

バレルフォーマボルト、炉心そう等の IASCC 保全に関する取り組み

IASCC maintenance activities on Barrel Former Bolts and Core Barrel

三菱重工業株式会社	最上 雄一	Yuichi MOGAMI
三菱重工業株式会社	和地 永嗣	Eiji WACHI
関西電力株式会社 (一社)	池田 惇	Atsushi IKEDA
原子力安全推進協会	関 弘明	Hiroaki SEKI

Abstract

Core barrel is a cylindrical support structure in reactor internals in PWR (Pressurized Water Reactor) plants and a baffle-former assembly and fuel assemblies are placed in it. Barrel former bolts fasten a baffle-former assembly to Core barrel. Core barrel and Barrel former bolts are exposed to relatively high neutron irradiation due to their proximity to fuel assemblies. In order to properly manage the structural integrity of these parts against the degradation caused by neutron irradiation, inspection and evaluation guidelines was established in around 2000. Since then, the guidelines have been updated incorporating such knowledge as operating experience and research results. In this paper, the history of the guidelines including the current activities is overviewed.

Keywords: Reactor Internals, Barrel former bolts, Core barrel, IASCC, Maintenance, Guideline

1. 緒言

加圧水型原子力発電所 (PWR) の炉内構造物におけるバッフル構造は (Fig.1) は、燃料集合体を囲むように鉛直に配されたバッフル板、それを炉心そうに固定するフォーマ板、それらを締結するボルトから構成される。バッフル板をフォーマ板に固定するボルトをバッフルフォーマボルト、フォーマ板を炉心そうに固定するボルトをバレルフォーマボルトと称する。バッフル構造は、燃料領域とその周囲の領域を区切り、一次冷却材の大部分を燃料領域に、残りをバッフル板背後のバイパス領域に配分する流路形成機能を有する。

バッフル構造は、燃料集合体に近接しており、炉内構造物の中でも比較的高い中性子照射を受ける。炉内構造物の主要材料であるステンレス鋼が中性子照射を受けると、照射誘起偏析や転位ループの生成などマイクロ組織レベルで様々な変化を生じる。PWR 一次系水中では通常、ステンレス鋼には応力腐食割れ (SCC) は起こらないとされているが、一定以上の中性子照射、引張応力条件下において照射誘起応力腐食割れ (IASCC) が発生することが分かっている。

バッフル構造の中でも特に炉心近くに設置されているバッフルフォーマボルトは、中性子照射量が高く、運転中常に締結等による引張応力が生じていることから、1980年代以降、海外において IASCC を原因とするバッフルフォーマボルトの損傷事例が複数報告されている。

こうした事例を受け、国内におけるバッフルフォーマボルト保全に資するため、2000年に火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」により、PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト] (初版) が発行され[1]、運用されてきた。本ガイドラインでは、バッフルフォーマボルトの IASCC による損傷発生時期の予測評価手法、許容可能損傷ボルト数、点検時期の設定方法等を定めたものである。

バッフルフォーマボルトのガイドライン初版の発行後、同じバッフル構造の構成部品であり、運転中に比較的高い引張応力が生じる部位としてバレルフォーマボルト、炉心そう (溶接部) についても、IASCC 発生時期の予測評価手法や点検時期の設定方法等を定めたガイドラインとして、PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト] (初版) [2]及びPWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう] (初版) [3]が2001年に発行され、

運用されてきた。

これらガイドライン初版の発行以降、JNES 事業等による IASCC に関する知見拡充、応力評価手法の高度化等が行われ、これらの知見を反映して、原子力安全推進協会に移管後の炉内構造物点検評価ガイドライン検討会より、これら3つのガイドラインの第2版が2014~2015年に発行され[4, 5, 6]、その後も同検討会において改訂を検討継続中である。

