

事件番号 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 外110名

被告 国

準備書面（71）

（PTS 評価計算に関する違法性の主張書面）

2021（令和3）年7月19日

名古屋地方裁判所 民事9部A2係 御中

原告ら訴訟代理人弁護士 北村 栄 ほか

本書面は、令和3年1月20日付の被告第23準備書面において、被告の主張したクラッドコーティング（以下、「クラッド」という。クラッドの説明は第1・4参照）を考慮した規制委の本件運転期間延長認可は、具体的審査基準に反していたにもかかわらずそれを看過し、あるいはクラッドによる安全性への影響について何ら検討がなされず行われたものであり、その審査過程に明白な過誤欠落があり違法であることを主張するものである。

第1 クラッドを前提とした審査過程には明白な過誤欠落があること

1 本書の主張の概要

被告が第23準備書面の主張において引用する「電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答」（乙B113）の解析では、クラッドが考慮されている。一方、法令によって定められている「技術基準規則に定める基準」（原子炉等規制法43条の3の32第5項、実用炉則114条）であると

解釈されている JEAC4206-2007 は PTS 評価の解析においてクラッドを考慮することを許容していない。

したがって、クラッドを考慮した PTS 評価の解析結果を前提にした規制委の許認可は、具体的審査基準に反し、その審査過程において明白な過誤欠落があったのであり違法である。また、本件許認可処分では、乙 B 1 1 3 を前提になされているが、これにおいてはクラッドによる安全性への影響をなんら検討がなされていない。このような審査過程には明白な過誤欠落があったといえ、違法である。

2 これまでの原告・被告の主張

(1) 原告は、JEAC4206-2007 での PTS 評価の解析において、過渡条件についての核沸騰が想定されていないことを指摘したところ（原告準備書面（44）7頁）、被告は第23準備書面21頁から24頁において、「電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答」（乙 B 1 1 3）を引用しつつ、大破断 LOCA における原子炉圧力容器の温度履歴を元に沸騰熱伝達率を考慮した場合の解析によっても破壊靱性遷移曲線と PTS 状態遷移曲線が交わることがない旨の反論を行った。

(2) 被告はその前提として、JEAC4206-2007 の位置づけについて次のように述べた。すなわち、原子炉等規制法43条の3の32第5項を受けて定められた実用炉則114条の「技術基準規則に定める基準」である技術基準規則14条2項の解釈4により定められた、基準に適合するか否かを判断するに当たり、民間規格である JEAC4206-2007 を用いることを求めているとしている。

JEAC4206-2007 の位置づけをこのように解するのであれば、具体的審査基準である JEAC4206-2007 に反する内容の申請に基づく審査が行われ、当該違反を見過ごしてなされた規制委の許認可は、その審査過程に

過誤欠落があり違法となる。

3 電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答（乙 B1 1 3）

(1) 乙 B1 1 3 の位置づけ

電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答（乙 B1 1 3）は、原子力安全・保安院（原子力規制委員会の前身）が主催して行った「高経年化技術評価に関する意見聴取会」（以下、「平成23年聴取会」という。）の第17回（平成24年6月20日実施）における委員からの意見や質問に対する、電気事業連合会（参加人を含む大手10電力会社による組織）による回答である。なお、平成24年聴取会は平成23年11月から平成24年8月まで全18回行われた。

同意見聴取会の目的は、「東京電力(株)福島第一原子力発電所事故における高経年化による劣化事象の影響の検証を実施、及び中性子照射脆化に係る健全性評価手法の適切性に関する検討を行うことを目的とする。また、原子炉設置者から、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律及び関係規則に基づき申請があった、原子力発電所の経年劣化に関する技術的な評価及びこの評価結果に基づき策定した保守管理の方針の妥当性を確認することを目的とする。なお、こうした作業をオープンな場で行うことにより、透明性の向上に努めるものにする。」（甲 E5 8）とされている。同意見聴取会で行われた議論は、原規委に引き継がれ、原規委はこれらの事情を審査の前提とし、本件において取消の対象となっている許認可の処分を行った。このことは、被告が、原発の PTS 解析による安全性評価において、乙 B1 1 3 をその根拠に主張していることから明らかである。

(2) 「電気事業連合会の・・・回答」（乙 B1 1 3）の内容

乙B113は、委員からの「熱伝達率の算出において、圧力低下の影響やこれに伴う冷却水の沸騰による影響を考慮しているのか」という旨の質問に対する電気事業連合会の回答である。

同書の3/6頁目では、PTS評価における熱伝達率においては、「事象の初期段階では、高温の原子炉容器内表面(クラッド内表面)に冷水が接することにより原子炉容器内表面(クラッド内表面)と冷水の間で沸騰熱伝達が生じることが想定されますが、原子炉容器内表面(クラッド内表面)の温度は比較的早く飽和温度(100℃)以下となって沸騰は停止すると考えられること及び上記の通り温度変化をステップ変化させているという保守的な条件で評価を行っていることから、現状の熱伝達率は、沸騰熱伝達を考慮せずに、高温水の自然対流の効果と27℃の冷却水注入による強制対流の効果を踏まえた Jackson&Fewster 式に基づき算出しております。」として、その評価において沸騰熱伝達率は考慮していないことを認めている(傍点は原告訴訟代理人が付した。以下同様)。

