第 100 回破壊靭性検討会議事録

1. **日　　時**：　2024 年 2 月 9 日（金）13 時 30 分～17 時 15 分
2. **場　　所**：　ビジョンセンター有楽町 301 会議室（Web 併用会議）
3. **出 席 者**（敬称略，順不同）

出 席 委 員：廣田主査(三菱重工業)，高本副主査(日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ)，
神長幹事(東京電力 HD)，青木(北海道電力)，秋山(四国電力)，
稲垣(中部電力)，折田(東京電力 HD)，橘内(日本核燃料開発)，
阪本(三菱重工業)，佐藤(原子力安全推進協会)，相馬(電源開発)，
中崎(関西電力)，中島(電力中央研究所)，南日(IHI)，西本(日本製鋼所 M&E)
長谷川(発電設備技術検査協会)，服部(東芝ｴﾈﾙｷﾞｰｼｽﾃﾑｽﾞ)，
河(日本原子力研究開発機構)，北条(関西電力)，増住(富士電機)，
山本(電力中央研究所)　(計21名)

代理出席者：上田（中国電力，兼折委員代理)，磯見（日本原子力発電，日下委員代理）
中村（九州電力，関委員代理）　(計 3名)

欠 席 委 員：織田(四国電力)，田川(JFE ｽﾁｰﾙ)，廣川(日立 GE ﾆｭｰｸﾘｱ･ｴﾅｼﾞｰ)　(計 3名)

常時参加者：吉村（東京大学)，平野(IHI)，大厩（関西電力)，木村（東京電力 HD)，
内藤（中国電力)，熊野（中部電力)，鬼沢（日本原子力研究開発機構)，
李(日本原子力研究開発機構)，勝山(日本原子力研究開発機構)，高見澤(JAEA)，
森（東芝ｴﾈﾙｷﾞｰｼｽﾃﾑｽﾞ)，高越（三菱重工業)，八代醍（日立製作所)，
永井（電力中央研究所)，宮代（電力中央研究所)，新井（電力中央研究所)，
町田（ﾃﾌﾟｺｼｽﾃﾑｽﾞ)，佐々木（原子力規制庁)，橋倉（原子力規制庁）
(計 19名)

事　務　局：景浦，高柳，中山，佐藤，田邊（日本電気協会）　(計 5名)

4. **配布資料**：別紙参照

5. **議　　事**

会議に先立ち事務局より，本会議にて，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，廣田主査より開催の挨拶があり，その後議事が進められた。

(1) 代理出席者の承認，オブザーバ等の確認，会議定足数，配布資料の確認について

事務局より，代理出席者 3 名の紹介があり，分科会規約第 13 条（検討会）第 7 項に基づき，主査の承認を得た。資料 No.100-1 に基づき，出席者の確認を行った。確認時点で代理出席者も含めて，出席者は 24 名であり，分科会規約第 13 条（検討会）第 15 項の決議に必要な 3 分の 2 以上の出席であり，定足数を満たしていることを確認した。さらに常時参加者 19

名の紹介があった。最後に配付資料の確認があった。

(2) PFM の背景，規格への反映方針について

主査より，資料 No.100-2 及び資料 No.100-3 に基づき，確率論的破壊力学（PFM：Probabilistic Fracture Mechanics）に関する検討の背景，目的，運営方法，議論の進め方，スケジュールについて説明があった。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

- JEAG4640-2018 は何に使用する目的であったのか、今回も同様の検討の進め方をするのかを確認したい。
- JEAG4640-2018 策定の時には，検討が進んでいた PTS を念頭に，PFM により原子炉容器の破損頻度を求めるためのガイドラインとして策定したが, JEAC4206 等の規定には紐づけていなかった。今回の改定では，JEAC4206 から引用する等により規制に使用される規格への反映を目指したいと考えている。
- そうすると PTS に PFM を取り込むということは，自動的に JEAC4206 の技術評価対象になると思うので，そういう説明をして頂く機会があると思う。その時に，資料 No.100-3 にも入っていたが，応力拡大係数についても技術的に導き出す方法が入っているのか。

→ 欠陥の大きさ等にばらつきを考慮しているところ，あとは発生頻度についても規定している。応力拡大係数だけではなく、破壊靭性にもばらつきを規定している。

- 事業者のニーズで実施すると言うことは分かったが，規制側の宿題としては，供用期間中検査にも取り込んで，被ばく量の低減に使う事が期待されており，そちらを優先する事を考えている。その辺りが本日の資料では見えていないが，JEAG4640 と JEAC4206 がどのような関係にあり，どのように考えているのかお聞きしたい。

→ 資料 No.100-2 では PTS について記載しておらず，今の時点では PTS が優先というわけではなく，ISI の方が中心になるかも知れないが，この検討会の中で議論をしていきたいと思っている。議論を進めていく上では規制側と事業者側の双方の意見を取り入れて進めていきたい。

→ 検査側の観点で言うと，議論がある程度のところまで来たら，（維持規格の所掌である）機械学会を交えた議論になるのか。

- 現時点においてはそこまで考えていないが，今後必要があれば，例えば常時参加者等でご参加頂く等，柔軟に対応したいと思う。
- ISI の機械学会との関係について，日本機械学会の原子力専門委員会の傘下で PFM を用いた ISI の効率化に関するタスクが始まっており，そこではどういったことを国内で出来るかと言うことについての検討が始まっていると聞いているが，メインは配管を対象に考えているとの事である。一方この検討会では，原子炉容器の細かいところを詰めていき，検査に関する部分は JSME のタスクやそれに続く会議体等と連携していければと思っている。
- ということは，受け皿は出来ているので，検討が進んで時が来たら，日本機械学会に声を掛けることが出来ると言うことか。

