

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15準備書面

平成31年1月8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	竹野下 喜彦	
被告指定代理人	部付	苅谷 昌子	
	部付	藤根 桃世	
	上席訟務官	山本 利尚	
	訟務官	矢澤 圭一	
	訟務官	杉浦 誠	
	訟務官	山下 浩史	
	環境事務官	内藤 晋太郎	
	環境技官	小林 勝	
	環境事務官	榊野 龍太	

環境事務官	鈴木	莉恵子	
環境事務官	治	健太	
環境事務官	岩佐	一志	
環境事務官	大城	朝久	
環境事務官	矢野	諭	
環境事務官	仲村	淳一	
環境事務官	森川	久範	
環境技官	海田	孝明	
環境技官	熊谷	和宣	
環境事務官	井藤	志暢	
環境技官	大野	佳史	
環境事務官	種田	浩司	
環境事務官	松岡	賢	
環境事務官	花見	清太郎	
環境技官	小野	祐二	
環境技官	小山田	巧	
環境技官	川崎	憲二	
環境技官	中川	淳	
環境技官	止野	友博	

環境技官	御器谷	俊	之	
環境技官	片野	孝	幸	
環境技官	木原	昌	二	
環境技官	岡本		肇	
環境技官	建部	恭	成	
環境技官	小林	貴	明	
環境技官	柏木	智	仁	
環境技官	村上		玄	
環境技官	秋本	泰	秀	
環境技官	照井	裕	之	
環境技官	正岡	秀	章	
環境技官	関根	将	史	
環境技官	義崎		健	
環境技官	田尻	知	之	
環境技官	宮本	健	治	
環境技官	角谷	愉	貴	
環境技官	伊藤	岳	広	
環境技官	塚部	暢	之	
環境技官	臼井	暁	子	

環境技官	薩川英介	
環境技官	西崎崇徳	
環境技官	山田創平	
環境技官	大浅田 薫	
環境技官	沖田真一	
環境技官	岩崎拓弥	
環境技官	三井勝仁	
環境技官	佐藤秀幸	
環境技官	永井 悟	
環境技官	佐藤雄一	
環境技官	藤原弘成	

第1	運転期間延長認可に関する規制の概要	9
1	運転期間延長認可に関する規制の概要	9
2	運転期間延長認可に係る申請内容の概要	9
3	運転期間延長認可に係る審査基準の概要	10
4	高経年化技術評価（劣化状況評価）審査の概要	12
第2	電気・計装設備の絶縁低下に係る規制及び適合性審査の合理性	16
1	電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の合理性	16
	(1) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の概要	16
	(2) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の合理性	16
	(3) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制が不合理であるとする原告らの主張に理由がないこと	17
	ア 原告らの主張	17
	イ 原告らの主張は電気・計装設備の絶縁低下に係る基準等を正解しないものであり、理由がないこと	17
2	電気・計装設備の絶縁低下に係る審査及び判断の過程の合理性	19
	(1) 本件運転期間延長認可処分に係る電気・計装設備の絶縁低下に係る審査及び判断の過程は合理的であること	19
	(2) 参加人により行われた健全性評価は基準に適合しないなどとする原告らの主張は理由がないこと	23
	ア 原告らの主張	23
	イ ACAガイドによる健全性評価の手法は合理的なものであり、これに基づいた参加人の健全性評価もまた合理的なものといえること	23
	(3) 参加人の行った健全性評価の判定基準に問題があるとする原告らの主張は理由がないこと	25
	ア 原告らの主張	25
	イ 参加人が健全性評価で参照した試験データの耐電圧試験条件は、本件	

	各原子炉施設における実際の使用条件と比較しても十分保守的な条件となっており，原告らの主張には理由がないこと	26
(4)	高圧コネクタ接続についての参加人の説明は矛盾しており，これを追認した被告の審査に問題があるとする原告らの主張は理由がないこと	27
	ア 原告らの主張	27
	イ 被告は，参加人の方針が高経年化対策実施ガイド等に整合したものであることを確認しており，原告らの主張には理由がないこと	27
第3	中性子照射脆化に係る規制及び適合性審査の合理性	28
1	中性子照射脆化及びその評価に係る基礎知識	28
	(1) 中性子照射脆化とは	28
	(2) 関連温度の上昇とは	29
	(3) 加圧熱衝撃とは	30
2	中性子照射脆化に係る規制の合理性	31
	(1) 中性子照射脆化に係る規制の概要	31
	(2) 中性子照射脆化に係る審査のうち加圧熱衝撃評価に係る評価手法	33
	ア 中性子照射脆化に係る審査のうち加圧熱衝撃評価に係る評価手法の概要	33
	イ 関連温度の上昇量の予測について	34
	(ア) 引用されている民間規格の概要	34
	(イ) 監視試験について（図5の①）	35
	a 監視試験の概要	35
	(a) 引張試験とは	36
	(b) 衝撃試験とは	37
	b 監視試験による関連温度の上昇量の予測手法	37
	(ウ) 国内脆化予測法について（図5の②）	38
	a 国内脆化予測法による予測手法の概要	38

b	国内脆化予測法による関連温度の上昇量の予測手法（図5の②）	38
ウ	破壊靱性の確認	41
(7)	引用されている民間規格の概要	41
(1)	原子炉容器の加圧熱衝撃に係る評価手法	41
a	原子炉容器の加圧熱衝撃に係る評価手法の概要	41
b	破壊靱性遷移曲線の設定（図5の③）	43
c	P T S 状態遷移曲線の設定（図5の④）	45
d	原子炉容器の加圧熱衝撃に係る健全性の評価方法	46
(3)	中性子照射脆化に係る規制の合理性	46
(4)	原告らの主張には理由がないこと	46
ア	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 の式による予測値は、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原告らの主張には理由がないこと	47
(7)	原告らの主張	47
(1)	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズを用いて関連温度の評価をすることは合理的であること	47
イ	J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 の式による予測法の妥当性について疑義があるという原告らの主張には理由がないこと	48
(7)	原告らの主張	48
(1)	原告らの主張は、いずれも基本モデル式を用いて脆化傾向を評価することを否定するものではないこと	48
ウ	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原告らの主張には理由がないこと	49
(7)	原告らの主張	49

(イ) プラント評価時期における下限包絡線を定め、もって破壊韌性遷移曲線を設定するまでには、各段階で十分な不確かさを踏まえて評価していること	49
3 中性子照射脆化に係る審査及び判断の過程の合理性	50
(1) 中性子照射脆化に係る審査及び判断の過程は合理的であること	50
(2) 原告らの主張には理由がないこと	51
ア 内張りしたステンレス鋼の下の圧力容器内表面にひび割れが生じる危険性があるとする原告らの主張には理由がないこと	51
イ 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、破壊韌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側に変更されたからにすぎず、これがJEAC4201の問題点であるとする原告らの主張には理由がないこと	52
ウ 高浜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原告らの主張には理由がないこと	53
第4 その他の経年劣化に係る主張について	54

被告は、本準備書面において、原子力発電所運転開始後にされる運転期間延長認可に係る規制及び審査の合理性等について主張する。

具体的には、運転期間延長認可に関し、運転期間延長認可に係る規制の概要について説明した上（後記第1）、原告らの主張に対応し、電気・計装設備の絶縁低下に係る規制や適合性審査の合理性について述べ（後記第2）、また、中性子照射脆化に係る規制及び本件適合性審査の合理性について述べ（後記第3）、さらに、その他の経年劣化に係る主張について若干触れることとする（後記第4）。

なお、略語等の使用は、本書面で新たに用いるもののほか、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1 運転期間延長認可に関する規制の概要

1 運転期間延長認可に関する規制の概要

発電用原子炉設置者がその設置した発電用原子炉を運転することができる期間は、当該発電用原子炉の設置の工事について最初に使用前検査に合格した日から起算して40年とされている（原子炉等規制法43条の3の3第1項）。この期間は、その満了に際し、原子力規制委員会の認可を受けて、20年を超えない期間で、1回に限り延長することができる（同条2項及び3項）。

上記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その認可の申請をすることとされている（同条4項、後記2）。そして、原子力規制委員会は、上記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、上記の延長を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、上記認可をすることができる（同条5項、後記3）。

2 運転期間延長認可に係る申請内容の概要

原子炉等規制法43条の3の32第4項において運転期間の延長の認可の申請に当たり定めることとされている原子力規制委員会規則は、実用炉則113条（乙B第2号証・101及び102ページ）である。同条で要求される申請書及び申請書に添付されるべき書類に係る記載内容等の詳細は、実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（以下「運転期間延長認可申請運用ガイド」という。）の定めによる（乙B第55号証）。

上記ガイドは、実用炉則113条2項1号の「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」（特別点検）の実施時期並びにその対象となる機器・構造物，対象の部位，着目する劣化事象及び点検方法等を示している。もっとも，運転期間延長認可申請書の記載に係る要件の技術的内容は，上記ガイドの規定に限定されるものではなく，実用炉則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば，実用炉則に適合するものと判断される（乙B第55号証・1ページ）。

3 運転期間延長認可に係る審査基準の概要

(1) 原子炉等規制法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は，実用炉則114条（乙B第2号証・102ページ）である。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（引用者注：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〔平成25年原子力規制委員会規則第6号〕）に定める基準に適合」することを要求している。

そして，実用炉則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ものとして，運転期間延長審査基準（乙B第10号証）が定められており，上記基準の要求事項を満たせば，上記実用炉

則 1 1 4 条における要求事項を満たすことになる。

- (2) 運転期間延長審査基準は、審査に当たって確認すべき事項として、①運転期間延長認可の時点において、当該時点において適用されている原子炉等規制法 4 3 条の 3 の 1 4 の技術上の基準（技術基準規則）に適合させるために必要となる同法 4 3 条の 3 の 9 及び同条の 3 の 1 0 に掲げる工事の計画が全てこれらの規定に基づく認可等の手続により確定していること、②実用炉則 1 1 3 条 2 項 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（劣化状況評価、後記(3)参照）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・構造物が運転期間延長審査基準記載の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 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を定めている（乙 B 第 1 0 号証・1 ページ）。

もっとも、上記②については、これに適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、運転期間延長審査基準を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合には、これを排除するものではないこととされている（同号証・同ページ）。