ここでは、これらガイドラインを通じたバレルフォーマボルト、炉心そのの IASCC 保全に関する評価手法高度化の取り組みを紹介する。

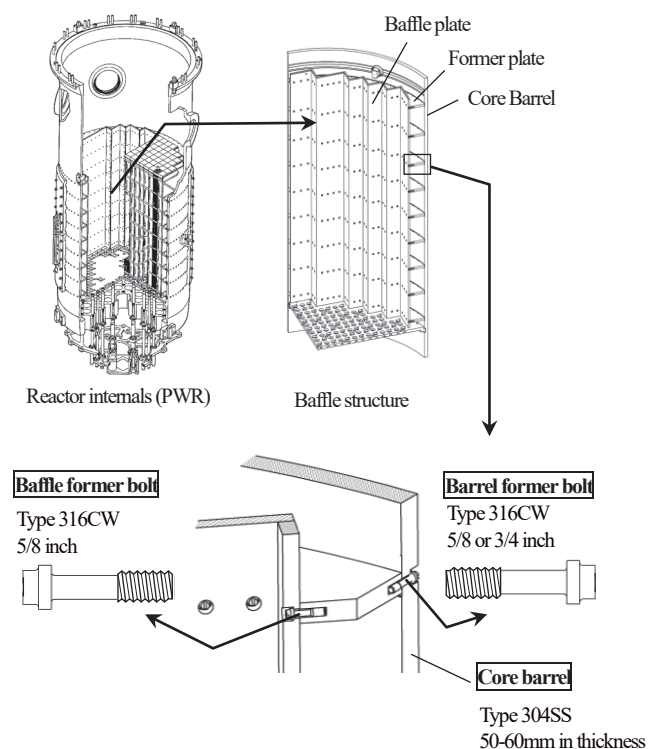


Figure 1 Baffle structure in PWR reactor internals

2. バレルフォーマボルトのガイドライン概要

2.1 ガイドライン初版の概要

炉内構造物点検評価ガイドラインは、炉内構造物各部品に要求される機能が維持できるよう、合理的な点検・評価の方法を示している。バレルフォーマボルトのガイドライン初版における点検・評価のフローを Fig. 2 に示す。

バレルフォーマボルトの点検時期は、IASCC に関する試験データやボルトの中性子照射量、応力等から予測した損傷ボルトの総数が許容損傷ボルト数を超えないように設定する。

バレルフォーマボルトの応力は、製造時に初期締結力

が作用した後、運転中もバッフル構造の熱変形や照射下クリープ、スウェリング等による荷重が作用し、運転時間と共に複雑に変動する。ガイドライン初版では、ボルトに発生する熱応力のみを FEM 解析で求め、照射下クリープやスウェリング等の効果を別で求めて足し合わせる方法を示している。