→ 日本機械学会側の作業の進捗を見ながら将来的に連携する事は可能と考える。

- PFM は ISI の頻度等使い道がいくつかあるが，どこに使うかについては，まだ整備されていないと思われるので，この検討会の中で議論していきたいと考える。
- JEAG4640 の前段階の取り組みのところと，今の話について整理すると，PFM については，「右辺」「左辺」という言い方をしており，その両方が揃っていろいろな意思決定が出来るプロセスである。JEAG4640 にしても，何を実施したかというと，左辺を確率で規定させるのであれば，どういうデータを使ってどの様にすべきかと言うことについて，当時，原子力規制庁からの委託により，JAEA の専門部会でかなりデータを取るなどして進めてきたものをベースに，日本電気協会で指針化した。その時の問題意識としては，破壊確率を求める時には，どの様なデータを使用して，どの様にしたら良いかと言うことであり，その知見を纏めて指針が出来ている。当然ながら右辺側のデータだとか，あるいは右辺，左辺を比較する対象となる現象が決まらないと活用には至らない。そのような議論はなされずに，今のような状況となっている。そうすると JEAG4640 は今既にある指針なので，それをベースに議論するにしても，左辺側を例えば原子炉容器または配管とした場合，信頼できる確率を導き出すにはどうするべきかと言う議論もあるし，右辺側をどの様に活用して検査に使うのかや，炉心の破壊確率等の評価に使うのかという展開の仕方もあるし，的を絞って議論しないと，何をやっているのか分からないということになってしまう。JEAG4640 は既に日本電気協会の指針として出来上がっているので，ひとつのリファレンスとするにしても，それをどの様に展開してということについては，事業者のニーズで有るとか，規制側の考え方であるとか，そういった所から少し整理するのが必要であると考える。
- 規格は事業者のニーズを反映して改定されると思うが，受け取る側としては「受け取りやすさ」という部分があり，端的に言うと許認可の審査において確率論的破壊力学を扱うのはかなりハードルが高いと考えている。一方で検査では ROP を導入しているが，機器の故障率に関する議論の中で，その「故障率」をできるだけ適切に出さないと，作り上げた PRA モデルに基づいて計算したものが机上の空論になってしまいかねない。したがって，そこにかなりのエネルギーをかけて，議論を進めているところである。そこで，検査においては確率論を使っているという事であれば，規制側も導入について話を進めやすいし，自然な流れだと考える。そういう事も踏まえた戦略を立てられた方がよいと思う。検査側で経験を積んで，PFM を使う事による信頼が上がってくれば，他のところにも使っていって，許認可の中でも導入されていくような，長い目で考えた方がよいと思う。皆さんも強弱を付けて検討を進められたらいいのではないかと思っている。
- 今の意見はその通りで，原子力規制委員会に受入れやすい形にすることが必要で，我々として PFM を導入したいと本気で思っているので，どのようにすれば受け入れやすい状態となるのか，ご意見を頂きたいと考えている。日本機械学会の維持規格に入れた方がよいと考えられているのか？
- 維持規格に入れて貰えれば，自動的に技術評価の対象になり，自動的に亀裂の解釈に入ってくるので，こちらとしては受け入れやすい部分がある。技術評価は大変だが，一旦それが終わってしまえば，以降はすごく楽になると考えている。また，トピカルレポート制度

もあり，いくつか方法があるが，適用範囲や承認されている度合いを考えると，JSME の維持規格が一番受け入れやすいのではないかと考えている。

- PTS への PFM の適用はハードルが高いとは思うが、適用のニーズは高いため、実際に米国では規制に取り入れられていることもあり、検討の仕方は今後この場で議論させてほしい。
- 日本電気協会の民間規格を議論するような場で，色々なステークホルダーの方々のニーズをまずは披露して，その中の幾つかを優先順位を付けて進める事により，比較的早くマッチングするものもあるし，重要であるが少し段階を追って入れるものは何かということを，ステークホルダー間でリスト化されて共有していくと，今後の議論が随分進めやすくなるかと思う。絶対これしか議論をしないと言うことではなく，ステークホルダーから色々な意見が出され，共有するのが大切であると考える。
- 今の話はもっともであると思う。日本電気協会として，日本機械学会と並行して配管について検討していくとすると，電気協会の持ち分としてどの部分を対象に規格を作っていくのか，機械学会側との棲み分けの部分を考えないといけないと思う。少なくとも照射脆化に関する PFM は電気協会がやっていくし，配管だとしても試験方法や解析方法は，電気協会がやっていくという認識でよいか。
- 規格の書きぶりのイメージとして，機械学会の維持規格の中に「代替検査に関する規定」を規定して，JEAC を呼び込む形にするとか，または機械学会で事例規格を作って JEAC を呼び込む形にするとか，機械学会のやり方をイメージするとそうなると思う。そうすればアウトプットをイメージしやすくなるのではないかと思う。
- 今の部分については，調整が必要になるが、現時点では JSME の規格と電気協会の規格は全く別の会議体になるので，今後どこかでご相談させていただいて，お互いの認識がずれてないというところを整理する事になると思う。供用期間中検査は，以前には電気協会の所掌であったものが，JSME 維持規格の発刊当時に移管されたという背景もある。PFM で原子炉容器を扱う上では先ほどの話にもあったように，脆化評価式との関連性が必要になるが，脆化評価式は電気協会が扱ってきた経緯もある。今後の議論を効率的に進めて行く上では，然るべき時期に機械学会側と話合いが必要になるのではないかと思う。
- そういうことは早いうちに機械学会に話しておかないと，話が複雑になってしまう。そのために学協会規格類協議会といった会議体があると思うので，そこで説明して，状況をお知らせするのが良いと思う。
- アドバイスありがとうございます。ご指摘いただいた点を踏まえて今後対応させて頂きたい。
- まさしく今のようなことがあるので，日本電気協会でこのような場が設定されて，今のような議論が出来て，議事録が出来て公開されると，大きなステップであると思う。であれば早い段階から機械学会側とも議論が開始出来ると思う。

