

平成28年（行ウ）第49号，同第134号，同第157号

高浜原子力発電所1号機及び2号機運転期間延長認可処分等取消請求事件











原告 河田昌東ほか110名

被告 国（処分行政庁 原子力規制委員会）

第21準備書面

令和2年4月16日

名古屋地方裁判所民事第9部A2係 御中

被告訴訟代理人	弁護士	岩 淵 正 樹	
被告指定代理人	部 付	小 川 徹	
	部 付	黒 木 裕 貴	
	上席訟務官	若 林 敬 洋	
	訟 務 官	石 黒 愛 介	
	訟 務 官	大 山 圭 太	
	訟 務 官	池 平 智 美	
	環境事務官	布 村 希 志 子	
	環境技官	小 林 勝	
	環境事務官	榎 野 龍 太	

環境事務官	前	田	大	輔	
環境事務官	坂	上		陽	
環境事務官	笠	原	達	矢	
環境事務官	大	城	朝	久	
環境事務官	仲	村	淳	一	
環境事務官	森	川	久	範	
環境事務官	前	田	后	穂	
環境事務官	野	田	直	志	
環境技官	吉	田	匡	志	
環境技官	海	田	孝	明	
環境事務官	井	藤	志	暢	
環境技官	末	永	憲	吾	
環境事務官	小	西	美	菜子	
環境事務官	松	岡		賢	
環境事務官	村	田	太	一	
環境技官	田	口	達	也	
環境技官	正	岡	秀	章	
環境技官	大	浅田		薫	
環境技官	沖	田	真	一	

## 目次

第1	はじめに	5
第2	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズ及び J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 をはじめとする民間規格の活用及びその合理性	5
1	中性子照射脆化に係る規制及び同規制に用いられる民間規格の概要（再論）	5
2	原子力規制委員会における民間規格の活用及びその合理性	8
第3	本件運転期間延長認可処分に係る規制及び審査に過誤・欠落があるとする原告らの主張には理由がないこと	9
1	はじめに	9
2	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版 ] の脆化予測方法におけるマージンの設定に保守性がないとする原告らの主張には理由がないこと	10
(1)	原告らの主張	10
(2)	被告の反論	12
3	J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 における破壊靱性遷移曲線の求め方が不合理であるとする原告らの主張には理由がないこと	17
(1)	原告らの主張	17
(2)	被告の反論	18
4	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 で採用している関連温度の予測方法は、その基礎となる反応速度式において「 $b \cdot (C_{cu} \cdot D)^2$ 」との項を正しくは「 $b \cdot D \cdot C_{cu}^2$ 」にすべきであるのにこれをしていないという誤りがあり、関連温度の予測の有用性・精度が担保されていないとする原告らの主張には理由がないこと	21
(1)	原告らの主張	21
(2)	被告の反論	21
5	超音波探傷検査において、クラッド下亀裂 ( Under - Clad Cra	

ck ing。以下「UCC」という。)の存在が否定できないということをもって必要な規制をしていないとはいえないこと	24
(1) 原告らの主張	24
(2) 被告の反論	24
6 本件各原子炉の原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する監視試験の結果が不自然であることをもって原子炉容器鋼材の脆化状況を評価することに疑問があるとする原告らの主張には理由がないこと	26
(1) 原告らの主張	26
(2) 被告の反論	27
7 原データを受け取らずに行った被告の審査は合理的であること	30
(1) 原告らの主張	30
(2) 被告の反論	31

## 第1 はじめに

被告は、被告第15準備書面において、運転期間延長認可に係る規制の概要を説明し、中性子照射脆化に係る規制及び審査の合理性について主張した上で、原告ら準備書面（19）における主張の一部に対して反論した。

被告は、本準備書面において、上記主張をふえんし、上記審査において用いられた民間規格J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズ及びJ E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7について、原子力規制委員会が厳格な技術評価を行った上で活用しているものであり、その合理性が担保されていることを説明した上で（後記第2）、原告ら準備書面（19）その他の準備書面<sup>※1</sup>における、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズ及びJ E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7の破壊靱性確認方法自体が不合理である旨の主張や、それらを活用した被告の適合性審査に過誤、欠落がある旨の主張の一部に対して反論する（後記第3）。

なお、本準備書面においては、実用炉則（乙B第2号証）、技術基準規則（乙B第4号証）及び同規則解釈（乙B第9号証）の証拠番号を略記し、また、略語等の使用は、本書面で特に指定するほか、従前の例による（本準備書面末尾に「略称語句使用一覧表」を添付する。）。

## 第2 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズ及びJ E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7をはじめとする民間規格の活用及びその合理性

### 1 中性子照射脆化に係る規制及び同規制に用いられる民間規格の概要（再論）

被告第15準備書面第3の2(1)イ(31及び32ページ)において主張したとお

---

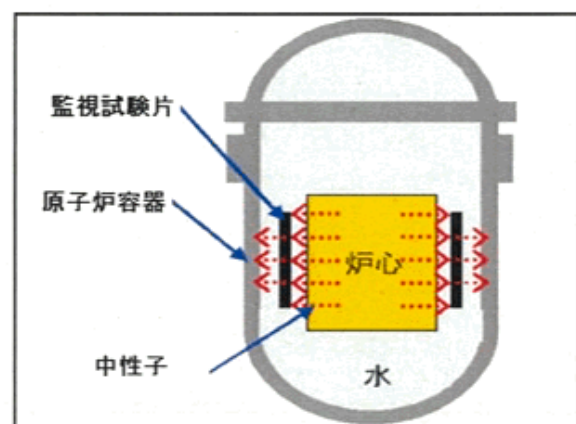
※1 その他の準備書面は、原告らの2019（平成31）年4月11日付け準備書面（40）（以下「原告ら準備書面（40）」という。）、原告らの2019（令和元）年7月4日付け準備書面（42）（以下「原告ら準備書面（42）」という。）、原告らの2019（令和元）年7月4日付け準備書面（43）（以下「原告ら準備書面（43）」という。）、原告らの2019（令和元）年7月4日付け準備書面（44）（以下「原告ら準備書面（44）」という。）である。

り、中性子照射脆化に係る規制は、実用炉則 1 1 4 条、技術基準規則 1 4 条第 2 項及び同条の解釈 4 において定められている。

すなわち、実用炉則 1 1 4 条は、運転期間延長認可の基準として、「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。

これを受けた技術基準規則 1 4 条第 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、同規則 1 4 条の解釈 4 は、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靱性<sup>\*2</sup>」の確認試験方法（J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7）」（J E A C 4 2 0 6）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。

また、技術基準規則 1 4 条の解釈 4 は、破壊靱性の評価のために監視試験<sup>\*3</sup>を行うに当たっては、日本電気協会「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）」、「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）[2010年追補版]



【図 1】 監視試験片の配置イメージ

\*2 衝撃試験等の破壊靱性試験から求められた、力に対して材料が破壊されずに耐えられる性質。

\*3 監視試験は、発電用軽水型原子炉構造材がその供用期間中（原子炉を商業運転している期間中）に受ける中性子照射によって変化する機械的性質について、その変化を計画的に調査し、評価するための手法である（乙E第23号証・1ページ）。

監視試験の実施のために、原子炉容器の製造時に、その原子炉容器を製造した鋼材の一部から、監視試験片を作製する。監視試験片は、原子炉容器の内部に設置される。その設置位置は、原子炉容器の内壁よりも、中性子が照射される炉心に近いため、監視試験片は、原子炉容器より多く中性子が照射され、原子炉容器の鋼材の、中性子照射脆化に係る将来の状態を表すものとなる。

及び「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）[2013年追補版]」の規定に、技術基準規則の解釈別記-6の要件を付したものによることとしている（乙B第9号証・29及び30ページ）。

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズは、関連温度<sup>\*4</sup>移行量（以下、 $\Delta R T_{NDT}$ という。）の予測に係る評価手法を示しており、J E A C 4 2 0 6は、破壊靱性の確認試験方法を示している。前者のJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズには、監視試験によって得られた $T r 3 0$ から、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値を求め、国内脆化予測法によって将来の $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を算出することなどが規定されている。

被告第15準備書面第3の2(2)イ(ウ) b（38ないし40ページ）でも示すとおり、 $\Delta R T_{NDT}$ 予測値は、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値にマージンを加えたものであり、監視試験による $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個未満の場合は、「 $\Delta R T_{NDT}$ 予測値 =  $\Delta R T_{NDT}$ 計算値 +  $M_R$ 」の式を用いる（予測式[乙E第23号証・附B-1の(2)の式]）。また、監視試験による $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個以上の場合には、「 $\Delta R T_{NDT}$ 予測値 = [ $\Delta R T_{NDT}$ 計算値 +  $M_c$ ] +  $M_R$ 」の式を用いる（予測式[乙E第23号証・附B-2の(8)式]）。

この $M_R$ について、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個未満の場合とは、建設時や監視試験による $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個以上計測できない場合を示しており、実測データが少なく、個別プラントの傾向等の影響が含まれないために、不確実さなどを考慮して $\Delta R T_{NDT}$ 計算値に $M_R$ を加えている（ $M_R = 22^\circ\text{C}$ ）。また、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個以上の場合とは、第1回目以降の監視試験を行う際の $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が2個以上計測できた場合を示しており、個別プラントの傾向等の影響が含まれていることから、その影響を補正するために $\Delta R T_{NDT}$ 計算値に $M_c$ を加えるとともに、補正によって適切に予測ができていることから、

\*4 一般的に鋼材は、一定以上の力がかかった場合に、鋼材が延びるなどの変形を起こすものの、破壊されにくい。その一方で、鋼材が低温では硬く脆くなり、一定以上の力がかかった場合は、破壊される可能性がある。このように鋼材の性質が変わる温度を表す指標を関連温度という。

$\Delta R T_{NDT}$ 計算値に $M_c$ を加えたものに対して $M_R$ を変更して加えている ( $M_R = 1.8^\circ\text{C}$ )。なお、監視試験による $\Delta R T_{NDT}$ 実測値が $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を上回る場合は、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としている (乙B第95号証)。

