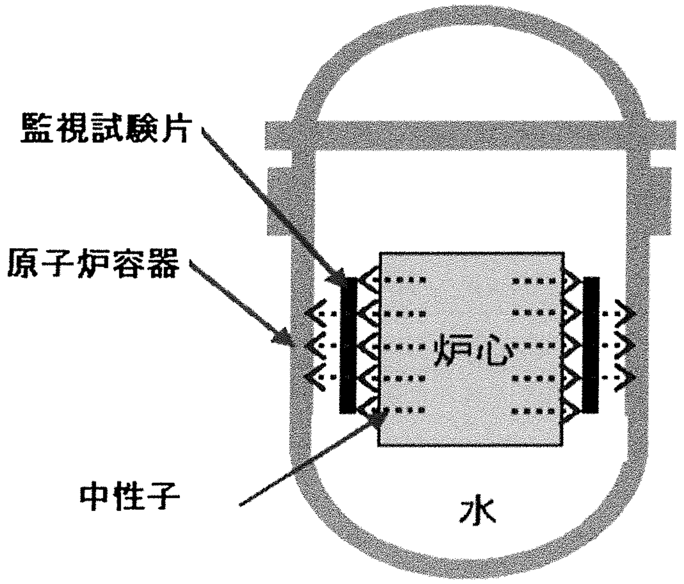
に当たる）を導き，これとＰＴＳ状態遷移曲線（脆性破壊が発生する３つの要因のうち（iii）に当たる）を比較し，両者が交わらないことを確認することで（ＰＴＳ評価，下記（４）），原子炉容器の脆性破壊に対する健全性評価を実施するものである。

なお，脆性破壊が発生する３つの要因のうち，（i）亀裂の存在について，債務者主張書面（５）20頁で述べたとおり，原子炉容器の製造時の検査や供用期間中検査，運転期間延長認可申請時に特別点検として実施される超音波探傷試験により亀裂が確認されていないにもかかわらず，あえて深さ10mmという大きな亀裂の存在を仮定した評価（破壊力学評価）を行っている。債権者らは債務者の行った超音波探傷試験について疑義を呈しているので，ここで敷衍しておく。特別点検における超音波探傷試験の実施箇所は，中性子照射の影響が大きいとされる炉心領域（原子炉容器の側面部のうち，装荷される燃料の長さに概ね対応する部分）全ての溶接部と母材部であり，同検出限界については，原子力安全基盤機構により実施された「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認」により検証された技術を用いていることから，表面近くの深さ5mm程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証されている。しかるところ，中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められなかったものである（乙186の3，28～29頁）。

（１）シャルピー衝撃試験

原子炉容器の製造時に鋼材の一部から制作した監視試験片を建設時に原子炉容器内に装荷し，運転開始以降に原子炉容器の中性子照射量や運転時間に応じて計画的に取り出し，各種の試験によって監視試験片の状態を調べる試験を監視試験という。シャルピー衝撃試験や後述の破壊靭性試験等はこの監視試験に該当する。監視試験片は，原子炉容器よりも炉心に近い位置に配置されているため，原子炉容器より多くの中性子が照射されることとなり（図表３），その分，

監視試験では監視試験片を取り出した時点より先（将来）の原子炉容器材料の状態を把握することができる。

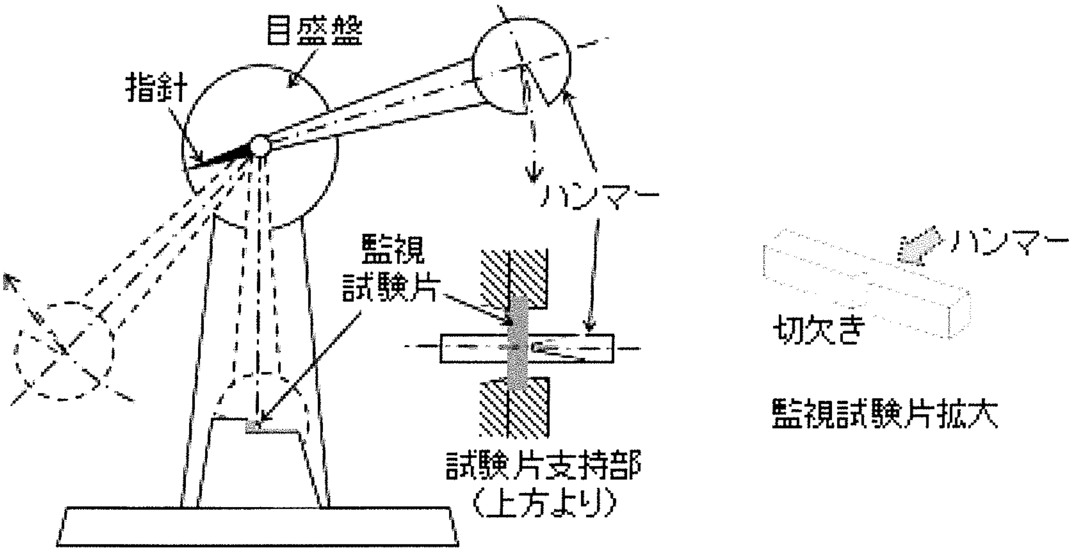


【図表３　監視試験片の配置イメージ図】

そして，鋼材には，温度が下がると靭性が低下するという性質があるため，監視試験では，鋼材の衝撃に対する靭性を様々な温度で測り，靭性と温度の関係を把握している。債務者は，本件発電所の運転開始以降，計４回の監視試験を実施している。

シャルピー衝撃試験は，複数の温度下で監視試験片をハンマーで破壊し，その際に吸収されるエネルギーを求めることで，鋼材がねばり強い性質から徐々に脆い性質を帯びていく温度領域における吸収エネルギーの変化の傾向を把握する試験である（図表４）。

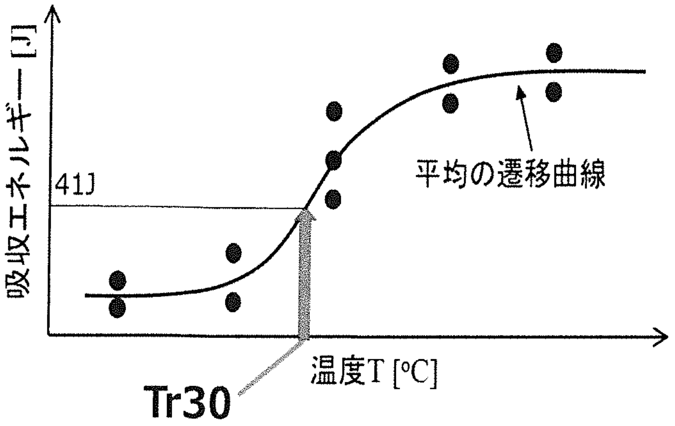
債務者は，JEAC4201のSA－3120に定められた方法により同試験を実施した。

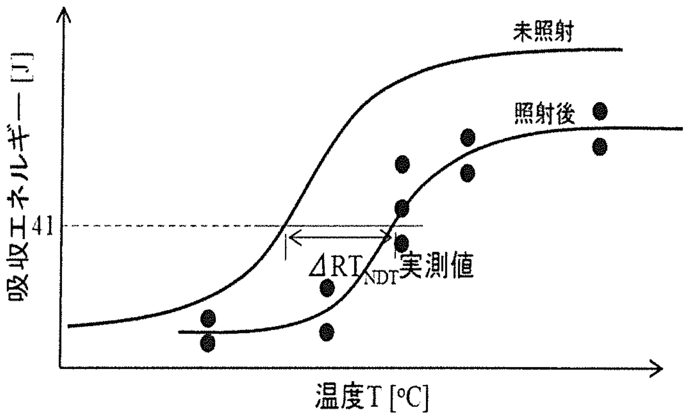


【図表４　シャルピー衝撃試験のイメージ図】

同試験から得られる実測データである吸収エネルギーの値には一定のばらつきが生じるため，債務者は，この値を直接評価に用いるのではなく，複数の温度における吸収エネルギーの値をグラフにプロットし（図表５の左図内の赤色の点），双曲線関数（tanh 関数）を与えて，最小二乗法[15]による繰り返し計算を実施する等して平均の遷移曲線[16]を求めている（乙 226，解説-SA-3120-2，解 13 頁）。そして，同曲線上における 41J を示す温度を代表点として設定し（この代表点は「Tr30」と呼ばれる。乙 225，FA-2000(12)，5 頁），中性子照射前の試験片から得られた Tr30 の値と，照射後の試験片から得られた Tr30 の値との差（移行量）を「ΔRT_{NDT}実測値」として算出している（図表５，乙 226，SA-1200(8)，2 頁）。

[15] 実測データに対するカーブフィッティング手法の１つ。実測データとフィッティングさせたカーブの誤差を最小とする関数が与えられる。
[16] 低温域から高温域に徐々に遷移する過程の吸収エネルギーの平均的な傾向を示す曲線。





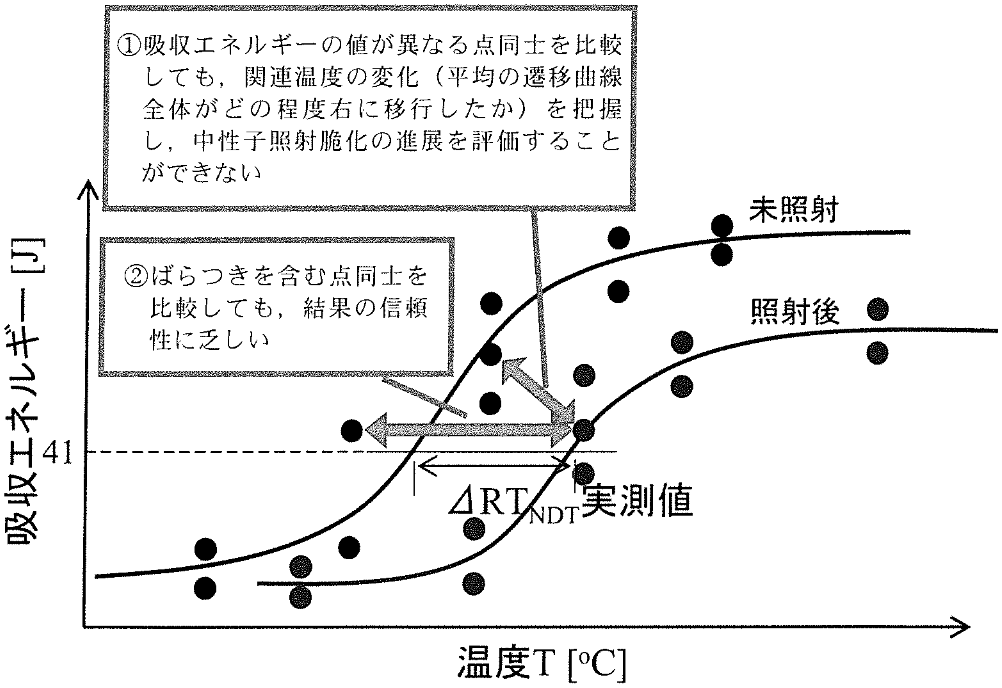
【図表５　Tr30とΔRT_{NDT}実測値の算出イメージ図】

債務者は，各回の監視試験において，試験片の種類[17]ごとに上記シャルピー衝撃試験を実施し，得られた実測データを基に，上記の算定過程を経て，中性子照射前後におけるTr30の値の差である「ΔRT_{NDT}実測値」を導いている。

