

第 68 回 構造分科会 議事録

1. 開催日時 2022 年 11 月 22 (火) 13 時 30 分～15 時 25 分
2. 開催場所 リファレンス新有楽町ビル貸会議室 (Web 会議併用)
3. 出席者 (順不同, 敬称省略)
出席委員: 望月分科会長(大阪大学), 山田幹事(中部電力), 中根(日立 GE ニュークリア・エナジー), 北条(三菱重工業), 本郷(IHI), 三橋(東芝エネルギーシステムズ), 網谷(北陸電力), 折田(東京電力 HD), 北村(関西電力), 窪田(電源開発), 毎熊(九州電力), 町田(日本原子力発電), 村田(北海道電力), 松尾(日本製鉄), 安藤(日本原子力研究開発機構), 佐伯(電力中央研究所), 李(日本原子力研究開発機構), 岩崎(群馬大学), 笠原(東京大学), 庄子(東北大学), 鈴木(長岡技術科学大学), 緒方(新産業創造研究機構), 佐藤(発電設備技術検査協会), 荒川(テックシステムズ), 宇田川(IHI 検査計測), 小林(EPRI) (計 26 名)
代理出席者: 秋山(四国電力, 松原委員代理) (計 1 名)
欠席委員: 河上(東北電力), 永山(中国電力), 小枝(日本製鋼所 M&E), 小川(青山学院大学), 高木(東北大学), 吉村(東京大学) (計 6 名)
常時参加者: 船田(原子力規制庁), 渡辺(原子力規制庁), 森田(資源エネルギー庁) (計 3 名)
オブザーバ: なし (計 0 名)
説明者: 破壊靱性検討会 廣田主査, 中崎委員 (計 2 名)
事務局: 景浦, 佐藤, 田邊(日本電気協会) (計 3 名)
4. 配付資料
資料 No.68-1 原子力規格委員会 構造分科会委員名簿
資料 No.68-2 第 67 構造分科会議事録 (案)
資料 No.68-3 第 82 回原子力規格委員会 議事録
資料 No.68-4 第 83 回原子力規格委員会 議事録 (案)
資料 No.68-5 JEAC4206 追補版補足説明資料
資料 No.68-6 JEAC4206-2016 追補版案
資料 No.68-7 JEAC4206-2007 追補版案
資料 No.68-8 参考 1 JEAC4206-2016 技術評価を踏まえた JEAC4206 高度化
資料 No.68-8 参考 2 規制基準への特別点検結果の適切な反映 (仮想欠陥寸法の適正化)
資料 No.68-9 第 44 回 原子力規制委員会 資料 2 民間規格の技術評価の実施に係る計画

5. 議事

事務局より, 本会にて, 私的独占の禁止及び公正取引の確保に関する法律及び諸外国の競争法に抵触する行為を行わないことを確認の後, 議事が進められた。

(1) 会議定足数・代理出席者等・配布資料の確認

事務局から代理出席者 1 名の紹介を行い、分科会規約第 7 条（委員の代理者）第 1 項に基づき、分科会長の承認を得た。委員総数 34 名に対して、代理出席者も含め出席者は 26 名であり、分科会規約第 10 条（会議）第 1 項の会議開催条件の「委員数 2/3 以上の出席（24 名以上）」を満たしていることを確認した。また、事務局から常時参加者 3 名の紹介、配付資料の確認があった。

(2) 分科会委員変更の紹介、検討会委員変更の審議

事務局より、資料 No.68-1 に基づき、下記検討会委員変更の紹介があった。検討会委員候補については、分科会規約第 12 条（決議）第 4 項に基づき、決議の結果、5 分の 4 以上の賛成で承認された。

【PCV 漏えい試験検討会】

- | | |
|---------------------------|----------------|
| ・委員退任 松田 委員（東京電力 HD） | ・委員候補 飯村 氏（同左） |
| ・委員退任 鬼塚 委員（東芝エネルギーシステムズ） | ・委員候補 深井 氏（同左） |
| ・委員退任 田原 委員（中国電力） | ・委員候補 岡田 氏（同左） |
| ・委員退任 鶴巻 委員（日本原子力発電） | ・委員候補 早坂 氏（同左） |

【供用期間中検査検討会】

- | | |
|--------------------|----------------|
| ・委員退任 根布長 委員（北陸電力） | ・委員候補 松居 氏（同左） |
|--------------------|----------------|