(3) PFM 活用に対する産業界のニーズ：原子炉圧力容器の試験程度の最適化

担当委員より，資料 No.100-4 シリーズに基づき，PFM 活用に対する産業界のニーズとして原子炉圧力容器の試験程度の最適化について説明があった。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

【資料 NO.100-4 シリーズに関する質疑応答】

- 資料 100-4-1 の「3.原子炉圧力容器の PTS 評価の最適化」については，すでに指針ができていると思うが，「2.原子炉圧力容器の試験程度の最適化」については，実はこちらの方が原子力規制委員会からの強いご意向があるのだが，何か対象となる規格や文書はあるのか。
- 現状、国内には規格等はないと思う。
- 当検討会として何も手を付けていなかった訳ではなく，検討を進めているという状況である。
- PTS が先にできたのは何故なのか。どちらもコアになる技術は PFM だと思う。両方共規格化出来ていたらそんなに不思議に思わないのだが。
- 検討は着実に進めており，ようやく纏まってきたところである。検討データ，進捗状況をご紹介させて頂き，その反映先として JEAG4640 が最適かどうか，JEAG とするか JEAC とするか，妥当性等も含めてご議論させて頂きたい。
- 技術的な妥当性を確認することも非常に大事なことだが，その手順が規格化されていない状態で妥当性を確認する事はできない。
- ご指摘の通りと考えている。JEAG4640 の中に試験程度の削減に関する具体的な内容を規定していきたいと考えている。
- 米国にはレポート等があるのでは？
- 米国では，産業界側がレポートを提出して，規制側がクロスチェックをして承認している。
- PFM の解析コードがあるという話と，PFM の解析要領があるという話と，関連する規格があると言う話が，一見するとほとんど一緒の様に見えるが，実は随分違う。その辺りについては日本原子力研究開発機構に PTS の解析要領を作成してもらったので，確認した方が良いかと考える。質問だが，何故日本では，解析要領というものを作る必要があったのか。
- 米国の場合には，NRC が認めた解析コードというのがあり，その解析コードを使用すれば，その結果については NRC が了承するというロジックが出来上がっていると認識している。
- 要領というよりは，解析コードそのものを，NRC が認めるのが米国のやり方である。一方，日本は解析コードそのものにお墨付きを与える枠組みはなかったので，JAEA では，標準的な解析要領を作った上で電気協会にそれをガイドとして纏めて貰ったという経緯がある。それが JAEA のやり方であり，NRC とはちょっと違うと思っていた。
- PASCAL を使用すればよいというガイドもありうるのか？入力データも確認は必要だが。
- 米国では，解析結果も確認した上で承認している。それには，破損頻度の許容値，判断基準も必要である。

・ 必ずしも規格にするのではなくて，例えばある電力事業者からトピカルレポート制度を使って，こういうふうになりますという事が承認されて，その後しっかり計算するみたいな流れも選択肢としてはあると思う。ただそうすると，破壊靭性検討会の所掌では無くなってしまう。どっちがいいのかを考えておいた方がよいと思う。
・ 電力事業者側では，どういう道があるのかを探っているのではないかと思うので，先ほどの様な方法もその一つになり得るという話だと思った。
・ ここでの検討を受けた上で，手続き論として適しているということであれば，当然そういう選択肢もあり得ると思う。我々が今回目指したものは，先ほど話した通りJEAG4640 というベースになるガイドがあるが，現行版については試験程度を削減する目的のために作られたものではないので，今回参加頂いている PFM に関する知見を持った方々と議論させていただいた上で，評価の妥当性だとか，そういった解析条件をどの程度規格に含めるべきかという議論をした上で，最後にその手続き論として，どういった形で原子力規制庁さんの方に対して、我々から個々のプラントの試験程度を変更するという申請をさせて頂くのがよいのか，議論が必要と認識している。
・ 今まで議論があったところは，原子力規制庁からの委託を受けて日本原子力研究開発機構が開発した PASCAL については，これを原子力規制庁で認めて頂けば良いと思うのがひとつ。もう一つは PASCAL だけが PFM を解析するコードではなく，他の解析コードであっても要件を満たせば使用できるというような汎用的な所があっても良いと考える。その上で改めて質問したいのは，PFM ベースの解析コードを開発したのに，検査に関する解析要領を策定しなかったのはどういうことなのか。

→ 検査についてはあまり知識や経験がある訳では無いが，解析は出来ると思う。例えば維持規格の技術評価の時にも，良い検査と悪い検査について差をつけることであれば我々で出来るが，その検査結果が実際にどうなのかと言うことに関しては，深く追及することが出来ていないのが，ISI 側に近寄れなかった理由の一つではないかと思う。なお，JSME では、Risk Based Inspection、RI-ISI の検討があったが、うまく進められなかった。今日のような議論を通して進められればと思う。

→ ここで言う検査は，原子炉圧力容器の検査程度の話であるが，電力事業者で「検査」というと配管であったり炉内構造物であったり，いわゆる定検中の「検査」になる。それに関して確率論を使って，例えば検査程度を落としていくという話は検討していなかったわけではなくて，東日本大震災前までは，それに関する活動は行われていた。ただ電力事業者側では，基本的に供用期間中検査が回っていたので，もう一歩踏み込んで検査間隔を延ばしたいという強い意志はなかったという事と，その後震災が来たため，日本では研究開発活動自体が停滞してしまったというのが実情だと思う。そのタイミングでアメリカは PWSCC の問題が起きたので，xLPR を作っていた。現在では，ここの差がだいぶ開いているので，そこは今後考えないといけないと認識している。電中研では，そこに問題意識を持って，配管についても少しずつ取り組み始めているが，検査程度の見直しまでいかなかった。その差がすごく大きかったと考えている。