このような算定過程を経るのは，中性子照射に伴う監視試験片の特性の変化を把握するに当たり，試験温度及び吸収エネルギーの値が異なるシャルピー衝撃試験の実測データを照射前と照射後で比較するよりも，照射前，照射後の試験結果から得られた平均の遷移曲線上で，同じ吸収エネルギーの値を示す代表点（Tr30）により比較するのが合理的と考えられるためである。すなわち，上記のとおり，シャルピー衝撃試験は任意に設定した複数の温度下での吸収エネルギーの値を求めるものであり，その性質上，吸収エネルギーの値を任意に設定して，それに対応する温度を求めることはできないため，中性子照射後の同試験から得られた個々の実測データ（図表６上の赤色の点）が，照射前の実測データ（同黒色の点）と等しい吸収エネルギーの値を示す（同じ高さに位置する）とは限らない。吸収エネルギーが異なる照射前，照射後の実測データを比

[17] 試験片鋼材の種類は母材，溶接金属，熱影響部の3種類である（乙233，「美浜発電所３号炉　劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料」3頁）。

較しても，関連温度の上昇を適切に把握することはできない（図表6①）し，仮に偶然等しい吸収エネルギーの値の組合せが得られたとしても，ばらつきを含む点と点だけで比較した結果は信頼性に乏しい（図表6②）ため，まず平均の遷移曲線を求め，両曲線上の代表点を比較することとしているのである。



【図表6　実測データを中性子照射脆化の進展の把握に直接用いることが適切でない理由（イメージ図）】

次に，RT_{NDT}実測値の求め方について，RT_{NDT}実測値は「RT_{NDT}実測値　＝　RT_{NDT}初期値　＋　ΔRT_{NDT}実測値」により求められるところ，本件発電所の母材試験片に係る各回のΔRT_{NDT}実測値は図表7（乙186の3，表2.3-4，23頁参照）のとおりであり，母材試験片の4回次におけるRT_{NDT}実測値は，RT_{NDT}初期値[18]である-20℃

[18] JEAC4201[2013年追補版]，JSME設計・建設規格のPVB-2333.1に基づき，中性子照射前の試験片に係るシャルピー衝撃試験及び落重試験により得られた試験温度，吸収エネルギー等の値を基に導かれた関連温度の初期値である（乙227，B-2100①，1頁，乙226，SA-1200(7)，2頁）。図表8における「監視試験回次及び評価時期」の「0回次」は中性子未照射時点であるので，当該回次の各試験片の「RT_{NDT}実測値（℃）」の値がRT_{NDT}初期値となる（母材：-20℃，熱影響部：-42℃，溶接金属：-62℃）。

に，0回次（照射前）から4回次におけるΔRT_{NDT}実測値（Tr30の移行量）である77℃を加えた57℃となる（図表8，乙233，別紙6　1.2　関連温度算出結果　添付表-2，28頁）。

回次	Tr30	ΔRT_{NDT}実測値
0	-32	-
1	-10	22
2	10	42
3	18	50
4	45	77

母材試験片の4回次におけるΔRT_{NDT}実測値 …45℃－（-32）℃＝77℃

【図表7　本件発電所母材試験片の各回次のTr30とΔRT_{NDT}実測値】

添付表-2　各時期における中性子照射量，中性子束，RT_{NDT}実測値

監視試験回次及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}$n/cm^2) [E>1MeV]	中性子束 ($\times 10^{10}$n/cm^2/s) [E>1MeV]	RT_{NDT}実測値(℃)		
			母材	熱影響部	溶接金属
0	—	—	-20	-42	-62
1	0.25	7.62	2	-52	-60
2	2.04	8.77	22	-33	-27
3	3.46	5.81	30	-26	-26
4	5.76	7.33	57	-5	-21
2015年11月末時点*1	2.86	3.62	—	—	—
運転開始後60年時点*1	4.69	3.62	—	—	—

*1：1/4T位置

乙233　添付表-2

【図表8　本件発電所の各時期における中性子照射量，中性子束，RT_{NDT}実測値】

（2）脆化予測

ア　国内脆化予測法について

国内脆化予測法による予測手法は，JEAC4201［2013年追補版］（乙227）の附属書B-2000に規定される方法（以下，「脆化予測法」という）であり，予測式

によって，脆化予測したい時点における（その時点で見込まれる中性子の照射量に応じた）関連温度の上昇量（移行量）であるΔRT_{NDT}予測値を算出するものである。

脆化予測法においては，過去の研究等によって得られた知見に基づき，公称照射温度，中性子照射量，部材の化学成分の含有量等の条件毎に設定されたΔRT_{NDT}計算値を基準として，一定のマージン等を加えてΔRT_{NDT}予測値が算出される。

債務者は，このようにして算出されたΔRT_{NDT}予測値と前記（1）の過程で算出したΔRT_{NDT}実測値とを比較して，前者が後者を上回る場合には，ΔRT_{NDT}予測値をそのまま関連温度の上昇量（移行量）と評価し，他方で，前者が後者を下回る場合には，ΔRT_{NDT}実測値を包含するようマージンの値を定め直して求めたものをΔRT_{NDT}予測値とした上で，これを関連温度の上昇量（移行量）と評価することとしている（乙227，B-2000，1～3頁）。

なお，上記の予測式におけるΔRT_{NDT}計算値を算出するための式があり，その式の元になるモデル式がある（債権者らが，債権者ら準備書面（5）26頁で示している式である。以下，「基本モデル式」という）。基本モデル式は，脆化に影響するクラスター（特定の原子が周囲より集積している領域のこと）が形成されるまでの複雑なプロセスを，基本的な考え方に立脚し単純化したプロセスとして比較的簡単な数式に近似した形で示すものとされている。

原子力規制委員会は，その専門技術的裁量に基づき，JEAC4201[2013年追補版]の技術評価において，予測式は300点を超えるデータに基づいて最適化されていることから，基本モデル式を工学的な多項近似式と捉えても差し支えないと判断し，関連温度移行量の予測が適切であることなどを確認した上で，予測式につき，規制に適用可能と判断した（乙234，「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の解釈の一部改正等について」8頁）。

他方，原子力規制委員会は，中性子照射量の高い領域では，関連温度が従

来の予測以上に増大する脆化メカニズムの可能性が否定されているとまではいえないことから，原子炉容器内表面の推定中性子照射量が，これまでに取り出された監視片の最大中性子照射量を上回らない時期までに，新たな監視試験片を取り出して関連温度移行量を再予測することを債務者に対して求めており（乙 234，35 頁），監視試験片の中性子照射量を上回っている期間について，予測式のみで関連温度移行量を評価しないようにしている。

なお，本件発電所において，中性子照射量の高い領域では，原子炉容器内表面の推定中性子照射量が，取り出された監視試験片の最大中性子照射量を上回っていた時期はない。

イ　具体的算出過程について

ΔRT_{NDT}予測値は，ΔRT_{NDT}計算値にマージンM_R（予測値に保守性を持たせるためのいわゆる余裕分のこと）を加えたものとなり，基本的には以下のとおりの式となる（乙 233，別紙 6　1.1　関連温度算出の詳細な要領（1.2）式，26 頁，乙 227，B-2100（2）式，1 頁）。

$$\Delta RT_{NDT}\text{予測値} = \Delta RT_{NDT}\text{計算値} + M_R$$

ΔRT_{NDT}計算値については，試験片の種類に応じて公称照射温度，中性子照射量や銅（Cu）やニッケル（Ni）といった部材中の化学成分の含有量等のデータから適用表（乙 227，附属書表 B-2100-1 加圧水型原子炉容器に対するΔRT_{NDT}計算値，4～25 頁。以下，「適用表」という）を選択し，線形補間[19]及び対数補

[19] 数表等で与えられた複数の値を基に，それらの中間の値を近似的に求める方法を補間法といい，線形補間とは，2つの値の間の任意の値を一次関数から求める方法である。

間[20]により算出[21]する（乙 226，解説 - 附属書 B－2100-2，解 22～23 頁）。

例えば，本件発電所における公称照射温度，中性子照射量や化学成分の含有量等のデータは図表 9 のとおりである（乙 233，別紙 6　1.2　関連温度算出結果　添付表-1 及び 2，28 頁）。

添付表-1　各部材の化学成分及び公称照射温度

部材	化学成分 (mass%)			公称照射温度 (℃)
	Cu	Ni	P	
母材（熱影響部）	0.09	0.55	0.010	288
溶接金属	0.09	0.84	0.012	

監視試験回次及び評価時期	中性子照射量 ($\times 10^{19}$n/cm^2) [E＞1MeV]	中性子束 ($\times 10^{10}$n/cm^2/s) [E＞1MeV]
0	—	—
1	0.25	7.62
2	2.04	8.77
3	3.46	5.81
4	5.76	7.33
2015年11月末時点*1	2.86	3.62
運転開始後60年時点*1	4.69	3.62

乙 233　添付表- 2（抜粋）

【図表 9　本件発電所における公称照射温度，中性子照射量や化学成分の含有量等のデータ】

20　対数補間とは，2つの値の間の任意の値を対数関数から求める方法である。
21　JEAC4201［2013年追補版］では，引用文献による方法（一般財団法人電力中央研究所が一般公開している計算プログラム）を用いて算出することも認められている（乙227，B-2100⑤，3頁，58～59頁）。

これらのデータを基に算出された母材試験片に係る各回次のΔRT_{NDT}計算値は図表１０のとおりである（乙 233，別紙 6　1.2　関連温度算出結果　添付表-3，29 頁）。