- (3) 上記の運転期間延長審査基準の要求事項②にいう実用炉則 1 1 3 条 2 項 2 号における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（劣化状況評価）の結果が記載された書類（以下「劣化状況評価書」という。）は、運転期間延長に係る認可の申請書に添付される（実用炉則 1 1 3 条 2 項 柱書及び同項 2 号）。

そして、運転期間延長認可申請運用ガイドにおいては、劣化状況評価の記載内容について評価の対象とする機器・構造物及び評価手法は、実用炉

則 8 2 条 2 項に規定する運転開始後 4 0 年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設についての経年劣化に関する技術的な評価，すなわち高経年化技術評価におけるものと同様とすることとされている（運転期間延長認可申請運用ガイド 3. 2 (1)〔乙 B 第 5 5 号証・5 ページ〕）。

上記の高経年化技術評価の審査に当たっては，高経年化対策実施ガイド（乙 B 第 5 6 号証）及び実用発電用原子炉施設における高経年化対策審査ガイド（乙 B 第 5 7 号証。以下「高経年化対策審査ガイド」という。）が内規として存在し，これらを参考として，その技術的妥当性が確認されることとなる。

4 高経年化技術評価（劣化状況評価）審査の概要

(1) 高経年化対策実施ガイドは，発電用原子炉設置者が実施する高経年化技術評価等の結果を透明性，実効性を確保しつつ審査するため，対象とすべき機器及び構造物の範囲を明確にし，高経年化対策の基本的要求事項を定めるものである（乙 B 第 5 6 号証）。また，高経年化対策審査ガイドは，発電用原子炉設置者が実施した高経年化技術評価等に対する個別の視点・着眼点を定めるものである（乙 B 第 5 7 号証・1 4 ページ）。

(2) 高経年化対策実施ガイドは，高経年化技術評価について，安全機能を有する機器・構造物に発生しているか，又は発生する可能性のある全ての経年劣化事象の中から，高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出し，これに対する機器・構造物の健全性について評価を行うとともに，現状の保守管理が有効かどうかを確認し，必要に応じ，追加すべき保全策を抽出することとする（高経年化対策実施ガイド 1. 2〔乙 B 第 5 6 号証・1 ページ〕）。

具体的には，高経年化技術評価の機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象を抽出し，その発生・進展について評価（健全性評価）を行い，中性子照射脆化（後記第 3），電気・計装品の絶縁低下

(後記第2)等の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出する。その際、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：2008」(乙E第13号証。以下「PLM基準2008版」という。)の「6.3.2評価対象事象」及び「6.3.3.1部位・経年劣化事象の抽出」を用いることができるとしている(高経年化対策実施ガイド3.1④〔乙B第56号証・4ページ〕)。

抽出された高経年化対策上着目すべき経年劣化事象については、運転開始後40年間に運転延長期間を加えた期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ現状の保守管理に追加すべき保全策(以下「保全追加策」という。)を抽出する(高経年化対策実施ガイド3.1⑤〔同号証・4及び5ページ〕)。

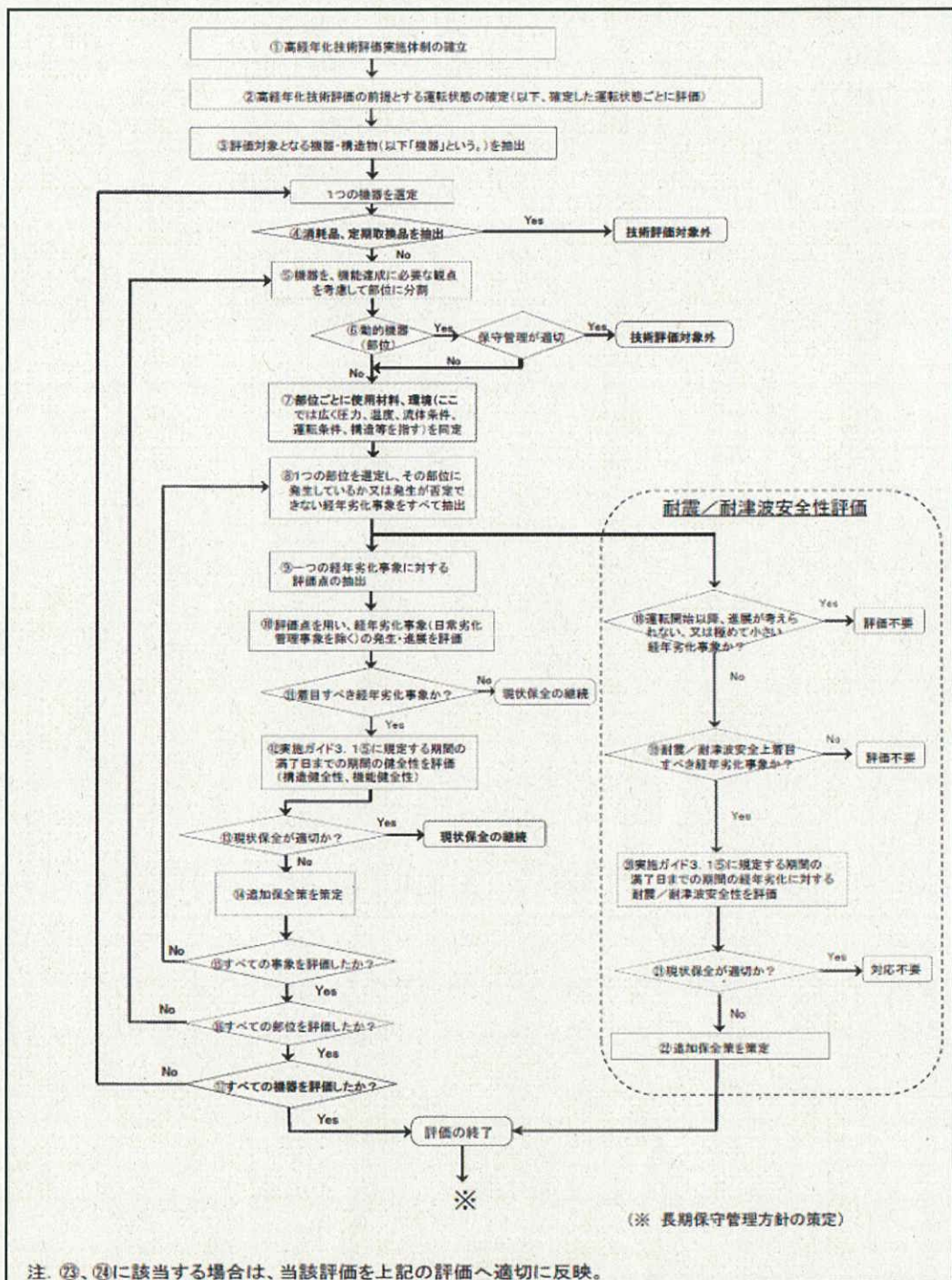
- (3) 高経年化技術評価においては、機器・構造物の運転実績データに加えて、国内外の原子力発電プラントにおける事故・トラブルやプラント設計・点検・補修等のプラント運転経験に係る情報、経年劣化に係る安全基盤研究の成果、経年劣化事象やそのメカニズム解明等の学術情報、及び関連する規制・規格・基準等の最新の情報を適切に反映することが要求される。この場合、PLM基準2008版の「3 最新知見及び運転経験の反映」を用いることができる(高経年化対策実施ガイド3.1③〔乙B第56号証・3及び4ページ〕)。

PLMにおける最新の知見の調査は、産学界から偏りのないメンバー選定の下に、公衆審査を経るなど公正、公平、公開を重視したものとなり、その調査範囲は、発行時点における最新の技術的な知見が集約・反映された公共財的な性格を持つものと評価することができる社団法人日本

*1 Plant Life Management 高経年化対策

機械学会，社団法人日本電気協会，社団法人日本原子力学会で策定される規格・基準などの標準類が含まれる（PLM基準2008版3.2.1及び同解説3〔乙E第13号証・4及び85ページ〕）。

- (4) 以上の要点を踏まえつつ，高経年化技術評価の審査に当たっては，下記図1（乙B第57号証・13ページ）に示す標準的な流れに従い，高経年化対策審査ガイドに規定される視点，着眼点に注意しながら行われる。



【図1】「高経年化技術評価の標準的な流れ」

第2 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制及び適合性審査の合理性

1 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の合理性

(1) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の概要

前記第1の3(10ページ以下)で述べたとおり、原子力規制委員会は、運転期間延長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、延長を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、上記認可をすることができ(原子炉等規制法43条の3の32第5項)、上記基準は実用炉則114条であるところ、同条は、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ことを要求しており、運転期間延長認可申請に対する審査において、上記の適合性を判断するに当たって確認すべき事項をまとめた内規として、運転期間延長審査基準が定められている。

そして、運転期間延長審査基準は、電気・計装設備の絶縁低下に関する要求事項として、点検検査結果による健全性評価の結果、評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないこと、環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないことを求めている(乙B第10号証・3ページ)。

(2) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制の合理性

前記(1)で述べたとおり、電気・計装設備の絶縁低下に係る規制は、環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないことなどを要求するものであり、適切な規制がされているといえる。

そして、前記第1の3(3)(11ページ以下)で述べたとおり、劣化状況評価における機器・構造物及び評価手法は高経年化技術評価におけるものと同様であるところ、前記第1の4(2)及び(3)(12ページ以下)で述べたとおり、高経年化対策実施ガイドにおいては、電気・計装設備の絶縁低下等の高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を抽出した上で、運転開始後40年間に運転延長期間を加えた期間の満了日までの期間について機器・構造物の健全性評価を行うとともに、必要に応じ保全追加策を抽出することとされており、その際、経年劣化に係る安全基盤研究の成果や関連する規制・規格・基準等の最新の情報を適切に反映することとされているのであって、これにより、劣化状況評価を適切に行うことが可能である。