そして、JEAC4206及びJEAC4201-2007シリーズのような民間規格を原子力規制委員会が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 (乙E第19号証及び第20号証)。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B第58号証、乙E第21号証及び乙E第22号証、JEAC4206につき乙E第22号証)。

## 2 原子力規制委員会における民間規格の活用及びその合理性

(1) 上記の各民間規格は、いわゆる学協会<sup>\*5</sup>等の学者や研究者によって組織された高度に専門的な組織によって策定されており、このような民間規格を規制に活用することは、最新の知見を導入し、技術の進歩を柔軟かつ迅速に規制に活用できるといった利点があるとされている。

原子力規制委員会においても、その発足以前から原子力規制において民間規格が活用されてきた経緯を踏まえ、引き続き、民間規格について、厳格な技術評価を行うことによってその技術的な妥当性を十分に確認した上で、これを適合性審査に用いることとしてきた (乙E第19号証、乙E第20号証、乙E第36号証、乙E第37号証)。

JEAC4206-2007及びJEAC4201-2007シリーズも、

\*5 学協会は、大学などの研究者を中心に自主的に組織された団体であり、個々の研究組織を超えて、研究評価、情報交換あるいは人的交流の場として重要な役割を果たしており、最新の優れた研究成果を発信する学術研究集会・講演会・シンポジウムの開催や、学会誌の刊行などを通じて、学術研究の発展に大きく寄与している団体である。とりわけ日本原子力学会、日本機械学会及び日本電気協会を3学協会をいう場合がある。



このような技術評価を経て、上記のとおり技術基準規則で引用され、適合性審査に用いられるようになり、本件運転期間延長認可処分に係る適合性審査においても、技術評価を経た当時の最新版が用いられているところ、それらの内容は、当時はもちろん、現在の科学技術水準に照らしても十分に合理的なものである。

(2) なお、後記第3における反論の前提として、本件運転期間延長認可処分の審査時に用いられた民間規格の名称やその適用範囲を正確に摘示しておく。

まず、JEAC4206の名称は、「JEAC4206-2007」である。

また、JEAC4201-2007シリーズの名称は、①「JEAC4201-2007」、その一部に対する追補版である②「JEAC4201-2007 [2010年追補版]」及び③「JEAC4201-2007 [2013年追補版]」である。

そして、これらの適用範囲は、追補がされていない部分については上記①がそのまま適用され、追補がなされた部分については上記①ではなく②又は③が適用されるという関係にある。本準備書面においては、区別をより明確にするため、上記各民間規格について、従前設定した略称に対して改定年号（例えば、規定番号-2007、または規定番号-2007 [2013年追補版] など）まで記載する。

### 第3 本件運転期間延長認可処分に係る規制及び審査に過誤・欠落があるとする原告らの主張には理由がないこと

#### 1 はじめに

中性子照射脆化に関する原告らの主張は、

- ① JEAC4201-2007シリーズ及びJEAC4206-2007の破壊靱性確認方法自体が不合理であると述べるもの
- ② 原子炉容器の亀裂を探查する精度の限界を理由として規制の不備又は審査

の過誤・欠落を述べるもの

③その他、審査の不合理性に関するもの

に大別することができる。後記2ないし4では①への反論を、後記5では②への反論を、後記6及び7では③への反論を行う。なお、原告らの熱伝達率に関する主張等については、おって反論する。

## 2 JEAC4201-2007〔2013年追補版〕の脆化予測方法におけるマージンの設定に保守性がないとする原告らの主張には理由がないこと

### (1) 原告らの主張

原告らは、本件運転期間延長認可処分の審査において「JEAC4201-2007〔2013年追補版〕」\*6が評価の際の基準となっていると述べ、本件運転期間延長認可処分の審査において使用したJEAC4201-2007〔2013年追補版〕の技術評価（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・平成27年1月26日～平成27年6月25日（全4回・原子力規制委員会））や、本件運転期間延長認可処分の審査会合で行われた議論などの一部を参考に、次のとおり主張し、要するに、JEAC4201-2007〔2013年追補版〕の国内脆化予測法におけるマージン（いわゆる余裕分のこと）の変更\*7には保守性がなく不合理であると主

\*6 原告らは、単に「JEAC4201-2007」又は「JEAC4201」と呼称することがあるものと解される。

\*7 マージン（ $M_R$ ）については、JEAC4201-2007及び同〔2010年追補版〕から同〔2013年追補版〕（JEAC4201）に改訂するに当たり、以下のとおり適切な変更がされている（乙E第24号証・14枚目）。

○ JEAC4201-2007及び同〔2010年追補版〕

・ 監視試験による $\Delta RT_{NDT}$ 実測値（監視試験による実測による値）が2個未満の場合：20℃（乙E第23号証・附B-2③）

・ 監視試験による $\Delta RT_{NDT}$ 実測値が2個以上の場合：10℃（同号証・附B-2④）

○ JEAC4201-2007〔2013年追補版〕

・ 監視試験による $\Delta RT_{NDT}$ 実測値が2個未満の場合：22℃（乙E第24号証・2ページ③）

・ 監視試験による $\Delta RT_{NDT}$ 実測値が2個以上の場合：18℃（同号証・2ページ④）

張するものと解される。

- ① JEAC4201-2007 [2013年追補版] は保守的にマージンを変更したものではない。

「JEAC4201-2000とJEAC4201-2007 [2013年追補版] では計算式自体が異なるものになっているし、計算式の評価としても、特に銅含有量が0.16%を超えるような圧力容器鋼材では、JEAC4201-2000の方がJEAC4201-2007より厳しい結果を与える傾向があることが指摘されているのであって、決してマージンの設定値が保守的に変更されたものとは評価できない。」(原告ら準備書面(40)第1の2(3)・14及び15ページ)

- ② 実測値が予測値を超える場合には実測値に更にマージンを加えるべきである。

「本来正しいはずの計算値にマージン(余裕)を持たせた予測値を、実測値を超えること自体あってはならないことであり、それだけで基準の合理性が疑われるところであるが、仮に実測値が予測値を超えるような場合には、当該実測値より悪い結果(予測値より更に離れた結果)が実際には生じ得ることを考えて、実測値から更にマージンを持たせるべきである。しかし、基準は予測値を超える場合には、当該実測値を包含しさえすれば良いとされており、基準として不合理であると言わざるを得ない。」(原告ら準備書面(40)第1の2(4)・15ページ)

- ③ 国内脆化予測法は実測値に都合よく合わせたベストフィッティング<sup>\*8</sup>であるため保守的な方法ではない。

「JEAC4201に“保守的な”改訂が行われマージンの設定値がより保守側に変更された結果、照射脆化予測曲線がそれより前のものと比較

---

\*8 原告らは、データに最もよく当てはまるように引かれた曲線の意味で用いている。

し約22℃上方へシフトしたり、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たりしているわけではない。むしろ、上記“保守的な”J E A C 4 2 0 1の改訂は、高照射量データを踏まえて行われていることから（甲E55）、当該改訂は、第4回監視試験で得られた結果として高照射領域で想定外の悪いデータが出たため、当該データとの整合性を保つために行われたものといえる。」（原告ら準備書面（43）第2の2（2）・3及び4ページ）、「ベストフィッティングであり保守的な評価をしているものではなく、「改訂後のJ E A C 4 2 0 1が余裕を持ったものでないことは明白である。」（原告ら準備書面（43）第2の3・4及び5ページ）

以下、原告らの上記①ないし③の主張に対し、いずれも理由がないことを主張する。

## (2) 被告の反論

ア J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年補訂版] が保守的にマージンを変更したものではないとする原告らの主張には、理由がないこと

(7) 被告第15準備書面第3の3（2）イ（イ）（52及び53ページ）でも述べたとおり、そもそも、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0の関連温度移行量の予測方法は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズの予測方法と異なっている。そのため、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0とJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズにつき、原告らのいうマージン（ $M_R$ ）を単純比較していずれが保守的であるかを論じることは必ずしも適切ではないが、以下の点からすればより保守的なものといえる。

すなわち、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0は、監視試験データを解析して作成した式にマージンを加えるという関連温度の予測方法であるのに対して、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7は、照射材の組織観察に基づき作成した式にマージンを加えるという関連温度の予測方法であって、米国

等で行われている関連温度の予測方法よりも更にメカニズムに踏み込んだ、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0よりも予測精度を向上させた方法となっている。加えて、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2013年追補版]は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7の監視試験データに対して実測データを拡充<sup>\*9</sup>するとともに、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7よりもマージンを大きく加えることにより、関連温度の予測方法に対して適切に保守性を持たせた方法となっている(乙E第23号証・附B-1ないし附B-3, 乙E第24号証・43ないし57ページ, 乙E第38号証)。

このように、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0からJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7への予測方法の見直しは、脆化の予測精度を向上させるものであってそれ自体合理性を増すものである上に、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7からJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2013年追補版]への追補は、監視試験データの拡充とともに、適切にマージンを増したのものである。

したがって、単純比較はできないまでも、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2013年追補版]は、その時々科学技術水準に即して更に見直しがされた、より保守的なものといえる。

- (i) この点、原告らは、「特に銅含有量が0.16%を超えるような压力容器鋼材では、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 0の方がJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7より厳しい結果を与える傾向があることが指摘されている」(原告ら準備書面(40)第1の2(3)・14及び15ページ)とも主張する。

しかしながら、上記主張については、何ら理論的根拠は示されておら

---

\*9 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2013年追補版]は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7で議論されたような高照射量の監視試験片から得られたデータなども含めて $RT_{NDT}$ 計算値に取り込んだ(データを拡充した)上で、関連温度の予測ができるように見直している。

ず、証拠も提出されていないものであって、根拠を欠くものといわざるを得ないし、仮にかかる指摘があるとしても、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版 ] の見直しの際には、銅含有量が 0 . 1 6 % を超えるような材料も含めて監視試験データを拡充した上で、関連温度の予測方法が決められており、より精度が高く合理的な予測方法となっているといえる。