回次	ΔRT_{NDT}計算値(℃)
0	-
1	10.5
2	37.5
3	51.5
4	65.1
2015年11月末現在	48.0
運転開始後60年時点	58.8

【図表１０　本件発電所母材試験片の各回次のΔRT_{NDT}計算値】

以下一例として，母材試験片の４回次のΔRT_{NDT}計算値（図表１０内赤枠で囲ったデータ）を適用表を用いて算出する場合の過程を示す[22]。

部材の公称照射温度は 288℃（図表９上側の表），4 回次の中性子束は 7.33 $\times 10^{10}$n/cm^2/s（同下側の表）であるので，まずかかる数値に適合するΔRT_{NDT}計算値の適用表を選択することとなる。公称照射温度が 288℃であり，かつ，中性子束が 7.33$\times 10^{10}$n/cm^2/s 付近のΔRT_{NDT}計算値の適用表としては，①中性子束：5$\times 10^{10}$n/cm^2/s に係るΔRT_{NDT}計算値の適用表（乙 227，附属書表 B-2100-1（19/22)，22 頁。以下，「適用表①」という）及び②中性子束：1$\times 10^{11}$n/cm^2/s に係るΔRT_{NDT}計算値の適用表（乙 227，附属書表 B-2100-1（20/22)，23 頁。以下，「適用表②」という）があるため，これらの適用表に基づきΔRT_{NDT}

[22] 債務者は一般財団法人電力中央研究所が公開している計算プログラム（本書面29頁脚注21）によりΔRT_{NDT}計算値（母材試験片の4回次の値：65.1℃）を算出しているところ，適用表は上記プログラムを用いて計算されたものであり，上記プログラムによる算出方法は適用表を用いた算出方法と同一であるため，本書面では適用表を用いた算出過程を記載している。

計算値を確認する。

母材（熱影響部）の化学成分は Ni：0.55（mass%），Cu：0.09（mass%）（図表９上側の表）であり，４回次の中性子照射量は 5.76×10^{19}n/cm^2（同下側の表）であるので，適用表①の中で当該数値付近の ΔRT_{NDT} 計算値を抽出すると

㋐Ni：0.50（mass%），Cu：0.09（mass%）及び中性子照射量：5×10^{19}n/cm^{2}を条件とする 59.4℃

㋑Ni：0.50（mass%），Cu：0.09（mass%）及び中性子照射量：6×10^{19}n/cm^{2}を条件とする 64.7℃

㋒Ni：0.60（mass%），Cu：0.09（mass%）及び中性子照射量：5×10^{19}n/cm^{2}と条件とする 62.0℃

㋓Ni：0.60（mass%），Cu：0.09（mass%）及び中性子照射量：6×10^{19}n/cm^{2}と条件とする 67.3℃

となる。

上記各 ΔRT_{NDT} 計算値を基に，適合表と数値が合致していない Ni 及び中性子照射量について，それぞれ線形補間して求められた数値をさらに対数補間して求められた数値が，Ni：0.55（mass%），Cu：0.09（mass%），中性子照射量：5.76×10^{19}n/cm^{2}を条件とする ΔRT_{NDT} 計算値となる。

上記作業は適用表①に関するものであるため，適用表②に関しても同様の手順で適用表から導いた数値を線形補間及び対数補間して，Ni：0.55（mass%），Cu：0.09（mass%），中性子照射量：5.76×10^{19}n/cm^{2}を条件とする ΔRT_{NDT} 計算値を算出した上で，さらに，適用表①及び適用表②で算出された数値を対数補間すると，最終的に，Ni：0.55（mass%），Cu：0.09（mass%），中性子照射量：5.76×10^{19}n/cm^2，中性子束：7.33×10^{10}n/cm^2/s を条件とする ΔRT_{NDT} 計算値が導かれるのである。

M_R とは過去の多数の監視試験データを踏まえて一律に設けることとしたマージンであり，監視試験回数が１回の場合は M_R：22℃，２回以上の場合は

M_R：18℃と設定されている（乙 227，解説 - 附属書 B-2100-3，60 頁)。

なお，監視試験片の材料（鋼材の種類ごと）に対し，2 個以上の監視試験によるΔRT_{NDT}実測値がある場合，そのデータを用いて，前出の式ではなく，以下の式でΔRT_{NDT}予測値を求めると規定されている。

$$\Delta RT_{NDT}\text{予測値} = (\Delta RT_{NDT}\text{計算値} + M_C) + M_R$$

M_Cとは実測値で補正する場合に用いるマージン（℃）であり；次式で求める。

$$M_c = \frac{\sum_{i=1}^{n}\left\{\left(\Delta RT_{NDT}\text{実測値}\right)_i - \left(\Delta RT_{NDT}\text{計算値}\right)_i\right\}}{n}$$

（ただし，n：監視試験データ数　i：監視試験回）

例えば，本件発電所の母材試験片に係るM_Cを算定すると以下のとおりとなる（図表１１）。

$$M_c = \frac{11.5+4.5+(-1.5)+11.9}{4} = 6.6(°C)$$

また，監視試験回数は 2 回以上実施していることから，M_Rは 18℃である。

監視試験回次･評価時期	Tr30	①ΔRT_{NDT}実測値	②ΔRT_{NDT}計算値	①－②
0	-32	-	-	-
1	-10	22	10.5	11.5
2	10	42	37.5	4.5
3	18	50	51.5	-1.5
4	45	77	65.1	11.9
2015年11月末時点*	-	-	48.0	-
運転開始後60年時点*	-	-	58.8	-

●M_R=18℃（監視試験2回以上）

●M_C=（11.5+4.5+(-1.5)+11.9）/4 =6.6

＊内表面から板厚ｔの 1/4ｔ深さ位置　　乙 233 添付表-3（抜粋）

【図表１１　本件発電所母材試験片のM_C及びM_R】

関連温度の算出式は以下のとおりである（乙 233，別紙6　1.1　関連温度算出の詳細な要領（1.1）式，26 頁）。

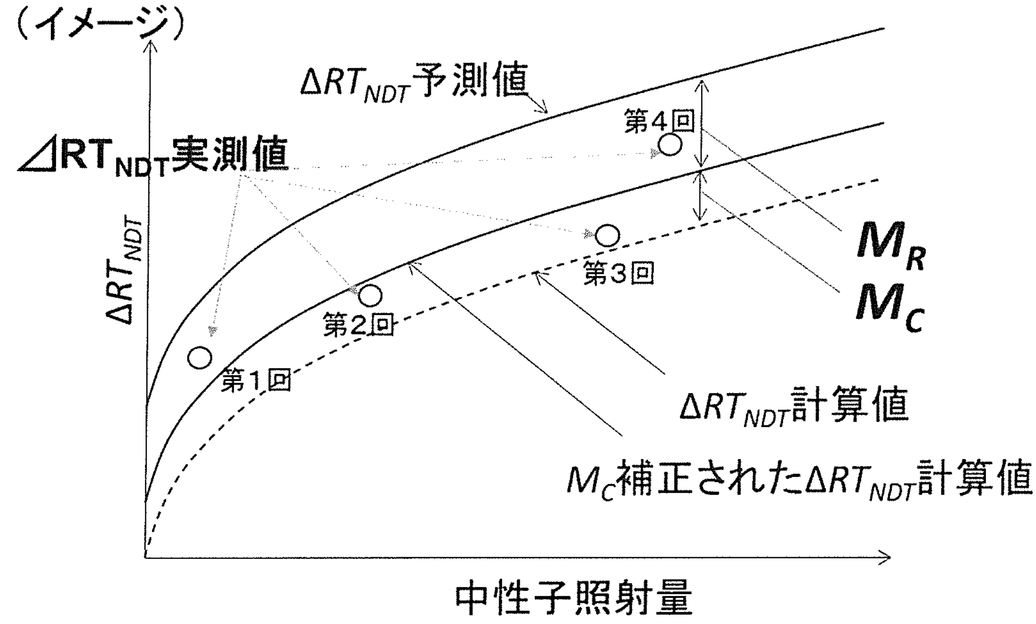
RT_{NDT}調整値（関連温度）　＝　RT_{NDT}初期値　＋　ΔRT_{NDT}予測値

上記から，例えば本件発電所の母材試験片に係る運転開始から 60 年時点における内表面から板厚ｔの 1/4ｔ深さでの関連温度を算出すると以下のとおりとなる（乙 233，1.2 関連温度算出結果，28〜30 頁，図表１１参照）。

$$64\ (℃) \fallingdotseq \underbrace{(-20)}_{RT_{NDT}\text{初期値}} + \underbrace{58.8}_{\Delta RT_{NDT}\text{計算値}} + \underbrace{6.6}_{M_C} + \underbrace{18}_{M_R}$$

なお，ΔRT_{NDT}実測値がΔRT_{NDT}予測値（＝ΔRT_{NDT}計算値＋M_C＋M_R）を上回る場合は，ΔRT_{NDT}実測値を包絡するようにM_Rを定め直すこととなっているが（乙 227，B-2100，3 頁），本件発電所において，ΔRT_{NDT}実測値はΔRT_{NDT}予測値を下回っていることを確認しており，本件発電所の原子炉容器における中性子照射脆化が脆化予測法による予測の範囲内にあることを確認することで（図表１２，乙 233，4 頁），脆化予測法が本件発電所に適用可能であると判断しているのである。

このように，債務者は，本件発電所におけるシャルピー衝撃試験結果から得られた「ΔRT_{NDT}実測値」ではなく，国内の複数の発電所における監視試験結果を含む多数のΔRT_{NDT}実測値を基に策定された脆化予測法により求められる「ΔRT_{NDT}計算値」に，一定の余裕（マージン）を加えた値である「ΔRT_{NDT}予測値」を用いて脆化予測をしており，債務者が関連温度の上昇量（移行量）についてより保守的な評価をしていることは明らかである。