その一方で、4/6頁目では「この結果、初期の熱伝達率は現状評価の熱伝達率と比較して大きくなりますが、数十秒で原子炉容器内表面(クラッド内表面)温度は100℃以下になり、沸騰熱伝達の温度域から外れることがわかります。」とし、5/6頁目で「この結果から、沸騰熱伝達を考慮しても、PTS評価上厳しくなる低温領域ではほとんど応力拡大係数に変化はないことから、沸騰熱伝達の影響は十分小さく、これまでの現状評価方法で適切に評価できているものと判断できます。」としている。要するに、後掲の本書図1を示し、冷却水が沸騰し、これにより熱伝達率が高まる(数十秒)温度領域では、破壊靱性遷移曲線がPTS状態遷移曲線に近づく温度領域ではないことから、両曲線が交わる危険性はなく、沸騰熱伝達率を考慮していなくてもその安全性には問題がない、という旨の内容となっている。

しかし、同書における最大の問題点は解析において「原子炉容器内表面（クラッド内表面）」とし、クラッドを考慮に入れて解析をしているところである。詳しく述べると、同聴取会で配布された資料の一部である後掲の図2（甲E59の4頁）にて説明がまとめられている。それは「加圧熱衝撃評価における熱伝達率について、原子炉設置者は以下のとおり、現実的な解析を実施している。」と称した上で、

「○温度分布解析

- ・時刻歴による熱伝達率により解析。（クラッドを考慮）
- ・沸騰状態は極く短時間であることから沸騰熱伝達率は考慮不要。K1C曲線に近づく低温領域では影響せず

○応力解析

- ・クラッドは強度部材でないことから考慮せず」

とされている。

これは、同じ加圧熱衝撃評価（PTS 評価）において、温度分布解析では、クラッドは考慮するが、応力解析においては、クラッドは強度部材でないことから考慮していないというものである。応力解析において、クラッドは考慮しないとしているのは、下記で詳細に論じるが、技術基準規則が引用する民間規格であるPVB3420（日本機械学会の作成した「発電用原子力設備企画」における設計・建設規格）には、強度部材としてクラッドを考慮してはならないと明記されているからであると思われる。

しかし、熱応力とは、温度分布と応力解析における物性値によって求められるものであることからすれば¹、一方ではクラッドを考慮し、もう

¹ 金属材料に限らず原発の構成材料のほとんどは、熱膨張率の程度により、温度変化によって必ず熱膨張または収縮を伴う。これらの部材の温度分布が一様でないときは、その内部に応力が生じる。これが熱応力である。熱応力のうち、急激な加熱や冷却に伴う非定常温度分布によって過渡的に生ずる大きな非定常熱応力を熱衝撃という。熱応力を算出するためには、部材内の温度分布と、部材の熱膨張率と縦弾性係数（ヤング率ともいう。ばね定数に相当。材料の伸びやすさの係数）という力学的物性値（機械的特性）と、

一方ではクラッドを考慮しないという一貫性のない計算手法には、合理性があるとは到底いえない。

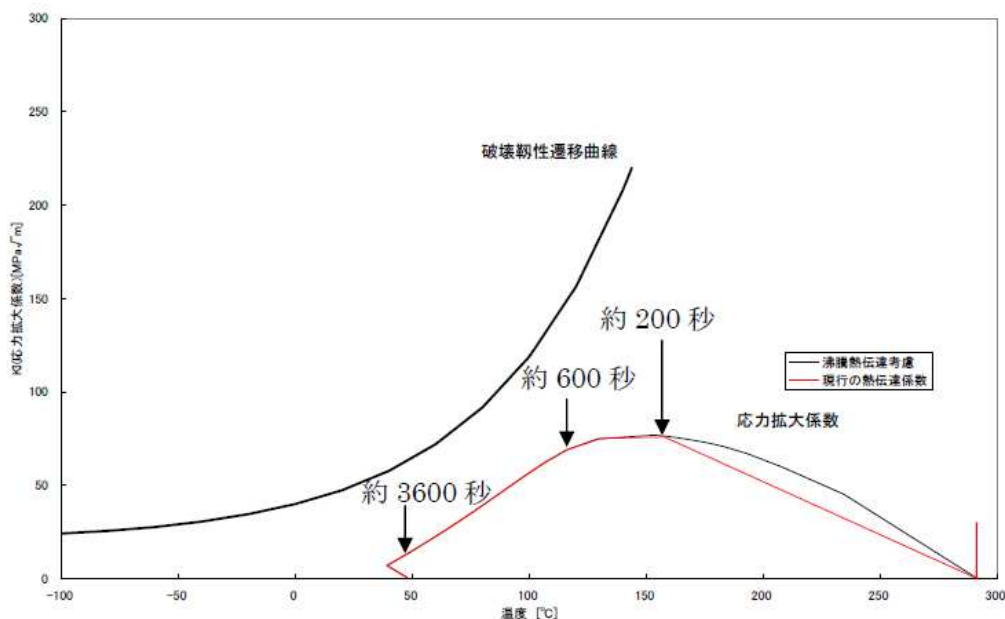


図4 沸騰熱伝達を考慮した場合との応力拡大係数の比較

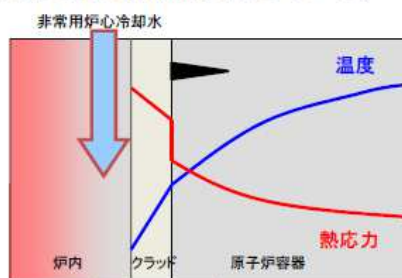
(注：横軸は想定欠陥深さ位置(母材内面から 10mm 位置)での温度)

