

平成25年(ワ)第696号 原発運転差止め請求事件

原告 辻義則外56名

被告 関西電力株式会社

準備書面19
【老朽化問題】

平成28年6月3日

大津地方裁判所民事部合議A係御中

原告ら訴訟代理人弁護士 井戸謙一

同 菅 充 行

同 高 橋 典 明

同 吉 川 実

同 加 納 雄 二

同 田 島 義 久

同 崔 信 義

同 定 岡 由紀子

同 永 芳 明

同 藤 木 達 郎

同 渡 辺 輝 人

同 高 橋 陽 一

同 関 根 良 平

同 森 内 彩 子

同 杉 田 哲 明

同 石 川 賢 治

同 向 川 さゆり

同 石 田 達 也

同 稲 田 ますみ

弁護士井戸謙一復代理人

同 河 合 弘 之

同 甫 守 一 樹

【目次】

第1	原子力規制委員会の審査は拙速で杜撰なものであること	4
1	本件各原発にはケーブル未分離の基準違反がある	4
(1)	ケーブル未分離問題の発覚	4
(2)	各地の原発での同様の惨状（甲全第251号証14頁）	6
(3)	本件各原発においてもケーブル未分離問題の疑いがある	6
(4)	小括	7
2	高浜原発4号機汚染水漏れについて	8
(1)	事故の発生	8
(2)	事故原因についての被告の説明は不合理である（甲B第9号証）	8
(3)	小括	9
第2	40年超の運転延長審査が新規制基準を遵守していないこと	9
1	延長審査では厳格な審査が要求されること	9
(1)	40年ルール of 制定	9
(2)	延長審査は厳格に行われなければならない	10
(3)	「満了に際し」の解釈	11
2	新規制基準で認められていない減衰定数が用いられている	12
(1)	はじめに	12
(2)	減衰定数について	12
(3)	関西電力の対応	13
(4)	原子力規制委員会の対応	14
(5)	小括	14
3	難燃性ケーブルを使用していない基準違反がある	15
(1)	ブラウンズフェリーの事故とアメリカにおける火災防護の考え方（甲全第258号証）	15
(2)	日本の基準	16
(3)	高浜1号機及び2号機には可燃設備の放置という基準違反がある	18
(4)	小括	19

4	電気ケーブルの絶縁性能が基準を満たしていない	19
(1)	問題の所在	19
(2)	運転延長にあたっての審査基準	21
(3)	被告の評価が合理性を欠くこと	22
(4)	「破断時の伸び」の観点からの本件各原発のケーブル劣化についての検討	24
(5)	小括	25
5	中性子照射による応力腐食割れ（IASCC）の評価がなされていない	25
(1)	照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）とは	25
(2)	被告の評価は点検範囲及び点検時期において不合理であること	27
(3)	小括	29
第3	原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する審査が不十分である（全体につき、甲B第18号証）	30
1	中性子照射脆化について	30
2	高浜1号機における脆性遷移温度予測には不備がある	32
3	応力拡大係数と破壊靱性値について	32
4	高浜1号機の破壊靱性曲線は信頼性に乏しい	34

本準備書面は、原子力規制委員会の審査が再稼働ありきの拙速かつ杜撰なものであることを指摘した上で、本件各原発のうち高浜1、2号機及び美浜3号機について行われている延長審査において、炉内構造物の耐震設計、電気ケーブルの耐火性能及び絶縁性能、炉内ボルトの劣化評価が新規制基準に違反していることを明らかにし、最後に、原発の老朽化問題の中で最も深刻な問題である原子炉圧力容器の中性子照射脆化問題に関して、高浜1号機のデータを用いて、予測的に欠陥があることを明らかにするものである。

第1 原子力規制委員会の審査は拙速で杜撰なものであること

1 本件各原発にはケーブル未分離の基準違反がある

(1) ケーブル未分離問題の発覚

平成27年9月18日、東京電力の柏崎刈羽原子力発電所6号機において、計

測設備電路耐震強化工事の敷設ルート確認のため、作業員らが中央制御室の床下の調査を行ったところ、床下内ケーブルピットの区分を分離する分離板が倒れ、計装・制御ケーブルが異なる区分間を跨いで敷設されるという、電気ケーブルの不正敷設が発見された（甲全第249号証）。

安全系ケーブルと一般ケーブルとを混在敷設するという不適合事象であり、その後の確認作業によって、平成27年10月22日時点において、安全区分に応じた分離敷設が適切に実施されていなかったケーブルが約160本、誤ってケーブルを敷設していた垂直分離板（倒れ、跨ぎ、欠損等）が約50箇所あることが判明した（甲全第250号証）。

東京電力からの報告を受けて、原子力規制委員会は、平成27年11月4日、全号機について調査するよう指示し、その結果、同発電所の中央制御室床下において合計747枚の分離板及び5箇所の分離バリアが未設置、撤去又は破損されており、1049本のケーブルが異なる区分のスペースにわたって敷設されている等、不適切な状態にあることを確認した（甲全第249号証（2）現場の調査結果、甲全第251号証2頁）。

ここで明らかとなった問題は次の2点である。

① 規制基準違反

柏崎刈羽原子力発電所1号機から7号機においては、安全系ケーブルの区分分離等が講じられていない状態にあることから、技術基準規則及び火災防護の審査基準で求める火災による損傷の防止のための措置を満足するとは言えず、技術基準規則等に適合しない。

しかも旧基準（発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令、所謂省令62の4条の2）にも違反するものであり、従前、火災防止の為の規則に違反している状態で原発が稼働していたことになる（甲全第251号証5頁）。

② 保安規定違反

不適切なケーブルの敷設に至った原因としては、設計上の要求事項が適切に業務計画に反映されておらず、調達活動において要求事項を供給者に確実に伝達し調達製品が要求事項を満足していることを確実にするためのプロセスが適正に構築されていなかったことが挙げられる。これらは、保安規定違反に該当するとされ、その結果、不適切なケーブル敷設工事によって1号機から7号機の中央制御室床下における安全系ケーブルの区分分離が確保されないまま、各号機において原子炉の運転を行っていた期間があり、共通要因によって安全機能を広範囲に喪失するリスクがあった（甲全第251号証6頁）。

(2) 各地の原発での同様の惨状（甲全第251号証14頁）

上述したケーブルの未分離問題は、東京電力の柏崎刈羽原発だけのことではなく、次のように、全国各地の原発に存在することが明らかとなっている。

H27.11.11	中部電力より、浜岡原子力発電所4号機でも同様の事案が確認された旨、原子力規制庁へ説明があった。
H27.11.16	東京電力より、福島第二原子力発電所3、4号機でも同様の事案が確認された旨、原子力規制庁へ説明があった。
H27.11.24	北陸電力より、志賀原子力発電所1号機において同様の事案が確認された旨、原子力規制庁へ説明があった。
H27.12.15	東北電力より、東通原子力発電所1号機及び女川原子力発電所3号機において同様の事案が確認された旨、原子力規制庁へ説明があった。

(3) 本件各原発においてもケーブル未分離問題の疑いがある

こうした状況の中、原子力規制委員会は、平成28年1月6日、全国の発電用

原子炉設置者等に対して、ケーブルの敷設状況に不適切がないか調査し、その結果報告を求める方針としたが、再稼働した川内原発1,2号機,高浜原発3号機,再稼働予定の4号機は特別扱い、即ち原発の稼働を最優先にして、調査から除外された。

その理由は「九州電力株式会社川内原子力発電所1号機及び2号機については、新規制基準適合性審査に係る工事計画認可申請書においてケーブルの分離に係る施工方針が示されており、当該方針どおりに施工されていることを使用前検査において確認を行っている。また、関西電力高浜発電所3号機及び4号機については、当該方針に係る使用前検査を現在実施中である。」からだとされる(甲全第251号証8頁)。

しかし、高浜3号機及び4号機について、目視検査したことが明らかとなっているのは、高浜3号機については、中央制御盤のケーブル(金属外装ケーブル,テフロン電線及び難燃ケーブル)のみ、高浜4号機については、A余熱除去ポンプ室, B余熱除去ポンプ室及び配線処理室のみである(甲B第7号証)。しかも、これらとて抜き取りでの確認に過ぎない。

