

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[バッフルフォーマボルト]
(第4版)

2026年4月

一般社団法人 原子力エネルギー協議会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

本ガイドの位置づけ

本ガイドライン（以下「本ガイド」）は、従前より(一社)原子力安全推進協会(以下、JANSI)が策定・管理してきた「PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[バッフルフォーマポルト]（第4版）」（以下「従来のガイド」）を原文のまま原子力エネルギー協議会（以下、ATENA）の管理体制下で引き継いで使用するものである。本ガイドの内容については、ATENA 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂が決定されるまでの間、変更は行わない。

運用時期

本ガイドの運用開始日は 2026 年 4 月とする。

運用上の注意

1. 本ガイドは従来のガイドを踏襲したものであり、運用上の変更はない。
2. ATENA は必要に応じて、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂しますが、その場合は別途改訂履歴を明示する。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本書の作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本書の内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本書の使用により使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。使用者は、自己の責任において本書を使用するものとする。

（権利帰属）

本書の著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本書の使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本書の使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

2026 年 4 月
原子力エネルギー協議会

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン

[バッフルフォーマボルト]

(第4版)

2024年3月

一般社団法人 原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

はじめに

我が国の原子力発電所では、安全・安定運転を確保するため、炉内構造物等の健全性を確認あるいは保証することが、重要な課題となっています。本ガイドラインは、このような重要性に鑑み、損傷発生の可能性のある構造物について、点検・評価・補修等に関する要領を提案するものです。

2000年に(社)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」は、2007年より日本原子力技術協会に継承され、さらに2012年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることといたします。検討会では点検評価ガイドライン(個別及び一般)の改訂審議の都度、国内外の運転実績に関する情報活用と点検評価手法の在り方について議論を重ねており、その成果をガイドラインのなかに反映しつつあります。今後も継続的な改善提案に取り組み、より効果的な保全活動への合理的な資源配分を目指すことも検討課題といたします。

原子力発電の位置づけは地球温暖化防止のためにも重要であり、その具体化施策として原子力発電所の長期的な安全・安定運転への期待は高まりつつあります。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

最後に、本ガイドラインの制定にあたり、絶大なご助言を賜りました学識経験者、電力会社、メーカーの方々等、関係各位に深く感謝いたします。

2024年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 望月正人

PWR炉内構造物等点検評価ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：バップルフォーマボルト

改訂年月	版	改訂内容	備考
2000年12月	初版発行		
2014年3月	第2版発行	知見の拡充，応力解析手法ほか見直し	JANSI-VIP-05 第2版
2018年3月	第3版発行	バレルフォーマボルト，炉心そこの評価，これらの部位への反映の考え方を追加，最新知見の反映等	JANSI-VIP-23 第3版
2024年3月	第4版発行	国内改造工事実績，国内外の運転経験，IASCCに関する最新知見及び安全機能に影響する損傷の発生確率と安全機能への影響の観点での整理結果を反映	JANSI-VIPP-01-04 JANSI-VIP-51 第4版

※ 改訂の詳細は参考資料2参照

ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、原子力安全推進協会に設置された炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会において、専門知識と関心を持つ委員と参加者による審議を経て制定されたものである。

原子力安全推進協会はガイドライン記載内容に対する説明責任を有するが、ガイドラインを使用することによって生じる問題に対して一切の責任を持たない。またガイドラインに従って行われた点検、評価、補修等の行為を承認・保証するものではない。

従って本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(2024年3月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	望月 正人	大阪大学
委員	笠原 直人	東京大学
委員	竹田 陽一	東北大学
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授
委員	水谷 義弘	東京工業大学
委員	森下 和功	京都大学
委員	堂崎 浩二	東北大学
委員	浅山 泰	日本原子力研究開発機構
委員	古川 敬	発電設備技術検査協会
幹事	今井 直人	東京電力ホールディングス (株)
幹事	天野 洋一	関西電力 (株)
幹事	寺門 剛	日本原子力発電 (株)
委員	青木 俊祐	北海道電力 (株)
委員	新藤 智也	東北電力 (株)
委員	神長 貴幸	東京電力ホールディングス (株)
委員	稲垣 哲彦	中部電力 (株)
委員	網谷 宏和	北陸電力 (株)
委員	今村 雄治	関西電力 (株)
委員	中川 純二	中国電力 (株)
委員	松原 克幸	四国電力 (株)
委員	野崎 剛	九州電力 (株)
委員	町田 栄治	日本原子力発電 (株)
委員	高村 賢也	電源開発 (株)
委員	内山 好司	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	三橋 忠浩	東芝エネルギーシステムズ (株)
委員	北条 公伸	三菱重工業 (株)
委員	新井 拓	電力中央研究所
委員	成宮 祥介	原子力安全推進協会
参加者	小林 広幸	EPRI International, Inc.
参加者	町田 秀夫	(株) テプコシステムズ
事務局	大畑 仁史	原子力安全推進協会
事務局	佐藤 寿志	原子力安全推進協会

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン

[バッフルフォーマボルト]

目 次

第 1 章 目的及び適用.....	1
1.1 目的.....	1
1.2 適用.....	1
1.2.1 適用範囲.....	1
1.2.2 適用時期.....	1
1.3 用語の定義.....	1
1.4 品質保証.....	1
第 2 章 基本的考え方.....	2
第 3 章 点検及び評価.....	3
3.1 点検.....	3
3.1.1 点検対象.....	3
3.1.2 点検方法.....	3
3.1.3 点検時期.....	3
3.2 評価.....	3
3.2.1 判定基準.....	3
3.2.2 点検・評価のフロー.....	3
第 4 章 予防保全及び補修.....	5
解説 1-1 点検評価ガイドライン制定の目的.....	6
解説 1-2 適用範囲及び条件の考え方.....	6
解説 1-3 本ガイドラインの適用にあたって.....	15
解説 1-4 品質保証の考え方.....	15
解説 3-1 初回点検時期の考え方.....	17
解説 3-2 IASCC 損傷評価.....	17
解説 3-3 点検周期設定.....	17
解説 4-1 補修の考え方.....	18
解説 4-2 運転経験, 最新の知見等のバレルフォーマボルト及び炉心そうへの反映.....	18
付録 A 炉内構造物の安全上重要な機能.....	A-1
付録 B バッフルフォーマボルト損傷時の安全上重要な機能への影響評価.....	B-1
付録 C バッフルフォーマボルトの IASCC 損傷評価.....	C-1
付録 D バッフルフォーマボルトの設計仕様とその変遷.....	D-1

付録 E	初回点検時期の設定例	E-1
付録 F	点検周期の設定例.....	F-1
付録 G	バレルフォーマボルトの IASCC 損傷評価及び損傷時の影響評価.....	G-1
付録 H	炉心そのの IASCC 損傷評価及び仮想亀裂の安定性評価.....	H-1
参考資料 1	PWR プラントにおける オーステナイト系ステンレス鋼の IASCC の知見.....	参 1-1
参考資料 2	改訂経緯	参 2-1
参考資料 3	PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [バッフルフォーマボルト]の概要	参 3-1
参考資料 4	引用文献	参 4-1

第1章 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは加圧水型原子力発電所（PWR：Pressurized Water Reactor）の炉内構造物について、想定される経年劣化事象に対して合理的な点検・評価の方法を示すことにより、原子力発電所の安全及び安定運転を維持することを目的とする（解説1-1）。

1.2 適用

1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは照射誘起型応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に対するバッフルフォーマボルトの点検・評価手法に適用する（解説1-2, 1-3）。

1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後のPWRの供用期間中とする。

1.3 用語の定義

本ガイドラインで用いる主な用語とその定義は次のとおりである。

ボルト損傷：亀裂の発生・進展によりボルトがその締結機能を失った状態のことをいう。

1.4 品質保証

バッフルフォーマボルトの経年劣化管理に関する品質保証は、（社）日本電気協会「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」（JEAC4111）及び「原子力発電所の保守管理規程」（JEAC4209）に従い行わなければならない（解説1-4）。

第2章 基本的考え方

- (1) 本ガイドラインにおいて、最も重要で基本的な事項は、「原子炉の安全性確保」とする。
- (2) バッフルフォーマボルトは、バッフル板とフォーマ板を締結することでバッフル構造を形成し、原子炉容器下部から上昇してきた冷却水の大部分を燃料領域に配分するため、冷却水流路の維持及び流量適正配分の機能に関係する。
- (3) バッフルフォーマボルトは、運転中に高応力、高温及び高照射となる領域に位置するため、想定される経年劣化事象は IASCC とする。
- (4) IASCC によってバッフルフォーマボルトが損傷し、安全上重要な機能を喪失する前に適切な対策を行うため、点検によりバッフルフォーマボルトの損傷状態を継続的に監視する。点検方法は、超音波探傷試験 (UT : Ultrasonic Test) とし、点検対象は全数を基本とする。点検時期は、IASCC 損傷評価及び点検結果から定める。
- (5) バッフルフォーマボルトの損傷本数が安全上重要な機能が喪失すると評価されるボルトの損傷本数に達した場合、バッフルフォーマボルトの取替え等の対策を実施する。本対策は予防保全としても実施できる。

第3章 点検及び評価

3.1 点検

3.1.1 点検対象

点検対象はバッフルフォーマボルトの全数を基本とする。ただし、炉心の対称性を利用して点検範囲を選定することができる。

3.1.2 点検方法

点検方法はUTとする。UTは、JEAC4207「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」を準用して行う。

3.1.3 点検時期

(1) 初回点検時期

初回点検時期はボルトの損傷本数が全数の20%と評価される時期を目途に設定する（解説3-1）。

損傷本数の評価に際しては、各バッフルフォーマボルトが照射を受けることにより生ずるボルト首下部の発生応力を評価し、IASCCが発生する照射量と応力の関係（IASCC発生しきい線）と比較することにより、首下部の発生応力がIASCC発生しきい線を上回るバッフルフォーマボルトを損傷したものとして扱う（以降、本手法をIASCC損傷評価という）（解説3-2）。

(2) 点検周期

2回目以降の点検時期は、IASCC損傷評価による結果と点検により得られた損傷本数を考慮して損傷本数が全数の20%となる時期を目途に設定する（解説3-3）。

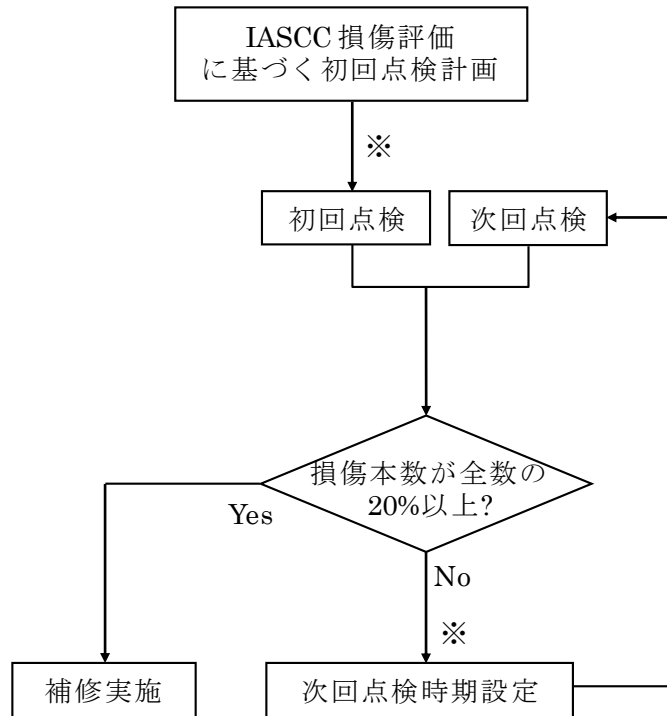
3.2 評価

3.2.1 判定基準

判定基準は、ボルトの損傷本数として全数の20%とする。損傷本数が全数の20%未満の場合は3.1.3(2)項により点検周期を設定し、次回点検時期まで継続使用できる。20%以上の場合には第4章により補修を行う。

3.2.2 点検・評価のフロー

点検・評価のフローを図3.2-1に示す。



※ 予防保全を選択することも可能

図 3.2-1 点検・評価フロー

第4章 予防保全及び補修

ボルトの損傷本数が全数の20%に達した，又はバッフル板の縦列にボルトが2本未満となった場合は，バッフルフォーマボルトの取替えを行い，損傷本数を全数の20%未満（ただし，バッフル板の縦列に2本以上のボルトが残存していること）とする（解説4-1），又は炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）^{〔1〕}を実施する。バッフルフォーマボルトの取替え又は炉内構造物取替後の点検時期は3.1.3(1)項の初回点検時期に従って定める。これら，バッフルフォーマボルトの取替え又は炉内構造物取替は予防保全としても実施できる。

なお，バッフルフォーマボルトの点検等により新たな知見が得られた場合には，必要に応じてバッフルフォーマボルトのIASCC損傷評価の見直しや他機器・部品の点検要否などの検討を行う（解説4-2）。

解説 1-1 点検評価ガイドライン制定の目的

炉内構造物は、安全上重要な機能として①炉心支持及び位置決め、②制御棒挿入性の確保、③冷却水流路の維持及び流量適正配分、④炉内計装の案内を有しており、想定される経年劣化事象がこれら安全機能に及ぼす影響を適切に考慮し、経年劣化事象の発生や進行の特性に応じた点検・評価を実施していく取り組みが重要である（付録 A）。

本ガイドラインでは炉内構造物に想定される経年劣化事象に対し、現状の最新知見に基づいた合理的な点検・評価の方法を示し、原子力発電所の安全及び安定運転を維持することを目的とする。

解説 1-2 適用範囲及び条件の考え方

(1) 適用範囲の考え方

炉内構造物は燃料集合体と近接しており、核分裂反応により発生する中性子の照射を受ける。中性子が材料中の原子と衝突すると原子のはじき出しにより多数の点欠陥を生じ、マイクロ組織レベルで様々な変化を生じる。特に炉内構造物を構成するオーステナイト系ステンレス鋼においては結晶粒界で Cr 及び Mo 濃度の減少、Ni 及び Si 濃度の増加といった照射誘起偏析（RIS：Radiation Induced Segregation）が生じ、 10^{21}n/cm^2 （ $E > 0.1\text{MeV}$ ）オーダー以上の中性子照射を受けると IASCC に対する感受性が発生すること、IASCC 発生のしきい応力は照射量レベルが高くなるにしたがって低下することが知られている。

炉内構造物の中で最も多く中性子照射を受ける部位は、燃料に隣接するバップル板及びバップルフォーマボルトであり（図 1-2-1）、中性子照射レベルは運転開始後 60 年時点で最大 $1 \times 10^{23}\text{n/cm}^2$ （ $E > 0.1\text{MeV}$ ）程度となる。また、バップルフォーマボルトはボルト首下の応力集中部で高い応力が生じており、さらにバップル構造が中性子照射の影響により変形することで曲げ応力も付加されることから、IASCC 発生の可能性が高い部位となっている。フランス、ベルギー等において、バップルフォーマボルトの IASCC 発生事例があり、こうした事例ではいずれもボルト首下部の応力集中部において亀裂が生じている（図 1-2-2）。

バップル板はフォーマ板を介して炉心そうに取り付けられており、バップルフォーマボルトはバップル板をフォーマ板に締結するために用いられているが、多数のボルトを有するため、多少のボルトが損傷しても安全上の問題にはならないというのが国際的な認識となっている。例えば、フランスではボルトが損傷した状態で適宜点検により損傷本数を確認し、補修しながら運転が継続されている。また、米国ではバップル構造の機能維持の観点から特定のボルト（クリティカルボルト）を取替え、一部のバップルフォーマボルトが損傷したままの状態でも運転が継続されている。

このような海外の事例を鑑みてもバップルフォーマボルト損傷が原子力発電所の安全に対して喫緊の問題となるものではないと考えられるが、バップルフォーマボルトの損傷状況を管理するために適切な時期に点検や取替えなどの予防保全を実施していく取り組み

みが必要となる。

さらに、「安全機能に影響する損傷の発生確率」と「安全機能への影響（過度の損傷時）」の観点から整理した結果（詳細は、補足参照）からも、IASCC による損傷が懸念される炉内構造物の部位の中では、バッフルフォーマボルトが、予防保全を実施していく取り組みの必要性が比較的高い部位と考えられる。

したがって、本ガイドラインでは、IASCC によるバッフルフォーマボルト損傷を適切に点検・評価していくための手法を定める。

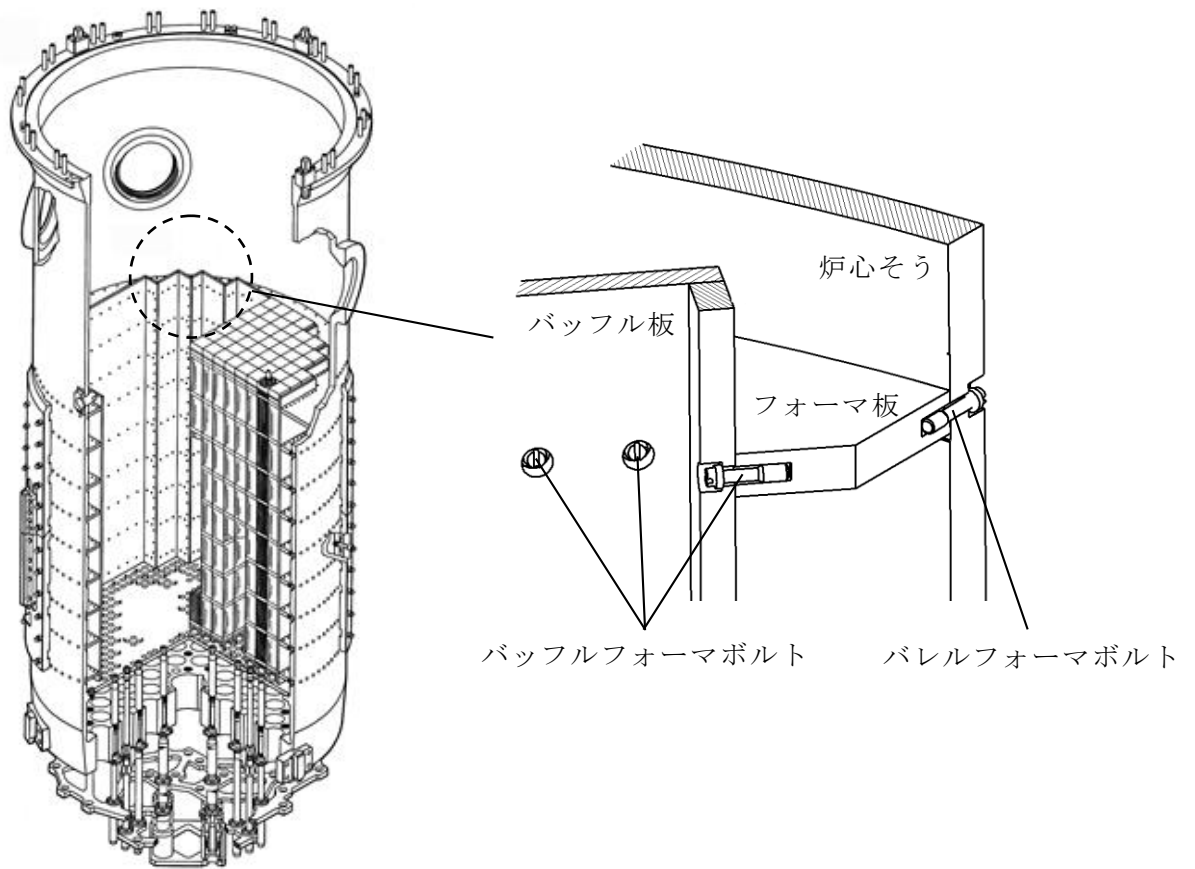


図 1-2-1 バッフル構造の構成部品

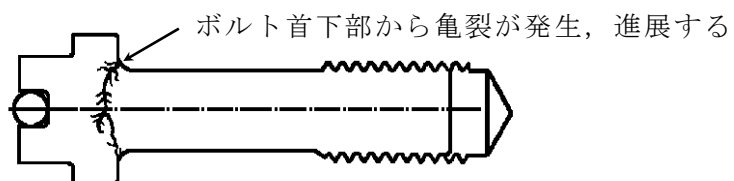


図 1-2-2 IASCC による亀裂が生じたバッフルフォーマボルトのイメージ

【補足】

バッフルフォーマボルトの他に、炉内構造物のうちで比較的高照射量及び高引張応力で使用され IASCC による損傷が懸念される部品としてバレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）がある。上記部位を「安全機能に影響する損傷の発生確率」と「安全機能への影響（過度の損傷時）」の観点から整理した結果を以下に示す。

○安全機能に影響する損傷の発生確率

バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）の「安全機能に影響する損傷の発生確率」については、「IASCC に寄与する因子（環境、応力、材料）、IASCC 損傷評価及び損傷事例」の観点で比較整理した。整理結果を表 1-2-1 に、各観点での整理結果（詳細）を以下に示す。

■環境の観点

バッフル構造はバッフル板、フォーマ板、炉心そう、並びにこれらを締結するバッフルフォーマボルト及びバレルフォーマボルトで構成されている（図 1-2-1）。これらのうち、バッフル板とバッフルフォーマボルトは炉心に隣接して設置されており、バッフルフォーマボルトの 60 年間の照射量レベルは $1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 程度*である。また、 γ 発熱量・冷却材温度が高いため、バッフルフォーマボルトの温度は最高 340°C 程度*となる。

一方、バレルフォーマボルトと炉心そう（溶接部）はフォーマ板を挟んで炉心の反対側に位置しており、これら部品の 60 年間の照射量レベルは $1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 程度*とバッフルフォーマボルトに比べて 1 オーダー程度低い。同様にこれら部品は γ 発熱量が低く、また、低温側配管から流入した炉心そう外周の冷却材に接しているため最高 310°C 程度*とバッフルフォーマボルトに比べて温度が低い。

また、下部炉心支持柱（ボルト）は下部炉心板近傍に、熱遮へい体（ボルト）は炉心そうを挟んで炉心の反対側に位置しており、これらの部品の 60 年間の照射量レベルは $7 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 程度*及び $5 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) 程度*とバッフルフォーマボルトに比べて 2 オーダー程度低い。同様にこれらの部品は γ 発熱量が低く、また、低温側配管から流入した冷却材中に位置しているため、最高 290°C 程度*とバッフルフォーマボルトに比べて温度が低い。

（※バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、下部炉心支持柱及び熱遮へい体：初期型 2 ループの例、炉心そう：サブマージ溶接の例）

■応力の観点

バッフルフォーマボルト及びバレルフォーマボルトはともに締結部品であり、組立時に

初期締結力が、また、運転中の熱伸びにより熱荷重が作用する。これらの荷重による応力は、照射下クリープ（照射応力緩和）によって照射量が増加するにつれ、減少していく。

一方、運転時間の経過（照射量の増大）に伴い、バッフル板及びフォーマ板のスウェリング変形によりボルトに荷重が作用し、ボルト首下部の応力が増大していく。前述のとおり、バッフルフォーマボルトに比べてバレルフォーマボルトの照射量及び温度は低いため、熱応力及びスウェリング変形による応力はバレルフォーマボルトの方が低い。炉心そう溶接部には溶接残留応力が生じるが、照射量及び温度が低く有意なスウェリングは生じないため、バッフルフォーマボルトのように照射量の増大に伴う応力の上昇は生じない。

また、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）にはボルトの締結力が生じるが、照射量及び温度が低く有意なスウェリングは生じないため、バッフルフォーマボルトのように照射量の増大に伴う応力の上昇は生じない。

■材料の観点

バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）はすべてステンレス鋼であり、 10^{21}n/cm^2 ($E > 0.1\text{MeV}$) オーダー以上の中性子照射を受けると IASCC の感受性を持つようになると思われる。IASCC 発生しきい応力は中性子照射量の増大に伴い低下する（より低応力で IASCC が発生するようになる）ため、同じ応力であればより照射量の低いバレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）の方がバッフルフォーマボルトに比べて IASCC は発生しにくい。

■IASCC 損傷評価及び損傷事例の観点

バレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）の安全機能に影響を与える損傷（IASCC）の発生確率は、プラントライフに亘って IASCC が発生しないと評価されていること（付録 G, H）^[87]、IASCC が原因と特定された損傷が確認されていないことから、バッフルフォーマボルトに比べ小さいと考えられる。

○安全機能への影響（過度の損傷時）

バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心そう（溶接部）、下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）が過度に損傷した場合の炉内構造物の安全上重要な機能への影響について、プラントを安全に停止するために必要な機能に着目して整理した。整理した結果、バッフルフォーマボルトの過度の損傷時には、安全上重要な機能に影響を与える可能性が考えられる。

○「安全機能に影響する損傷の発生確率」と「安全機能への影響（過度の損傷時）」の観

点での整理結果

バッフルフォーマボルト，バレルフォーマボルト，炉心そう（溶接部），下部炉心支持柱（ボルト）及び熱遮へい体（ボルト）を「安全機能に影響する損傷の発生確率」と「安全機能への影響(過度の損傷時)」の観点から整理した結果を図 1-2-3 に示す。図 1-2-3 より，IASCC による損傷が懸念される部位の中で，バッフルフォーマボルトが，予防保全を実施していく取り組みの必要性が比較的高い部位と考えられる。なお，上記の評価はあくまで現状の知見に基づくものであるため，バッフルフォーマボルトの点検等により，これらの評価の妥当性を確認し，必要に応じて評価方法及びガイドラインの見直しを行う。バッフルフォーマボルトの点検結果等により，これらの評価の妥当性を確認する方法については解説 4-2 に示している。

表 1-2-1 安全機能に影響を与える損傷の発生確率

部位	環境 ^{※1}		応力 ^{※2}	材料	IASCC 損傷 評価結果 ^{※1}	損傷事例	安全機能に影響を与える 損傷の発生確率 ^{※3}
	温度	60 年 照射レベル					
バッフルフォーマ ボルト	最高 340℃程度	1×10 ²³ [n/cm ²] (E>0.1MeV)	大 (縮付+熱曲げ+ 照射変形+応力集中)	316CW ステンレス鋼	35 万時間で 20%程度損傷	世界で IASCC による 複数の損傷事例あり	大
バレルフォーマ ボルト	最高 310℃程度	1×10 ²² [n/cm ²] (E>0.1MeV)	大 (縮付+熱曲げ+ 応力集中)	316CW ステンレス鋼	60 年に亘り損傷なし	IASCC と特定された 損傷事例の報告なし	小
炉心そう (溶接部)	最高 310℃程度	1×10 ²² [n/cm ²] (E>0.1MeV)	大 (溶接残留応力)	304 ステンレス鋼 (+ 溶接金属)	60 年に亘り損傷なし	IASCC と特定された 損傷事例の報告なし ^{※4}	小
下部炉心支持柱 (ボルト)	最高 290℃程度	7×10 ²¹ ^{※5} [n/cm ²] (E>0.1MeV)	中 (縮付+応力集中)	304 ステンレス鋼	60 年に亘り損傷なし	IASCC と特定された 損傷事例の報告なし	小
熱遮へい体 (ボルト)	最高 290℃程度	5×10 ²¹ [n/cm ²] (E>0.1MeV)	大 (縮付+熱曲げ+応力集中)	304 ステンレス鋼	60 年に亘り損傷なし	IASCC と特定された 損傷事例の報告なし	小

※1：バッフルフォーマボルト，バレルフォーマボルト，下部炉心支持柱及び熱遮へい体：初期型 2 ループプラントの例，炉心そう：サブマージ溶接の例

※2：応力レベルは各部位の最大応力値を示す。

応力レベル 大：> S_y（非照射材の降伏応力） 中：≒ S_y（非照射材の降伏応力） 小：< S_y（非照射材の降伏応力）

※3：損傷が懸念される部位の中での相対評価を示す。

※4：H.B. Robinson2号機の事例は，ガイドライン第4版発行時点では損傷原因が特定されていない。損傷原因が特定されたのちに，ガイドライン反映有無を検討する。

※5：保守的に炉心により近い位置に設置されている下部炉心板の値を記載

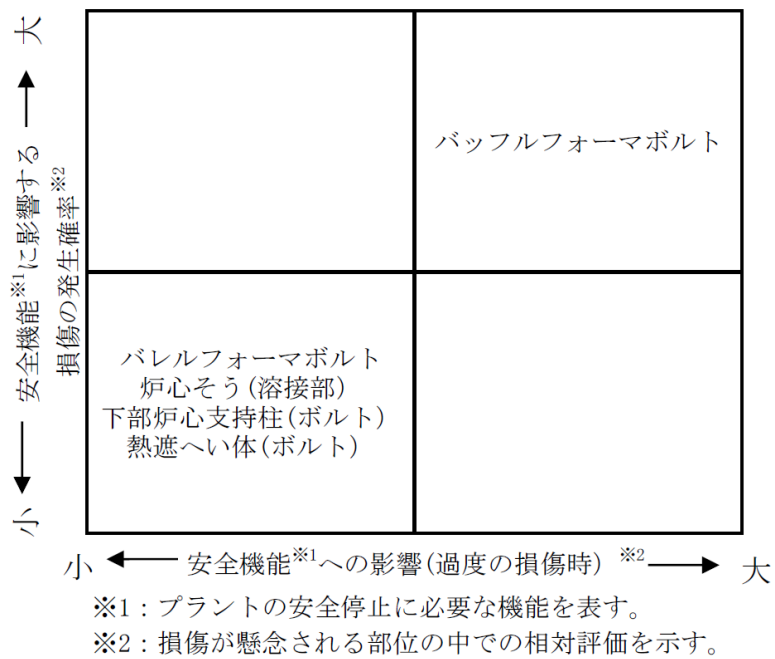


図 1-2-3 安全機能に影響する損傷の発生確率と安全機能への影響（過度の損傷時）の
観点での整理結果

(2) 適用条件の考え方

本ガイドラインは、国内 PWR 炉内構造物のバッフルフォーマボルトに対して適用できる。なお、本ガイドラインにおける点検・評価の手法を検討する際に技術的な参考とした国プロ IASCC 評価ガイド*では、試験データの範囲を基に適用条件を以下のとおりとしている。本ガイドラインの適用条件も当該条件と同様とするが、実機運転条件の変更等により本条件から逸脱する場合については、今後の研究知見の拡充や技術的検討に基づいて本ガイドラインを適用することができる。

※平成 12～20 年度 JNES「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業^[2]

[適用条件]

材料	:	316CW (Cold Work : 冷間加工) ステンレス鋼
水質環境	:	PWR 一次系水質環境 (表 1-2-2)
中性子照射量	:	約 5dpa～70dpa
温度範囲	:	約 290℃～340℃

表 1-2-2 PWR 一次系水質環境

分析元素又はイオン	単位	基準値
ホウ素	ppm	0～4,000
塩化物イオン	ppm	≦0.05
フッ化物イオン	ppm	≦0.05
溶存酸素	ppm	≦0.005
溶存水素	cc・STP/kg・H ₂ O	25～35
リチウム	ppm	0.2～2.2

解説 1-3 本ガイドラインの適用にあたって

本ガイドラインでは，引用する学協会規格の改訂年度を記載していない。学協会規格は新知見反映等の理由で定期改訂されるため，利用者は最新版の適用可否を確認するとともに，原子力規制委員会による技術評価等の状況を総合的に勘案して，適切に判断する必要がある。

解説 1-4 品質保証の考え方

炉内構造物の IASCC を適切に管理するためには，必要とされる点検，予防保全等を着実に計画・実施していくとともに，実施された点検，予防保全等の記録を適切に管理し，次の点検及び予防保全の計画に適切に反映していく取り組みが必要である。

さらに，国内外の運転経験，各種研究成果等の最新の工学知見に基づき，点検・評価手法そのものを改善していくことで，より確実な炉内構造物の信頼性確保が可能となる。

このような品質保証活動全般の基本的事項については（社）日本電気協会「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」（JEAC4111）に規定されており，原子力発電所における品質保証活動の基本となっている。また，品質保証活動のうち，事業者が供用期間中に実施すべき保守管理の基本要件については，（社）日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」（JEAC4209）に規定されている。したがって，本ガイドラインでは品質保証に関する要求事項については JEAC4111 及び JEAC4209 を引用することで規定している。

なお，本ガイドラインは，今後得られる国内外の運転経験，各種研究成果等の最新の工学知見を適時反映し改訂していくことで，上述のような事業者の保全活動の高度化に資していく（図 1-4-1）。