【図1 乙B113「3. 現状評価の妥当性について」を示す図】

1. 応力拡大係数(KI)に見込まれる保守性について

(2) 過渡条件(続き)

加圧熱衝撃評価における熱伝達率について、原子炉設置者は以下のとおり、現実的な解析を実施している。



OPTS過渡事象では、初期は減圧沸騰によるダウンブロー過程で、その後、蓄圧注入系からの冷却材が注入されてサブクール状態となる。さらに、蓄圧タンクから注入が終了した後は安全注入ポンプによって、炉心再冠水過程の状態になる。しかし、原子炉圧力容器壁に想定する深さ10mmのき裂先端の温度が遷移温度域まで低下するのは、冷却開始後1000秒以上後になることから、熱応力に及ぼす温度分布はサブクール状態及び炉心再冠水過程に支配される。

- 沸騰熱伝達は考慮せず、原子炉圧力容器近傍での上向き自然対流と下向き強制対流が共存する過程のJackson-Fewster式で評価。
- 熱伝達率は一次冷却材温度と容器内表面(クラッド内表面)温度により決定するが、時々刻々と変化する容器内表面(クラッド内表面)温度に連動して熱伝達率を求めている。

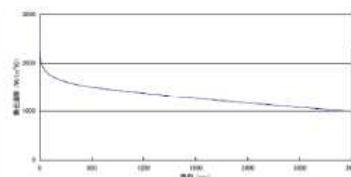
・温度: 冷却水温度
約290°C→約
27°C

・圧力: 炉内圧力約
15Mpa→0
のステップ状変化
(保守的な想定)

○温度分布解析
・時刻歴による熱伝達係数により解析。
(クラッドを考慮)

・沸騰状態は極く短時間であることから
沸騰熱伝達率は考慮不要。KIC曲線
に近づく低温領域では影響せず

○応力解析
・クラッドは強度部材でないことから考
慮せず



大破断LOCA時の熱伝達率(クラッド内表面)

りや

【図2 甲E59の4頁】

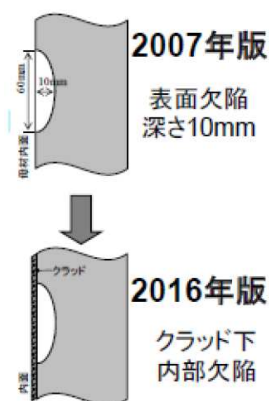
なお、応力拡大係数の大きさは、熱応力に比例する。熱応力は温度分布における温度差が激しいほど大きくなり、温度分布は冷却速度が速いほどその差が激しくなる。そして、冷却速度は熱伝達率に比例する関係にある。

4 クラッドについて

(1) クラッドとは

加圧熱衝撃が生じた場合における圧力容器の最大仮想欠陥は、JEAC4206

-2007では、「炉心領域内表面」における深さ10mm、長さ60mmとされている（甲B86の22頁）。クラッドとは、圧力容器内側の表面になされたコーティングを意味しその素材としては合金が利用されている。クラッドの主な目的は、圧力容器の金属が腐食することを防止する点にある。



【図3 クラッドのイメージ】

(2) クラッドの有無による解析結果への影響

圧力容器に冷却材が流れ込むと、まずクラッドの表面が急冷されることになるが、この際、母材に比べて熱拡散率（熱伝導率を密度と比熱の積で割った物性値）が低いクラッドが断熱材の役割をすることにより亀

裂先端部（母材内面から 10mm の部分）の温度下降を緩和する働きをする。これにより、亀裂先端部の温度がそれほど下がらないこととなり、母材の熱応力も大きくなる。図 1 のとおり、200 秒あたり（170°C 付近）で応力拡大係数は最大値をとり、破壊靱性遷移曲線に近づくことがなくなるものと乙 B1 1 3 は説明しているものと思われる。

もっとも、下記でも論じるが、PTS の解析におけるクラッドの及ぼす影響がどこまであるのか分からないというのが実情なのである。乙 B1 1 3 の計算において、クラッドの熱的特性や機械的特性をどのように考え検討したのか、どのような物性値を設定して計算したのか全く分からない。つまり、クラッドがどれだけ安全性に寄与するのか、非安全側に働く要素が適切に考慮されているのか、その評価が妥当かどうか等の検討が全くされていない。このように根拠が不明であるにもかかわらず、クラッドがあることによって沸騰熱伝達率が生じる時間帯が破壊靱性遷移曲線と近づく時間帯と異なるから、沸騰熱伝達率を考慮しなくてよいとしているのである。