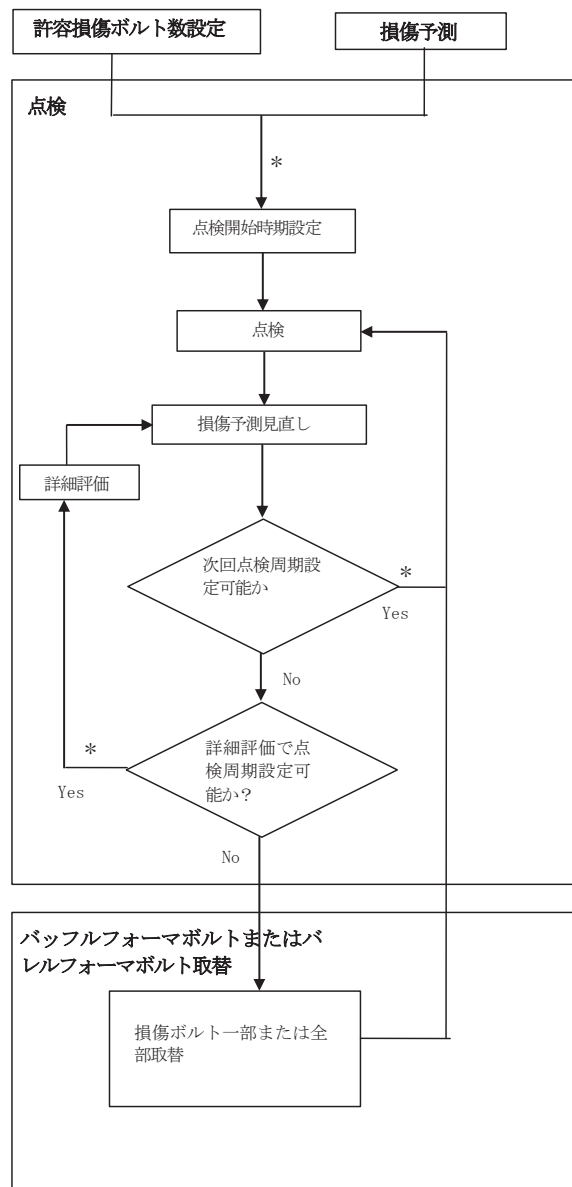


Fig. 2 Inspection and evaluation flow for Barrel former bolts[2]

2.2 ガイドライン第2版における見直し

バレルフォーマボルトのガイドライン初版の発行以降、JNSE 事業等による IASCC に関する知見拡充、応力評価手法の高度化等を反映し、新しい知見や手法取り込んだガイドライン第2版が2015年に発行された。ここでは、IASCC に関する知見拡充、ボルトの応力評価手法高度化、

ボルト損傷予測手法の改良について紹介する。

(1) IASCC に関する知見の拡充

2000～2008 年度に JNES 「照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」 事業にて、約 70dpa までの実機照射材を用いた定荷重 SCC 試験が行われ、その結果を基に IASCC 発生しきい応力線図が定められた (Fig.3) [7]。本図は、割れが発生する可能性のある領域を照射量と応力で示したものであり、ガイドライン第 2 版では本図を基に IASCC 損傷評価を実施する旨を定めている。

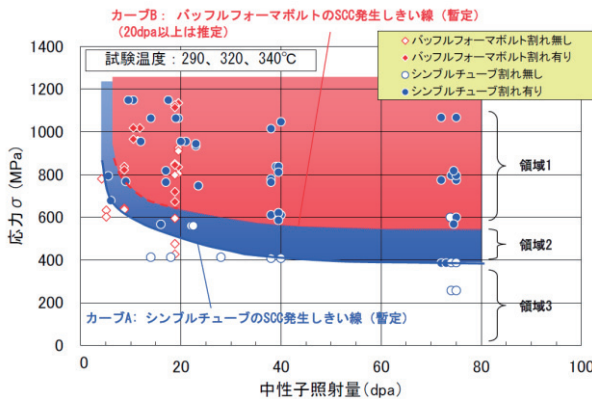


Fig. 3 IASCC threshold stress curve[7]

