

第54回 福井県原子力安全専門委員会 議事概要

1 日 時：平成21年10月30日（金）10：00～12：00頃

2 場 所：県庁地下1階 正庁

3 出席者：

（委員）

中川 委員長、木村 委員、安井 委員、田島 委員、飯井 委員

（原子力安全・保安院）

石垣 高経年化対策室長、森下 地域原子力安全統括管理官、
米山 高経年化対策室高経年化対策班長

（独立行政法人 原子力安全基盤機構）

佐藤 原子力システム安全部長、
大崎 原子力システム安全部高経年化対策グループ長、
鈴木 耐震安全部調査・試験グループ長

（日本原子力発電株式会社）

増田 敦賀発電所長、山下 敦賀発電所副所長、
鈴木 安全管理室炉心・燃料グループリーダー

（福井県）

品谷 安全環境部長、櫻本 原子力安全対策課長、岩永 原子力安全対策課参事

4 会議次第：

- 1) 敦賀発電所 1 号機 高経年化技術評価について
- 2) その他

5 配付資料：

・会議次第

・資料No. 1-1 敦賀発電所 1 号機 高経年化技術評価書（40 年目）について
（日本原子力発電㈱）

・資料No. 1-2 日本原子力発電㈱敦賀発電所 1 号炉高経年化技術評価書等に
係る審査結果について （原子力安全・保安院）

・参考資料 1 敦賀発電所 1 号機 運転停止時期について
（原子力安全対策課）

・参考資料 2 高浜発電所 3，4 号機のMOX燃料調達に係る輸入燃料体検査
補正申請の報告について （原子力安全対策課）

・参考資料 3 敦賀発電所 3，4 号機の増設に係る原子炉設置変更許可申請書
の一部補正について （原子力安全対策課）

6 議事概要：

1) 敦賀発電所1号機 高経年化技術評価について

(日本原子力発電から資料No.1-1の内容について説明)

(原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構から資料No.1-2の内容について説明)

<質疑応答>

(田島委員)

- ・中性子照射脆化について、JEACの基準に基づく評価は確かに妥当性があると思うが、中性子照射量が大きくなった場合の振る舞いが重要で、中性子照射量の小さい方は、不純物等の色々な効果でこのようになることがあるかも知れない。また、(中性子照射量と関連温度移行量の関係は、)直線に見えるので、直線で引いた場合は60年程度経過後には許容量を超えることにもなると思う。重要な点は、何故、照射量が大きくなってもストレートに上昇しないかということである。これが前に出ていた FF_R が指数になっていた訳だが、何故これが指数になるかという理論的な根拠が欲しい。JEACの基準に基づけば妥当性があると思うが、何故傾きがなだらかになって行くのかということが、直感的または理論的に明らかでなければ、中性子照射量の高い方は少し問題だと思う。
- ・もう1点は、これは破壊試験であり、データ量が非常に少なくデータの誤差が非常に大きいとも聞いているので、データに頼るよりも理論的な根拠が欲しい。
- ・更にもう1点は、新しいJEAC4201-2007では監視試験結果を用いずに予測できるようになっており、純粹に理論的に計算できるという印象を受けるが、その辺りの説明をしていただきたい。

(日本原電：鈴木グループリーダー)

- ・資料1-1の7ページで、JEAC4201-2004に基づき、どのような評価がされているかが書かれている。ただ今、田島委員から指摘のあったとおり FF_R は関数になっている。赤線が管理に使用しているカーブで、これが寝てくる理由は、JEAC4201-2004は1991年度版から変わっていない評価であり、1991年は今から約20年前であるが、それ以前に得られた監視試験片の結果に基づいて現象論的に、観測結果によく合うように式を定めたものである。中性子照射量を変数とした関数についても、米国における式の形を参考に現象論的に定めたというもの。それに対して、JEAC4201-2007は、8ページのとおり、監視試験片の結果を用いずに評価できるようになった。この理由は、メカニズムにまで踏み込んで評価式を作っているからである。照射脆化のメカニズムについては、18~19ページで模式図によって示している。
- ・亀の甲羅のように見えるのが結晶粒を示している。原子炉圧力容器の金属の中には、様々な金属が含まれているが、左図は、銅、シリコン、ニッケルなどの金属が溶質し