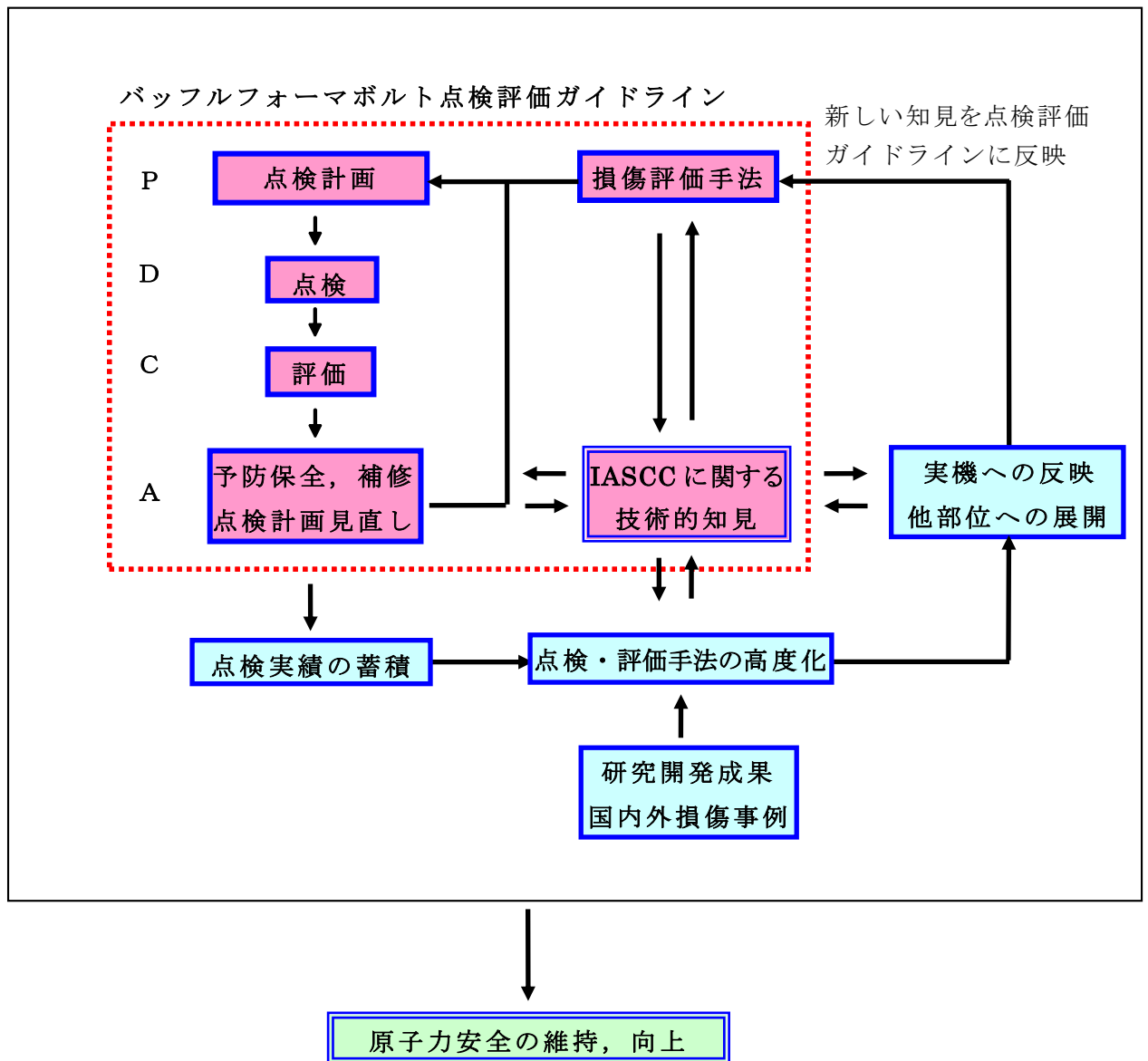


図 1-4-1 バッフルフォーマボルト点検評価ガイドラインの継続的改善

解説 3-1 初回点検時期の考え方

海外の損傷事例及び IASCC 損傷評価より、バッフルフォーマボルトの損傷傾向は商業運転開始後の PWR の供用期間中に急激に変化していない。また、全数の約 70% のボルトが損傷した場合でもバッフル板の縦列に 2 本のボルトが残存していれば、炉内構造物の安全機能に影響することはない（付録 B）。ボルトが損傷しても、ボルト頭部には脱落防止処置が施されており、さらにボルトに異常がないことは外観点検により確認される。しかしながら、中長期にわたる炉内構造物の保全計画に資する目的から、損傷が発生する可能性のある初期段階においてベースライン検査を実施しボルトの損傷状況を把握しておくことが重要である。

したがって、本ガイドラインでは損傷本数が全数の 20%（ただし、バッフル板の縦列に 2 本以上のボルトが残存していること）と評価される時期を初回点検時期の目安として規定する。なお、20% はベースライン検査の実施時期の目安として規定しているものであるため、具体的な初回点検時期は定期検査計画等を考慮して設定することができる。

解説 3-2 IASCC 損傷評価

IASCC 発生しきい線としては、JNES「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業^[2]で取得された「IASCC による割れ発生しきい応力線図」を用いる。この応力線図にはバッフルフォーマボルト材及びシンプルチューブ材の IASCC 発生しきい線が示されているが、シンプルチューブ材の IASCC 発生しきい線を用いた方が保守的な評価となることから、初回点検時期を設定する場合にはシンプルチューブ材の IASCC 発生しきい線を用いることを推奨する（付録 C）。

ボルト首下部の発生応力は、放射線解析、構造変形解析等によって評価する。炉内構造物の設計仕様（ボルトやバッフル構造の仕様）の改良（付録 D）により、ボルト首下部の発生応力は低減されてきているため、各プラントの設計仕様に基づいてボルト首下部の発生応力を評価することで IASCC 発生リスクに応じた初回点検時期を設定することができる。初回点検時期設定の例を付録 E に示す。

解説 3-3 点検周期設定

IASCC 損傷評価の結果及び点検により得られた損傷本数を考慮した点検周期設定の例を付録 F に示す。

解説 4-1 補修の考え方

全数の約 70%のボルトが損傷した場合でも炉内構造物の安全機能には影響することはないが、点検の結果 20%以上の損傷本数が確認された場合には、保守的にボルト取替等の補修を行うことを求めた。

なお、ボルト取替等においては、首下部の発生応力を低減したボルトを採用することで、IASCC 発生抑制を図ることができる（付録 D）。

また、点検・評価手法を継続的に改善していくため、ボルト点検結果を含む国内外の運転経験及び最新の知見を取り込んでいくこととする。

解説 4-2 運転経験、最新の知見等のバレルフォーマボルト及び炉心そうへの反映

バレルフォーマボルト及び炉心そうについては、現状の知見に基づくプラントライフに亘って IASCC は発生しないと評価されている。ただし、IASCC の観点で最も厳しいバッフルフォーマボルトの点検結果、国内外の損傷事例、研究事例等に応じて点検が必要と判断される場合には、これら部位についても点検を実施する。例えば、以下のような場合には、バレルフォーマボルト及び炉心そうに対する IASCC 損傷評価の見直し、点検、ガイドライン化の要否等を検討する。

- バッフルフォーマボルトの点検により機能維持に影響する程度の損傷が確認された場合
バッフルフォーマボルトの点検により、バッフル構造の機能維持への影響が否定できないような結果が得られた場合には、本ガイドラインの点検時期の設定方法及び IASCC 損傷評価手法の見直しを検討する。これに応じ、バレルフォーマボルト及び炉心そうについても改めて IASCC 損傷評価やこの結果に応じた点検時期の設定、ガイドライン化の要否等を検討する。
- 国内外でバレルフォーマボルト又は炉心そうに IASCC による損傷が確認された場合
国内外でバレルフォーマボルト又は炉心そうの IASCC 損傷事例が確認された場合、類似プラントへの水平展開としての点検、現状の IASCC 損傷評価手法（IASCC 発生しきい応力や応力解析手法等）の見直し、この評価結果に応じた点検時期の設定、ガイドライン化の要否等を検討する。
- IASCC 損傷評価に関する研究知見等の拡充
低照射領域における IASCC 発生データ、スウェリング及び照射下クリープに関するデータの拡充等により、バレルフォーマボルト及び炉心そうの IASCC 発生の可能性が否定できないような評価結果が得られた場合には、この結果に応じた点検時期の設定、ガイドライン化等を検討する。
バッフルフォーマボルトの点検結果をはじめ、知見がバレルフォーマボルトや炉

心そらの点検・評価にフィードバックされるイメージを図 4-2-1 に示す。

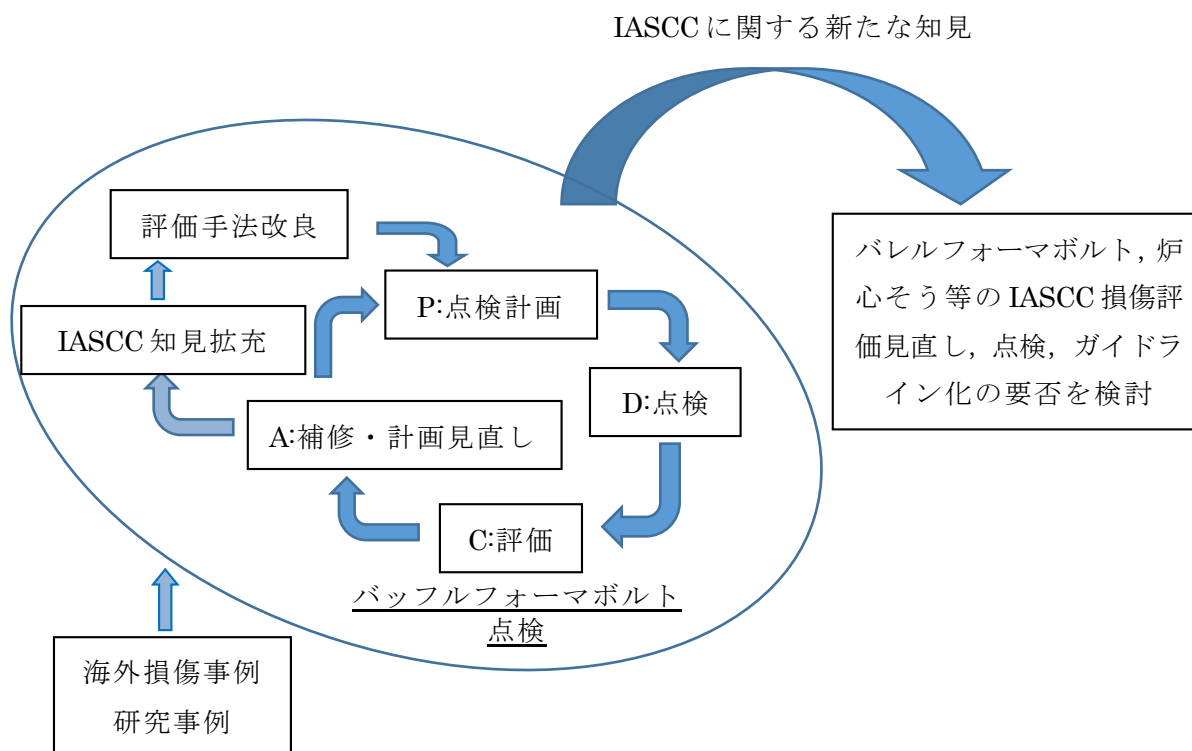


図 4-2-1 バツフルフォーマボルトの点検等で得られる知見の反映イメージ

付録A 炉内構造物の安全上重要な機能

(1) 安全上重要な機能とバッフルフォーマボルトの関係

原子力発電所の安全機能である、「止める」「冷やす」「閉じ込める」を確保するため、緊急時には、制御棒を確実に挿入し、原子炉を停止させるとともに、原子炉内の除熱、減圧等の操作を行い、「冷温停止」の状態とする必要がある。

炉内構造物は、事故時等において制御棒クラスタが確実に挿入されるよう位置決めをするとともに、1次冷却材が燃料集合体を冷却できるよう流路を確保する機能を有しており、「止める」「冷やす」の機能に密接に関連する機器である。

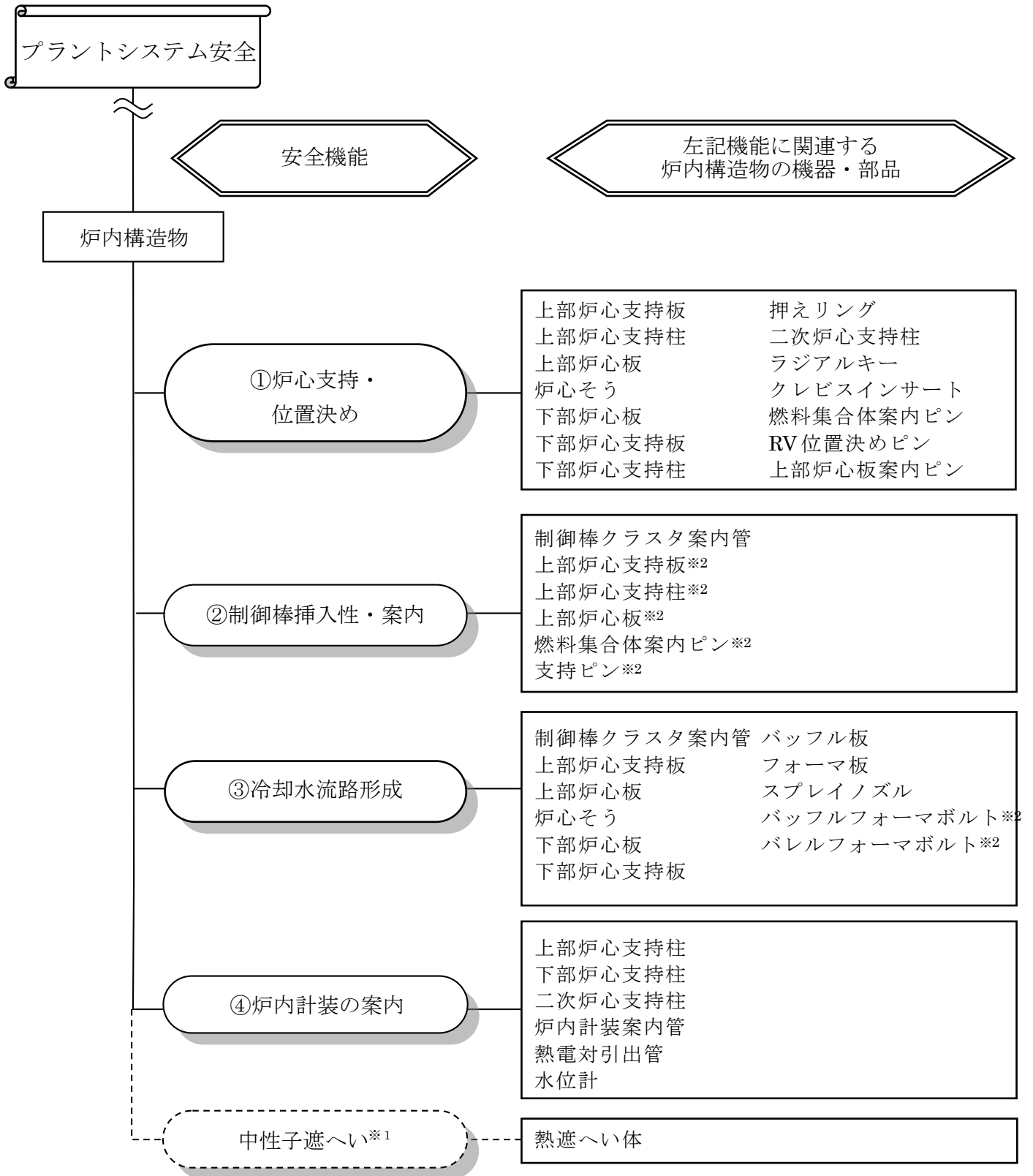
炉内構造物の機能を細分化すると以下の4つの機能に分類され^[83]、それぞれの機能と関連する部品の関係は図A-1のように示される。

- ① 炉心支持及び位置決め
- ② 制御棒挿入性の確保
- ③ 冷却水流路の維持及び流量適正配分
- ④ 炉内計装の案内

バッフルフォーマボルトはバッフル板とフォーマ板を締結することでバッフル構造を形成し、原子炉容器下部から上昇してきた冷却水の大部分を燃料領域に配分するため、主に③冷却水流路の維持及び流量適正配分の機能に関係する。

(2) バッフルフォーマボルト損傷の影響

図A-1に示すとおり、バッフルフォーマボルトは主に③冷却水流路の維持及び流量適正配分の機能に関係する。バッフルフォーマボルトの1プラント当たりの総数は600～1,100本程度であり、多少のボルトが損傷しても冷却水流路の維持及び流量適正配分の機能には影響がない。しかしながら、バッフルフォーマボルトの大多数が損傷した場合、地震又はLOCA時にバッフル板が脱落せず、「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」の機能を維持できることを確認する必要がある。また、バッフルフォーマボルトが損傷した場合、地震又はLOCA時にバッフル板が炉心側に変位、振動して燃料集合体と接触することで、「①炉心支持及び位置決め」の機能、並びにこの際に燃料集合体内の制御棒挿入経路が変形して「②制御棒挿入性の確保」の機能に影響を与える可能性が否定できない。そのため、これらの機能が維持できることを確認する必要がある。



※1：中性子遮へい機能は、炉内構造物としての安全機能ではないが、参考に記載した

※2：左記機能に間接的に関連する機器・部品

図 A-1 炉内構造物の安全上重要な機能と関連する機器・部品

付録B バッフルフォーマボルト損傷時の安全上重要な機能への影響評価

バッフルフォーマボルトの大多数が損傷する状態において、炉内構造物が有する安全上重要な機能が維持できることは、初期型 2 ループプラントを代表例として以下のとおり確認されている（表 B-1）。

(1) 評価上厳しいと考えられるボルト配置

炉内構造物の安全上重要な機能への影響評価では、可能な限り多くの損傷ボルト配置を包絡できるように評価上厳しいと想定される損傷ボルト配置を仮定している。

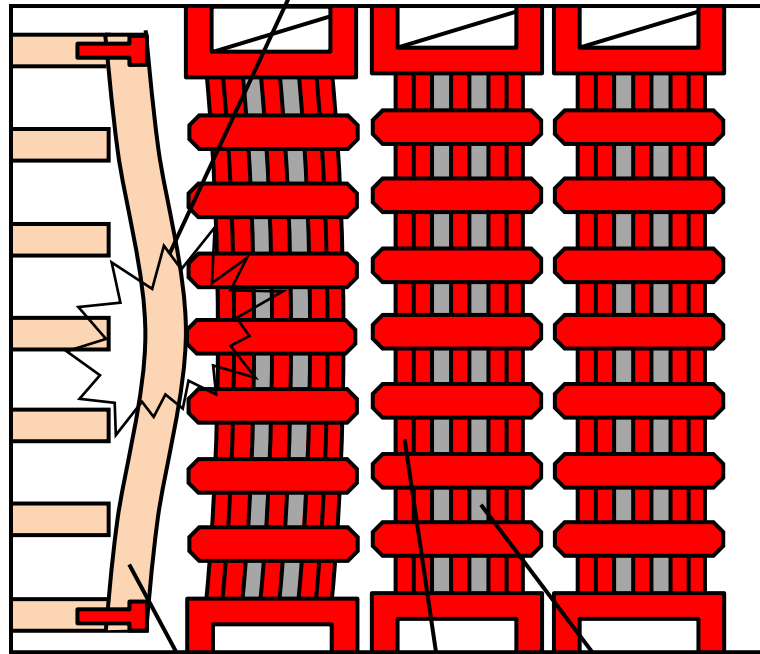
図 B-1 に示すとおり、バッフルフォーマボルトが多数損傷した状況で地震又は LOCA が発生した場合には、バッフル板が炉心側に変位、振動して燃料集合体に衝突することにより制御棒挿入時間に影響を及ぼす可能性が考えられる。このとき、燃料集合体に及ぼす影響は、バッフル板の変形量、すなわちバッフル板の支持間隔が大きい程より大きくなる。また、地震又は LOCA 時において残存ボルトに発生する応力の観点でも、バッフル板の支持間隔が大きい程、残存ボルトに作用する曲げモーメントは大きくなる。

図 B-2 に示すとおり、バッフル板の支持間隔が最も大きくなるのは、最上段と最下段のボルトが健全な場合であり、この場合約 70% のボルトが損傷していることとなる。なお、図 B-3 に示すとおり、例えばバッフル板上部に 2 段のボルトが残存した場合には、燃料集合体下部ノズルとバッフル板の 1mm 程度の隙間部でバッフル板が支持され、最上段と最下段のボルトのみ残存した場合よりも支持間隔は短くなる。初期型 2 ループプラントの評価に用いた損傷ボルト配置を図 B-4 に示す。

表 B-1 安全上重要な機能とバッフルフォーマボルト損傷時に評価すべき項目

安全上重要な機能	バッフルフォーマボルト損傷時に 左記機能が確保されることの確認のため評価すべき項目
①炉心支持及び位置決め	地震又は LOCA 時にバッフル板の振動，変位により燃料集合体と衝突しても，燃料被覆管，制御棒案内シンブルに発生する応力が許容値以下であること ⇒(2)項 (B-6 ページ)
②制御棒挿入性の確保	地震又は LOCA 時にバッフル板の振動，変位により燃料集合体と衝突し，制御棒案内シンブルが変形した際でも制御棒挿入時間が規定時間以内で挿入できること ⇒(2)項 (B-6 ページ)
③冷却材流路の維持及び流量適正配分	地震又は LOCA 時において残存しているボルトのみでバッフル構造を維持し，流路形成機能を維持できるよう，残存しているボルトに発生する応力が許容値以内であること ⇒(3)項 (B-10 ページ)
④炉内計装の案内	バッフル構造は左記機能には関連しない

ボルトが多数損傷した状況で地震又は LOCA が発生すると
バッフル板変位が増大し、燃料集合体に衝突する可能性があ



バッフル板 燃料集合体 制御棒案内シムブル

図 B-1 バッフルフォーマボルト損傷時におけるバッフル板の変形イメージ

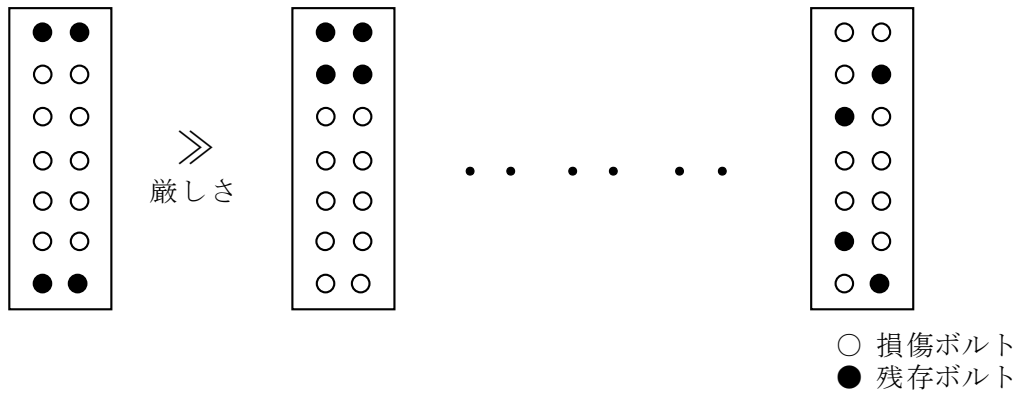


図 B-2 評価条件の厳しさの観点での損傷ボルト位置の比較

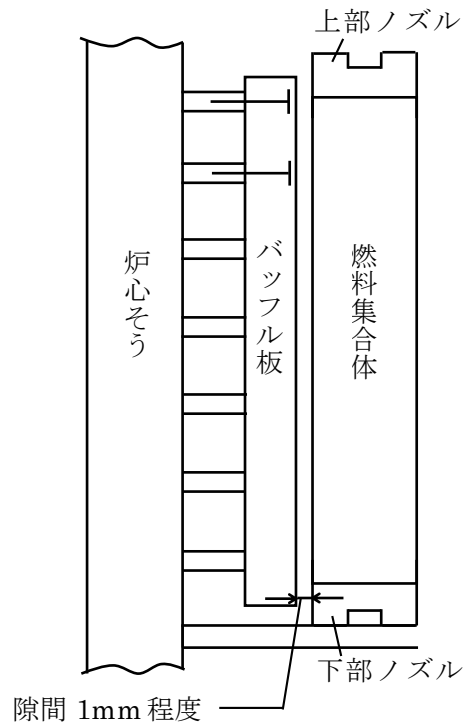


図 B-3 燃料集合体下部ノズルとバッフル板の隙間

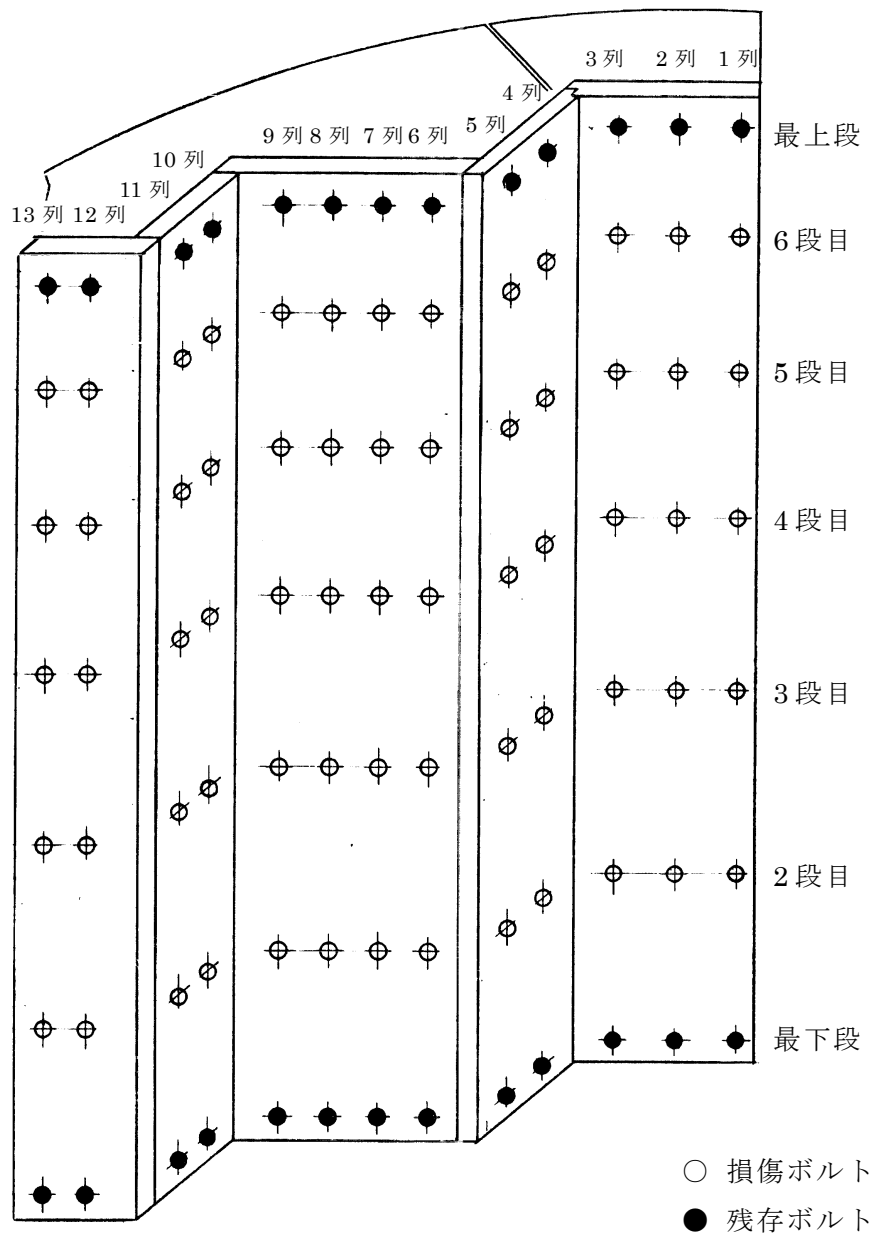


図 B-4 地震時，LOCA 時の評価上最も厳しいと想定されるボルトパターン
(初期型 2 ループの例)

(2) ①炉心支持及び位置決め, ②制御棒挿入性確保への影響評価

保守的に多数(約70%)のバッフルフォーマボルト損傷を仮定した状態で地震又はLOCAが発生した場合を想定し, ①炉心支持及び位置決め, ②制御棒挿入性確保への影響を確認した結果を示す。

(i) 地震時における影響評価

多数のバッフルフォーマボルト損傷を仮定した状態で Ss 地震が発生した場合において, 図 B-1 に示したとおりバッフル板の変位が増大することで燃料集合体と衝突し, 燃料集合体が損傷する可能性及び燃料集合体の変形することによる制御棒挿入性への影響について評価している。評価においては, 図 B-4 に示す損傷ボルト配置を模擬したバッフル板と燃料集合体のモデル(図 B-5)を使用している。

評価の結果, 図 B-6 に示すとおり, 制御棒案内シンプルに発生する応力, 燃料被覆管に発生する応力とも許容値以下である。また, このように多数のボルトが損傷している状態で Ss 地震が発生した場合の制御棒挿入時間は, ボルトが健全な状態で Ss 地震が発生した場合と比較して僅か 0.06 秒遅れる程度であり, ボルト損傷が制御棒挿入時間へ与える影響が十分小さいことを確認した。したがって, 多数のボルトが損傷した厳しい仮定においても①炉心支持及び位置決め, ②制御棒挿入性確保の機能は維持されている。

また, 実際には約 70%の損傷より余裕のある 20%の損傷本数で管理されることから, 地震時においてボルト損傷が与える影響は十分小さいものと考えられる。

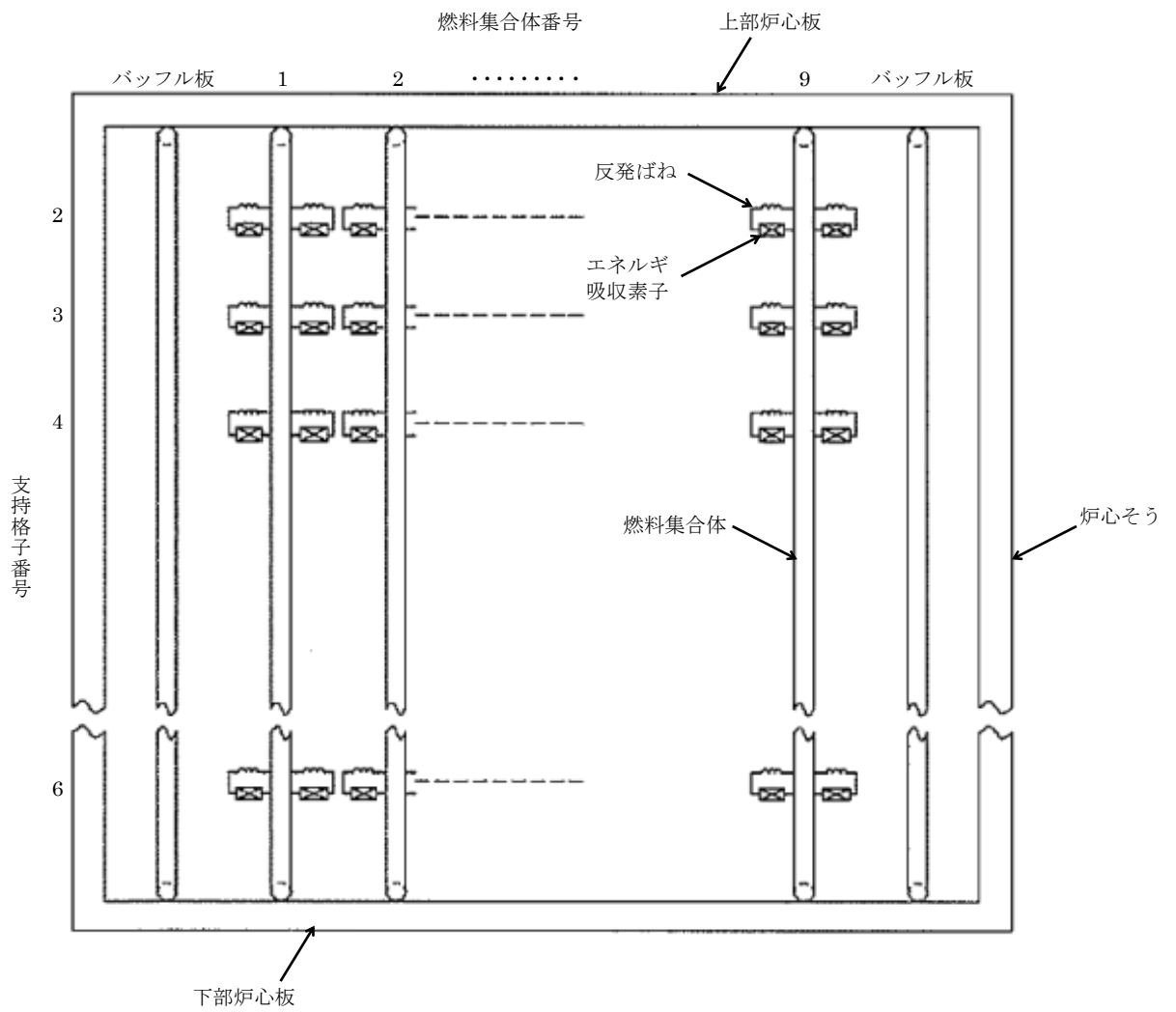


図 B-5 バッフルフォーマボルト損傷を考慮した燃料集合体群振動解析モデル

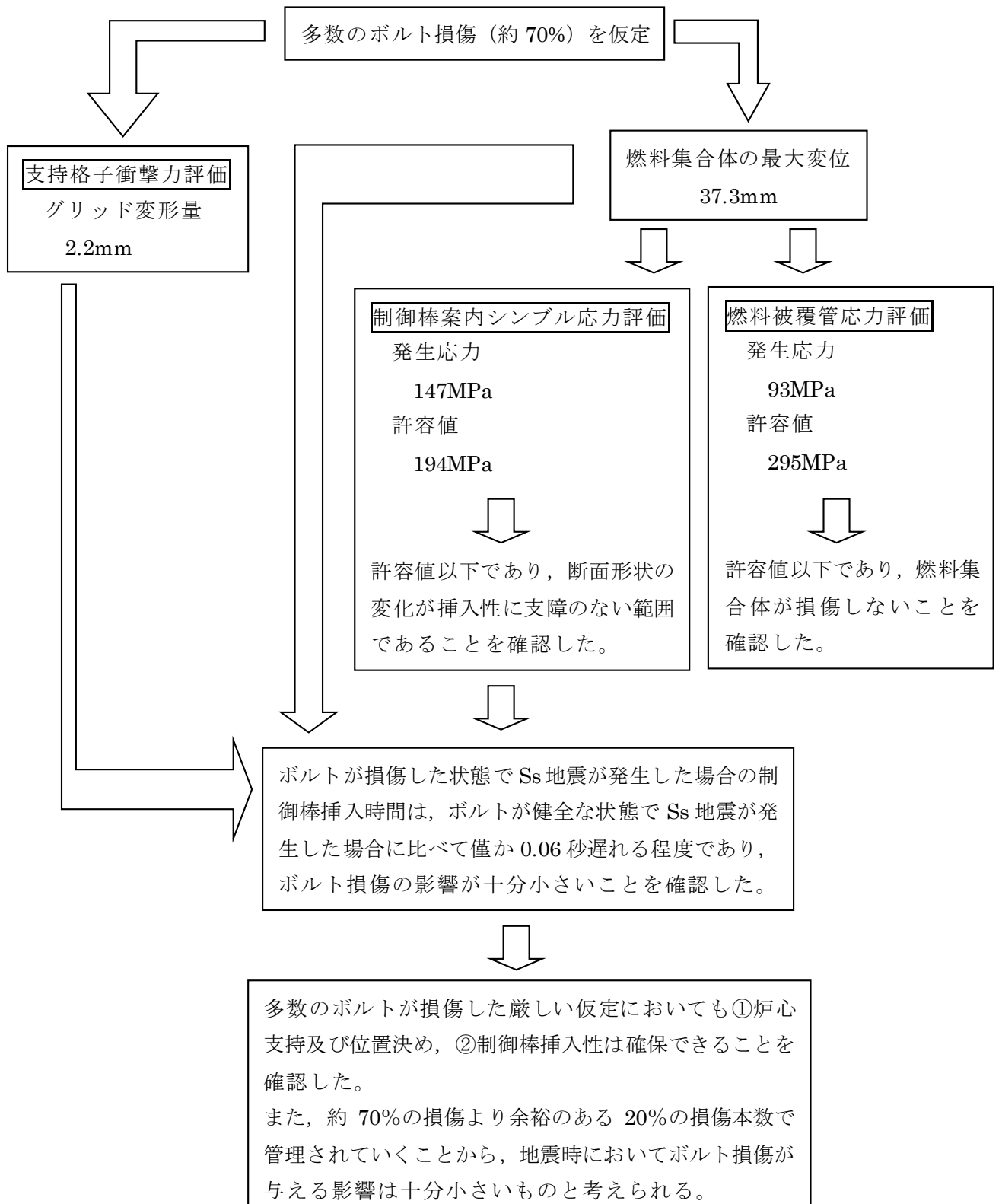


図 B-6 地震時における燃料集合体健全性及び制御棒挿入性評価結果

(ii) LOCA 時における影響評価

多数のバッフルフォーマボルトが損傷している状態で LOCA が発生した場合、バッフル板内外差圧により地震時と同様にバッフル板の変位が増大することで燃料集合体と衝突し、燃料集合体の健全性及び制御棒の挿入性に影響する可能性について評価する。なお、LOCA 時において想定する配管破断形態としては、破断前漏えい (LBB : Leak Before Break) の概念を適用し、発生する差圧の大きさの観点で最も厳しい加圧器スプレイ管の破断とする。

