

第 41 回 構造分科会議事録

1. 日 時：平成 26 年 6 月 6 日（金） 13：30～16：20

2. 場 所：日本電気協会 4階 C, D会議室

3. 出席者：（敬称略，順不同）

- 出席委員：吉村分科会長（東京大学），山田幹事（中部電力），岩崎（群馬大学），小川（青山学院大学），庄子（東北大学），高木（東北大学），望月（大阪大学），鶴飼（東芝），北条（三菱重工業），増田（日立 GE コークリア・イナジー），宮口（IHI），上田（九州電力），倉田（北陸電力），古賀（電源開発），小島（東京電力），小林（日本原子力発電），瀬良（関西電力），平田（中国電力），伊勢田（新日鐵住金），鬼沢（日本原子力研究開発機構），曾根田（電力中央研究所），山下（日本原子力研究開発機構），佐藤（発電設備技術検査協会），関（原子力安全推進協会），宇田川（IHI検査計測），町田（テブコシステムズ）（計 26 名）
- 代理出席：本郷（IHI・宮口代理，14 時 30 分迄），堀家（四国電力・黒川代理），新沼（東北電力・八重樫代理），楠橋（日本製鋼所・田中代理）（計 4 名）
- 欠席委員：沼田（北海道電力），大岡（ものづくり大学），笠原（東京大学），鈴木（長岡技術科学大学）（計 4 名）
- オブザーバ（説明者）：平野破壊靱性検討会主査（IHI），朝田破壊靱性検討会副主査（三菱重工業），坂口破壊靱性検討会委員（関西電力），廣田破壊靱性検討会委員（三菱重工業），富松破壊靱性検討会常時参加（三菱重工業）（計 5 名）
- 事務局：荒川，鈴木，富澤，大滝（日本電気協会）（計 4 名）

4. 配付資料

- 資料 41-1 構造分科会 委員名簿及び各検討会委員名簿（案）
- 資料 41-2 第 40 回構造分科会 議事録（案）
- 資料 41-3 JEAC4206「原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の評価方法」改定方針について
- 参考資料 1 第 50 回原子力規格委員会議事録（案）
- 参考資料 2 第 1 回原子力規格委員会シンポジウム参加者について
- 参考資料 3 第 43 回基本方針策定タスク議事録（案）
- 参考資料 4 第 36 回原子力関連学協会規格類協議会議事録（案）
- 参考資料 5 「JEAC4201-2007【2013 追補版】原子炉構造材の監視試験方法」講習会報告【速報】

5. 議事

(1) 会議定足数の確認，代理出席者の承認

事務局から，代理出席者 4 名の紹介があり，分科会長の承認を得た。本日の出席委員は，代理出席者も含めて 29 名で，委員総数 33 名に対し会議開催条件の「委員総数の 2 / 3 以上の出席」を満たすことの報告があった。

(2) 分科会委員変更の紹介及び検討会委員変更の審議

事務局より，資料 41-1 に基づき，構造分科会委員の変更の紹介があった。（承認は原子力

規格委員会)

・宮口 治衛 (IHI) 本郷 智 (同左)

また、下記検討会委員の変更について事務局より説明があり、計 14 名の新委員が承認された。

【破壊靱性検討会】 1 名変更

・富松 実 (三菱重工業) 廣田 貴俊 (同左)

【PCV 漏えい試験検討会】 4 名変更

・西野 輝之 (北陸電力) 座主 正貴 (同左)

・津田 賢志 (日本原子力発電) 首藤 浩丈 (同左)

・都築 克也 (四国電力) 濱口 寛士 (同左)

・青柳 正樹 (北海道電力) 村田 宏一 (同左)

【供用期間中検査検討会】 2 名変更

・青柳 正樹 (北海道電力) 村田 宏一 (同左)

・石濱 伸弥 (北陸電力) 座主 正貴 (同左)

【機器・配管設計検討会】 1 名変更

・畠中 翔吾 (北陸電力) 座主 正貴 (同左)

【設備診断検討会】 2 名変更

・畠中 翔吾 (北陸電力) 座主 正貴 (同左)

・小野 隆浩 (四国電力) 濱口 寛士 (同左)

【渦電流探傷試験検討会】 1 名変更

・小野 弘之 (日本原子力発電) 中間 昌平 (同左)

【水密化技術検討会(仮称)】 2 名変更, 1 名新任

・森田 勝 (日立 GE コーリア・イジ -) 小宮山 洋平 (同左)

・中野 光行 (ニチアス) 花島 完治 (同左)