柏崎刈羽原発の中央制御室床下だけでも、合計747枚の分離板及び5箇所の分離バリアが未設置、撤去又は破損があり、1049本のケーブルが異なる区分のスペースにわたって敷設されている等、不適切な状態にあることが確認されたことを考えれば(甲全第249号証(2)現場の調査結果,甲全第251号証2頁)、高浜3号機及び4号機での上記検査程度では到底十分と言うことはできない。数多くの基準違反が隠蔽されていることを疑うのが合理的である。東電の不正が他の事業者にも「共通する可能性があり」、品質マネジメントシステムの検証を一般的に求めなければならない状況であれば(甲全第251号証19頁)なおさらである。

(4) 小括

原子力規制委員会が、高浜3,4号機について、ケーブルの分離を確認しない

まま再稼働を認めるという杜撰な特別扱いをしたのは、再稼働ありきの拙速審査であったことは明らかであり、被告が金科玉条のごとく繰り返す、規制委員会の承認を得ているという事実、原発の安全性を推認させる力がいささかも存在しないことを示している。

2 高浜原発4号機汚染水漏れについて

(1) 事故の発生

被告は、平成28年2月20日、同月中の再稼働をめざしていた高浜原発4号機（福井県高浜町、出力87万キロワット）の原子炉補助建屋で、放射性物質を含む水たまりが見つかったと発表した。原因は、配管に取り付けた弁のボルトの締め付けが不十分だったことが原因との調査結果を発表した。そして、「この事象による環境への放射能の影響はありません」とする（甲B第8号証）。

しかし、この漏れは、一次冷却系の事故であり、原発が稼働中であれば、高熱かつ高温の状態、高濃度の汚染水漏れを起こす。しかも、原発が稼働中に「配管に取り付けた弁のボルトの締め付け」をすることなど不可能であり、非常用冷却設備を作動させ、原子炉を冷却、停止させるまで、高濃度の汚染水漏れが続く。

すなわち重大事故となる。

(2) 事故原因についての被告の説明は不合理である（甲B第9号証）

ア 漏えいのあった弁は、平成20年8月～平成21年1月の第18回定期検査で分解点検を実施し、それ以降は分解点検していないと関電は説明している（甲B第8号証1（2））。そうすると、「ボルトのゆるみ」は、この平成21年1月の分解点検終了時に発生したと考えるのが合理的である。ところが高浜4号機は、この弁の分解点検後、定期点検でも起動しているが、そのときには漏えいは起こらなかったのであって、なぜ今回になって漏えいが起きたのか、説明がつかない。

また、被告は、「試験では原子炉を動かしているときよりも高い水圧をかけていたことも水漏れにつながったとみている」ようであるが（甲B第10号証）、

これまでも起動試験はあったのだから、これも説明にならない。圧力上昇は過去にも起こっていたというが、なぜ過去に水漏れが起こらなかったのか、その説明もなされていない。

イ 高浜町防災安全課は、「しばらく使っていないプラントでは起こりうると関電から説明を受けた」とのことであるが（甲B第11号証）、しばらく使っていないのが原因であれば、全ての機材、機械が同様の故障を起こしうる。また、圧力上昇に弱いのなら、補強が必要となろう。

(3) 小括

今回の漏えい事故は、「原発は事故が起こる。ヒューマンエラーは原発という巨大プラントには必然であり、避けられない。」ことを明らかにするものである。また、これらの事故が過酷事故まで発展する危険性も否定し去ることができないのであって、本件各原発の再稼働によって人格権侵害の現実的危険があることを非常に明瞭な形で証明したものと言える。

また、再稼働に向けた準備段階で事故が起きたということは、原子力規制委員会の再稼働審査がいかにか杜撰なものであったかを示すものであり、原子力規制委員会の審査を経た事実が原発の安全性について何らの推認力を持たないことを明らかにするものであると言える。

第2 40年超の運転延長審査が新規制基準を遵守していないこと

1 延長審査では厳格な審査が要求されること

(1) 40年ルール of 制定

福島第一原発事故では、大量の放射能が拡散され、広範囲にわたって放射能による健康被害や環境汚染という深刻で回復困難な被害が発生した。

この未曾有の被害と、この被害を招いたルーズな原子力規制行政を立法事実として、原子炉規制法が改正され、発電用原子炉の運転期間は、原則40年間とされ、例外的に、1回限り、最長20年間を超えない期間、運転期間の延長が認められることとなった（原子炉規制法43条の3の32第1項ないし第3項、同法

施行令 20 条の 6)。

(2) 延長審査は厳格に行われなければならない

ア 立法者意思

40 年という期間については、これを政治的な数字であると捉える向きもあるが、平成 24 年 6 月 18 日に開催された第 180 回国会参議院環境委員会において、当時の環境大臣であった細野豪志氏は、次のような科学的な根拠があることを例示した（甲全第 252 号証 29 頁）。

- ①中性子脆化について、40 年でもろくなるという結果がはっきり出ている。
- ②原発の申請をする場合に 40 年というのは初めから想定している。
- ③機器の起動停止の回数は、1 年に 3 回くらい行うという前提で、120 回と想定されている。
- ④燃料交換の回数は、1 年に 2 回を想定して、80 回となっている。

細野豪志氏は、こうした具体的根拠を挙げた上で、「システム全体も 40 年を基本的にはまずは前提として組まれているのが原発なんだということは、これは数字上ははっきりしている」と強調した。

つまり、40 年という期間は、今回の法改正にあたり創設された期間ではなく、申請段階から予定されていた本来の設計寿命を法制度上確認したもののなのであり、40 年を超えて運転を認めるということは、本来の設計寿命を超えて機器を酷使することに他ならないのであるから（特に、他の機器と異なり交換の利かない原子炉圧力容器については、ひび割れ寸前の状態から更に劣化を進行させることに他ならない。）、その審査は、厳格の上に厳格を課すものでなければならない。

イ 立法段階における担当機関の意思

この点、改正法では、原子炉の延長運転が認められるためには、期間の「満了に際し、原子力規制委員会の認可」を受ける必要があり、この認可については、「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」することが求められている（原子炉規制法43条の3の32第2項，第5項）。

そして、延長審査のあり方について、原子力規制委員会の田中委員長は、第180回国会の衆議院において所信を述べる中で、「科学的、技術的見地から、安全規制や指針を徹底して見直す必要があります」とした上で、「事業者には安全規制や指針に基づく要件の実施を厳格に求め、要件が達成できない場合には原子力発電所の運転は認めない」としていた。そして、40年運転制限については、「40年を超えた原発は、厳格にチェックし、要件を満たさなければ運転させない」と明確に言い切っていた（甲全第253号証288頁）。

このような厳格な態度は、40年超の延長運転があくまでも例外的にのみ認められるという法文の規定振りからしても、また、従来老朽原発の安全性確認の要とされてきた高経年化技術評価だけではなく更に延長審査をもパスしなければいけないという、延長運転審査の法制度全体における位置づけからしても当然のことである。

(3) 「満了に際し」の解釈

そうすると、原子炉規制法43条の3の32第2項の「満了に際し」の解釈についても、「満了までに」と厳格に解釈されるべきである。このことは、原子力規制委員会が公表している平成26年10月15日付「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る取扱いについて（案）」の第2項が、延長認可の時点で必要となる工事計画認可等の「審査の進捗によっては、その結果として、運転することができる期間の満了までに、審査基準のうちの1.(2)①の要件（延長認可の時点で工事計画が認可等により確定していること—代理人注）に適合せず、不認可となる場合がある」としている（甲全第254号証2頁）ことから明らかである。

2 新規制基準で認められていない減衰定数が用いられている

(1) はじめに

原子力規制委員会は、平成28年3月23日、運転開始から40年を超えた高浜1号機及び2号機について、同年7月7日が期限となっていた運転延長のための手続きの要件を一部緩和することを決定した（甲B第12号証）。

高浜1号機及び2号機は、平成27年7月7日までに安全審査の合格に加えて、工事計画認可などを得る必要があり、それに間に合わなければ廃炉になるはずであった。

そして、原子力規制委員会は、当初、工事計画認可の手続きの中で耐震安全性を確認する計画だったが、被告が確認方法を変更する方針を示したため、期限後の実施を容認することを決定した。

しかし、これは、期限までに工事計画を認可するため、つまり高浜1号機及び2号機を再稼働させるため、原子力規制委員会が本来のルールを曲げて被告に便宜を図ったものであって、明らかな新規制基準違反である。以下、詳論する。