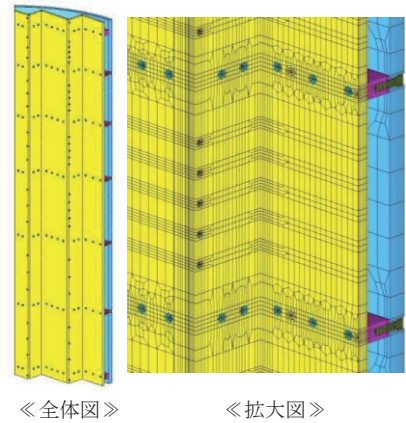
(2) ボルトの応力評価の高度化

計算機能力の向上に伴い、ガイドライン初版発行当時に比べてバツフル構造の変形やボルト首下部の応力をより精緻に評価できるようになった。ガイドラインでは、スウェリングや照射下クリーブを評価式の形でサブルーチンとして組込むことで、熱変形と同時にこうした照射変形の影響も考慮した FEM 解析手法を示している。ここでは、1 プラントあたり 400～700 本程度あるバレルフォーマボルトの首下部のピーク応力とバツフル構造全体の変形を同時に求めるため、Fig. 4 に示すようなグローバルモデル、ローカルモデルの 2 つのモデルを用いるズームング手法を用いている。バツフル構造全体をモデル化したグローバルモデルの変形履歴を、ボルト周辺のみを詳細にモデル化したローカルモデルに受け渡すことで、ボルト首下部の応力履歴を詳細に評価している。グローバルモデルからローカルモデルへのデータ受け渡しのイメージを Fig. 5 に示す。

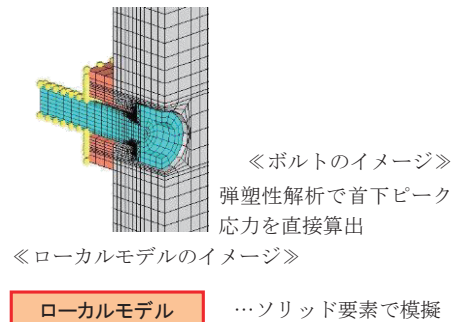
(3) ボルト損傷予測手法の改良

JNES 「照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」 事業において、Fig. 6 に示す「しきい値モデル」に基づく

IASCC 損傷評価手法が評価ガイドとして提案されており、ガイドライン第 2 版ではこの手法を取り入れている。これは、ボルトの応力が IASCC による割れ発生しきい応力を超えた時点で割れが発生するとする考え方である。この考え方に従い、(2)項で得られたボルトの応力履歴を(1)項の IASCC による割れ発生しきい応力線図に重ね合わせることにより、損傷時間が求められる。



グローバルモデル …ソリッド要素で模擬



ローカルモデル …ソリッド要素で模擬

Fig. 4 FEM models for barrel former bolt stress analysis[5]

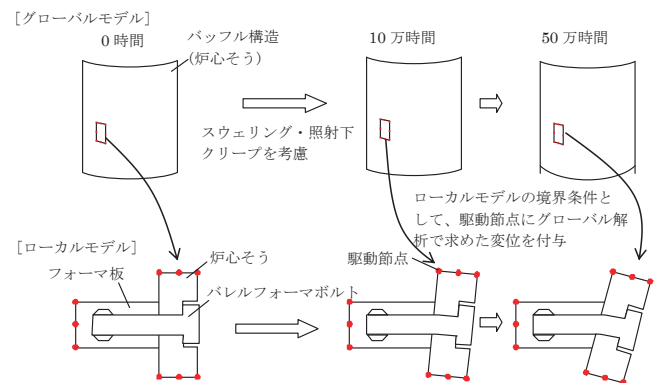


Fig. 5 Data transfer from Global model to Local model[5]

(4) 第 2 版における点検時期

上記のような最新知見に基づいたバレルフォーマボルトの評価の結果、プラントライフに亘って IASCC は発生しないとの結果が得られた。また、損傷時に安全機能に影響しないと評価されていること、国内外で IASCC によるバレルフォーマボルトの損傷が報告されていないことから、ガイドライン第 2 版では「具体的な点検時期を規定しない」とした。また、照射量や応力が最も高いバレルフォーマボルトの点検結果等に応じて点検を検討していくこととした。

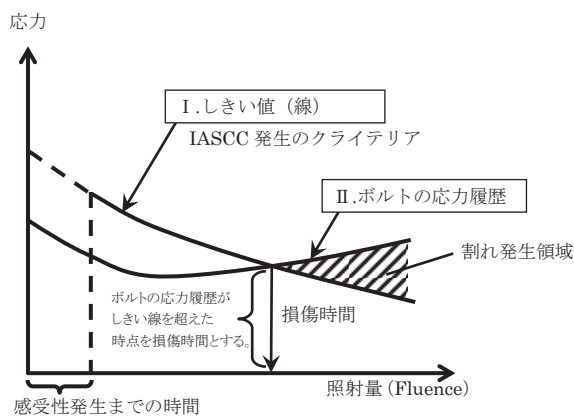


Fig. 6 Estimation of bolt failure time[5]