・堀内 龍美 (日立 GE コーリア・イジ -) 新任

(3) 前回議事録(案)の承認

事務局より、資料 41-2 に基づき、前回議事録(案)の紹介があり、コメントなく承認された。

(4) 第 50 回原子力規格委員会議事録(案)の紹介

事務局より、参考資料 1 に基づき、第 50 回の原子力規格委員会議事録(案)のうち、主な項目と構造分科会関連議事についての紹介があった。

(5) 規格策定の中間報告

破壊靱性検討会の平野主査、朝田副主査、坂口委員、廣田委員、富松常時参加より、資料 41-3 に基づいて JEAC4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」改定案の中間報告があった。今回の議論の結果を踏まえ、6月20日開催予定の原子力規格委員会にも中間報告することとする。原子力規格委員会向けの資料として、全体像がわかるようにこれまでの JEAC4206 からの改定点をまとめたものを添付することとする。

主な質疑・コメントは以下の通り。

- ・今回の改定で原子炉压力容器のみを対象とし、その他のクラス 1,2,3 機器等について、この規定から削除することになっているが、それにより困ることはないのか。

クラス 1,2,3 機器等、原子炉压力容器以外の機器の試験について、日本機械学会の設計・

建設規格と重複しており、現在、現場で混乱している。JEAC4206 からクラス 1,2,3 機器等を削除することにより、現場の混乱を解消できる。また、原子炉压力容器のみに限定することにより、もっと使いやすい規程に改定する。

- ・規格を廃止する場合、廃止する理由等を記載した廃止の原案を提示し、審議、書面投票、公衆審査を経る手順となっている。今回の改定を、原子炉压力容器の改定とその他のクラス 1,2,3 機器等の廃止と捉えると、廃止の理由を明記し、廃止のプロセスを経る必要があるのではないか。

次回、原子炉压力容器以外のクラス 1,2,3 機器等の部分を削除する提案と、原子炉压力容器の改定の 2 つを明確に分けて説明する。

- ・資料 41-3 の添付 3 の 4 ページ、【検討結果】(2)で「溶接金属は欠陥の発生事例を踏まえ溶接線方向の欠陥」としているが 軸方向より溶接線方向の欠陥の方が評価上で厳しいのか。K 値の観点から考えれば軸方向欠陥の方が厳しくなる。母材については欠陥に方向性がないので評価上厳しい方の軸方向欠陥としている。溶接金属については、溶接線に直交する欠陥はほとんど見られないことから溶接線方向の欠陥を対象とすることと判断した。なお、米国でも同様の扱いをしている。

- ・添付 3 の 4 ページ、下段の K 値の比較グラフでは、K 値式を合わせる必要はないのか。また、250 付近で逆転しているが、250 以上の温度は使わないという認識で良いか。

クラッド下の表面欠陥でクラッドを考慮した式は、現在 CEA のものしかないと思う。

クラッド貫通表面欠陥の式は、米国で実績のあるものを採用した。式が違うことで、傾向が大きく変わらないと考えている。このグラフは、低温側になってから破壊靱性カーブと交差する可能性があることに注目しているものであり、高温側は使用していない。

- ・添付 3 の 5 ページ、左側の残留応力解析結果のグラフで、75mm 付近の解析結果（赤線）が圧縮側を示しているが、これでよいのか？また、評価上だけなのかもしれないが非安全側の評価になるのではないか。

75mm 付近が溶接の第 1 層であり、その後の溶接等の履歴により歪みが蓄積されて、圧縮側の応力を示している。特に注目するのは内面側 10mm の近傍までの応力である。

- ・PTS 評価を更新する条件や頻度はどうなのか。

評価のインターバルは、これまでと同様、監視試験データが出たタイミング又は規格改定のタイミングである。

- ・現在の PTS 評価手法が制定されて 20 年経ち 検査技術も進歩して深さ 10mm、長さ 60mm よりも小さい欠陥も検出できるのではないのか。それを基に、クラッドを貫通する表面欠陥として想定することはできないのか。維持規格では現実に検出された埋没欠陥でも、ある程度表面に近づくと表面欠陥に置換える規定があり、想定欠陥を埋没欠陥のままとするのは説明しにくいのではないのか。

国内 PWR プラントの原子炉压力容器の非破壊検査実施状況、海外での想定欠陥の扱いを考慮すると、現行規格を踏襲した深さ 10mm、長さ 60 mm の半楕円欠陥を想定するのはかなり保守的である。そのため、非破壊検査の結果を踏まえ、非破壊検査の検出精度、JSME 維持規格に基づく供用期間中の疲労亀裂進展を考慮して、炉心領域内面(クラッド下)に上述の寸法とは異なる半楕円欠陥も想定してもよいものとしている。