5 JEAC4206-2007 はクラッドを考慮して計算することを許容していないこと

(1) JEAC4206-2007 ではクラッドが一切考慮されていないこと

JEAC4206-2007 においては、PTS の解析において、「原子炉圧力容器壁近傍の温度を評価する」「炉心領域部壁における応力解析」とあるのみであり、クラッドについてその記載はない（乙 E2 5 附 C-2）。また、最大仮想欠陥においては、「半楕円表面欠陥」としているが（乙 E2 5 附 C-4）、欠陥とは本書図 3 のとおりクラッドの下にあるものであるから、クラッドがあることを前提とすると「表面」などという表現を用いることはない。さらに、附属書 C3 3 2 0-1 の図においても最大仮想欠陥に

において、クラッドは図に記載されていない（乙 E 2 5 附 C-1 0）。これらのことからすると、PTS の解析においては JEAC4206-2007 の文理上、クラッドを前提とした解析を一切許容していないと考えるのが自然である。

一方で、JEAC4206-2007 の改訂である「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法」（JEAC4206-2016）においては、「応力解析においては、クラッドと母材（又は溶接金属）の熱膨張差により生じる応力を考慮する・・・」「原子炉圧力容器炉心領域内のクラッド下に深さ 10mm、長さ 60mm の半楕円欠陥を想定する」（甲 B 8 6 の 1 1 6 頁～1 1 7 頁参照）とクラッドを考慮して、その安全性を評価してよいものと明記されている。文言に着目すると、クラッドを考慮するとして、そのことと矛盾しないようにわざわざ「半楕円欠陥」として「表面」の文言を削除している。

しかし、下記で論じるように JEAC4206-2016 が「技術基準規則に定める基準」の解釈として採用されることはなかった。JEAC4206-2016 の文言と比較しても JEAC4206-2007 の文理上、クラッドを前提とした解析を一切許容していないと考えるのが自然である。

JEAC4206-2007 は、PTS の解析において「最大仮想欠落最深部の温度」（き裂先端温度のこと）（附 C-3）、最大仮想欠落として「半楕円表面欠陥」（附 C-4）という条件設定とすることを要求している。しかし、乙 B 1 1 3 の解析においては、クラッドがあることで、温度設定は「クラッド内表面及び母材内面から 10mm の位置」（乙 B 1 1 3 図 3）としているものの、「半楕円表面欠陥」という条件設定からはずれてしまっている。

（2）JEAC4206-2016 が採用されなかった経緯

ア 原規委による令和元年検討会

原規委の主催により令和元年7月29日から令和2年7月9日まで「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法等の技術評価に関する検討チーム」（以下、「令和元年検討会」という。）の会合（全6回）が行われた。令和元年検討会の目的は、JEAC4206-2007に代わり、JEAC4206-2016が「技術基準規則に定める基準」の解釈として引用できるか否かについて検討することであった（甲B86の1頁「1.はじめに」を参照）。令和元年検討会において、JEAC4206-2016は「技術基準規則に定める基準」の解釈として引用できないと原規委は結論付けた（甲B87の34頁～36頁参照）。

イ JEAC4206-2016 の内容及び採用されなかった理由

令和元年検討会で、検討の対象になった事項は多岐にわたるが、主なものとしては、マスターカーブ法を取り入れた破壊靱性遷移曲線の式の改定について、及び仮想欠落の想定において従来は考えていなかったクラッドを考慮することについてであった。本書では後者について論じる。

(ア) 熱伝導解析及び応力解析（甲B86の19頁以降）

クラッドに関する熱伝導解析及び応力解析については、主に第5回検討会から議論されるようになったが、検討会における検討結果をまとめた資料（甲B86の19頁以降）では、検討会における議論について次のようにまとめられた。

PTS 状態遷移曲線の設定における熱伝導解析及び応力解析における「（3）検討結果」において、

「破壊靱性確認方法 2007（JEAC4206-2007 のこと）では『C3110 評価事象の熱水力解析』において熱伝達率や熱伝導解析の評価部位に

『原子炉圧力容器壁近傍』等の表現が用いられており、『クラッド』の表現はないが、破壊靱性確認方法 2016 (JEAC4206-2016 のこと) では『RF 4221 PTS 状態遷移曲線の設定』において、熱伝達率は原子炉圧力容器クラッドと 1 次冷却材間の値と規定しており、熱伝導解析においてもクラッドを含むこととされている。」

「また、クラッドと母材 (又は溶接金属) の熱膨張差により生ずる応力及びクラッド溶接、継手溶接による残留応力を考慮することが規定された。」とした上で、クラッドを考慮してその安全性を評価する JEAC4206-2016 を採用できない理由として次のように述べた。

「しかし、熱伝導解析や応力解析には線膨張係数等の熱的特性及び機械的特性が必要であるが、破壊靱性確認方法 2016 ではそれらの設定方法について規定がない。」

「また、技術基準規則第 17 条 (材料及び構造) 第 1 項第 15 号の解釈に引用する日本機械学会発電用原子力設備規格 溶接規格の『第 2 部 溶接施工法の認証標準』には、クラッドの試験として側曲げ試験と浸透探傷試験のみが規定されており、熱的特性及び機械的特性に関する試験は規定されていない。」