【SG 伝熱管 ECT 検討会】

- | | |
|----------------------|----------------|
| ・委員退任 中間 委員（日本原子力発電） | ・委員候補 早坂 氏（同左） |
| ・委員退任 高木 委員（日本原子力発電） | （後任なし） |

【機器・配管設計検討会】

- | | |
|--------------------|----------------|
| ・委員退任 根布長 委員（北陸電力） | ・委員候補 藤井 氏（同左） |
|--------------------|----------------|

【渦電流探傷試験検討会】

- | | |
|----------------------|----------------|
| ・委員退任 高木 委員（日本原子力発電） | ・委員候補 岩本 氏（同左） |
| ・委員退任 中間 委員（日本原子力発電） | （後任なし） |

【水密化技術検討会】

- | | |
|-------------------|----------------|
| ・委員退任 帆足 委員（九州電力） | ・委員候補 山下 氏（同左） |
|-------------------|----------------|

(3) 前回構造分科会議事録（案）の承認

事務局より、資料 No.68-2 に基づき、前回議事録の紹介があった。正式議事録にすることについて分科会規約第 12 条（決議）第 4 項に基づき決議の結果、5 分の 4 以上の賛成により承認された。

(4) 第 82/83 回原子力規格委員会議事録の紹介

事務局より、資料 No.68-3 及び資料 No.68-4 に基づき、第 82/83 回原子力規格委員会議事録のうち構造分科会関係分の紹介があった。

意見・コメントは特になかった。

(5) 審議事項

1) JEAC4206-2016 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 追補版

破壊靱性検討会 廣田主査及び中崎委員より、資料 No.68-5 から資料 No.68-8-参考 2 に基づき、JEAC4206-2016 原子炉压力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法 追補版（案）について説明があった。

主な説明は下記のとおり。

- ・ 破壊靱性に係る要求事項を規定している JEAC4206 は、2016 年版に対する原子力規制庁による技術評価が 2019 年度に実施されたが、残念ながらエンドースは見送られている。
- ・ 技術評価で指摘された事項に対して、JEAC4206 の全面改定となると時間がかかる。一方、最大仮想欠陥の見直しに関しては早めに運用したいとの電力事業者のニーズがあり、追補版を発行し、規格として使えるようにしたい。
- ・ 本日の審議資料は、2016 年版に対する「追補版」と記載しているが、2016 年版はエンドースされていないため、2007 年版が引き続きエンドース版として継続使用されている。従って、JEAC4206-2016 に対する追補版に加えて、2007 年版に対する追補とする案、機械学会で運用されている事例規格のような形で発行する案、新たに JEAC の番号を取り新規規格として発刊する案等があり、発刊形態について事務局と検討を進めている。
- ・ 本日は技術的な内容についての中間報告である。発刊形態というよりは、改定案の技術的な内容について審議頂きたい。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

- ・ 3 点のコメントがある。1 点目は用語についてである。「仮想欠陥」という用語を使用しているが、機械学会では用語の定義を見直しており、評価して許容基準を満足しないものを「欠陥」という用語の定義となっている。検出されたものは「きず」であり、破壊力学的評価を用いる場合は「亀裂」であり、その辺の規格間の整合性についてどの様に考えるかという点である。2 点目は改定案資料（追補版）の考え方で、例えば非破壊検査に基づく場合には、非破壊検査の検出精度に基づく設定と書いていて、非破壊検査には大きな不確実さがあるので、本来検出誤差の中に、大きな不確実さもあるのではないかと思うが、いまの説明ではその部分の説明があまりないように思う。3 点目は、安全上最も重要な設備に対して、新知見の収集というのとはとても重要である点。例えば米国では 2000 年前後にキャンセル炉に存在する亀裂については、破壊的な手法と、非破壊的な手法で検査されて色々な知見が得られており、そのような知見も反映してはどうかと考える。
- JSME では欠陥、きず等について使い分けをしているというのは認識しているが。JEAC4206 の中では、仮想欠陥という表現を使用しており、検査における指示がどうであるかということ等は、今まで整理されていなかったという状況である。ただし、すでに発行されたものに対する追補版なので、追補版が引用する規格に合わせた用語としたいと考えている。JSME の動向も踏まえて、次に改定する際にはその部分も含めて確認したい。次に、確率論的破壊力学の適用を進める中で、検査の不確実さという点は、着目されつつあると思う。国プロの UTS の成果としては、高い DAC が示されていることから、実際にはもっと小さい亀裂まで見られるということであり、4.8mm という亀裂は、不確実さがあっても確認できるレベルと考える。規格本文として、4.8mm まで使用できるという所までは書くつもりはないが、非破壊検査の検出精度を踏まえて設定するというような規程としたいと考えている。3 点目についてはコメントの趣旨が理解できなかったのもう一度説明して頂きたい。
- 米国ではキャンセル炉に対して、破壊的な検査手法と、非破壊的な検査手法を用いて様々な寸法の亀裂の存在が確認されている。そういう意味で仮想亀裂の寸法の設定に関してはそれを参考としてはどうかという意見である。
- ・ 米国の知見というのは、確率論的破壊力学への適用のため、実際にありうる亀裂がどの程度かという、確率を含めた話だと思うが、個別プラントについて、こういう検査