ている様子を示している。右図にある線は転移のラインである。金属は転移が滑ることによって延びるということで、非常に靱性が高いことが知られている。中性子照射を受けると、溶質していた原子が固まってきてクラスタを形成する。あるいは、格子間原子が集まってきて集合体を形成することが知られている。これら集まってきた溶質原子のクラスタや格子間原子の集合体であるマトリックス損傷が、転移の動きを阻害することにより金属が靱性を失い脆くなるというメカニズムが判ってきている。これに照らして、グラフの形が寝てくることの定性的な説明については、敦賀1号機のように古いプラントでは、原子炉压力容器の銅の含有量が最近のプラントに比べて高いことが知られている。銅は、最初は溶質原子として溶け込んでいるが、それが集まってきた銅原子のクラスタが非常に照射脆化に効くことが知られている。模式図に描いたが、初期の段階で銅の原子が均一に溶質していたものが、中性子照射を受けるとクラスタを形成して集まってくる。これが転位の動きを阻害して脆化を引き起こすことになる。最初はどんどん集まってきてクラスタを形成するが、だんだんクラスタを形成していない銅の原子が少なくなってくることによって、クラスタの形成による中性子照射脆化の影響がだんだん飽和傾向になってくる。中性子照射のメカニズムとしては、銅原子のクラスタのみならず、格子間原子の集合体であるマトリックス損傷といったものもあるので、脆化傾向は完全に飽和する訳ではないが、定性的には銅原子のクラスタが支配的であり、これが飽和傾向になることで全体として飽和傾向になるということが言える。JEAC4201-2007は、これらのメカニズムまで踏み込んでおり、そのメカニズムまで踏み込んだ評価においてもグラフの形が寝てくるということになる。このことから、定性的にもグラフが寝てくるということが言える。

(木村委員)

- ・関連した質問だが、中性子束を考慮した JEAC4201-2007 ができて、その考え方で説明すると、以前見せて頂いたデータでは中性子束の違いで非常に大きな差が出ていて、驚き、また同時に心配もしたが、中性子束が高い場合と低い場合とで、それらが大分近づいたという説明で理解できた。
- ・結果的には、今後、新しい考え方を入れた JEAC4201-2007 を使ってやっていくのか。まとめのところにあるように、JEAC4201-2004 に基づく予測値は、JEAC4201-2007 より大きいので、現在の予測は保守性を有しており問題ないというのはその通りだが、今後の予測には、実際どちらを使うのかがよく判らない。今まで通り JEAC4201-2004 を使うという理解で良いのか。
- ・また、次に試験片を取り出すと、その後は試験片がなくなるので、再生試験片を使うという説明が前回あったが、今回の説明では再生試験片のことは触れられていない。今後の予測をしていく上では、この式で行くから再生試験片は使わないというのか、それとも、これまで使用した試験片を再生して、実験的にも求めていくのか説明して欲しい。

(日本原電：鈴木グループリーダー)