→ 事業者としては，PASCAL ありきなのか，それとも他のコードを作成しようとしているのか。その点については今後の議論だと思うが，どういうふうにやっていこうとしているの

か教えて頂きたい。

→ 現在，米国の FAVOR を用いた評価を実施している。あと EPRI とも連携を取っていて，EPRI から見て我々の評価がどうであるか確認いただいている。

→ 少しだけ補足させて頂くと，この後の資料でもご紹介させて頂くが，過去の JNES 殿が実施していたようにクロスチェックをして頂きたいと考えている。解析による結果として，条件設定、求まる数値は示せるが，悩んでいる点としては，どのように妥当性を示していくのかというところであり，今は PASCAL とは別の米国で用いられているコードの適用を考えているところである。

→ PFM の結果を検査側が見た時に、その妥当性を判断するのが難しいので，その間を埋める仕組みが必要。アメリカの場合はその検査計画がそもそも違っていて，確認者がアクセプトしてから事業者検査をし始めるため，そのときに説明していた方法でやると思うが，日本はそういう仕組みがない。供用期間中検査チームの担当者は，エンドースされた方法でやっているといっても，確認方法がわからないように思う。そういう仕組みもいると思っている。それは NRA の中の仕組みなのかもしれないが，今までみたいに規格に数字が書いてあるなら簡単だが，そうではないので，どう確認するのか，そのためにどういう仕組みが必要なのかも並行して考えてもらった方がよろしいかと思う。

→ ご指摘ありがとうございます。先ほどからも議論になっている通り，どういう形で取り入れていくのかだと思う。そのときに個々のプラントによって認めるのか、それとも BWR 全体での評価として，国内の BWR として炉型ごとに示す等が考えられる。あとは先ほど説明されていた通り，検査により決める等が考えられる。考え方については、きちんとお示しできるような形として検討したい。

→そういうところが表を見ればわかる形で纏められて，例えば，マトリックス表に照らして，検査結果の善し悪しを検査チームの担当者が確認をして，委員会でオーソライズしてもらえば，すごく簡単であり，今の供用期間中検査と同じぐらい簡単に決められると思う。

・ それは許容基準とリンクしており，許容基準をどのように決めるかということになる。

・ 議論しないといけないところであり，計算例を見て議論したい。

・ やはり国内の場合だと，解析要領をきちんと学協会の方で定めて，少なくともどういうコードで解析しようとも，解析要領に従って出てきた数値は信頼できると担保する方が望ましく，特定の解析コードを決めたらそれに従うというのは，合意しにくいと思う。米国の場合には米国しか見ないが，国内であると米国は如何なのかを問われる。破損確率を計算するための解析要領は準備していたが，どういう数値が出てくるか，どの様な決定が出来るかという部分はなかなか準備出来なかった。このような場で総合的な観点から，どういう作り方，どの様なものであればどんな形で使えるのかと言うことを，それなりのルールを定めていうことが出来ると，道具立てがそろっていくと思った。

・ 先程の PTS 評価の最適化と言うことであるが，どういう意味か。

・ 仮想欠陥等 PFM により評価条件を見直す等が考えられるが、ほかにもいくつかの使い方がある。

・ 出てきた数字の妥当性も一つ気になる点で，ある数字が出てきたときに，それが本当にど

こまで正しいのかが焦点になるということか。

- どのぐらい出てきた数字が正しいかと，その数字をどう判断するかだと思うが，数字をどう判断するかの方は，検査だったら多分そんなに悩まないかもしれない。ただその検査官が，この要領に則って，PASCAL を使って計算したからこの数字が正しいとした時に，どういうふうに確認したらいいのかは，今はまだ何も具体的なものが無いので机上の空論になってしまうので，あまり話をしても仕方がないかもしれない。
- そういう意味では，次回の検討会以降に事業者さんから資料を紹介して貰ってそれで議論させて貰えばと思う。あと先ほど話に出たベンチマークとか，他のコードを使って比較していただいているので，割と受け入れやすいのではないかと思っている。
- 徐々に紹介させていただければと思う。いろんな議論があると思っていて，数値を示すうえでの妥当性ということでは，PFM を導入する上で評価条件の妥当性を考えていて，米国ベースの条件としているものもあれば，日本向けにカスタマイズしないといけない条件もあると考えている。幅広く議論させていただきたい。
- そういう質問に対しては NRC とも議論しているが，アメリカで原子炉圧力容器の検査制度を制定したのが 25 年以上前だが，その頃の担当者はおらず，資料も昔だからそんなには残ってない。今後日本でやるのだったら，関心がある。そういう意味もあって，今ここでリセットボタンを押して，日本でしっかりしたものを作って発信するのは，とても意味があると思っているのでよろしくお願いしたい。
- JAEA では，検査への適用に向けて，外面側の亀裂に対する評価を PASCAL に取り込んだり，検査結果を欠陥密度分布に反映するベイズ更新も検討したりしているので，ツールとしてはそれなりに揃っているとの認識である。
- 事業者とか研究所で色々な取り組みがなされているが，こういった場で共有されると良いかと思う。その上でどういう形で具体的に規格に記載していくと言うことが議論できると思う。

(4) 原子炉圧力容器の ISI への PFM 適用事例及び感度解析

常時参加者及び担当委員より，資料 No.100-5 に基づき，維持規格技術評価の際の原子炉圧力容器の ISI への PFM 適用事例及び感度解析結果について説明，ならびに資料 No.100-6 シリーズに基づき，米国における RPV 試験程度の検討に関する動向についての説明があった。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