- を実施したら、検査精度を踏まえてこの様に設定出来るという規程を考えている。
- ・ 非破壊検査の検出精度には不確実さがあると認識しているが、特別点検の結果というのは参考になるというのはその通りである。その一方で非破壊検査の不確実さを追補版で議論する必要があると思っている。キャンセル炉に対して、破壊検査と非破壊検査を組み合わせで取得した知見はなかなかあるものではないので、既にある知見は有効に取り入れた方が良いというのが私の意見である。
 - ・ 用語の定義に関して、今回追補版ということであれば、無理にその部分まで踏み込んで見直すのは難しいかもしれないので、用語の定義に関してはご参考ということでよいが、非破壊検査の不確実さと、新知見の収集に関してはご検討をお願いしたい。
 - ・ 電力事業者としては、今回の改定というのは、あくまでも個別プラントに対するものであり、あるプラントで検査が行われ、きずがないことを確認されたのであれば、そのプラントに対して評価基準を見直しても良いという規定としたい。全てのプラントに対して適用するのであれば、ご意見を頂いた海外プラントでの知見等色々な知見が必要だと思うが、今回の検討は、個別プラントの検査実績の活用を目的として追補版を発行するという主旨である。検査の不確実性という点も、事業者としては過去の国プロ UTS により、しっかり検出性が確かめられた試験により、4.8mm以上のきずの見逃しがないということを前提としているので、そこに不確実性が存在し曖昧だとされると困る。そこは今後検討会で検討していきたい。
 - ・ 前提が個別プラントということが記載されており、例えば特別点検とか、前提を踏まえて設定しているとその通りだと思う。一方で圧力容器は深層防護で最も重要な機器であり、非破壊検査というのは不確実さがあるもので、国際的にも認識されており、どの程度の不確実さがあるのかを、海外等の最新知見を踏まえて検討したらどうかというのが私の質問である。
 - ・ 本日は中間報告に対する審議ということで、幅広く質問頂ければと思う。この分科会終了後に、2週間程度の期間をかけて委員の方々からの意見伺いを実施したいと考えている。
 - ・ 40年点検とか最近の検査の手法、方法、作業環境、使用機材は UTS の条件は全て満たしていると思って良いのか。これはかなり前の成果なので、特別点検が始まってからどうなのか分からないが、条件を満たしていると考えて良いか。
→ 当時の UTS の検査手法、装置等は特別点検でも用いられている。
 - ・ 了解した。条件を満たしていると思って良いか。
→ 満たしている。
 - ・ 非破壊検査の視点から質問するが、今回の提案の方向性とか、考え方というのは進展していると思うので賛成であるが、原子力規制庁の方がはっきりと言ったと思うので、何処に原因があるかとなった時に、一つは検出限界という言葉が出てくると思う。どの様に表現するかは別にして、現実の話としては不確実性というのは世の中全てのものにある。非破壊試験についてはその認識があるということであり、その時に検出限界をどう整理するかである。一般には検出確率と測定精度この2つを持って不確かさという。確率論ではリスクと表現すると思う。(今回の改定で) その世界に持ち込むのかというのは別として、これが個々の機器ごとに実施されるとなると、実施のしやすさ、実施したことの確からしさとか信頼性というのが必要となる。これは電力事業者の方も今は大変かもしれないが、進み始めた時にはやりやすさというのは重要だと思う。UTS が全部頭には入ってはいないが、やや昔のことであると思う。
 - ・ 日本非破壊検査協会では PD の試験を電力中央研究所が試験機関となり実施している。PD の試験は、技術者の要素が入ってくるということもあり、不確実さの中の技術者の要素をそこで抑えることになっている。その様な不確実さに与える要因を潰