- ・ 1点目の質問について、現行の管理は JEAC4201-2004 で行っており、当面、これに基づき管理を行う予定である。現在、JEAC4201-2007 は、温度移行量の予測式が国にエンドースされていない状況である。JEAC4201-2007 は最新知見を反映した非常にすばらしい評価式であるので、今後、エンドースされた際には、これを使用することも検討していきたいと思っている。エンドースされるまでは JEAC4201-2004 を使い続けるということになる。
- ・ もう 1 点、照射済試験片の再使用についてであるが、定格負荷相当年数とは、出力の積算値を定格出力で割った値であり、定格出力で運転したと仮定したならば、どれだけの年数運転し続けているのかというものであり、現在、敦賀 1 号機は運転開始後 40 年を迎えようとしているが、定格負荷相当年数でいえば約 27 年である。定格負荷相当年数が 32 年に到達する前に監視試験片を取り出す予定としており、定格負荷相当年数で、約 5 年猶予がある状態にある。現在、平成 21 年であるが、敦賀 1 号機は、運転停止を予定している平成 28 年までに定格負荷相当年数で 5 年経過するのが早いのか、平成 28 年を迎えるのが早いのかによって監視試験片を取り出して再装荷することが出来るのかどうかが決まることになり、再装荷する前に運転停止を迎える可能性もある。このため、このまま定格負荷相当年数 32 年を迎えることなく運転を停止することも、運転状況によってはあり得る。もし、定格負荷相当年数が 32 年を超える方が運転停止時期よりも早いのであれば、監視試験片を取り出して試験をして、再装荷をするということも検討していきたいと考えている。

(木村委員)

- ・ 重要な高経年化の項目ということで、3 ページに 7 項目書いている。これらは高経年化評価でよく挙げられている項目だが、このうち 2 相ステンレスの熱時効については、4 ページに記載がない。先ほどは、再循環ポンプのケーシングについて、熱時効を評価したように説明があったと思うが、熱時効の評価は再循環ポンプのケーシングだけでよいのか、他にはポンプのケーシング等で 2 相ステンレスの所はないのか。

(日本原電：山下副所長)

- ・ 主な経年記事象として 2 相ステンレスの熱時効を説明したが、BWR 運転時の冷却水温度は 270～280℃であり、その程度の温度までであればステンレス鋼の熱時効は余り進まないという評価結果が出ている。従って、まとめの概要に記載するほど有意な事象ではないという判断から、掲載していない。

(木村委員)

- ・ そういう判断であれば良いが、配管では PWR のように 2 相ステンレスの所は特になのか。

(日本原電：山下副所長)

- ・配管系で PWR のように 1 次冷却材ループに使っているということはない。他の機器のパーツ単位で見ればステンレス鋳鋼も使っているが、メインのバウンダリを構成するような設備には使っていない。

(木村委員)

- ・全体的なことで、今までの事例を見直して、その上で 40 年以後の保全に当たるといえるのは考え方として非常に良いことと思う。まずは敦賀 1 号機での事例を調べて、どのようなことが起きるのかを予測する上で重要である。しかし、世界的に BWR は相当基数が稼働しており、国内でも東京電力の福島第一発電所 1 号機が 40 年近く動いている。敦賀 1 号機以外の BWR プラントにおけるこれまでのトラブル事例も調べた上で評価されていると思うが、それらの事例から、特に評価すべきものはなかったのか。

(日本原電：山下副所長)

- ・30 年目の評価も同じであるが、各機器の評価を行う際、自社プラントだけでなく、国内外プラントにおけるトラブル等の事象についてもピックアップして評価している。結果として、30 年と 40 年目において、炉内構造物のオーステナイト系ステンレスの応力腐食割れ (SCC) や、敦賀 1 号機ではシュラウドサポートのニッケル基合金溶接部の SCC 等が、ほぼ同時期に発生している。従って、先行プラントで事象が発生したため、敦賀 1 号機も後から対策するという状況ではなく、同時期に必要な対応を実施してきている。
- ・現状においては、トラブルにならないような細かな事象についても保全品質情報といった登録して情報を共有するシステムがあるので、それを電力事業者各社が検討し、対応を進めているという状況である。

(木村委員)

- ・40 年を迎える BWR プラントは世界で他に幾つかあるのか。敦賀 1 号機が先頭を走っているのか。

(日本原電：山下副所長)