(2) 減衰定数について

原子力発電所には、無数の機器や配管等があり、100万キロワット級原発の場合、配管は10000トン（170キロメートル）、熱交換器140基などと言われる（甲全第137号証）。これら無数の機器や配管等にはそれぞれ安全上の重要な意味があり、例えば地震の揺れによってこれら一つでも破損すれば甚大な事故に繋がる可能性がある。そこで、工事計画認可審査においても、これら機器や配管等が地震による揺れの影響をどの程度受けるのかを確認することになるが、そういった事態になったときに、機器や配管等が相互に衝突したり摩擦することで揺れのエネルギーを吸収することが知られており、その吸収の度合いを「減衰定数」という形で数値化して評価することが認められている。

具体的には、原子力規制委員会が平成25年6月に作成した「耐震設計に係る工認審査ガイド（案）」（甲全第255号証）において、「機器・配管系の水平方向の減衰定数は、必要に応じて、新規制基準の要求事項に留意して、J E A G 4

601の規定を参考に設定していること。」とされており、減衰定数を耐震設計の中で用いることが認められている(24頁)。また、「既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等を用いる場合は、適用条件、適用範囲に留意する。」とも規定されている。上述したように、減衰とは、機器を揺れが襲った場合において、機器同士の衝突や摩擦によって揺れのエネルギーが吸収され揺れが弱まりやがて収まる現象であるが、機器同士の衝突や摩擦による揺れの減衰は、偶然によるところが大きいことが否めないため、その適用については、十分に安全側に立つことが必要である。

(3) 被告の対応

ところで、上記審査ガイドで参考を求められているJEAG4601-1991追補版では、蒸気発生器(SG)を含むループ設備の減衰定数は、SGの上部、中間胴、下部の3点に水平サポートを有する3点支持SGに対する試験結果に基づく検討結果を用いて改訂されたものであるところ、高浜1号機及び2号機は、SGの中間胴、下部の2点に水平サポートを有する2点支持SGであり、3点で支持されたSGに比べて地震による揺れの影響をより大きく受ける。そこで、従来は、2点指示SGプラントにおいては、1%の減衰定数が用いられてきた(甲全第256号証3頁)。

被告も、従来、高浜1号機及び2号機の蒸気発生器伝熱管(SG伝熱管)を含む内部構造物について、多質点はりモデルによるスペクトルモーダル解析と呼ばれる手法で耐震評価を行い、設計用減衰定数は1%を採用していた(甲B第13号証3頁)。

ところが、被告は、その後、U字管部について、3次元はりモデルによる時刻歴応答解析と呼ばれる手法で耐震評価するべきであると主張するようになり(甲B第13号証3頁)、設計用減衰定数について3%とすることを要望するようになった(甲全第256号証1頁)。減衰定数1%では、どうしても計算結果が許容値内に収まらないことがその理由であった。

(4) 原子力規制委員会の対応

しかし、国内の原子炉において、2点指示SGについて減衰定数3%が適用可能であるという試験結果はこれまでに得られておらず(甲全第256号証3頁)、したがって、上記審査ガイドによれば、JEAG4601の規定を参考にしていとも言えないし、既往の研究等において試験等により妥当性が確認されている設定等とも言えないため、高浜1号機及び2号機について、減衰定数3%を適用することは認められない。

それゆえ、原子力規制委員会も、当初は、減衰定数を3%とすることに難色を示し、その合理性の説明を被告に求めるなどしていた。例えば、被告が、米国のレポート等を根拠に支持構造の違いがあっても(2点支持であっても)減衰定数を3%とすることは可能であるなどと説明しても、原子力規制委員会は、米国での設計の考え方や定数の適用範囲が明確ではなく、定数の妥当性については、実規模試験での確認が必要であるとの考えを示し、これに対して被告が「実機(高浜1号機及び2号機)による加振試験を実施予定」と回答したことから、早期に試験を実施するように求めた(甲全第257号証)。

しかし、期限である平成28年7月7日までに実機での試験を実施してその結果を解析することが不可能であると判断されたため、原子力規制委員会は、工事計画認可の審査においては、減衰定数を3%として設計された設備が技術基準に適合するか否かを確認することとして、3%の妥当性については、工事完了後に実機(高浜1号機及び2号機)を対象とした加振試験を実施して確認することとした(甲B第14号証)。

(5) 小括

これは、期限までに工事計画を認可するため、つまり高浜1号機及び2号機を再稼働させるため、審査ガイドで認められていない数値設定による設計を承認した点、及び、本来であれば期限までに実機試験を実施して数値の妥当性を検証するべきであるのにこれを先延ばしにした点において、原子力規制委員会が本来の

ルールを曲げて被告に便宜を図ったものに他ならず，明らかな新規制基準違反である。

また，被告は，美浜3号機についても，減衰定数3%の採用を主張しているが（甲全第256号証），最近実施した実機試験では，大振動，中振動，小振動の3回の試験のうち，肝心の振動でのデータをとることができなかった。それでもなお被告は，減衰定数3%の採用に合理性があると強弁しているが，延長審査の例外性（又はそこから導かれる厳格性）を無視した，新規制基準違反の主張であり，その安全性軽視の姿勢は明らかと言わざるを得ない。

3 難燃性ケーブルを使用していない基準違反がある

（1） ブラウンズフェリーの事故とアメリカにおける火災防護の考え方（甲全第258号証）

1975年3月22日に起きたアラバマ州ブラウンズフェリー原発1号機における火災は，原子炉建屋とケーブル処理室を連絡する貫通部の気密性試験のために使用した，1本のローソクによって発生した。火災の進展につれ，安全系の複数の機器が誤作動，誤表示を起こし，プラントの安全性が確認できない状態に陥った。発火から消火まで8時間を要し，安全系に属する628本を含む合計1600本を超える数のケーブルが焼損した。

重大な事態に至った要因としては，①貫通部のシール材として，可燃性の発泡ポリウレタンが使用されていたこと，②燃焼し易い絶縁材や被覆材のケーブルが使われていたこと，③貫通部に布設されたケーブルに対して系統分離が行われておらず，損傷が多系統に及んだこと，などが挙げられた。

安全上重要なケーブルと一般のケーブルが分離されていなかったうえ，火災への備えも不十分だったために，火災は，制御機器も破壊し，炉心冷却機能も失われたとされる。

この事故後，アメリカでは，火災防護の基本的考え方として深層防護の考え方が導入された。具体的には次のとおりである。

①火災を発生させないこと

発火源と可燃物を管理する。ケーブルに絶縁材を使用する。被覆材には不燃性材料を選択する。

②発生した火災を速やかに検知し消火すること

火災報知器やスプリンクラーを設置する。自衛消防隊の活動を規定する。

③火災による損傷の規模を最小限に抑えること

火災の影響を安全系（安全停止機能）に波及させないための方法として、同一火災エリアに布設された2系統に対し、以下の何れかによる分離要件が充足されること。

i) 3時間以上の耐火能力を有する耐火障壁材（E R F B S）

ii) 1時間以上の耐火能力を有する耐火障壁材かつ火災報知器かつ自動消火設備

iii) 途中に可燃物を介さない6. 1 m以上の水平距離かつ火災報知器かつ自動消火設備

(2) 日本の基準

アメリカの考え方は、相当後になって日本にも導入され、現在、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（平成25年6月原子力規制委員会）は以下のように定める。

2 基本事項

2. 1 火災発生防止

2. 1. 2 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、以下の各号に掲げるとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であること。ただし、当該構築物、系統及び機器の材料が、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（以下「代替材料」という。）である場合、もしくは、当該構築物、系統及び機器の機能を確保するために必要な代替材料

の使用が技術上困難な場合であって、当該構築物、系統及び機器における火災に起因して他の安全機能を有する構築物、系統及び機器において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合は、この限りではない。

(略)

(3) ケーブルは難燃ケーブルを使用すること。

2. 3 火災の影響軽減

2. 3. 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対し、以下の各号に掲げる火災の影響軽減のための対策を講じた設計であること。

(1) 原子炉の高温停止及び低温停止に係わる安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域については、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離すること。

(2) 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。具体的には、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルが次に掲げるいずれかの要件を満たしていること。

a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。

b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間の水平距離が6 m以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。この場

合、水平距離間には仮置きするものを含め可燃性物質が存在しないこと。

c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が1時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されており、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。