したがって、電気・計装設備の絶縁低下に係る規制は合理的なものというべきである。

(3) 電気・計装設備の絶縁低下に係る規制が不合理であるとする原告らの主張に理由がないこと

ア 原告らの主張

原告らは、運転期間延長審査基準で規定されている「絶縁低下」という指標は極めて把握しにくいものであるため、実際にはケーブルの経年劣化指標としては、「破断時の伸び」という代替指標が用いられているのであって、有意な絶縁低下が生じないことを基準とする延長の審査基準は基準として不合理であるなどと主張しており、被告に対し、絶縁低下そのものではなく代替指標である破断時の伸びを基準とすることの合理的根拠を主張立証されたいなどとしている(原告らの2018(平成30)年3月16日付け準備書面(22)(以下「原告ら準備書面(22)」という。)第4の1(3)及び第5・9及び14ページ)。

イ 原告らの主張は電気・計装設備の絶縁低下に係る基準等を正解しないものであり、理由がないこと

(7) しかしながら、前記(1)で述べたとおり、運転期間延長審査基準は、電気・計装設備の絶縁低下に関する要求事項としては、環境認定試験による健全性評価の結果、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備に有意な「絶縁低下」が生じないことなどを求めているのであり、これを受けて、当然のことながら、実際の審査においても上記の「絶縁低下」の有無が基準とされている（後記2(1)・19ページ以下参照）。

このように、「絶縁低下」の代替指標として、「破断時の伸び」を基準としているなどの事実はなく、原告らの上記主張は、事実を誤認したものといわざるを得ず、理由がない。

(4) また、そもそも、絶縁低下が指標として把握しにくいものであるという原告らの主張は失当である。後述するとおり、参加人は、本件各原子炉に係る運転期間延長認可申請に際し、ケーブルの絶縁低下について、ACAガイドにおいて示されている健全性評価の手法によって適切に有意な絶縁低下が生じないことを把握しているのであり、絶縁低下の有無については、このような手法によって適切に把握することが可能なものである（後記2(1)イ・20ページ以下参照）。

この点について、原告らは、独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）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（以下「JNES-SSレポート」という。乙E第14号証・4ページ注1）における「ケーブルに要求される信号伝送機能等を維持するには絶縁体の絶縁機能が維持される必要があり、この機能は絶縁抵抗や破壊電圧により確認することができるが、絶縁抵抗や破壊電圧は経年劣化指標として捉えがたいパラメータである。」との記載を根拠に、絶縁低下が把握し難いもので

あると主張しているようである。しかしながら、上記記載は、「絶縁抵抗（中略）は経年劣化指標として捉えがたい」と経年劣化の指標として「絶縁抵抗」を採用することの適否を述べるのみであり、「絶縁低下」そのものが捉え難いとするものではない。

上記の記載は、一般的に、電気ケーブルの絶縁抵抗等の悪化は、経年劣化が一定程度進行した時点で急激に生じることが多く、一定の時点までは絶縁抵抗等の変化は大きくはみられないことから、研究において作成した劣化供試体の経年劣化の度合いを把握するための指標としては電気ケーブルの経年劣化の度合いないし進行の程度をみる指標としては絶縁抵抗等はふさわしくないという趣旨であると思われ、電気ケーブルの絶縁低下を把握することが難しいとしているものではない。

このように、原告らの主張は、JNES-SSレポートの上記記載の内容を正解しないものであり、このような観点からも、理由がない。

2 電気・計装設備の絶縁低下に係る審査及び判断の過程の合理性

(1) 本件運転期間延長認可処分に係る電気・計装設備の絶縁低下に係る審査及び判断の過程は合理的であること

ア 原子力規制委員会は、本件各原子炉に係る点検検査結果による健全性評価についての参加人の申請内容について、次の事項を確認した（乙C第9号証の1及び2・各18ページ）。

(7) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位は、高経年化対策実施ガイドにおける「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」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において安全機能を有する構造物、系統及び機器として定義されるクラス1、2及び3の機能を有するもの（実用炉則別表第2において規定される浸水防護施設に属

する機器及び構造物を含む)並びに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年原子力規制委員会規則第5号)第43条第2項に規定される常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物の全てとすることという記載に沿って抽出された(乙C第9号証の1及び2・各6及び7ページ参照)電気・計装設備を対象としていること

(イ) 現状の保守管理

現状の保守管理として,絶縁診断等の点検検査が実施され,傾向管理を行うことにより有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替え等の管理が実施されていること

(ウ) 評価

a 評価手法

点検検査結果による健全性評価として,評価対象機器ごとに現状の保守管理による絶縁低下傾向の管理ができているか確認を行っていること,絶縁低下傾向の管理として,点検検査の実施,絶縁低下の状況の傾向把握,有意な絶縁低下と判断する値の設定及び有意な絶縁低下と判断する値に達する前に取替え等の管理を行っていること

b 評価結果

評価の結果,評価対象の電気・計装設備に有意な絶縁低下が生じないように絶縁低下傾向の管理を行っていることが確認されたこと
イ また,被告第7準備書面第4の2(2)ウ(84ないし86ページ)において述べたとおり,原子力規制委員会は,環境認定試験による健全性評価に係る参加人の申請について,次の事項を確認した(乙C第9号証の1及び2・各18及び19ページ)。

(7) 評価対象機器等の抽出

評価対象機器及び部位は、設計基準事故環境下で機能が要求される電気・計装設備及び重大事故等環境下で機能が要求される電気・計装設備を抽出していること

(4) 評価

a 前提条件

評価代表部位は、電圧区分、形式、設置場所、絶縁材料等によりグループ化した中から使用条件が厳しいものを抽出していること、評価に用いる通常運転時の放射線量及び温度は、布設箇所周囲の実測値を用いていること。また、設計基準事故及び重大事故等における放射線量、温度及び圧力は、工事計画認可記載の値を用いていること

b 評価手法

環境認定試験による健全性評価は、高経年化技術評価で実績のある「IEEE Standard for Qualifying Class I E Equipment for Nuclear Power Generating Stations」(IEEE Std323-1974)等のIEEE規格、社団法人電気学会「電気学会技術報告(Ⅱ部)第139号原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案」及びACAガイドを用い、有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間を求めていること、評価に用いたケーブルの劣化特性は、独立行政法人原子力安全基盤機構「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」(平成21年7月)にある、温度及び放射線量に応じた劣化進行度合いの実験結果を用いていること

c 評価結果

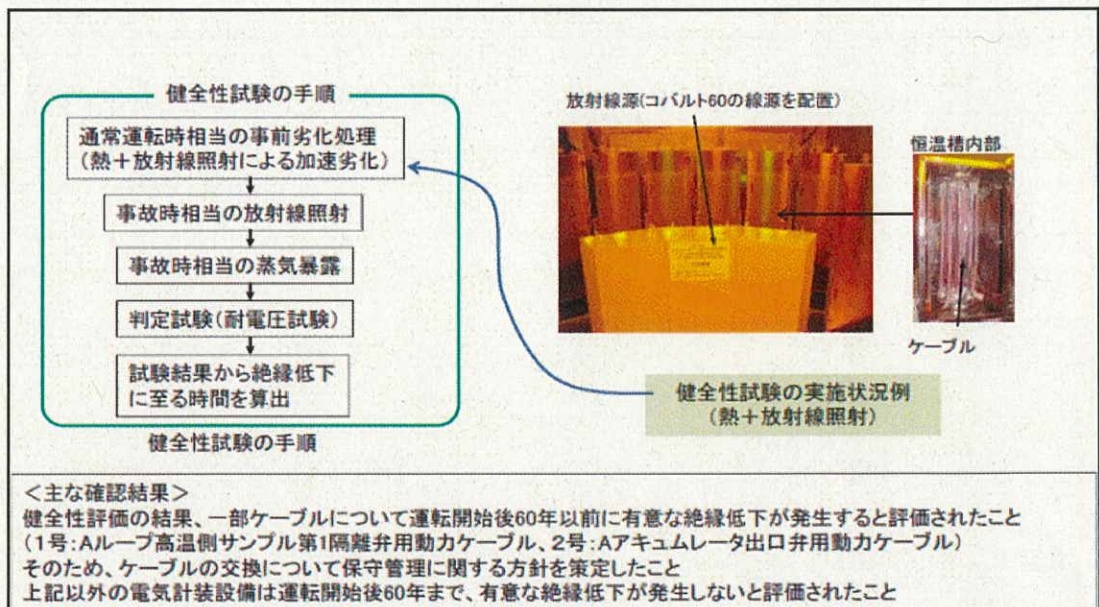
高浜発電所1号炉につき「Aループ高温側サンプル第1隔離弁用動力ケーブル」で、高浜発電所2号炉につき「Aアキュムレータ出

口弁用動力ケーブル」で、それぞれ有意な絶縁低下と判断する値となるまでの期間は、運転開始後60年未満であったこと。そのため、保守管理に関する方針を策定したこと。それ以外の機器は運転開始後60年以上であったこと

(ウ) 保守管理に関する方針

評価の結果、要求事項を満足しない部位については、高浜発電所1号炉につき、中長期（平成26年11月14日から10年間）の保守管理に関する方針として、高浜発電所2号炉につき、短期（平成27年11月14日から5年間）の保守管理に関する方針として、それぞれ「低圧ケーブルの絶縁低下については、ACAガイドに従った長期健全性評価結果から評価期間に至る前に取替えを実施する」と設定していること

ウ 原子力規制委員会は、上記ア及びイを確認し、前記1(1)(16ページ)の要求事項を満たし、原子炉等規制法43条の3の32第5項に定める基準に適合していることを確認した(図2)。



【図2】低圧ケーブルの絶縁低下に関する劣化状況評価

エ 前記1（16ページ以下）で述べたとおり、原子炉等規制法43条の3の32第5項及び運転期間延長審査基準による電気・計装設備の絶縁低下に係る規制は合理的なものであるところ、上記の事情からすれば、本件運転期間延長認可処分に係る審査は、そのような合理的な規制への適合性を適切に判断したものであって、上記審査及び判断の過程もまた合理的であるというべきである。

(2) 参加人により行われた健全性評価は基準に適合しないなどとする原告らの主張は理由がないこと

ア 原告らの主張

原告らは、ケーブルの絶縁低下に関する健全性の指標として、絶縁低下に代えて、「破壊時の伸び」を指標として評価することを前提とした上で（訴状第10章第1の2(3)イ(イ) b・108ページ〔なお、該当ページは平成28年10月5日付け訴状による。以下同じ。〕）、本件各原子炉について実際に行われた評価は、要求されている評価基準を満たさないなどと主張する（訴状第10章第1の2(4)イ・109ページ及び原告ら準備書面(22)第4の2(1)・9ページ）。