「さらに、技術基準規則第 17 条第 1 項第 8 号の解釈に引用する設計・建設規格の『PVB3420 クラッド容器に対する強度評価上の取扱いについての規定』には『クラッド部は、強度部材として考慮しないこと。』及び『クラッド部の厚さが全厚さの 0.1 倍を超える場合は、クラッド部を含めたモデルを用いて熱応力を算出すること。』と規定している。」

「…PTS 評価では想定される挙動を多方面から検討して保守的に評価することが必要であることから、クラッド下の想定欠陥部に生ず

る応力を算出することが重要であるといえる。したがって、熱伝導解析及び応力解析に用いるクラッドの熱的特性及び機械的特性については、その代表性²を確認した上で設定方法を明確にする必要がある。・・・」。

要するに、主にクラッドの熱的特性及び残留応力の評価や機械的特性において、安全性の評価のために不明確な部分が多く、安全性を確保するためにはクラッドの熱的特性や機械的特性においてその代表性を確認してから解析におけるクラッドの設定方法を明確にしなければならないとして JEAC4206-2016 採用できないとした。

また、ここで重要なのは「『PVB3420 クラッド容器に対する強度評価上の取扱いについての規定』には『クラッド部は、強度部材として考慮しないこと。』及び『クラッド部の厚さが全厚さの 0.1 倍を超える場合は、クラッド部を含めたモデルを用いて熱応力を算出すること。』」の部分について、同資料の抜粋における注 5 で「工事計画認可申請における原子力圧力容器解析等では、これらの規定に基づきクラッド部は強度部材として考慮されていない」（甲 B 8 8 の 4 頁）と確認されていることである。

前述したが PVB3420（甲 B 8 9）とは、日本機械学会の作成した「発電用原子力設備企画」における設計・建設規格であり、これも JEAC4206-2007 と同様に「技術基準規則に定める基準」にあたる民間規格である。この PVB3420 においては、クラッドについてどう取り扱われるべきか上記のとおり明記されており、クラッドは強度部材として考慮してはならないことと定められている。つまり、設計・建設規

² クラッドと母材が明確に分離できることが確認できた上で、それぞれの物性値が個々の材料を代表することが確認できることを意味すると思われる。

格においてはクラッドを考慮してはならないことが明記されているが、一方では JEAC4206-2016 にクラッドを考慮することを明記されている。仮に JEAC4206-2016 が採用されると、ある規格ではクラッドを考慮するが、別の規格ではクラッド考慮しないという扱いになることとなる。

この点において、本検討会の第五回会議では、原子力規制庁の技術基盤グループ技術基盤課企画調整官の佐々木晴子氏は、規格の一貫性に関する議論において、次のように結論付けた。

「…また、供用状態 C、D においてクラッドを導入していますけれども、同じように A、B についてはクラッドがないものとして評価するようになっておりまして、規格全体として私どものほうは考えますので、その場合に不整合があるというふうに考えています。規格全体として整合を図られて一貫性のあるものになっているか。これは、この規格（JEAC4206-2016）の中だけではなく、設計・建設か溶接規格、維持規格といった関連する規格との整合性もそうですけれども、一貫性のあるものになっているかということも確認することとしたと思っています…」（甲 B 9 0 の 2 5 頁）。

すなわち、JEAC4206-2016 と関連する他の規格との整合性や一貫性の観点から安全性が確認できていないことが、JEAC4206-2016 を採用できない理由の一つとして挙げられている。原規委は、すでに適用されている規格においてはクラッドを考慮してはならないとされている一方で、JEAC4206-2016 クラッドの考慮を考慮してよいと明記することについて、安全性を未だ確認できていないから許さないとしたのである。

(イ) 仮想欠陥（甲 B 8 6 の 2 1 頁）

JEAC4206-2016 は、仮想欠陥において次の表のとおり、「半楕円表面欠陥」から「半楕円欠陥」へ、「炉心領域内表面」から「炉心領域内面クラッド下」へと変更されている。

表 4.1.9-1 供用状態 C、D の仮想欠陥に関する変更内容

最大仮想欠陥		破壊靱性確認方法 2016	破壊靱性確認方法 2007
一般評価	形状	半楕円欠陥	—
	大きさ	深さ 10mm、長さ 60mm (非破壊試験結果を反映可能)	—
	場所	炉心領域内面クラッド下	—
	方向	軸方向	—
詳細評価	形状	半楕円欠陥	半楕円表面欠陥
	大きさ	深さ 10mm、長さ 60mm (非破壊試験結果を反映可能)	深さ 10mm、長さ 60mm
	場所	炉心領域内面クラッド下	炉心領域内表面
	方向	母材に対して軸方向、溶接金属に対して溶接線方向	軸方向