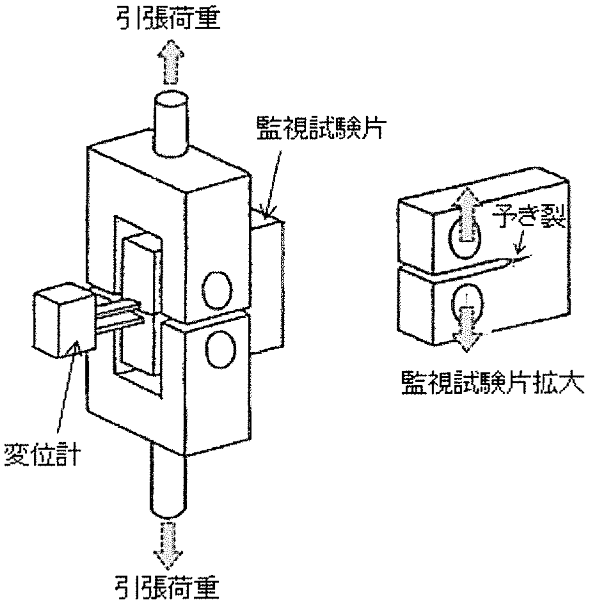


【図表１２　ΔRT$_{NDT}$実測値とΔRT$_{NDT}$計算値，ΔRT$_{NDT}$予測値との関係イメージ図】

（３）破壊靱性試験

破壊靱性試験は，複数の温度下で，鋭利な切欠きの先端に予め疲労亀裂を付与した監視試験片に荷重を徐々に負荷し，脆性破壊が実際に発生した時点の荷重を求めることで，亀裂を有する鋼材の破壊に対する抵抗力である破壊靱性値（K_{IC}）を把握するための試験である（図表１３）。債務者は，JEAC4206 の附属書Ｄに示される米国 ASTM 規格に定められた方法により破壊靱性試験を実施した。

なお，本件発電所について債務者が行った破壊靱性試験の実測データ（破壊靱性値（K_{IC}））及びその試験温度は，乙 233 号証の 41～44 頁の表の「K_{IC}（MPa√m)」及び「シフト前温度（℃)」にそれぞれ示されている。



【図表１３　破壊靱性試験のイメージ図】

破壊靱性試験の温度設定について，破壊靱性試験は，破壊靱性の温度依存性を把握するため，シャルピー衝撃試験結果も参考に脆性遷移温度域を中心に破壊靱性を確認するとともに，上部棚温度域[23]での破壊靱性も確認することを考慮して試験温度を設定することから，脆性破壊[24]が生じず延性破壊となる（と考えられる）高温域でも試験を実施している。

債務者は，破壊靱性試験において，塑性変形のみが生じ，脆性破壊が生じなかった場合（延性破壊した場合）や，試験装置の故障のような場合，すなわち適切な試験データが得られなかった場合を除き，脆性破壊による有効な試験データが得られた場合は，破壊靱性試験の実測データの全てを乙 233 号証の 41～44 頁に記載している。

破壊靱性試験結果について，上記のとおり，試験のうちいくつかの回数は脆

[23] 上部棚温度域とは，原子炉容器鋼を始めとするフェライト鋼において，高温側で延性破壊が主となり破壊靱性値がほぼ一定となる温度域である。

[24] 原子炉容器鋼材は高温では延性に富み柔らかくねばり強い性質を有しているが，低温では延性が低下し，硬く脆くなる（ねばり強さが低くなる）。延性破壊から脆性破壊への破壊形態の変化は温度に依存している。

性破壊が生じない可能性があると考えられる高温域での試験を実施しているところ，脆性破壊が生じなかった試験結果（実測データ）はＰＴＳ評価に用いられていない（乙 233 号証に記載していない）。これは，ＰＴＳ評価に用いるJEAC4206 の適用範囲について「軽水減速軽水冷却型原子力発電所に設置する機器の非延性破壊を防止するため，機器を構成する材料の破壊靭性の妥当性の確認を行わなければならない範囲，試験方法及び合格基準等」（傍点は債務者による。以下同じ）とされ（乙225，FA-1100適用範囲（解説 - FA-1100 - 1），1頁），さらに同附属書Ｃにおいて「加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部の非延性破壊に対して供用状態Ｃ，Ｄで最も厳しい条件としてＰＴＳ（Pressurized Thermal Shock 加圧熱衝撃）事象（小破断冷却材喪失事故，主蒸気管破断事故等）があるが，これに対する評価手法」が適用範囲とされていることから（同 C-1000，附 C-1 頁），非延性破壊とならなかった，すなわち脆性破壊が生じなかった試験結果はＰＴＳ評価の対象外とされているからである。

（４）ＰＴＳ評価（加圧熱衝撃評価）

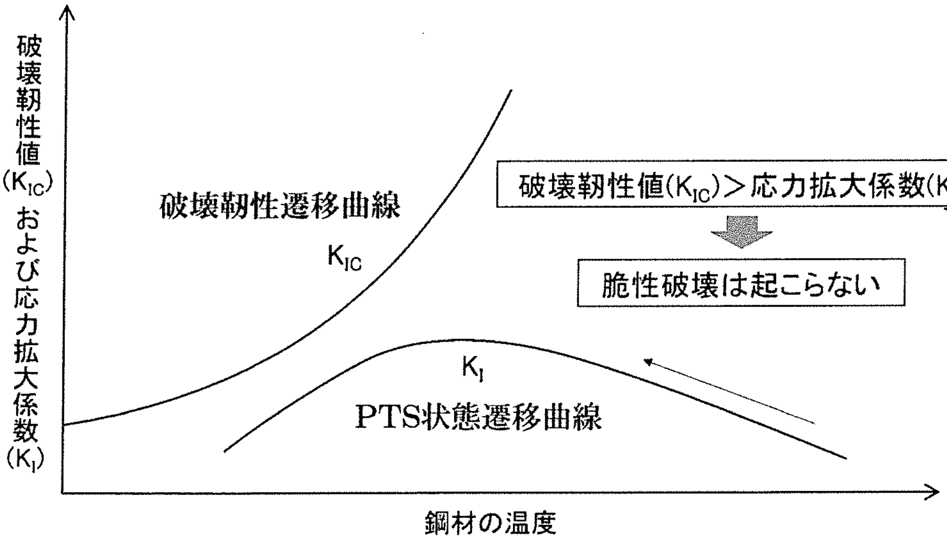
ア　ＰＴＳ評価について

ＰＴＳ評価とは，ＬＯＣＡ等の事故によって，非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）が作動して原子炉容器に冷水が流れ込んだ場合，ＰＴＳ（加圧熱衝撃）事象が発生するが，その際に原子炉容器の脆性破壊に対する健全性が維持できるかどうかを確認するための評価のことをいう。債務者は，JEAC4206 の附属書Ｃ及び運転期間延長認可申請運用ガイド（乙 193）等に従い，この評価を行った。

具体的には，本件発電所の評価時点における破壊靭性遷移曲線[25]とＰＴＳ状

[25] 破壊靭性遷移曲線とは，破壊靭性値（K_{IC}）と温度の関係を示した曲線であり，鋼材の温度が高いほど破壊靭性値（K_{IC}）も高く，鋼材の温度が低くなるにつれ，破壊靭性値（K_{IC}）も低くなる様子を示している。中性子照射脆化が進むことにより，同じ破壊靭性値（K_{IC}）を示す温度が高温側にずれていくため，この破壊靭性遷移曲線は高温側にずれていく。

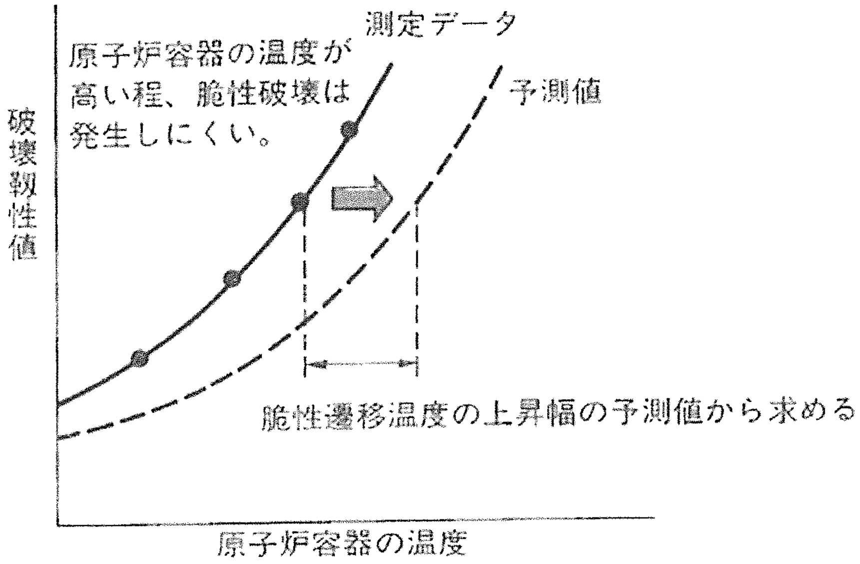
態遷移曲線[26]が交わらないことを確認することにより脆性破壊が起こらないことを確認している（図表１４参照）。



【図表１４　ＰＴＳ評価のイメージ図】

中性子照射後の破壊靭性遷移曲線は，本件発電所の破壊靭性試験によって得られた破壊靭性値（K_{IC}）の実測値（照射前のもの及び照射後のもの両方を含む。図表１５の「測定データ」）を，プラント評価時期（例えば運転開始後60 年等）における破壊靭性値の温度移行量（ΔT_{KIC}）だけ高温側（右方向）に平行に移行し，それらを包絡する下限線（図表１５の「予測値」）を描くことで設定される。

[26] ＰＴＳ状態遷移曲線は，事故時における鋼材の亀裂先端の応力拡大係数（K_I）と温度の関係を示した曲線であり，図表１４のＰＴＳ状態遷移曲線は，非常用炉心冷却設備（ＥＣＣＳ）が作動して冷水が流れ込み，原子炉容器の鋼材の内側の温度が先行して低下していく過程で，原子炉容器の内側と外側の温度差によって応力拡大係数（K_I）が一旦上昇し，その後，この温度差が小さくなることで応力拡大係数（K_I）が下降していくという経時的な変化を示している。



（乙 197，7頁）

【図表１５　将来の破壊靱性値（K_{IC}）の算出イメージ図】

破壊靱性の温度移行量（ΔT_{KIC}）は，関連温度の上昇幅（移行量）の予測値を基に導かれるところ，ΔRT_{NDT}実測値であってもシャルピー衝撃試験結果のばらつきの影響は皆無ではないし，ＰＴＳ評価においては，任意の運転年数時点の原子炉容器の照射量に応じた脆化の進行状況を評価する必要がある。そこで，ΔT_{KIC}は，本件発電所におけるシャルピー衝撃試験から得られたΔRT_{NDT}実測値ではなく，国内の複数の発電所における監視試験結果を含む多数のΔRT_{NDT}実測値を基に策定された脆化予測法を基に求められる「ΔRT_{NDT}計算値」[27]に，一定の余裕（マージン）を加えた値としている（乙 225，C-3230，附Ｃ-4頁）。