イ ACAガイドによる健全性評価の手法は合理的なものであり、これに基づいた参加人の健全性評価もまた合理的なものといえること

(7) しかしながら、前記1(3)イ(17ページ以下)において述べたとおり、ケーブルの健全性の指標として絶縁低下に代えて「破断時の伸び」を用いるべきとする合理的な根拠はなく、原告らの上記主張は、その前提において理由がない。

(4) また、原告らは、運転開始後3.0年時点におけるケーブル破断時の伸び率の低下や（訴状第10章第1の2(4)イ・109ページ）、ケーブル破断時の伸び率から導かれる劣化処理年数にばらつきが存在する

可能性（原告ら準備書面（22）第4の2（2）オ・12ページ）を根拠に、参加人の実施した健全性評価が、要求されている評価基準を満たさないなどと主張しているものと解されるが、いずれも具体的な根拠もなく抽象的な可能性を述べて、参加人が行ったケーブルの健全性評価を論難するものにすぎず、理由がない。

(ウ) この点、参加人は、高経年化対策実施ガイドが求める最新知見の反映（同ガイド3.1③〔乙B第56号証・3及び4ページ〕）への対応として、ACAガイドに基づく健全性評価を実施しているところ、ACAガイドは、原子力プラントにおける使用条件に即したケーブルの経年劣化評価手法を確立することを目的とした研究成果を踏まえ、JNESにより取りまとめられたものであり、合理的なものである。

すなわち、ACAガイドは、ケーブルが通常運転時の供用期間を経た後に設計基準事故の環境条件下においても期待される安全機能を遂行できることを検証するための最適な方法として、型式試験を挙げている（乙E第15号証・5ページ）。同ガイドにおいて示されている型式試験の手順は、①劣化処理前の供試ケーブルについて、状態を確認するための機能試験を実施し（初期機能試験）、②供試ケーブルに検証寿命相当の経年劣化を付与するため、検証寿命期間中の通常運転時の運転条件を模擬した環境等に供試ケーブルを曝し（劣化処理）、③劣化処理後の供試ケーブルについて、状態を確認するための機能試験を実施し（劣化処理後機能試験）、④供試ケーブルを設計基準事故における運転条件を模擬した環境等に曝し（事故時環境試験）、⑤事故時環境試験後の供試ケーブルについて、その状態を確認するための機能試験を実施し（最終機能試験）、⑥供試ケーブルが期待される安全機能を遂行できるか否かを判断するため、健全性判定試験を実施する（健全性判定試験）というものである（同号証・6及び7ページ）。

また、当該供試ケーブルの健全性判定試験として、耐電圧試験を実施し、絶縁破壊が生じなければ、通常運転時の検証寿命期間を経た後、設計基準事故等の環境状況においても期待される安全機能を遂行できると判定することとしている（同号証・8ページ）。

このように、ACAガイドにおいて示されている健全性評価の手法は、ケーブルが通常運転時の供用期間を経た後に設計基準事故の環境条件下においても期待される安全機能を遂行できることを検証する合理的なものであり、これに基づいて行われた参加人による健全性評価もまた合理的なものというべきである。

他方、原告らの上記主張は、上記のとおり、その前提において理由がないか、参加人が行ったケーブルの健全性評価について、具体的な根拠もなく抽象的な可能性を述べて、その評価が不十分である旨主張するものであって、理由がない。

(3) 参加人の行った健全性評価の判定基準に問題があるとする原告らの主張は理由がないこと

ア 原告らの主張

原告らは、参加人がACAガイドを用いて行った低圧ケーブルの健全性の評価方法について、JNES-SSレポートによれば、JISの耐電圧試験をクリアしたケーブルでも、IEEEの耐電圧試験で不良を起こすものがあるのだから、参加人が健全性判定基準として用いたJISの耐電圧試験は、試験として甘いものである旨主張している（訴状第10章第1の2(3)イ(イ)a・108ページ及び原告ら準備書面(22)第4の1(2)ア・8ページ）。

原告らの上記主張の趣旨は判然としないが、原告らが問題としている健全性評価の方法は、参加人が難燃KKケーブル及び難燃PHケーブルに関して用いたものであることからすれば、原告らは、参加人が用いた

難燃KKケーブル及び難燃PHケーブルに関する健全性評価の方法について、問題視しているものと解される。

イ 参加人が健全性評価で参照した試験データの耐電圧試験条件は、本件各原子炉施設における実際の使用条件と比較しても十分保守的な条件となっており、原告らの主張には理由がないこと

(7) しかしながら、平成30年10月9日付け参加人準備書面(8)(以下「参加人準備書面(8)」という。)第3の2(3)イ(14ないし16ページ)において述べられているとおり、ACAガイドでは、JISで規定される耐電圧試験を実施することとされているところ、原告らが指摘するJNES-SSレポート自体が、「JISは製品規格であり、供用期間を考慮すれば十分保守的である」ことなどから、「ケーブル経年劣化評価試験における健全性判定基準は、JISで規定される耐電圧試験を適用することが妥当である」としており(丙E第1号証・248ページ)、低圧ケーブルの健全性評価について、JISの耐電圧試験を用いることは合理的なものといえる。また、実際に参加人がACAガイドに基づく低圧ケーブルの健全性評価で参照した試験データの耐電圧試験条件(1500V-1分間)は、本件各原子炉で使用されている難燃PHケーブル(低圧ケーブル)の実際の使用条件(交流600V以下、直流750V以下)と比較しても、十分保守的な条件となっている。したがって、この観点からも、JISの耐電圧試験を用いた健全性評価方法は合理的であるといえる(丙B第1号証・50ページ、乙E第16号証・27ページ、乙E第17号証・27ページ)。

さらに、参加人は、電気学会推奨案に基づく健全性評価として、原告らの指摘するIEEEの耐電圧試験と同様の耐電圧試験条件(2600V-5分間)の試験データを参照した健全性評価も行い(乙E第

16号証・21及び23ページ，乙E第17号証・21及び23ページ)，低圧ケーブルが運転開始後60年時点においても，絶縁機能を維持できることを確認している（乙C第16号証・17ページ，乙C第17号証・17ページ）。

以上からすれば，参加人の行ったケーブルの健全性評価は，適切な手法を用いたものであって，合理的なものというべきである。

(イ) なお，原告らが上記主張の根拠とするJNES-SSレポートに記載されている実験結果は，JNESが研究目的のため，ケーブル健全性評価の規格・基準では規定されていない，JISの耐電圧試験とIEEEの耐電圧試験を連続で行った試験であり（甲E第3号証・134ないし136ページ），このような試験において不良を起こすものがあったという事情のみをもって，参加人の行ったケーブルの健全性評価の方法に問題があるということとはできない。

(ロ) 以上のとおり，原告らの上記主張には，何ら理由がない。

(4) 高圧コネクタ接続についての参加人の説明は矛盾しており，これを追認した被告の審査に問題があるとする原告らの主張は理由がないこと

ア 原告らの主張

原告らは，参加人が，高圧コネクタ接続について，健全性評価として「長期健全性評価を実施していないため，絶縁低下の可能性は否定できない」としながらも，総合評価として「絶縁低下は絶縁抵抗測定で検知可能であり，点検手法として適切」とし，高経年化への対応として「絶縁抵抗測定を実施していく」としたことは，電気ケーブルについて事故時の絶縁低下を予測困難と認めたことと説明が矛盾しており，これを追認した被告の審査には問題があると主張する（原告ら準備書面（22）第4の2（3）ウ・13ページ）。

イ 被告は，参加人の方針が高経年化対策実施ガイド等に整合したもので

あることを確認しており、原告らの主張には理由がないこと

(7) しかしながら、そもそも、参加人が電気ケーブルについて事故時の絶縁低下を予測困難と認めたという事実はなく、原告らの主張は前提を誤ったものであって失当である。

(4) また、前記1(3)イ(17ページ以下)で述べたとおり、原告らは、JNES-SSレポートにおける記載を根拠に絶縁低下が把握し難いものであると主張しているようであるが、電気ケーブルの絶縁低下が把握し難いものとはいえないことも既に述べたとおりである。

(5) これらの点をおくとしても、参加人準備書面(8)第3の2(3)イ(14及び15ページ)において述べられているとおり、参加人の説明は、高圧コネクタは、事故時においても高温水蒸気や高放射線の環境に曝されることはないため、環境認定試験による健全性評価を行う必要はないものの、絶縁低下の可能性は否定できないことから、絶縁抵抗測定を実施していくこととしたとするものであって、参加人の説明に何ら矛盾するところや不合理な点は見当たらない。

(6) 以上のとおり、原告らの上記主張には、何ら理由がない。

第3 中性子照射脆化に係る規制及び適合性審査の合理性

1 中性子照射脆化及びその評価に係る基礎知識

中性子照射脆化に係る規制及び本件適合性審査の合理性を主張するに当たり、まずその前提となる基礎知識について、以下説明する。

(1) 中性子照射脆化とは

一般的に、原子炉容器の鋼材は、中性子の照射を受けると微細な欠陥が

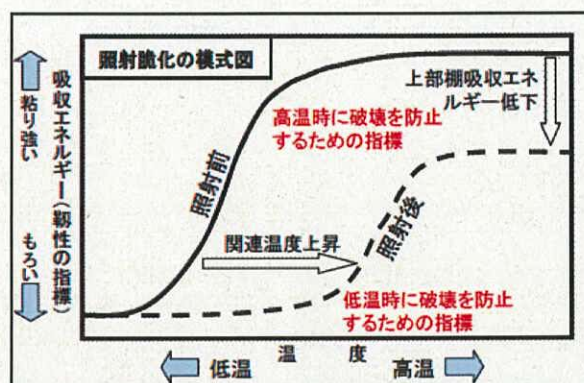
できるなどの組織変化が生じ、粘り強さを失い脆くなり、延性^{*2}や破壊靱性^{*3}が低下する（乙E第18号証・3ページ）。このような現象を、中性子照射脆化という。中性子照射脆化により、材料には様々な特性の変化が発生するが、以下では、特に関連温度の上昇（後記(2)）及びそれに伴い原子炉容器^{*4}の破壊の直接の原因となる加圧熱衝撃（後記(3)）について説明する。

