

## 第 8 回 P C V 漏えい試験検討会 議事録

1. 開催日時 平成 19 年 1 月 22 日 ( 月 ) 13 : 30 ~ 16 : 10
2. 場 所 日本電気協会 4 階 C 会議室
3. 参加者  
委 員 : 伊藤・米原・瀬良 ( 関西電力 ), 飯塚 ( 東京電力 ), 安間 ( 中部電力 ), 大坂 ( 日立 ), 日下 ( 日本原電 ), 桑原 ( 三菱重工業 ), 小林 ( 中国電力 ), 小林 ( 日本原子力研究開発機構 ), 笹田 ( 北海道電力 ), 中川 ( 発電設備技術協会 ), 新山 ( 四国電力 ), 西田 ( 北陸電力 ), 堀水 ( 日本原子力技術協会 ), 水野 ( 原子力安全・保安院 ), 味森 ( 東芝 ), 矢尾板 ( 電源開発 ) ( 計 18 名 )  
代理参加者 : 菅原 ( 東北電力・丹治 ) ( 計 1 名 )  
常時参加者 : 谷口 ( 東京電力 ) ( 計 1 名 )  
欠 席 者 : 井上 ( 九州電力 ) ( 計 1 名 )  
事 務 局 : 大東 , 長谷川 ( 日本電気協会 )
4. 配付資料  
資料 8-1 P C V 漏えい試験検討会委員名簿  
資料 8-2 第 7 回 P C V 漏えい試験検討会議事録 ( 案 )  
資料 8-3 JEAC4203-2004 ( 原子炉格納容器漏えい率試験規程 ) 改訂の方向性 ( 案 ) について  
資料 8-4 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 ( JEAC4203 ) における「漏えいの増加のために見込む係数」の設定の検討について  
資料 8-5 原子炉格納容器劣化程度評価のために拡充すべきデータについて  
資料 8-6 A 種試験における隔離弁の閉鎖方法について ( 単一故障の適切な考慮 )  
参考資料-1 第 22 回原子力規格委員会 議事録 ( 案 )
5. 議事内容  
( 1 ) 委員定足数の確認 , 検討会委員変更の手続き・承認について  
事務局より , 委員総数 20 名に対して代理を含めた出席委員数は 19 名で , 「委員総数の 3 分の 2 以上の出席」という会議開催定足数の条件を満たしていることの報告があった。  
( 2 ) 代理参加者及びオブザーバ参加者の承認  
伊藤主査より , 上記代理参加者 1 名の会議参加が承認された。オブザーバ参加者はなかった。  
( 3 ) 前回議事録 ( 案 ) の確認  
事務局より , 資料 8-2 に基づき , 前回議事録 ( 案 ) の紹介があり , 承認された。  
( 4 ) 第 22 回原子力規格委員会 議事録 ( 案 ) 及び第 18 回基本方針策定タスク 議事の紹介  
事務局より , 参考資料 1 に基づき , 第 22 回原子力規格委員会の議事録 ( 案 ) のうち , PCV 漏えい試験検討会関連の質疑応答 , 活動計画案及び運営規約細則改定案が承認された

ことの紹介があった。また、第 18 回基本方針策定タスクの議事では、規格体系( JEAC, JEAG の棲み分け )の検討の他、規格策定基本方針全体も見直しをしていくことの紹介があった。

( 5 ) JEAC4203-2004 改定にあたっての技術的課題の検討

米原委員より 資料 8-3 に基づき、これまで検討会の議論等を踏まえて、今後の JEAC4203-2004 改訂の技術的検討を進めていく上での方向性について説明があった。