- BWR の ISI の破損頻度の許容基準は，PTS の事故時の許容基準を使用しているのか。

→ BWR の厳しい過渡条件を用いた評価に対して，PTS の許容基準を使用している。

- 技術的な観点から聞きたい，今の資料の説明の表の中に，設計基準事象に対する破損頻度「2.2×10 の-41 乗」との記載があるが，こんな桁の数字をどうやって正確に求めるのかすごく気になった。これは記述間違いではないのか。

→ 引用文献の(2)で NRC の SECY という資料が出ているが，こちらから引用している数字である。

・ 何でこれが計算上正しいのか，どういう計算をしてこうなるかというのはフォローされているのか。
・ 非公開の情報もあるため，紹介できる範囲で次回以降紹介したい。
・ 深層防護の観点で 100%になったということだが，その詳細は確認しているか。
→ 破損頻度は許容値を満足しているが，深層防護の観点から検査の実施を要求されたものと聞いている。詳細はあらためて確認させて頂く。
・ 検査の有無とか頻度とかの違いの評価は，現状我々としてはどうすべきか悩んでいる。資料 No.100-5 の維持規格の時に出して頂いた資料について確認だが，これを実施した時には最初，初期亀裂がある分布で存在すると想定をした上で，検査の POD が 1，つまり全部発見できると言う亀裂は，全て「0」にして評価したのか。
→ 計算上はその様に扱っている。説明していなかった部分もあるかもしれないが，PNNL モデルの中に ε という定数があり，アドバンスドだと 0.5%と記載があったと思う。
・ 仮に亀裂を見つけたとしても，全てを補修する訳ではなく，当然残すものも出てくる。そうすると今言われた方法だと，実態とずれてしまうのと，当然検査を実施すれば，その検査で見つけた分が無くなる訳であり，確率としてはどんどん下がっていくのは自明と思う。そこをどう現実的に表すのかを考えないといけないと思う。
→ 言われた通りであると考える。検査を考慮する方法としてベイズ更新の方法がある。米国のレポート NUREG-2163 であると思うが，指示が見つかった場合のベイズ更新による欠陥密度の設定方法が記載されている。また，国内の検査では指示がないので，欠陥指示が無かった場合にも適用できる方法について，ジャーナルでも公開しているので参考にして頂ければ良いかと考える。
・ PFM のコードが有り，それに対して色々なデータを入れて計算をする中で，検査結果の情報も重要であるが，どちらかと言うと，日本の場合には電力事業者が全て持っているので，知っている人は知っているが，知らない人は知らないと言う状況にある。そのような状況だと解析結果を実験と比較することが出来ず，データが表に出てこないと難しい所もあると思うが，米国ではどの様な状況にあるか情報が有れば教えて欲しい。
→ 米国の BWR の場合には，検査をしなくても，すなわち，欠陥密度分布を検査で見直さなくても確率は十分に低いということで，クライテリアを満足すれば OK という状況である。
→ 資料 No.100-5 の図 4 では，試験程度にはよるが，最大でも 10 の-9 乗になっている。10 の-6 乗から比べると十分低いため，これを大きいと見るのか，小さいと見るのかは不透明なところがあると思っている。そのため，それをどう判断するのかは， ISI を検討する上では重要になると思う。そういう点もこの場で議論できればと思っている。
→ 先ほどご紹介いただいたような検査で見つかったものを補修するというのは，配管のように補修できるようなものはそういう方法だと思うが，基本的に検査で見つかった欠陥が，はじめに想定する欠陥で保守的に設定されていることを検査で見ながら，場合によってはベイズ更新をかけて，それを修正していく。または実際のプラントの欠陥の大きさが初期に想定した欠陥よりも小さかったら，そのままの分布を使用して，米国の様に計算してしまう方が合理的と思う。ただし見つかった亀裂が初期の欠陥よりも大きければ，ベイズ更

新などを実施して，分布を変えていくことも必要になると思う。

→ 実際に原子炉容器で亀裂が見つかって，どのような性状で，どのような原因で生じているのかを米国のレポートの中で分析しているのか？

→ 分析はされているが，実際に原子炉容器で亀裂が見つかることはほぼないため，基本的には建設時の PSI の記録に対して変化がないことを確認することになる。

→ そういう変化がないことが確認できたとしても，検査はしないといけないというのが NRC のスタンスなのか。

→ そうである。軸方向については米国 BWR で検査が求められている。また、今もご指摘のあった通り，特に国内の低 Cu のプラントの脆化に対して検査が求められており，やはりアメリカと同じような数字と比較したとしても，かなり低い数値が出てくるのが事実だと考えているので，その中でさらに検査をして ΔCDF を出して比較をすることの持つ意味にはかなり悩んでいて，どういった形で十分妥当で問題のない評価結果であるということを示せるかは議論が必要と考えている。

→ 検査では（亀裂が）ほとんどないというか，新たに発生するものはないだろうと思っている。亀裂がもし米国であったとして，細かい話だがその確率が低くなる意味合いとして，周方向の溶接の場合は，別に亀裂の向きを設定しているわけではなく，溶接が周方向にあるだけなので亀裂の方向は見ないと思うが，軸方向とはいえ，周方向に亀裂があれば確率はずいぶん変わる気がするのだが，そんな事はあるのかと考えている。

→ 別途確認させていただきたい。ただし，基本的には米国でも原子炉容器にそういった亀裂が新たに見つかることになれば，そもそも何起因で発生しているのかという事になるので，基本的にはそのような場合はないと認識している。