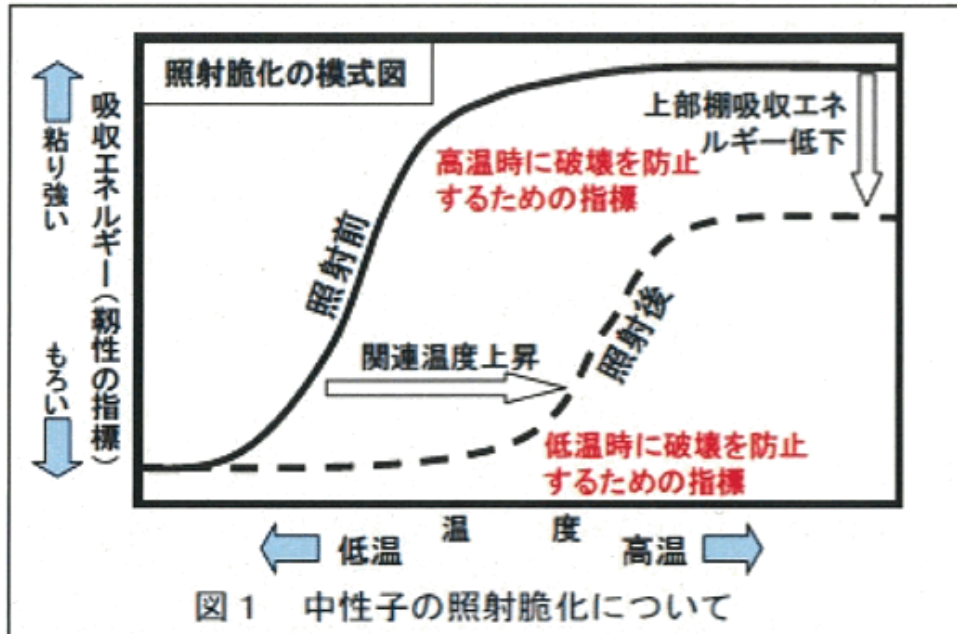
(ウ) 以上のことから、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年補訂版 ] が保守的にマージンを変更したものではないとする原告らの上記①の主張には、理由がない。

イ 実測値にマージンを加えるべきであるとか、国内脆化予測法が実測値に都合よく合わせたベストフィッティングであるため保守的な方法ではないとする原告らの主張には、理由がないこと

(ア) まず、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版 ] の関連温度の予測方法のマージンの考え方について述べる。

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版 ] においては、その策定までに多数のプラントから集積された監視試験の結果に基づき、最

適となるようにフィッティング（近似）する遷移曲線を求めた上で、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を設定している。



【図2】吸収エネルギーの遷移曲線概念

そして、個別の各プラントにおける劣化の状況に関する技術的な評価では、当該プラントで得られた監視試験結果から吸収エネルギーが41 Jを示す $T r 30$ を求める。この $T r 30$ の中性子照射前と照射後の差分を $\Delta R T_{NDT}$ 実測値とし、上記の $\Delta R T_{NDT}$ 計算値から、加えるべきマージン ( $M_c$ ) を決定する。 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値に決定したマージン ( $M_c$ ) に加え、さらにマージン ( $M_R$ ) を加えることにより $\Delta R T_{NDT}$ 予測値を算出する。これを計算式で表すと次のとおりとなる。

$$\text{「}\Delta R T_{NDT}\text{予測値} = (\Delta R T_{NDT}\text{計算値} + M c) + M r\text{」}^{*10}$$

つまり、 $\Delta R T_{NDT}$ 予測値は、脆化予測が保守的になるように2種類のマージンが設定される方法により求められる。

- (イ) 原告らは、要するに、予測値の範囲内か否かにかかわらず、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値そのものにさらにマージンを加えるべきと主張するものとも解されるが、それはマージンの加えすぎとしかいえず合理性を欠くものであって、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2 0 1 3 年追補版] が定める予測方法の合理性を否定する根拠とはなり得ない。

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズの脆化予測方法については、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値全てに原告らがいうマージンを加えて、関連温度移行量の予測を行った場合、万が一、原子炉容器に異常を来たすような特異な監視試験結果があったとしても、 $\Delta R T_{NDT}$ 実測値にマージンを加えて算出したマージン (M c) を用いて予測したとすると、異常値が $\Delta R T_{NDT}$ 予測値に埋もれてしまい、異常値を発見し、その原因を評価することができなくなってしまう。要するに、原告らの主張する方法は、本来、規制で求めるべき原子炉の安全という目的にも反する方法となる。

- (ウ) 原告らは、平成27年12月10日に行われた「原子力発電所の新規制基準適合性審査に係る審査会合第305回」において、上部棚吸収エネルギーの6.0年後時点における予測に関する質疑の際に、国内USE予測式自体に保守性がないという参加人の発言をもってJ E A C 4 2 0 1 自体が保守性を持たないというものであるが、この質疑の対象は上部

\*10 M c は、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [2 0 1 3 年追補版]・2 ページに示すとおり、実測値で補正する場合に用いるマージン (°C) である。R T<sub>NDT</sub>は、プラントごとに異なる値となるため、プラント固有の初期値を補正することにより、プラントによらず、一様に評価できるようにしている。M c は、補正する目的を持っていることから、M c を算出するための $\Delta R T_{NDT}$ 実測値に対して原告らが言うような保守性を持たせるためのマージンを持たせると、本来の目的が失われることとなる。



棚吸収エネルギーの予測方法についてであり、脆化予測方法とは異なるものである。

上部棚吸収エネルギーの予測とは、将来の上部棚吸収エネルギーの予測値が68 Jを下回るかを判定し、下回る場合は詳細評価を行うというものであって、ここで得られた結果をPTS評価に用いるものではないから、JEAC4201-2007〔2013年追補版〕が定める脆化予測方法の合理性を否定する根拠とはなり得ない。

(I) 以上のとおり、原告らが主張する「保守的な」脆化予測方法とは、JEAC4201-2007〔2013年追補版〕のマージンの考え方や規制の目的を理解せず、過度な「保守性」を求める独自の見解にすぎない合理性を欠くものおよびJEAC4201-2007〔2013年追補版〕が定める各評価方法の目的や内容を理解していない主張であって、原告らの主張には、理由がない。

### 3 JEAC4206-2007における破壊靱性遷移曲線の求め方が不合理であるとする原告らの主張には理由がないこと

#### (1) 原告らの主張

原告らは、JEAC4206-2007における破壊靱性遷移曲線<sup>\*11</sup>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

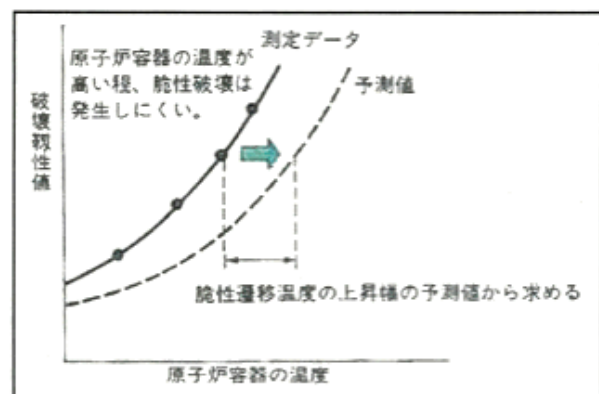
\*11 破壊靱性遷移曲線とは、鋼材の脆性破壊に対する抵抗力を示す $K_{Ic}$ と温度の関係を示した曲線をいう。破壊靱性予測曲線ともいう。(【図3】PTS評価の概念・参照)

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<sup>\*12</sup>を決めていること」から、「シフト量（中性子照射脆化による破壊靱性曲線の脆化方向への移行量）の決め方に問題がある」（原告ら準備書面（19）第3の3(1)・26ないし31ページ）と主張し、その根拠として、JEAC4206-2007において破壊靱性遷移曲線を求めるに際し、「 $\Delta T_{KIC}$ （破壊靱性値の移行量）=  $\Delta R T_{NDT}$ （関連温度移行量）」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、JEAC4206-2007の破壊靱性評価には、重大な欠陥があるといわざるを得ないと主張する（原告ら準備書面（43）第3の1・5及び6ページ）。

## (2) 被告の反論<sup>\*13</sup>

ア しかしながら、JEAC4206-2007においては、破壊靱性遷移曲線を定めるに際し、 $\Delta T_{KIC}$ （破壊靱性値の移行量）=  $\Delta R T_{NDT}$ （関連温度移行量）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

\*12 中性子照射脆化後の破壊靱性遷移曲線を設定するには、まず、監視試験による破壊靱性値（ $K_{IC}$ ）（照射されていないもの及び照射されたものを含む）を実測（右図の黒点）する。その上で、監視試験結果等から、プラント評価時期（例えば、運転開始後60年など）における $\Delta T_{KIC}$ （破壊靱性値の移行量）を計算し、 $\Delta T_{KIC}$ だけ破壊靱性値を高温側に平行移動し、その点を包絡する線を描くことで、中性子照射脆化後の破壊靱性遷移曲線が設定される（乙E第25号証・附C-4ページ）。上記のとおり描かれた包絡する線を下限包絡線という。



\*13 なお、被告第15準備書面第3の2(2)ウ（41ないし45ページ）及び同(4)ウ（49及び50ページ）で述べたとおり、JEAC4206-2007による破壊靱性遷移曲線の決め方は、破壊靱性値の保守的な下限包絡線を決定する方法であり、また、この破壊靱性値は、該当するプラントそのものから取り出した監視試験片を基に行った試験結果から求められるもので、実際に得られた試験結果を前提として、保守的に破壊靱性遷移曲線を決定する方法である。したがって、データ数が少ないことは、破壊靱性遷移曲線の設定方法が妥当ではないことを直ちに結論づけるものではない。

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E第39号証の図3・2-24・50ページ）、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おり、現在の科学技術水準に照らしても合理性があるから、原告らの上記主張には、理由がない。