- ・敦賀 1 号機は BWR で、炉型が BWR-2 というタイプである。このタイプは、再循環ポンプが原子炉圧力容器外付けで、ジェットポンプがないタイプである。
- ・BWR-2 では、敦賀 1 号機の兄弟プラントが米国に 2 プラント (Nine Mile Point1 と Oyster Creek で共に 1969 年 12 月運転開始) ある。両方とも今年 12 月に運転開始以降 40 年を迎えるプラントである。両プラントとも、ライセンス (米国原子力規制委員会の運転認可) を更新しており、更に 20 年間の運転延長を行うと思われる。

(安井委員)

- ・資料1-1の4ページにあるコンクリート構造物の強度低下について確認したい。
- ・40年前とコンクリートの強度が変わらないというのは、にわかには信じがたいが、資料では「強度低下は小さく」と評価されている。40年前を1とすると、現在の劣化の程度はどれくらいなのか。

(日本原電：山下副所長)

- ・コンクリートの強度低下については、単にデータベースや文献による評価だけではなく、サンプリングポイントを決め、実際にコンクリートコアを抜いて破壊試験を行っている。その結果、絶対値そのものは、建設時の設計基準強度に対してほとんど劣化傾向が認められていないことが確認できている。

(中川委員長)

- ・通常、コンクリートは40年経てば劣化するものなのか。

(安井委員)

- ・例外もあると思われるので確認のため質問したが、事業者が総合的に判断したのであれば良いと考える。

(中川委員長)

- ・実際に色々な箇所を試料を採取して検査をした結果であるということか。

(日本原電：山下副所長)

- ・そのとおり。コンクリートコアを抜いて破壊試験を行った結果である。

(飯井委員)

- ・資料1-2の24ページで今回の敦賀1号機の高経年化技術評価については、40年目を迎えるプラントということで、40年目の技術評価に加えて、ここに書いてあるように30年目の技術評価についての検証が行われて、30年目以降に発生した事故・トラブルについて、30年目の技術評価の際にどのような判断・評価を行ってきたかを検討され、その問題点等が、40年目の評価に適切に反映されているかを確認されたということであり、更に、それに加え、敦賀1号機については、同一箇所について複数回トラブルが起こっているということで、30年目以降に加えて、運転開始からを含めたトラブルを洗い出されたことは、良かったと思う。
- ・25ページの事故トラブル事象の分析については、下表にある「30年目の評価の問題点」の項目のうち、「(3) 健全性評価、現状保全の評価に問題があったもの」に該当する事象が随分と多いように思える。つまり、その上に書いてある、想定される部位や経年劣化の事象の抽出には問題がなかったけれども、健全性評価、現状保全の評価

に問題があったということであり、例えば 26 ページの「4. 実際は点検していないのに有意な腐食がないとした」や「5. 点検予定がないのに点検を行うとして評価していた」等々といったように、日本原電の内部組織として、高経年化技術評価を行う部門と評価結果を踏まえて実際に点検計画を立てる部門との意思疎通が、必ずしも十分ではなかったと思える。このため、1 点目の指摘として、高経年化技術評価の結果が着実に実際の点検計画、或いは実際の点検に反映されるようにしっかりと見て欲しいと思う。

- 2 点目として、26 ページの「6. 中央制御室換気空調系外気取り入れダクトの腐食」については、トラブルが繰り返されたということだが、具体的に年月を追ってみると 1970 年に運開してから 1988 年に 1 回目、2002 年に 2 回目、2008 年に 3 回目が発生している。トラブル発生までの間隔を考えると、1 回目は 18 年、2 回目は 14 年、3 回目が 6 年で発生している。ダクトの設置環境が変わっていないのであれば、2 回目の対策工事そのものが不適切であったということになってしまう。要するに、改悪をしてしまったと言われても仕方ない。コメントとして、今回行われる対策工事については、しっかりとした恒久対策がされていると思うが、2002 年の対策工事の際、日本原電の社内において、対策工事の方法等がどのように承認されていたのかという辺りをもう 1 度検討いただきたいと思います。そして、ダクト以外の部分についても、今後、対策工事は改善されたプロセスで実施されるので安心であるということを示していただきたいと思います。
- 3 点目は、資料 1-1 の 15 ページにある蒸気乾燥器の点検結果について、今回、東海第二発電所で原子炉内構造物である蒸気乾燥器の外観点検を行ったところ、ひび割れが確認され、今後、蒸気乾燥器をこのまま使いたいということであるが、海外事例を十分評価して、このまま使用することが適切かどうか詳細に検討して欲しい。また、細かなことだが、「評価」欄の③に「溶接金属には達しておらず、SCC 進展は抑制されている」と記載されているが、現状の点検した範囲から、SCC であるかどうかは言えないと思うので、もう少し、慎重な対応をしていただきたいと思います。