→ 米国では，亀裂があるとすると融合不良であり，それが溶接線方向に並ぶことを念頭に溶接線方向の亀裂を想定しているとの記述があったと思う。

→ この会議に参加されている皆さんは多分 PFM の研究に従事されている方々だと思うが，それに対して私にはいろんなことをインプットされていて，聞いていると矛盾する感じがしている。例えば決定論的な検査だと，亀裂の大きさで，維持規格に従って合否判定をするが，進展する亀裂があったらこうしなさいとか，いろんなことがその亀裂の解釈に記載されている。CDF を評価するときにどう考慮するのかについて丁寧に整理してもらわないと，NRA が受け止めるのは検査部門なので，そこでお聞きする事になりそうなので，より詳しい人に説明するときに一緒に来てもらうなり，何か答えられるようにして貰った方がいいと思う。何となくその計算において，前提条件が違うような感じもする。何が評価の前提になっているのかは，次回にお聞きしたいと考えている。

→ その辺は考えたいと思う。PFM ではいろいろと評価の仕方が複雑な部分がある。今日は詳しい説明をする時間はないが，本日の会議資料の中の参考 1 は JEAG4640 を発刊したときの講習会の資料であり，基本的なところから，例えば参考 1-3 の資料では，JEAG4640 にどのような評価方法を規定しているかを記載しているのでご確認頂きたい。

→ PFM ありきで，それで合理的にこう考えるというのが一つの考え方である。一方で現在は決定論的にやっていて，それに対して PFM で完全にリプレースするのか，それとも決定論と PFM で並行にするのか，その間の対応関係というのはやはり当然トランジェント

的な時期では重要となる。決定論と PFM で同じ部分と異なる部分を並行して整理しておくのがよい。

→ PFM は基本決定論的な解析だと私は思う。その解析を行うデータにばらつきを持たせるということなので，今のクラッドや熱影響部の話というのは，決定論的には取り扱っていないところ。そこをどう取り扱うのか，本当にそこまでやる必要があるのかも含めて考える必要がある。その考え方について，PFM だから HAZ やクラッドを考慮しなければいけないという単純な話ではない。基本は決定論が真ん中にあって，そのばらつきを通じてパラメータについて不確かさを考慮するという考え方を理解した上で，その中で取り扱っていないパラメータがあるのかないのかを理解してもらう必要がある。そういう意味で JEAC4206-2007 に対して 2016 年版は，破壊力学的にはより進歩させたものだと感じており，その辺がベースになると思っている。

→ もう少し具体的に言うと、欠陥分布を想定してそれでクラッドの下でいろいろな設定をして計算する。多分そこが納得されれば，ベンチマーク等はされているから，計算コードそのものには疑いはないと思う。あとは出てきた数字をどう捉えるかと，そのコードに入力する数字が，気になるところである。それをなぜそういうふうに設定したのか，そこから出てきた数字をどう捉えるか，そういった部分は議論してきてないから，そこを重点的に議論されるとよいと思う。

→ 細かくやればやるほどいいというのはあるが，やっても結果が変わらないものがたくさんあるはずであり，そこはやっぱり外さなければいけない。多分それは感度解析になってくると思うので，何もかも細かければいいという話でもない。この議論をしっかりしないと，お化けみたいなコードができるだけになってしまう。それから，その出てきた数字をどう捉えるかに関して言うと，日本人は割と小数点以下とか値が正しいのかという話をしていると思うが，最近アメリカの対応を見てすごいと思ったのは，フランスのプラントで発生した配管の SCC の事例について，NRC が確率論を使って評価をして，その場合の LOCA の発生確率について確率論的破壊力学を用いて算出し，その LOCA が起きた時のΔCDF を計算して，「（ΔCDF の算出結果が）この程度だから規制側は急いでアクションする必要がありません。」というレポートを出している。その LOCA の確率を出すときのコードは，アメリカのプラントのニッケル基合金の PWSCC を対象として作った xLPR を使用しており，決してフランスのステンレス鋼に対する SCC に対して最適化されたコードではなかった。日本人の感覚からするとその算出結果は正しいのか？となるのだが，NRC はその結果を見て多分暫定的な判断をするのだと思う。今急いでアクションするかどうかの判断をするためにそのコードによる算出結果でもよいと判断したのではないかと思う。数字をどう見るかというのは，単に正確だったらいいという話ではないと思う。何に使うかによっても，数字に求められる正確さ，要求される正確さは変わってくるので，そこも踏まえて議論を進めていかないと，どんどん正確な方がいい，細かい方がいいとなってしまうので，しっかり議論すべきことと感じている。

(5) PFM 活用に対する産業界のニーズ：原子炉圧力容器の PTS 評価の最適化

担当委員より，資料 No.100-4 シリーズ及び資料 No.100-7 に基づき，PFM 活用に対する

産業界のニーズとして原子炉圧力容器の PTS 評価の最適化について説明があった。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