地震時と同じボルト配置 (図 B-4) で LOCA 時における支持格子衝撃力、燃料集合体の最大変位、制御棒案内シンプル応力の評価結果を図 B-7 に示す。いずれも地震時の評価結果を下回っていることから、LOCA 時の制御棒の挿入時間は地震時の評価結果で包絡される。

したがって、バッフルフォーマボルトが多数損傷した場合に LOCA が発生しても燃料集合体の健全性及び制御棒の挿入性は維持されている。

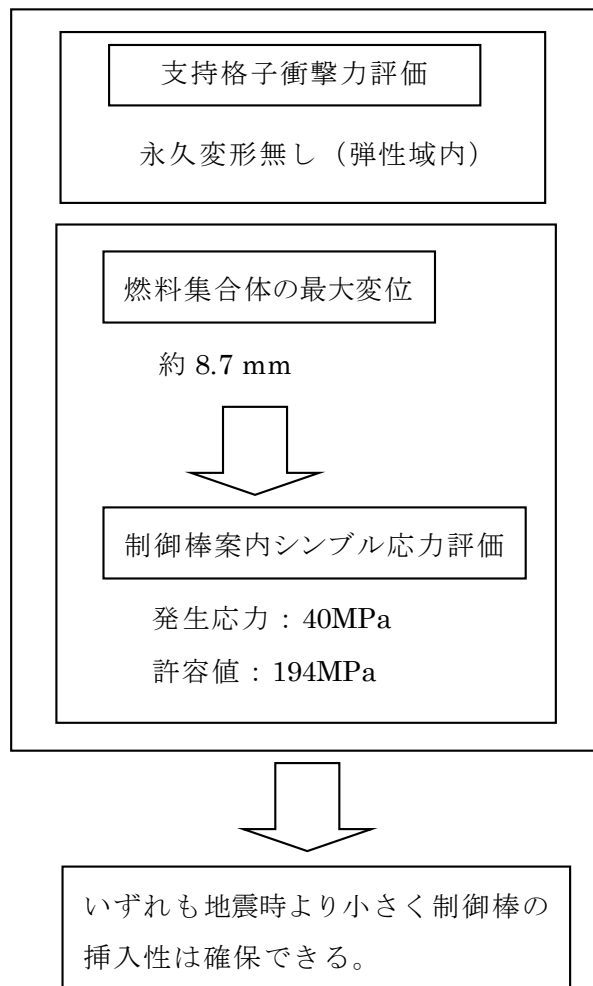


図 B-7 LOCA 時における燃料集合体健全性及び制御棒挿入性評価結果

(3) ③冷却水流路の維持及び流量適正配分への影響評価

多数のボルトが損傷した状況で地震又は LOCA が発生した場合において、残存しているボルトのみでバッフル構造を維持できなくなり、「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」の機能を維持できなくなる可能性について評価する。

(i) 地震時における残存ボルトの強度評価

図 B-4 に示す損傷ボルト配置を模擬した炉内構造物耐震解析モデル（図 B-8）を用いて、Ss 地震時における残存ボルトの強度を評価する。

評価の結果、図 B-9 に示すとおり許容値 540MPa に対して残存ボルトに発生する最大応力は 105MPa であり、許容値に対して十分な余裕がある。したがって、バッフルフォーマボルトが多数損傷した場合に地震が発生しても「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」の機能は維持される。

また、本ガイドラインでは約 70%の損傷より余裕のある 20%の損傷本数で管理することとしているため、地震時においてボルト損傷が与える影響は十分小さいものと考えられる。

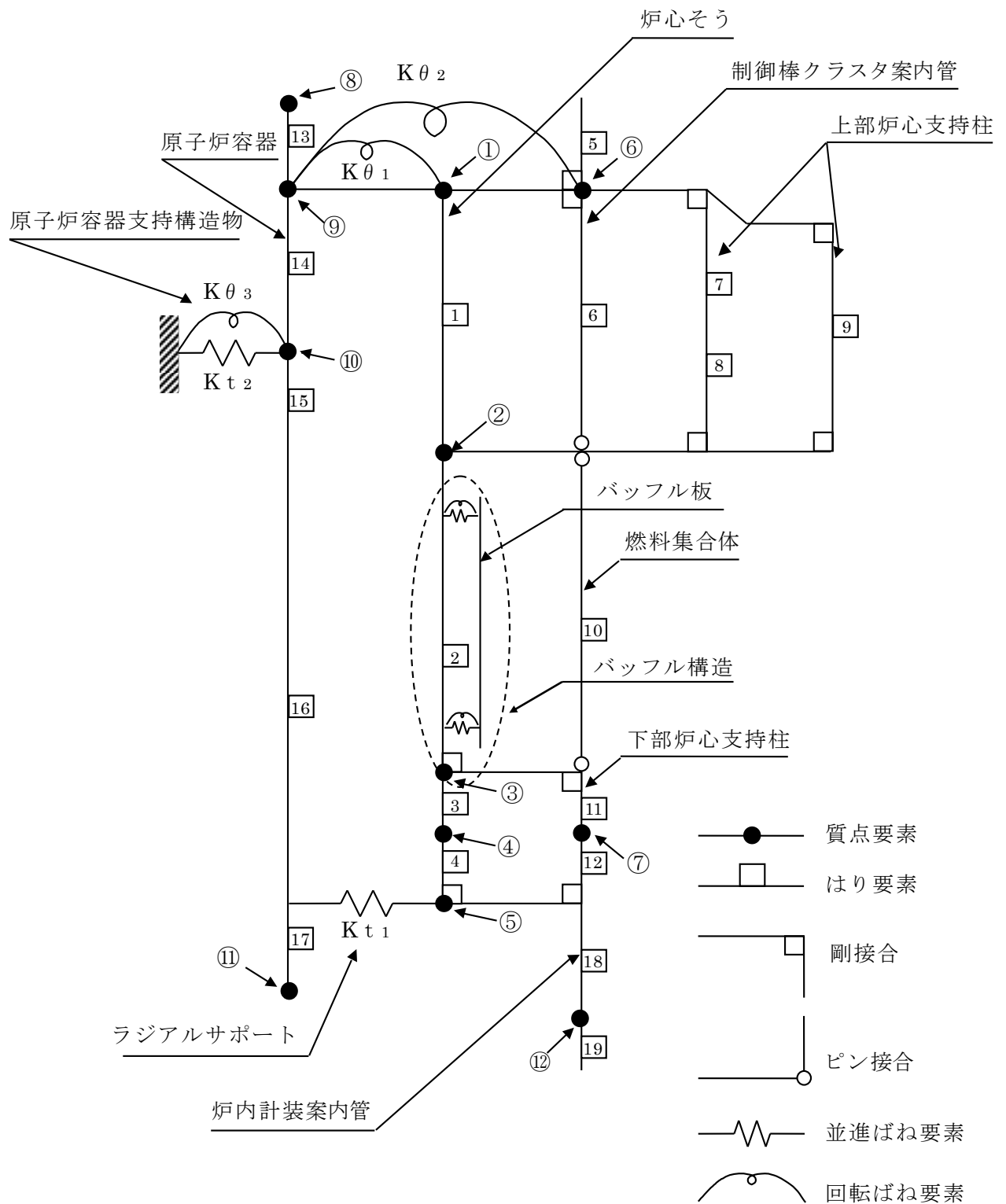


図 B-8 炉内構造物耐震モデル

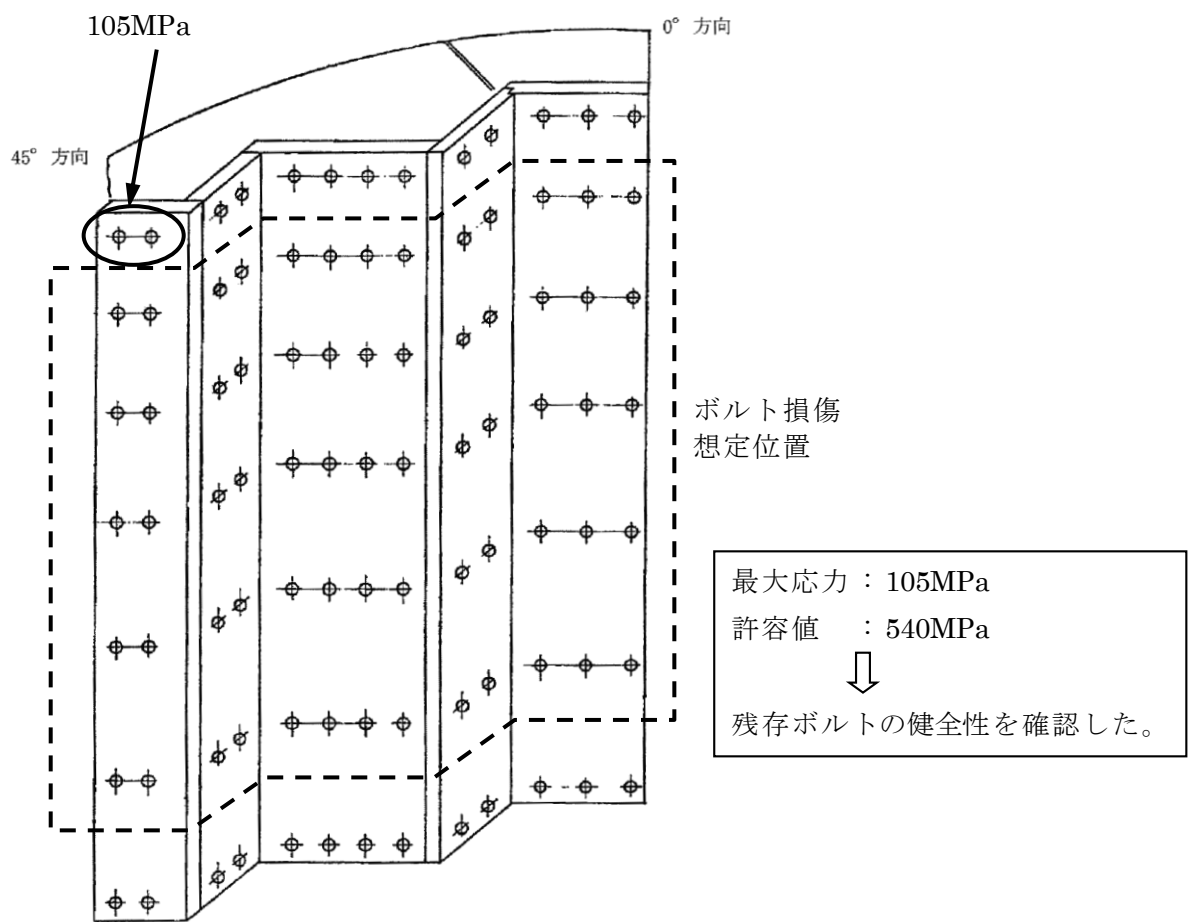


図 B-9 地震時における残存バッフルフォーマボルトの強度評価結果

(ii) LOCA時における残存ボルトの強度評価

LOCA時においても地震時と同様に残存ボルトの強度を評価する。なお、LOCA時において想定する配管破断形態としては、LBBの概念を適用し、発生する差圧の大きさの観点で最も厳しい加圧器スプレイ管の破断とする。

評価の結果、図 B-10 に示すとおり許容値 540MPa に対して残存ボルトに発生する最大応力は 40MPa であり、許容値に対して余裕がある。

したがって、バッフルフォーマボルトが多数損傷した場合に LOCA が発生しても「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」の機能は維持される。

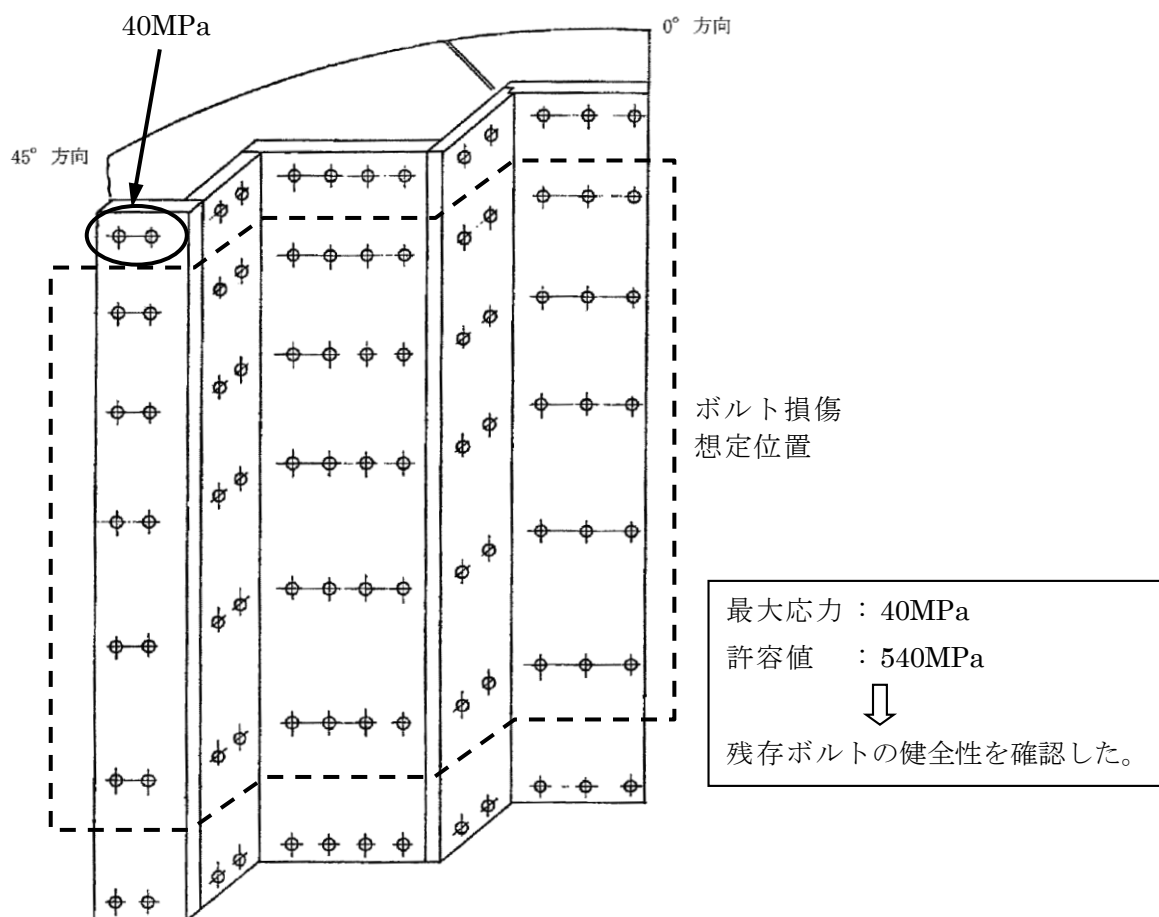
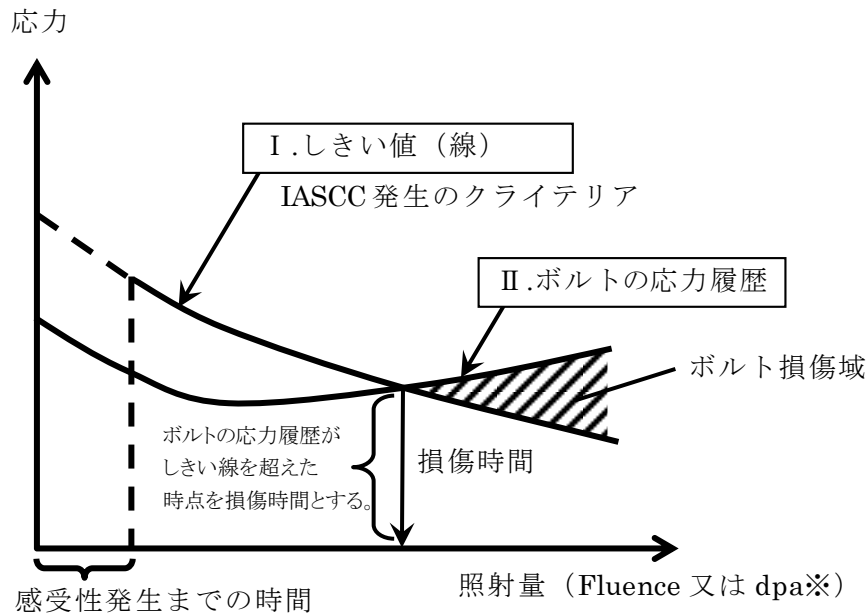


図 B-10 LOCA時における残存バッフルフォーマボルトの強度評価結果

付録C バッフルフォーマボルトの IASCC 損傷評価

JNES「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業^[2]の IASCC 評価ガイドでは、図 C-1 に示すとおり、IASCC 発生しきい線と解析により求めたバッフルフォーマボルトの応力履歴を比較し、両者が交わった時点をバッフルフォーマボルトの損傷時間とするバッフルフォーマボルトの IASCC 損傷評価が提案されている。なお、バッフルフォーマボルトの首下部に IASCC が発生することで直ちにボルトの機能を喪失するわけではないが、ボルトの径は数十 mm であり、亀裂が発生すると短時間で全断面に貫通する可能性があるため、亀裂の進展を考慮せず、亀裂が発生した時点をボルトの機能喪失とする。

IASCC 発生しきい線を (1) 項、バッフルフォーマボルトの応力履歴の算出方法を (2) 項に示す。



※はじき出し損傷量 (dpa) は材料劣化の指標であり、PWRの炉内構造物
 の中性子照射量 (n/cm^2) に対しては、以下の換算式を用いる。^[2]

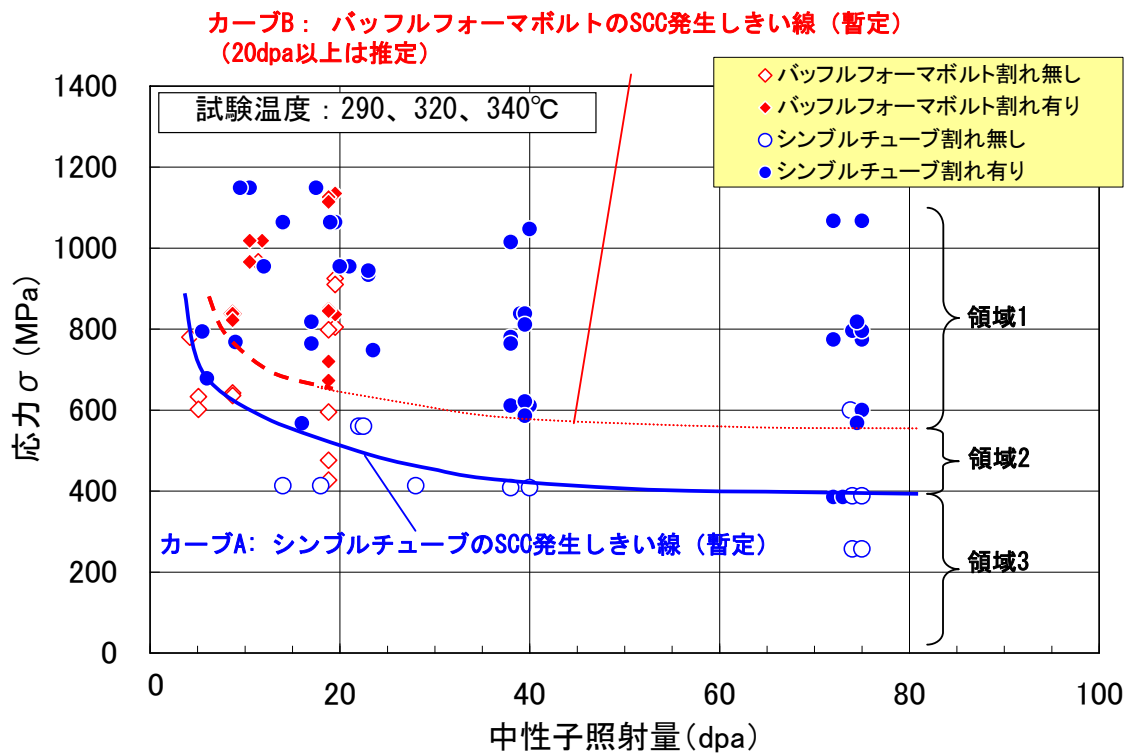
$$1.0 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2 (E > 0.1 \text{ MeV}) \doteq 6.5 \text{ dpa}$$

図 C-1 IASCC 損傷評価によるバッフルフォーマボルトの損傷時間の考え方

(1) IASCC 発生しきい線

JNES「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業^{〔2〕}では、中性子照射を受けたステンレス鋼の IASCC に関する多数の定荷重 SCC 試験データが取得された。このデータをもとに、IASCC が発生する照射量と応力の関係を「IASCC による割れ発生しきい応力線図」として整理された（図 C-2）。

「IASCC による割れ発生しきい応力線図」では、バッフルフォーマボルト材及びシングルチューブ材の 2 本の SCC 発生しきい線が示されている。



- ① 領域1に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が高い**ものとみなす。
- ② 領域2に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が有る**ものとみなす。
- ③ 領域3に含まれる場合
評価対象物は、評価対象時点で割れが発生する**可能性が無い**ものとみなす。

図 C-2 IASCCによる割れ発生しきい応力線図

(2) バッフルフォーマボルトの応力履歴評価

IASCC 損傷評価に基づいてバッフルフォーマボルトの IASCC 損傷時間を評価するため、プラント運転中のバッフルフォーマボルトの応力履歴を算出する必要がある。

ここでは、バッフルフォーマボルトの応力履歴の評価例として応力精緻化解析の手順を示す。応力精緻化解析では、一般汎用解析コードを用いて以下に示す放射線解析、流動解析 (CFD 解析)、熱伝導解析及び構造変形解析を実施し、実機使用環境を考慮してバッフルフォーマボルトの応力履歴を評価する (図 C-3 参照)^[84]。

なお、バッフルフォーマボルトの応力履歴評価には現在得られている最新の知見が反映されており、さらに、バッフルフォーマボルトの IASCC 損傷評価を基に設定した点検時期は応力履歴評価における不確実性も考慮した上で十分に余裕を持って設定されている。したがって、この運用をする上で、バッフルフォーマボルトの応力履歴評価は有効に用いることができる。

▶放射線解析

放射線解析では、バッフル構造の中性子束及び γ 発熱量を算出する。

▶CFD 解析

放射線解析で算出した γ 発熱を考慮し、フォーマ領域冷却水の流速、熱伝達率及び流体温度を CFD 解析により算出する。

▶熱伝導解析

放射線解析で求めた γ 発熱量、CFD 解析により求めたバッフル構造の壁面熱伝達率及び冷却水温度を入力条件とした熱伝導解析を実施し、バッフル構造の温度分布を算出する。

▶構造変形解析

放射線解析で求めた中性子束並びに熱伝導解析で求めた構造物温度を有限要素法 (FEM) モデルに設定し、照射効果 (スウェリング、照射下クリープ) を考慮した FEM 解析を実施する。照射効果として考慮するスウェリングや照射下クリープの変形挙動は、照射材料を用いた試験により取得したデータを基に定式化して用いている。

なお、炉心の対称性を利用し、1/8 (45°) 領域のみを 3次元ソリッド要素でモデル化する。

構造変形解析にはズームング手法を用い、バッフル構造全体をモデル化したグローバルモデルと、各バッフルフォーマボルト周りの一部領域のみを切り出して詳細にモデル化したローカルモデルの 2種類を用いる。ローカルモデルの境界部にグローバルモデルで求めた変形履歴を入力することにより、バッフルフォーマボルトの応力を詳細に評価することができる^[3] (図 C-4 参照)。

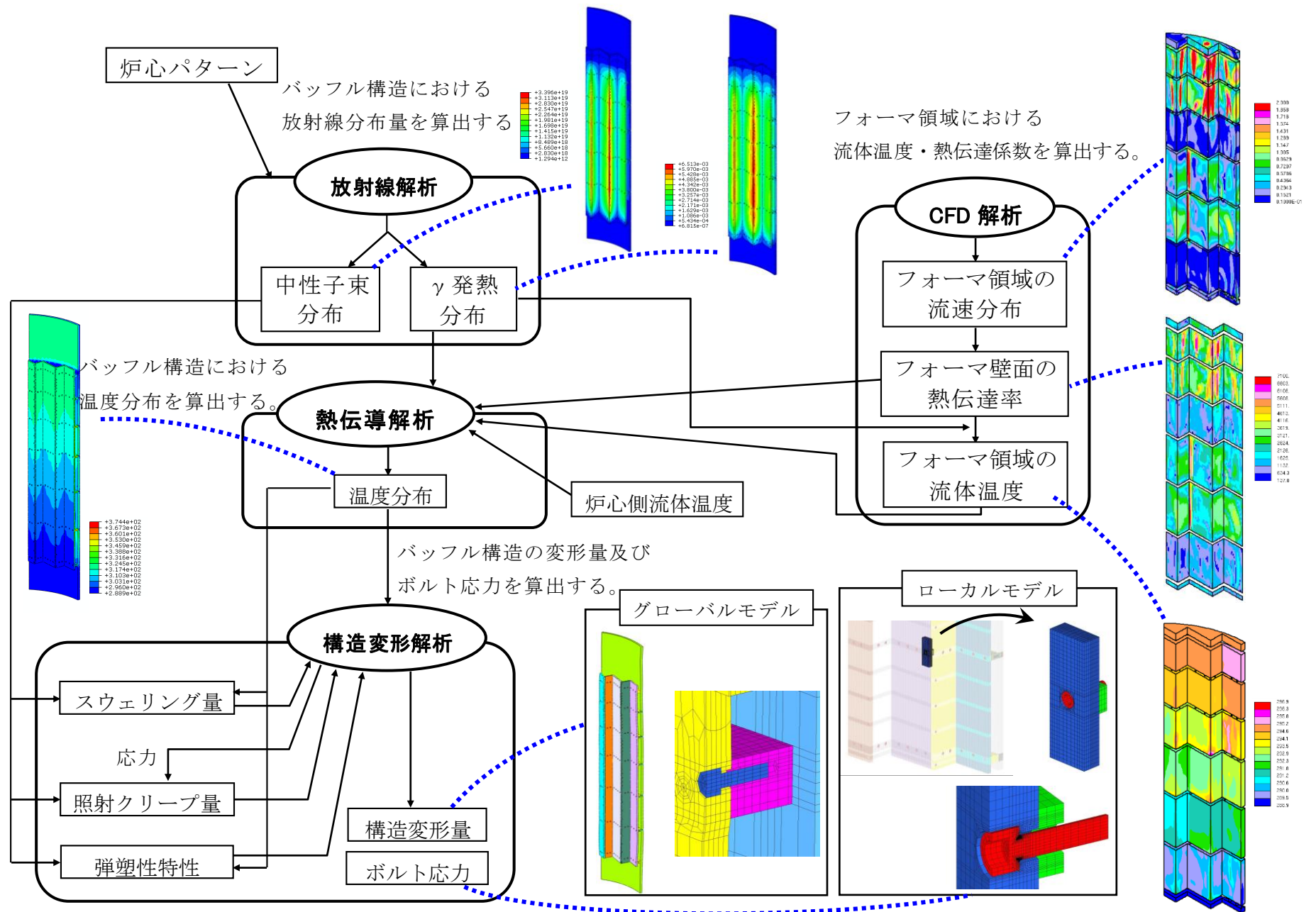
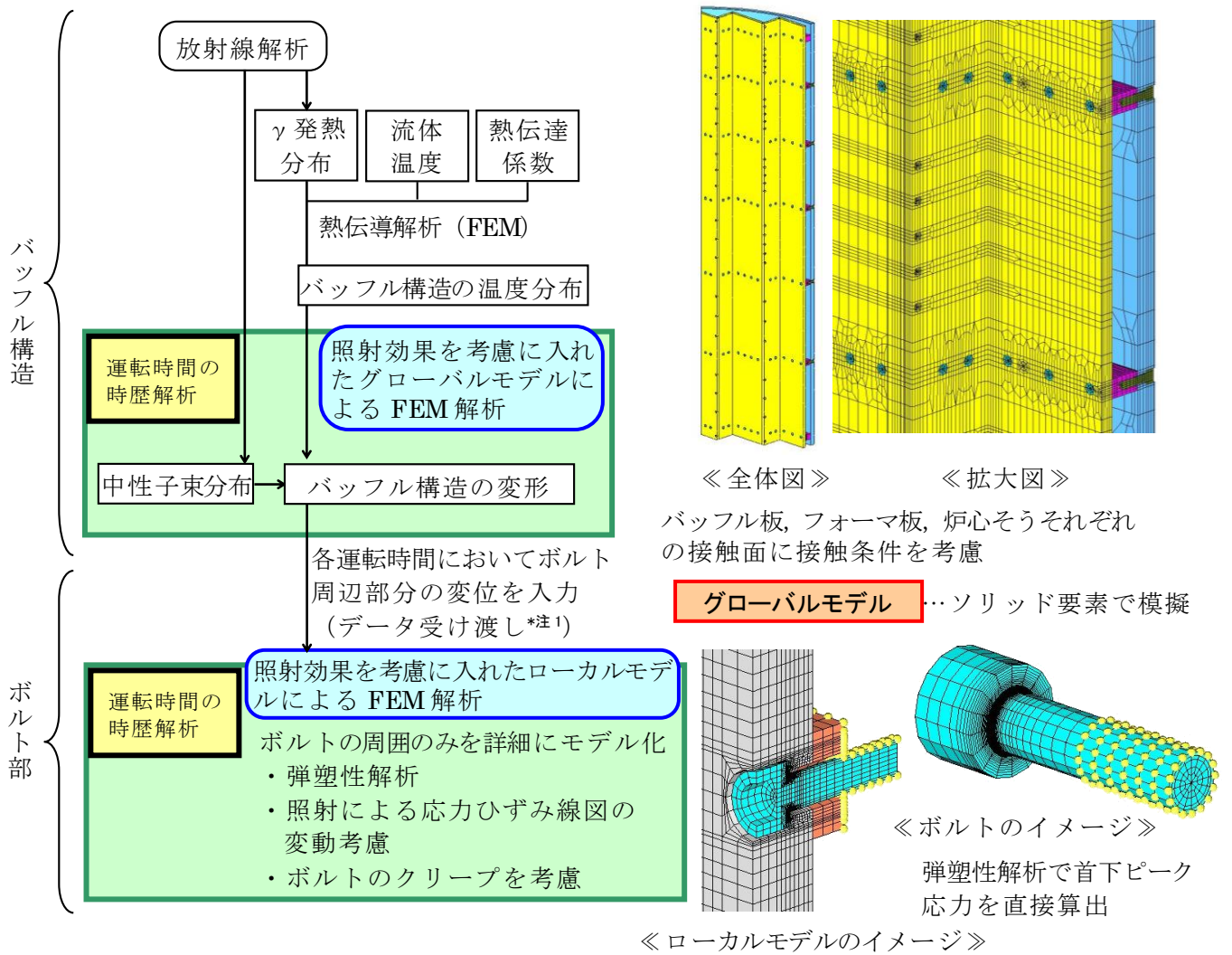