(日本原電：山下副所長)

- 評価を実施する部門とその結果を受けて点検計画に反映してそれを実行していく部門との意思疎通に体制上の問題があるのではないかと 1 点目の指摘については、先程も説明した新検査制度下における保全の PDCA サイクルの中でしっかりと実施していきたいと思う。評価した結果に基づき計画を立てるということは、これまでも行ってきたが、より確実になるように保守管理の仕組みの中で対応していきたいと考えている。
- 2 点目のダクトの腐食に関しては、途中でダクトを取り替えた際の構造検討等に問題にあったのではないかと 1 点目の指摘であるが、飯井委員の指摘のとおりで、原因は、外気取入後、発生した結露水がダクトに溜まったことにより腐食が発生したものである。最初に取り替えた時に、構造設計で以前よりも結露水が溜まりやすい構造にしてしま

ったということが事実関係としてある。過去においても改造工事については、技術検討を行い、承認を受けた後に実施するという手順を踏んできているが、現状においては保修員の世代交代等もあり、改造設計についてもベテランが自分の知識の中でサジェスチョン出来るように、設備図書検討会というものを設けて、そういったことが起きないような取組みを実施している。技術力を維持・向上させるという非常に難しい問題であるが、社内的にこういう取組みをしているところである。

- ・ 3点目の蒸気乾燥器（ドライヤー）については、構造・機能に影響しないという評価結果を得ている。修理する場合は、水中溶接を行うという作業リスクを含めた作業の難易度や相当量の被ばくを伴う作業であるということを経験的に勘案し、適切に対応して参りたい。

(中川委員長)

- ・ 飯井委員からのコメントの3点目にあったドライヤーについて、事業者はこのまま使用していくということであるが、原子力安全・保安院の見解を確認したい。

(原子力安全・保安院：森下統括)

- ・ ドライヤーの件も含め、先程、飯井委員からコメントのあった3点に関連して、発言させていただく。
- ・ 今後、保安院としてはどこに注目していくかということ、事業者が長期保守管理方針に基づく追加保全、対策を適切に実施していくことは当然であるが、敦賀1号機については、飯井委員から指摘のあった、或る意味、主要機器以外の設備で生じる軽微なトラブルに対する事業者の対応というものが適切に行われて行くかということが、安全規制当局からの今後の検査等のポイントだと考えている。また、事業者の立場からしても、安定運転の観点からも、そのような軽微なトラブルを減らしていくことが大事だと考えている。
- ・ また、敦賀1号機は特殊な状況で、平成28年に運転停止する計画であると日本原電から説明があったが、そのように運転停止が予定されているプラントについて、運転期間中にどのように安全を確保していくかということで、検査する側としては、現場に緩みが出ないかということに注意をおいて確認していきたいと考えている。
- ・ ドライヤーについては、事業者が調査中であり、今後、本院および敦賀保安検査官事務所でも事業者の対応も含めて確認していく。本日、事業者から説明のあった、そのまま運転しても安全上問題がないのかどうかについては、事業者が評価した結果を確認しなければ判断できないので、本日、委員からコメントのあった海外事例も含めて、この後、事業者から説明があると考えている。現時点の情報だけでは、判断できない。