イ すなわち、JEAC4206-2007においては、 $\Delta T_{K_{IC}} = \Delta R T_{N_{DT}}$ の仮定の下に、破壊靱性遷移曲線を設定するに際して、破壊靱性値（ $K_{IC}$ ）のばらつきを安全側に考慮して、 $K_{IC}$ 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B第96号証・7ないし11ページ）ところ、一部の外部有識者から、 $K_{IC}$ 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<sup>\*14</sup>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、破壊靱性遷移曲線が更にPTS状態遷移曲線<sup>\*15</sup>に近づくことから、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B第97号証・質問10・8ないし9ページ、乙B第98号証・32ないし34ページ）。

\*14 マスターカーブ法は、同一条件下におけるフェライト鋼の破壊靱性のばらつきを最弱リンクモデル（多数の欠陥の中のいずれか一つからき裂が発生すると、直ちに最終破壊に至るような場合や、一部の故障が機能全体の停止に至る現象に適用されるモデル）に基づくワイブル分布（物体の強度を統計的に記述するためにW. ワイブル (Waloddi Weibull) によって提案された確率分布）により記述し、かつ分布の平均値の温度依存性を、鋼材によって決まる参照温度を唯一のパラメータとする一本の曲線によって記述する手法であり、破壊靱性の下限値の合理的な設定を可能とするものである。マスターカーブは破壊靱性中間値と温度の関係を表し、その形状は一定とされている（日本機械学会論文集A77 巻 777 号 (2011-5)）。

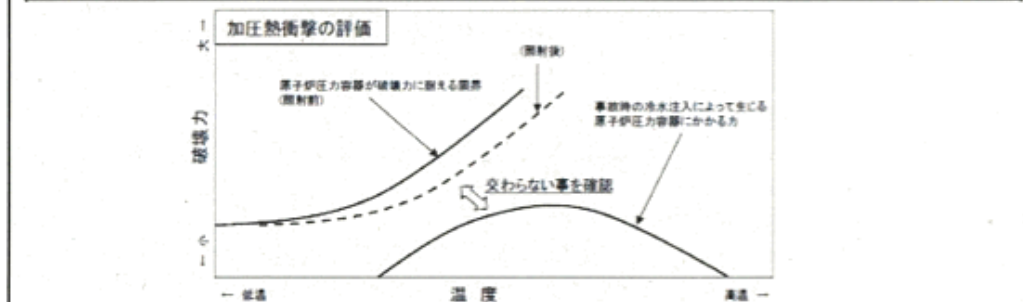
\*15 PTS状態遷移曲線とは、PTS事象時のKIと温度の時間推移を示す曲線をいう（【図3】PTS評価の概念 参照）（乙E第25号証・附C-3ページ）。

### ③加圧熱衝撃(PTS: Pressurized Thermal Shock)

加圧熱衝撃とは、加圧水型原子炉(PWR)における加圧された運転状態において事故の際に、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圧力容器が急激に冷却され、原子炉圧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。

中性子照射を受け、関連温度が上昇した原子炉圧力容器において、内面に亀裂があった場合には、事故時に亀裂が進展し原子炉圧力容器が損傷するおそれがある。

技術基準規則第14条(安全設備)及び技術基準規則解釈を定め、原子炉圧力容器内面に亀裂を想定し、原子炉容器を壊そうとする力(応力拡大係数)より原子炉圧力容器の耐え得る力(破壊じん性値)の方が大きいことを確認するよう原子炉設置者に求めている。



【図3】PTS評価の概念

この意見は、JEAC4206-2007の破壊靱性遷移曲線の設定方法自体を否定するものではなく、 $\Delta RT_{NDT}$ 予測値を上回る $\Delta RT_{NDT}$ 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、破壊靱性遷移曲線が更にPTS状態遷移曲線に近づ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、試験結果の下限值から得られた遷移曲線ではなく、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B第98号証・32ないし34ページ)。

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、JEAC4206-2007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B第98号証・34ないし46ページ)。

以上のように、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7の破壊靱性遷移曲線を設定する際に、 $\Delta T_{KIC} = \Delta R T_{NDT}$ と仮定する考え方は、破壊靱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づけられていない。したがって、J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7による破壊靱性評価は、現在の科学技術水準に照らしても合理性があるといえ、原告らの上記主張には、理由がない。

- 4 J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7で採用している関連温度の予測方法は、その基礎となる反応速度式において「 $b \cdot (C_{Cu} \cdot D)^2$ 」との項を正しくは「 $b \cdot D \cdot C_{Cu}^2$ 」にすべきであるのにこれをしていないという誤りがあり、関連温度の予測の有用性・精度が担保されていないとする原告らの主張には理由がないこと

(1) 原告らの主張

原告らは、本件運転期間延長認可処分の審査に用いられた「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7」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「 $b \cdot (C_{Cu} \cdot D)^2$ 」（ $b$ 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「 $a \cdot C_{Cu} \cdot D \cdot C_{MD}$ 」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「 $b \cdot D \cdot C_{Cu}^2$ 」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（原告ら準備書面（19）第2の2（1）及び（2）・10ページ、同第3の2（1）・14ないし20ページ、原告ら準備書面（42）第2の1・2及び3ページ）。

(2) 被告の反論

ア 原告らは、要するにJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7の関連温度の予測方法

の基となる反応速度式<sup>\*16</sup> に関し、拡散係数Dを2乗ではなく1乗にすべきであるという趣旨の主張を繰り返し述べているものであり、その主張に理由がないことは既に被告第15準備書面第3の2(4)ア(47及び48ページ)において述べたとおりである。

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年 追 補 版 ] 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)、 $\Delta R T_{NDT}$ 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。」(乙B第58号証の3.3・5及び6ページ)とされている。つまり、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 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<sup>\*17</sup> 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、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年 補 訂 版 ] の 技 術 評 価 では、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

\*16 反応速度式とは、J E A C が 規 定 す る 脆 化 予 測 法 の 考 え 方 の 基 礎 と な る 基 本 モ デ ル 式 の 一 部 を いう。

\*17 ここでいう多項近似式とは、複数の変数の項(多項)を用いた関係式をいい、電力中央研究所の脆化予測方法に関する論文で示した数式モデル(J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年 追 補 版 ] に 関 す る 技 術 評 価 に お け る 「 基 本 モ デ ル 式 」 と 同 じ。) の こ と を いう。基本モデル式は、 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を求める際に、最も実測データに近似することができるように関数式を構築したものであり、鉄鋼材料に含まれる銅元素やニッケル元素の含有比率と対象プラントの求めたい運転期間(または、中性子照射量)などから $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を求めることができる。原告らは、当該式の変数の項の中に鉄鋼材料に含まれる銅元素の含有比率から得られる項があることから、物理現象を再現した式として理解しているようであるが、原子力規制委員会は、そのような物理現象を再現するための式ではなく、得られた実測データを近似させるための関係式と認識した上で技術評価を行っている。

適用に際しての前提となっているのであり、原告らの主張は、この点を看過している。

イ この点を更にふえんとすると、JEAC4201-2007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 $D^{*18}$ に対して外部有識者から指摘を受けて議論がされた結果、JEAC4201-2007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はないと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、安全性に直ちに影響を及ぼすものではないことから、JEAC4201-2007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B第97号証・3及び4ページ、乙B第98号証・25ないし29ページ、乙B第99号証、乙B第100号証、乙B第101号証・2ページ）。

そもそも、JEAC4201-2007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（フィッティング）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B第99号証）、規制上も、物理現象の過程を正確に再現するためのものと捉

\*18 拡散係数 $D$ とは、原子炉容器の材料に中性子が照射された際に生じる銅原子の移動の程度を示す数値をいう。

えているものではない。

ウ 以上のことから、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 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、適合性審査に用いるに当たり、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、上記反応速度式は、この点においても原告らの上記主張には理由がない。

5 超音波探傷検査において、クラッド下亀裂<sup>\*19</sup> (Under-Clad Cracking。以下「UCC」という。)の存在が否定できないということをもって必要な規制をしていないとはいえないこと

(1) 原告らの主張

原告らは、原子炉容器内の微細な欠陥を探す手法である超音波探傷検査は、深さ5mm以下の亀裂は捕捉が難しく、UCCのような最大でも深さ3mm程度のものは計測できないため、UCCが存在しないということとはできないことから、原子炉による災害を防止するのに必要な規制をしたことにはならない旨主張する(原告ら準備書面(40)第1の1(3)・3及び4ページ)。

(2) 被告の反論

ア しかしながら、実際の規制においては、原告らが検出の限界とする欠陥を超音波探傷検査で捕捉できなかったとしても、これを上回る大きな欠陥を想定した評価方法となっており、必要かつ十分な規制をしていることから、原告らの上記主張には、理由がない。

イ すなわち、運転期間延長認可申請において、申請者は、実用炉則113

\*19 クラッド下亀裂とは、例えば、原子炉容器内表面に施工されるクラッド(ステンレス肉盛り溶接)の下にある欠陥をいう。なお、肉盛り溶接とは、原子炉容器内表面にステンレス製の材料を溶かしながら表面を覆う(肉盛りする)ことをいい、この肉盛り溶接を行う際に原子炉容器表面に傷などが存在していた場合には、その傷を覆ってしまうため、表面から見ることはできない。



条第2項第1号に基づき「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」(特別点検結果と称される書類)を申請書類に添付することとされており、その内容の一つとして、運転期間延長認可申請運用ガイドの3.1(1)②で示す表に基づいた原子炉容器の超音波探傷試験による欠陥の有無に関する点検結果がある。

そして、運転期間延長認可申請に対する認可の要件は「延長期間において実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準に示す劣化状況を考慮した上で、技術基準規則に適合していること」(実用炉則114条)であるため、上記特別点検の結果を踏まえた劣化状況に係る評価結果を示し、技術基準規則に適合していることを確認する。具体的には、特別点検で実施した原子炉容器の超音波探傷試験において、有意な欠陥がないことを確認するが、特別点検の結果を踏まえて実施した劣化状況に係る評価では、JEAC4206-2007を用いて、原告らが検出限界とする深さ5mmの欠陥より十分に大きな長さ60mm、深さ10mmの欠陥が原子炉容器に存在すると仮定してPTS評価を実施し、技術基準規則に適合していることを確認する。なお、原子炉容器に欠陥が検出された場合は添付書類に評価結果などが示され、運転期間延長認可を判断するための一資料となる。