図 C-3 バッフルフォーマボルト応力精緻化解析による応力履歴算出例



*注1 データ受け渡しのイメージ

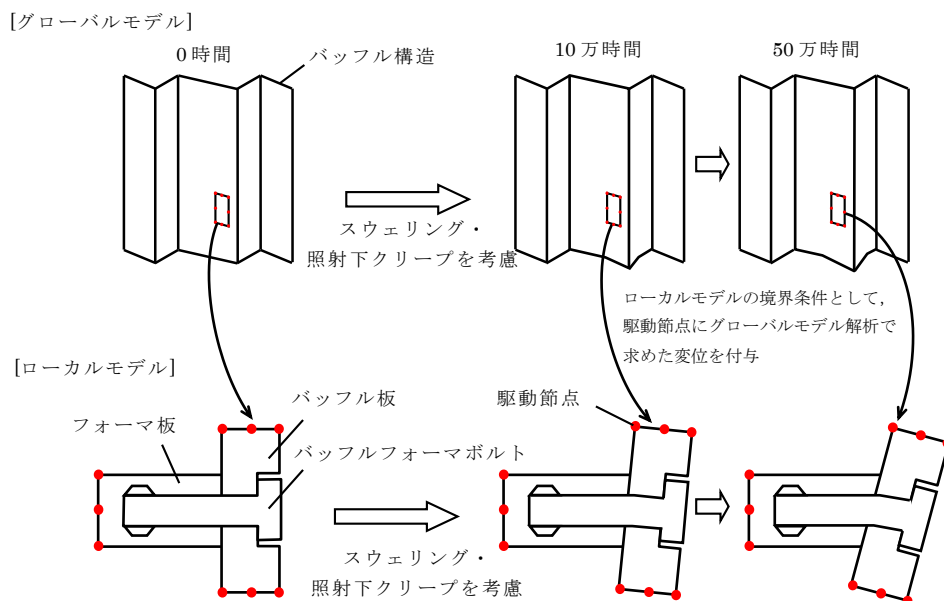


図 C-4 照射効果を考慮に入れた FEM ズーミング手法

付録D バッフルフォーマボルトの設計仕様とその変遷

原子力発電所の安全維持のためには、経年劣化管理のみならず既存プラントの運転経験、研究成果等の最新知見を踏まえた技術評価を行い、設計に反映していく取り組みも必要である。バッフルフォーマボルトにおいてもこうした取り組みによる設計改良が行われてきた。これらの設計改良は新設プラント設計や既存プラントの保全措置を実施する際に IASCC 発生を抑制するため実施されるものであり、経年劣化に対する緩和処置として位置づけられる。

ここではバッフルフォーマボルト及びバッフル構造の設計仕様を IASCC の要因となる応力、材料、環境の観点から以下のとおり整理した。図 D-1 に 2 ループプラントの設計改良の例、表 D-1 にバッフルフォーマボルト及びバッフル構造の仕様を示す。

(1) 応力

通常運転時にバッフルフォーマボルトに発生する応力は、バッフル板とフォーマ板を締結する締付力と、バッフル構造の熱変形や照射変形（照射下クリープ、スウェリング）に伴う曲げ応力がある。

これら応力のうち IASCC 発生に支配的となるのは曲げ応力であり、形状的にボルトの首下部が応力集中を受けやすい。したがって、首下部の曲率半径を大きくし、応力集中を低減することにより発生応力が低減される。具体的には曲率半径を R1 から R2 にすることで曲げに対する応力が 15%以上、パラボリック形状にすることで 40%以上低減される。

また、シャンク部を長尺化することにより、ボルト首下部に発生する曲げ応力が低減される。

さらに、バッフル構造は核分裂により発生する γ 線の影響で γ 発熱を生じるが、バッフル板及びフォーマ板の板厚を薄くし、 γ 発熱源となる構造体の体積を低減させることで温度上昇が抑えられ、熱変形に伴う荷重が低減される。

(2) 材料

建設当時に一部のプラントでバッフルフォーマボルトの材料として SUS347 が使用されていたが、米国プラントで SUS347 のバッフルフォーマボルトに IASCC による割れが確認されたことを受け、SUS316CW に取替えられた。現在では国内の全ての PWR プラントで SUS316CW が使用されている。

(3) 環境（温度）

IASCC と温度の関係については十分に分かっていないが、一般的に温度が高いほど応力腐食割れ感受性が高くなるため、炉内構造物取替時にはフォーマ板にバッフルフォーマボルト冷却孔を設け、 γ 発熱によるバッフルフォーマボルトの温度上昇が低減されている。

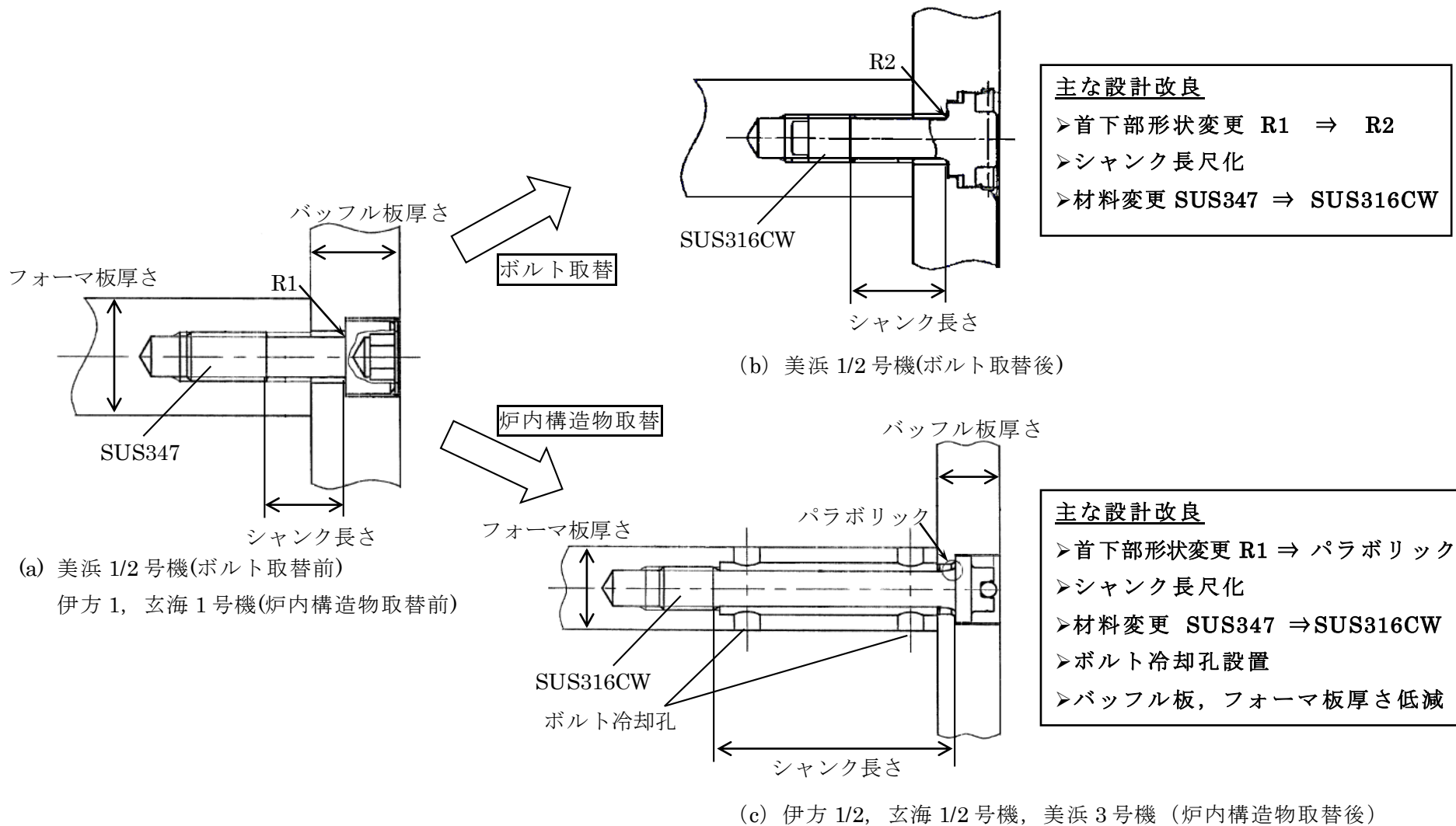


図 D-1 2ループプラントの設計改良の例

表 D-1 バッフルフォーマボルト及びバッフル構造の仕様※1

ループ数	プラント名		首下形状※2	シャンク長さ※3	ボルト呼び径	ボルト材料	ボルト冷却孔有無※4	ボルト本数	バッフル板厚さ※5	フォーマ板厚さ※5	
2	美浜 1/2 号機	ボルト取替前	R1	25mm	5/8inch	SUS347	無	624(美浜 1)	29mm	38mm	
		ボルト取替後	R2	32mm	5/8inch	SUS316CW	無	728(美浜 2)			
	泊 1/2 号機		パラボリック	35mm	5/8inch	SUS316CW	有(1個/本)	800	22mm	32mm	
	伊方 1 号機 玄海 1 号機	炉内構造物取替前	R1	25mm	5/8inch	SUS347	無	728	29mm	38mm	
	伊方 2 号機 玄海 2 号機	炉内構造物取替前	パラボリック	35mm	5/8inch	SUS316CW	無	832	29mm	38mm	
	伊方 1/2 号機 玄海 1/2 号機	炉内構造物取替後	パラボリック	86mm	5/8inch	SUS316CW	有(2個/本)	560(伊方 1/玄海 1) 640(伊方 2/玄海 2)	22mm	30mm	
3	高浜 1/2 号機		R2	35mm	5/8inch	SUS316CW	無	1088	29mm	38mm	
	美浜 3 号機	炉内構造物取替前									
				炉内構造物取替後	パラボリック	97mm	5/8inch	SUS316CW	有(2個/本)	672	22mm
	高浜 3/4 号機 伊方 3 号機 川内 1/2 号機		パラボリック	35mm	5/8inch	SUS316CW	有(1個/本)	1080	22mm	35mm	
	泊 3 号機		パラボリック	97mm	5/8inch	SUS316CW	有(2個/本)	864	22mm	30mm	
4	大飯 1/2 号機		R2	64mm	5/8inch	SUS316CW	無	832	29mm	38mm	
	大飯 3/4 号機 敦賀 2 号機 玄海 3/4 号機		パラボリック	64mm	5/8inch	SUS316CW	有(1個/本)	936	22mm	35mm	

D-3

(※1) シャンク長さやフォーマ板厚さは位置により異なるため、代表的な寸法を示す。

(※2) 首下部の応力集中係数は R1 が最も大きく、パラボリックが最も小さい。

(※3) シャンク長さが長いほど曲げ応力は低減される。

(※4) ボルト冷却孔によりボルト及び周りのフォーマ板の温度が低減される。

(※5) バッフル板、フォーマ板が薄いほど発熱による温度上昇が低減される。

付録E 初回点検時期の設定例

初期型 2 ループプラントを代表例として、付録 C に示す IASCC 損傷評価を用いて初回点検時期を設定する。

図 E-1 は初期型 2 ループプラントの 4 段 6 列目のボルトの応力履歴と IASCC 発生しきい線を比較し、両者が交わった時点をバッフルフォーマボルトの損傷時間と評価している。当該ボルトは、シングルチューブ材のしきい線では 16.1 万時間、バッフルフォーマボルト材のしきい線では 19.9 万時間で損傷する評価結果が得られる。

同様に、全バッフルフォーマボルトの応力履歴と IASCC 発生しきい線を比較し、損傷時間とボルトの累積損傷本数を整理した結果を図 E-2 に示す。評価の結果、累積損傷本数が全数の 20% に達するのは、シングルチューブ材のしきい線を用いた場合は約 35 万時間、バッフルフォーマボルト材のしきい線を用いた場合は約 43 万時間となる。したがって、35 万時間を目途に初回点検時期を設定する。

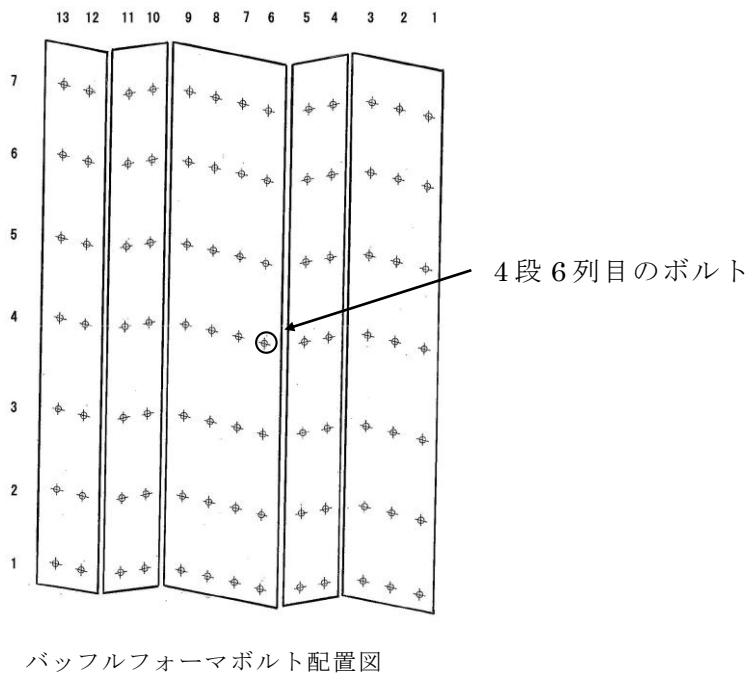
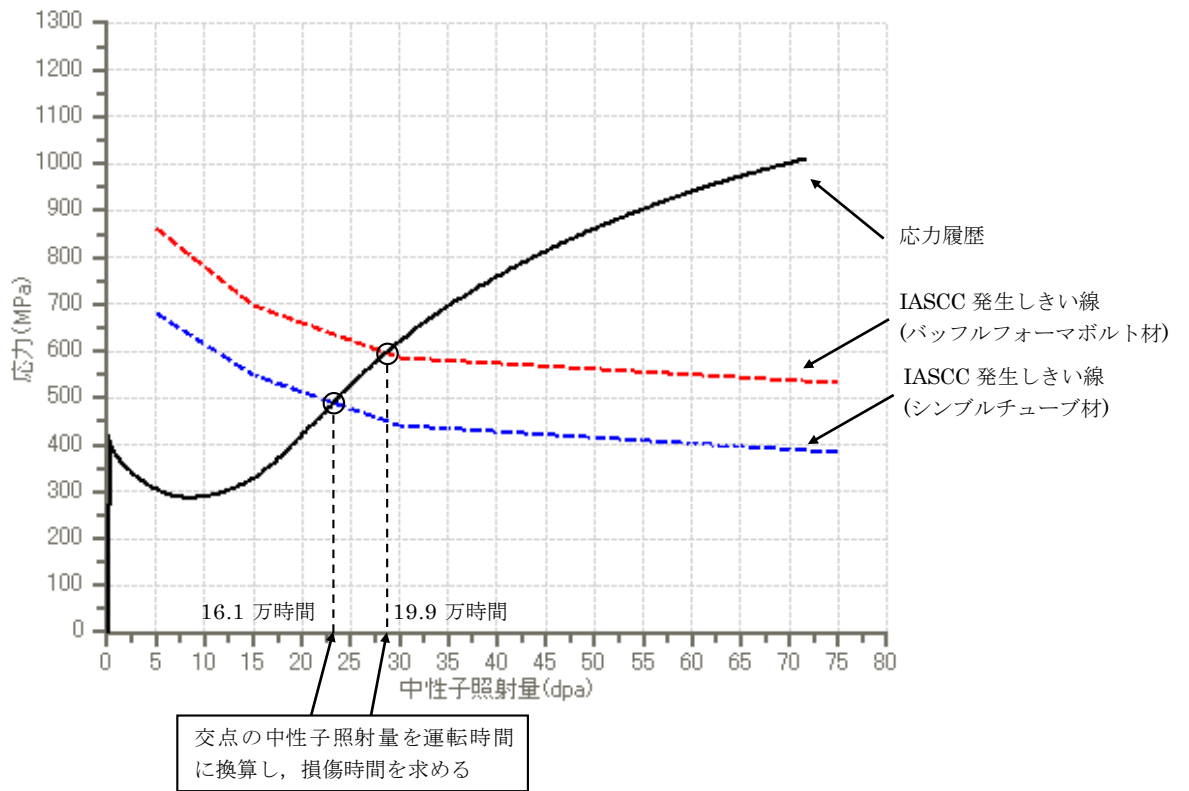


図 E-1 バッフルフォーマボルトの応力履歴と IASCC 発生しきい線の重ね合わせ (例)

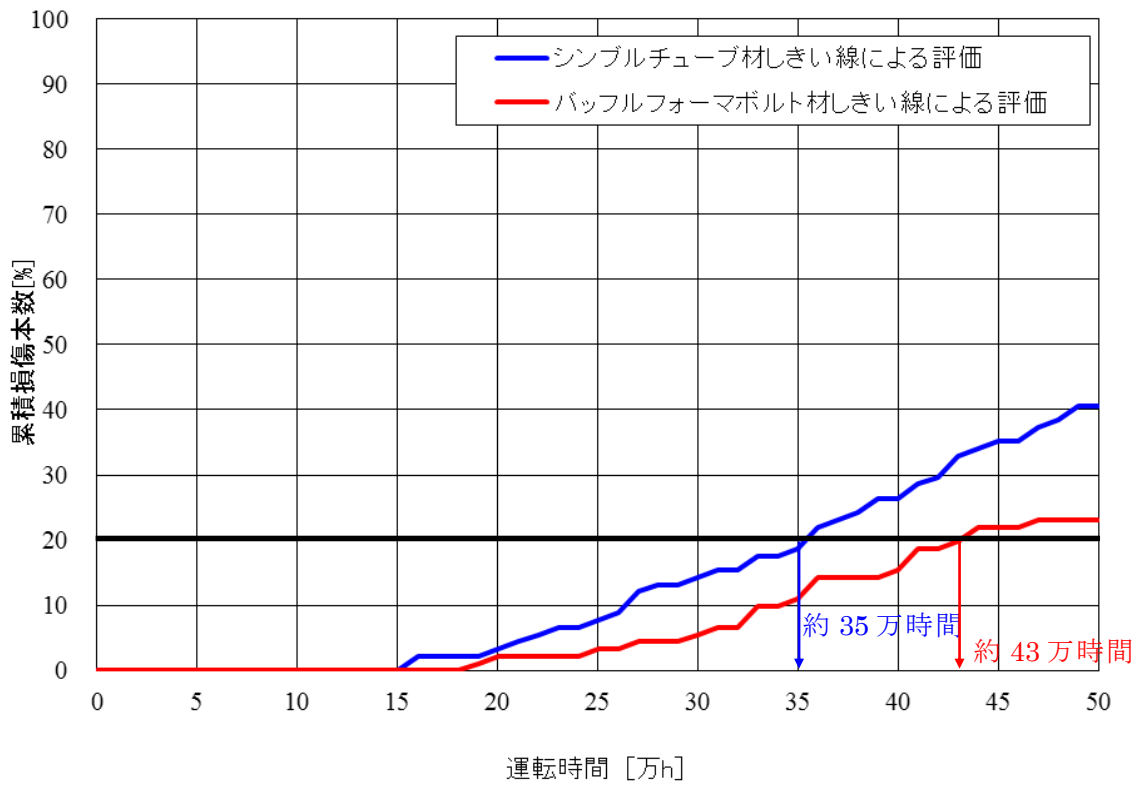


図 E-2 バブルフォーマボルトの初回点検時期の設定 (例)

付録F 点検周期の設定例

初期型 2 ループプラントを例として点検周期の設定例を以下に示す。

IASCC 損傷評価の結果から、累積損傷本数は商業運転開始後の PWR の供用期間中概ね一定の速度で増加しており、この累積損傷本数のグラフと沿う直線の傾きを基に点検周期を以下のとおり設定する（図 F-1）。

点検の直後から累積損傷本数のグラフと沿う直線の傾きでボルトが損傷し続けると仮定し、点検を実施した時点からこの傾きの直線が損傷本数 20%に達する時点までの期間を点検周期とする。

なお、累積損傷本数は時間と共に緩やかに増加し、また損傷本数の 20%は、炉内構造物の安全上重要な機能が維持できる 70%のボルト損傷に対して、十分な安全裕度を考慮したものとなっているため、ボルト損傷を十分に余裕を持って管理することができる。

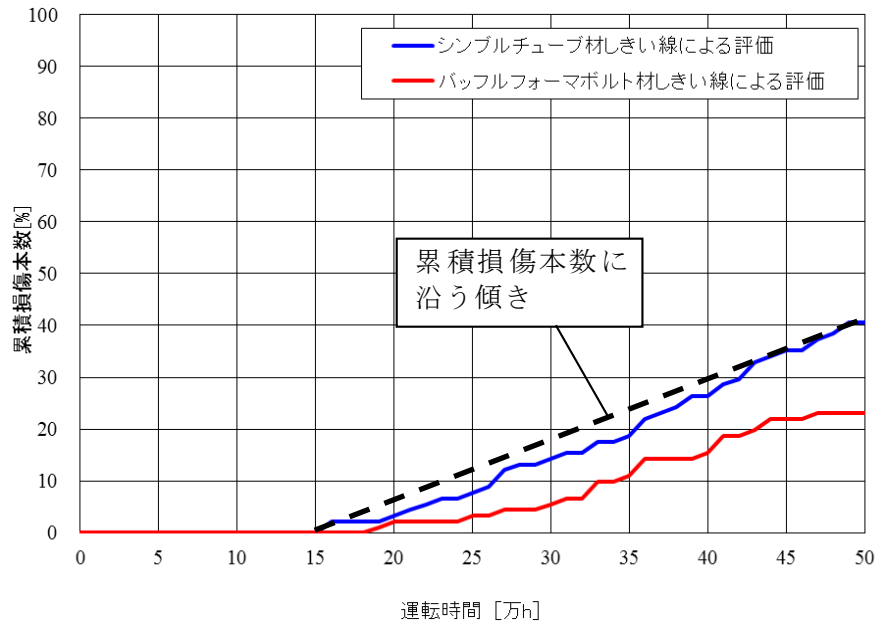


図 F-1 運転時間とボルト累積損傷本数の関係

付録G バレルフォーマボルトの IASCC 損傷評価及び損傷時の影響評価

バレルフォーマボルトは、フォーマ板を炉心そうと締結する部品であり、供用中プラントには、呼び径 5/8 又は 3/4inch の 316CW ステンレス鋼製のボルトが用いられている。設置本数は 1プラントあたり 300～700 本程度である。国内プラントにおけるバレルフォーマボルトの仕様を表 G-1 に示す。

原子炉容器下部から上昇してきた冷却水の大部分を燃料領域に、一部をバッフル板背面のバイパス領域に配分するバッフル構造の一部であり、主に「冷却水流路の維持及び流量適正配分」の機能を有する。燃料領域側に配置されているバッフルフォーマボルトに比べ、バレルフォーマボルトは反対の炉心そう側に配置されているため、中性子束は低い。炉心領域高さに位置しているため炉内構造物の中では比較的中性子束が高い。このため、ここでは、初期型 2 ループプラントを例として、バレルフォーマボルトの IASCC 損傷評価、並びに仮にバレルフォーマボルトが損傷した場合の影響評価を実施する。

表 G-1 国内プラントにおけるバレルフォーマボルトの仕様※1

ループ数	プラント名		首下形状※2	シャンク長さ※3	ボルト呼び径	ボルト材料	ボルト冷却孔※4	ボルト本数	バツフル板厚さ※5	フォーマ板厚さ※5
2	美浜 1/2 号機		R1	33mm	3/4 inch	SUS347	無	304(美浜 1)	29mm	39mm
								344(美浜 2)		
	泊 1/2 号機		パラボリック	42mm	5/8 inch	SUS316CW	有(1個/本)	576	22mm	32mm
	玄海 1号機 伊方 1号機	炉内構造物 取替前	R1	33mm	3/4 inch	SUS347	無	344	29mm	39mm
	玄海 2号機 伊方 2号機	炉内構造物 取替前	パラボリック	35mm	3/4 inch	SUS316CW	無	384	29mm	39mm
3	高浜 1/2 号機		R2	31mm	3/4 inch	SUS316CW	無	544	29mm	38mm
	美浜 3号機	炉内構造物 取替前								
		炉内構造物 取替後	パラボリック	73mm	5/8 inch	SUS316CW	有(1個/本)	392	22mm	30mm
	高浜 3/4 号機 伊方 3号機 川内 1/2 号機		パラボリック	47mm	5/8 inch	SUS316CW	有(1個/本)	612	22mm	35mm
	泊 3号機		パラボリック	73mm	5/8 inch	SUS316CW	有(1個/本)	504	22mm	30mm
4	大飯 1/2 号機		R2	37mm	3/4 inch	SUS316CW	無	640	29mm	38mm
	大飯 3/4 号機 敦賀 2号機 玄海 3/4 号機		パラボリック	64mm	5/8 inch	SUS316CW	有(1個/本)	720	22mm	35mm

(※1) シャンク長さやフォーマ板厚さは位置により異なる場合があるため、代表的な寸法を示す。

(※2) 首下部の応力集中係数は R1 が最も大きく、パラボリックが最も小さい。

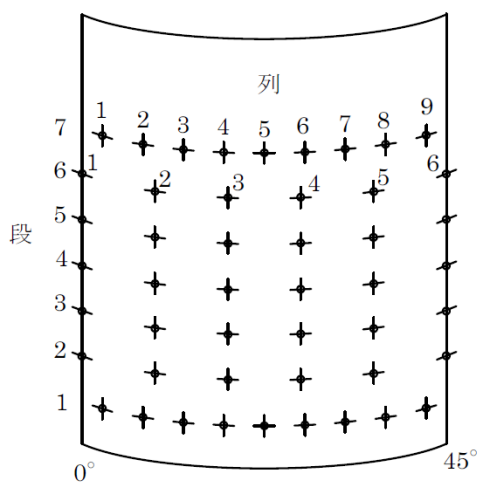
(※3) シャンク長さが長いほど曲げ応力は低減される。

(※4) ボルト冷却孔によりボルト及び周りのフォーマ板の温度が低減される。

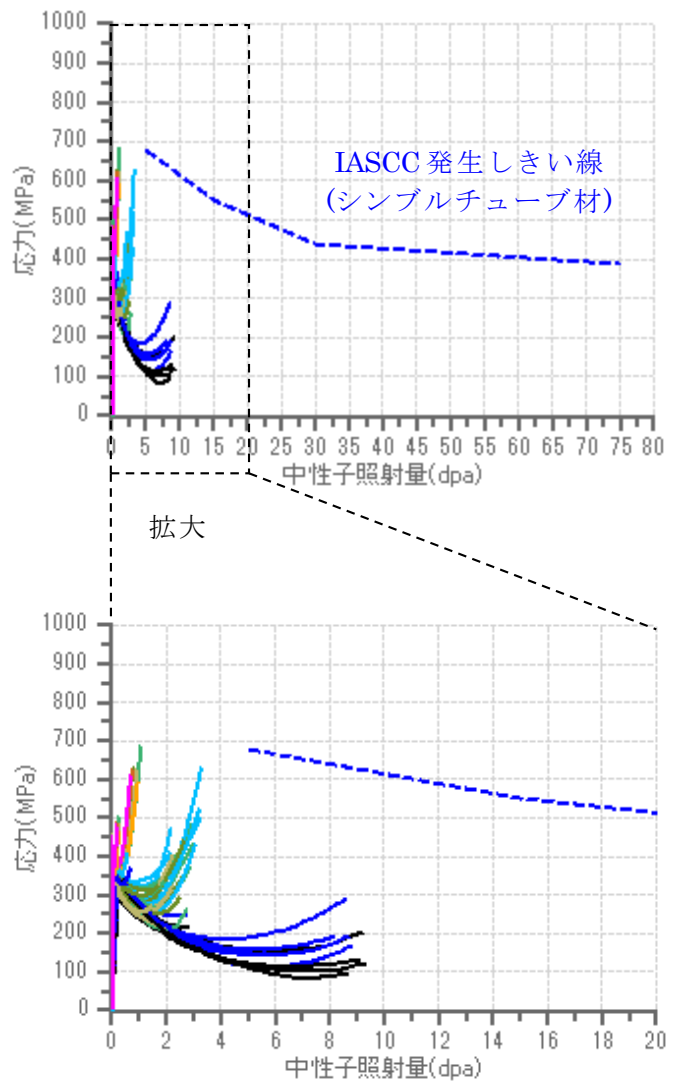
(※5) バツフル板、フォーマ板が薄いほどγ発熱による温度上昇が低減される。

(1) IASCC 損傷評価

付録 C に示す評価手法に基づき，初期型 2 ループプラントのバレルフォーマボルトの IASCC 損傷評価を実施した例を図 G-1 に示す。これは，42 万時間(60 年運転相当)までのバレルフォーマボルト首下部の応力履歴と IASCC 発生しきい線を重ね合わせたものである。本図より，しきい線を超えるボルトはなく，評価期間中に IASCC は発生しないと評価される。



(a) バレルフォーマボルト配置
(1/8領域)



※42万時間までの応力履歴
(42万時間 \div 60年 \times 365日 \times 24時間 \times 稼働率80%)

(b) 全ボルトの応力履歴
(1/8領域)

図 G-1 初期型 2ループの IASCC 損傷評価例

(2) 損傷時の影響評価

初期型 2 ループプラントのフォーマ板は全部で 7 段あり、1 段あたり周方向に 8 枚のフォーマ板（2 種類×4 方向）で構成される。図 G-2 にフォーマ板とバレルフォーマボルトの配置を示す。0°側の小フォーマ板はバレルフォーマボルト 3 本で締結され、45°側の大フォーマ板は 7 本で締結される。0°側のフォーマ板の方が 1 枚あたりの締結ボルト本数が少ないことから、ここでは、0°側のフォーマ板を代表として評価する。

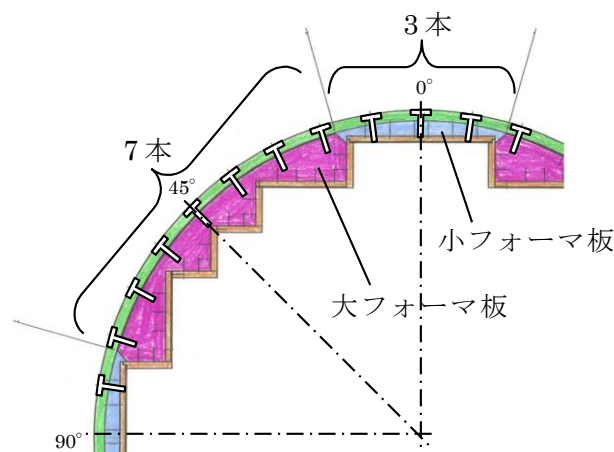


図 G-2 フォーマ板とバレルフォーマボルト配置（初期型 2 ループプラント）
（下から 2～6 段目，最下段，最上段はボルト本数が多い）

(1)項のとおり、バレルフォーマボルトはプラントライフに亘って IASCC 発生の可能性は低いと評価されているが、一部のボルトが損傷した状態を仮定し、残存しているバレルフォーマボルトが地震又は配管破断時に破断しないことを確認する。なお、バレルフォーマボルトは 1 プラント当たり 300～700 本程度あり、全ての損傷パターンに対する評価を実施するのは現実的でないため、厳しい条件として、照射量の比較的低い最上段，最下段のフォーマ板に 2 本ずつ合計 4 本のボルトが残存し、下から 2～6 段目のボルトが全て損傷したパターンを想定する（図 G-3）。