次に，加圧熱衝撃による応力拡大係数（K_I）と金属材料の温度の関係の時間推移を示すＰＴＳ状態遷移曲線を設定し，このＰＴＳ状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線を一つのグラフに示し，両者が交差しなければ（$K_{IC}>K_I$），加圧熱

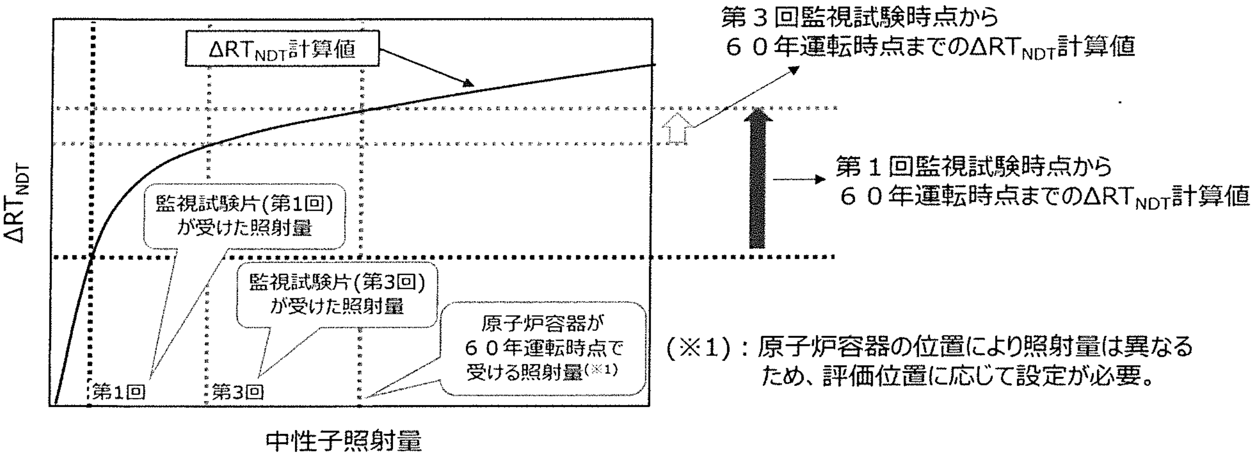
[27] JEAC4206では，ΔT_{KIC}はΔRT_{NDT}予測値ではなく，ΔRT_{NDT}計算値を用いて求めることとされている（乙 225，C-3230，附Ｃ-4頁）。

衝撃による力が破壊靭性値を超えないということであるため，加圧熱衝撃に対して原子炉容器が健全であると評価することができる。

イ　具体的算出過程について

ΔT_{KIC}は以下の式で算出する（監視試験の回数が2回以上の照射材のK_{IC}データに係るΔT_{KIC}（温度の移行量）を求める式を示す。図表１６参照，乙225，C-3230（2），附C-4頁）。

ΔT_{KIC}　＝　ΔRT_{NDT}計算値$_{(fe)}$[28]－　ΔRT_{NDT}計算値$_{(fm)}$[29]　＋　σ_{Δ}[30]



【図表１６　ΔT_{KIC}算出のイメージ図】

各回の破壊靭性試験により得られた破壊靭性値 K_{IC}（図表１７左図内の白抜き□点，◇点，△点及び○点）に，上記算定式で求められた各ΔT_{KIC}の値分，温度を高温側に移行させる（図表１７参照）。

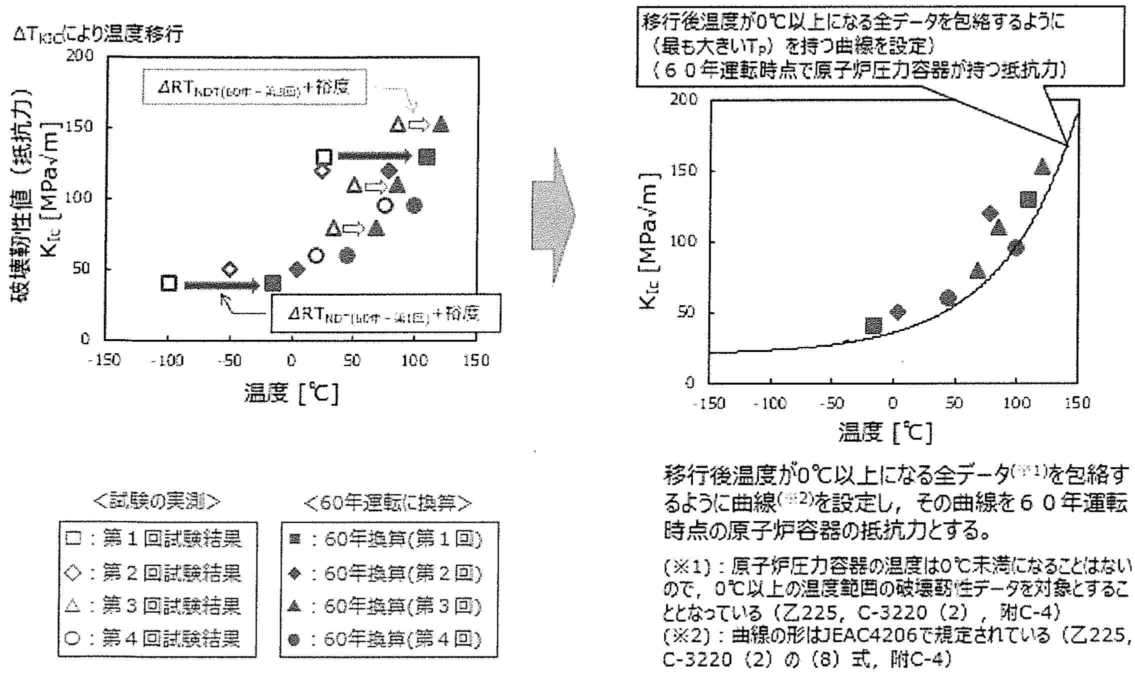
---

[28] feは評価時期を意味する（乙233，別紙8，39頁）。

[29] fmは監視試験時点を意味する（乙233，別紙8，39頁）。

[30] ΔRT_{NDT}計算値に加えるマージンについては，JEAC4206（乙225）では「σ_{Δ}」と定められているのに対して，技術基準規則解釈では，これを「$2\sigma_{\Delta}$」と読み替えるよう求められており，債務者もそのように対応している（乙173，別記－１（３），1頁）。これにより，債務者は本件発電所のΔT_{KIC}を算出するにあたり，ΔRT_{NDT}計算値に対して18℃のマージンを加えている。

なお，後述するように，本件発電所で最も厳しい移行後の点（T_P）が 2 回次の試験結果（T_P＝65.3℃）である（図表１７右図でいうと，図表内右部分中段の緑●点が最も厳しい移行後の点であり，この点を包絡するように曲線を設定するイメージ）。



【図表１７　各回時の K_{IC} を ΔT_{KIC} により温度移行したイメージ図，
移行後温度が 0℃以上になる全データを包絡する曲線イメージ図】

破壊靭性値 K_{IC} は以下の式で算出するので（乙 225，C-3220，附 C-3～附 C-4 頁，乙 233，8 頁），温度移行した状況で以下の式に数値を代入し，T_P を算定する。

$$K_{IC} = 20.16 + 129.9exp\{0.0161(T - T_P)\} \quad (MPa\sqrt{m})$$

上式を T_P について解くと次式が得られる。

$$T_P = T - \frac{1}{0.0161} ln\left(\frac{K_{IC} - 20.16}{129.9}\right)$$

本件発電所の監視試験片において，運転開始後 60 年時点における最も大きい T_P（下限包絡線で厳しくなる）を示したデータにて，計算例を示す（乙 233，別紙 8，42 頁，図表１８内赤枠で囲ったデータ）。

なお，ＰＴＳ評価は，原子炉圧力容器炉心領域内表面に深さ 10 mm，長さ 60 mmの軸方向の半楕円表面欠陥を想定して実施するため（乙 225，C-3310，附 C-4 頁），各回次の監視試験での中性子照射量に JEAC4201[2013 年追補版] 附属書Ｂに示される式で求めた減衰率[31]を乗じて原子炉容器内表面から深さ 10 mm位置での照射量を算出し，算出後の中性子照射量に応じた ΔRT_{NDT}計算値を算出して，ΔT_{KIC}を導いている（乙 186 の 3，28 頁参照）。

48.6（℃）	＝	79.3[32]	―	48.7[33]	＋	18
ΔT_{KIC}		ΔRT_{NDT}計算値（運転開始後 60 年）		ΔRT_{NDT}計算値（2 回次）		$2\sigma_\Delta$

(-40)	＋	48.6	＝	8.6（℃）[34]
T（シフト前温度（2 回次の試験温度））		ΔT_{KIC}		T（シフト後温度）

K_{IC}＝72.3 を代入し，

---

[31] 減衰する中性子照射量f（×10^{19}n/cm^2，E＞1MeV）は，a(mm)：容器内面からの深さ，f_0：容器内面での中性子照射量（×10^{19}n/cm^2，E＞1MeV），減衰係数：exp（-0.24a/25.4）とすると，次式で求められる（乙227，B-2100の（7）式，2頁，乙225，C-3210（7）式，附C-3頁，乙233，別紙6　1.1関連温度算出の詳細な要領の（1.3）式，26頁）

$f = f_0 \cdot \exp(-0.24a/25.4)$

[32] 本頁脚注31の減衰率を乗じて計算した原子炉容器内表面から深さ10mm位置での照射量に応じたΔRT_{NDT}計算値（運転開始後60年）である。

[33] 本頁脚注31の減衰率を乗じて計算した原子炉容器内表面から深さ10mm位置での照射量に応じたΔRT_{NDT}計算値（2回次試験）である。

[34] 図表１８内「チャージ名」「W-102-1，2」の「シフト後温度（℃）」には8.6（℃）を切り上げした9（℃）と記載している。

$$\underline{65.3}\ (℃) \fallingdotseq \underline{8.6} - \frac{1}{0.0161}\ln\left(\frac{72.3-20.16}{129.9}\right) \quad (図表１８)$$