このように、JEAC4206-2007により行うPTS評価においては、超音波探傷検査の検出限界よりも十分に大きな欠陥が原子炉容器に存在すると仮定して評価が行われており、仮に原告らが検出限界とする欠陥を超音波探傷検査で捕捉できなかったとしても、これを上回る大きな欠陥を想定した評価方法となっている。そして、この評価方法は、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説明がされ、外部専門家を含めて妥当性が確認

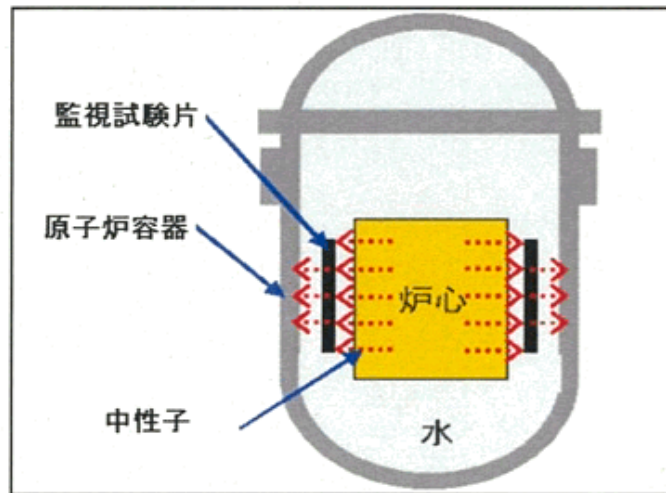
されている(乙B第102号証・15, 16, 24及び25ページ)。

ウ 以上のことから、原告らが主張する超音波探傷検査の検出限界以下の微細な欠陥を検出できないことをもって、原子炉による災害を防止するのに必要な規制をしたことにはならないとはいえず、本件運転期間延長認可処分に係る審査に過誤・欠落があるという原告らの主張には理由がない。

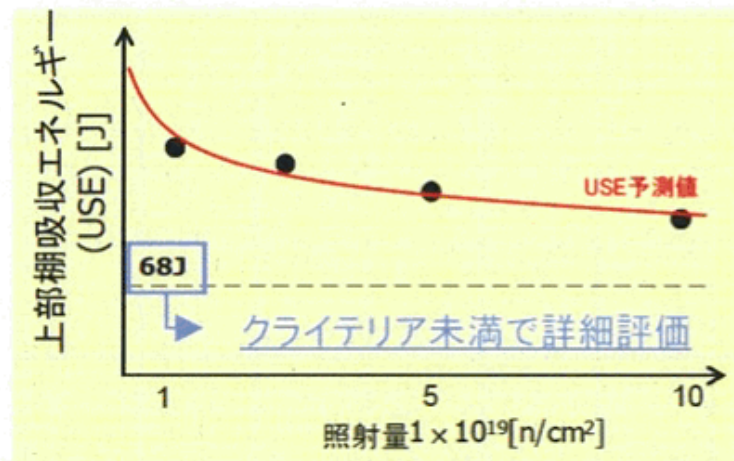
6 本件各原子炉の原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に対する監視試験の結果が不自然であることをもって原子炉容器鋼材の脆化状況を評価することに疑問があるとする原告らの主張には理由がないこと

(1) 原告らの主張

原告らは、本件各原子炉の原子炉容器本体胴部の中性子照射脆化に関して1976年から2010年にかけて4回行われた監視試験の結果について、「模式的な理論見込みとは異なる不自然な結果」となっている旨主張するとともに、原子炉容器本体と、同容器内内側に配置される監視試験片とでは、中性子照射の条件や鋼材の不純物の含有状況の違いがあり得るため、監視試験片の脆化状況により原子炉容器鋼材の脆化状況を評価することには疑問があるなどと主張する(原告らの平成29年8月30日付け準備書面(15)第2の5及び6・6ないし7ページ)。



【図4】監視試験片の配置イメージ（図1の再掲）



【図5】上部柵吸収エネルギーの予想曲線の概念

## (2) 被告の反論

ア 原告らが主張する不自然な結果とは、①高浜発電所1号炉につき、上記4回の試験で「Tr30」（脆性遷移温度）が回を追うごとに上昇する傾向があるにもかかわらず、それに伴い本来低下する傾向となるはずの「上

部棚吸収エネルギー」\*20 が、第2回までの結果に比して第3回及び第4回の結果が上昇傾向にあること、②高浜発電所2号炉につき、本来上昇傾向となるはずの熱影響部のTr30が第2回の結果から第3回の結果にかけて低下していること及び上部棚吸収エネルギーについても必ずしも低下傾向をみる事ができないことをいうものである。要するに、原告らは、シャルピー衝撃試験により測定された上部棚吸収エネルギー（USE実測値）の結果が原告らの見込みと異なることをもって、上部棚吸収エネルギーの減少率（USE）の予測方法の合理性にも疑義があると主張するものと思われる。

高浜1号炉 原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射線化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E>1MeV]	Tr30 <sup>1</sup> (°C)			上部棚吸収エネルギー <sup>2</sup> (J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	0	-48	-52	98	158	137
第1回	1976年4月	0.3 [約3EFPY] <sup>*2</sup>	26	-15	-16	80	127	128
第2回	1984年2月	1.3 [約12EFPY] <sup>*2</sup>	55	8	1	74	123	124
第3回	2002年11月	3.4 [約31EFPY] <sup>*2</sup>	72	29	21	76	127	125
第4回	2009年9月	5.6 [約51EFPY] <sup>*2</sup>	99	58	45	81	131	125

\*1:シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが4Jとなる温度。昇温速度はTr30の移行量と昇温速度初期値から算出する。

【関連温度初期値】高浜1号炉 母材:-4°C 溶接金属:-53°C 熱影響部:-40°C

\*2:内表面から径厚1の1/41深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

【表1】高浜発電所1号炉の監視試験結果

\*20 衝撃試験において、延性破面率が100%を示す温度における全ての試験片の吸収エネルギーの平均値  
(乙E第23号証・2ページ)。

高浜2号炉 原子炉容器本体胴部(炉心領域部)の中性子照射脆化に対する監視試験結果

監視試験	取出時期 (年月)	中性子照射量 ( $\times 10^{19}n/cm^2$ ) [E:1MeV]	T r 3 0 <sup>-1</sup> (°C)			上部棚吸収エネルギー(J)		
			母材	溶接金属	熱影響部	母材	溶接金属	熱影響部
初期値	-	0	-26	-39	-80	141	172	196
第1回	1976年10月	0.3 [約3EFPY]*2	-0	-19	-71	133	162	172
第2回	1986年4月	2.2 [約19EFPY]*2	15	18	-18	110	117	144
第3回	2003年8月	3.5 [約31EFPY]*2	22	22	-36	122	133	161
第4回	2010年6月	5.6 [約49EFPY]*2	44	41	-31	124	154	179

\*1: シャルピー衝撃試験における吸収エネルギーが51Jとなる温度。降速速度はTr30の移行量と関連温度初期値から算出する。

【関連温度初期値】高浜2号炉 母材:-30°C 溶接金属:-51°C 熱影響部:-69°C

\*2: 内表面から経厚tの1/4t深さでのEFPY。EFPYとは、定格負荷相当年数であり、定格出力で連続運転したと仮定して計算した年数を示す。

【表2】高浜発電所2号炉の監視試験結果

しかしながら、上部棚吸収エネルギーの実測値は、照射量が増加するに従って、減少率が減少するものであり、大きな減少は生じなくなるものである(上記図5、表1及び2参照)。

原告らが主張する「不自然」な結果については、4回の試験結果のみからそのように解しているにすぎず、その数値的な差も小さいことから、これらの結果のみをもって脆性遷移温度及び上部棚吸収エネルギーの「傾向」を論じ、その「傾向」が、「不自然」などと考察することは、一般的、工学的な観点からみても不合理である。

なお、仮にこの4回の試験結果がばらつきなどの影響により「不自然」な結果といえたとしても、上部棚吸収エネルギーの予測結果(評価結果)は、JEAC4201-2007[2013年追補版]に規定された保守的な方法で求められており、また、この結果から求められるものは、監視試験片の吸収エネルギーが68Jを下回らないことを確認し、下回る場合には詳細評価を行うために判定するというものであって、PTS評価には直接影響を与えないものである。

以上のことから、原告らの主張には理由がない。

イ 原子炉容器と監視試験片とでは鋼材の不純物の含有状況の違いがあり得るため、監視試験片の脆化状況から原子炉容器鋼材の脆化状況を評価することには疑問があるとする原告らの上記主張については、原子炉容器と同じ製造過程で製作した監視試験片は原子レベルでの化学成分が等しくならず、化学成分が異なる監視試験片では、原子炉容器の脆化状況を正しく評価することができないことから、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版] 及び J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 の破壊靱性確認方法には疑問があるということの意味しているものと思われる。

しかしながら、そもそも原子炉容器と同じ製造過程で製作した監視試験片であっても、原告らが求めるような原子レベルで化学成分を完全に等しくすることは現在の科学技術では困難であり、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版] や J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 の規定上、これを前提とすることはできない。このことは、米国機械学会 ( A S M E ) 等において化学成分に対する許容範囲が定められていることから明らかである ( 乙 B 1 0 3 号証 ) 。

両者の化学成分は同じであり、その物性も同じであるといえる。

以上のことから、原告らの主張は、現在の科学技術では克服できないような理想をもとに、監視試験片の試験結果一般を疑問視し、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [ 2 0 1 3 年追補版] や J E A C 4 2 0 6 - 2 0 0 7 による規制の不合理性を論じようとするもので、理由がない。