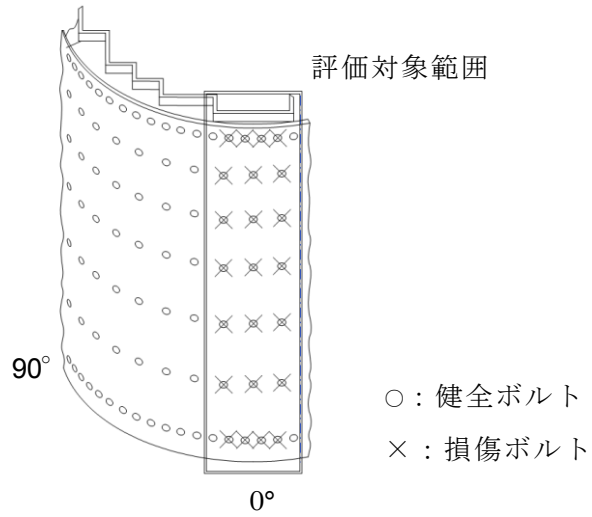


図 G-3 想定する損傷ボルトパターン

ここで、地震又は配管破断時にバレルフォーマボルトに作用する荷重は、以下の 3 種類を考慮する (図 G-4)。

- ① バッフル板内外差圧による荷重
- ② バッフルが加速されることにより発生する荷重 (慣性力)
- ③ フォーマ板が加速されることにより発生する荷重 (慣性力)

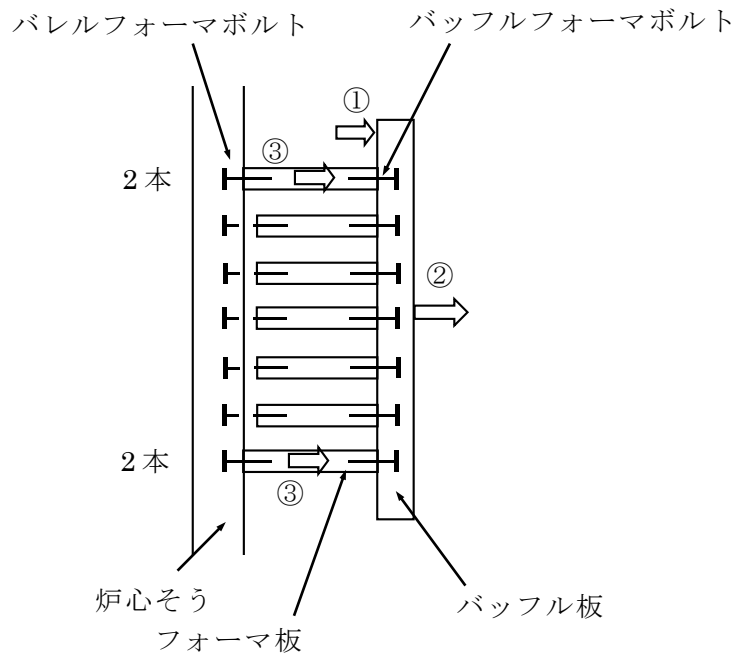


図 G-4 地震又は配管破断時の荷重

①, ②, ③それぞれの算出結果, 並びにバレルフォーマボルトの応力を表 G-2 に示す。バレルフォーマボルト 1 本あたりに発生する応力は 49.6MPa であり, 許容値 404MPa に対して十分小さい。このことから, 仮にバレルフォーマボルト損傷を想定しても地震又は配管破断時において残存するバレルフォーマボルトは破断しないことが確認された。

表 G-2 地震時, 配管破断時の荷重, 応力評価結果

項目	地震時	配管破断時
①バッフル板内外差圧による荷重	15,509[N]	15,509[N]
②バッフル板が加速されることにより発生する荷重 (慣性力)	23,264[N]	15,509[N]
③フォーマ板が加速されることにより発生する荷重 (慣性力)	388[N]	1,704[N]
残存バレルフォーマボルト 4 本に作用する荷重	39,161[N]	32,722[N]
残存バレルフォーマボルト 1 本に発生する応力	49.6[MPa]	41.5[MPa]
許容値	404[MPa]	

※初期型 2ループのバレルフォーマボルトのシャンク径 : $\phi 15.8\text{mm}$, 材料 : 347 ステンレス鋼

※本評価は S₂地震時における評価例であるが, 許容値に対して十分余裕のある結果であることから, S_s地震時における評価を実施しても残存ボルトの応力が許容値を上回ることは無いと考えられる。

付録H 炉心そうの IASCC 損傷評価及び仮想亀裂の安定性評価

炉心そうは、炉内構造物の中でも強度上特に重要な炉心支持構造物に分類され、304 ステンレス鋼製、板厚 50～60mm の円筒状の構造物である。平板を曲げて円筒を形成した溶接構造物であり、周方向、軸方向に複数の溶接線がある（図 H-1）。国内プラントにおける溶接方法を表 H-1 に示す。

炉心そうは、炉心支持機能に加え、原子炉容器入口ノズルから流入した冷却水を原子炉容器下部に導く流れ（ダウンカマ）、並びに燃料領域を上昇する冷却水流れを形成しており、冷却水流路の維持機能を有する。

バッフル構造のうち燃料領域側に配置されているバッフルフォーマボルトに比べて炉心そうの中性子束は低いが、炉心領域高さに位置している溶接部は炉内構造物の中では比較的中性子束が高い箇所であり、溶接残留応力による引張応力が生じている。このため、ここではサブマージ溶接部を例として、炉心そう溶接部の IASCC 損傷評価、並びに仮に亀裂が発生した場合の亀裂安定性評価を実施する。

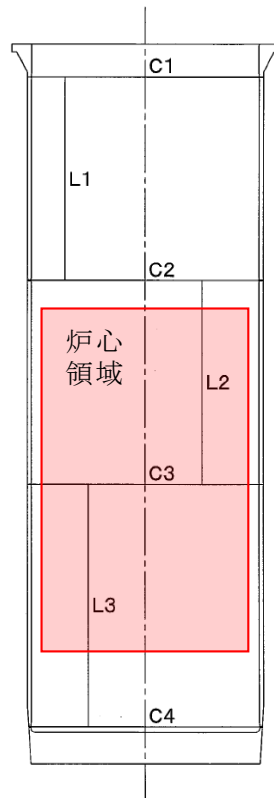


図 H-1 炉心そう溶接線

表 H-1 炉心そのの溶接方法

ループ数	プラント名	溶接方法 ^{※1}
2	美浜 1/2 号機	TIG
	泊 1/2 号機 玄海 1/2 号機 ^{※2} 伊方 1/2 号機 ^{※2}	電子ビーム
	高浜 1 号機	TIG
3	高浜 2 号機 美浜 3 号機 川内 1 号機	サブマージ
	川内 2 号機 高浜 3/4 号機	自動 TIG
	伊方 3 号機 泊 3 号機 美浜 3 号機 ^{※2}	電子ビーム
	大飯 1/2 号機	TIG
4	敦賀 2 号機	自動 TIG
	大飯 3/4 号機 玄海 3/4 号機	電子ビーム

※1:最も中性子束の高い炉心領域高さの周方向溶接線について整理した。

※2:炉内構造物取替後の炉心そのの溶接法を記載した。

(1) IASCC 損傷評価手法

(a) IASCC 発生しきい線

IASCC 損傷評価は、付録 C に示す IASCC 発生しきい線を用いて行う。なお、炉心その材料は 304 ステンレス鋼（及び溶接金属）であり、IASCC 発生しきい線のベースとなった定荷重 SCC 試験の試験片（316CW ステンレス鋼）とは異なるが、IASCC 発生応力は 316CW ステンレス鋼と大きくは変わらないと仮定し、付録 C に示す IASCC 発生しきい線を用いた評価を実施する。なお、今後の研究知見の拡充や技術的検討により得られた成果を適宜本ガイドラインに反映していくこととする。

(b) 応力履歴評価方法例

IASCC 発生しきい線を用いて IASCC 損傷評価を行うため、プラント運転中の炉心その溶接部の応力履歴を算出する。例えば、以下に示すような一連の解析を実施し、実機の使用環境を考慮して炉心その溶接部の応力履歴を評価する。評価の流れの例を図 H-2 に示す。

▶放射線解析

放射線解析により炉心その中性子束及び γ 発熱量を算出する。

▶CFD 解析

放射線解析で算出した γ 発熱を考慮し、フォーマ領域冷却水の流速、炉心その表面の熱伝達率及び流体温度を CFD 解析により算出する。

▶熱伝導解析

放射線解析で求めた γ 発熱量、CFD 解析により求めた炉心その表面の熱伝達率及び冷却水温度を入力条件とした熱伝導解析を実施し、炉心その温度分布を算出する。

▶溶接残留応力解析

溶接時の入熱、材料の溶融等を模擬した非定常熱伝導解析及び溶接残留応力解析を実施し、炉心その溶接部の残留応力を算出する。

▶構造解析

溶接残留応力解析で用いたモデルに対して、放射線解析で求めた中性子束並びに熱伝導解析で得られた構造物温度を設定し、照射効果を考慮した FEM 構造解析を実施する。照射効果として考慮する照射下クリープの変形挙動は、照射材料を用いた試験により取得したデータを基に定式化して用いる。

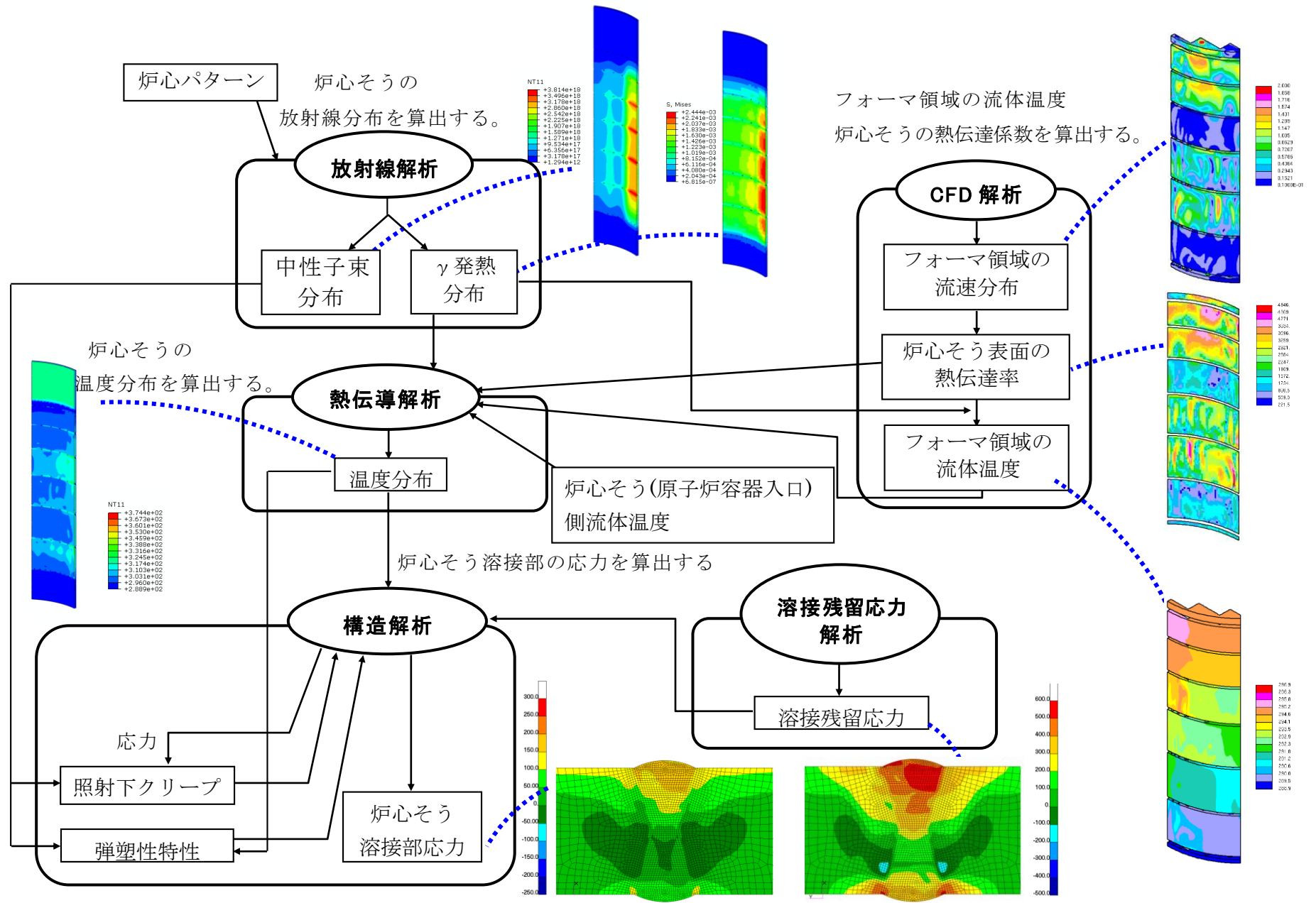


図 H-2 炉心その溶接部の応力履歴評価の流れ (例)

(2) IASCC 損傷評価

ここでは、(1)項に示す評価手法を用いて、サブマージ溶接部の IASCC 損傷評価を実施した例を示す。なお、国内プラントの炉心そう製作に適用実績のある溶接方法（サブマージ溶接，TIG 溶接，自動 TIG 溶接，電子ビーム溶接）のうち，サブマージ溶接の溶接入熱量が最も大きいと考えられる。

(a) 溶接残留応力解析

サブマージ溶接部の残留応力を算出するため，溶接残留応力解析を実施する。なお，残留応力解析は平成 13 年から 7 年間に亘って実施された JNES「複雑形状部機器配管健全性実証」事業にて妥当性検証を行った手法と同様の手法で実施する^[86, 87]。

解析モデルを図 H-3 に，解析結果を図 H-4 に示す。

外面 (RV 側)

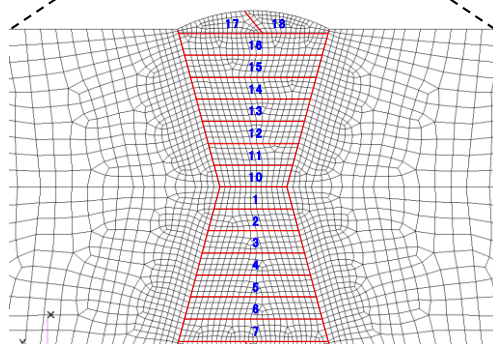
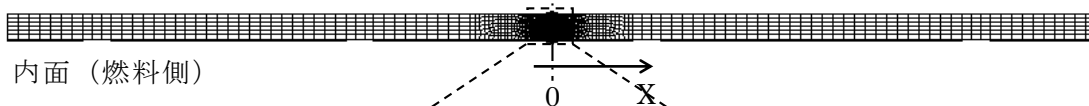


図 H-3 解析モデル

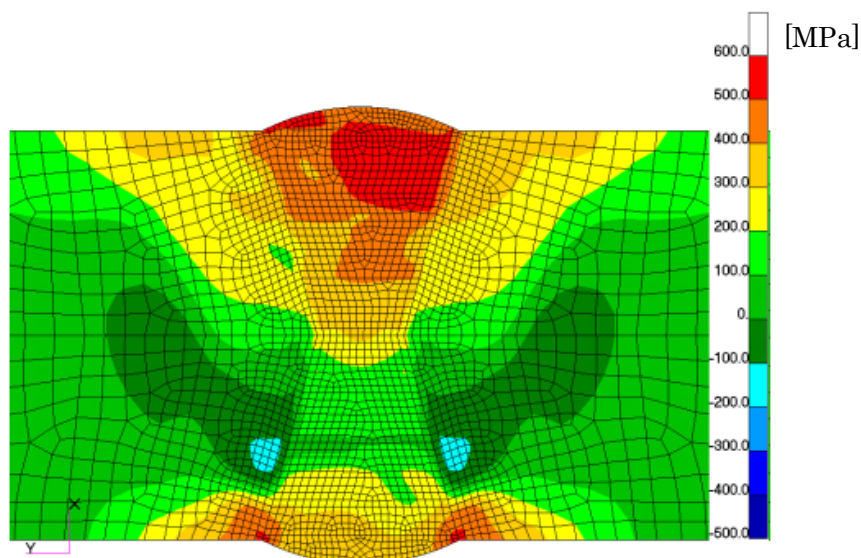
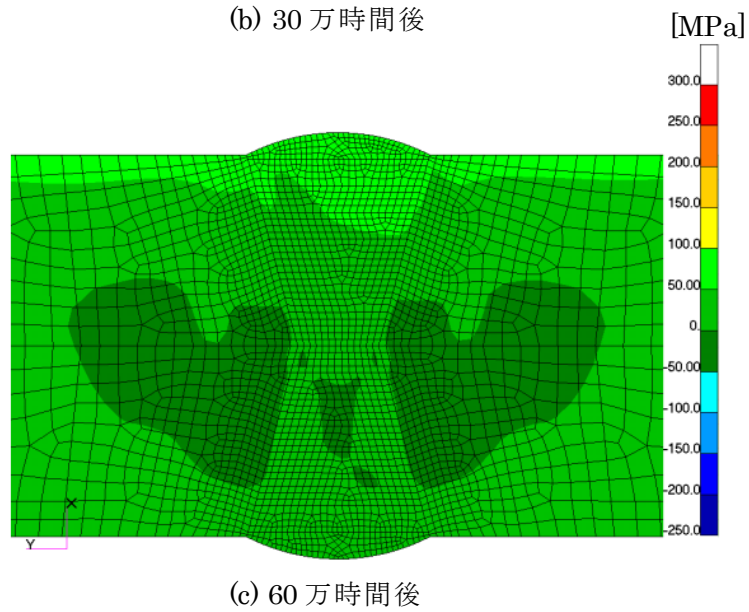
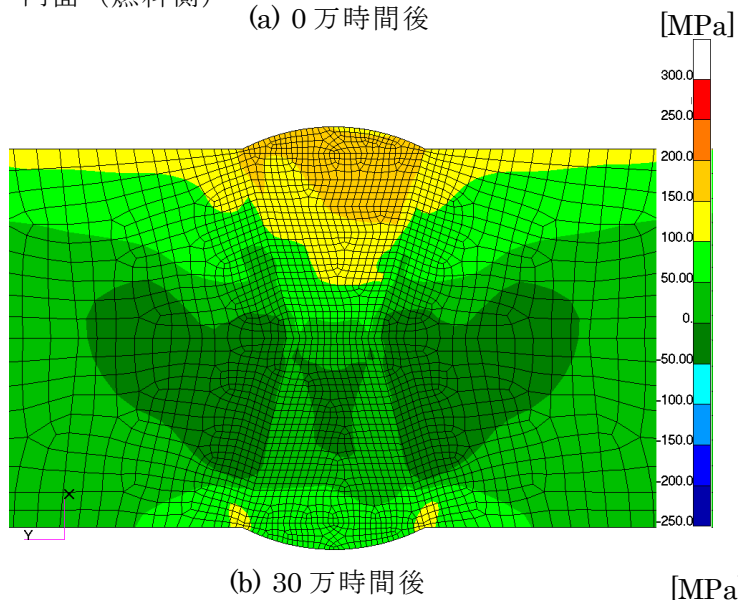
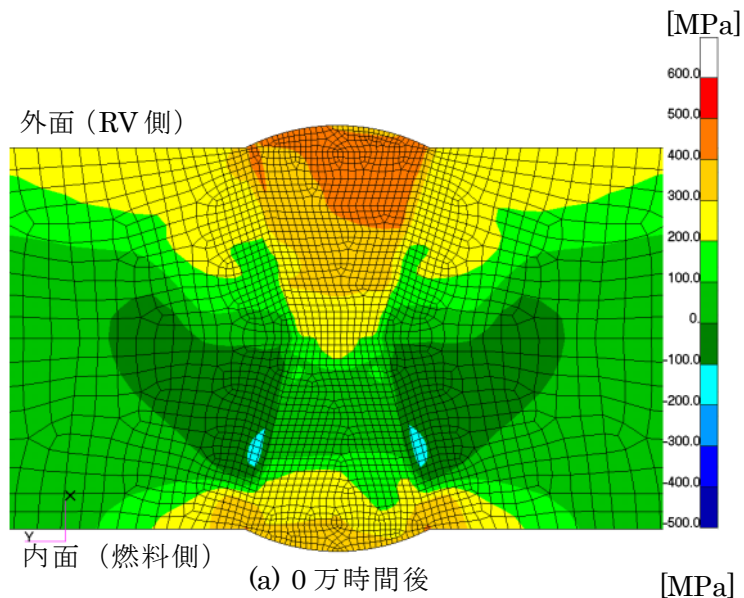


図 H-4 残留応力解析結果
(最大主応力)

(b) 照射効果を考慮した構造解析

(a)項の解析モデルに運転中の中性子束分布, 温度分布及び機械荷重(炉心そう内外差圧, 自重)を入力し, 照射下クリープを考慮した構造解析を実施する。照射下クリープによる変形挙動は照射材料を用いた試験で取得したデータを基に定式化したものを用いる。なお, スウェリングは炉心そうの中性子束及び温度が低く, 十分に小さいと考えられるため考慮しない。評価結果を図 H-5 に示す。

この結果より, 運転時間の経過に伴って照射下クリープの影響で応力が減少し続けることが分かる。



※(a)のみコンターレンジが異なる

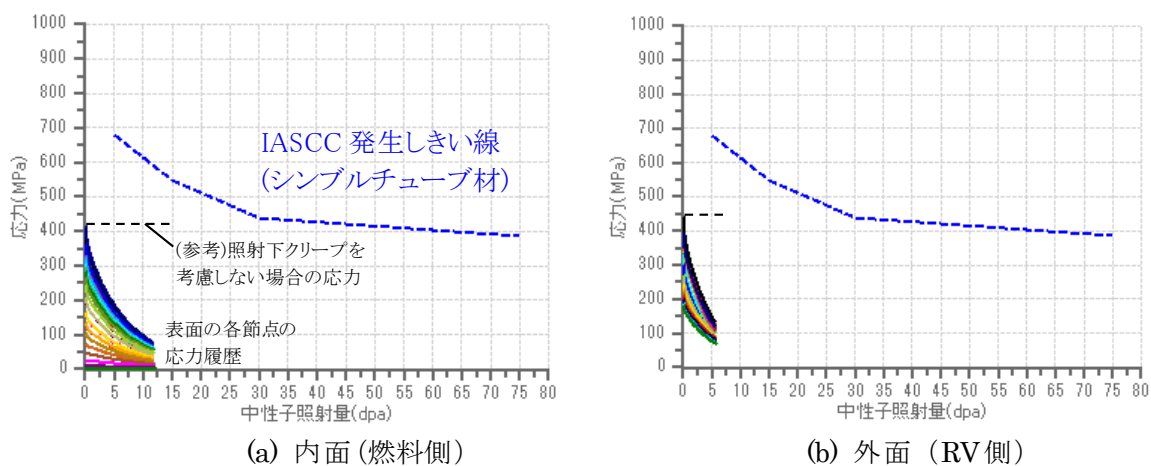
図 H-5 照射効果を考慮した構造解析結果
(最大主応力)

(c) IASCC 損傷評価

(b)項で得られた応力解析結果から、炉心そう溶接部近傍表面の応力を抽出し、IASCC 発生しきい線を重ね合わせたものを図 H-6 に示す。応力抽出節点を同図下部に示す。当該部の応力は照射下クリープの影響で運転開始直後より減少し続け、IASCC 発生しきい線に対して十分に低いレベルとなっている。

なお、参考のために保守的に照射下クリープを考慮しない場合の応力を同図に破線で示す。これより、保守的に照射下クリープを考慮しない場合でも応力は IASCC 発生しきい線よりも低く、IASCC が発生する可能性は低いと評価される。

前述のとおり、本評価に用いた IASCC 発生しきい線は 316CW ステンレス鋼材の試験データより設定されたものであるが、運転開始直後より応力が減少し続けること、IASCC 発生しきい線に対して十分な余裕があることから当該部位に IASCC が発生する可能性は低いと考えられる。



※42 万時間までの応力履歴
 (42 万時間 ≒ 60 年 × 365 日 × 24 時間 × 稼働率 80%)

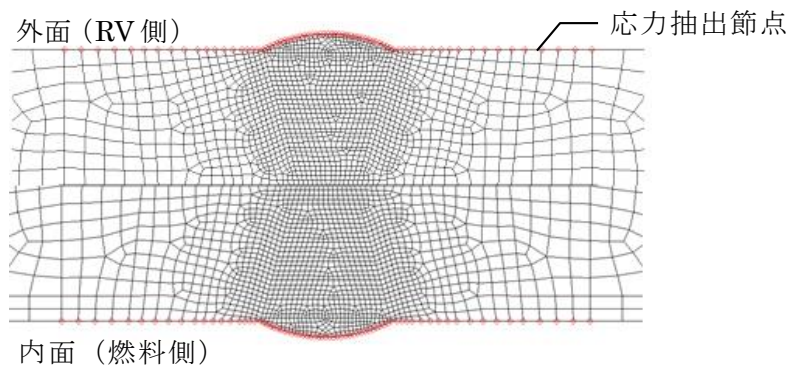


図 H-6 炉心そうサブマージ溶接部の IASCC 損傷評価結果例

(3) 仮想亀裂に対する安定性評価

(2)項の IASCC 損傷評価結果及びこれまでの運転経験から炉心そう溶接部に IASCC による亀裂が発生する可能性は低いと考えられるが、ここでは仮に亀裂が発生した場合の亀裂の安定性評価を行う。なお、評価対象は IASCC 損傷評価と同じくサブマージ溶接部とする。

評価内容は、通常運転時における仮想亀裂の安定性評価、並びに地震時における不安定破壊評価である。評価に用いる仮想亀裂の形状を図 H-7 に示す。

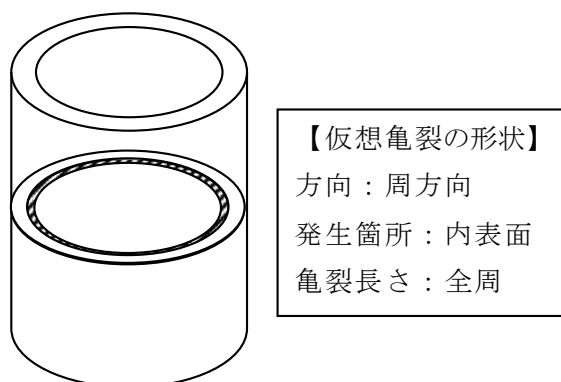


図 H-7 仮想亀裂の形状

仮想亀裂の方向は、本ガイドラインの対象である周溶接線に沿う周方向亀裂とする。亀裂の発生箇所は接液部である表面とし、中性子束の高い内面側とする。亀裂長さは安全側に全周とする。

(a) 通常運転時の亀裂安定性評価

■評価条件

炉心そうサブマージ溶接部の残留応力解析用の FEM 解析モデル (図 H-3) に仮想亀裂を導入し、各亀裂深さに対する亀裂先端の応力拡大係数 K を FEM により評価する。溶接部の応力条件として、溶接残留応力、運転時の機械的応力(自重、差圧)、熱応力及び照射下クリープによる応力緩和を考慮する。ここでは、運転開始後 20 万時間後の照射下クリープを考慮した応力分布を例として用いる。

■評価結果

解析で得られた亀裂深さと応力拡大係数の関係を図 H-8 に示す。亀裂深さ/板厚 (a/t) が 0 から大きくなるにつれて応力拡大係数も増大するが、a/t=0.15 で最大の $13.9\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となったあと減少に転じ、亀裂深さ a/t=0.275 で応力拡大係数 K=0 となる。これは、板厚内部は表面の引張残留応力とバランスして圧縮応力となるためである。亀裂は応力拡大係数が 0 になるとそれ以上進展しないと考えられるため、仮に亀裂が発生しても、貫通に至る前に進展が停止すると判断できる。

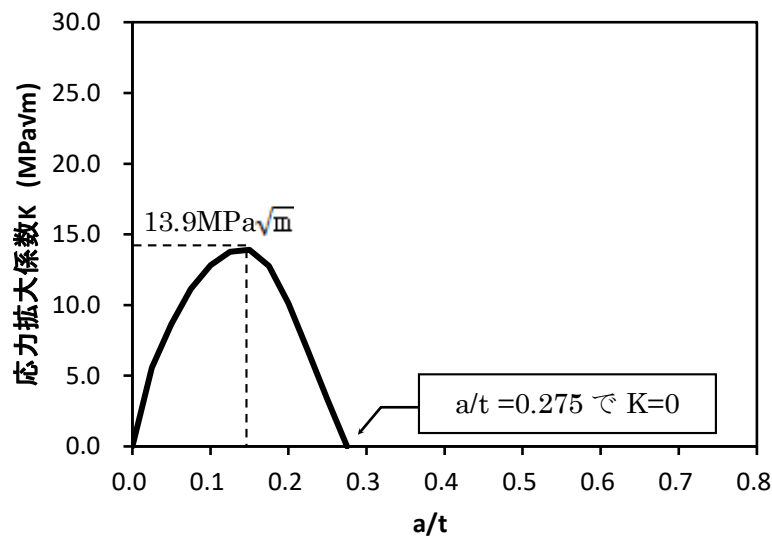


図 H-8 亀裂深さと応力拡大係数 K の関係

(b) 地震時の不安定破壊評価

■評価条件

炉心そう溶接部に亀裂が存在する状態で地震が発生しても不安定破壊が生じないことを確認する。すなわち、通常運転時の応力拡大係数の最大値 ($K=13.9\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) に地震荷重による応力拡大係数を足し合わせ、破壊靱性値 K_{IC} を超えないことを確認する。

地震荷重のみが作用する場合の応力拡大係数は、次式で求める。

円筒内表面全周亀裂の応力拡大係数計算式：

(日本機械学会 維持規格 2012 年版より^[88])

$$K = \left[\left\{ \sigma_m + \sigma_p \right\} M_m + \sigma_b M_b + \sigma_{bg} G_{bg} \right] \sqrt{\pi a}$$

- K : 応力拡大係数
- σ_m : 膜応力
- σ_p : 外圧

σ_b : 曲げ応力
 σ_{bg} : 断面曲げ応力
 M_m : $=G_0$
 M_b : $=G_0 \cdot 2(a/t)G_1$
 a : 亀裂深さ
 t : 板厚
 G_0 : 板厚, 亀裂深さにより決まる係数
 G_1 : 板厚, 亀裂深さにより決まる係数
 G_{bg} : 板厚, 亀裂深さにより決まる係数

なお, 亀裂深さは応力拡大係数が最大となる $a/t=0.15$ とする。また, 地震時に発生する応力及び炉心さう板厚 t はサブマージ溶接適用プラントを例として参照する。応力拡大係数の計算条件を表 H-2 に示す。

表 H-2 応力拡大係数計算条件

項目	値
板厚 t	51.6 mm
亀裂深さ a	7.74 mm (= 0.15 t)
係数 G_0	1.24
係数 G_1	0.73
係数 G_{bg}	1.20
膜応力 σ_m	7.2MPa
断面曲げ応力 σ_{bg}	21.1MPa

※曲げ応力 σ_b , 外圧 σ_p は 0 とする

破壊靱性値 K_{Ic} は, (財)発電設備技術検査協会 (JAPEIC: Japan Power Engineering and Inspection Corporation) 「プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書 総合評価」(平成 8 年度) ^[89] で得られた照射ステンレス鋼の J_{Ic} ($= 14 \text{kJ/m}^2$) から次式のとおり換算する (小数点以下を切り捨てて破壊靱性値は, $K_{Ic}=51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)。

$$K_{Ic} = \sqrt{\frac{E}{(1-\nu^2)}} \times J_{Ic} = 51.6[\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

E : 縦弾性係数 ($= 173\text{GPa}$, 350°C)

ν : ポアソン比 ($= 0.3$)

J_{Ic} : 弾塑性破壊靱性(最下限値)($= 14 \text{kJ/m}^2$, 350°C)

■ 評価結果

上記の条件より、地震荷重のみが作用する場合の応力拡大係数は以下のとおり計算される。

$$K = \left[\left\{ \sigma_m + \sigma_p \right\} M_m + \sigma_b M_b + \sigma_{bg} G_{bg} \right] \sqrt{\pi a}$$
$$\doteq 5.4 [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

運転時の応力拡大係数の最大値（ $13.9\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ ）と足し合わせると、地震時に想定される応力拡大係数の最大値は以下のとおり。

$$K = 13.9 + 5.4 = 19.3 [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$$

これは、破壊靱性値 $K_{Ic}=51\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ に比べて十分に小さいことから、炉心そう溶接部に亀裂が存在する状態で地震が起きた場合でも不安定破壊は生じないと判断される。

(4) まとめ

サブマージ溶接部を例に IASCC 損傷評価を実施した結果、プラントライフに亘って IASCC は発生しないとの評価が得られた。また、仮に亀裂が発生した場合を想定し、運転時における仮想亀裂の安定性評価を行った結果、亀裂は貫通することなく、板厚内で停止することを確認した。加えて、溶接部に亀裂が存在する状態で地震が発生しても不安定破壊は生じないことを確認した。