していくという作業がある程度表現される部分が記載されていた方が分かりやすいと思う。これを非破壊検査の専門家に委ねるのは少し重たいと思う。供用期間中検査検討会の委員（JEAC4207 側）と協力して進めるのが良いと思う。そうしながら検出限界という所の纏め方で、何をもって検出限界というかという部分を議論しておいた方が良いと考える。

- 欠陥検出精度を踏まえてとしか書いていないが、規格の中ではその程度しか規定してなくて、解説の方の記載だけに止めており、本文の方でもう少し記載した方が良いのか検討したい。それから供用期間中検査検討会と連携する事も含めて相談し進めたいと思う。
- ・ これは世界的にも大変な領域なので、今回の検討は良いことを実施していると思う。深さ 10mm で長さ 60mm の時には皆さんがこれであれば良いと思うかもしれないが、これが半分になった時には考え出す領域に踏み込む事になるので、そこを議論すると今後役に立つかと思う。
- ・ 供用期間中検査検討会との意見交換等はまだできていないので、検討会として連携したい。感覚的に 10mm と 5mm の差はあるので、しっかり議論していこうと考えている。
- ・ 原子力規制庁のコメントの方で「具体的な条件が明確になるように検討が望まれる」ということであるが、それを踏まえて、資料 No.68-5 の 9 頁での検出限界寸法で具体的な数字が出ている。欠陥検出率という記載が表にあるように、確実に検出できるものではなく、ある一定の確率の範囲内で検出できる寸法というのが、一般的な検出範囲となる。検出可能あるいは検出できることを確認するという表現にすることで、少し説明する時に具体的にこれがどういう意味をなしているのかということを確認しておいた方が良いかと考える。特に表の右下の方で検出率が 100% であるというふうになっているが、N 数がどのくらいで 100% となっているかということが気になる。(件数として) あまり実施していないのではないかという疑いも出てくるので、これが横軸に欠陥寸法、縦軸に検出確率が出ている様なグラフがあると今回出てきたような 4.8mm という所をしきい値とするのが妥当なように見えるかもしれない。今回示している表だとその妥当性というのがどうなのか気になる。もう一つ評価の見直しとしては、検査で見逃した欠陥の寸法、それとそこからの進展量の 2 つが問題となると考えるが、見逃しが大きいのは後者の方かと考える。5mm を 0.2mm にするという事で、保守的な想定においても 0.1mm 以下となったという 1 行の記載になっているが、詳しい説明に対してこの部分の根拠が気になった。
- UTS と疲労亀裂進展についてはあくまでも一例として記載してある。規格ではそこまでは記載していない。UTS に関しては、今言ったような検出確率に繋がるような対応までは記載していなかったのもう少し考えたい。そういう議論になるのであれば、本文にもう少し記載を追加しても良いかと思う。非破壊試験に関するコメントで、何処が不明確と考えているのかコメントの内容をもう一度説明して欲しい。
- ・ 以前の設定だと、約 5mm から 6mm というのが進展ということで、それを考慮して厚さ 10mm ということであるが、過去の知見の 5~6mm に対して 0.2mm というのは大幅な変更をするということで、欠陥を小さくする根拠として、その辺については解説などに追記を行うのか。
- 当時の根拠としては、板厚の 2% 程度、4~5mm 程度は検出できるであろうということ、それに対してこのような小さな欠陥の供用期間中の亀裂進展が 2mm 以下となっており、それを安全側に見積もり、両者を合わせて 10mm 程度というのが定められている。従って 2mm に余裕を取り、5~6mm 程度ということとしていた。これは 1980 年代の知見であり、特定のプラントということではなく、PWR 共通で 2mm ぐらいというこ