(3) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離されていること。

(3) 高浜1号機及び2号機には可燃設備の放置という基準違反がある

しかし、日本ではバックフィットの思想が導入されてこなかったために、防火対策に不備がある原発がそのまま放置され、平成25年1月の時点でも、安全上重要な部分にビニールやポリエチレンなどの素材でできた可燃性ケーブルを使用している原発が全国50基のうち13基も存在する。高浜1号機、2号機もこの中に含まれる。これら原発では、ケーブルの表面に延焼防止剤と呼ばれる特殊な樹脂などを含む塗料を塗っており、電力各社は、「難燃性ケーブルと同等の性能がある」と説明するが、原子力規制庁や経産省の関係者は、「延焼防止剤自体は燃えないが、中の可燃性ケーブルは燃える。経年劣化もありうる。同等と認められず、防火上大半に問題があり、改修が必要だ」と話していた（甲全第259号証、甲全第260号証）。

ところが、原子力規制委員会は、被告が、高浜1号機及び2号機のケーブルの6割を難燃性に交換し、残りは防火シートで包む方法で申請したのに対してこれを了承した（甲全第260号証）。

しかし、上述した審査基準は、「ケーブルは難燃ケーブルを使用すること（2.1.2(3))」を求めているのであって、どこを見ても「防火シート」で代替できるとは書かれていない。明らかな基準違反である。

(4) 小括

こうした基準を無視逸脱しようとする被告の姿勢は、危険な建築物の耐火性という重大かつ初歩的な安全性に対する配慮を欠くものであり、過酷事故は起こらないとする安全神話信仰そのものであると言わざるを得ないが、そもそも新規制基準に違反する耐火性能しか持たない電気ケーブルのままで原発の運転を認めることができないことは明白である。

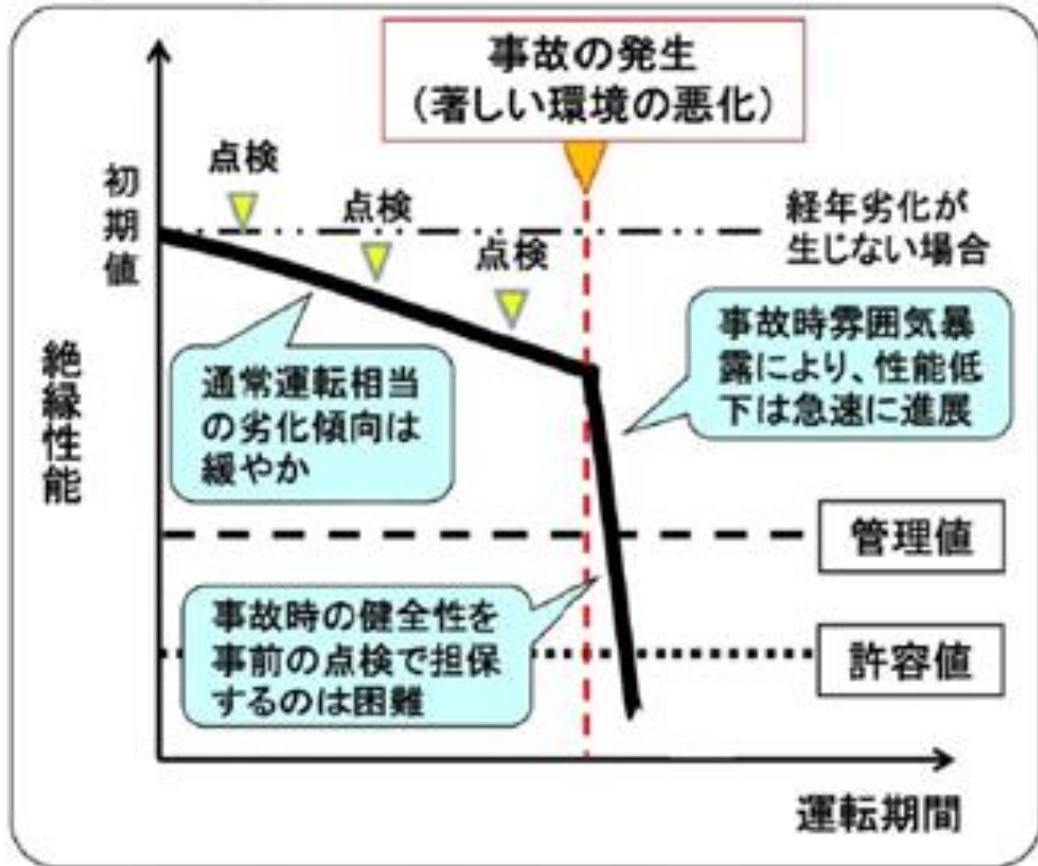
4 電気ケーブルの絶縁性能が基準を満たしていない

(1) 問題の所在

ア 原発は、設備に対する電力の供給や制御のために、無数の電気ケーブルが施設されている。その長さは原発1基当たり優に1000キロメートルから2000キロメートルにも達し、あたかも人体における血管や神経のように、原発の状態把握や制御にとって不可欠の役割を果たしている。

イ 原発内に敷設された電気ケーブルは、通常運転中にも熱や放射線に曝されることによって徐々に劣化するが、事故時に熱や放射線に激しく曝されることにより、急速に劣化が進み、絶縁などの性能の低下が急速に進展するため、事故時における健全性を事前の点検で担保することは非常に困難である（甲第B15号証22頁）。

【評価例】： 低圧ケーブル



絶縁低下のイメージ図

この電気ケーブルの老朽化に伴う絶縁低下の問題は、本件各原発の運転期間の延長に当たっても問題となっており、事業者である被告も実ケーブルを模した試験に基づき劣化状態を予測し、一定の判定基準により交換する必要性を認めている。しかし、本件各原発においては、延長後の運転期間である60年間で交換すべきケーブルはほとんどないものと判断している（甲B第15号証，10頁）。しかし、もしこの判断が適切でなければ、事故時に絶縁低下が顕在化し制御が効かなくなるという事態を招きかねないことになる。

ウ 被告の考え方によれば、電気ケーブルの安全性は絶縁低下の予測判断如何にかかっていることになる。しかし、そこには以下のような問題点が存在するものと考えられる。

(ア) 電気ケーブルの絶縁低下は絶縁材料によって異なり，同じ材料であっても製造会社によっても大きく異なり，さらには同じ材料同じ製法でも芯の色によっても大きく異なる。

(イ) 劣化はある段階から急速に進展するので，兆候が現れれば早期に交換する必要性があり，そのような判定基準の設定が不可欠であるが，判定基準は必ずしも明確ではない。

(ウ) 絶縁低下が起こった場合でも，その対象となる電気ケーブルがすべて交換出来るのか。

エ 以下では，被告が延長審査に当たって問題としている低圧ケーブル（絶縁体に難燃エチレンプロピレンゴムを使用した難燃PHケーブル，2種硬銅より線ケーブル）について具体的に検討し，被告の検討結果とは異なり，通常運転累積40年程度で絶縁低下が危険なレベルに進展している可能性を指摘する。

(2) 運転延長にあたっての審査基準

ア 原子炉等規制法43条の3の32第5項，実用炉規則114条により，発電用原子炉の運転延長に当たっては，運転期間を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しなければならない。

そして，安全施設につき技術基準規則14条が，重大事故等対処設備につき技術基準規則54条が，それぞれ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することを求めている。

イ また，延長審査基準（平成28年4月上旬に改訂予定のもの）によると，電気・計装設備の絶縁低下については，「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。」

（改定により下線部が新たに付加）とされており，設計基準事故環境のみな

らず重大事故環境においても有意な絶縁低下が生じないことが求められている。

(3) 被告の評価が合理性を欠くこと

ア ケーブルの経年劣化にかかる評価方法

(ア) かつて独立行政法人として存在していた原子力安全基盤機構(JNES)は、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」(甲全第261号証。以下「ACAガイド」という)をまとめており、それによると原則として日本工業規格(JIS)の「ゴム・プラスチック絶縁電線試験方法」に基づく耐電圧試験を実施し、耐電圧試験において絶縁破壊が生じないことを安全の判断基準としている(甲全第261号証8頁)。

(イ) 一方、JNESは、2009(平成21)年7月に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をまとめた(甲全第262号証。以下「JNES-SSレポート」という)。JNES-SSレポートでは、JISの耐電圧試験(交流1500ボルト-1分間)をクリアしたケーブルでも、米国のアイ・トリプル・イー(IEEE)のより厳しい耐電圧試験(交流2600ボルト-5分)で不良を起こすものがあることが報告されており(甲全第262号証160頁)、ACAガイドの判断手法は必ずしも適切ではない。