PWR プラントにおけるオーステナイト系ステンレス鋼の IASCC の知見

目次

1. 緒言	参 1-2
2. バッフルフォーマボルトの IASCC 損傷事例	参 1-4
2.1 Bugey2号機を初めとするフランスの損傷事例.....	参 1-4
2.2 バッフルフォーマボルト損傷の特徴	参 1-5
2.3 バッフルフォーマボルト損傷への対応	参 1-5
2.4 米国プラントにおけるバッフルフォーマボルト損傷事例.....	参 1-6
2.5 国内外の最近の運転経験.....	参 1-6
3. 中性子照射に伴うオーステナイト系ステンレス鋼の材質変化.....	参 1-7
3.1 微視的な金属組織の変化.....	参 1-8
3.2 機械的特性の変化.....	参 1-14
4. PWR 環境での IASCC に関する研究状況.....	参 1-17
4.1 照射に伴う材質変化	参 1-17
4.2 IASCC感受性	参 1-19
4.3 IASCCの発生	参 1-20
(1) 応力の影響.....	参 1-20
(2) 水質の影響.....	参 1-24
(3) 温度の影響.....	参 1-24
4.4 IASCCの破壊モード及び転位チャネリングによる変形特性.....	参 1-25
(1) 破壊モード.....	参 1-25
(2) 転位チャネリングによる変形特性.....	参 1-25
4.5 照射変形.....	参 1-26
(1) スウェリング	参 1-26
(2) 照射下クリープ	参 1-28
4.6 IASCC損傷評価	参 1-29
(1) しきい値モデル	参 1-29
(2) IASCC 発生しきい線と寿命評価	参 1-30
4.7 耐IASCC性に優れる材料開発.....	参 1-34
5. PWR 環境での IASCC メカニズム	参 1-36
6. まとめ.....	参 1-40

1. 緒言

沸騰水型原子力発電所（BWR：Boiling Water Reactor）のような非脱気の高温純水中では、鋭敏化されたオーステナイト系ステンレス鋼において粒界型の応力腐食割れ（SCC：Stress Corrosion Cracking）を生じることがよく知られている。BWRでは、炉心等に使用されている中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼において、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に伴う損傷を経験しており、1980年代から多くの研究が進められている〔4, 5〕。

BWRでは、1970年代から中性子源ホルダーや中性子計装管、1980年代以降には制御棒にもIASCCと見なされる損傷が発見されている〔6〕。国内でも制御棒の動作不良が発生し、サンプル試験片を調査した結果、316Lステンレス鋼製ブレード上部付近に粒界割れが認められており、この損傷は、製造工程において局部的に残留応力や加工歪が生じたことから照射量の高いブレード上部にIASCCが発生したと推定されている〔7, 8〕。さらに、2006年には、ハフニウム板型制御棒の316ステンレス鋼のシースに微小なひびが発生しており、これも原因はIASCCと推定されている〔9〕。

ただし、最初にIASCCとして明確に報告されたものは、1987年の英国の蒸気発生重水炉（SGHWR：Steam Generation Heavy Water Reactor）の燃料アセンブリを構成する部材（20%Cr-25%Ni-Nbステンレス鋼）の損傷と言われている〔10〕。これらの部材の損傷は、中性子照射による部材の結晶粒界近傍での元素偏析、放射線による水分解とともに燃料のスウェリングにより高応力が加わってSCCが発生したものと考えられている。

一方、加圧水型原子力発電所（PWR：Pressurized Water Reactor）の一次系の環境のように、溶存水素を含み脱気された高温水中では、腐食電位も低く当初SCCは生じないと言われてきた。しかし、PWRでも、1988年のフランスでの損傷事例〔11〕を始め、約 10^{21}n/cm^2 （ $E > 0.1\text{MeV}$ ）〔≒約1dpa〕程度の中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルト（BFB：Baffle Former Bolt）で粒界割れを生じることが海外で明らかとなっている。

国内PWRにおける炉内構造物を図1-1〔2, 12〕に示す。このうち、燃料領域を形成している部位がバッフル構造であり、バッフルフォーマボルトは、バッフル構造を形成する部品として位置づけられるものである。バッフル構造の機能は、炉心領域の形成並びに一次冷却材の流路を形成するものであり、バッフル構造は、バッフル板を複数のバッフルフォーマボルトでフォーマ板に固定し、これを複数のバレルフォーマボルトで炉心そうに固定することで形成されている。このバッフルフォーマボルトは、これらバッフル構造の機能を1本単独ではなく多くの本数で維持しており、1プラント当たりの総数は600～1,100本程度のボルトが使用されている。すなわちバッフルフォーマボルトは、多くの本数でバッフル構造を形成していることから、複数のボルトに割れが発生しても、即バッフル構造の機能喪失には至らない。

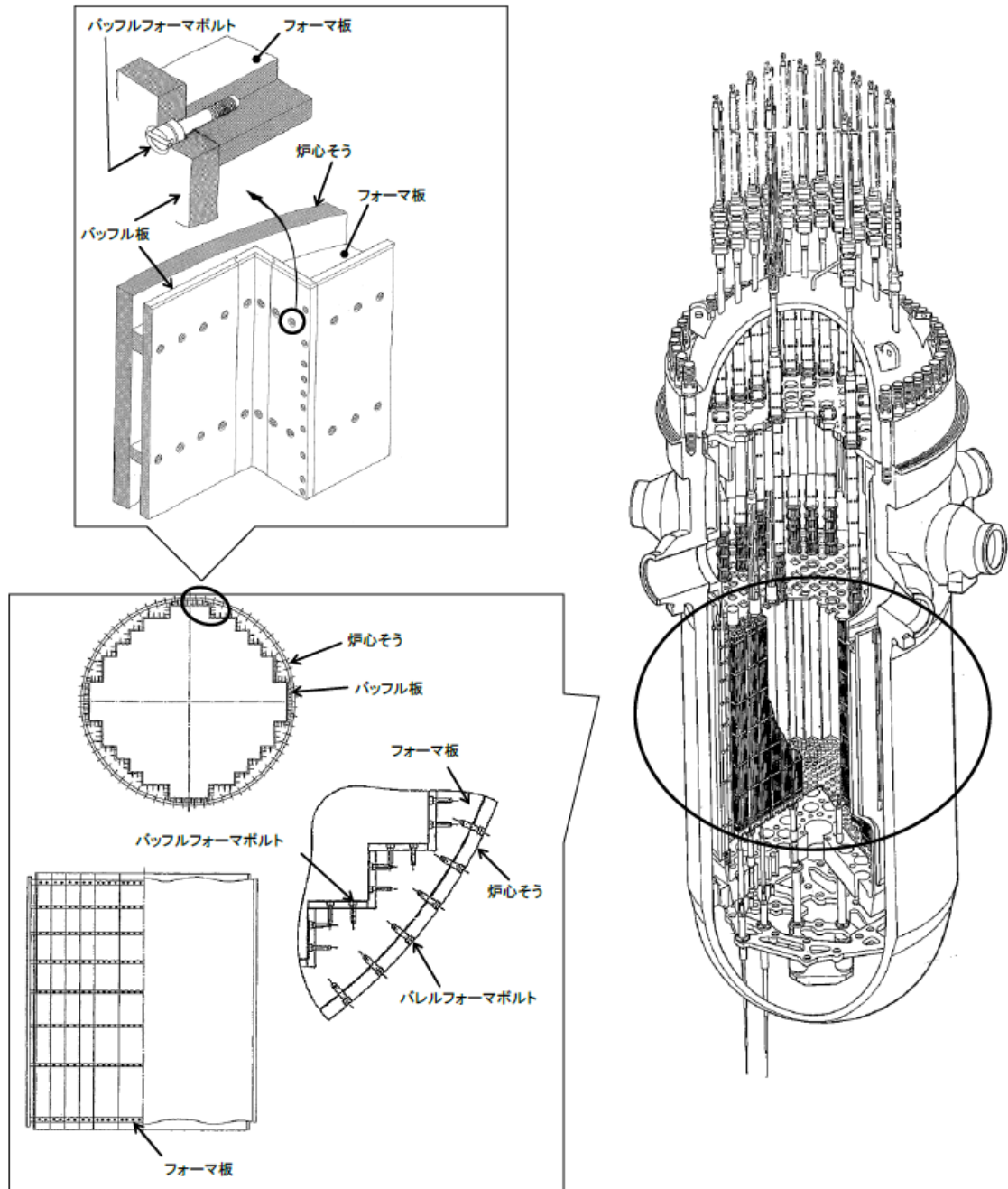


図 1-1 国内 PWR プラントの炉内構造物^[2, 12]

2. バッフルフォーマボルトの IASCC 損傷事例

2.1 Bugey2 号機を初めとするフランスの損傷事例

PWR では、1988 年のフランスのブジェー (Bugey) 2 号機において、炉内構造物用の 316 CW ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトの一部に図 2-1^[11] に示すような粒界割れによる損傷が初めて報告されている。

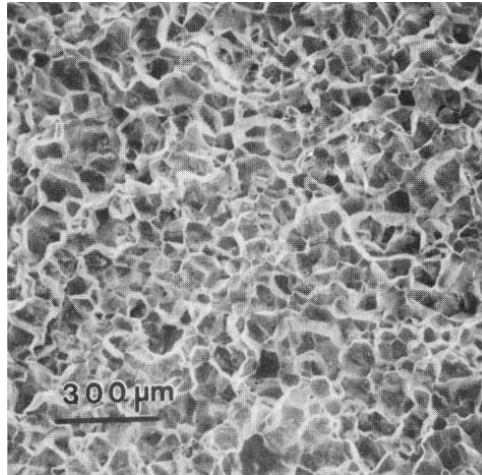


図 2-1 仏国 Bugey 2 号機のバッフルフォーマボルトの割れ破面の SEM 観察結果^[11]

また、フランスでのバッフルフォーマボルトの割れ損傷事象については、図 2-2^[13] に示すように一部のプラントで年々増加しており、フランス電力庁 (EDF: *Électricité de France*) が運転している最初の 900MWe 級 PWR (CP0 型: フランス初期型の PWR プラントの炉型) に限定されており、その他の 900MWe 級 PWR (CPY 型: CP0 型の次の PWR プラントの炉型 (CP1, CP2)) や 1,300MWe 級 PWR (P4 型) では割れは報告されていない。上記 2 つの炉型では、ボルトの設計、ボルトの材料、運転条件、原子炉冷却材の流動経路が異なっている。バッフルフォーマボルトの割れが多数認められたのは、フェッセンハイム (Fessenheim) 2 号機とブジェー (Bugey) 2 号機であり、いずれも CP0 型である。各プラントのバッフルフォーマボルトの全数 (960 本) を対象に超音波を用いた検査が行われ、ブジェー 2 号機から取り出した 5 本のボルトについて詳細な調査が行われた結果、割れは中性子照射量と照射温度の高い領域のボルトで発生し、さらに機械的な負荷応力が最も高いところでも多く発生していることが報告されている^[14]。

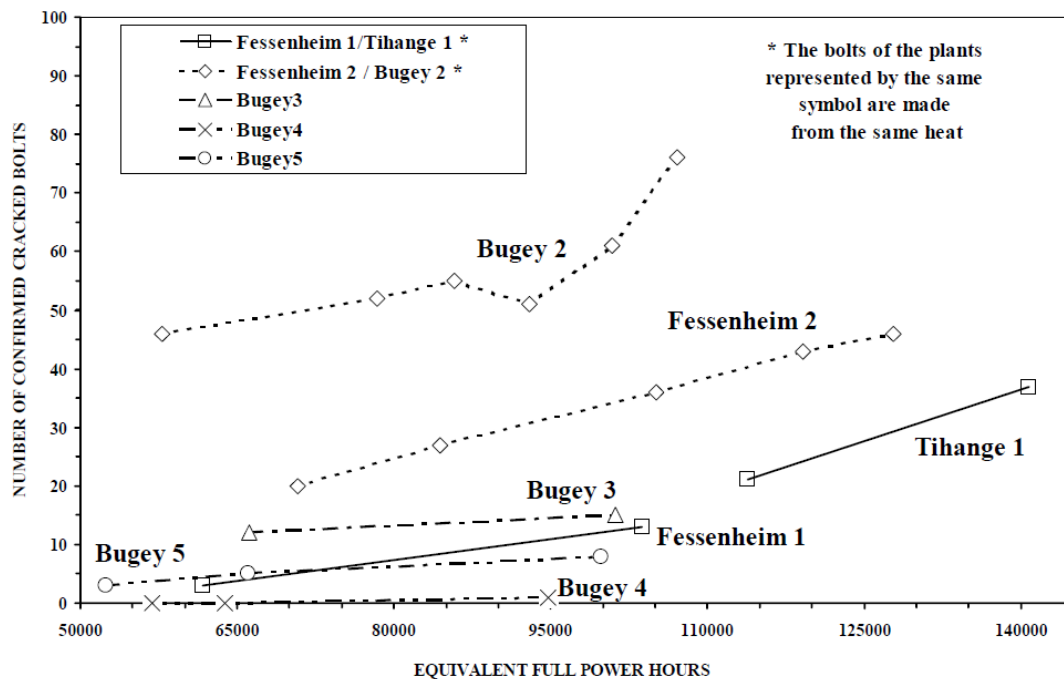


図2-2 CP0型PWRプラントのバッフルフォーマボルト検査での欠陥検出結果^[13]

2.2 バッフルフォーマボルト損傷の特徴

バッフルフォーマボルト損傷は、上記のフランスのフェッセンハイムやブジェー以外にも、ベルギー、米国及び韓国でも報告されている。そのバッフルフォーマボルト損傷の特徴は、以下のとおりである。

- ① 負荷応力が高くなるボルト首下付近で顕著に割れが認められる。
- ② 高温水に接液しているボルト表層から割れが発生する。
- ③ 当該ボルトは、高温水中環境にあったと推定される。
- ④ 破面に粒界割れが認められる。
- ⑤ 当該ボルトには、大きな塑性変形は認められていない。

2.3 バッフルフォーマボルト損傷への対応

海外では、バッフルフォーマボルトが損傷した場合においては、損傷ボルトを残したままの運転継続や、必要に応じ一部又は全数の新品ボルトへの取替等の対応がとられている。一方、日本国内では、バッフルフォーマボルトの損傷事例の報告はないが、海外での損傷事例を踏まえて平成元年頃から IASCC に対する研究が盛んに行われており、予防保全のための対策として、2種類の工法が実施されている。1つ目の対策は、バッフルフォーマボルトのみを取替える工事である。国内の一部のプラントでは、347 ステンレス鋼製のバッフル

フォーマボルトの全数が 316CW ステンレス鋼製の新品のボルトに取り替えられている。2 つ目の対策は、炉内構造物全体を取替える工事（CIR：Core Internal Replacement）である^{〔1, 15〕}。国内の 4 つの PWR プラントにおいては、バッフルフォーマボルトを含めた下部炉内構造物と上部炉内構造物が一緒に取り替えられている。

2.4 米国プラントにおけるバッフルフォーマボルト損傷事例

2016 年以降に米国 Indian Point 2 号機, Salem 1 号機等において、それぞれ過去の損傷実績を大幅に上回る 200 本前後のバッフルフォーマボルトに UT 指示が確認された。これらのプラントは、いずれもダウンフロー設計、347 ステンレス鋼製バッフルフォーマボルトの 4 ループプラントである^{〔90-93〕}。

ダウンフロー設計は、一般にアップフロー設計に比べてバッフル板炉心側領域と背面側領域の圧力差が高い。この圧力差によりバッフル板全体を炉心側に押す方向の荷重が生じ、バッフルフォーマボルトに作用する荷重もダウンフロー設計の方がより高くなる。国内プラントにも過去にダウンフロー設計のプラントがあったが、これらは全てアップフロー設計に変更されており、現在国内プラントは全てアップフロー設計である。

347 ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトは初期型のプラントで使用されており、その後主流となった 316CW ステンレス鋼製のボルトに比べて首下部の R が小さい等、応力の観点で厳しい設計である。国内のプラントにも過去に 347 ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトを使用していたプラントがあったが、その後取替えられ、現在全国内プラントでは、首下 R を大きくする等の対策がとられた、316CW ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトが使用されている。

国内プラントはこれら米国プラントと設計仕様が異なっており、バッフルフォーマボルト損傷の観点で比較的穏やかな条件にあると考えられる。また、国内においては、従前より本ガイドラインに基づき、各プラントの設計仕様（ボルトやバッフル構造の仕様）に応じた評価・点検が行われていることから、本事象を受けて直ちにバッフルフォーマボルトに対する点検を強化する必要性は低いと考えられる。

2.5 国内外の最近の運転経験

国内においては、ガイドライン第 3 版以降、点検事例が報告されていない。

海外においては、ガイドライン第 3 版以降、米国で 19 件の点検事例が報告されており、うち 15 件で UT 指示が報告されている。^{〔110-112〕}

3. 中性子照射に伴うオーステナイト系ステンレス鋼の材質変化

金属材料が中性子照射を受けると、図 3-1 に示すように、結晶中の原子が正規の格子配列からはじき出されて格子間原子 (Interstitial Atom) と原子空孔 (Vacancy) が形成される^[2]。照射によって材料の結晶中に入射した中性子は、結晶を構成する結晶格子の原子と衝突する。その際、格子原子に付与されるエネルギーが、はじき出しエネルギーと呼ばれるしきい値を越えると、原子はその占める格子点からはじき出されることになる。この現象をはじき出しと呼び、中性子照射によって直接はじき出された原子は 1 次はじき出し原子 (PKA : Primary Knock-on Atom) と呼ばれている。ここで、はじき出された原子が格子間位置にとどまると、結晶中に一对の空格子点と格子間原子が生成したことになる。このような格子間原子と空格子点の対をフレンケル対 (Frenkel Pair) と呼び、これらの格子欠陥は点欠陥と呼ばれている。

格子配列中に過剰に形成された点欠陥は、照射温度が高い ($0.2 \sim 0.55T_m$ (T_m は融点温度)) と原子の熱振動の影響を受けて結晶中を動き回るために、照射前から存在している格子欠陥 (転位, 粒界等) や金属の表面へ移動して消滅するほか、不完全転位 (Imperfect Dislocation) や転位ループ (Dislocation Loop), 積層欠陥四面体 (Stacking Fault Tetrahedron) やボイド (Void) 等の点欠陥集合体 (Point Defect Cluster) を形成する。以上のような高いエネルギー粒子による連鎖衝突で生じる現象がカスケード損傷 (Cascade Damage) と呼ばれている。

原子炉材料の中性子照射損傷を評価する場合、はじき出しの量を基に議論することが好ましい。はじき出し損傷量は dpa (displacement per atom) という単位で評価されている。この dpa は、材料に中性子が衝突した際にその材料の原子が 1 個当たり何回はじき出されたかという数値を示す。従来、原子力炉材料の中性子照射量の単位には、フルーエンス n/cm^2 が用いられていたが、他の放射線との照射効果を比較するために、共通化の観点で材料が受ける損傷量を測る単位として dpa が用いられることが多くなっている。ここでは、従来から使用している n/cm^2 と dpa を併記して示すこととし、簡易的に $1 \times 10^{22} n/cm^2$ ($E > 0.1 MeV$) = $6.5 dpa$ を換算式として用いる。

また、中性子照射の場合、上述のはじき出し以外にも入射する中性子のエネルギーが標的原子のクーロン障壁を越える場合には核変換が起こり、材料中に核変換原子を生じる。(n, p) 反応, すなわち熱中性子のニュートロンの入射によるプロトン (陽子) の放出, (n, α) 反応, すなわち熱中性子のニュートロンの入射によるアルファ線の放出となる核変換反応によって、材料中の B や Ni 等から水素 (H) やヘリウム (He) 等のガス原子が発生することになる。

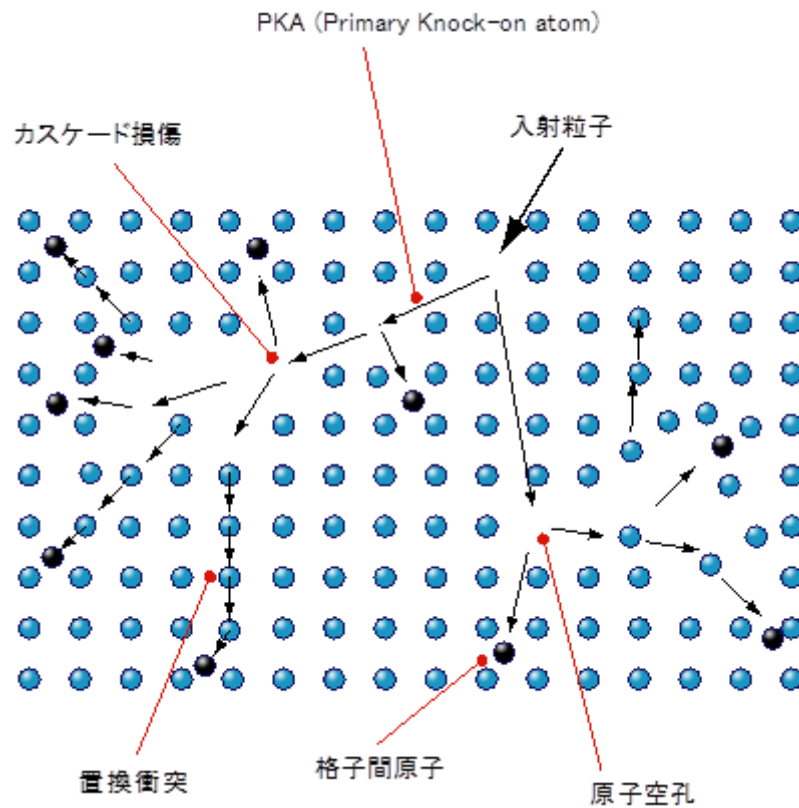


図 3-1 中性子照射でのカスケード損傷イメージ^[2]

3.1 微視的な金属組織の変化

316CW ステンレス鋼は、中性子照射を受けても主たる結晶構造，すなわち，オーステナイト相安定の領域内での結晶構造は変わらないが，局所的に中性子照射量の増加に伴い，以下に示す微視的な金属組織が変化する傾向が認められる。

ここでは，IASCC 特性に影響すると考えられる因子の中から，316CW ステンレス鋼の結晶粒界近傍での化学成分の変化（照射誘起偏析），転位ループの生成，水素量及びヘリウム量，スウェリングに着目して整理した結果を図 3.1-1～図 3.1-4 に示す。中性子照射量の増加に伴うこれら因子の主な変化は以下のとおり。

① 照射誘起偏析

中性子照射量の増加に伴い，結晶粒界近傍においては，Cr 及び Mo 濃度の欠乏，Ni 及び Si 濃度の富化が顕著に認められる。この現象は，照射誘起偏析（RIS：Radiation Induced Segregation）と呼ばれている。図 3.1-1 に示すように，その程度は中性子照射量の増加に伴い増加する傾向にある。中性子照射の初期には，これらの傾向が大きくなる傾向が認められ，約 $4.7 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [≒約 30dpa]程度の中性子照射量に達すると徐々に緩和してくる。しかし，この変化傾向は飽和せず，変化の度合いは中性子照射初期の約 $1.5 \sim 3.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [≒約 10～20dpa]に比べ

て小さいものの、中性子照射量の増加に伴い変化が継続していく傾向が認められる。

② 転位ループの生成

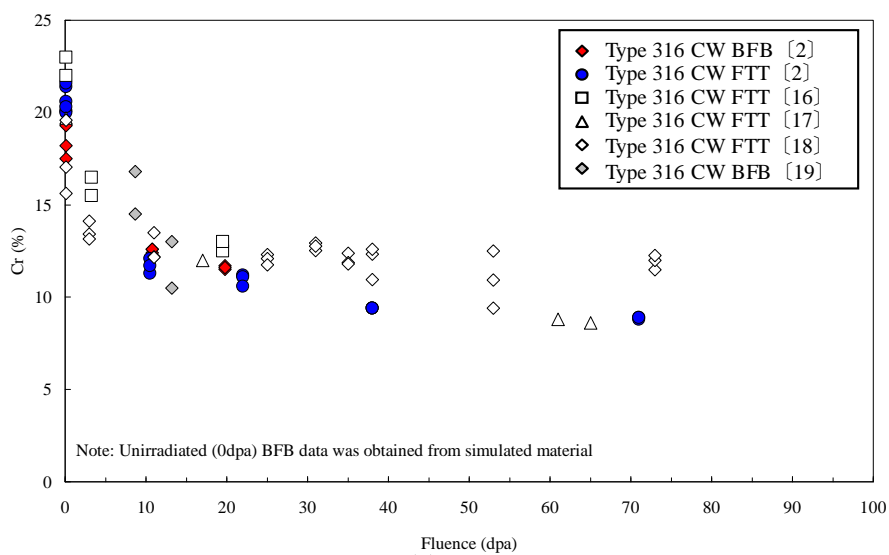
中性子照射量の増加に伴い、未照射時には存在していなかった転位ループが結晶粒内に顕著に出現する。中性子照射量の増加に伴うその平均直径は、図 3.1-2(a)に示すように大きな変化は認められない。転位ループ密度は、図 3.1-2(b)に示すように測定データにばらつきがあるものの、一般に中性子照射量の増加とともに徐々に増加する傾向があるとされる。

③ 水素量及びヘリウム量

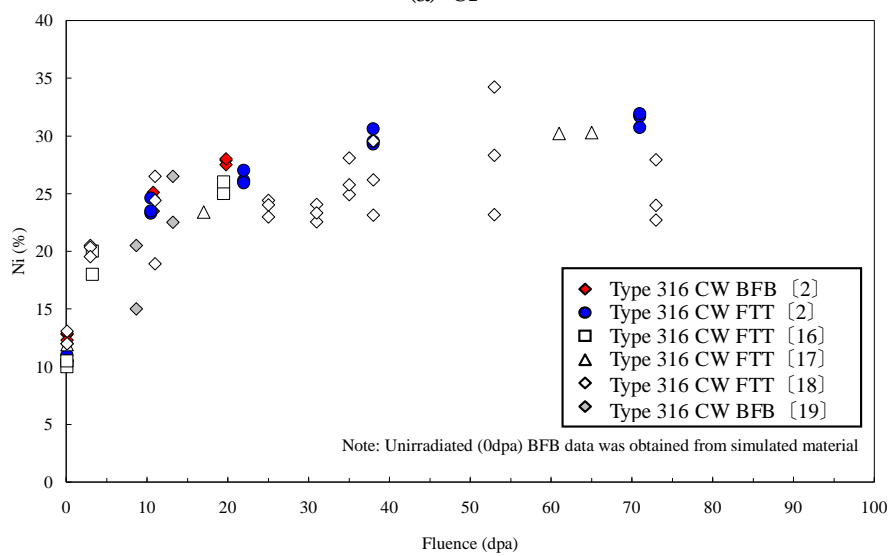
中性子照射量の増加に伴い、未照射時には存在していなかったキャビティ（材料中の 3 次元的な空洞）と呼ばれる直径～3nm 程度の球形のバブル（気泡）が結晶粒内に出現する。バブルとは、中性子照射により材料中の B, Ni 等の (n, α) 反応による核変換により生成される H や He のガスであり、材料中に蓄積されて微小な気泡のようになる。バブルの大きさは、中性子照射量の増加によっても大きな変化はそれほど生じないものの、He ガス生成量に関しては、図 3.1-3(b)に示すように約 $3.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [≒約 20dpa]を超えたあたりから急激に増加する傾向が認められる。

④ スウェリング

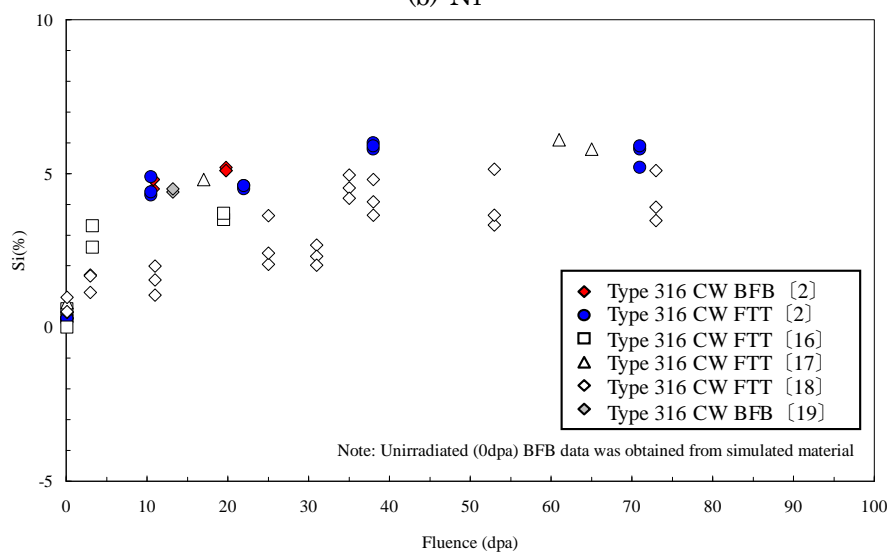
未照射時には存在していなかったキャビティとして、上述のバブルよりも大きいサイズ 3nm 以上のフリンジ（干渉縞）をもつボイドも結晶粒内に出現する。ボイドとは、中性子照射によって生じた空孔の集合体（空隙）であるが、ボイドの大きさは、照射中の温度に大きく依存し、温度が高い方が大きくなる傾向が認められている。図 3.1-4 に 316 ステンレス鋼の中性子照射に伴うスウェリング量の変化を示す。



(a) Cr

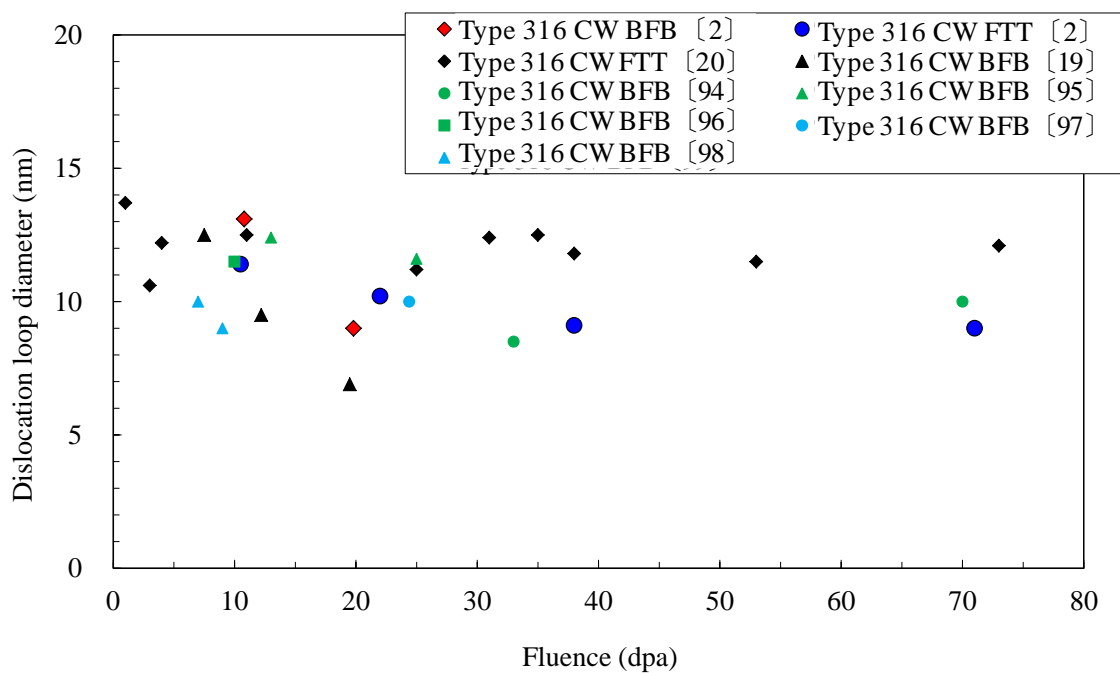


(b) Ni

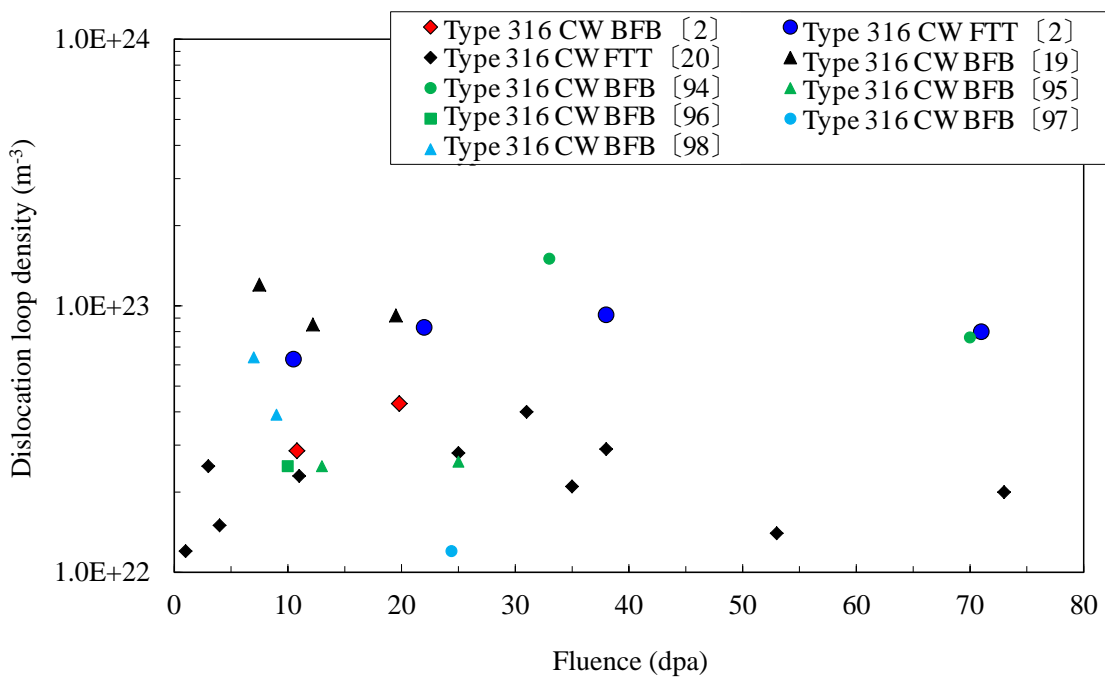


(c) Si

図 3.1-1 316CW ステンレス鋼の中性子照射に伴う粒界偏析



(a) Dislocation loop diameter



(b) Dislocation loop density

図 3.1-2 316CW ステンレス鋼の中性子照射に伴う転位ループ直径・密度の変化

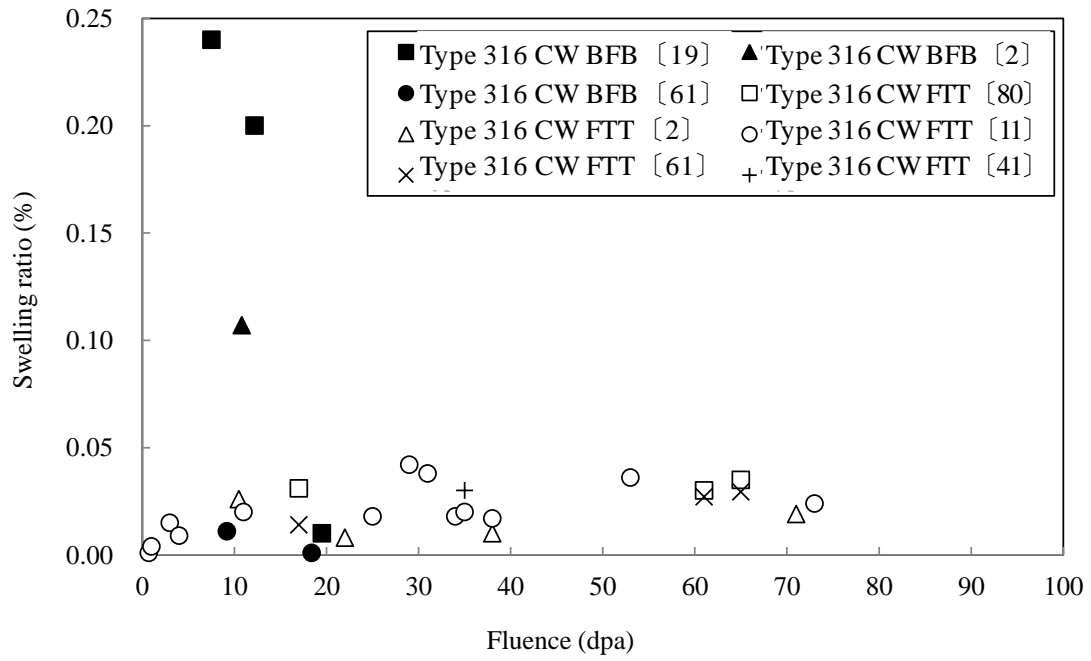


図 3.1-4 316CW ステンレス鋼の中性子照射に伴うスウェリング量の変化

3.2 機械的特性の変化

上記 3.1 項で示した金属組織の微視的な変化挙動に加えて、316CW ステンレス鋼では、中性子照射を受けることによって以下に示すとおり機械的特性が変化する傾向が認められている。