とに対して、余裕を見て設計しているということで、5～6mm程度と理解している。一方で疲労亀裂進展の評価手法も JSME で明確に規定されており、エンドースもされているので、公式に使用出来る。共通ではなく個別に設定すると 0.2mm以下になるということである。すなわち、当時の知見とプラント共通で適用できるようにするという一方で、安全余裕を見た数値が 5～6mmということである。それに対してプラント個別に実際に計算してみると 0.2mmということである。

- ・ こちらに関しては 0.2mm というのを疑っている訳ではなく、根拠資料を作成しなくて大丈夫かということである。他の部分は色々と根拠を示しているが、本件については示されていない。
- この疲労亀裂進展評価というのは、例えば実験データ、新知見、研究成果とかではなく、既に制定されエンドースされている JSME 維持規格の方法であり、規制にも適用されているものとなる。その維持規格に記載されている評価手法に基づくことなるということであり、1991 年以降に制定された他の規格とか知見に基づいて実施したという趣旨である。
- ・ 今の議論に関して、そうは言っても、最近の規格改定においては根拠となる資料の提出を求められることが非常に多く、オーソライズされている手法を採用したといっても、どういう条件で、どの様な計算を実施し、結果としてこうなったという、ホワイトペーパー的なものをきちんと残すべきだと思う。多分クロスチェックを実施するという意味でもその資料を残すというのは、すごく大事なことであるし、知見で色々検討した結果についても、根拠というのをまとめ、ある程度公表できる形にした方が、後々規制側に説明する時に説明しやすい。原子力規制庁は規格改定において常に資料を求めるので、そういう意味では資料を作成し公開できるようにしておくのは重要であると思う。
- 現状は公知化されていないが、来年 3 月の原子力学会で発表し、公知化しようと考えている。
- そういうことであれば、全然かまわない。
- ・ 感想に近いコメントであるが、議論は JEAC4206 に限定し、これをどうしようかということであり、原子力規制庁の感じだと、これだけを見ている訳ではなく、JEAC4207 との関係とか、あるいは JEAC4201 とか、あるいは JEAG4640 とか、関連して見ていると思う。実際に技術評価を実施すると関連する規格も見ている。もう一つとしては、原子力関連学協会規格類協議会として外から見ると、JEAC の中にはもちろん、JSME との間でも整合性のある体系かということも議論している。そういうことで、これら一連の規格がどうなるか用意したほうが良いと思った。具体的に言うと今日一番議論があったのが、先ずきずの検出精度にはバラツキもあるし、亀裂進展の予測の方もやはりバラツキがあるので、それをどの様にして精度を上げるかというのが大きな話であったと考える。多分規制側もリスク情報活用ということで、こういうものには全てバラツキがあり、それをどうやって処理していくのかということの説明を欲しいということも、一様に考えていると思うので、そういう方向の準備を早めにしていくのが良いかと思う。
- 不確実さに対する説明については考えていきたいと思う。他の関連する規格については、整合性を考えていきたい。
- ・ 指摘の点というのは、そのとおりだと思う。JEAC4206 の追補だけではなく、原子力規制庁の技術評価では他の規格との関連ということを指摘されるということもある。具体的にこの規程については、JEAC4207 であったり、設計・建設規格であったり、維持規格であったり、体系についてどれだけ指摘があるのか、今の段階ではイメージがつかないが、頂いたコメントを踏まえて、規格改定及びその後の技術評価に向けて

準備をしていきたい。

- ・ この辺りがセットになって、リスク情報活用に向かっていくとすると、今の段階で何ができるかを議論しても良いと考える。
- ・ 追補版については早急に使用したいという要求があり進めているが、JEAC4206の全体の改定とか、確率論のJEAC4640等も改定を進めていきたいと思っており、その中でも検討していきたいと思っている。
- ・ 今回は中間報告ということで、頂いた意見は宿題となるが、改めて2週間の期間を設定して委員の方からご意見伺いを実施したいと考える。事務局から別途連絡させて頂く。

(6) その他

1) 民間規格の技術評価の実施に係る計画

事務局より、資料No.68-9に基づいて、民間規格の技術評価の実施に係る計画について説明があった。

ご意見・コメントは特になし。

2) 次回構造分科会開催について

今回の構造分科会については、2023年2月15日又は2月14日に開催を予定する。正式には事務局より、日程調整後各委員に連絡する。

3) JEAC4207 発刊について

事務局より、JEAC4207については、2022年12月中に発刊予定であるとの説明があった。

以上