【表】

原規委はこれに対し、次のように検討結果をまとめている（甲 B 8 6 の 25 頁～27 頁）。

「PTS 評価において想定する欠陥を、容器内面の半楕円表面欠陥からクラッド下の半楕円欠陥に変更したことは、評価における欠陥の位置を実情に合わせたものと考えられ、クラッドの影響に関する検討が行われている。…クラッドがある場合の応力拡大係数は、破壊靱性確認方法 2016 に規定された方法で算出可能と考えられるが、これらの計算の基となっている材料特性の適用範囲が明確でない。Marie19 の文献に基づき策定された『C-5000 クラッド直下の欠陥に対する計算例』は、容器本体は弾性変形、クラッドは塑性変形すると仮定して定めた応力拡大係数の計算式、割増係数 β の計算式が規定されており、計算にはクラッドの降伏点及びクラッド厚さが必要である。」

「日本電気協会は、クラッドの厚さについては、規格上明記してい

ないものの設計寸法等を踏まえて解析者が適切に設定するものと考え
るとしており、クラッドの機械的特性については、規格上明記して
いないもののクラッドの材料は SUS304 系ステンレス鋼のため、一般
には SUS304 の機械的特性を使用するものと考えてとしている。」

つまり、クラッドのある場合の応力拡大係数を JEAC4206-2016 にお
いて計算自体は可能であると思われるものの、そのための材料特性の
範囲が明確ではなく、計算のためにはクラッドの降伏点³とクラッド
の厚さの設定が必要であるが、JEAC4206-2016 には明記されていない
ことを原規委は指摘している。

そして、日本電気協会が引用したクラッド材の中性子照射脆化を考
慮した亀裂発生評価に関する各種論文にも言及しつつも、

「…以上のように、クラッド下の欠陥に対する応力拡大係数評価
に関して様々な研究が行われているが、照射前のクラッド（溶接方法
により溶接材料や希釈域の範囲は異なる。）の降伏点が、SUS304 の
降伏点を上回っているか確認した上で、クラッドの機械的特性やクラ
ッドの厚さの設定方法を明確にする必要がある。」

として、クラッドの残留応力の評価法や機械的特性やその厚さが与
える影響を考慮した安全性評価の検討が未だ不十分であるとした。

(3) 小まとめ

上記のとおり、JEAC4206-2007 ではクラッドの記載がなく、文理上クラ
ッドの存在を考慮していない。また令和元年検討会では、クラッドを考
慮することは機械的特性やその厚さが与える影響、関連する他の規格の

³ 物体に加える外力を次第に増したとき、応力が弾性限度を越えるある値に達すると、応力がほ
とんど増加することなくひずみだけが急激に増加するが、この限界の応力こと

整合性の観点からその安全性評価の検討が未だ不十分であるとして「技術基準規則に定める基準」の解釈として引用できないとしている。これらのことからすれば、JEAC4206-2007 という基準においては、クラッドを考慮しての PTS 解析による安全評価を許容していないことは明らかである。

しかし、原規委はクラッドを考慮した「電気事業連合会の…回答」（乙 B 1 1 3）やこれの検討会での資料（本書図 2）を前提に本件運転期間延長認可処分を行っている。つまり、具体的審査基準である JEAC4206-2007 に反した審査が行われ同認可処分がされたのである。

6 クラッドによる安全性への影響をなんら検討していないこと

- (1) 上記のとおり、平成 2 3 年聴取会における電気事業連合会の回答（乙 B 1 1 3）においてはクラッドが考慮されているが、その一方で令和元年検討会においてはクラッドを考慮した JEAC4206-2016 の採用を否定した。

令和元年検討会の最後において、原子力規制庁技術基盤グループ技術基盤長の遠山氏は次のように述べた。

「これまで検討チームで会合し、議論を行った結果、…結論だけ申し上げますと、事務局としての技術基盤課といたしましては、現時点で、規制における破壊靱性確認方法、JEAC4206 の 2016 年版の適用性を判断するには、時期が尚早であると。今後、学協会において技術検討が行われ、この規格が改定された後に、再度、技術評価を行うこととしたいと考えています」（甲 B 8 7 の 3 5 頁）。

このように令和元年検討会では、「適用性を判断するには時期尚早である」結論として不採用とされたのであるが、平成 2 3 年聴取会では、「現実的な解析」と称して乙 B 1 1 3 のようにクラッドを考慮した解析が

