

## AMP 147 格納容器ベローズ(2017 年版)

### プログラムの概要

原子炉プラントの設計では、配管やその他の部品が格納容器境界を貫通する箇所に格納容器ベローズが使用される。これらの格納容器ベローズは、貫通部での差動を提供し、構造上のミスアライメント、潜在的な沈下差及び温度、圧力、またはその他の運転上または偶発的な荷重によって引き起こされる動作に対応する。これらの格納容器ベローズは、原子炉プラントの一次格納容器圧力バウンダリの不可欠な部分を形成する。格納容器ベローズは通常、SA-240 タイプ 304 のようなオーステナイト系ステンレス鋼で作られている[1]。SB-443 合金 625 のような他の呼称が使用される場合もある。貫通部組立品に使用される非ベローズ部品の経年劣化管理は、この格納容器ベローズプログラムの範囲外である。

このプログラムでは、PWR、BWR、CANDU/PHWR NPPs で使用される格納容器ベローズの経年劣化を管理する。

### 評価と技術的根拠

#### 1. 経年劣化の理解に基づく経年劣化管理プログラムの範囲:

このプログラムは、PWR、BWR、CANDU/PHWR NPPs で使用される格納容器ベローズの経年劣化を管理する。格納容器ベローズの経年劣化の可能性は、主に疲労と粒内型応力腐食割れ (TGSCC) によるものである[1-2]。環境 (塩化物やその他の化学物質の存在など) は、格納容器ベローズにおける TGSCC の発生を助長する主な要因である。

格納容器ベローズは通常、低炭素鋼でできた格納容器貫通部に溶接されている。格納容器ベローズに溶接された貫通部組立品の炭素鋼材の異種金属接触腐食は、潜在的に重大な影響を及ぼす可能性がある。

#### 2. 経年劣化を最小限に抑え、管理するための予防措置:

格納容器ベローズの定期的な清掃は、TGSCC による経年劣化を最小化・管理するために、定期検査と同時に、または関連する保全活動中に実施することができる。貫通部品の洗浄に物質を使用する前に、製造者ガイダンスを参照する。

#### 3. 経年劣化の検出:

参考文献[3-4]など適用される規格に基づき、最も高い荷重または応力比を持つ格納容器ベローズの領域が検査の対象となる。検査領域には、ベローズ及びその周辺材料内の縦方向シーム溶接部、ならびに取り付け溶接部 (例えば、縦方向シーム溶接部の両側 150mm 以内[3]) が含まれる。検査は、ベローズのアクセス可能な片側と、ベローズの内側または外側の畳み込み半径に限定することも可能である。検査は、以下の非破壊検査 (NDE) 法を用いて格納容器ベローズの劣化を検出する。

- a) 目視 - これには、予期せぬ振動の証し、汚れ、ほこり、汚染、水分/湿度、化学物質、または腐食生成物の存在、変色、傷、亀裂、溝、漏えいを判定するための、直接目視検査と視覚補助装置 (閉回路テレビなど) を使用した検査が含まれる。

b) 表面 - これには、液体浸透剤などの方法による不連続性を判定するための検査が含まれる。

1. 格納容器ベローズの劣化は、適用される規格 (参考文献[5]等)、規制の要件 (参考文献[6]等)、及び技術仕様書の要件に準拠した漏えい率試験によっても確認することができる。試験で観測された漏えい率が許容基準を超えた場合、欠陥 (ピンホールや亀裂など) を特定するために上記の NDE 法が使用される。また、微細構造の変化を明らかにするために、金属組織／複製のその場観察を使用することもできる。
2. 検査と漏えい試験の頻度は、使用条件と環境条件、検出された劣化、及び適用される規格・基準、規制の要件、業界ガイドラインに準拠して決定される。

#### 4. 経年劣化のモニタリングと傾向：

格納容器ベローズの経年劣化は、定期検査と漏えい率試験の組み合わせにより、定期的に評価・監視される[3,5]。AMP101 は、格納容器ベローズの疲労を監視し、傾向把握をするために実施される。