(2) 関連温度の上昇とは

上記のとおり、原子炉容器の鋼材は、中性子の照射を受けると、粘り強さが低下して脆くなる（脆化）が、その脆さは、鋼材の温度によっても変化する（図3）。

すなわち、原子炉容器の鋼材は、高温では延性に富み柔らかく粘り強い。

そのため、上記鋼材は、一定以上の力がかかった場合に、鋼材が伸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



【図3】 照射脆化の模式図^{*5}

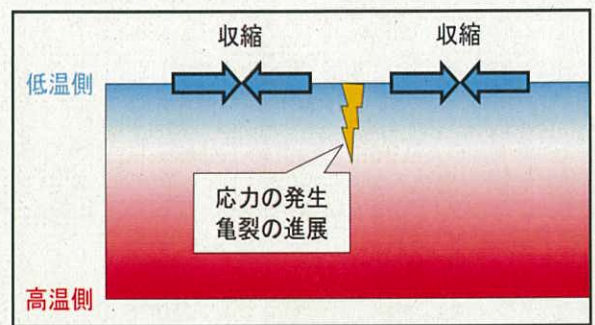
- *2 物体が、弾性限界（力を加えられ変形した物体が、その力を除去した際に元の形に戻る限界の力）をこえて、破壊されずに引き延ばされる性質。
- *3 衝撃試験等の破壊靱性試験から求められた、力に対して材料が破壊されずに耐えられる性質。
- *4 PWRでは原子炉容器と呼ばれるが、BWR型の炉では原子炉圧力容器と呼ばれるため、文書により名称が混在している場合がある。本書面では、原子炉容器に統一する。
- *5 図の縦軸は、靱性（材料の粘り強さ）の指標であり、図の上方ほど粘り強くなる。図の横軸は、材料の温度であり、図の右方ほど温度が高くなる。実線で示された中性子照射前の線は、比較的低温側でも粘り強くなっているが、破線で示された中性子照射後の線は、比較的高温側でないと粘り強くならなくなっており、材料の性質が変化している。これが、関連温度の上昇である。

ある。このように鋼材の性質が変わる状態を表す指標を関連温度という。

この関連温度は、原子炉容器の鋼材が中性子照射を受けることによって脆化が進行することに伴い、上昇する傾向を示す（乙E第18号証・2ページ）。これは、鋼材が中性子照射を受けると、照射前に比して、より高い温度であっても、延性が低下し、硬く脆くなる（粘り強さが低くなる）ということである。

(3) 加圧熱衝撃とは

一般的な物体は、高温では膨張し、低温では収縮する。物体が急冷されると、物体の内部が高温にも関わらず、物体の表面が低温となり収縮するため、物体の表面が引っ張られるような力（引張応力）が発生する。



【図4】 応力の発生イメージ図

この力が亀裂のある部分に作用すると、亀裂が進展して物体が破損するおそれがある（図4）。

加圧水型原子炉（PWR）における加圧された運転状態（通常運転の状態）においては、事故の際、非常用炉心冷却系の設備が作動して、冷却水が原子炉容器に注水される。その際、原子炉容器の内面が急激に冷却されることで、図4のような現象が発生し、原子炉容器の内面に強い引張応力が発生する。この現象を、加圧熱衝撃（PTS）^{*6}という。

中性子照射を受け、関連温度が上昇した原子炉容器において、その内面に亀裂があった場合、加圧熱衝撃により発生した引張応力が亀裂に作用することで、亀裂が進展し、原子炉容器が損傷するおそれがある。

*6 Pressurized Thermal Shockの略

一方で、亀裂がない場合は、加圧熱衝撃により引張応力が発生しても、その応力により伸展する亀裂がないため、原子炉容器の損傷は発生しない（丙E第2号証・2ページ）。

2 中性子照射脆化に係る規制の合理性

(1) 中性子照射脆化に係る規制の概要

ア 前記第1の3（10ページ以下）において述べたとおり、原子炉等規制法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、実用炉則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。

イ そして、技術基準規則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。

(7) 技術基準規則14条

a 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B第4号証・10ページ）、同規則14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の確認試験方法（JEAC4206-2007）」（JEAC4206）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B第9号証・29及び30ページ）。

b また、技術基準規則14条の解釈4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、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）」（以下「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7」という。）、「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〕」（以下「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7〔2010年追補版〕」という。）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〕」（J E A C 4 2 0 1。これら三つについて、以下「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズ」という。）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を示している（乙B第9号証29及び30ページ）。

- c. そして、J E A C 4 2 0 6及びJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7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E第19号証及び第20号証）。J E A C 4 2 0 6及びJ E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7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（J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7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、J E A C 4 2 0 6につき乙E第22号証）。

(4) 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（後記(2)イ(i)・35ページ以下参照）に係る要求事項を規定するものである。

- ウ. 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運転期間延長審査基準（乙B第10号証）は、中性子照

射脆化の項目における加圧熱衝撃評価に関する要求事項として、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靱性値（原子炉容器の炉心近くの内面〔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B第10号証・2ページ）。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一部（加圧熱衝撃評価に係るもの）が満たされることになる。

加圧熱衝撃評価に係る具体的な評価手法については後記(2)で詳述する。

エ さらに、前記第1の2（9ページ以下）で述べたとおり、実用炉則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運転期間延長認可申請運用ガイドにおいては、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示している（乙B第55号証・2ページ）。

(2) 中性子照射脆化に係る審査のうち加圧熱衝撃評価に係る評価手法

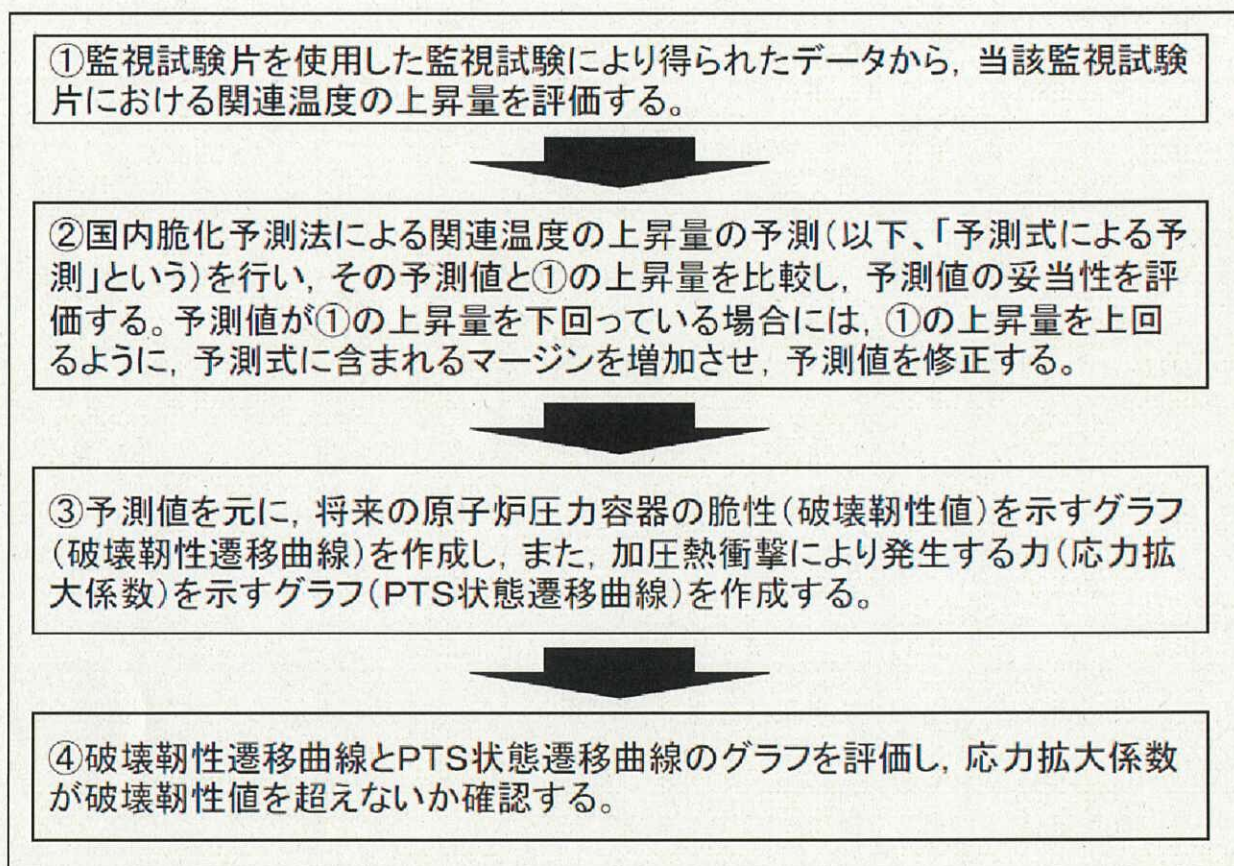
ア 中性子照射脆化に係る審査のうち加圧熱衝撃評価に係る評価手法の概要

前記(1)ウで述べたとおり、運転期間延長認可に係る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靱性値が応力拡大係数を上回ること。」とされている（乙B第10号証・2ページ）。

この審査基準は、上記のとおり、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が上昇していたとしても、原子炉容器の炉心近くの内面（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靱性値）を、加圧熱衝撃による力（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。

加圧熱衝撃評価の流れは、以下のとおりとなる。



【図5】 加圧熱衝撃評価の流れ

イ 関連温度の上昇量の予測について

図5の①及び②における、関連温度の上昇量の予測に係る評価手法について、以下解説する。

(7) 引用されている民間規格の概要

J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズ (前記 (1) イ (7) b ・ 3 1 ページ以下) は、関連温度の上昇量 (移行量) の予測に係る評価手法を示しており、また、J E A C 4 2 0 6 (同 a ・ 3 1 ページ) は、破壊靱性の確認試験方法を示している。