主な内容は以下のとおり。

- ・ 「漏えいの増加のために見込む係数」については、格納容器の隔離機能の劣化に着目して評価を行い、現在の係数 0.1 の設定に対する工学的妥当性を検証する。また、将来における柔軟な定期検査間隔においても適用しうる適切な係数の設定を検討する。
  - ・ A 種試験における隔離弁の閉鎖方法については、隔離弁の単一故障の影響を漏えい率検査に反映することが適切であり、試験条件もしくは判定基準に単一故障の影響を考慮した以下の 3 つの方法が案として考えられる。
    - a-1. 自動閉止弁は as is の状態とし、単一故障の影響度合いをあらかじめ係数として判定基準に取り込む方法(「漏えいの増加のために見込む係数」の要因として改めて係数に見込む手法)
    - a-2. 自動閉止弁は as is の状態とし、隔離弁の個別想定漏えい率量を測定(C 種試験)し、単一故障の最大影響量を全体漏えい率の判定基準に考慮する方法(運用上の留意点として付された方法)
    - b. 単一故障を試験条件に見込み、事故時自動閉止弁のうち内側弁を開とし、外側弁を閉とする方法(従前の方法、かつ、運用上の留意点に付された方法)
  - ・ PWR の A 種試験のうち低圧試験の考え方については、A 種試験としての設計圧試験と低圧試験、ならびに B・C 種試験の適切な組み合わせ(具体例として、A 種試験 3 回に 1 回は設計圧力で試験を行い、他の 2 回は低圧試験とする等)について検討を進める。
- これらの内容についての具体的な論点を以下に示す項目毎に議論した。

1) 「漏えいの増加のために見込む係数」の検討

谷口常時参加者より、資料-8-4 に基づき、「漏えいの増加のために見込む係数」を設定していく上で「格納容器の隔離機能の劣化」に着目しての評価状況について説明があった。主な内容は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器の構成要素は、「本体」「開口部」「貫通部」「隔離弁」の 4 つに分類されるが、隔離弁を除いて劣化を考慮する必要はないと評価できる。隔離弁については、内部流体の侵食による影響で隔離弁の隔離機能が劣化する事象が想定されると評価された。
- ・ 原子炉格納容器隔離弁の隔離機能について、劣化により漏えい率が増加する要因となるのは、内部を流れる流体による弁体のエロージョンであり、BWR の主蒸気隔離弁(MSIV)では実際に劣化が認められている。MSIV は大口径かつ厳しい環境にあることから、原子炉格納容器隔離弁の隔離性能の劣化程度を支配しているといえることから、劣化程度を評価することにより、格納容器隔離機能の劣化程度を評価することが可能である。MSIV の漏えい試験結果データを整理した結果、MSIV の劣化の程度は平均で 1

運転サイクルあたり 0.456%/day であることを確認した。

- ・ MSIV 以外の隔離弁の漏えい率の増加については、使用環境より、同等の劣化程度は想定しがたいものの、保守的に漏えい率の増加が隔離弁の口径に比例するものと仮定して、MSIV との口径によって評価し、「漏えいの増加のために見込む係数」としては 0.018 に相当する。これは現状の係数 0.1 より十分小さいものである。PWR の隔離弁は口径が BWR に比べて十分に小さく、漏えい率の増加の評価に包絡される。
- ・ 隔離弁の弁体のエロージョンが支配要因で、進行期にあつては線形に増加すると考えられることから見込まれる漏えいの増加程度は線形とすることが適切であると評価される。すなわち、現状の定期事業者検査間隔（約 14 ヶ月）では 0.1 とし、それを超えて 24 ヶ月程度まで延長する場合は 0.2 とすることが妥当である。

議論の結果、検討資料及びデータの整理を含めて次回継続して検討することとした。

主な意見に対する回答、今後の対応案は、以下のとおり。

- ・ 資料 8-4 中の MSIV の漏えい率データは As Found データで整理している。3 サイクル後のデータと比べて 4 サイクル後のデータが下がっているのは、各サイクル使用後に漏えい率の大きくなったものはその時点で手入れするからである。  
時間依存性を示すため、分解点検が必要になったサイクル毎にデータを整理することが必要。
- ・ 格納容器構成要素の劣化評価については、劣化モードが限定されているような印象を受ける。  
PLM 報告書を引用し、明らかに劣化が想定しえないものも含めて、劣化評価表としてまとめるべき。
- ・ PWR についても劣化評価対象となるサンプリングラインについて、MSIV に比較して無視しえる程度の評価としてもデータで示す必要がある。（10 年分程度の As Found データ整理）
- ・ P/B とともに母数となる実データを検討会の場で確認することが必要。
- ・ ごみ噛みによる漏えい率の増加は、偶発的なものであり、劣化事象とは異なるが、こうした偶発事象を包絡する最も厳しい事象は単一故障と考えられるため、こちらで整理していくことが妥当と考える。