T_P T（シフト後温度）

チャージ名	監視試験回次	シフト前温度(℃)	シフト後温度(℃)	KIc (MPa√m)	Tp (℃)	評価
6C551-2-1	0	-100	-5	131.5	4.4	
6C551-2-1	0	-100	-5	101.7	23.7	
6C551-2-1	0	-140	-45	64.5	21.6	
6C551-2-1	0	-140	-45	45.9	55.3	
6C551-2-1	0	-196	-101	46.8	-2.8	
6C551-2-1	0	-196	-101	48.4	-6.4	
6C551-2-1	1	11	89	237.9	56.6	
6C551-2-1	1	-140	-62	68.5	-0.9	
6C551-2-1	3	12	49	162.5	43.0	
6C551-2-1	3	-20	17	96.4	49.8	
6C551-2-1	3	-50	-13	58.9	61.8	
W-102-1,2	0	-100	-24	83.4	20.9	
W-102-1,2	0	-140	-64	53.6	20.5	
W-102-1,2	0	-140	-64	40.3	52.0	
W-102-1,2	0	-196	-120	40.3	-4.0	
W-102-1,2	0	-196	-120	38.1	3.2	
W-102-1,2	2	22	71	195.4	52.0	
W-102-1,2	2	-10	39	108.8	62.3	
W-102-1,2	2	-40	9	72.3	65.3	○
W-102-1,2	2	-70	-21	60.5	51.2	
W-102-1,2	4	-5	18	84.5	61.4	
W-102-1,2	4	-50	-27	53.2	57.8	
W-102-1,2	4	-100	-77	43.4	29.7	

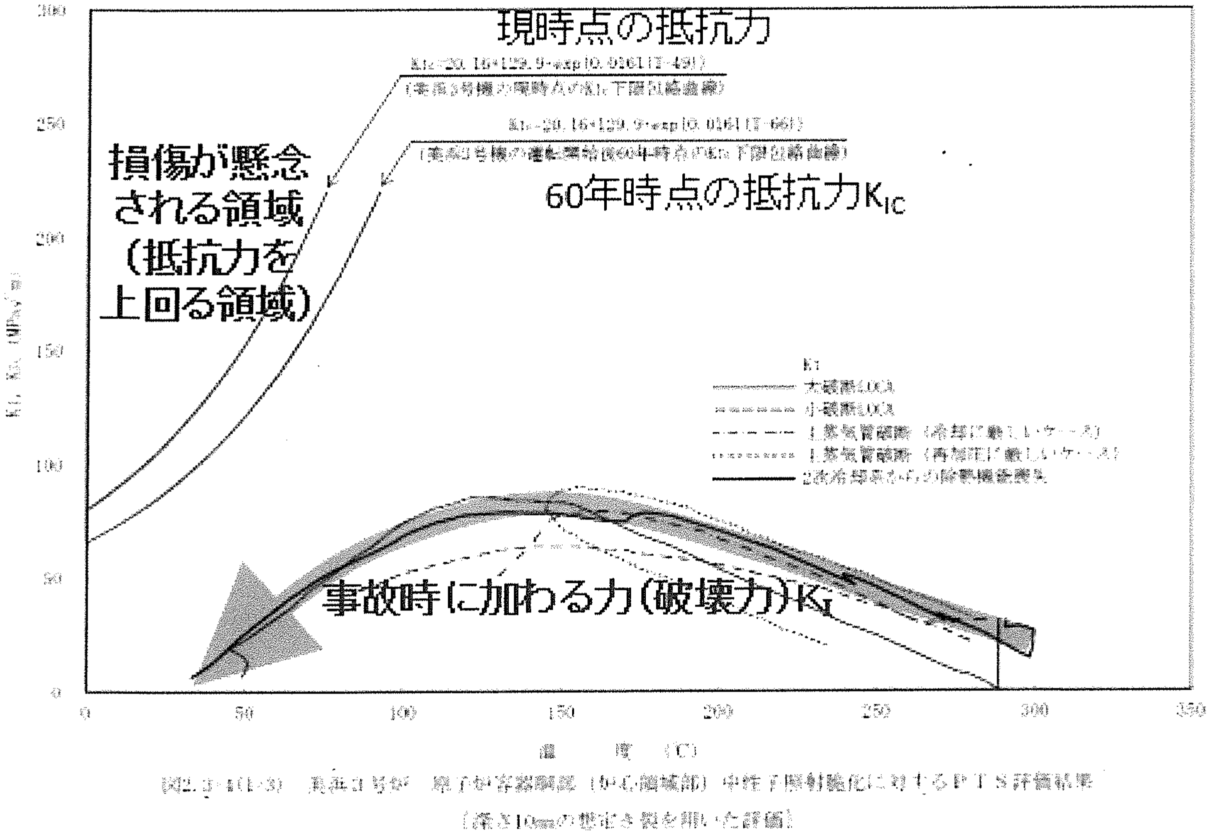
（乙 233，別紙 8，42 頁）

【図表１８　本件発電所の 60 年時点における T_P 算出結果

（深さ 10 mmの想定亀裂を用いた評価）】

本件発電所運転開始後 60 年時点において，この 65.3℃が最も大きい T_P となったため，この値を包絡するよう K_{IC} 曲線を導き，これと大破断冷却材喪失事

故（大破断ＬＯＣＡ）等の各条件を想定した応力解析により求められたＰＴＳ状態遷移曲線[35]を比較し，いずれの状況においても前者が後者を上回っていることから，脆性破壊は起こらないことを確認し（乙 186 の 3，29～30 頁），上記３で述べた新規制基準の要求事項を満たすことを確認している（図表１９）。



（乙 233，９頁，図５に加筆）

【図表１９　K_{IC}曲線とＰＴＳ状態遷移曲線の関係[36]】

[35] このＰＴＳ状態遷移曲線（図表１９右下の線）の評価に当たっては，ＬＯＣＡ時の温度変化を，実際の温度変化と比べて急激に変化する（実際にはあり得ないが，原子炉容器内の高温水が一瞬にして冷水に入れ替わり，鋼材を冷却する）と保守的に仮定して応力拡大係数（K_I）を算出している。

[36] 図表１９左上の60年時点の抵抗力K_{IC}曲線の算定式において用いられているT_P の値について，65.3（℃）を切り上げして保守的にT_P＝66（℃）として計算されている。

第４　「中性子照射脆化の審査方法の問題点」への反論

１　原子炉容器内の亀裂に関する主張について

債権者らは，中性子照射脆化による脆性破壊の要因の一つである（ⅰ）亀裂の存在について，「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」「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」と主張する（債権者ら準備書面（５）５頁）。

しかしながら，上記第３の４で述べたとおり，債務者は，炉心領域全ての溶接部と母材部に対する超音波探傷試験を実施しており，中性子照射の影響が大きいとされる箇所は全て確認している。その結果，中性子照射脆化による脆性破壊の起点となるような有意な欠陥は認められていない。もっとも，上記試験では表面近くの深さ５mm程度の欠陥であれば十分検出可能であることが実証された技術を用いているものの，検出限界以下の亀裂が存在する可能性までは否定しきれるものではないが，債務者は，こうした亀裂の存在の可能性を考慮してもなお十分な大きさの亀裂（深さ10mm，長さ60mm）の存在をあえて想定して評価を実施しているものであり，保守的な評価をしている。

したがって，亀裂の存在を問題視する債権者らの主張は，的外れである。

２　熱伝達率に関する主張について

また，債権者らは，ＰＴＳ状態遷移曲線を導き出す計算過程で用いる熱伝達率に関して，「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」と主張する（債権者ら準備書面（５）５頁）。

しかしながら，債権者らの主張は，債務者の用いているＰＴＳ状態遷移曲線

や同曲線を導き出す計算過程で用いる熱伝達率[37]の位置付けを正解しないものである。

そこで，ＰＴＳ状態遷移曲線と熱伝達率の位置付けについて説明すると，上記第３の３（２）及び同４（４）アで述べたとおり，債務者は，原子炉容器の破壊靭性を確認するため，技術基準規則解釈 14 条 4 項に定める JEAC4206 の附属書Ｃ及び運転期間延長認可申請運用ガイドに基づき，ＰＴＳ（加圧熱衝撃）評価を行っている。JEAC4206 の附属書Ｃによると，このＰＴＳ評価の手法は，財団法人発電設備技術検査協会の原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会で開発された手法をベースに基準化した旨記載されている（乙 225，C-1000，附 C-1 頁）。

このＰＴＳ評価では，破壊靭性遷移曲線とＰＴＳ状態遷移曲線が交わらないことを確認することにより，脆性破壊が起こらないことを確認しているところ，債務者は，後者のＰＴＳ状態遷移曲線については，上記のＰＴＳ評価の手法を開発した発電設備技術検査協会が国の委託を受けて作成した調査報告書（乙 235，「溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書［原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験］［総まとめ版］」）84 頁に記載されているＰＴＳ状態遷移曲線を用いている（同 84 頁，図 3.4-3　3 ループのＰＴＳ健全性（a＝10mm の場合）［民間研究］，乙 233，9 頁等）[38]。同報告書は，原子力研究所等といった国の機関の職員，原子力関係の学者，事業者の職員等が委員となって，9 年にわたって実施した実

---

[37] 熱伝達率とは，壁と空気や壁と水といった，固体と液体のように性質が異なる2種類の物質間で熱エネルギーの伝えやすさ（伝熱のしやすさ）を，単位面積，単位時間，単位温度差あたりの伝熱量として表す値であり，この値が大きくなるほど熱エネルギーが伝わりやすいということになる。熱伝達率は，一方の物質である流体の流れの状態により，その値が大きく変化する。流れの状態とは，主なものとして層流（流体の各粒子が整然と層状をなす流れ）と乱流（不規則に乱れた流れ）が挙げられる。この流れの状態は主に配管などの物体の表面粗さや形状など，また水などの流体の粘性や速度などにより影響される。

[38] なお，本件発電所の運転期間延長認可申請では，同報告書に記載された大破断冷却材喪失事故（大破断ＬＯＣＡ）等４つの事象のＰＴＳ状態遷移曲線に加え，設計基準事故状態よりも厳しい状態となる可能性のある２次冷却系除熱機能喪失事象を対象として同報告書の手法に基づき追加したＰＴＳ状態遷移曲線も用いて評価している（乙233，別紙7，35～36頁）。