炉心そうのガイドライン初版の発行以降、バレルフォーマボルトと同じく IASCC に関する知見拡充に加え、2001～2008 年の JNES 事業「複雑形状部機器配管健全性実証」[8]で検証された溶接残留応力評価手法の反映等を反映し、新しい知見や手法取り込んだガイドライン第 2 版が 2015 年に発行された。IASCC に関する知見拡充はバレルフォーマボルトの節で紹介したため、ここでは、溶接残留応力評価手法の高度化について紹介する。

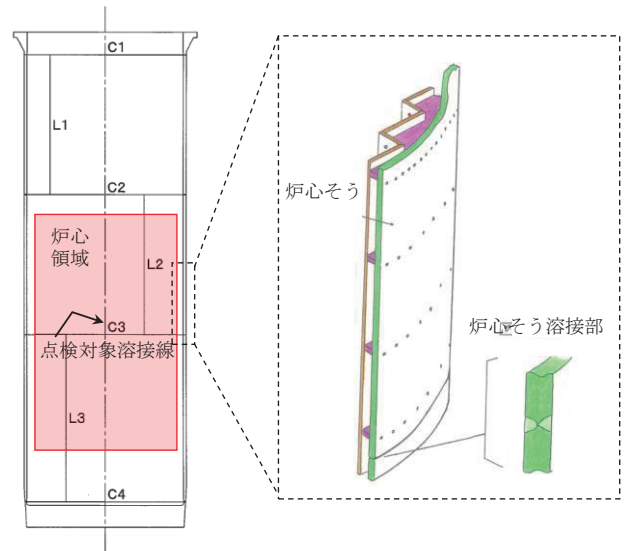


Fig. 7 Weld lines in Core barrel[6]

3. 炉心そうのガイドライン概要

3.1 ガイドライン初版の概要

炉心そうは円筒状の溶接構造体であり、Fig. 7 に示す通り、縦方向、横方に複数の溶接線がある。これらのうち、ガイドラインでは、炉心高さに位置し、最も中性子照射量が高い周方向溶接線 (C3) を IASCC の評価・点検対象としている。

炉心そうのガイドラインにおける点検・評価のフローを Fig. 8 に示す。炉心そうの溶接残留応力や中性子照射量を考慮した IASCC 評価を行い、プラントライフ中に IASCC の発生の可能性を評価する。IASCC が発生すると評価が得られた場合には、想定亀裂形状に対して応力集中拡大係数 K_I を計算し、破壊靱性値 K_{IC} と比較することで不安定破壊の発生有無を評価する。応力拡大係数が破壊靱性値を上回る場合には点検実施要と判断する。

ガイドライン初版においては、プラント運転開始後 60 万時間後まで IASCC は発生せず、万一亀裂が発生しても亀裂の進展は板厚内で停止し、不安定破壊も生じないことから、点検を省略することができるとしている。

3.2 ガイドライン第 2 版における見直し

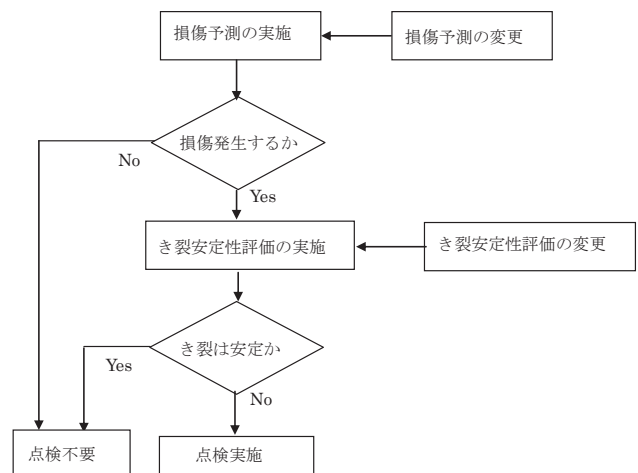


Fig. 8 Inspection and evaluation flow for Core barrel[3]