ここでは、IASCCに影響すると考えられる因子の中から材料強度及び硬さの変化に着目して整理した結果を図 3.2-1～図 3.2-3 に示す。

① 0.2%耐力及び引張強さ

0.2%耐力及び引張強さは、図 3.2-1 に示すように中性子照射量の増加に伴い増加する傾向が認められる。中性子照射初期 ($0 \sim 1.5 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 0 \sim 10 \text{dpa}$] 程度) には、これらの挙動が増加し、約 $1.5 \sim 3.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 10 \sim 20 \text{dpa}$] 程度に達するとその変化はほぼ飽和する傾向が認められる。

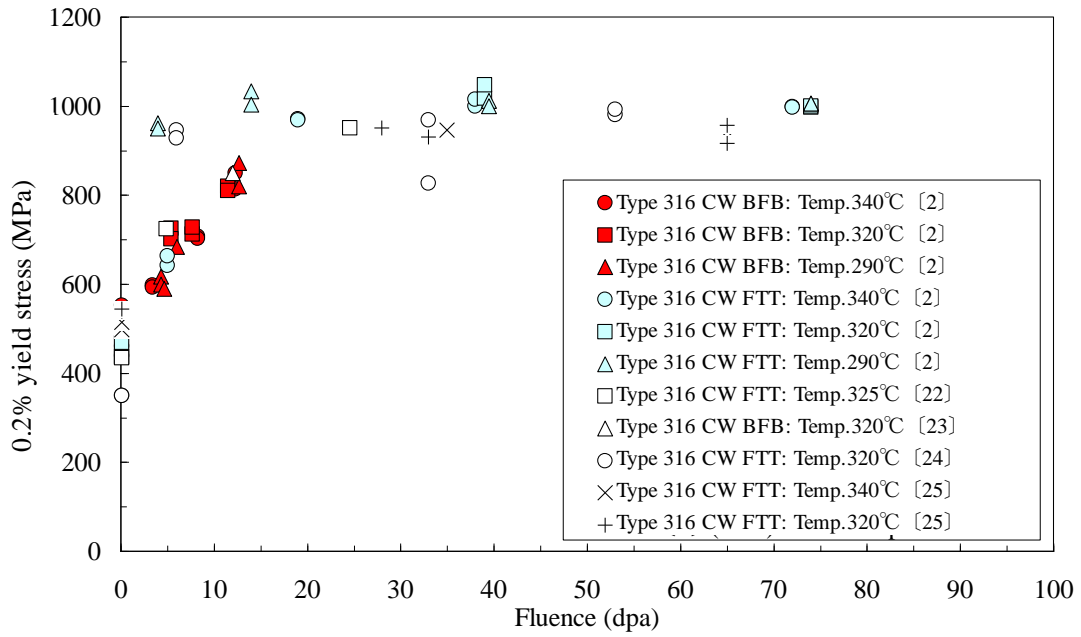
② 伸び

伸びは、図 3.2-2 に示すように中性子照射量の増加に伴い低下し、同様に約 $1.5 \sim 3.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 10 \sim 20 \text{dpa}$] 程度でその変化はほぼ飽和する傾向が認められる。

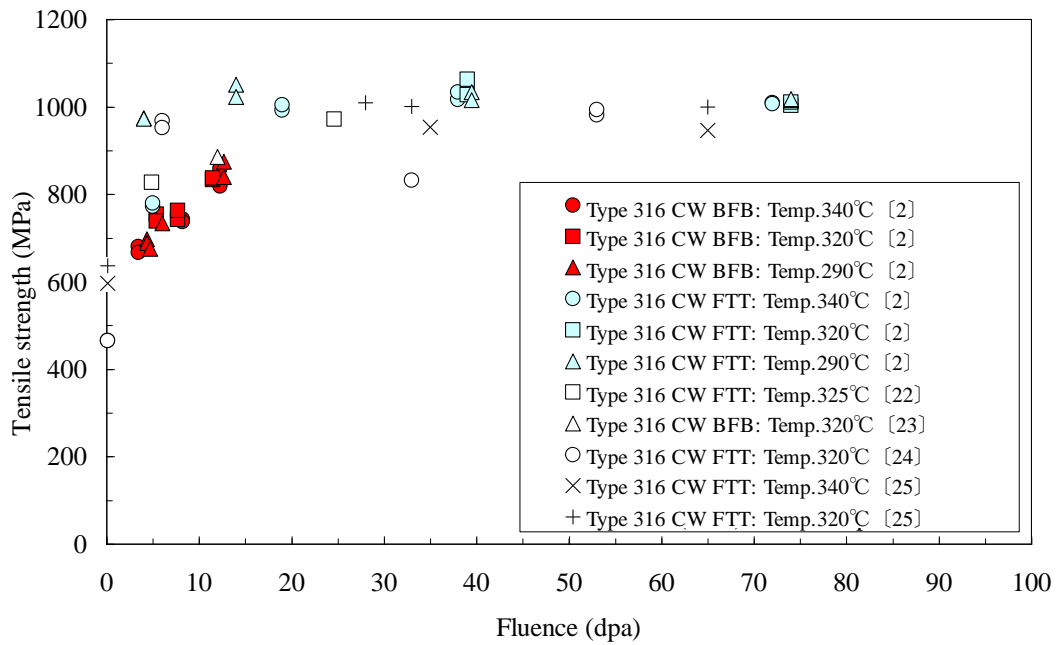
③ ビッカース硬さ

硬さは、図 3.2-3 に示すように中性子照射量の増加に伴い増加する傾向が認められる。中性子照射の初期には、これらの傾向が加速的に増加する傾向が認められ、上述の引張特性の変化傾向と同様に、約 $1.5 \sim 3.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 10 \sim 20 \text{dpa}$] 程度に達するとその変化はほぼ飽和する傾向が認められる。

以上の変化は、いずれも先に述べたような機械的特性に影響する転位密度の変化と同様である。すなわち、一般的にこれらの中性子照射に伴う機械的特性の変化は、主に転位ループ密度の増加によって引き起こされると考えられている。



(a) 0.2% yield stress



(b) Tensile strength

図 3.2-1 316CW ステンレス鋼の中性子照射に伴う 0.2%耐力と引張強さの変化

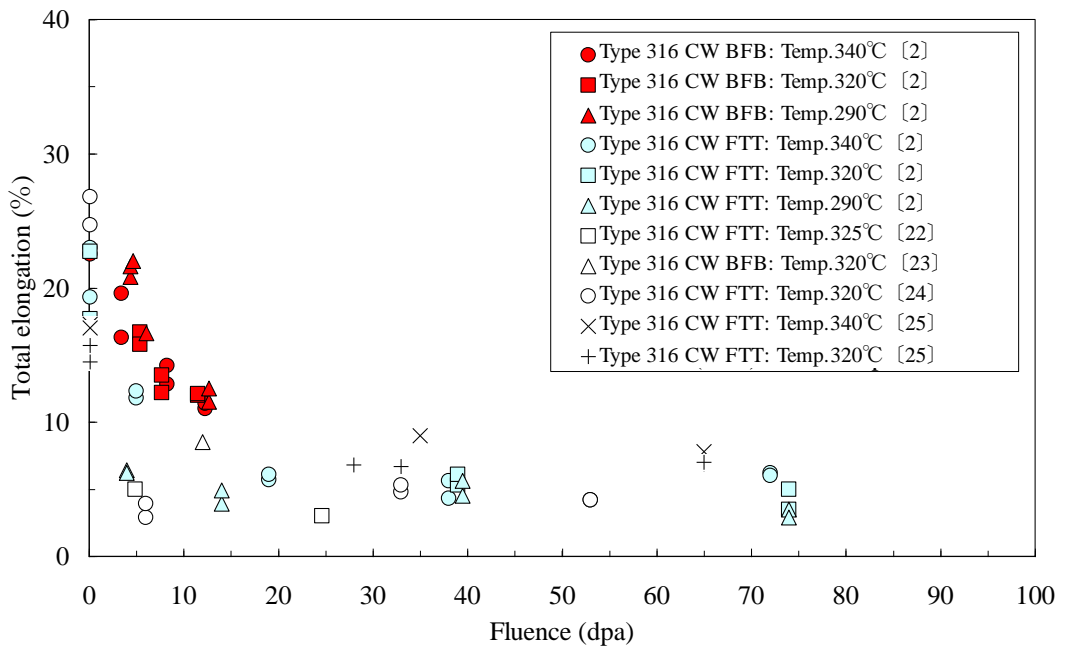


図 3.2-2 316 ステンレス鋼の中性子照射に伴う全伸びの変化

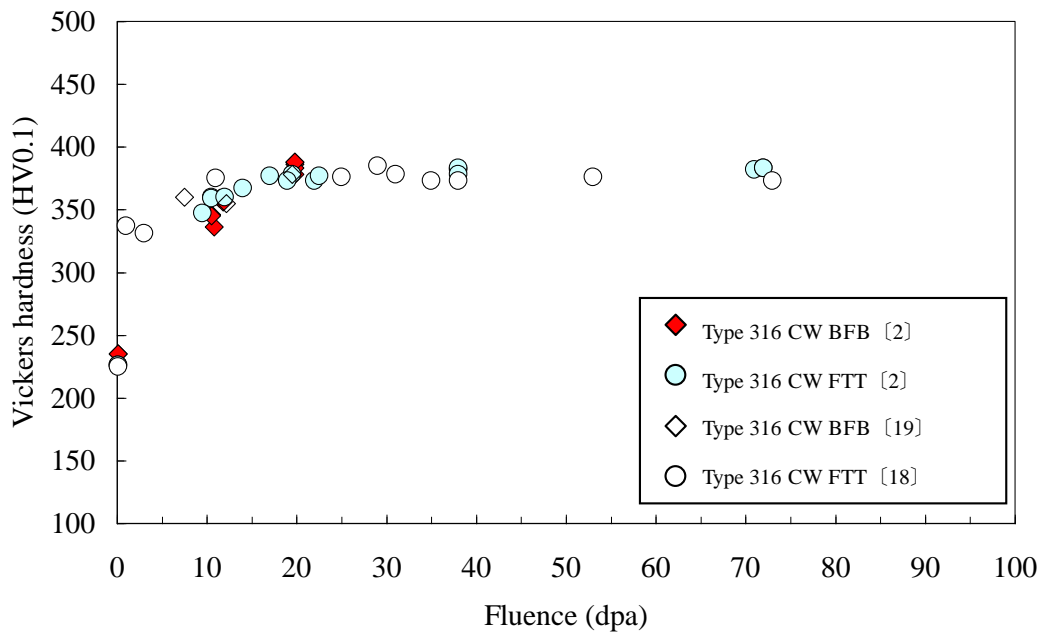


図 3.2-3 316 ステンレス鋼の中性子照射に伴うビッカース硬さの変化

4. PWR 環境での IASCC に関する研究状況

オーステナイト系ステンレス鋼は、高温水中での耐食性、耐中性子照射脆性に優れることから PWR の炉内構造用材料に多く用いられてきた。しかし、日本国内での IASCC による損傷事象は報告されていないものの、1988 年のフランスでのバッフルフォーマボルトの損傷事象を始めとして、国内外では、中性子照射を受ける軽水炉炉内構造用オーステナイト系ステンレス鋼の IASCC 損傷に対する原因究明のための研究が盛んに行われている^[26]。

一方、BWR では、PWR でのバッフルフォーマボルト損傷よりも IASCC による損傷究明に対する研究が先行して行われている。BWR では、炉内構造物用ステンレス鋼が約 10^{21}n/cm^2 ($E > 1\text{MeV}$) [≒約 1dpa]以上の中性子照射を受けると、材質及び水質変化により IASCC 感受性が現出すると考えられ、中性子照射による材質や水質の変化として、以下に示す挙動が大きく影響すると報告されている^[5, 27, 28]。

- ① 結晶粒界近傍での成分元素の濃度変化（照射誘起偏析（RIS）；結晶粒界近傍での Fe, Cr 及び Mo 元素濃度の欠乏, Ni, Si, S 及び P 元素濃度の富化）
- ② 金属組織の変化（マルテンサイト相及びボイドの生成, 転位密度の増加）
- ③ 機械的性質の変化（引張強さ, 0.2%耐力及び硬さの増加, 延性の低下）
- ④ 中性子線や γ 線照射に伴う水の放射線分解によるラジカル (HO_2) や過酸化水素水 (H_2O_2) 等の酸化性物質の生成

そこで、海外でのバッフルフォーマボルトの損傷事象を始めとして、PWR プラント運転期間中の炉内構造部材の健全性を評価するために、PWR における炉内構造用オーステナイト系ステンレス鋼の IASCC による損傷に対して、以下に示す基礎的な研究が国内外で盛んに行われている。

4.1 照射に伴う材質変化

I. Suzuki ら^[16]は、中性子照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のシングルチューブ (FTT: Flux Thimble Tube) に対して電界放射-透過型電子顕微鏡 (FEG-TEM: Field Emission Gun-Transmission Electron Microscope) 付属のエネルギー分散型 X 線分光器 (EDS: Energy Dispersive X-ray Spectrometer) による結晶粒界近傍のナノオーダーレベルでの元素濃度測定を行っている。その測定結果によれば、中性子照射された 316CW ステンレス鋼では、RIS が結晶粒界近傍の約 $\pm 5\text{nm}$ で認められている。すなわち、未照射材に近い 10^{18}n/cm^2 ($E > 0.1\text{MeV}$) [≒約 0.001dpa]未満の照射材では、初期偏析と考えられる Cr, Mo 及び P 濃度の結晶粒界での富化, Ni 濃度の欠乏が認められるが、 $5 \times 10^{21}\text{n/cm}^2$ ($E > 0.1\text{MeV}$) [≒約 3.3dpa]以上では、結晶粒界で Cr, Fe 及び Mo 濃度の欠乏, Ni, Si 及び P 濃度の富化が顕著に認められる。また、この RIS の傾向は、中性子照射量の増加とともに顕著となる。これまでの PWR で照射された 316CW 及び 304 ステンレス鋼の RIS に関する

る既往の研究成果では、BWRで照射された316CW及び304ステンレス鋼^[29]のそれと比較的よく一致している。さらに、RISの傾向についてFe-Cr-Niの3元系合金状態図で評価した結果、中性子照射されたオーステナイト系ステンレス鋼の結晶粒界での組成は、PWR一次系高温水中においてSCC (PWSCC : Primary Water Stress Corrosion Cracking) 感受性を有するFe-15%Cr-25%Niの析出硬化型であるA286合金の組成に近づくことから、RISに伴う結晶粒界近傍での組成の変化とPWR一次系高温水中でのSCCとの相関が示唆されている^[30]。

さらに、福谷、古谷ら^[31-38]は、上記と同様に実機から採取したシングルチューブを用いて、中性子照射量 $4.6 \times 10^{20} \sim 1.1 \times 10^{23} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) [≒約0.7~73dpa]までの広範囲にわたってTEMによる詳細なマイクロ組織の観察を行っている。転位成分として転位ループであるフランクループ (Frank Loop) とブラックドット (Black Dot) の形成、キャビティ (材料中の3次元的な空洞) としてHやHeのバブル (気泡) や照射誘起析出物として γ' 相 (Ni_3Si) を確認している。フランクループは、面心立方格子 (fcc: face-centered cubic lattice) の $\{111\}$ 面上に格子間原子又は空孔が平面的 (2次元) に集合して形成されたものである。ブラックドットは、TEMで黒点状に認められる点欠陥であり格子間原子の集合体である。転位ループやブラックドットは、中性子照射の初期に増加し、やがて飽和挙動を示すとともに、照射温度が低いほど飽和密度は高くなると言われている。キャビティであるHやHeのバブルは、熱中性子に対して断面積が大きい ^{10}B (n, α) と ^{14}N (n, p) の反応が主体に挙げられるが、 ^{58}Ni の2段反応である ^{58}Ni (n, γ) ^{59}Ni (n, α) ^{56}Fe と ^{58}Ni (n, γ) ^{59}Ni (n, p) ^{59}Co からも形成される^[39]。ボイドの形成は、点欠陥として空孔の集合体である。一般的に低温で形成されたバブルは、内圧が高く球形となり、ボイドは、特定の結晶面が現れて矩形のフリンジ (干渉縞) が形成される。PWRのような300°C付近の照射温度では、ボイドは形成されにくく、形成されたとしても微細なものとなり、Heバブルの形成の方が主体的になると言われている。この中性子照射に伴って形成されるボイドやHやHeバブルのキャビティの総体積に相当するだけの材料の体積膨張によりスウェリングを生じる^[19, 40, 41]。照射誘起析出物の γ' 相が形成されるためには、一様に固溶している異種元素が移動して集合することが必要であるが、中性子照射下では、過剰な点欠陥の形成により元素移動が促進されやすい。また、 γ' 相は、RISにより結晶粒界などのシンクにNiとSiが濃縮されることで析出されると考えられている。

また、RISに関しても結晶粒界近傍でのFe, Cr, Ni, Si, Mo及びP濃度に着目して測定されており、CrとMo濃度の欠乏、NiとSi濃度の富化が認められる。中性子照射量の増加とともにその偏析傾向は大きくなり、約 $1.5 \sim 3.1 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) [≒約10~20dpa]程度までは変化が大きい、約 $4.7 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) [≒約30dpa]以上では変化が小さくなる傾向を示している。

一方、D. J. Edwardsら^[19, 21]は、バッフルフォーマボルトの損傷事象を明確にするために、実機から採取したバッフルフォーマボルトを用いて、ボルト頭部の中性子照射量

の高い部分からネジ部の領域にわたって、上記と同様に TEM を用いた RIS の測定、金属組織の詳細観察及び硬さ分布測定などを行っている。さらに、C. Pokor ら^[14]も、実機で損傷したバッフルフォーマボルトの割れについて、走査型電子顕微鏡 (SEM : Scanning Electron Microscope) を用いて粒界割れの損傷であることを確認するとともに、過去のバッフルフォーマボルトの割れ事象^[11]との比較のために硬さ分布を測定し、中性子照射量の高いボルト頭部では、照射硬化現象が顕著に認められると報告している。

また、藤井ら^[99, 100]は、アトムプローブ (APT : Atom Probe Tomography) を用いて PWR で照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のマイクロ組織分析と粒界偏析の測定を実施している。約 $1.1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 74 \text{dpa}$]まで中性子照射された 316CW ステンレス鋼製の FTT では、Ni-Si クラスタが高密度に結晶粒内に観察され、RIS による結晶粒界近傍での Ni, Si, P, Cu 及び Co の濃化と Cr, Fe, Mo 及び Mn の欠乏が確認されると報告している。

中性子照射に伴うオーステナイト系ステンレス鋼の RIS 挙動に対する予測技術に関しては、これまで多くの研究者^[68-72]が拡散方程式を用いてオーステナイト系ステンレス鋼の Fe-Cr-Ni の 3 元系を主体にした開発を行なっている。一方、福谷ら^[73]は、IASCC に影響すると考えられる RIS 挙動について、従来のオーステナイト系ステンレス鋼の主要元素である Fe-Cr-Ni の 3 元系に、Mo と Si 元素を追加して Fe-Cr-Ni-Si-Mo の 5 元系まで拡張した RIS に対する予測技術の開発を行っている。さらに、福谷ら^[73]は、中性子照射に伴う照射硬化やそれに伴う機械的特性の変化について転位ループ形成に関する理論モデルの構築を行い、上述の RIS と転位ループ形成を基にした IASCC 発生挙動の予測技術の開発が行われている。

4.2 IASCC 感受性

I. Suzuki ら^[16]及び福谷、古谷ら^[42-47]は、PWR で中性子照射されたステンレス鋼の SCC 感受性を評価するために、PWR 一次系模擬環境として高温水中での低歪速度引張 (SSRT : Slow Strain Rate Tensile) 試験法による SCC 試験を行っている。中性子照射された 316CW ステンレス鋼製のシングルチューブを用いた PWR 一次系模擬の高温水中における粒界型応力腐食割れ (IGSCC : Intergranular Stress Corrosion Cracking) 感受性は、中性子照射量が約 10^{21}n/cm^2 ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 1 \text{dpa}$]以上で認められる。これは試験温度及び照射量の増加とともに増加する傾向を示し、約 $4.6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 30 \text{dpa}$]以上では、非常に高い感受性が認められる。その SCC 感受性が発現するしきい照射量は、PWR 一次系模擬環境の高温水中での SCC 試験温度の上昇とともに低下する傾向が認められている。また、中性子照射された 304 ステンレス鋼の粒界型 SCC 感受性が発現するしきい照射量値は、約 10^{21}n/cm^2 ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 1 \text{dpa}$]オーダーで認められ、316CW ステンレス鋼と同様の傾向が示されている。

さらに、J. Conermann ら^[23]は、約 $1.4 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [$\approx 20 \text{dpa}$]まで実機

で中性子照射された316CWステンレス鋼、347ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルト及び304ステンレス鋼製のロックバーを用いて、PWR一次系模擬の高温水中でSSRT試験を行い、すべての試験片において同様な粒界型SCC感受性が認められると報告している。

4.3 IASCCの発生

(1) 応力の影響

IASCC発生に関しては、(財)発電設備技術検査協会の「プラント長寿命化技術開発」^[48]の研究の中で、PWR実機で照射された316CWステンレス鋼製のシングルチューブを用いた平滑試験片及び切欠試験片について、図4.3-1に示すようなPWR一次系模擬環境の高温水中における定荷重SCC試験の結果が報告されている。その当時、照射材では0.2%耐力以上の応力が無いと割れは発生しないと報告されていた。一方、その後、P. Freyerら^[49]は、同様なシングルチューブを用いたOリング試験片を用いて定荷重SCC試験で図4.3-2に示すような0.2%耐力以下の低い応力でも短時間で割れ発生が生じ、特に高照射量域の材料では、400MPa程度でも割れが生じると報告している。また、西岡ら^[50]も実機から採取したシングルチューブを用いた単軸引張型試験片を用いて図4.3-3に示すような定荷重SCC試験結果を報告しており、試験片の形状に依存せずにP. Freyerら^[49]の結果と同様な低い応力でも短時間で割れ発生が認められることを報告している。

さらに、A. Toivonenら^[51]は、図4.3-4に示すように、実炉で約 $4.6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ (E>0.1MeV) [≒約30dpa]まで中性子照射された304ステンレス鋼に対して、単軸引張型試験片を用いたPWR一次系模擬環境の高温水中で定荷重SCC試験を行っており、上述の316CWステンレス鋼のシングルチューブを用いたデータと同様に、0.2%耐力以下の低い応力でも割れ発生が認められることを報告している。

JNES「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業^[2]では、図4.3-5に示すように、Cリング型の曲げ試験片を用いたPWR一次系模擬環境の高温水中の定荷重SCC試験で、316CWステンレス鋼のシングルチューブ及びバッフルフォーマボルトを用いた数多くのデータ取得を行っている。その結果、IASCC発生時間は、負荷応力及び照射量の増加に伴い短くなる傾向が認められ、バッフルフォーマボルトに比べてシングルチューブの方が割れ易い傾向が認められている。特に、40dpaの照射材に対しては約600MPa (≒0.6 σ_y)、70dpaでは約400MPa (≒0.4 σ_y)までSCC発生のしきい応力値が低下すると報告している。

また、R. Pathaniaら^[52]やNUREG^[53]では、それぞれ図4.3-6、図4.3-7に示すように、上記で示したデータを含めて、種々のIASCC発生に関する照射量と応力に関するデータの集約を行っている。

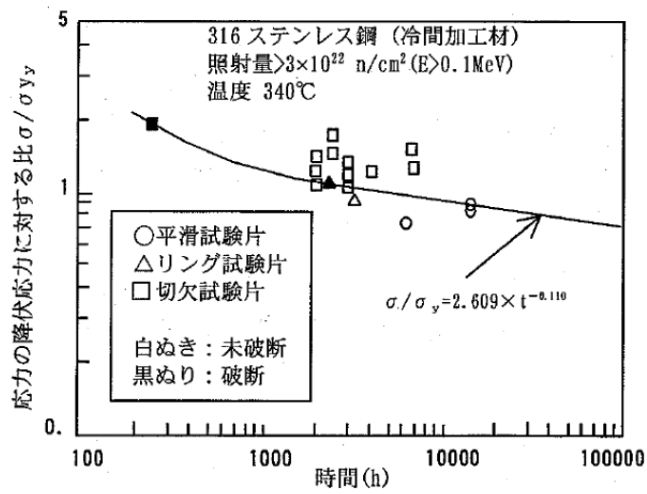


図 4.3-1 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (JAPEIC) [48]

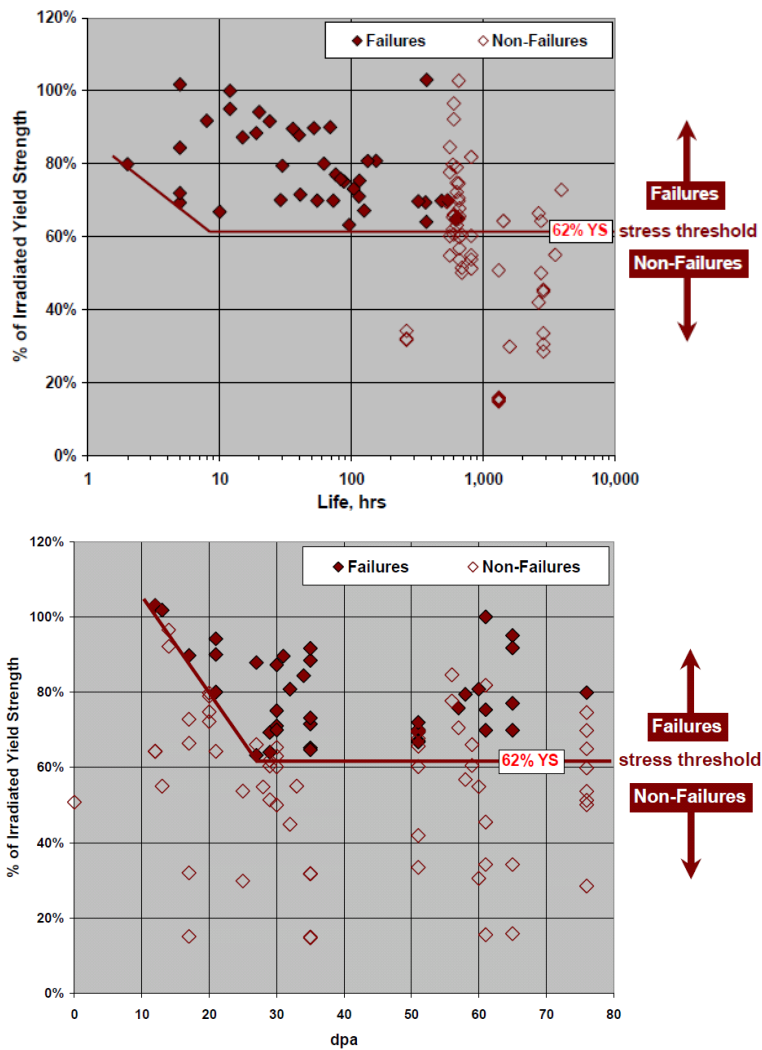


図 4.3-2 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (WH) [49]

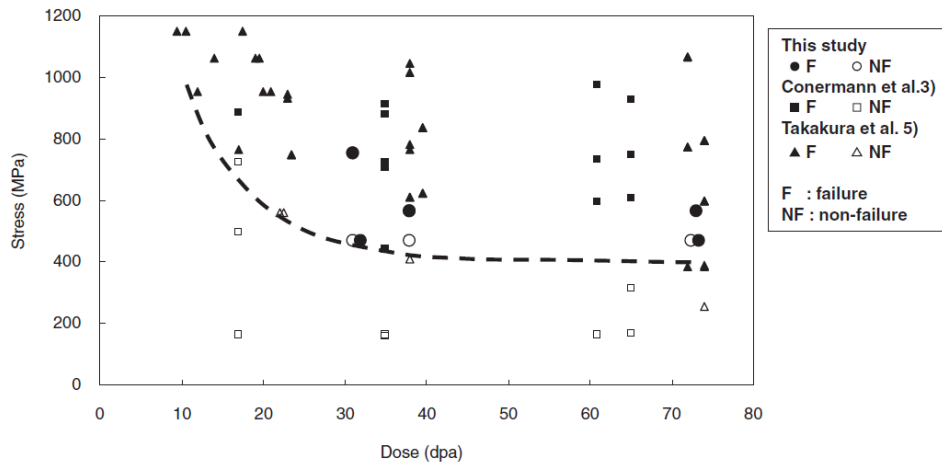


図 4.3-3 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (INSS) ^[5 0]

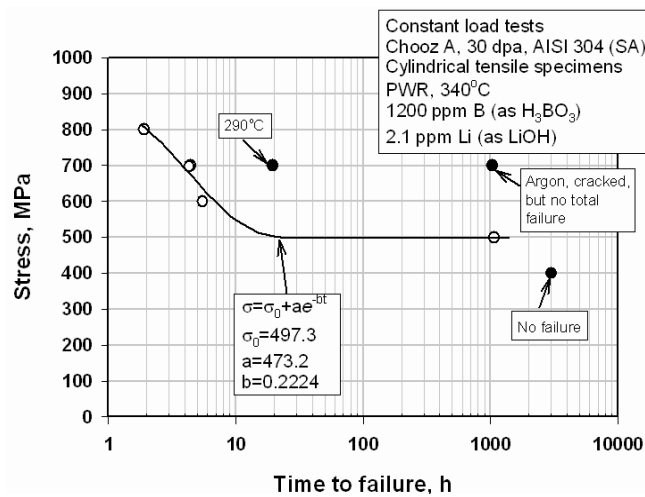


図 4.3-4 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (VTT) ^[5 1]