(ウ) JNES-SSレポート(甲全第262号証)の4頁には注1として次の記述がある。「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。このため2001(平成13)年度の「原子力プラントのケーブル経年変化評価技術検討会」において、ケーブルの経年劣化指標として「破壊時の伸び」が妥当であるとされた。ここでは劣化供試体の「破壊時の伸び」データ等を取得するために引張試験を実施す

るものである」とされている。そして事実、JNES-SSレポートでは、主に機械的試験である引っ張り試験の結果について様々に解析している。

イ 被告の評価とその疑問

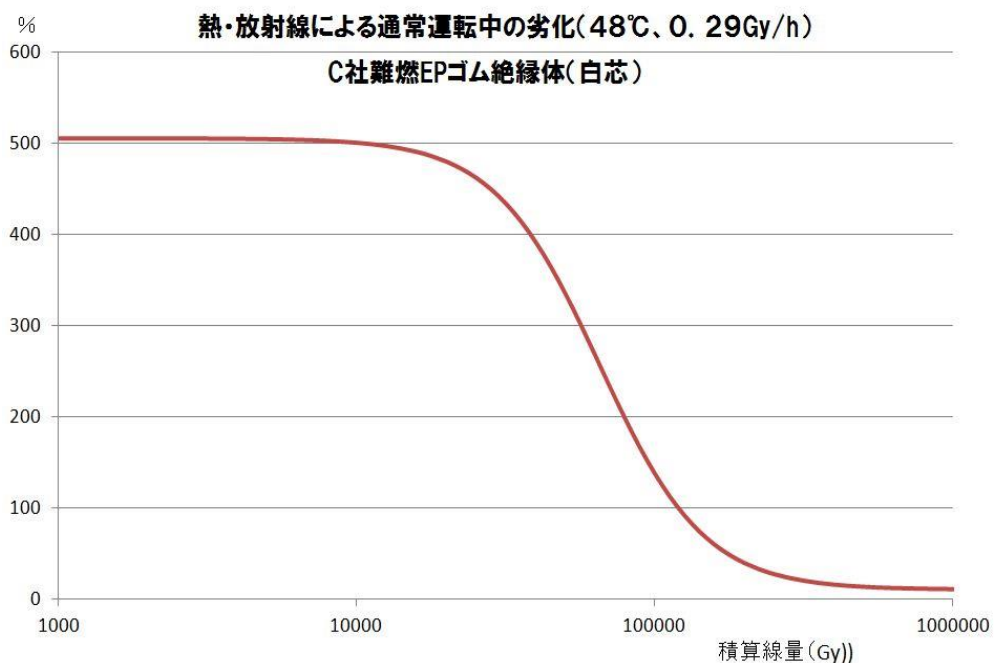
(ア) 2015（平成27）年12月10日被告資料（甲B第15号証）によると、被告は本件各原発の低圧ケーブル（難燃PHケーブル）について、ACAガイドにより健全性評価をしている（甲B第15号証9頁）。その上で、通常運転を模擬した加速劣化を行った供試ケーブルにつき、JISの耐電圧試験を行い、健全性評価が出来たとしている。

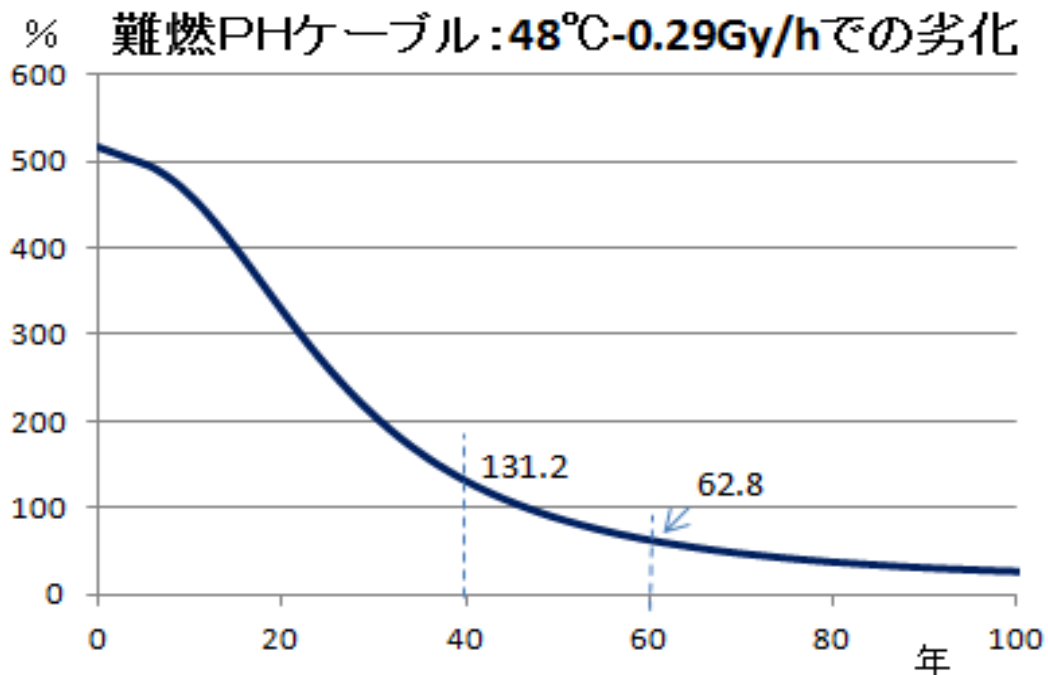
(イ) しかし、この資料における被告の評価には疑問がある。

- a 被告は、ACAガイドに基づき、最終的に供試ケーブルにつきJISの耐電圧試験を行っている。しかし、前述の通り、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り、試験として甘い。
- b 絶縁抵抗及び破壊電圧は経年変化パラメータとして捕らえ難いとされており、ケーブルの経年変化指標としては一般的に「破断時の伸び」が使用されているというのだから、評価として「破断時の伸び」に基づいて評価すべきであるのにしていない。
- c 甲B第15号証の6頁及び8頁には難燃PHケーブルの通常運転における使用条件として温度48度、放射線毎時0.29グレイという値が出ている。また、同資料9頁では、ACAガイドによる健全性評価としてJNES-SSレポートの試験結果を用いている。甲全第262号証229頁の表と試験条件（100℃-94.8Gy/h-4003h）を比べると、ここではC社の難燃EPゴム絶縁ケーブル（FR-PH-2.0）の白芯のデータを引用していることがわかる。破断時の伸びが通常時に516%（甲全第262号証301頁のA1+A2）であったものが143%（甲全第262号証229頁）にまで劣化しており、J

I S 試験では合格しているものの、I E E E の試験では不合格である（甲全第 2 6 2 号証 1 6 0 頁）。また、甲 B 第 1 5 号証 1 0 頁の「実布設環境」と称する表では、放射線量率として高いものでも 0. 0 2 0 2 グレイ毎時といった値になっており、同 6 頁とは放射線量率が 1 桁以上少なくなっている。

- (4) 「破断時の伸び」の観点からの本件各原発のケーブル劣化についての検討
- ア ここで、J N E S - S S レポートに基づき、甲 B 第 1 5 号証の 6 頁及び 8 頁の難燃 P H ケーブルの通常運転における使用条件を基にケーブルの劣化について計算する。
- イ すると、通常運転累積 3 0 年の段階で、ケーブルの破断時の伸び率が約 5 0 0 % から 2 0 0 % と大幅に低下しており、ここから事故時にはケーブルの性能低下が急速に進展することを考慮すると、「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」という延長審査基準の要求を満たしているとは言えない。





(5) 小括

以上より、JNES-SSレポートも認めているとおり、電気ケーブル絶縁体の経年劣化の指標としては安全のために「破断時の伸び」を採用すべきである。そうすると、電気ケーブルの老朽化に伴う絶縁低下の観点から、延長審査基準に合致するとは言えず、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しているとはいえないため、原子炉等規制法43条の3の32第5項の運転延長の要件に合致しているとはいえない。

なお、被告は、低圧ケーブルの一部について取り替えを計画しているようであるが、取替えを実施しない部分においては、新規制基準違反の状態が放置されるのであるから、上述したところは何ら揺るがない。