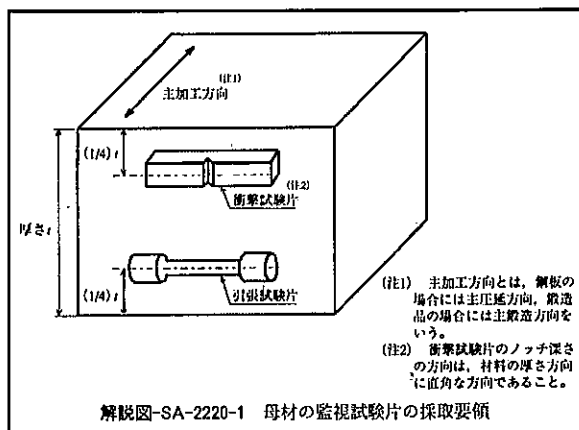
J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズでは、監視試験によって得られたデータに基づき、当該監視試験に使用された監視試験片の関連温度の上昇量を評価し (後記 (イ))、更に国内脆化予測法によって将来の関連温度上昇量を予測 (いわゆる予測式による予測) する手法が規定されている (後記 (ウ))。

(イ) 監視試験について (図 5 の①)

a 監視試験の概要

監視試験は、原子炉容器の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関連温度等の性質について、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 2 3 号証 ・ 1 ページ)。

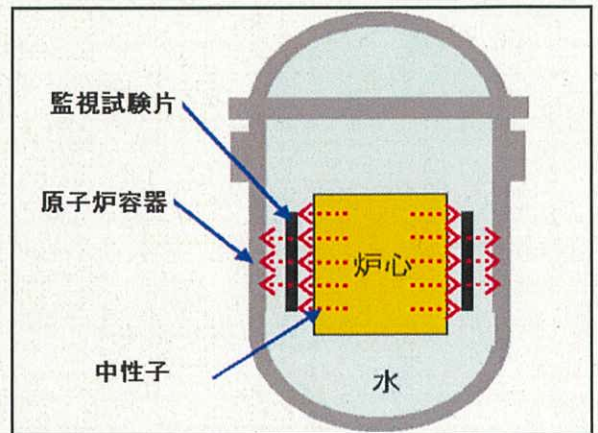
監視試験の実施のために、原子炉容器の製造時に、その原子炉容器を製造した鋼材



【図 6】 監視試験片の採取のイメージ

の一部から、監視試験片を作製する（図6）。

監視試験片は、原子炉容器の内部に設置される（図7，乙E第18号証・30ページ）。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



【図7】 監視試験片の配置イメージ

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る。

監視試験片の中性子照射量は、PWRでは、原子炉容器内面の位置に換算すると、最新実績で約1.3～4.4倍程度である（乙B第58号証・4ページ）。

このように、監視試験片は、原子炉容器と同じ鋼材で、かつ、原子炉容器より中性子照射量が多いものであるため、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しているものとなる。

このように、監視試験片は、原子炉容器の脆化がどのように進んでいるかを把握するために用いられるものである。その具体的な試験方法は、監視試験片について、下記の引張試験や衝撃試験等の試験を実施し、中性子照射前の状態における同様の試験結果と比較するというものである。監視試験片は、原子炉容器内に複数格納した上でこれを計画的に取り出し、それぞれ上記の試験方法による監視試験が実施される。

(a) 引張試験とは

引張試験とは、金属材料を両端から引っ張るように力を加え、当該金属材料が、どの程度の力でどの程度延びるか、どの程度の力で破断するか等の性質を調査するための試験であり、J E A C

4201-2007では、日本工業規格JIS・Z・2441(1998)「金属材料引張試験方法」が採用されている(乙E第23号証・8ページ)。

(b) 衝撃試験とは

衝撃試験とは、金属材料に衝撃を与え、金属材料が破断するまでにどの程度のエネルギーを吸収するか等の性質を調査するための試験であり、JEAC4201-2007では、日本工業規格JIS・Z・2442(2005)「金属材料のシャルピー衝撃試験方法」あるいはASTM⁷ E23-06“Standard Test Methods for Notched Bar Impact Testing of Metallic Materials”が採用されている(乙E第23号証・8ページ)。

b 監視試験による関連温度の上昇量の予測手法

監視試験では、まず監視試験片に照射された中性子の照射量を評価する。前記aで述べたとおり、監視試験片は、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しているものとなっており、監視試験片の配置に係る原子炉の設計によって異なるものの、監視試験片の中性子照射量は、PWRでは、原子炉容器内面の位置に換算すると、最新実績で約1.3~4.4倍程度である(乙B第58号証・4ページ)。このように、監視試験により将来の原子炉容器の関連温度を予測することができる(例えば、運転開始後、35年目に実施した監視試験における高浜1号機及び高浜2号機の監視試験片は、1号機では運転開始後約54年時点、2号機では運転開始

*7 The American Society for Testing and Materials

後約51年時点の中性子照射量に相当する値である〔参加人準備書面(8)・19ページ〕。

そして、関連温度の上昇量(JEAC4201-2007においては、 ΔRT_{NDT} と表現される。後記(ウ)参照)を評価するには、中性子照射前の監視試験片によるシャルピー衝撃試験において、吸収エネルギーが41J(ジュール:エネルギーの単位。)となる温度と、中性子照射後の監視試験片のシャルピー衝撃試験において、吸収エネルギーが41Jとなる温度の差を測定する(乙E第23号証・2ページ)。この温度差が、関連温度の上昇量となる。

(ウ) 国内脆化予測法について(図5の②)

a 国内脆化予測法による予測手法の概要

監視試験により評価した関連温度上昇量は、監視試験片の中性子照射量に相当する運転年数経過時の関連温度上昇量である。監視試験の結果には、ばらつきが存在するため、そのようなばらつきを踏まえて関連温度上昇量を保守的に評価する手法として、国内脆化予測法による予測手法が規定されている。また、当該予測手法を用いることによって、任意の運転年数時点での関連温度上昇量も評価することができる。

国内脆化予測手法は、予測式により ΔRT_{NDT} 予測値^{*8}を算出するものである(乙E第23号証・附B-1)。

b 国内脆化予測法による関連温度の上昇量の予測手法(図5の②)

*8 RT_{NDT} とは、J S M E 設計・建設規格のPVD-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。

(a) 関連温度の上昇量の予測値 (ΔRT_{NDT} 予測値) は、 ΔRT_{NDT} 計算値にマージン (M_R 予測値に保守性をも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、以下のとおりの式となる (乙E第23号証・附B-1の(2)の式。以下「予測式」という。)

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

そして、予測式における ΔRT_{NDT} 計算値を算出するための式があり、その式の元となるモデル式がある (以下「基本モデル式」という。乙E第58号証)。

基本モデル式は、脆化に影響するクラスター (脆化に影響する領域のこと) が形成されるまでの複雑なプロセスを、単純化したプロセス (基礎過程) に立脚した比較的簡単な数式として近似^{*9}した形で示すものとされている (乙E第18号証・12ページ)。

原子力規制委員会は、その専門技術的裁量に基づき、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^{*10}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B第59号証・8ページ)。

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

*9 解析の有効性を失わない範囲で、モデルや数式を単純化する行為。近似した式を近似式という。

*10 項が多数ある近似式。

定中性子照射量が、これまでに取り出された監視試験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としており（同号証・35ページ）、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。

(b) ΔRT_{NDT} 計算値には、中性子照射量や銅 (Cu) やニッケル (Ni) といった化学成分の含有量等のパラメータが必要となるが、JEAC 4201-2007 シリーズでは、そのパラメータを少しずつ変更して計算した結果を記載した一覧表が掲載されており、その表を基にして、 ΔRT_{NDT} 計算値を算出することとしている（乙E第23号証・附B-1ないし附B-41，乙E第24号証・1ないし40ページ）。

(c) また、上記(a)のとおり、 ΔRT_{NDT} 予測値に保守性をもたせるために、マージン (M_R) が設定されている。

このマージンについては、JEAC 4201-2007 及び同〔2010年追補版〕から同〔2013年追補版〕(JEAC 4201) に改正するに当たり、以下のとおり変更されている（乙E第24号証・14枚目）。

- JEAC 4201-2007 及び同〔2010年追補版〕
 - ・ 監視試験による ΔRT_{NDT} 実測値（37ページ脚注8参照）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 ΔRT_{NDT} 実測値が2個以上の場合：10℃（同号証・附B-2④）
- JEAC 4201-2007〔2013年追補版〕
 - ・ 監視試験による ΔRT_{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 ΔRT_{NDT} 実測値が2個以上の場合：18℃（同号証・2ページ④）

また、監視試験による ΔRT_{NDT} の実測値が、 ΔRT_{NDT} 予測値を上回った場合は、実測値を包絡するように M_R を定め直すこととしている（乙E第23号証・附B-2③）。

ウ 破壊靱性の確認

前記図5の③及び④（34ページ）における、破壊靱性の確認試験方法について、以下解説する。

(7) 引用されている民間規格の概要

破壊靱性の確認試験方法については、社団法人日本電気協会原子力によりJ E A C 4 2 0 6（乙E第25号証）が発行されており（前記(1)イ(ア)a・31ページ）、これについて、原子力安全・保安院及び独立行政法人原子力安全基盤機構が、技術的検討を行って技術評価書を制定し（乙E第22号証・1ページ）、同評価書は技術基準規則解釈に引用されている（乙B第9号証・29ページ）。

J E A C 4 2 0 6 においては、原子炉容器の加圧熱衝撃に係る評価手法を含めた破壊靱性の確認試験方法、試験の合格基準等が規定されている（乙E第25号証・1ページ）。