#### 5. 経年劣化の影響の軽減：

格納容器ベローズの検査結果は、緩和措置の必要性を判断するために評価される。

環境 (例えば、塩化物または他のハロゲン化物の存在) は、格納容器ベローズにおける TGSCC 発生の主な要因であるため、環境条件の改善 (格納容器ベローズの定期的な洗浄など) により、TGSCC の影響を緩和することができる。

緩和措置には、補修または交換が含まれる。格納容器ベローズ交換の場合、緩和措置は、TGSCC 耐性材料の選択、残留引張応力を緩和するプロセスの開発及び実施、並びに格納容器ベローズの環境条件の改善に焦点を当てることができる。

#### 6. 許容基準：

特段の規程がない限り、国家の基準 (例えば参考文献[3])、サイトの安全性解析及び規制の要件 (例えば参考文献[6]) に基づく許容基準が適用される。

累積使用率の評価は、疲労き裂発生の可能性を示すための許容可能な手段である。しかしながら、格納容器ベローズが TGSCC によっても劣化している場合、疲労評価が保守的でなくなる可能性があることに留意すべきである。

規制当局が満足するように、格納容器ベローズは、次の検査間隔の終わりまで予測した漏えい率が、技術仕様書、サイトの安全性解析及び規制の要件 (例えば、参考文献[6]) で規定された漏えい率の許容基準を超えないことが証明できれば、是正措置を必要としない場合がある。

#### 7. 是正措置：

腐食に関連した亀裂の兆候は、ASME BPVC, Section XI, IWB-3600[4]のような適用される規格に準拠して評価される。

過剰な漏えい率が格納容器ベローズの劣化に起因する場合、必要に応じて是正措置が取られる。格納容器ベローズの場合、是正措置には、修理、環境改善、ベローズ全体の交換が含まれる。

修理と交換の後、再試験が実施され、格納容器ベローズの気密漏えいがないこと、密閉されていることが確認される。

## 8. 運転経験のフィードバック及び研究開発結果のフィードバック:

本 AMP は業界全体における一般的な経験を対象としている。プラント特有の関連運転経験は、プラント AMP がプラントに適切であることを確実にするために、プラント AMP の策定において考慮される。プラントはフィードバックプロセスを実施し、プラント及び業界全体の運転経験[7]と研究開発 (R&D) 結果を定期的に評価し、必要に応じてプラント AMP を修正するか、または追加の措置 (例えば、新たなプラント特有の AMP を策定する) を講じ、経年劣化管理の継続的な有効性を確保する。

格納容器ベローズの定期検査プログラム及び漏えい率試験プログラムは、長期にわたって広く使用されており、原子炉プラントにおける経年劣化の影響を管理する上で一般的に有効性が高いことが示されている[8]。

カナダの電力会社では、ASME Section III, subsection NE の要件に照らしたベローズ伸縮継手の疲労評価のためのアクションプランを策定した[9]。選定された伸縮継手には、蒸気発生器貫通シールベローズ、主減速材シールベローズ、真空建屋真空ダクト伸縮継手ベローズ、一次熱輸送ポンプ貫通シールベローズが含まれる。その結果、疲労亀裂の発生に対して大きな安全余裕があることが実証された。

外部の運転経験の情報源としては、Owner's Group、EPRI、OECD-NEA、IAEA 及び NRC generic communications が含まれる。

この AMP に関連する研究開発活動の概要は以下の通りである。

格納容器貫通部に使用されるベローズに関する現在入手可能な情報の包括的なレビューが、参考文献[1]に示されている。そこでは、格納容器ベローズの経年劣化を監視するために使用される現在可能な方法がレビューされ、経年劣化メカニズムが議論され、現在使用されている検査方法が説明され、ベローズの経年劣化を管理するための業界の典型的なアプローチが取り上げられている。

参考文献[10]では、ベローズの漏えい領域、局所的な漏えい率を決定するための実験室検査について詳細に論じている。腐食と疲労メカニズムによる亀裂の進展が検討され、運転寿命の予測と延長の方法が議論されている。