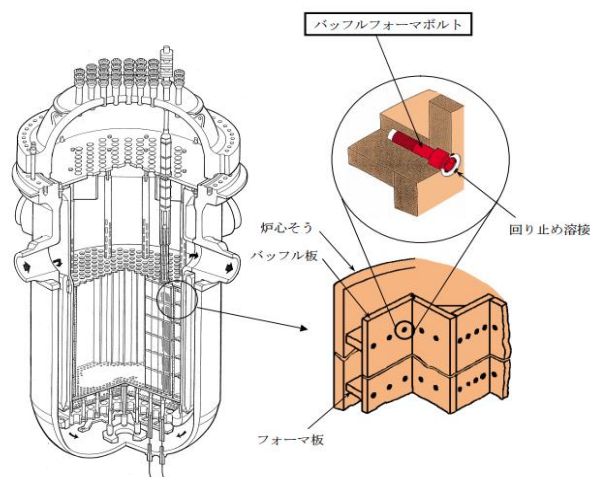
5 中性子照射による応力腐食割れ (IASCC) の評価がなされていない

(1) 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) とは

原子炉圧力容器にも用いられているステンレス鋼は、高い中性子照射量を

受けると応力腐食割れの感受性が高くなることが知られている。照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）とは、この状況に引張応力が作用すると粒界型応力腐食割れが生じる現象である。照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）の発生要因としては、材料、環境及び応力の3つの要因が考えられ、運転時間が経過し、非常に高い中性子照射量を受けたステンレス鋼において発生する可能性がある（甲B第16号証2頁）。

被告は、2015年9月29日に開催された高浜1、2号機の運転期間延長審査会合において、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）の劣化状況評価について説明し、バッフルフォーマボルト（炉心の側面を支えるバッフル板という金属の板を支えるボルトであり、全数は1088本ある。下図参照。）を最も厳しい評価部位として選定した上で、健全性評価を実施し、高経年化の対応として、「可視範囲について定期的に水中テレビカメラによる目視確認を実施していく」「また、今後最新設計の炉内構造物への一式取替を実施する」としていた（甲B第16号証10頁）。



これに対し、原子力規制庁サイドからは、目視確認で損傷状況の確認ができるのかとの疑問が出され、2015年12月10日の会合において、「目視確認ではバッフルフォーマボルト首下部の損傷確認が困難なため、維持規格

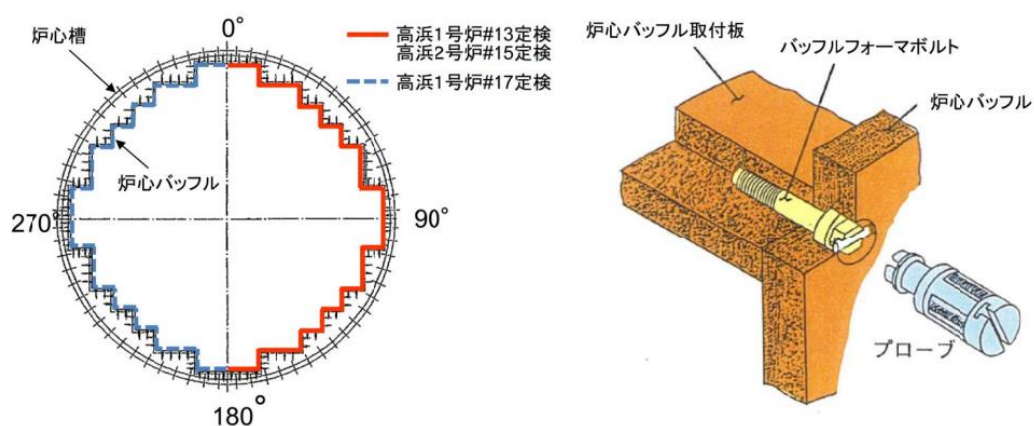
および炉内構造物点検評価ガイドラインの規定に基づき超音波探傷検査の実施を検討していく」ことが確認された（甲B第17号証18頁）。

被告自身が認めているように、ガイドラインによれば、バップルフォーマボルトの損傷状況の確認は超音波探傷試験によらなければならないところ（甲全第263号証2頁）、被告は、原子力規制委員会の指摘がなければ、目視確認で済ませるというガイドライン違反を犯そうとしていたものであり、延長審査という特に厳格さが要求される審査であることに鑑みると、その安全意識の鈍磨の程度は目を覆うばかりである。

(2) 被告の評価は点検範囲及び点検時期において不合理であること

ア 点検範囲の不合理性

ところで、従前の点検状況であるが、被告によれば、高浜1号機は、第13回定期点検時（1991年度～1992年度）及び第17回定期点検時（1997年度）に各半数ずつ、高浜2号機は第15回定期点検時（1995年度）に半数実施したとのことである（甲B第16号証9頁、点検範囲につき下図参照）。



そして、被告は、上述のような従前の点検状況を踏まえ、今後の点検について、2015年9月29日の会合において、「高浜2号炉につきましては、半数のバップルフォーマボルトについて、まだ点検の実績はございませんけれども、バップ

ルフォーマボルトの超音波探傷試験につきましては、炉心の対象性を考慮しまして実施するということが維持規格にも規定されてございます。そのため、半数の確認ではございますけれども、それによって全体の健全性を確認できていたと我々は考えてございます。また、ツインプラントであります高浜1号炉につきましては、念のため、全数の確認を実施してございますけれども、その高浜1号炉で損傷が確認されていないことから、炉心の対象性を考慮した点検は有効であったと我々は考えてございます。」と述べ、延長審査に際してこれ以上の点検を実施する考えがないことを明らかにした（甲全第264号証31頁）。

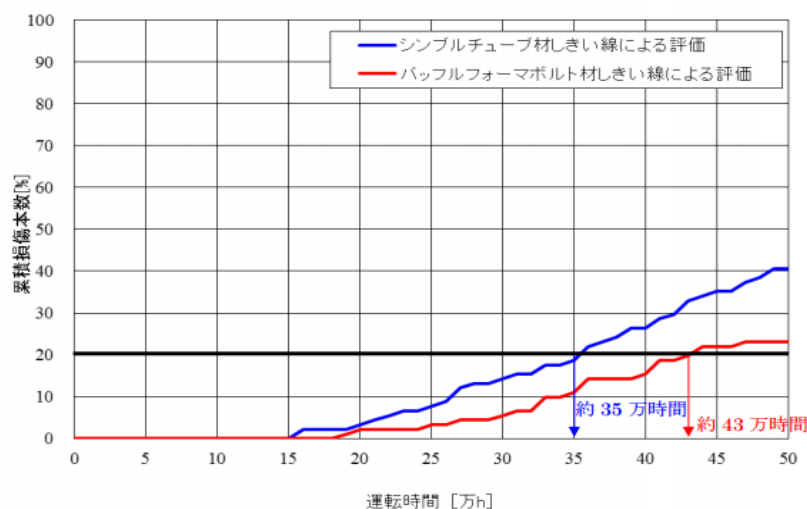
これはつまり、高浜2号機について、「右半分のボルトを点検した。炉心は左右対称だから、残り半分は点検しなくても大丈夫。」ということである。しかし、炉心は上からみると円形であり左右対称であることは確かであるが、だからと言って、中性子照射による損傷状況が全ての箇所であるとは限らない。

この点について、被告は、ガイドラインが、「点検範囲はバップルフォーマボルトの全数を基本とする。ただし、炉心の対称性を利用して点検範囲を選定することができる。」と規定している点（甲全第263号証2頁）を根拠に挙げる。しかし、現在高浜1、2号機について実施されているのは延長審査であり、原則40年の運転期間を超えて、例外的な延長運転を認めるかどうかを審査しているものである。例外規定の適用を認めるかどうかの問題となっている以上、その審査には格別の厳格さが要求されるのであって、このことからすれば、上記ガイドラインの適用についても、原則規定である全数点検が要求されるべきである。例外規定である半数点検を許容することは、延長審査の例外性及びそこから導かれる厳格性と相容れないと言わざるを得ない。

イ 点検時期の不合理性

もっとも、従来実施された点検の信頼性が高いものであれば、そのことを理由に、延長審査における例外規定の適用（半数点検の実施）が認められるという解釈の余地がないでもないであろうから、この点について検討するに、ガイドライ

ン（甲全第263号証）の付録E-3頁に掲載されている下図によれば、バップルフォーマボルトに中性子照射の影響が出始めるのは運転開始18万時間あたりからである。一方、被告が半数点検を実施したのは、高浜1号機については、運転開始約10万時間（第13回定期点検時、運転開始約17年）及び運転開始約14万時間（第17回定期点検時、運転開始約23年）であり、高浜2号機については、運転開始約12万時間（第15回定期点検時、運転開始約20年）である（いずれも、60年時点の運転時間が約36万時間であること（甲B第16号証5頁）から算出。）。したがって、いずれも点検時期が早すぎるために、点検で損傷が発見されなかったとしてもそれは当然のことであって、点検の信頼性は低いと言わざるを得ない。