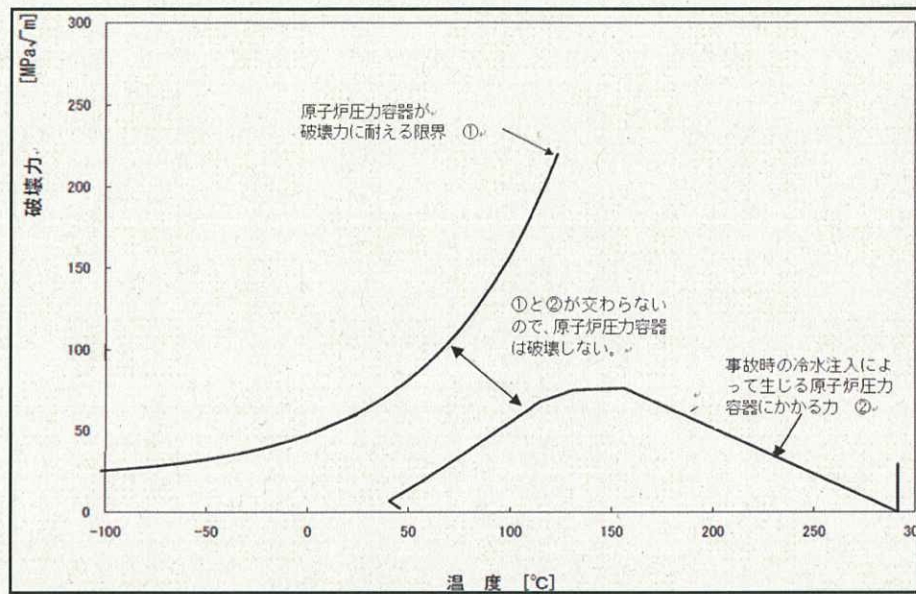
(4) 原子炉容器の加圧熱衝撃に係る評価手法

a 原子炉容器の加圧熱衝撃に係る評価手法の概要

原子炉容器の加圧熱衝撃（P T S・30ページ脚注6参照）に係る評価手法は、まず加圧熱衝撃による応力拡大係数（加圧熱衝撃による力）と金属材料の温度の関係の時間推移を示すP T S状態遷移曲線を設定し（乙E第25号証・附C-3、図8の②の線）、また、中性子照射による金属材料の関連温度の上昇量から、中性子照射による金属材料の破壊靱性の移行量を計算し、破壊靱性と金属材料の

温度の関係を示す破壊靱性遷移曲線を設定する（同号証・附C-3及び4，図8の①の線）。その際，原子炉容器炉心領域内表面に深さ10mm，長さ60mmの仮想欠陥を想定し，保守的な評価としている（同号証・附C-4）。

そして，PTS状態遷移曲線及び破壊靱性遷移曲線を一つのグラフに示し，PTS状態遷移曲線と破壊靱性遷移曲線が交差しなければ，加圧熱衝撃による力が，破壊靱性値を超えないということであるため，加圧熱衝撃事象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（同号証・附C-4及び5，図8）。



【図 8】 加圧熱衝撃の評価の例 (乙 E 第 1 8 号証・3 2 ページ) *11

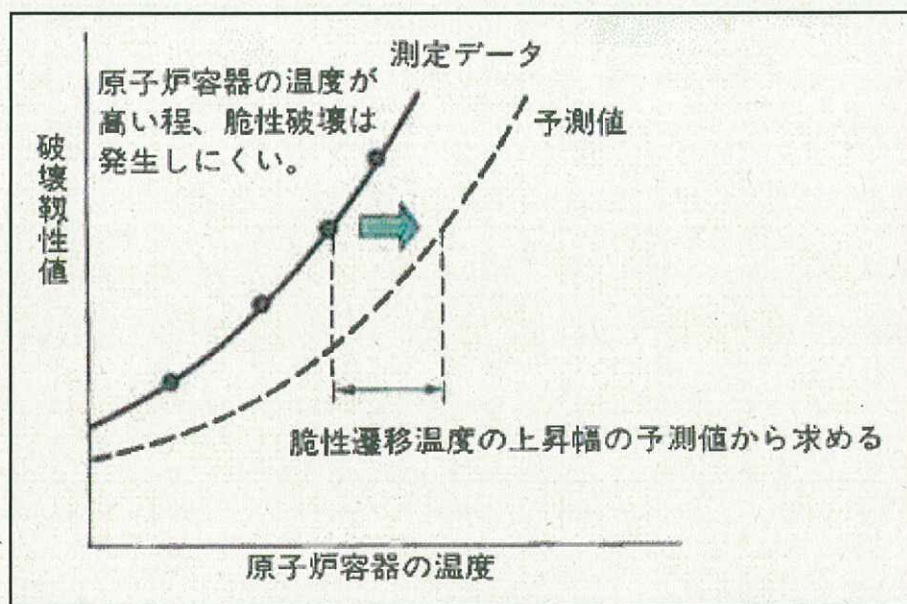
b 破壊靱性遷移曲線の設定 (図 5 の③)

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 (図 9 の黒点) する。

*11 図の縦軸は、力 (図では破壊力としている。応力拡大係数としては、加圧熱衝撃により原子炉容器に仮定した欠陥にかかる力、破壊靱性値としては、金属材料が破壊に耐えられる力) の指標であり、図の上方ほど力が大きくなる。図の横軸は、材料の温度であり、図の右方ほど温度が高くなる。①の線は、破壊靱性遷移曲線であり、金属材料の、各温度での破壊に耐えられる力を示したものである。②の線は、PTS 状態遷移曲線であり、事故により炉心に冷却水が注水された場合の、原子炉容器の温度変化と、各温度において発生する力の関係を示したものである。すなわち、事故発生前は冷却水が注水されていないので、原子炉容器は高温の状態であるが、事故が発生し冷却水が注入されると、原子炉容器が急冷され、低温へと変化する。その際に発生する力の大きさを示したものである。ある温度において、②の線が、①の線より上方にある場合は、加圧熱衝撃により発生する力が、破壊靱性値を上回るということとなるので、原子炉容器の健全性が保たれない可能性があるということになる。

逆に考えると、①の線と②の線が交わらなければ、加圧熱衝撃による力が、破壊靱性値を超える温度がないということになる。

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 ΔT_{K1c} （破壊靱性値の移行量）を計算し、 ΔT_{K1c} 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（下限包絡線という）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（図9の点線）（乙E第25号証・附C-4ページ）。



【図9】破壊靱性遷移曲線の中性子照射脆化による移行のイメージ^{*12}

（丙E第2号証・7ページ）

上記 ΔT_{K1c} は、以下の式で算出する（監視試験の回数が2回以上の場合の式を示す。同号証・附C-4）。

a. 中性子未照射材の K_{1c} データ（附属書図C-3230-3参照）

$$\Delta T_{K1c} = \Delta R T_{NDT} \text{計算値}_{(fe)} + MC + \sigma_{\Delta}$$

*12 黒点が、JEAC4201-2007に規定されている試験により実測した破壊靱性値のデータを点で表したものであり、実線が、その点を包絡するように引いたものである。点線は、 ΔT_{K1c} だけ移行させた、中性子照射脆化後の破壊靱性値を線で表したものである。

b. 中性子照射材の K_{Ic} データ（附属書図C-3230-4参照）

$$\Delta T_{K_{Ic}} = \Delta RT_{NDT} \text{計算値}_{(fe)} - \Delta RT_{NDT} \text{計算値}_{(fm)} + 2 \sigma_{\Delta}$$

ここで、 ΔRT_{NDT} 計算値_(fe)は、プラント評価時期の中性子照射量（例えば、プラントの運転開始後60年目の $\Delta T_{K_{Ic}}$ を評価したい場合は、60年目における中性子照射量）における計算値であり、 ΔRT_{NDT} 計算値_(fm)は、監視試験片の中性子照射量における計算値である（同号証・附C-7附属書図C-3230-2）。

上記a及びbの式は、破壊靱性値の移行量（ $\Delta T_{K_{Ic}}$ ）は、関連温度の上昇値（ ΔRT_{NDT} 計算値_(fe)等）に、不確かさを考慮するためのマージン（ σ_{Δ} ）を追加したものであることを示している。

さらに、技術基準規則において、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 を適用するに当たっては、このマージン「 σ_{Δ} 」を、「 $2 \sigma_{\Delta}$ 」と読み替えることを要求しており（乙B第9号証・別記-1）、更に大きな不確かさを考慮し、保守的な値とすることを要求している。

中性子照射量の増加による破壊靱性の低下の妥当性については、世界的には関連温度の上昇だけで破壊靱性の低下を評価するのが一般的である。他方、日本における中性子照射前及び計画的に監視試験片の破壊靱性値を実測した上で評価する方法は、より確実に保守的な方法である（乙E第18号証・24ページ）。

c. P T S 状態遷移曲線の設定（図5の④）

P T S 状態遷移曲線を設定するには、原子炉容器の炉心領域部壁における加圧熱衝撃事象に係る応力解析を行い、その解析結果によって得られる加圧熱衝撃事象の応力拡大係数（ K_I ）と、温度の時間推移を示すP T S 状態遷移曲線を設定する（乙E第25号証・附C-3）。

d 原子炉容器の加圧熱衝撃に係る健全性の評価方法

前記 a (41 ページ以下) において述べたとおり、原子炉容器の加圧熱衝撃に係る健全性の評価を行う際には、保守的に原子炉容器炉心領域内表面に深さ 10 mm、長さ 60 mm の仮想欠陥を想定した上で (乙 E 第 25 号証・附 C-4)、当該仮想欠陥最深部における P T S 状態遷移曲線及びプラント評価時期に対応する破壊韌性遷移曲線を最大仮想欠陥深部の温度で比較し、両者が交差しないことを確認する (同号証・附 C-4)。

(3) 中性子照射脆化に係る規制の合理性

前記 (1) 及び (2) で述べたところからすれば、運転期間延長許可における中性子照射脆化に関する規制は、実用炉則や技術基準規則等において適切な監視試験や特別点検を行うなどの要求事項が規定されており、上記の監視試験に用いられる民間規格の適用可能性について専門家の意見を踏まえた技術評価がされていることに加え、これら民間規格等に基づく加圧熱衝撃評価は世界的にみても十分に保守的なものであって、合理的なものというべきである。

(4) 原告らの主張には理由がないこと

原告らは、中性子照射脆化に係る規制について、J E A C 4 2 0 6 及び J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズを用いた判断方法には問題があり、これによっては技術基準規則 14 条の要求を満足するか否かを適切に判断できないとして、このような規格を用いることとされている規制には合理性がないと主張する。

しかしながら、前記 (1) ないし (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は、十分に保守的なものであって、合理的なものというべきである。原告らは、これを正解せず、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 の予測式に係る学術的議論等、規制のごく一部の過程を取り上げて

抽象的に疑義を述べるものにすぎず、原告らの上記主張には、理由がない。

以下、念のため、個別に反論する。

ア J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 の式による予測値は、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原告らの主張には理由がないこと

(ア) 原告らの主張

原告らは、「J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 の式による予測値は、玄海原発 1 号機の第 4 回監視試験データの脆性遷移温度とまったくと言っていい程整合しなかったことから、その信頼性が失われており、係数の変更に残らない予測式の抜本的な見直しが必要である」(訴状第 10 章第 2・112 ページ)、「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」(原告ら準備書面(19)第 3 の 1 (2)・12 ページ)などと主張する。