参考文献[11]では、ベローズの疲労寿命を予測するために、エルボピッチ、畳み込み深さ、平均直径、薄肉化後の材料厚さの関数である QW と QDT の 2 つのパラメータを提案し、ひずみ集中を考慮することにより疲労データが明確になり、ベローズの疲労推定精度が向上すると結論している。

参考文献[12]は、ファジィ集合論を用いたアプローチにおいて、伸縮継手の疲労損傷の線形蓄積の仮説の修正を提案している。Miner の仮説と修正についてサンプル例を挙げて説明した。

参考文献[13]は、伸縮継手の腐食疲労寿命に及ぼす環境媒体の影響に関する実験的研究

である。腐食性媒体の存在は、金属ベローズ伸縮継手の疲労寿命を低下させると結論した。腐食疲労亀裂の発生位置は、大気中の疲労き裂の発生位置と同じであり、いずれも最大応力点である。

## 9. 品質管理:

サイトの品質保証手順、レビュー及び承認プロセス、並びに管理統制は、様々な国家の規制要件 (例えば、10 CFR 50, Appendix B[14]) に準拠して実施される。

## References

- [1] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, NUREG/CR-6726 SAND2001-1147P, Aging Management and Performance of Stainless Steel Bellows in Nuclear Power Plants, Prepared by Sandia National Laboratories (J.L. Cherry, J.M. Clauss, M. Pilch, J.J. Gregory, J.A. Smith), May 2001.
- [2] STUK NUCLEAR and Radiation Safety Authority, document, YVL A.8 Ageing Management of a Nuclear Power Plant, STUK, Helsinki, Finland, 2015.
- [3] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, CSA N285.5, Periodic Inspection of CANDU Nuclear Power Plant Containment Components, CSA, Toronto, Canada.
- [4] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS , ASME Section XI, Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components, The ASME Boiler and Pressure Vessel Code, as approved in 10 CFR50.55a, ASME, New York, NY.
- [5] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, CSA N287.7, In-Service Examination and Testing Requirements for Concrete Containment Structures for CANDU Nuclear Power Plant, CSA, Toronto, Canada.
- [6] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix J — Primary Reactor Containment Leakage Testing for Water-Cooled Power Reactors, USNRC, Latest Edition.
- [7] ELECTRIC POWER RESEARCH INSTITUTE, Expansion Joint Maintenance Guide - Revision 1, Final Report No. 1008035, EPRI, Palo Alto, CA, 2003.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety: Concrete containment buildings, IAEA-TECDOC-1025, IAEA, Vienna, 1998.
- [9] AMERICAN SOCIETY of MECHANICAL ENGINEERS, ASME Section III, Subsection NE, Class MC Components, Rules for Construction of Nuclear Facility Components, ASME, New York, NY.
- [10] J. A. Brown and G. A. Tice; “Containment penetrations – flexible metallic bellows: testing, safety, life extension issues”; Journal of Nuclear Engineering and Design; North Holland; Volume 145; Page 419-430, 1993.
- [11] C. Becht IV; “Fatigue of bellows, a new design approach”; International Journal of Pressure Vessels and Piping, Volume 77; Page 843-850, 2000.
- [12] Li Younnsheng; “Fuzzy Amendment to the Hypothesis of linear Accumulation of fatigue damage for Expansion joints”; International Journal of Pressure Vessels and Piping; Elsevier, Vol. 51; page 319-328, 1992.

- [13] Y.Z. Zhu, H.F. Wang, Z.F. Sang, “The effect of environmental medium on fatigue life for u-shaped bellows expansion joints”, *International Journal of Fatigue*, Volume 28 (2006), pp. 28–32, Elsevier, The Netherlands, 2006.
- [14] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, 10 CFR Part 50, Appendix B, Quality Assurance Criteria for Nuclear Power Plants, Office of the Federal Register, National Archives and Records Administration, USNRC, Latest Edition.
- [15] CANADIAN STANDARDS ASSOCIATION, CSA N286-05, Management system requirements for nuclear power plants, CSA, Toronto, Canada.