- これは（規制として受け入れるのが）難しいので，例えば安全性向上評価から入っていくとよいかと思った。それで何か下地を積んでいった方がよいかと。この内容をいきなり JEAC に入れて，技術評価してエンドースというのは大変だろうと思う。
- 同じように思っております。そして，やはりこれは「良い」「悪い」という判断基準があるので，この場ではやはりいろいろ議論いただいて，ちょっと攻めるというか，どういうところに下地を作るのか，今後の進め方については議論を重ねていきたいと考えている。今スタートとしては JEAG4640 が既に発刊されているので，電気協会の JEAC4206 に入れていくのが普通の流れだろうし，一番正攻法だと思う。この場はそれを主眼にした会議なので，それを進める上で，他の方向性もあるとか，より理解を深めていく必要がある事を改めて認識した。今の時点で安全性向上評価の事について明言するのは難しいが，社内でも相談してみたい。
- もう少し話をさせて頂くと，PFM を規格に取り込む事をお勧めする一つの理由として，安全性向上評価と運転期間延長と高経年化技術評価をする担当者がいるが，そういう時に規格というのは，すごく大事で，継続的に改善，議論して新しい技術が記載されており，その内容がアメリカも取り組んでいる事だと，そういうバックグラウンドが無い状態で審査するのと違って，技術的に同じ説明内容でも，その信ぴょう性が格段に高くなると思うし，そういう意味でアップデートし続けることは大事だと思っている。
- PTS 事象の評価結果を見ていて思うのは，日本のプラントの実力がどの位かということをきっちりと認識する事である。そこが本来重要なところで，「絶対壊れない」と言うよりも，こういう定量的な数値を示して，理由を説明できるのがすごく重要と思う。まずきちんと実力を知ることでその実力を評価する尺度とか，あるいはやり方として，ある程度規格で決まった方法で評価したらこういう結果が出たと説明することは，その先に進む可能性がずいぶん違ってくるのではないかと思う。そのあたりをどういうタイミングでどういう形で出していくかも重要と思う。
- １年前から確率論的評価について（原子力委員会で）説明を行なっているが，先方からは，とにかくわかりやすく説明してほしいと言われており，それを踏まえて作った資料が本日提示している資料だが，最初の担当者のところで資料が難しいと言われるとその先を悩むところがある。日常的に解析コードを開発している我々が，説明する時にはちょっと中身に入り過ぎている部分もあるかもしれないので，わかりやすい説明というか，標準的なものの説明も含めて勉強会をやって，議論して，あと規格を作ったらその後の講習会でそこを含めていろいろ展開してもらえばよいと思っている。
- 維持規格の技術評価において PFM で計算した際に JAEA からコードの説明があった時，よい使い道と感じた。NRA 内でもわかりやすい説明が求められている。世の中に認知されることも重要。
- １年ぐらい前に（原子力委員会の）委員の方に確率の話をする機会があったが，その時に委員からは，重要な機器なんだから，一番保守的な方法でやればよいと言われている。世

の中そういう考え方をする人は多く，特に原子炉圧力容器は最重要機器であるので，そのような反応が返ってくる事がある。そのような考え方をする人がいることを前提に，確率論的評価について説明をする必要があると認識している。

- 原子炉圧力容器等，100%検査対象機器の検査程度の低減というと，もうそれだけで嫌がられる。だからそう捉えられないよう，被ばく量を考慮した適切な検査にするということで，そうすると 100%ではない対象機器から始めた方がやりやすいと思う。例えば 25%の検査程度の機器であれば，そもそもどうして「25%」なのかという所から始まって，どこを選ぶのが検査にとっていいのかという議論だったら，割と意味が判りやすい。だからそういう戦略を考えた方がいいと思う。別に被ばく量低減の観点から原子炉圧力容器の検査が一番効果として大きいから，それからやるというのはもちろん合理性のある話であるが，いきなり心臓手術をするみたいな感じになるから，まずは骨折手術から練習したらいいと思う。例えば，クラスＢ配管からやってみて，その検査程度の見直し後の方が合理的だ，例えば 25%→10%にしたけれど，それで見つけられるという実績が積まれてくれば，もっと受け入れやすいと思うので，そういう戦略的な部分も一緒に検討した方がよい。一般の人がこの話を聞いたら，このプロジェクトはすごく革命的にも聞こえるので，多分仰天するかもしれない。だからやろうとしていることが正しく伝わるように，プロセスも含めて考えて頂きたいと思う。
- 今議論されている事は，基本的に重要なところだと思う。ただ最近私が思うのは，判りやすくという言葉だけで判りやすい資料を作って，いわゆるディテールの部分を端折ったが故に，実は別の話になってしまうケースもある。いわゆる「安全」と「安心」はあるのだけれど，「安心」を重視するあまりにいろいろやっていると，「安全」でなくなるケースもある。こういう難しい話というのはやっぱり難しいのはある部分仕方ないのだが，難しいなりにまずきちっとしたレポートなり，ドキュメントを作り上げて，先ほど「実力」という言葉を使ったが，「実力」のところは判りやすい／判りにくいではなく，本当の実力は科学的に出して，それについてはしっかりしたレポートなりあるいはそういう情報を集約したものを作りつつ，だけどその後にそれをどういう形で判りやすくするかを，その次の段階で考える。そこのもう一段階のところは考えないといけないが，まず科学的なエビデンスレポートを理解して，専門家の間で共通認識を作った上でそれをどういう形でまた堀り下げていくのか考えるという 2 段階でやると，私はいいのかなと思う。この場というのは，まさしくそういうことができる場と思うので，よい場が出来つつあるのかなと思っている。
- この PFM 評価をやっていくと，RPV の特別点検の炉心領域の全面検査が免除になるのではないかと思ったが，そう考えている方はいるのか伺いたい。
- 2011 年の福島第一原子力発電所の事故を契機として，なぜ特別点検が課されたのかという考え方を踏まえた上で，本当に我々がどうしていくべきか考えるべきだと思う。今この場で，検査が不要とは思わない。日常保全との組み合わせを考えた上で、本当に必要かどうかについて改めて考える必要があるように思う。
- 切り口としてもう一つあると思っている。よく言われるのだがリソースは限られていますということ。限られたリソースをどこに使ったらいいのかを考えて欲しい。正直なと

ころ原子炉圧力容器の検査に何か縛られているわけでもないので，検討の結果，それならば検査は要らないですというエビデンスが揃えば，何か故障でも無い限りは検査をやらなくていいのではないか，そのリソースを他の検査にかける事ができ，その方が原子力の安全にとって意味があると思っている。そういう観点から検討されるといいと思うし，そういう説明ならばしやすい。検査が増えてどんどん作業が増えることに対して，本当にそれでいいのかみたいな意見もないわけではない。

・ 原子炉圧力容器は大事だから検査するというのではなく，点検検査が必要な設備に対する検査を強化して，そうでもないものについては，それなりに必要なレベルで検査をしていればいいのではないか。