## 7 原データを受け取らずに行った被告の審査は合理的であること

### (1) 原告らの主張

原告らは、原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 3 2 第 5 項の委任を受けた実用炉則 1 1 3 条第 2 項第 2 号及び運転期間延長認可申請運用ガイド 3. 2 (I) によると、「監視試験片の試験結果そのもの ( 監視試験片の原データ ) 」及びそれに基づく「健全性評価等の結果」を申請書に記載することを求めていることは明らか

かであるなどとし、「法令上も、原データを受け取った上で審査を行うべきことが予定されているというべきであって、それを行わずになされた被告の審査過程には明白な過誤欠落がある。」などと主張する（原告ら準備書面（40）第1の3(1)・20ないし22ページ）。

## (2) 被告の反論

ア 原告らの主張は、原子力規制機関である原子力規制委員会が、運転期間延長認可申請等の許認可に係る申請内容を審査するに際して、逐一それを導く（原告らの主張する原データを含む）試験データ等を参照する法的義務があると主張するものであるが、法的義務を負うものではないことは、被告の令和元年10月9日付け第19準備書面において述べたとおりである。また、原子炉等規制法、実用炉則、運転期間延長認可申請ガイドも原告らの主張する原データを確認することを求めるものではない。

イ 実用炉則113条第2項第2号は、「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」等の提出を求めている。すなわち、原子力規制委員会が原子炉等規制法43条の3の3第5項に基づく許可をするためには、同項により、原子力規制委員会が定める規則に適合することが求められており、原子力規制委員会が定める規則である技術基準規則14条第2項及びその解釈4では、中性子照射脆化の影響を受ける原子炉容器に対して、JEA Cによる方法を用いて「設計基準事故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」ことを求めているところ、この要求が満たされていることを示すための書類として、実用炉則113条第2項第2号は、上記の「技術的な評価の結果を記載した書類」の提出を求めているのである。

したがって、実用炉則113条第2項第2号において「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」には、JEAC4201-2007 [2013年追補版]、JEAC4206-2007などで要求されている評価の結果が示されていれば足りるのであり、「評価の結果」という文言から明らかなおおりに、「評価の結果」を導くための、原告らが主張するような原データが示されることまでは求められていない。

- ウ これと同様に、運転期間延長認可申請運用ガイドは、実用炉則113条第2項第2号が掲げる上記の評価の結果を記載した書類について、「運転期間延長認可申請に伴うものとして評価を行い、その結果の記載が求められる事項」として、「監視試験片の試験結果」を挙げているが(同ガイド3.2(1))、「試験結果」という文言から明らかなおおりに、「試験結果」を算出するための元となるデータ(例えば、シャルピー衝撃試験におけるハンマー高さや回転角、破壊靱性試験における荷重や変位量など)の記載まで求められているわけではない。ここでいう監視試験片の試験結果とは、 $Tr30^{*21}$  や上部棚吸収エネルギーのような、評価に必要な試験結果がこれに相当するものであり、同ガイドにおいては、これらのデータ(試験結果)が各種試験によって得られていること、その結果から健全性評価がなされていることが、「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」として、申請書類及び添付書類に示されていることが要求されているのである。つまり、JEAC4201-2007 [2013年追補版]、JEAC4206-2007などで規定している「評価の結果」が示されれば足りるのである。
- エ 以上のとおりに、上記の法令等は、被告において原告らの主張する原データを確認することを要求するものではないから、かかる確認がなかったからと

---

\*21  $Tr30$ は、シャルピー衝撃試験などの衝撃試験から得られる41Jにおける吸収エネルギーを示す遷移温度を示す。例えば、第2回目の監視試験片から求められる $Tr30$ (2回目)とその直前第1回目の監視試験片から得られる $Tr30$ (1回目)の差 $\Delta Tr30$ (1~2回目)は、 $\Delta RT_{NDT}$ (1~2回目)と同等であることから、この $\Delta Tr30$ (1~2回目)を $\Delta RT_{NDT}$ (1~2回目)として評価に用いる。



いって、本件運転期間延長認可処分が違法となることはあり得ず、原告らの上記主張は、失当というべきである。

以 上

略称語句使用一覧表

事件名 名古屋地方裁判所 平成28年(行ウ)第49号, 同第134号, 同第157号  
 高浜原子力発電所1号機及び2号機運転期間延長認可処分等取消請求事件  
 原告 河田昌東 ほか110名