証試験の結果を取り纏めたものであり，技術的信頼性の高い内容となっている（乙 235，i～iii頁，1 頁）。このように，本件発電所のＰＴＳ評価に用いているＰＴＳ状態遷移曲線は，信頼に値する上記報告書の曲線を用いており，債務者は，原子力規制委員会による審査に際してその旨を説明している（乙 233，別紙 7，35 頁）。

また，ＰＴＳ状態遷移曲線の策定過程における熱伝達率の位置付けについては以下のとおりである。まず，原子炉容器内へ冷却水が注入されることによって加圧熱衝撃が生じるおそれがある具体的事象（大破断冷却材喪失事故（大破断ＬＯＣＡ）等）をＰＴＳ事象として想定する。次に，各ＰＴＳ事象に対して，原子炉容器の炉心領域部での１次冷却材温度，圧力及び流量の時間変化に伴う原子炉容器の炉心領域部壁における応力解析を行う。この応力解析の結果によって得られた応力拡大係数（K_I）と温度の時間推移を示すことによってＰＴＳ状態遷移曲線を設定する。そして，この応力解析における応力のうち，熱応力[39]については，熱伝導解析により求められた原子炉容器の温度分布の時間変化に基づいて設定されるところ，この際の熱伝達率は，想定しているＰＴＳ事象における流体温度，流速，原子炉容器内表面温度等のパラメータや Jackson-Fewster 式[40]等により算出され，得られた数値はＰＴＳ状態遷移曲線を導き出すのに用いられている（乙 225，C-3100，附 C-2～附 C-3 頁）。このように，熱伝達率の数値は，ＰＴＳ状態遷移曲線を導き出す計算過程で用いる一変数（パラメータ）に過ぎない。

---

39 熱応力とは，拘束された状態にある物体が加熱又は冷却されて温度変化が生じた場合に，物体の自由な膨張又は収縮が拘束されることにより物体内部に発生する応力をいう。熱応力は，外的な拘束がない物体内に温度分布がある場合にもその温度差によって発生する。ＰＴＳ事象において想定事故時に原子炉容器内に冷却水を注入した際に発生する原子炉容器の内外面の温度差により発生する応力もこの一つである。

40 熱伝達率の実験式の一つであり，熱伝達実験の結果に基づき，共存対流領域（自然対流と強制対流が相互に影響し合う領域）の熱伝達相関式として提案されたもの。なお，自然対流とは，温度差のみによって駆動された流れのことをいい，強制対流とは，ファン等の機械的な方法によって駆動された流れのことをいう。

以上述べたとおり，債務者は，JEAC4206 等に基づいてＰＴＳ評価を行っているところ，技術的に信頼できる上記報告書のＰＴＳ状態遷移曲線を用いて，本件発電所の評価時点における破壊靭性遷移曲線とＰＴＳ状態遷移曲線が交わらないことを確認しており，原子力規制委員会による審査においてもその旨を説明し，妥当性が確認されている（乙 196，10 頁）。したがって，本件発電所の中性子照射脆化に対する安全性は確保されており，ＰＴＳ状態遷移曲線を導き出す計算過程で用いる一変数（パラメータ）に過ぎない熱伝達率を殊更に採り上げて，これ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ことをもって不合理なものとする債権者らの主張は的を射ない。

3　JEAC4206 及び JEAC4201-2007 に関する主張について

債権者らは，中性子照射脆化に係る規制について，将来予測に用いられる JEAC4206 及び JEAC4201-2007 シリーズには問題があると主張する。

しかしながら，前記第３において述べたとおり，原子炉容器の中性子照射脆化に係る規制及び債務者の対応は，十分に保守的なものであって，合理的なものである。債権者らは，これを正解せず，JEAC4201 の予測式に係る学術的議論等，規制に関する議論のごく一部を断片的に取り上げて，抽象的に疑義を述べるものに過ぎず，債権者らの主張には理由がない。以下，個別に反論する。

（１）JEAC4201 による脆化予測法は，その基礎にある数式自体に誤りがあるため信頼性が失われているという債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，「JEAC4201 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」り（債権者ら準備書面（５）23 頁），具体的には，JEAC4201 で採用されている国内脆化予測法は，電力中央研究所の論文で示された反応速度式を用いているところ，この式を構成する「ｂ・（C_{Cu}・Ｄ）^{2}」（ｂは比例係数，C_{Cu}は銅原子の数，Ｄは拡散係数）という項は，銅原子の数のみ

ならず拡散係数Ｄにまで２乗がかかっているのに対し，同式を構成する別の項「ａ・C_{Cu}・Ｄ・C_{MD}」の拡散係数Ｄには２乗がかかっておらず，いわゆる次元一致の原理に反しているなど物理現象からみても誤っており，正しくは「ｂ・Ｄ・C_{Cu}^2」にすべきであって，その基礎となる反応速度式に誤りがある旨主張する（債権者ら準備書面（５）25～31頁）。

イ　債権者らは，小岩氏等の見解を引用しつつ，基本モデル式の拡散係数に問題点があることを主張するが，基本モデル式の拡散係数の項目に一部の批判があることをもって，上記の予測式の合理性が直ちに否定されるものではない。

ウ　この点，原子力規制委員会は，JEAC4201[2013 年追補版]に対する技術評価において，その技術評価の確認範囲として，「2013 年追補版の照射脆化予測法は 2007 年版から予測式の基となるモデル式（以下「基本モデル式」という。）を変更したものでなく，監視試験データ等の充実を基に予測式の係数を最適化したものである。基本モデル式がデータに基づく多項近似式と捉えても差し支えないとの認識の上で，予測式の係数の算出に用いたデータの信頼性，予測式の係数最適化の方法，関連温度移行量の予測値の信頼性（海外予測式との比較等），ΔRT_{NDT} 計算値と実測値のばらつき，基本モデル式に係る新知見等について検討する」とされている（乙 230，5～6 頁）。つまり，JEAC4201[2013 年追補版]の技術評価では，反応速度式は，物理現象を再現するための式ではないことが前提とされ，実測データに基づく多項近似式として技術評価を行うものとされているのである。

以上のとおり，JEAC4201[2013 年追補版]の技術評価では，物理現象を再現するための式ではないことが規制への適用に際しての前提となっているのであり，債権者らの主張は，この点を看過している。

エ　そして，前記第３の４（２）アで述べたとおり，原子力規制委員会は，上記の JEAC4201[2013 年追補版]の技術評価を平成 27 年 10 月に取り纏めた

際に，予測式は300点を超えるデータを基に最適化されていることから，基本モデル式を工学的な多項近似式と捉えても差し支えないとし，関連温度移行量の予測が適切であることなどを確認した上で，規制に適用可能と判断している（乙234，8頁）。また，ΔRT_{NDT}予測値については，保守性を持たせるためにマージンが設定されており，JEAC4201[2013年追補版]では，そのマージン値がJEAC4201より更に大きく設定されている。

以上からすれば，JEAC4201-2007シリーズにおける関連温度の上昇量を予測する予測式は，原子力規制委員会により合理性が認められている。

オ　この点を更に敷衍すると，JEAC4201による反応速度式は，平成23年11月29日から平成24年7月27日に行われた高経年化技術評価に関する意見聴取会において，上記の式を構成する拡散係数Dに対して，外部有識者からの指摘を受けて議論がされた結果，JEAC4201については直ちに見直す必要がないという結論が出された。

すなわち，拡散係数Dを1乗にすべきであるとの外部有識者からの指摘に対して，学術的な観点から議論がされたものの，意見は分かれ，上記の指摘とは異なる考え方に基づく意見，拡散係数Dの2乗に比例するとする考え方が間違いないとは言い切れないとする意見など様々な意見が出され，結論としては，学協会による更なる検討を要するものの，JEAC4201には保守的に予測を行う仕組みが組み込まれていること等から，安全性に直ちに影響を及ぼすものではないと判断され，JEAC4201の関連温度の予測方法の基となる反応速度式については直ちに見直す必要がないという結論が出された（乙236，「第17回高経年化技術評価に関する意見聴取会　当日配布資料13（2012年6月19日付け　井野委員）に対する回答」3～4頁，乙237，「高経年化技術評価に関する意見聴取会　第18回議事録」25～29頁，乙238，「脆化予測式の妥当性に関する今後の議論の進め方について」，乙239，「『脆化予測式の妥当性に関する意見と質問』（資料12）（2012年5月31日

付け井野委員）に対する回答」，乙 240，「脆化予測式の妥当性に関する今後の議論の進め方について」2 頁）

そもそも，JEAC4201 における関連温度の予測方法は，脆化の複雑な物理現象の基礎過程を正確に模擬することを目的とするものではなく，この複雑な過程を簡単な項に近似した方法であり，監視試験結果からその妥当性が確認されたものであって（乙 238），規制上も，物理現象の過程を正確に再現するものとは捉えられていない。

そして，平成 27 年 7 月 22 日開催の原子力規制委員会や，同年 10 月 7 日開催の原子力規制委員会において，当時の委員より上記予測方法について意見が出たことは事実であるものの，最終的には，上記エで述べたとおり，平成 27 年 10 月に取り纏められた JEAC4201[2013 年追補版]の技術評価結果において示されたように，関連温度移行量の予測が適切であることを確認した上で，最終的に規制に適用可能と判断されているものである。

カ　したがって，一部の批判を殊更に採り上げる債権者らの主張には，理由がなく，JEAC4201 で規定されていた関連温度の予測方法は，公正な方法で技術評価され，また，その前提とする反応速度式に関しても，学術的な根拠が外部有識者等との議論がされた上で成立したものであり，直ちに見直す必要がない方法であることが結論付けられていたことから，上記反応速度式に関する債権者らの上記主張には理由がない。

（2）JEAC4201 による予測式は経験式であることを前提としても問題があるという債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，基本モデル式が，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，パラメータ数が多く，原子力規制委員会の委員や技術評価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旨主張する（債権者ら準備書面（5）31頁～36頁）。

イ　しかしながら，前記（1）において述べたように，原子力規制委員会は，JEAC4201[2013年追補版]に対する技術評価を行い，平成27年10月にその結果を取りまとめて，規制に当たって用いることが可能であると評価した（乙230，61頁）。その際，JEAC4201[2013年追補版]の技術評価（案）に対する意見とその考え方（回答）において，「予測式は300点を超えるデータをもとに最適化されていることから，基本モデル式を工学的な多項近似式と捉えても差し支えないと認識し，以下の点（・予測式の係数の算出に使用された追加データ（試験炉照射材等）が適切であること，・データに基づいた予測式の係数最適化が適切であること，・関連温度移行量の予測が適切であること）について技術評価を行い，規制に適用可能と判断」したとの考え方を示しており（乙234，8～9頁），予測法には相応の合理性が認められる。一方，債権者らが引用する各専門家の指摘等（甲102号証）は，パラメータの一意性が成り立っていない可能性や推定値の間の独立性が失われる可能性を指摘するものに過ぎず，今後，この点についての検討が進められる必要があるとしても，このような検討状況に照らし，上記の合理性を覆すに足りる確固とした科学的知見があるとはいえない。