・ ASME のコード・ミーティングの会議後に，PFM に関するテーマが話題となった。アメリカも TMI の事故があり，当時，規制側と事業者の間には非常に緊張感があって，検査がより求められるようになったのだが，その時 RV-ISI がいわば一つのきっかけで，NRC と事業者の間に対話が生まれて，信頼関係が築けたというのは一つの経験で，今日の場を一つのきっかけとして，事業者側と規制側の間で本音ベースの議論が出来ればと思っている。

・ 連携という話で，（長期施設管理計画における）追加点検については，規制委員会でも議論したときに，事業者から 40 年目と全く同じものでなくてもいいという意見もあったと記憶している。そういう意味で今の話を理由にして，60 年目で 40 年目と全く同じことをやる必要があるのかどうかは，当然検討すべきだし，そのときに PFM も使えると思う。

(6) 今後の進め方・予定等

主査より，今後の進め方・予定等について説明があった。

主なご意見・コメントは下記のとおり。

・ 事業者のニーズを踏まえて何時までに実施しなくてはならないというロードマップの検討が必要かと思う。

→ その通りだと思う。この検討会の中で実施項目と実施時期をロードマップ化したいと考える。

・ 時系列とか，検討の深度が重要であるというのは，ご指摘の通りなので，今後の計画を示せるよう検討したい。

・ 出来る範囲で，項目別に優先順位とかを検討して進めていきたい。

・ ユーザーに利用して貰うための PFM の取り込みなので，その適用が如何かと言うことを次回検討会以降に話し合いたいと考える。

・ 今日のような場は，本当に貴重であり，初めてこういう議論が出来たのではないかと思う。今日の議論の中に，今後どの様にするかというアイデアが盛り込まれていると思う。それを整理して頂いて，その結果どの様なアクション及び検討が必要かをこの検討会の後の宿題という形で考えて，次回はそれを議論する。そうすることにより，方向性が定まってきて必要な情報が見えてくる気がする。議論を進める時には，漠然としていたが，議論をす

ることで良い種が見えてきたので，そこはぜひ実施して頂いて掘り出していくことが必要と考える。

・ 今回この場に出席しようと思った最大の理由は，この場でケーススタディをしてくれるという認識を持っていたからである。できればそれは次回からやって欲しいと思う。ここで議論するのは良いが，規制側としてはあまりメリットが無い。インプットとしてはケーススタディの結果が欲しく，どういうデータに基づいて，どういう計算をしようとしているのか示して貰えれば，技術的なコメントができると思う。溶接協会のシンポジウムで(NRCの)M. Kirk 氏に聞いたところ、NRC と事業者でケーススタディを重ねていくことが必要ということだった。

・ 計算自体は色々と実施しているので，どういったタイミングで示すのかについては検討すべきであると思うが，零から始めるものではなく，計算の蓄積としては有るので，何処かの段階できちんと議論したいと考える。この場だと基本的には出てきた資料は（公開請求があれば）公開されるし，議事録も公開されるので，そのことを念頭に置いた上で，この段階でこれを出すというステップの検討は必要と考える。

・ ATENA が事業者の窓口なので，ATENA に参加してもらわないのか。

→ 我々としては検討をしつつ，ATENA ともコミュニケーションを取って行こうと考えており，次の段階で ATENA と相談したいと考えている。

・ 次回は，解析結果だけではなく，評価条件とか，解析手法についても示していかないといけないと思う。

・ どの程度の評価結果を示すかによるが，感度解析をして，これについて影響は出ないと分かっているもの等が有れば紹介する方が良いと考えている。

→ 参考資料としている米国の状況とか知見も含めて議論していければ良いかと思うが，次回の議題で取り上げて行きたいと考える。

→ 次回の PFM 臨時検討会については，6 月 14 日か 28 日を候補として，各委員の予定を確認し決定したいと考える。

(7) その他

・ 参考資料-4 に基づいて，国際シンポジウム ISPMNA5 開催の紹介があった。

以　上

別　紙

第 100 回破壊靭性検討会配付資料

資料 No.100-1	原子力規格委員会 構造分科会 破壊靭性検討会 委員名簿
資料 No.100-2	電気協会破壊靭性検討会－PFM 臨時検討会の開催について
資料 No.100-3	Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessel Against Irradiation Embrittlement in Japan
資料 No.100-4-1	PFM 活用に対する産業界のニーズ
資料 No.100-4-2	原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊試験の試験程度に関する事業者意見について
資料 No.100-4-3	「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈の一部改正」を踏まえた事業者意見について
資料 No.100-5	原子炉圧力容器溶接継手の供用期間中検査への確率論的破壊力学評価の適用事例及び感度解析
資料 No.100-6-1	米国における RPV 試験程度の検討に関する動向について
資料 No.100-6-2	BWR RPV Circumferential Weld Inspection Elimination
資料 No.100-7	原子炉圧力容器の健全性評価について －現行手法と確率論的手法－
参考資料 1-1	「JEAG 4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」講習会(1) 規格発行の背景
参考資料 1-2	「JEAG 4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」講習会(2) 破壊靭性評価の概要
参考資料 1-3	「JEAG 4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」講習会(3) 確率論的破壊力学の概要
参考資料 1-4	「JEAG 4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」講習会(4) JEAG4640 の概要
参考資料 1-5	「JEAG 4640-2018 確率論的破壊力学に基づく原子炉圧力容器の破損頻度の算出要領」講習会(5)PASCAL を用いた確率論的 破壊 力学解析例
参考資料 2	U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION REGULATORY GUIDE 1.245, REVISION 0 PREPARING PROBABILISTIC FRACTURE MECHANICS SUBMITTALS
参考資料 3	Probabilistic Fracture Mechanics Application: FAVOR Case Study
参考資料 4	第 5 回原子力分野の確率論的破壊力学手法に関する国際シンポジウム　ISPMNA5