(1) 溶接残留応力評価手法の高度化

ガイドライン第 2 版では、上記 JNES 事業を反映した溶接残留応力手法が示されている。炉心そう溶接部をモデル化し (Fig. 9)、非定常熱伝導解析を実施して各節点の溶接中の温度履歴を求める。その後、この温度履歴を用いて熱弾塑性解析を実施して溶接残留応力分布を求める。この結果の例を Fig. 10 に示す。

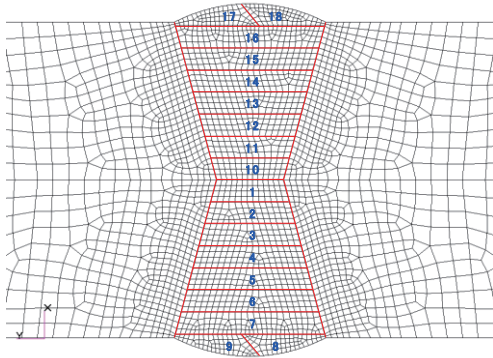


Fig. 9 Weld residual stress analysis model [6]

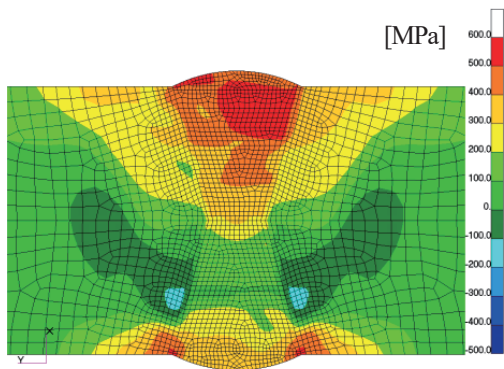


Fig. 10 Stress distribution in Core barrel welding cross section [6]

(2) 第2版における点検時期

上記のような最新知見に基づいた炉心そうの評価の結果、プラントライフに亘って IASCC 発生しないとの結果が得られた。また、仮に炉心そう溶接部に亀裂が発生したとしても板厚内で停止し、不安定破壊も生じないと評価されていること、国内外で IASCC による炉心そうの損傷が報告されていないことから、ガイドライン第2版では「具体的な点検時期を規定しない」としている。また、照射量や応力が最も高いバップルフォーマボルトの点検結果等に応じて点検を検討していくこととしている。

4. 現状の取り組み

上記のような知見拡充、評価手法の高度化に加えて、炉内構造物点検評価ガイドライン検討会では、炉内構造物の機能や劣化モードの有無に応じて合理的に点検を行う仕組みを検討しており、炉内構造物の点検を「一般点検」と「個別点検」に分類している。

2017年に発行された一般点検ガイドライン第3版[9]では、一般点検と個別点検の分類を明確化した (Fig. 11)。一般点検とは、安全機能を有する機器・部品であって、個別点検で想定している劣化事象以外の要因による損傷

やその兆候を検出するため、目視 (VT-3) により合理的な点検、評価を行うものである。個別点検とは、安全機能を有し、かつ有意な劣化モードのある機器・部品に対し、運転期間中損傷発生のある可能性のある有意な経年劣化事象を検出し、劣化モードに応じた手法で行う点検である。PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト]及びPWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう]においては、バレルフォーマボルトと炉心そうは個別点検対象と扱われている。