(3) 小括

したがって、高浜2号機について半数点検で十分であるという被告の説明は合理的根拠を欠くし、そもそも、中性子照射の影響が出始めるより前の時期に行われた点検では、損傷が発見されないのは当然なのであるから、点検を行ったということ自体ができない。つまり、高浜1、2号機は、バップルフォーマボルトにおける中性子照射誘起型応力腐食割れの点検を実施しないままに延長運転を行おうとしているものに他ならず、延長申請にあたって劣

化状況の点検結果の記載を求める原子炉規正法 43 条の 3 の 3 2 第 4 項及び
実用発電用原子炉の設置，運転等に関する規則 113 条に違反する。運転開
始から 40 年を迎える高浜 1，2 号機の運転時間は約 24 万時間と推定され
る（60 年時点の運転時間が約 36 万時間であること（甲 B 第 16 号証 5 頁）
から推定。）から，現時点で点検を実施すれば損傷が確認される可能性は十分
ある（甲 B 第 16 号証付録 E-3 の図参照）。

なお，バッフルフォーマボルトは延長審査の特別点検の対象機器に含まれ
ていないが，これは，ガイドラインに従った超音波探傷試験の実施により劣
化状況の把握がなされていることが前提になっているものと解され，従来劣
化状況の把握がなされていない以上，延長審査にあたって評価がなされるべ
きであることは当然のことと解されるべきである。延長審査が 40 年超運転
という例外規定を根拠とするものであること，このことから審査には格別の
厳格さが要求されることに鑑みれば，なおのことである。

第 3 原子炉圧力容器の中性子照射脆化に関する審査が不十分である（全体につき， 甲 B 第 18 号証）

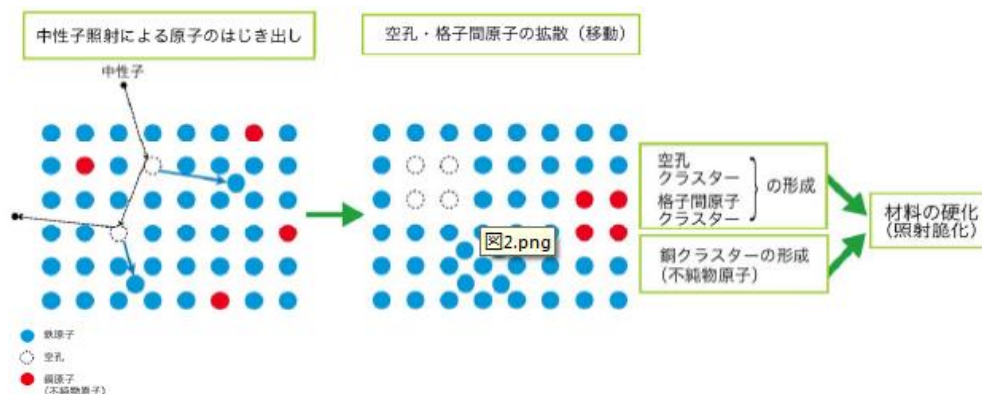
1 中性子照射脆化について

訴状 71 頁以下で主張したように，原子炉圧力容器に使われている鋼は，炉心
から放出される中性子を浴びることによって徐々にもろくなっていく（中性子照
射脆化）。

鋼は，元々，低温で脆性破壊を起こす性質を持っている。脆性破壊とは，材料
に力を加えたとき，ほとんど塑性変形せずに，ひび割れが進展して破壊してしま
う現象のことである。一方，温度が上昇すると，塑性変形が容易になり，ある温
度以上では延性破壊になる。その境目（延性破壊から脆性破壊に移る境目）の温
度のこと延性脆性遷移温度（DBTT）という（略して脆性遷移温度ということ
もある。）。

脆性遷移温度は，中性子照射によって上昇するが，そのプロセスは次の図のよ

うなモデルで説明される。



压力容器鋼に中性子が当たると原子を跳ね飛ばし、空格子点（空孔）と格子間原子ができる（1次欠陥）。それらの点欠陥が移動して集合し欠陥クラスターを作る。また、空孔が動く過程で鋼中の不純物原子（銅原子など）の移動を促進し、不純物クラスターを作る（2次欠陥）。これらの2次欠陥が転位のすべり運動の障害になって材料が硬化する。つまり粘性が失われ、延性破壊から脆性破壊へと遷移していく。

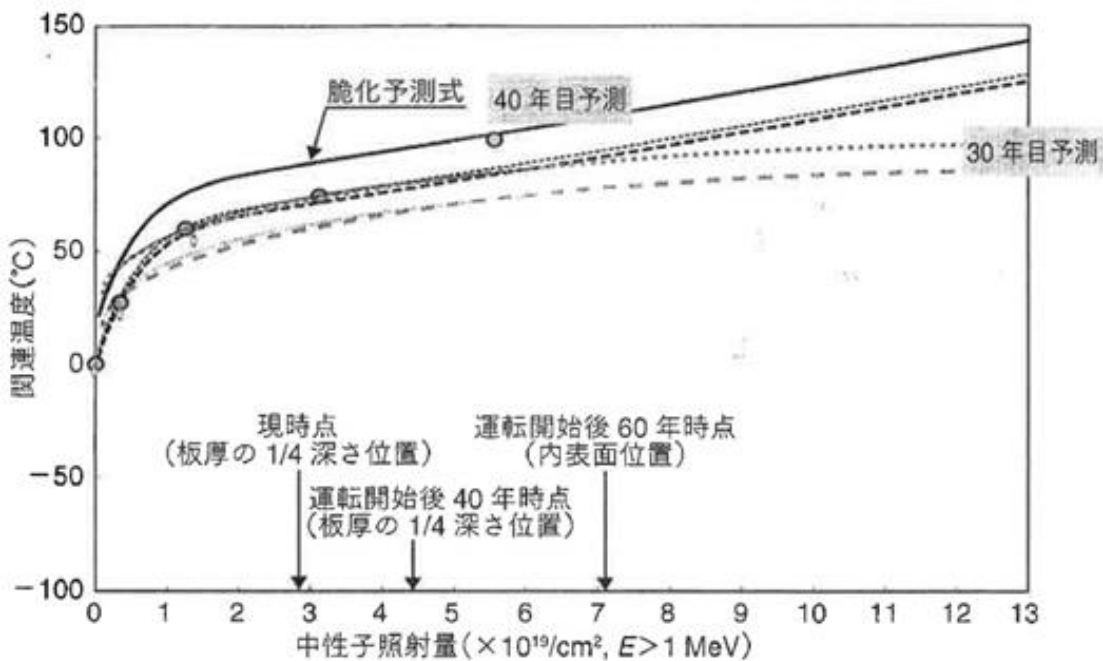
そして、不純物原子の中では、銅原子がもっとも硬化を引き起こしやすいことが知られている。これが知られるようになったのは1970年代半ばのことであり、それ以降に製造された压力容器（製造期間を計算に入れると、おおむね1980年代半ば以降に供用開始された压力容器）では、鋼材中の銅の含有量は0.1%以下に抑えられている（とはいえ、中性子照射脆化が進行しないという意味ではない。不純物クラスターの形成は抑えられるが、欠陥クラスターの形成による脆化は進行するからである。）。

高浜1, 2号機, 美浜3号機といった初期の原発では、銅含有量を抑えなければならぬという知見がなかったため、銅の含有量が多い鋼が用いられており、銅クラスターの形成が硬化の主因になる。ちなみに、高浜1号機の高経年化技術評価書（30年目, 40年目）によれば、压力容器の銅含有量は0.16%と報