- ・添付 5 の 3.2-7 ページ 3.2.3(1)の「・クラッド」部の記述で、米国では運転供用前にキャ

ンセルされた原子炉圧力容器に対する調査でクラッド厚の 50% , 63% の内部欠陥が 2 つ見つかったことから , 確率論的破壊力学評価ではクラッド厚さ分の深さの周方向表面欠陥を想定しているとあり , これは分かりやすい。

以前は表面欠陥の想定しかできなかったが , 最近では内部欠陥の K 値式が整備され、内部欠陥の想定ができるようになり、添付 3 の 4 ページ、【検討結果】(1)で「クラッド貫通欠陥(欠陥深さ = クラッド厚さ)による K_I 値は、クラッド下内部欠陥(深さ 10mm)の K_I 値で概ね包絡される」ことから、クラッドを考慮した半楕円内部欠陥を想定することとした。

- ・添付 3 の 4 ページに想定欠陥の検討結果を示しているが、その結果を導いた根拠や想定欠陥を適用する範囲をもう少し説明しないと理解し難いと思う。これまでの質疑応答のように、添付 5 に記載されている海外での想定欠陥の扱いや国プロ UTS のように公開されている文献から、今回の結果に行き着くロジックを整理して説明した方が分かりやすいと思う。
- ・是正措置とは具体的にどのようなことか？
一例として、米国では炉心の最外周にダミー燃料を設置して原子炉圧力容器の照射量低減を図ったり、注水温度の設定値を上げたり、焼きなましを行うなどの対応策がある。
- ・40年、60年運転を想定しても、原子炉圧力容器クラッドでは SCC は起こらないと本当に言い切れるのか。この前提で進めるのであれば、理論武装をしっかりとする必要があると思う。
- ・添付 5 の 1.1 最下段に「BWR 原子炉圧力容器に対する評価は対象外としている」とあるが、規程として PWR に特化しないのであれば、この表現は見直した方がよいと思う。BWR/ABWR の評価を行い、BWR/ABWR も問題ないことを確認した。評価した論文は解説で引用する。
- ・添付 3 の 7 ページで、これまでの「下限包絡するように破壊靱性遷移曲線を設定する」方法から、「 Tr_{30} を指標とする 5% 破壊靱性遷移曲線による評価」に破壊靱性の評価手法を変更しているが、この部分はもう少し丁寧に説明した方がよいと思う。
添付 5 の 4.5-1 ページ、図 4.4-5 で新旧破壊靱性カーブの比較を示しており、カーブの設定方法を変えることにより、おおむね新規破壊靱性カーブの方が保守的となった。
- ・今回の提案の中で、詳細な弾塑性の有限要素法解析が活用されている。有限要素法解析は一般化した技術になっているが、そのソフトウェアを利用するには、それなりの技量が必要なので、技能要件(技量要件)を規程に明記する必要があるのではないかと。
次回の規程案で提示する。
- ・シビアアクシデント時の炉心損傷防止対策の条件において、PTS 評価は問題ないと言えるのか。
今回の改定では 原子炉圧力容器の PTS 評価手法について、これまでの知見を集約する。それを基に、シビアアクシデント時の評価等に活用するのであれば、それぞれのシナリオで検討すればよいと思う。
- ・WPS 効果について、これを考慮するのか否かで結果に大きく影響するので、想定欠陥の検討と同様に重要だと思う。このメカニズムに関する理論的な研究成果や公開論文があれば、エビデンスとして入れておいてほしい。

WPSに関する試験関係については国内外の知見を調査しているが、解析で検討したものと等メカニズムに関する知見を調査する。

- ・PTS評価の方向性等についてコメントがあれば必要に応じて反映し改定案を固めていきたいので適宜コメントをいただきたい

6. その他

- 1) 第1回原子力規格委員会シンポジウム開催結果として、参加者数、アンケート結果、パネルディスカッションの概要紹介が、事務局よりあった。
- 2) 次回分科会は、平成26年8月19日(火)13:30～ 日本電気協会4階C,D会議室で開催を予定する。議案は、以下を予定する。
 - ・JEAC4206「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」改定案の審議
 - ・「浸水防止設備技術指針(仮称)」制定案の中間報告
 - ・JEAC4203「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」改定案の中間報告

以上