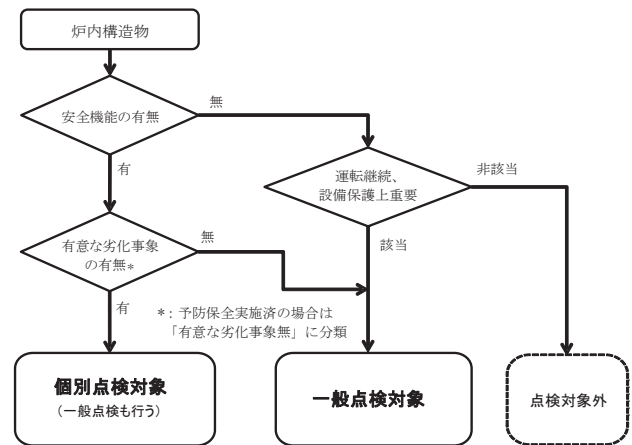


Fig. 11 Categorization flow for inspection types[9]

一方、前述の通り、バレルフォーマボルト、炉心そうのガイドライン第2版において、バレルフォーマボルト、炉心そうはプラントライフに亘って IASCC は発生しないとの評価結果が示されているため、バレルフォーマボルト、炉心そうに対して IASCC は有意な劣化モードでないと判断される。このため、これら部品は、個別点検対象ではなく、一般点検対象として扱われるのが望ましいこととなる。

これまで知見の蓄積やそれに基づいた評価手法の高度化、一般点検・個別点検の整理等が進んできているため、バレルフォーマボルト、炉心そうの個別点検評価ガイドラインは廃止し、一般点検ガイドラインに基づいて点検を実施していくとの方針で検討が進められている。また、バレルフォーマボルトと炉心そうに対して IASCC が有意な劣化モードでないとした根拠として、これら部品の使用条件の比較や IASCC 評価例等をバップルフォーマボルトの点検評価ガイドラインの中に取り込む方針で検討されている。こうした方針を反映し、近くバップルフォーマボルトのガイドライン改訂第3版が発行される予定である。

5. まとめ

PWR 炉内構造物のバレルフォーマボルト、炉心そうの IASCC 保全に資するため、PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト] (初版) [2]及びPWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう] (初版) [3]が 2001 年に発行された。

その後、IASCC に関する最新の知見や評価手法等を反映した PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト] (第 2 版) [5]及びPWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう] (第 2 版) [6]が 2015 年に発行され、両部品についてはプラントライフに亘り IASCC が発生しないとの評価結果や国内外プラントで IASCC による損傷事例がないこと等から、「具体的な点検時期は規定しない」とされた。

これまで知見の蓄積やそれに基づいた評価手法の高度化、一般点検・個別点検の整理等が進んできているため、現在、炉内構造物点検評価ガイドライン検討会において、バレルフォーマボルト、炉心そうの個別点検評価ガイドラインは廃止し、一般点検ガイドラインに基づいた点検を求めていく方針で検討が進められている。また、廃止されるガイドラインのうち、バレルフォーマボルト、炉心そうの IASCC 評価等に関する部分はバップルフォーマボルトの点検評価ガイドラインの中に取り込む方針で検討されている。こうした方針を反映し、近くバップルフォーマボルトのガイドライン改訂第 3 版が発行される予定である。

参考文献

- [1] 火力原子力発電技術協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト] (初版)”、平成 12 年
- [2] 火力原子力発電技術協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト] (初版)”、平成 13 年
- [3] 火力原子力発電技術協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう] (初版)”、平成 13 年
- [4] 原子力安全推進協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト] (第 2 版)”、平成 26 年
- [5] 原子力安全推進協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト] (第 2 版)”、平成 27 年
- [6] 原子力安全推進協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう] (第 2 版)”、平成 27 年
- [7] 独立行政法人 原子力安全基盤機構“平成 20 年度 照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書”
- [8] 独立行政法人 原子力安全基盤機構“平成 19 年度 複雑形状部機器配管健全性実証に関する事業報告書 “
- [9] 原子力安全推進協会 “PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[一般点検] (第 3 版)”、平成 29 年