また，国内脆化予測法は，国内監視試験データをベースに設定しているものではあるが，その汎用性については，米国監視試験データを用いた評価も実施されており，その評価の結果，高い汎用性が示されていることも判明している（乙227，解説-SA-2120，49～52頁）。

したがって，債権者らの上記主張には理由がない。

（３）JEAC4206 における破壊靭性遷移曲線の求め方が不合理であるとする債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，JEAC4206 における破壊靭性遷移曲線の求め方について，「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」から，「シフト量の決め方に問題がある」と主張し，その根拠として，JEAC4206 において破壊靭性遷移曲線を求めるに際し，「$\Delta T_{KIC}=\Delta RT_{NDT}$」との仮定をしているところ，その仮定には理論的根拠がなく，相関関係はあるものの，等しいという結果には至らないため，この点において，JEAC4206 の破壊靭性評価には，重大な欠陥があるといわざるを得ないと主張する（債権者ら準備書面（５）37～40 頁）。

イ　しかしながら，JEAC4206 においては，破壊靭性遷移曲線を決めるに際し，$\Delta T_{KIC}=\Delta RT_{NDT}$ と仮定するという考え方を前提としているところ，その考え方は，国の委託により行った，高い専門的知見を有する財団法人発電設備技術検査協会による調査・研究に基づいており（乙 235，図３.２-24，50 頁），平成 23 年 11 月 29 日から平成 24 年７月 27 日に行われた高経年化技術評価に関する意見聴取会において，外部有識者との間で検証された結果，一定の信頼性を確保しているとされている。

ウ　すなわち，JEAC4206 においては，$\Delta T_{KIC}=\Delta RT_{NDT}$ の仮定の下に，破壊靭性遷移曲線を設定するに際して，破壊靭性値（K_{IC}）のばらつきに対して下限値をもって設定するという，他国の方法と同等の結果が得られる方法が用いられている（乙 241，「原子炉圧力容器の加圧熱衝撃の評価に関する保守性について（改訂版：sh4 追記，その他　語句の見直し等）」7～11 頁）ところ，高経年化技術評価に関する意見聴取会第 18 回において一部の有識者から，K_{IC} のばらつきに対して，試験結果の下限値から得られた遷移曲線ではなく，マスターカーブ法のように中央値をベースにしてデータ全体を見な

がら遷移曲線を設定することにより，破壊靭性遷移曲線が更にＰＴＳ状態遷移曲線に近付くことから，そのような設定を用いることで，より安全側の評価になるとする趣旨の意見が出された（乙236，10（意見）8～9頁，乙237，32～34頁）。

この意見は，JEAC4206 の破壊靭性遷移曲線の設定方法自体を否定するものではなく，ΔRT_{NDT}予測値を上回るΔRT_{NDT}実測値が得られた九州電力株式会社玄海原子力発電所１号機で試算してみたところ，破壊靭性遷移曲線が更にＰＴＳ状態遷移曲線に近付くということが判明したことから，K_{IC}のばらつきに対して，試験結果の下限値から得られた遷移曲線ではなく，中央値をベースにして全体を見ながら遷移曲線を設定するというアプローチも必要ではないかという趣旨の提案であり，$\Delta T_{KIC}=\Delta RT_{NDT}$の仮定ではない方法の提案であった（乙237，32～34頁）。

エ　この点について，外部有識者も含めた参加者で議論したところ，このアプローチについては，データに基づく定量的な検証が不足しているなど十分な学術的議論を経ていないことから，結論としては，JEAC4206 によるＰＴＳ評価自体は直ちに見直しを要しないが，今後の課題として，学協会にて検討することとされた（乙237，34～46頁）。

オ　以上のように，JEAC4206 の破壊靭性遷移曲線を設定する際に，$\Delta T_{KIC}=\Delta RT_{NDT}$と仮定する考え方は，破壊靭性遷移曲線の求め方として，現時点においても妥当性が確認されており，直ちに見直しを要するものとは位置付けられていない。したがって，JEAC4206 による破壊靭性評価は，現在の科学技術水準に照らしても合理性があるといえ，債権者らの上記主張には理由がない。

（４）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ことから，破壊靱性値下限を与えていることにはならないという債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，下限包絡線（破壊靱性遷移曲線）がＰＴＳ状態遷移曲線より十分上方にあれば原子炉容器の健全性が確保されるとする JEAC4206 に関して，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るが，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く，測定値の数が増え，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，少数の測定値では破壊靱性値下限を与えることにはならないなどと主張する（債権者ら準備書面（５）40 頁）。

イ　しかしながら，破壊靱性遷移曲線の手順は，前記第３の４（４）で述べたとおりであるところ，破壊靱性遷移曲線のシフト量を設定するに当たっては，保守的なマージンを設定することを要求しており，破壊靱性遷移曲線の設定は，十分に保守的に設定されるものである。

そのため，無限回の破壊靱性値が測定されなければ監視方法として妥当ではないかのようにいう債権者らの主張には，理由がない。

（５）第４回監視試験のデータによる照射脆化予測曲線がそれより前のものと比較し約 22℃上方へシフトしたことや，破壊靱性予測曲線について，30 年目予測より 40 年目予測の方が余裕が減少していることは，マージンの設定値がより保守的に変更されたからに過ぎず，これが JEAC4201 の問題点であるとする債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，高浜発電所１号炉の第４回監視試験のデータによる照射脆化予測曲線が第３回監視試験のデータによる照射脆化予測曲線と比較し約 22℃上方へシフトしたことは，JEAC4201 を基準として審査したとしても，適切

に安全性を判断し得ないことを明らかにするものであるとか，破壊靱性予測曲線について，30 年目予測より 40 年目予測がよりＰＴＳ曲線に近付き，余裕が減少していることから，現在の審査基準では適切な予測及び評価をなし得ないと主張する（債権者ら準備書面（５）43～45 頁）。

イ　しかしながら，そもそも債権者らは，甲 107 号証を根拠に，照射脆化予測曲線については JEAC4201 により導き出されており，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元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，と主張するが，債務者による 30 年目の高経年化技術評価（以下，「PLM30」という）における脆化予測は，第 2 回監視試験までに得られた関連温度を用いて一般社団法人日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC4201-2000）（以下，「JEAC4201-2000」という）に基づき行われたものであり，40 年目の運転期間延長認可申請（以下，「PLM40」という）における脆化予測は，第 4 回監視試験までに得られた関連温度を用いて JEAC4201[2013 年追補版]に基づき行われたものである（乙 242，「高浜発電所１，２号炉　劣化状況評価（原子炉容器の中性子照射脆化）補足説明資料」52～53 頁）。

ウ　また，債権者らが指摘する破壊靱性遷移曲線（債権者ら準備書面（５）でいうところの「破壊靱性予測曲線」）についてみても，PLM30 の評価に係る破壊靱性遷移曲線は，第 2 回監視試験までに得られた破壊靱性試験結果を用いて JEAC4201-2000 による脆化予測結果を基に設定されたものであり，PLM40 の評価に係る破壊靱性遷移曲線は，第 4 回監視試験までに得られた破壊靱性試験結果を用いて JEAC4201[2013 追補版]による脆化予測結果を基に設定されたものである（乙 242，52～53 頁）。

エ　そして，JEAC4201[2013 年追補版]は，JEAC4201-2000 に比べ，破壊靱性値のシフト量（上記第３の４（４）イの ΔT_{KIC} を求める式の「ΔRT_{NDT} 計算値 $_{(fc)}$

－ΔRT_{NDT}計算値$_{(Im)}$」に相当）や，マージン（上記第３の４（４）イのΔT_{KIC}を求める式の「σ_{Δ}」に相当）の設定値がより保守的に変更されるなどされていることから，脆化評価結果が以前の評価結果に比して大きくなり，破壊靱性遷移曲線が以前の評価結果に比してより保守的に評価されたというものに過ぎない（乙242，53頁）。

したがって，債権者らの上記主張は，上記の点を看過したものというほかなく，理由がない。

（６）高浜発電所１号機の圧力容器の銅含有量は0.16％であり，中性子照射による硬化・脆化が引き起こされやすいとする債権者らの主張には理由がないこと

ア　債権者らは，銅原子が含まれている場合，金属の硬化が最も引き起こされやすいところ，高浜発電所１号機の圧力容器の銅含有量は0.16％であり，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こと，これは本件発電所等の旧式原発一般の問題点であることを主張する（債権者ら準備書面（５）45～46頁）。

イ　債権者らの主張は判然としないが，高浜発電所１号機の銅含有量が比較的高いことから，中性子照射による硬化・脆化が引き起こされやすく，原子炉容器の損傷が発生する可能性があることについて，旧式原発一般の問題として，本件発電所に対しても指摘するものと思われる。

ウ　しかしながら，上記主張は，あくまで高浜発電所１号機の原子炉容器の銅含有量について主張を述べているのみであり，本件発電所にも妥当するか何ら具体的な説明がないため，債権者らの主張には理由がない。なお，本件発電所の原子炉容器の銅含有量は0.09％である（乙233，２頁）

エ　それを措くとしても，JEAC4201-2007シリーズは，銅原子による金属の硬化の促進に係る知見を踏まえ，予測式は銅の含有量も考慮に入れて評価す

るものとなっている。そのため，JEAC4201-2007 シリーズのΔRT_{NDT}計算値を算出するための表（乙 226，附 B-5〜附 B-40 頁及び乙 227，4〜39 頁）は，横の列が銅（Ｃｕ）の含有量を示しており，表の右方の，銅（Ｃｕ）の含有量が多い列の方が，ΔRT_{NDT}計算値の値が大きくなっている。

このように，JEAC4201-2007 シリーズは，銅の含有量を考慮した上で評価することとされているのであるから，銅含有量が高いからといって原子炉容器の損傷が発生する可能性に影響を与えるものではなく，債権者らの主張には理由がない。

第５　結語

以上のとおり，債権者らの主張にはいずれも理由がない。

以　上