(イ) J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 シリーズを用いて関連温度の評価をすることは合理的であること

a 原告らは、各専門家の見解(甲 E 第 40 号証及び第 43 号証)、を引用し、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。原子力規制委員会の見解(甲 E 第 42 号証)にもあるとおり、上記の問題点については、見解が分かれる学術的な領域の問題であり、今後の検討に委ねられているのが現状である。

b この点、前記(2)イ(ウ) b (38 ページ以下)で述べたとおり、原子力規制委員会は、その専門技術的裁量に基づき、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 [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たものである（乙B第59号証・8ページ）。また、 ΔRT_{NDR} 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、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7〔2013年追補版〕では、そのマージン値が更に大きく設定されている。

以上からすれば、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7シリーズにおける関連温度の上昇量を予測する予測式には相応の合理性が認められる一方、上記aで述べた検討状況に照らせば、これを否定するに足りる確固とした科学的知見が存するとはいえない。

c したがって、一部の批判を殊更に取り上げる原告らの上記主張には、理由がない。

イ J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7の式による予測法の妥当性について疑義があるという原告らの主張には理由がないこと

(7) 原告らの主張

原告らは、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体を正しく導き出すものとはなっていない旨主張する（原告ら準備書面（19）第3の2(2)・20ないし26ページ）。

(イ) 原告らの主張は、いずれも基本モデル式を用いて脆化傾向を評価することを否定するものではないこと

しかしながら、前記ア(イ)bにおいて述べたことが原告らの上記主張にも妥当し、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7〔2013年追補版〕の技

術評価における予測法にも相応の合理性が認められる一方、原告らが引用する各専門家の指摘等（甲E第41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すぎず、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。

したがって、原告らの上記主張には、理由がない。

ウ 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原告らの主張には理由がないこと

(7) 原告らの主張

原告らは、破壊靱性値が十分に多数あり、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、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（原告ら準備書面（19）第3の3(1)イ(イ)・30ページ）。

(4) プラント評価時期における下限包絡線を定め、もって破壊靱性遷移曲線を設定するまでには、各段階で十分な不確かさを踏まえて評価していること

しかしながら、破壊靱性遷移曲線の手順は、前記(2)ウ(イ)b(43ページ以下)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から、より多数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などと直ちにいうことはできない。

したがって、原告らの上記主張には、理由がない。

3 中性子照射脆化に係る審査及び判断の過程の合理性

(1) 中性子照射脆化に係る審査及び判断の過程は合理的であること

ア 本件各原子炉の運転期間延長認可に係る審査のうち、中性子照射脆化に係る審査について、参加人は、参加人準備書面（8）第3の3（3）（15ないし26ページ）のとおり、（i）原子炉容器の亀裂の存在、（ii）鋼材の靱性の低下、（iii）原子炉容器に大きな力（応力）の発生といった3つの要因が同時に満たされた場合に脆性破壊が発生するが、その要因のうち、（i）亀裂の存在について、運転期間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検査により、亀裂が存在しないことを確認しており、（ii）靱性の低下についても、供用期間中に計画的に実施される監視試験により靱性の低下傾向を確認し、（iii）この監視試験結果を踏まえ、かつ、大きな亀裂の存在をあえて仮定して、高応力の発生を想定した場合であっても、原子炉容器が脆性破壊により破損しないことを、加圧熱衝撃評価（PTS評価）により確認している。また、監視試験については、J E A C 4 2 0 1 - 2 0 0 7 及び同〔2013年追補版〕並びにJ E A C 4 2 0 6 を用いている（参加人準備書面（8）第3の3（3）イ（ア）b・19ページ）。

原子力規制委員会は、本件各原子炉に係る参加人の加圧熱衝撃評価について、評価対象機器等の抽出が、中性子照射量と応力の組み合わせから靱性が低下する原子炉容器炉心領域部^{*13}を抽出していること、現状の保守管理及び特別点検の結果、原子炉容器等に有意な欠陥がないこと、加圧熱衝撃評価により求めた運転開始後60年時点の静的平面ひずみ破

*13 原子炉容器壁面のうち炉心を囲んでいる領域

壊靱性値の下限包絡曲線は、原子炉容器炉心領域部内表面に深さ10mmの欠陥を想定した応力拡大係数を示すPTS状態遷移曲線を上回ったことなどを確認し、審査基準の要求事項を満足していると判断した（乙C第9号証の1及び2・各10及び11ページ）。

イ 前記2（31ページ以下）で述べたとおり、中性子照射脆化に係る規制は合理的なものであるところ、上記の事情からすれば、本件運転期間延長認可処分に係る審査は、そのような合理的な規制への適合性を適切に判断したものであって、上記審査及び判断の過程もまた合理的であるというべきである。

(2) 原告らの主張には理由がないこと

ア 内張りしたステンレス鋼の下の圧力容器内表面にひび割れが生じる危険性があるとする原告らの主張には理由がないこと

(7) 原告らは、「低合金鋼はさびやすいため、さび防止のため、ステンレス鋼を内張（クラッド）しているが、クラッドしたステンレス鋼にひび割れ等がなくても、その下の圧力容器内表面にはひび割れが生じる危険性がある」（原告らの平成29年11月29日付け準備書面（19）（以下「原告ら準備書面（19）」という。）第2の1(3)・6ページ）ことを主張する。

(4) しかしながら、前記2(1)エ（33ページ）で述べたとおり、運転期間延長認可の申請においては特別点検の実施が要求されており、原子炉容器の中性子照射脆化に係る特別点検は、運転期間延長認可新制運用ガイドにおいて、その炉心領域の溶接部及び母材について、超音波探傷試験による欠陥の有無の確認をすることとされている（乙B第55号証・2ページ）ところ、参加人が参加人準備書面（8）第3の3(3)イ（17ページ）で述べるとおり、原子炉容器の製造時や供用期間中、更には特別点検において実施された超音波探傷検査により、

原子炉容器のステンレス鋼の内張の下についても亀裂（UCC）が存在しないことを確認しており，原子力規制委員会は，現状の保守管理及び特別点検の結果，原子炉容器等に有意な欠陥がないことを確認している（乙C第9号証の1及び2・各10ページ）。

したがって，原告らの上記主張は，この点を誤認又は看過したものであって，理由がない。

イ 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側に変更されたからにすぎず，これがJ E A C 4 2 0 1の問題点であるとする原告らの主張には理由がないこと

(7) 原告らは，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，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曲線に近づき，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（原告ら準備書面（19）第3の4(1)及び(2)・34及び35ページ）。

(4) しかしながら，そもそも原告らは，甲E第46号証を根拠に，照射脆化予測曲線についてはJ E A C 4 2 0 1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，参加人による30年目の高経年化技術評価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J E A C 4

201-2000に基づき行われたものであり、40年目の脆化予測は、第4回監視試験までに得られた関連温度を用いてJ E A C 4 2 0 1-2007〔2013追補版〕に基づくものである（丙C第16号証・52及び53ページ）。

また、原告らが指摘する破壊靱性予測曲線についてみても、30年目予測に係る破壊靱性予測曲線は、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J E A C 4 2 0 1-2000による照射脆化予測曲線を基に作成されたものであり、40年目予測に係る破壊靱性予測曲線は、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J E A C 4 2 0 1-2007〔2013追補版〕（J E A C 4 2 0 1）による照射脆化予測曲線を基に作成されたものである（丙C第16号証・52及び53ページ）。

そして、前記2(2)イ(ウ)b(c)(40ページ)で述べたとおり、J E A C 4 2 0 1は、マージンの設定値がより保守側に変更されるなどされていることから、照射脆化予測曲線が以前の評価結果に比して上方にシフトし、破壊靱性予測曲線が以前の評価結果に比して余裕が減少しているというものにすぎない。

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

ウ 高浜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原告らの主張には理由がないこと

(7) 原告らは、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と主張する（原告ら準備書面(19)第3の4(3)・35及び36ペ

ージ)。

原告らの主張は判然としないが、高浜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を指摘するものと思われる。

(イ) しかしながら、前記2(2)イ(ウ) b(b) (40ページ)でも述べたとおり、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 $\Delta R T_{NDT}$ 計算値を算出するための表(乙E第23号証・附B-5ないし附B-40及び乙E第24号証・4ないし39ページ)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、 $\Delta R T_{NDT}$ 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、銅含有量が比較的高い原子炉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う原告らの主張には理由がないものといえる。

第4 その他の経年劣化に係る主張について

原告らは、原告らの2017(平成29)年11月29日付け準備書面(17)及び同2018(平成30)年10月11日付け準備書面(33)等において、福島第一原子力発電所等の原子炉の老朽化や一般的な製品の老朽化などについて主張する。

しかしながら、その主張は、本件各原子炉とは型式が全く異なる福島第一原子力発電所の事例や一般的な電化製品の老朽化を述べるのみであり、本件各処分とどのような関係があるか全く明らかにされておらず、また、何ら被

告の主張に影響を与える内容ではないのであって、いずれも失当である。

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
数字				
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りる技術的能力があること」	第5準備書面 38 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
英字				
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			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			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
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
JEAC4206			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:2008」	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
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
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
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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	実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			実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
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	実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	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(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	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(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
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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)の発生を仮想しても、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 $\Delta RTNDT$ 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(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)			原告らの平成2018(30)年3月16日付け準備書面(22)	第15準備書面 17 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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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、その安全防护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うる環境にあること	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)		実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)		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(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			実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
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
し				
地震ガイド	(26)	乙B20	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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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
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

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
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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				
東京電力			東京電力株式会社	第3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
は				
はざとり解析			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
ひ				
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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
ふ				
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
へ				
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
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・構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付属施設	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
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日付けで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
も				
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
ゆ				
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
よ				
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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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			$\Delta RTNDT$ 予測値 = $\Delta RTNDT$ 計算値 + MR	第15準備書面 39 P
り				
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、仮想事故を仮定した上で、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
立地審査指針要求事項 ③			社会的影響を低減するため、仮想事故を仮定した上で、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
レシポ		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

略語	準備書面 (5) 別紙1番号	書証番 号	全文	定義
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