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
<b>数字</b>				
1990年勧告		ZF25	ICRPの1990年勧告	第9準備書面 14 P
2007年勧告		ZF2	ICRPの2007年勧告	第9準備書面 14 P
2号要件			「その者に発電用原子炉を設置するために必要な技術的能力(中略)があること」	第5準備書面 38 P
3号要件			「その者に重大事故(中略)の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力その他の発電用原子炉の運転を適確に遂行するに足る技術的能力があること」	第5準備書面 38 P
3条委員会			国家行政組織法(昭和23年法律第120号)第3条第2項に規定される委員会のこと	第17準備書面 10 P
4号要件			「発電用原子炉施設の位置, 構造及び設備が核燃料物質若しくは核燃料物質によつて汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上支障がないものとして原子力規制委員会規則で定める基準に適合するものであること」	第5準備書面 36 P
<b>英字</b>				
ACAガイド			独立行政法人原子力安全基盤機構『原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド』(平成26年2月)	第7準備書面 85 P
IAEA			国際原子力機関	第10準備書面 8 P
ICRP			国際放射線防護委員会	第9準備書面 6 P
JAEA			国立研究開発法人日本原子力研究開発機構	第7準備書面 12 P
JAEA報告書			JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」	第14準備書面 24 P
JEAC4201		ZE24	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[2013年追補版])	第7準備書面 82 P
JEAC4201-2007		ZE23	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)	第15準備書面 32 P
JEAC4201-2007[2010年追補版]			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[2010年追補版])	第15準備書面 32 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
JEAC4201-2007シリー ズ			JEAC4201-2007, JEAC4201- 2007[2010年追補版], JEAC4201- 2007[2013年追補版]の総称	第15準備書面 32 P
JEAC4206		乙E25	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)	第7準備書面 83 P
JNES			独立行政法人原子力安全基盤機構	第15準備書面 18 P
JNES-SSポート			JNESによる原子力プラントのケー ブル経年変化評価技術調査研究に 関する最終報告書	第15準備書面 18 P
Lsub			地下に存在する震源断層の長さ	第11準備書面 104 P
MS			原子炉施設の異常状態において、 この拡大を防止し、又はこれを速や かに収束せしめ、もって一般公衆 ないし従事者に及ぼすおそれのある 過度の放射線被ばくを防止し、又は 緩和する機能を有する安全施設(異 常影響緩和系・mitigation systemの 略)	第13準備書面 29 P
PLM基準2008版			社団法人日本原子力学会が作成し た日本原子力学会標準「原子力発 電所の高経年化対策実施基準:20 08」	第15準備書面 13 P
PRA			確率論的リスク評価	第7準備書面 47 P
PS			その機能の喪失により、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安全施設(異 常発生防止系・prevention systemの 略)	第13準備書面 29 P
$\Delta RT_{NDT}$			関連温度移行量	第21準備書面 7 P
SFP評価ガイド	(22)		実用発電用原子炉に係る使用済燃 料貯蔵槽における燃料損傷防止対 策の有効性評価に関する審査ガイ ド(原規技発第13061916号)	第5準備書面 37 P
SPDS			重大事故等時のパラメータの記録 のための安全パラメータ表示シス テム	第14準備書面 18 P
UCC			クラッド下亀裂(Under-Clad Cra cking)	第21準備書面 24 P
あ				
圧カスパイク			溶融炉心から冷却材への伝熱によ る水蒸気発生に伴う急激な圧力上 昇	第7準備書面 55 P
(ア)法			レシピにおける震源断層モデルを設 定する手法のうち(ア)の手法	第11準備書面 117 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
安全設計審査指針		ZB14	発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)	第10準備書面 33 P
安全評価審査指針		ZB15	発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針(平成2年8月30日原子力安全委員会決定,平成13年3月29日一部改訂)	第10準備書面 33 P
い				
伊方最高裁判決			最高裁判所平成4年10月29日第一小法廷判決(民集46巻7号1114ページ)	第8準備書面 6 P
(イ)法			レシピにおける震源断層モデルを設定する手法のうち(イ)の手法	第11準備書面 117 P
入倉氏			「入倉・三宅式」の提唱者の一人である入倉孝次郎氏	第11準備書面 114 P
う				
運転期間延長審査基準	(15)	ZB10	实用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準(原管P発第1311271号)	第5準備書面 42 P
運転期間延長認可申請運用ガイド		ZB55	实用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド(原規規発第1408263号)	第15準備書面 10 P
お				
女川原子力発電所			東北電力株式会社女川原子力発電所	第17準備書面 7 P
か				
外部火災ガイド	(18)		原子力発電所の外部火災影響評価ガイド(原規技発第13061912号)	第5準備書面 37 P
火災感知設備			早期に火災発生を感知する設備	第7準備書面 41 P
火災防護基準	(11)	ZB6	实用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準(原規技発第1306195号)	第5準備書面 37 P
火山ガイド	(16)		原子力発電所の火山影響評価ガイド(原規技発第13061910号)	第5準備書面 37 P
仮想事故			重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故	第10準備書面 25 P
関西電力			関西電力株式会社	答弁書 3 P
き				
既許可申請			平成27年2月12日付け原規規発第1502121号をもって許可された高浜発電所3号炉及び4号炉に係る設置変更許可処分に係る許可申請	第7準備書面 30 P
技術基準規則	(3)	ZB4	实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(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号。)	第2準備書面 10 P
技術基準規則解釈	(10)	ZB9	实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(原規技発第1306194号)	第5準備書面 40 P
基準地震動			最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する地震動	第11準備書面 12 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
基準地震動に係る具体的審査基準			設置許可基準規則解釈別記2第4条5項及び地震ガイド	第11準備書面 73 P
基準地震動による地震力			耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力	第7準備書面 20 P
基準津波			設計基準対象施設に大きな影響を及ぼすおそれがある津波	第7準備書面 33 P
基準津波に係る具体的審査基準			設置許可基準規則解釈別記3、地質調査ガイド及び津波ガイド	第12準備書面 53 P
基本的目標a			敷地周辺の事象、原子炉の特性、安全防護施設等を考慮し、技術的見地からみて、最悪の場合には起るかもしれないと考えられる重大な事故(中略)の発生を仮定しても、周辺の公衆に放射線障害を与えないこと	第10準備書面 25 P
基本的目標b			更に、重大事故を超えるような技術的見地からは起るとは考えられない事故(中略)の発生を仮定しても、周辺の公衆に著しい放射線災害を与えないこと	第10準備書面 25 P
基本的目標c			なお、仮想事故の場合には、集団線量に対する影響が十分に小さいこと	第10準備書面 25 P
基本モデル式			予測式における $\Delta RT_{NOT}$ 計算値の算出するための式の元となるモデル式	第15準備書面 39 P
キャスク			使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク	第7準備書面 43 P
行訴法			行政事件訴訟法	答弁書 4 P
居住性ガイド	(24)		実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド(原規技発第13061918号)	第5準備書面 41 P
旧耐震指針			平成18年に改訂された耐震指針以前の指針	第11準備書面 79 P
緊急時対応			避難計画を含むその地域の緊急時における対応	第10準備書面 14 P
け				
原告ら準備書面(2)			原告らの平成28年10月20日付け準備書面(2)	第11準備書面 100 P
原告ら準備書面(5)			原告らの平成29年1月25日付け準備書面(5)	第9準備書面 5 P
原告ら準備書面(8)			原告らの平成29年5月11日付け準備書面(8)	第17準備書面 7 P
原告ら準備書面(14)			原告らの平成29年8月30日付け準備書面(14)	第11準備書面 73 P
原告ら準備書面(19)			原告らの平成29年11月29日付け準備書面(19)	第15準備書面 51 P
原告ら準備書面(22)			原告らの2018(平成30)年3月16日付け準備書面(22)	第15準備書面 17 P
原告ら準備書面(31)			原告らの2018(平成30)年10月11日付け準備書面(31)	第20準備書面 22 P
原告ら準備書面(40)			原告らの2019(平成31)年4月11日付け準備書面(40)	第21準備書面 5 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番号	全文	定義
原告ら準備書面(42)			原告らの2019(令和元)年7月4日付け準備書面(42)	第21準備書面 5 P
原告ら準備書面(43)			原告らの2019(令和元)年7月4日付け準備書面(43)	第21準備書面 5 P
原告ら準備書面(44)			原告らの2019(令和元)年7月4日付け準備書面(44)	第21準備書面 5 P
原子力規制庁			原子力規制委員会原子力規制庁	第7準備書面 75 P
『原子力発電所の安全:設計』		ZB12	原子力発電所の安全:設計 個別安全要件 No. SSR-2/1	第10準備書面 9 P
原子炉施設等基準検討チーム			発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム(第21回より、発電用軽水型原子炉の新規制基準に関する検討チームと改称)	第17準備書面 22 P
原子炉等規制法			核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律	答弁書 3 P
原子炉等規制法施行令			核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律施行令	第2準備書面 9 P
原則的立地条件(1)			大きな事故の誘因となるような事象が過去においてなかったことはもちろんであるが、将来においてもあるとは考えられないこと。また、災害を拡大するような事象も少ないこと	第10準備書面 23 P
原則的立地条件(2)			原子炉は、その安全防護施設との関連において十分に公衆から離れていること	第10準備書面 23 P
原則的立地条件(3)			原子炉の敷地は、その周辺も含め、必要に応じ公衆に対して適切な措置を講じる環境にあること	第10準備書面 23 P
検討用地震			敷地に大きな影響を与えると予想される地震	第7準備書面 22 P
こ				
航空機			特定重大事故等対処施設における故意による大型航空機	第14準備書面 45 P
航空機衝突影響評価			国空気の衝突による影響の評価	第14準備書面 45 P
航空機衝突影響評価ガイド	(32)		实用発電用原子炉に係る航空機衝突影響評価に関する審査ガイド(原規技発第1409178号)	第5準備書面 38 P
高経年化技術評価			経年劣化に関する技術的な評価	第2準備書面 8 P
高経年化対策実施ガイド	(39)		实用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド(原管P発第1306198号)	第5準備書面 42 P
高経年化対策審査ガイド			实用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド	第15準備書面 12 P
工場等			発電用原子炉を設置する工場又は事業所	第7準備書面 20 P
さ				
参加人準備書面(3)			参加人の平成29年8月30日付け準備書面(3)	第11準備書面 81 P
参加人準備書面(4)			参加人の平成29年11月29日付け準備書面(4)	第12準備書面 49 P
参加人準備書面(6)			参加人の平成30年3月15日付け準備書面(6)	第13準備書面 52 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
参加人準備書面(7)			参加人の平成30年6月25日付け準備書面(7)	第14準備書面 17 P
参加人準備書面(8)			参加人の平成30年10月9日付け準備書面(8)	第15準備書面 26 P
参加人準備書面(9)			参加人の令和元年10月7日付け準備書面(9)	第20準備書面 17 P
し				
地震ガイド	(26)	ZB20	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306192号)	第5準備書面 37 P
地震等検討小委員会			地震・津波関連指針等検討小委員会	第11準備書面 74 P
地震等基準検討チーム			原子力規制委員会に設置された発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関わる新安全設計基準に係る検討チーム	第11準備書面 76 P
地すべり			陸上及び海底での地すべり	第12準備書面 26 P
施設定期検査			特定重要発電用原子炉施設(発電用原子炉施設であって核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上特に支障がないものとして原子力規制委員会規則で定めるもの以外のものをいう。)について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、原子力規制委員会規則で定める時期ごとに、原子力規制委員会が行う検査(改正原子炉等規制法43条の3の15)	第5準備書面 45 P
実施基準			日本原子力学会による「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準:2007」	第11準備書面 87 P
事態対処法			武力攻撃事態等及び存立危機事態における我が国の平和と独立並びに国及び国民の安全の確保に関する法律(平成15年6月13日法律第79号)	第13準備書面 61 P
実用炉則	(1)	ZB2	実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(昭和53年通商産業省令第77号。)	第2準備書面 8 P
地盤ガイド	(28)		基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド(原管地発第1306194号)	第5準備書面 38 P
島崎提言			島崎邦彦氏の「最大クラスではない日本海『最大クラス』の津波」と題する論文における、「入倉・三宅式」では地震モーメントが過小になるという提言	第11準備書面 113 P
島崎発表			平成27年の日本地震学会秋季大会を含めた複数の地震関係の学会において、島崎邦彦氏が行った「入倉・三宅式」に基づき地震モーメントを求めると基準地震動が過小評価になる旨の発表	第11準備書面 101 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
重大事故等対処設備			貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するための重大事故等に対処するための機能を有する設備	第13準備書面 43 P
重大事故等			重大事故に至るおそれがある事故(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。)又は重大事故	第7準備書面 46 P
重大事故等防止技術的能力審査基準	(13)	ZB8	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準(原規技発第1306197号)	第5準備書面 39 P
重要事故シーケンス			炉心の著しい損傷に至る重要な事故シーケンス	第7準備書面 47 P
重要度分類指針			発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針	第13準備書面 29 P
消火設備			消火を行う設備(安全施設に属するものに限る。)	第7準備書面 41 P
浸水防止設備			浸水防止機能を有する設備	第7準備書面 27 P
深部地下構造			地震基盤から解放基盤まで	第11準備書面 59 P
す				
推本			地震調査研究推進本部	第11準備書面 24 P
推本報告書		ZD8	地震調査研究推進本部	第11準備書面 24 P
せ				
瀬尾シミュレーション			瀬尾健氏によるシミュレーション	第9準備書面 6 P
設置許可基準規則	(2)	ZB3	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第5号。)	第2準備書面 10 P
設置許可基準規則解釈	(9)	ZB5	「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(原規技発第1306193号。平成26年4月16日、同年7月9日一部改正)	第5準備書面 37 P
設置法			原子力規制委員会設置法(平成24年6月27日法律第47号)	第5準備書面 18 P
浅部地下構造			解放基盤から地表面まで	第11準備書面 59 P
線量限度告示	(6)		核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示(原子力規制委員会告示第8号)	第9準備書面 5 P
そ				
想定する格納容器破損モード			必ず想定する格納容器破損モード及び個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード	第7準備書面 48 P
た				
代替材料			不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの	第7準備書面 42 P