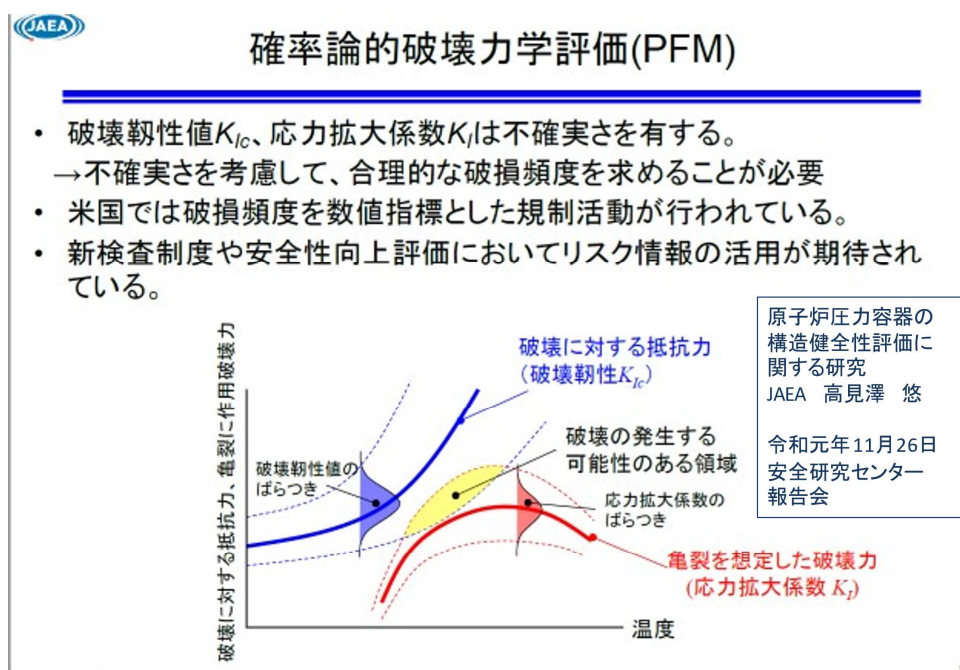
され、それを前提に本件運転期間延長認可処分がされたのである。すなわち、その安全性が確認できないことから適用性を判断するには時期尚早と結論付けられたクラッドについて、考慮してしまった解析（乙B1 1 3）を前提として認可処分がされてしまっているのが実情なのである。

(2) クラッドの与える影響が不明確であること

乙B1 1 3や本書図2におけるクラッドの位置づけについて、被告は概略次のよう主張する。

圧力容器に冷却材が流れ込むとクラッドの表面が急冷されることになるが、クラッドが断熱材の役割をすることにより亀裂先端部の温度下降を緩和する働きをし、これにより亀裂先端部の温度がそれほど下がらないため、母材の熱応力も大きくなる。そして、温度分布解析においてはクラッドを考慮するが、他方で応力解析においてはクラッドは考慮しないという条件で解析すると（本書図2参照）、本書図1のように200秒辺り（170°C付近）で応力拡大係数は最大値をとり、破壊靱性遷移曲線に近づくことがなくなるから、沸騰熱伝達率を考慮する必要はない、と主張する。

しかし、原発はその事故のもたらす結果の重大性から、深刻な災害が万が一にも起こらないようにするために、考え得る限りの危険性を排除



した高度な安全性が求められるべきである。破壊靱性の安全性の確認、つまり破壊靱性値と応力拡大係数にはそもそも不確実さがあることから（図4）、その点を適切に考慮する必要がある。

図4（甲E60の19頁）

だからこそ、原発の安全性においては、その事故の条件において最も厳しい条件が代表しているといえること、つまり、その条件設定が十分に保守的なものになっていることが要求される。そして、仮に、クラッドを考慮し、本書図2のような温度分布と熱応力分布図を採用するのであれば、少なくとも次のことが相当な根拠をもって示されなければならない。

- ①クラッドは鋼板の表面にきちんと密着し、はがれていないこと。さらに、長期にわたって密着性が損なわれないこと。
- ②クラッド表面の形状と清浄度。
- ③クラッド層の厚さの特定。また、その厚さは基本的に変わらないこと。
- ④クラッド層の熱伝導率、ヤング率、降伏強度等の物性値が求まっていること。
- ⑤クラッドという腐食を対象にした部材に強度を保証できるか。
- ⑥延長しようとする期間において、上記①から⑤の内容が妥当することの説明

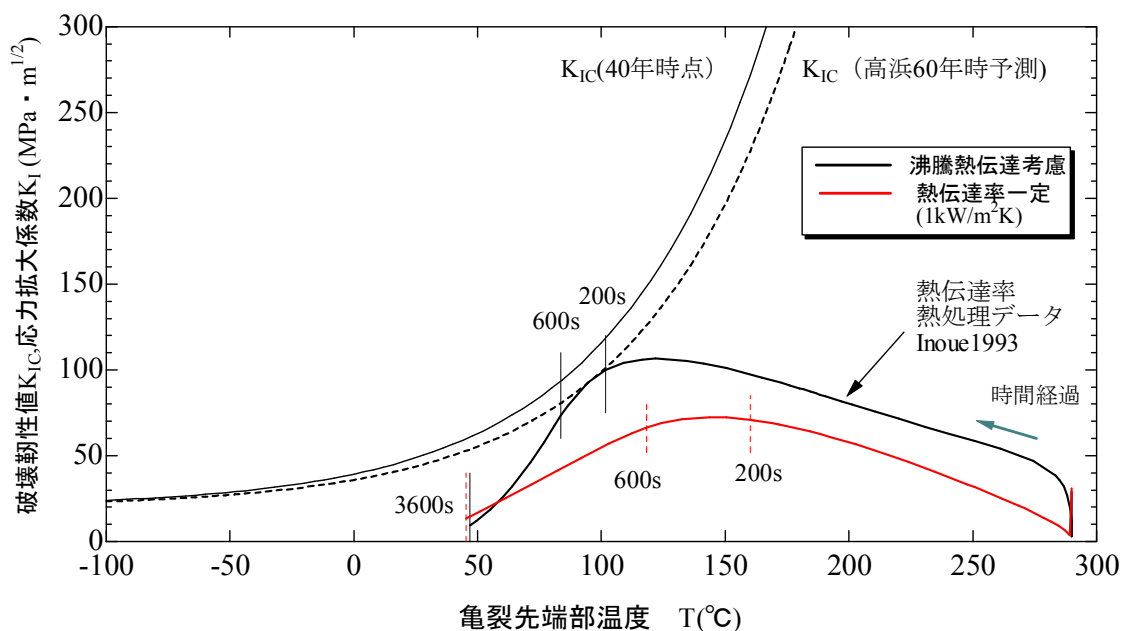
しかし、乙B113や本書図2にはこのような検討や設定は一切なされていない。仮にPTSの解析においてクラッドを考慮する場合には、クラッドの影響がどこまであるのか明確しなければその安全性を適切に評価することができない。そして、令和元年検討会でも示されたとおり、クラッドの機械的特性、熱的特性、厚さの設定方法など、過酷事故に対する影響は不明確なのである。乙B113における本書図1の計算におい