(木村委員)

- ・ 40年を超えるプラントが出てきて、今後、高経年化対策がますます重要になっていくと思う。

- ・原子炉等規制法（核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律）では、原子力発電所や試験研究炉の運転に関する保安の監督は、原子炉主任技術者が行うことになっているが、高経年化に絡む諸々の問題や保全活動において、原子炉主任技術者の立場や責任はどのような位置付けなのか、原子力安全・保安院の見解を聞きたい。
- ・また、高経年化等についても、原子炉主任技術者が責任を負うのであれば、原子炉主任技術者の試験制度についても、高経年化対策等を考慮する必要があるのではないか。

（原子力安全・保安院：森下統括）

- ・原子力安全・保安院は、現状、原子炉主任技術者から安全確認の聞き取り等を現場で行っているが、プラント運用面において、高経年化と通常の保全を切り分けているわけではない。よって、原子炉主任技術者の立場の強化や改善については、現時点では必要性を感じていない。
- ・試験問題については、高経年化対策制度等についても、試験問題に含まれている。

（木村委員）

- ・原子炉主任技術者の立場は、福井県下のプラントの色々な資料を見てもあまり明確ではないので、このような質問をした。
- ・過去、福井県内で原子炉主任技術者が免状を取り上げられた事例があったと記憶している。また、逆に原子炉主任技術者が非常に適確な指示を出して、事故に発展するのを抑えた事例もある。これは運転に関する保全の監督そのものだと思うが、法規上、原子炉主任技術者には、高経年化プラントの保全の監督も含まれるという解釈なのか。
- ・核燃料取扱主任者には、燃料取扱施設における核燃料物質の取扱いに関して保安の監督を行わせるという記載があり、施設の運転については記されてなかったと思う。原子炉主任技術者は「運転」についてはっきり記載されているが、それは単に原子炉をオペレートするという意味の運転だけではなく、原子炉の保全全体も見るということで、もし保全に問題があれば、原子炉主任技術者が責任を負うことになるのか。

（原子力安全・保安院：森下統括）

- ・例えば、高経年化プラントである敦賀1号機の運転に際しては、発電所長の直下で、所長に対し、発電所の運営に対して意見具申ができるのが原子炉主任技術者であり、これは新しいプラントでも、高経年化したプラントでも関係ない。
- ・原子力安全・保安院の日常業務において、保安検査官は、事業者から運転の状況報告を毎日受けているが、原子炉主任技術者はそこに参加し、運転状況や点検状況について説明するとともに、発電所員に指示を出したりしている。
- ・なお、発電所で起きたことの最終的な責任は所長にあると考える。

（中川委員長）

- ・本日、日本原電から敦賀1号機の高経年化技術評価とそれに基づく長期保守管理方針

について説明を受け、国からは審査結果の説明を受けた。

- これらについては、当委員会としては妥当なものであると考える。
- 6月の委員会において、委員からコメントのあった、原子炉压力容器の中性子照射脆化については、本日の説明で関連温度移行量の適切な将来予測が、2007年の計算予測式で行われて、それに基づいて原子炉压力容器の温度管理を適切に行っていくことによって健全性が確保出来るということが示された。
- 長期保守管理方針に基づく点検で確認された海水配管の減肉については、まだ原因調査中とのことであり、今後、適切に対策を取っていただきたい。
- 日本原電は、本日の委員からの意見を踏まえ、引き続き保全活動の充実に向けて取り組んでいただきたい。
- 原子炉主任技術者の問題については、また別の機会に別のところで検討していただければよいと思う。

2) その他

- 敦賀発電所1号機 運転停止時期
- 高浜発電所3, 4号機のMOX燃料調達に係る輸入燃料体検査補正申請の報告
- 敦賀発電所3, 4号機の増設に係る原子炉設置変更許可申請書の一部補正
(原子力安全対策課から参考資料1～3について説明)

質疑応答なし