略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
大規模損壊			大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊	第7準備書面 69 P
耐震工認審査ガイド	(29)		耐震設計に係る工認審査ガイド(原管地発第1306195号)	第5準備書面 41 P
耐震重要度			地震により発生するおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失(地震に伴って発生するおそれがある津波及び周辺斜面の崩壊等による安全機能の喪失を含む。)及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度	第7準備書面 25 P
耐震重要度分類			施設の耐震重要度に応じた分類	第11準備書面 11 P
耐津波工認審査ガイド	(30)		耐津波設計に係る工認審査ガイド(原管地発第1306196号)	第5準備書面 41 P
高浜発電所1号炉			関西電力高浜発電所1号炉	答弁書 3 P
高浜発電所2号炉			関西電力高浜発電所2号炉	答弁書 3 P
高浜発電所3号炉			関西電力高浜発電所3号炉	第7準備書面 18 P
高浜発電所4号炉			関西電力高浜発電所4号炉	第7準備書面 18 P
竜巻ガイド	(17)		原子力発電所の竜巻影響評価ガイド(原規技発第13061911号)	第5準備書面 37 P
ち				
地域協議会			地域原子力防災協議会	第10準備書面 14 P
チェルノブイリ事故			旧ソビエト社会主義共和国連邦のチェルノブイリにおける原発事故	第9準備書面 5 P
地殻構造			震源から地震基盤まで	第11準備書面 59 P
地質調査ガイド	(25)	ZB19	敷地内及び敷地周辺の地質・地質構造調査に係る審査ガイド(原管地発第1306191号)	第5準備書面 37 P
中越地震			2004年新潟県中越地震	第11準備書面 83 P
長期保守管理方針			高経年化技術評価の結果に基づき、10年間に実施すべき当該発電用原子炉施設についての保守管理に関する方針	第2準備書面 8 P
つ				
津波ガイド	(27)	ZB51	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド(原管地発第1306193号)	第5準備書面 38 P
津波監視設備			敷地における津波監視機能を有する施設	第7準備書面 27 P
津波防護施設			津波防護機能を有する設備	第7準備書面 27 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
て				
定期安全管理審査			定期事業者検査の実施に係る体制について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、原子力規制委員会規則で定める時期に、原子力規制委員会が行う審査(改正原子炉等規制法43条の3の16第4項)	第5準備書面 46 P
定期事業者検査			特定発電用原子炉施設(発電の用に供する原子炉、その原子炉を格納するための容器その他の発電用原子炉施設であって原子炉本体や原子炉冷却系統施設など原子力規制委員会規則で定めるものをいう。)について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、定期に、事業者自らが行う検査(改正原子炉等規制法43条の3の16第1項)	第5準備書面 45 P
電離則			電離放射線障害防止規則(昭和47年労働省令第41号)	第9準備書面 5 P
と				
東海第二原子力発電所			日本原子力発電株式会社東海第二原子力発電所	第17準備書面 20 P
東京電力			東京電力株式会社	第3準備書面 8 P
東北電力			東北電力株式会社	第17準備書面 8 P
特重ガイド	(31)		実用発電用原子炉に係る特定重大事故等対処施設に関する審査ガイド(原規技発第1409177号)	第5準備書面 38 P
特定重大事故等対処施設等			特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備	第14準備書面 52 P
特別点検			申請に至るまでの間の運転に伴い生じた発電用原子炉その他の設備の劣化の状況の把握のための点検	第8準備書面 10 P
な				
内部溢水ガイド	(19)		原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド(原規技発第13061913号)	第5準備書面 40 P
内部火災ガイド	(20)		原子力発電所の内部火災影響評価ガイド(原規技発第13061914号)	第5準備書面 40 P
ね				
燃料体			発電用原子炉に燃料として使用する核燃料物質	第5準備書面 43 P
燃料体技術基準規則	(5)		実用発電用原子炉に使用する燃料体の技術基準に関する規則(平成25年6月28日原子力規制委員会規則第7号)	第5準備書面 44 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
<b>は</b>				
はぎとり解析			地上で取られた地震観測記録、地中で取られた地震観測記録について、観測サイトにおける解放基盤面に相当する地盤の地震動(解放基盤波)を評価する解析方法	第11準備書面 130 P
<b>ひ</b>				
被告第2準備書面			被告の平成28年10月19日付け第2準備書面	第5準備書面 25 P
被告第5準備書面			被告の平成29年1月25日付け第5準備書面	第13準備書面 15 P
被告第7準備書面			被告の平成29年5月9日付け第7準備書面	第13準備書面 18 P
被告第11準備書面			被告の平成29年11月29日付け第11準備書面	第12準備書面 19 P
被告第13準備書面			被告の平成30年6月25日付け第13準備書面	第16準備書面 10 P
被告第15準備書面			被告の平成31年1月8日付け第15準備書面	第18準備書面 12 P
被告第16準備書面			被告の平成31年4月10日付け第15準備書面	第18準備書面 12 P
被告第17準備書面			被告の令和元年7月3日付け第17準備書面	第18準備書面 6 P
評価事故シーケンス			格納容器の破損に至る重要な事故シーケンス	第7準備書面 47 P
評価部会			土木学会原子力土木委員会津波評価部会	第12準備書面 60 P
品質管理基準規則	(4)		実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則(平成25年6月28日付け原子力規制委員会規則第8号)	第5準備書面 40 P
品質管理基準規則解釈	(12)		実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の解釈(原規技発第1306196号)	第5準備書面 40 P
<b>ふ</b>				
福島第一原子力発電所			東京電力福島第一原子力発電所	第3準備書面 8 P
福島第二原子力発電所			東京電力株式会社福島第二原子力発電所	第17準備書面 19 P
福島第一原発事故			平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故	第3準備書面 8 P
藤原氏			藤原広行氏	第11準備書面 80 P
<b>へ</b>				
平成18年耐震指針			平成18年改正後の耐震設計審査指針(平成18年9月19日原子力安全委員会決定)	第11準備書面 73 P
平成24年改正前原子炉等規制法			設置法附則15条ないし18条の規定による改正前の原子炉等規制法	第5準備書面 19 P
平成24年改正前電気事業法			平成24年法律第47号による改正前の電気事業法	第5準備書面 29 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
平成27年保安規定変更認可処分			平成27年4月8日付けて原子力規制委員会が行った本件保安規定変更認可処分とは別の保安規定変更認可処分	第18準備書面 33 P
ほ				
保安規定審査基準	(14)	ZB10	実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準(原規技発第1306198号)	第5準備書面 41 P
防災科研			独立行政法人(現国立研究開発法人)防災科学技術研究所	第20準備書面 42 P
防災指針		ZB17	「原子力発電所等周辺の防災対策について」(平成12年に「原子力施設等の防災対策について」と改称)	第10準備書面 44 P
保守管理に関する方針			延長しようとする期間における発電用原子炉その他の設備についての保守管理に関する方針	第8準備書面 10 P
保全追加策			機器・建造物の現状の保守管理に追加すべき保全策	第15準備書面 13 P
本件訴え変更申立書			原告らの平成28年8月5日付け訴えの変更申立書	第2準備書面 4 P
本件運転期間延長認可処分			本件各原子炉の運転期間延長認可処分	答弁書 3 P
本件各原子炉			高浜原子力発電所1号炉及び2号炉	答弁書 3 P
本件各原子炉施設			本件各原子炉及びその附属施設	答弁書 3 P
本件各処分			本件運転期間延長認可処分, 本件設置変更許可処分, 本件工事計画認可処分及び本件保安規定変更認可処分	答弁書 3 P
本件工事計画認可処分			本件各原子炉施設の工事計画認可処分	答弁書 3 P
本件設置変更許可処分			本件各原子炉の設置変更許可処分	答弁書 3 P
本件設置変更許可申請			参加人が平成27年3月17日付けて原子力規制委員会に対してした, 原子炉等規制法43条の3の8第1項の規定に基づき, 同法43条の3の5第2項5, 8ないし10号に掲げる事項の変更についての許可の申請(平成28年1月22日付け, 同年2月10日付け及び同年4月12日付けで申請内容の一部を補正したもの)	第7準備書面 18 P
本件適合性審査			本件設置変更許可処分に係る適合性審査	第13準備書面 18 P
本件保安規定変更認可処分			本件各原子炉の保安規定変更認可処分	答弁書 3 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
<b>も</b>				
もんじゅ最高裁平成4年判決			最高裁判所平成4年9月22日第三小法廷判決(民集46巻6号571ページ)	第9準備書面 5 P
もんじゅ最高裁平成17年判決			最高裁判所平成17年5月30日第一小法廷判決(民集59巻4号671ページ)	第8準備書面 9 P
<b>ゆ</b>				
有効性評価ガイド	(21)	ZB7	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド(原規技発第13061915号)	第5準備書面 37 P
<b>よ</b>				
要求事項			実用炉規則第113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	第7準備書面 78 P
溶接安全管理審査			溶接事業者検査の実施に係る体制について、原子力規制委員会規則で定めるところにより、原子力規制委員会規則で定める時期に、同委員会が行う審査(改正原子炉等規制法43条の3の13第3項)	第5準備書面 44 P
溶接事業者検査			発電用原子炉に係る原子炉容器等の溶接について、原子力規制委員会規則に従って、事業者自らが行う検査(改正原子炉等規制法43条の3の13第1項及び第2項)	第5準備書面 44 P
予測式			$\Delta RT_{NDT} \text{ 予測値} = \Delta RT_{NDT} \text{ 計算値} + M_R$	第15準備書面 39 P
<b>り</b>				
立地審査指針			「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」	第3準備書面 35 P
立地審査指針要求事項①			敷地周辺の公衆に放射線による確定的影響を与えないため、重大事故を仮定した上で、目安として、甲状腺(小児)に対し1.5Sv、全身に対して0.25Svを超える範囲は非居住区域であること(原則的立地条件(2)、基本的目標a、立地審査の指針2.1)	第10準備書面 29 P
立地審査指針要求事項②			防災活動を講じ得る環境にある地帯とするため、仮想事故を仮想した上で、目安として、甲状腺(成人)に対し3Sv、全身に対して0.25Svを超える範囲は低人口地帯であること(原則的立地条件(3)、基本的目標b、立地審査の指針2.2)	第10準備書面 29 P

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番号	全文	定義
立地審査指針要求事項 ③			社会的影響を低減するため、仮想事故を仮想した上で、目安として、全身線量*10の人口積算値が例えば2万人Svを下回るように、原子炉敷地が人口密集地帯から離れていること(原則的立地条件(3)、基本的目標c、立地審査の指針2.3)	第10準備書面 29 P
立地審査の指針2.1			原子炉の周囲は、原子炉からある距離の範囲内は非居住区域であること。(以下略)	第10準備書面 25 P
立地審査の指針2.2			原子炉からある距離の範囲内であって、非居住区域の外側の地帯は、低人口地帯であること。(以下略)	第10準備書面 25 P
立地審査の指針2.3			原子炉敷地は、人口密集地帯からある距離だけ離れていること。(以下略)	第10準備書面 25 P
れ				
歴史記録等			歴史記録や伝承	第12準備書面 36 P
レシピ		ZD4	推本の地震調査委員会が作成した「震源断層を特定した地震の強震動予測手法」	第11準備書面 92 P
劣化状況評価			延長しようとする期間における運転に伴い生ずる発電用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	第8準備書面 10 P
劣化状況評価書			劣化状況評価の結果が記載された書類	第15準備書面 11 P
ろ				
ロシア等			ロシア、ウクライナ及びベラルーシ	第9準備書面 5 P
炉心			発電用原子炉の炉心	第7準備書面 19 P