て、クラッドにはどのような物性値が設定されたのか、そしてその設定が十分に保守的な設定であったのか、EAC4206-2007 に関連する他規格も考慮した際に整合性があり一貫性が確保されていたものなのか全く不明である。

むしろ、原規委の求める安全性を示す根拠を電気事業連合会が示すことができず JEAC4206-2016 が不採用となった令和元年検討会の経緯に鑑みれば、これらの視点からクラッドを考慮する場合の安全性については、何らの検討されていないことは明らかである。

(3) クラッドなしで計算した場合 (甲 E 6 1)

「電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答」(乙 B 1 1 3) では、クラッドを考慮した沸騰熱伝達率の評価解析を行い適切に評価できているとしているが、クラッドによる安全性への影響はなんら検討されていないことは既述のとおりである。なお、クラッドなしで、かつ、沸騰熱伝達率が生じる場合の PTS 評価の解析をした結果は、次の本書図 5 のように示される。高浜 60 年時予測の破壊靱性遷移曲線(黒色破線)及び PTS 状態遷移曲線(黒色実線)が接している。すなわち、デッドクロスを生じる可能性が示された。



【図5 甲E61】

(5) 小まとめ

乙B113の解析は、本書図2によると温度分布解析においてはクラッドを考慮するが、他方で応力解析においてはクラッドを考慮していないというものである。

しかし、令和元年検討会によれば、クラッドを考慮してPTSの解析を行う場合には、クラッドの熱的特性及び機械的特性を明確にして、その厚さを特定しなければならないことや、関連する規格との整合性や一貫性が確認されなければならないことが指摘されている。また、熱応力とは、温度分布と応力解析における物性値によって求められるものであることからすれば、一方ではクラッドを考慮し、もう一方ではクラッドを考慮しないということは著しく合理性を欠くというべきである。加えて、クラッドを考慮しないことを前提に沸騰熱伝達率を加味したPTS解析を行うと、デッドクロスを生じる可能性が示された。

このように、PTS解析においてクラッドが安全性に与える影響について何ら検討がされていないまま本件運転期間延長認可処分がされているが、これはデッドクロスが重大な事故につながることからすれば、極めて重大な事実について看過しているというべきである。

したがって、その審査過程において明白な過誤欠落があったといえ、本件運転期間延長認可処分は違法である。

7 まとめ

「技術基準規則に定める基準」（原子炉等規制法43条の3の32第5項、実用炉則114条）であるJEAC4206-2007においては、クラッドを考慮することが許容されていない。このことは、JEAC4206-2007ではクラッドの記載が

なく文理解釈上クラッドの考慮を許容していないこと、令和元年検討会では、クラッドを考慮することは、母材とクラッドの残留応力の評価法や機械的特性やその厚さが与える影響を考慮した安全性評価の検討が未だ不十分であるとして「技術基準規則に定める基準」の解釈として引用できないと結論付けられたことから明らかである。

しかし、原規委はクラッドを考慮してその安全性を検討した「電気事業連合会の規制委のコメントに対する回答」（乙 B 1 1 3）を前提に審査し、本件運転期間延長認可処分を行っている。これは具体的審査基準である JEAC4206-2007 に反する許認可処分であり、これを看過したされた本件運転期間延長認可には、審査審議及び判断の過程に明白な過誤欠落があり、違法である。

また、本件運転期間延長認可処分は、クラッドを考慮した PTS 解析を前提に沸騰熱伝達率を考慮しなくてよいとした乙 B 1 1 3 に基づきされているが、クラッドによる安全性への影響はなんら検討されていない。クラッドを考慮せずに PTS 評価の解析を行えば、破壊靱性遷移曲線に PTS 状態遷移曲線に近づき、デッドクロスする可能性があり、このような重大な事実を見落とした審査過程には明白な過誤欠落があったといえ、違法である。

以 上