## 2) A 種試験における隔離弁の閉鎖方法の検討

瀬良委員より、資料 8-6 に基づき、原子炉格納容器全体漏えい率試験における単一故障の影響度合を係数として判定基準に取り込む方法について説明があった。主な内容は以下のとおり。

- ・ 隔離弁漏えい率試験（格納容器全体分）の結果は、格納容器全体漏えい率試験において、従来実施してきた単一故障を考慮した試験（一重バウンダリの試験）2004 年版で規定する二重バウンダリに試験との差を保守的に評価しうるものとする。
- ・ 従来実施してきた一重バウンダリでの格納容器全体漏えい率試験における単一故障の考慮分については、隔離弁漏えい率試験結果で定量化できる。

議論の結果、弁の単一故障について、バウンダリ構成を二重とすることとして、単一故

障の影響を考慮した方法について次回継続検討することとした。

主な意見に対する回答、今後の対応案は、以下のとおり。

- ・ 弁の単一故障について、バウンダリ構成を2重 (as is) として、単一故障影響分を判定基準に見込む案 (a-1 案) については次回改めて議論する。
- ・ 今回は包絡性があるものとしてC種試験結果 (対象ラインの総和値) が示されたが、単一故障を起こす可能性があるものの抽出を含めて、C種試験各対象ラインの実機データを提示し、定量化しうるものかを検討する。BWRも同じ考えで整理する。
- ・ 係数は、データに安全率の考え方を考慮し決定していくことが妥当と考える。(例えば、安全率3を適用)

### 3) PWR 低圧試験の考え方の検討

PWRのA種試験のうち低圧試験の考え方については、冒頭、米原委員より資料8-3で説明があったとおりである。

議論の結果、以下の今後の対応案を整理して、次回継続検討することとした。

主な意見に対する今後の対応案・意見は、以下のとおり。

- ・ 検査のあり方としては設計圧試験が妥当である (現在の規程もそういう書きぶりである) が、一般理論として低圧試験の工学的妥当性、保守性を改めて説明し、適用可能であることを明確にする。試験圧力の違いで漏れ経路が変わらないことについては、格納容器構成要素の劣化評価表から個別評価を整理する。設計圧、低圧の適切な組み合わせについては、あり方論も含めて技術的な妥当性のある説明を検討する。
- ・ 資料8-3では設計圧試験に工学的な妥当性ありとあるが、逆に低圧試験のほうが工学的な観点での評価と考える。

### 4) 拡充すべきデータについて

谷口常時参加者より、資料8-5に基づき、原子炉格納容器の劣化程度評価において、評価の説明性が増すためのデータを、本体 (格納容器鋼板)、開口部 (ハッチ)・貫通部、隔離弁について補強していく旨の提案があった。

議論の結果、データ採取は長期的になるものもあるが、必要なデータは採取して評価の補足として活用していくこととした。

## (6) その他

- 1) 伊藤主査より、JEA4203改定案は次々回構造分科会 (3月下旬か、4月上旬予定) への中間報告を予定しており、次回検討会には改定案原案を提示できるようにと指示があり、検討会主要メンバーで作成することとした。
- 2) 次回検討会の開催は、2月20日 (火) 13時30分開始予定とし、議題は技術的検討の他、エアロックの運用他その他の提案事項、改定原案の検討を予定。また、次々回の開催は3月20日 (火) 10時00分～13時00分の予定。

以 上