告されている。

2 高浜1号機における脆性遷移温度予測には不備がある

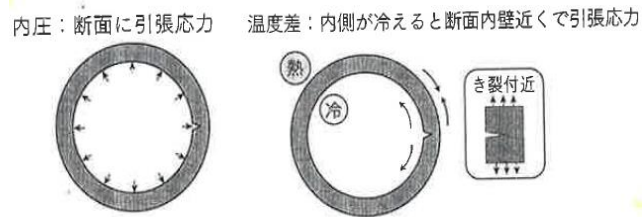
下図は、高浜1号機圧力容器監視試験データと、運転開始30年目及び40年目に報告された高経年化技術評価書において示された脆性遷移温度の予測曲線を合わせて示したものである。圧力容器内部には、鋼の脆化状態を調べるための監視試験片が設置されているが、2002年11月にこれを取り出して計測した第3回目までの監視試験データをもとにした30年目の高経年化技術評価書での予測曲線に比べ、2009年に取り出して計測した第4回データを加えた40年目の高経年化技術評価書での予測曲線は、約22℃上方へシフトしている。これは、脆性遷移温度の予測式に不備があることを示している。被告や原子力規制委員会は、保守的・安全側に予測していると主張するが、事実と反していることが実験データから明らかである。



3 応力拡大係数と破壊靱性値について

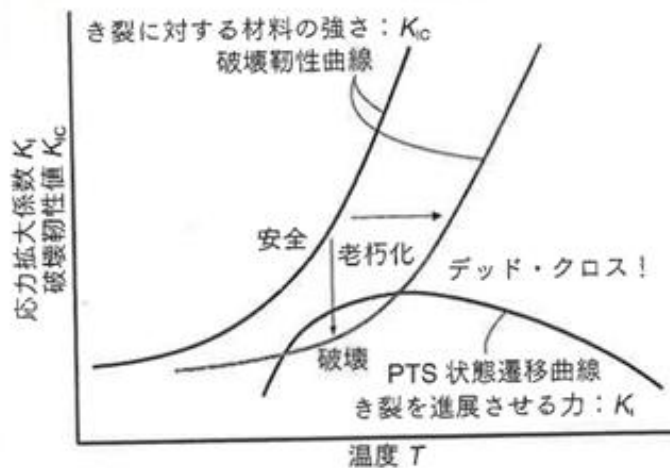
ところで、原発において配管が破断したり、ポンプが故障したりして原子炉に水を送り込むことができなくなった場合、緊急炉心冷却装置 (ECCS) が作動

して予備の冷却水が送り込まれる。そのとき、運転時約300度の状況下にある圧力容器内面は、冷却水によって一気に冷やされ収縮し、容器外面との温度差によって強い引張応力がかかることになる。このとき、内面にひび割れ（亀裂）があればそれを広げようとする力を受ける（下図）。そのときひび割れ先端にかかる力を応力拡大係数と呼び、 K_I と記す。



一方、ひび割れに対して材料側がどれだけ耐えることができるかという粘り強さ（靱性）を表す数値を破壊靱性値と呼び、 K_{Ic} と記す。

応力拡大係数と破壊靱性値の関係を示したものが下図である。



ひび割れにかかる力（応力拡大係数： K_I ）は、温度軸で見ると山型の曲線になる。これをPTS遷移曲線、あるいは K_I 曲線という。この曲線は、ECCS機能が働き冷却水が注入される際、圧力容器の内表面に想定したひび割れの先端に働く力（応力拡大係数： K_I ）の時間変化を表している。冷却水注入によって

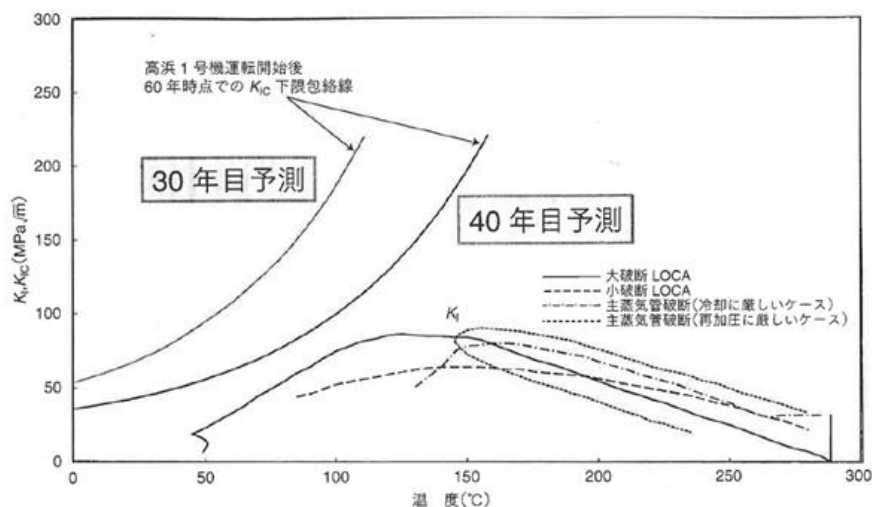
内表面の温度が低下するとともに圧力容器の厚さ方向に温度の不均一が生じ、内面に引張応力が働く（甲B第18号証486頁の図4）。その大きさは、時間経過とともに圧力容器の冷却が進み温度差が大きくなると増大するが、やがて容器温度が均一化に向かい、グラフの左下に向かって小さくなる。

一方、左方の右肩上がりの曲線は破壊靱性曲線（ K_{IC} 曲線）と呼ばれる。破壊靱性値（ K_{IC} ）が温度によってどう変化するかを示した曲線である。右上がりの曲線になるのは、温度が高いほど靱性が増してひび割れに耐える力が大きくなるからである。

これら両曲線が交叉しなければ、解析上、破壊は起こらないとされるが、圧力容器鋼材が中性子照射を受けると脆化が進み、破壊靱性曲線は右下へ移行し、両曲線が交叉（デッドクロス）すると、もはや圧力容器の健全性は保証されない。この状態の圧力容器を揺れが襲ったりあるいは周辺機器が衝突したりすると、脆化したタイタニック号の船体に氷塊が衝突したときのように、圧力容器は一気に破壊に至り大量の放射性物質が外部に拡散するという恐ろしい事態が現実のものとなる。

4 高浜1号機の破壊靱性曲線は信頼性に乏しい

下図は、運転開始30年目及び40年目に報告された高経年化技術評価書において示された「運転開始60年後の破壊靱性曲線」を合わせて示したものである。



これを見ると、30年目に作成した破壊靱性曲線は、下方の K_{Ic} 曲線とはだいぶ離れているのに、40年目作成の予測曲線はぐっと近づいている。40年目曲線が現実に近いと考えるならば、30年目予測は大甘だったことになる。

具体的にこの違いを数値で指摘すれば、40年目評価では、 K_{Ic} 曲線と K_I 曲線が最接近する90℃付近で比較すると、破壊靱性値の差は約 $21 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ 、温度差は約22℃であるのに対し、30年目評価では、それぞれ、 $113 \text{ MPa} \sqrt{\text{m}}$ 、68℃であった。破壊靱性値で約1/5、温度で約1/3の差までその余裕は減少している。

破壊靱性値の予測式が正しければ、このような誤差が生じることはありえないことである。ここまで大きな誤差が生じるということは、40年目も含めて、破壊靱性曲線の信頼性が著しく低いことを示すものである。40年目作成の予測曲線は K_I 曲線と交叉していないが、もし仮に、40年目の評価曲線が30年目作成の予測曲線と同程度の不確かさをもつならば、交叉してしまう危険性がある。

この危険性を考察するためには、30年目と40年目の違いがなぜ生じたのかを考える必要があるので、破壊靱性曲線を描く際の実データである、脆性遷移温度予測値と破壊靱性観測値について考える。

まず、脆性遷移温度予測値については、上述したように、30年目予測と40年目予測に約22℃の乖離が生じている（これが予測式の不備によるものであることも上述した。）。脆性遷移温度予測値の上昇は、破壊靱性曲線を求める際の破壊靱性観測値の温度シフト量を大きくし、破壊靱性曲線の右方向へのシフトをもたらす。これが第一の原因である。

もう一つの要因である破壊靱性観測値については、30年目と40年目のデータが異なっていることは明らかであるが、これについては被告がデータを公開していないので、はっきりしたことはわからない。高照射量における破壊靱性観測値が予想以上に低い値であったことが疑われる。

いずれにせよ、高浜1号機の破壊靱性曲線が、10年間の間に、破壊靱性値で

約 1 / 5, 温度で約 1 / 3 もの誤差を生じていることは看過することができない異常さである。精度の高い予測が行われているのであれば生じ得ないことである。これらのことからすると, 高浜 1 号機圧力容器鋼材の中性子照射による劣化は, 脆性破壊を引き起こしかねない危険域に達している恐れが大きいことは明らかである。原子力発電所の心臓部とも言うべき原子炉圧力容器について, このような大きな不安が払拭できない以上, 高浜 1 号機の運転が認められるべきでないこともまた明らかである。

以上