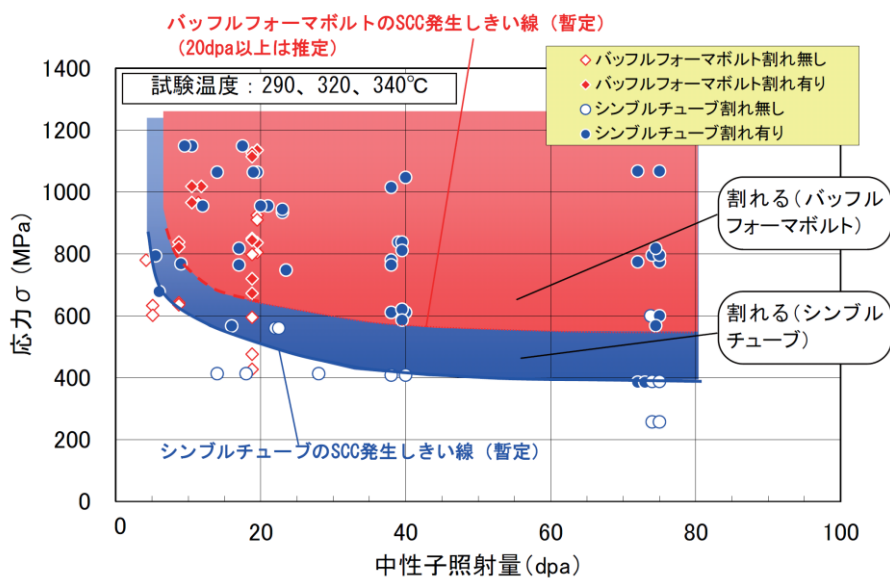


図 4.3-5 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (国プロ IASCC 研究) ^[2]

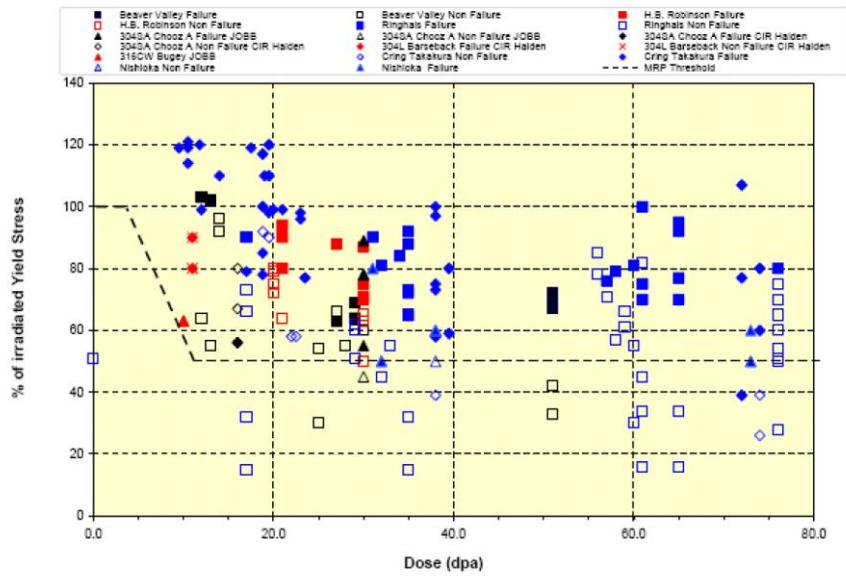


図 4.3-6 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (EPRI) [5.2]

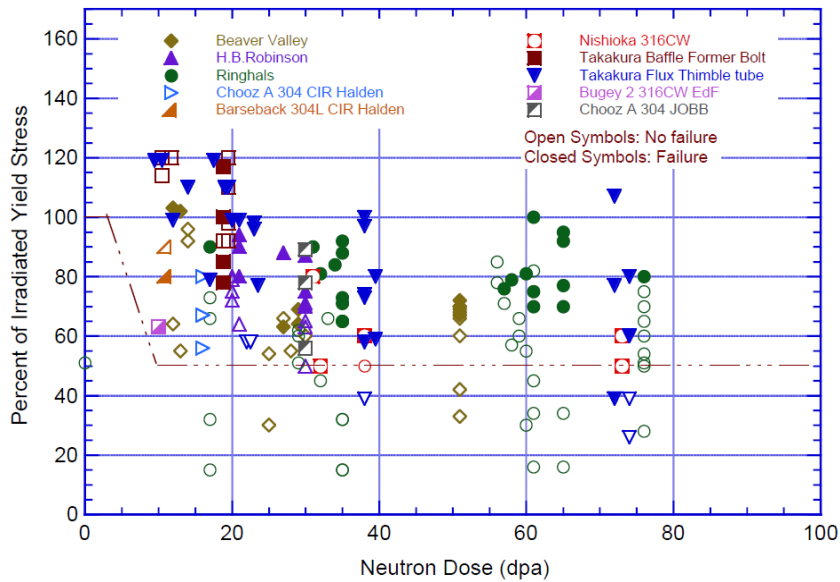


図 4.3-7 定荷重 SCC 試験での IASCC 発生評価 (NUREG) [5.3]

(2) 水質の影響

PWR一次系水質の影響に関しては、被曝低減やPWSCCに対する溶存水素濃度の最適化の検討が行われている。国内や欧州では低い溶存水素濃度（約 $5\text{cm}^3\text{-STP/kg}\cdot\text{H}_2\text{O}\approx 0.4\text{ppm}$ ）、米国では高い溶存水素濃度（約 $50\text{cm}^3\text{-STP/kg}\cdot\text{H}_2\text{O}\approx 4.4\text{ppm}$ ）が好ましいと評価されている。一方で、PWR一次系水質の変更に伴う影響に関しては、IASCCに対する影響についても検討する必要があると考えられている。そこで、福谷ら^[42, 44, 47, 54]は、中性子照射された316CWステンレス鋼について、PWR一次系模擬環境の高温水中における溶存水素濃度を0～4ppmまで変えたSSRT試験を実施している。溶存水素濃度が増加すると、IASCC感受性が高まり発生応力が低下することで、低い負荷応力でも粒界型SCCが発生している。さらに、溶存水素濃度の影響については定荷重試験法による評価も行っており、上述と同様に溶存水素濃度の増加に伴いIASCC発生寿命も短くなる傾向が認められている。さらに、水質の影響を確認するために、溶存酸素濃度を高めた環境での試験も行っており、腐食電位と呼ばれる指標で整理した結果、酸素濃度が高く腐食電位が高い側、水素濃度が高く腐食電位が低い側でIASCC感受性が高まる傾向が認められており、その中間では割れにくく、環境によって機構も異なると考えられている。

また、C. Pokerら^[55]は、プラントの長サイクル運転化の動向を踏まえ、PWR一次系模擬環境の高温水中における中性子照射された304ステンレス鋼について、定荷重試験法を用いてLiの影響について検討している。2.1から3.5ppmへLi量の増加に伴いIASCC発生までの時間も短くなり、IASCC発生しきい応力値も低下する傾向が認められている。

福村ら^[101, 102]は、IASCC機構解明の一環として照射材の腐食挙動を把握するため、3dpa、19dpa及び73dpaのFTTを用いたPWR一次系模擬の高温水中におけるIASCC発生試験後のサンプル表面を分析することで照射と応力が粒界酸化に及ぼす影響を検討している。3dpaと比較的低い中性子照射量においても粒界酸化が生じ（粒界酸化長さ約100nm）、中性子照射量の増大に伴い粒界酸化長さが増大することが確認された（73dpaにおいて粒界酸化長さ平均400nm）。一方、引張応力の有無に対する粒界酸化の状況に違いは観察されなかった。

(3) 温度の影響

IASCC発生までの時間に対しては、照射時及び試験時の温度の影響の有無を明らかにする必要がある。そこで、A. Toivonenら^[51]は、図4.3-4に示すように、中性子照射された304ステンレス鋼に対して、単軸引張型試験片を用いたPWR一次系模擬環境の高温水中の試験温度をパラメータとして定荷重SCC試験を行っている。試験温度に関するデータは少ないものの、290℃と340℃の2つの試験温度に対する割れ発生評価を行っており、340℃に比べて290℃ではSCC発生時間が長くなる傾向が認められおり、このSCC発生データから活性化エネルギーが約20kcal/molになると報告している。

また、JNES「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業^[2]でも試験温度に対す

る割れ発生試験に関して、照射材の照射時の温度も考慮した試験片を用いて、290、320及び340°Cの試験温度に対するSCC発生までの時間に着目し、試験温度依存性の評価指標となる活性化エネルギーを評価している。その結果、活性化エネルギーとして26.3～34.7kcal/mol（平均30.6kcal/mol）の値が得られている。すなわち、中性子照射されたオーステナイト系ステンレス鋼のIASCC発生までの時間に対する試験温度の影響を示す活性化エネルギーに関しても、PWSCCと同様に試験温度が高くなるとSCC発生寿命も短くなるため温度依存性を示すと報告している。また、SCC発生の有無を示すしきい応力値に対しては、試験温度の有意な影響は認められないとも報告している。

4.4 IASCCの破壊モード及び転位チャネリングによる変形特性

(1) 破壊モード

西岡ら^[46, 56-59]は、PWRで中性子照射された316CWステンレス鋼について、試験温度を変えて衝撃試験を実施しており、腐食環境では生じないステンレス鋼の破壊モードを体系的に調べるとともに、照射後焼鈍により材料特性を回復させ、粒界破壊の支配要因を検討している。-196°C、30°C及び150°Cでの衝撃試験を実施した結果、粒界破面率は中性子照射量の増加に伴い増加し、また試験温度の上昇とともに減少し、高照射量では30°Cの室温でも粒界破面が部分的に出現することを報告している。さらに、照射後焼鈍により硬さ、粒界偏析を回復させた照射材について、-196°Cで衝撃試験を行った結果、粒界破面率の低下が認められる。すなわち、硬さと粒界偏析の回復傾向は類似しており、粒界破面率の低下傾向ともよく一致することから、硬さと粒界偏析は粒界破壊モードと相関性があると報告している。また、600°Cで1時間の照射後焼鈍により硬さと粒界偏析がほぼ回復する傾向があるとも報告している。

さらに、福谷、西岡ら^[31, 46, 57]は、高い中性子照射量を受けた316CWステンレス鋼を用いて320°Cの不活性ガス(Ar)中でのSSRT試験を行っている。PWR一次系模擬環境の高温水中に比べるとArガス中の粒界破面の割合は小さいものの、試験片端部の破面の一部に3～13%の粒界破面が認められている。しかし、ガス中での粒界割れ感受性は、高温水中のように中性子照射量の増加に伴って増加する傾向は認められていない。また、A. Toivonenら^[51]は、実炉で約 $4.6 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [≒約30dpa]まで中性子照射した304ステンレス鋼に対して、単軸引張型試験片を用いたAr不活性ガス中での定荷重試験を行っている。約700MPaの負荷応力で1,000時間試験した結果、高温水中では短時間で破断が認められているが、不活性ガス中では破断は認められず、試験後に取り出して外観観察したところ、高温水中で認められると同様な粒界割れが表層に認められたと報告している。

(2) 転位チャネリングによる変形特性

福谷、西岡ら^[31, 46, 57]は、中性子照射量が約 6.2×10^{21} 、 3.9×10^{22} 、 5.4×10^{22} 、 5.8×10^{22} 及び $1.1 \times 10^{23} \text{n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{MeV}$) [≒約4, 25, 35, 38及び73dpa]の試験片について、温度

320°CのAr不活性ガス中、歪速度 6.7×10^{-8} /sで引張り、最大3%の塑性歪を付与している。変形後の試験片の表面のすべり線について光学顕微鏡などを用いて観察した結果、変形不均一性は中性子照射量の増加に伴い進むが、約 4.6×10^{22} n/cm² ($E > 0.1$ MeV) [≒約30dpa]以上では飽和する傾向が認められている。また、変形不均一性の照射特性は、硬さのそれと類似しており、材料の機械的特性と変形の不均一性との関連性を示唆している。

これらの照射材では、変形に伴いすべりが生じており、このすべりの内部では照射欠陥（転位ループ）が消失し、この領域では転位チャネリングによりすべりが生じると考えられている。表面近傍では転位チャネリングが主な変形となり、結晶内部ではより双晶が起り易くなり、高照射量の方が転位チャネリングによる変形が起り易い傾向が認められている。PWR一次系環境の高温時の変形条件では、この転位チャネリングに伴い支配的な変形が生じ、結晶粒の拘束が大きい内部や3重点近傍では局所的に高い応力場が形成され、その応力を緩和するものとして双晶が生じる。さらに、転位チャネリングが結晶粒界で停止して転位のパイルアップを生じる場合にも局所的に応力が高くなり、その周辺に双晶が生じるとも考えられている。

4.5 照射変形

(1) スウェリング

バッフルフォーマボルトの応力評価に必要となる中性子照射に伴うステンレス鋼のスウェリングについては、実機から採取した316CWステンレス製のバッフルフォーマボルトやSCC評価と同様にシングルチューブ材を用いてTEMによる詳細観察結果からスウェリングが求められている〔17, 19, 31, 41, 53, 60, 61〕。バッフルフォーマボルトから得たスウェリングは、全体的に大きい傾向が認められており、一方、シングルチューブからは、全体的に小さい傾向が認められている。このスウェリングの挙動の違いに対しては、照射温度の影響が大きく作用していると考えられている。すなわち、バッフルフォーマボルトは、それ自体の中性子照射に伴う γ 発熱に伴い照射温度の上昇が生じており、一方、シングルチューブは、薄肉の管材のため冷却水温度と同程度の照射温度になると言われている。また、スウェリングについては、照射速度も大きく依存するとも言われており、高照射域のデータが不足しているため、温度と単位時間当たりの中性子照射量の影響を考慮し、国内PWRでは、EBR IIの照射材データを基にして、以下の(1)式に示すFoster-Flinn式〔62〕を照射速度で補正したものが用いられている〔3, 63〕。

$$S = (\% \Delta V/V_0) = A \cdot (\dot{\text{dpa}} \cdot 10^7 / 1.25)^{0.73} \cdot (\text{dpa} / 4.9)^2 \quad (1)$$

$$A = \exp(-1.591 + 0.245T - 1.210T^2 - 1.384T^3 - 1.204T^4)$$

$$T = (t - 490) / 100$$

ここで、 $\% \Delta V/V_0$ はスウェリング量(%), T は温度(°C), $\dot{\text{dpa}}$ はdpaレート(dpa/sec),

dpaは照射量（dpa）を示す。

Y. Mogamiら^[85]は、PWR廃炉プラントの304ステンレス鋼製のバッフル板から切り出した試験片を用い、300～330℃程度の温度域に亘ってスウェリング量を計測している。この結果、温度上昇に伴いスウェリング量が徐々に増加する傾向を確認している。また、この結果を上記(1)式の評価式と比較し、図4.5-1に示すように計測結果と評価式がよく一致することを報告している。

IASCCの応力評価に対しては、バッフルフォーマボルト自体のスウェリングよりも、その周辺の304ステンレス鋼製のバッフル板に関するデータが必要であるが、304ステンレス鋼のスウェリングに関するデータは上記研究を含めても非常に少ない。そこで、今後は、高照射域までを評価可能とする実機材、加速及び追加照射した材料を用いたデータ拡充が望まれている状況である。

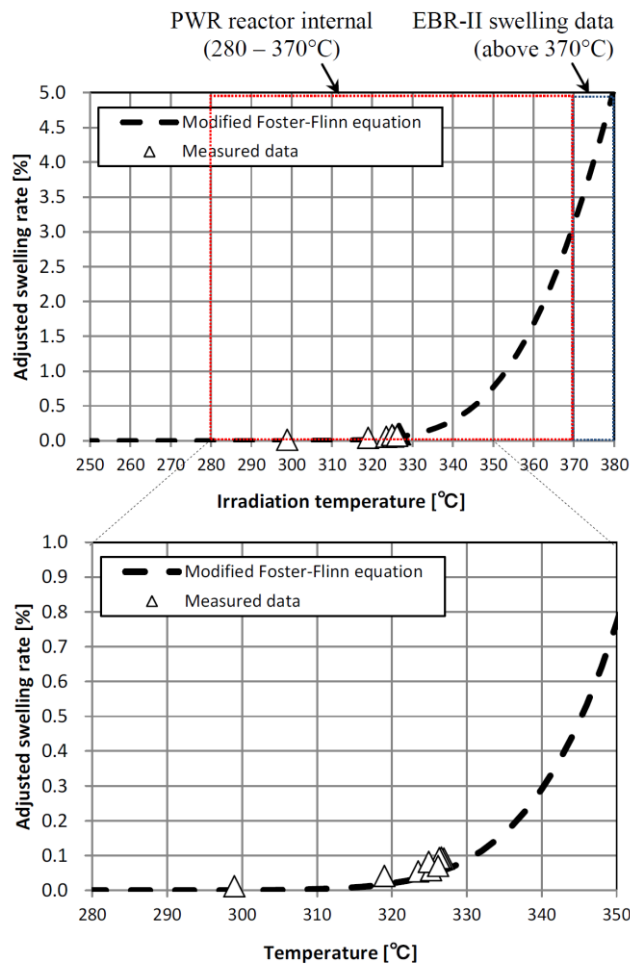


図 4.5-1 304 ステンレス鋼製バッフル板のスウェリング量と評価式との比較

(2) 照射下クリープ

IASCCの応力評価に必要となるステンレス鋼の照射下でのクリープ特性については、J. P. Fosterら^[64]、M.L. Grossbeckら^[65]、K. Uenoら^[66]により、データ取得及び評価が行われていたが、JNES「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業^[2, 67]では、クリープデータの拡充のために、Haldenでの照射下クリープ試験を行い、(2)式で示される照射下でのクリープ歪の式が取得されている。

$$\varepsilon = A \cdot \sigma \cdot [1 - \exp(-A' \cdot F)] + B_0 \cdot \sigma (1 + B_1 \cdot \sigma^3) \cdot F \quad (2)$$

ここで、 ε はクリープ歪、 σ が応力(MPa)、 A 及び A' は遷移クリープ定数、 F は照射量(dpa)、 B_0 及び B_1 は定常クリープ定数を示す。試験データから、遷移クリープ定数の A が $0.733 \times 10^{-6} \text{MPa}^{-1}$ 、 A' が 4.3dpa^{-1} 、 B_0 が $0.975 \times 10^{-6} \text{dpa}^{-1} \cdot \text{MPa}^{-1}$ 、 B_1 が $0.328 \times 10^{-8} \text{MPa}^{-3}$ と決定されている。

4.6 IASCC 損傷評価

(1) しきい値モデル

JNES「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業^[2]では、新たに取得したIASCCデータに基づいたPWRにおけるバップルフォーマボルトのIASCC損傷評価に対する評価ガイドが提案されている。この評価ガイドでは、定荷重SCC試験での割れ発生までの時間は、数十～数百時間以内であり、これまでのPWSCC評価で用いられているような「ある応力及び環境条件下でどの程度の『時間』が経過したら割れが発生する可能性があるのか？」ではなく、「ある応力及び環境条件下でどの程度『中性子照射劣化』した材料に割れが発生する可能性があるのか？」との考え方を適用し、中性子照射に伴う材料劣化度合いと応力との関係で整理したIASCC発生しきい応力線図を提示している。IASCC損傷評価の手法としては、図4.6-1^[2]のようにIASCC発生しきい応力線図とバップルフォーマボルトの応力評価の結果を重ね合わせて、その交点の中性子照射量に至る時期を割れ発生時期と示している。バップルフォーマボルトの応力評価は初期締付や熱応力、照射硬化、照射下クリープ、バップル構造のスウェリング等を考慮して算出する。

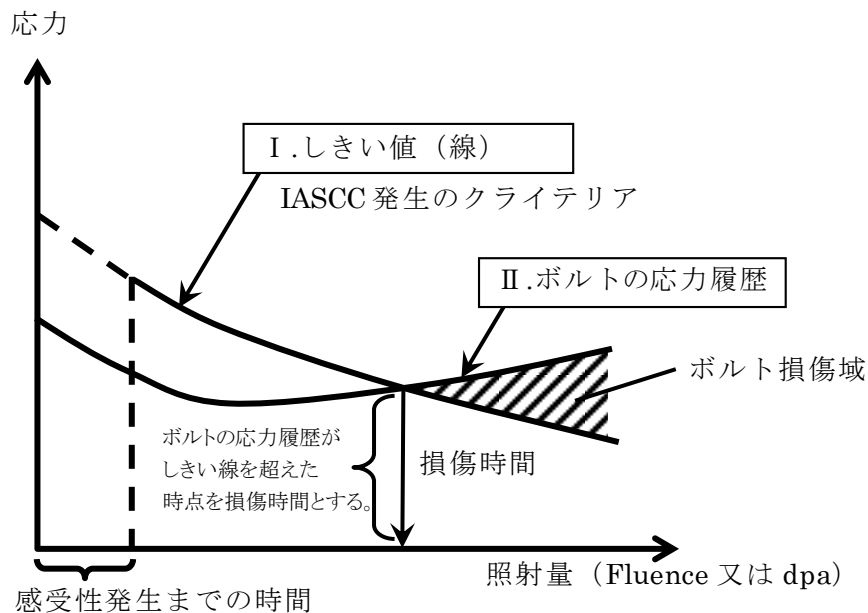


図 4.6-1 バップルフォーマボルトの IASCC 寿命評価法

(2) IASCC 発生しきい線と寿命評価

フランスのEDF/CEA（原子力・新エネルギー庁）でも、図4.6-2^[74]に示すIASCC寿命評価法を用いた検討が行われており、EPRI（米国電力研究所）のMRP（Materials Reliability Program）でも図4.6-3^[75]に示すような照射ステンレス鋼に対するIASCC寿命評価の考えが示されている。さらに、ロシアのV. Fedorovaらは、図4.6-4^[76]に示すような、実験データに対して、IASCCメカニズムに着目した(3)式のようなIASCC発生に対する予測式が提案されている。

$$\sigma_{th}^{IASCC} = 415 \cdot \exp[-2.56 \cdot 10^{-2}(D-3)] + 217 \quad (3)$$

D=照射量 (dpa)

ベルギーSCK・CEN（ベルギー原子力研究センター）のBoschらは、更にデータを追加して、図4.6-5に示すような320°Cでの0.2%耐力値に対する応力比40%（40%YS）がIASCC発生やしきい線となる線図を提案している。米国ミシガン大のK. J. Stephensonらも、新たに4点曲げ試験データを追加して、図4.6-6に示すように20dpa以上の中性子照射量では、耐力に対する応力比40%（40%YS）でIASCCが発生するしきい線を提案している。

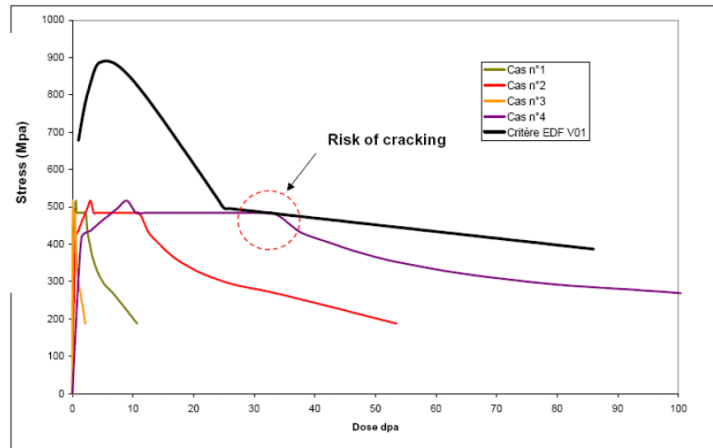


Figure 16- Comparison of the IASCC sensitivity criterion with the development of stress in a bolt with the dose. The different cases correspond to different bolts exposed to different flux.

図 4.6-2 バッフルフォーマボルトの IASCC 寿命評価法 (EDF/CEA) [7 4]

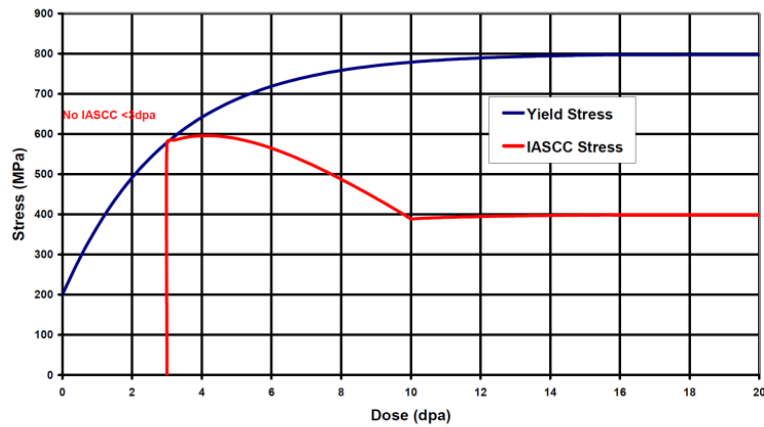


Figure 3-30
IASCC Susceptibility Stress for 304-SA at 330°C as a Function of Dose

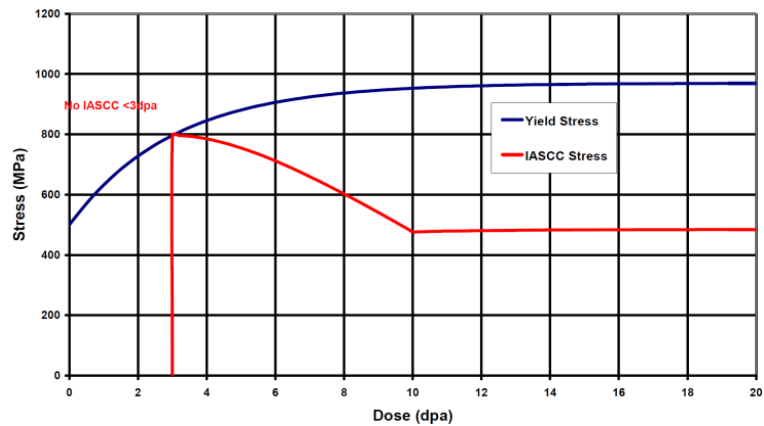


Figure 3-31
IASCC Susceptibility Stress for 316-CW at 330°C as a Function of Dose

図 4.6-3 照射ステンレス鋼の IASCC 寿命評価法 (EPRI) [7 5]

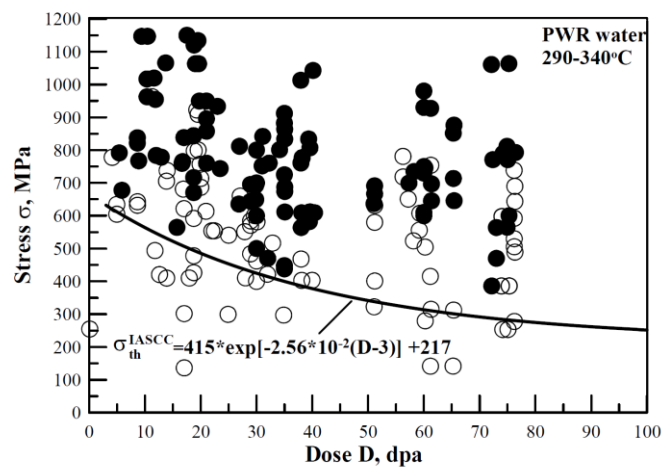


FIG. 11 COMPARISON OF THE PROPOSED DEPENDENCE $\sigma_{th}^{IASCC}(D)$ WITH THE EXPERIMENTAL DATA ON IASCC OF SSs IN PWR WATER: ● - FAILURE; ○ - NO FAILURE

図 4.6-4 照射ステンレス鋼の IASCC 寿命評価予測式 (ロシア V. Fedorova ら) [76]

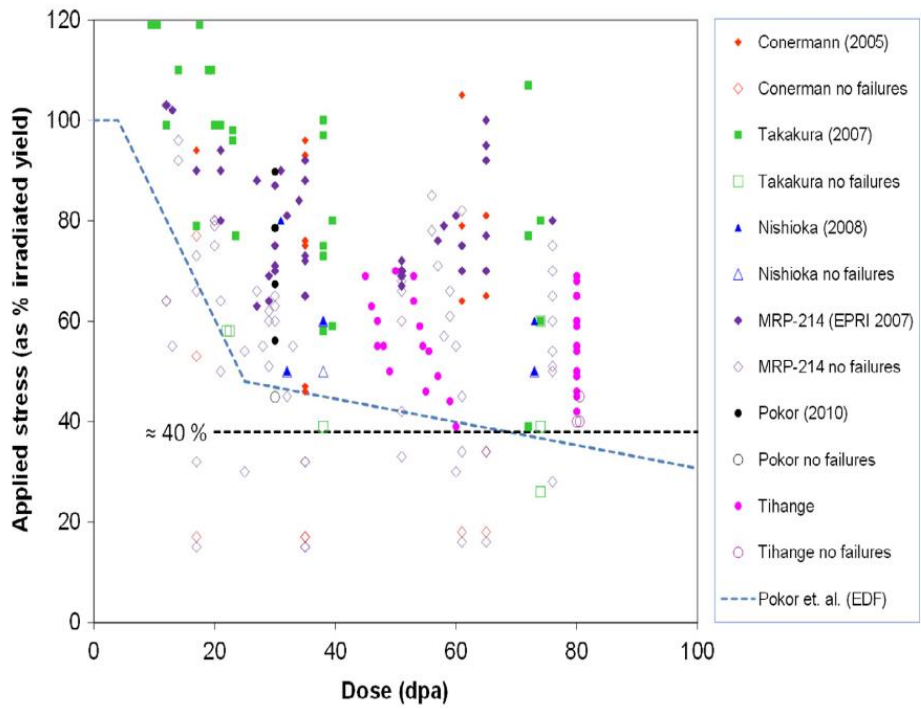


Fig. 18. Our results against the background of literature data. Dose as a function of applied stress. Close symbols represent failures., Open symbols represent non-failures.

図 4.6-5 照射ステンレス鋼の IASCC 寿命評価のしきい線図 (ベルギーSCK・CEN) [103]

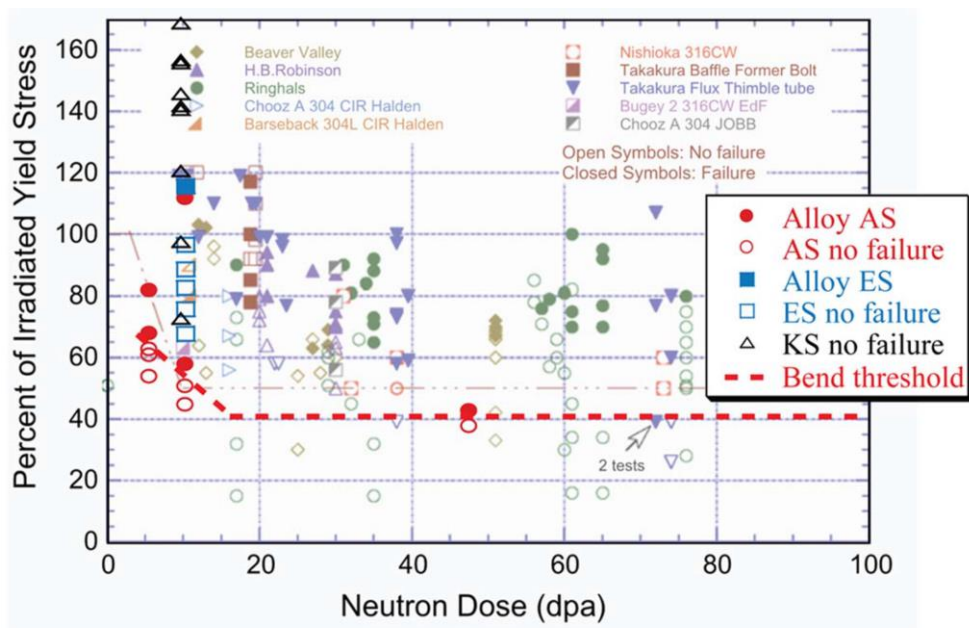


Figure 19. Stress required to initiate IASCC as a function of dose. Four point bend test data from the current study in 288°C NWC has been superimposed on the constant load database available from Chopra in primary water conditions [15].

図 4.6-6 照射ステンレス鋼の IASCC 寿命評価 (米国 K. J. Stephenson ら) [104]

4.7 耐IASCC性に優れる材料開発

米澤ら^{〔77-80〕}は、PWR一次系高温水中で耐IASCC性に優れるステンレス鋼として、現用のバッフルフォーマボルトのオーステナイト系ステンレス鋼であるG316CWを対象とした代替ステンレス鋼の開発を行っている。規格範囲での改良を目的とし、316CWステンレス鋼及び全く新しい材料規格での開発を目的とした高Crオーステナイト系ステンレス鋼の2鋼種について、最適な化学組成、加工及び熱処理条件を選定している。

316CWステンレス鋼の化学組成は、G316CWの規格範囲内で高Cr化し、Si等の不純物を極力低くする。固溶化熱処理後、時効処理前に約20%の冷間加工を施し、結晶粒界に母相と整合した炭化物 $M_{23}C_6$ を析出させ、Cr欠乏層の回復を図る時効処理条件として700℃～725℃で20時間～50時間。さらに、PWRでのバッフルフォーマボルトに対する機械的特性を満足させるために、時効処理後に5～10%の最終冷間加工率を選定している。一方、高Crオーステナイト系ステンレス鋼の化学組成は、PWR一次系高温水中での耐IASCC性の向上、オーステナイト相の安定及び单相の観点からFe-30%Cr-30%Niとし、Si等の不純物を極力低くしている。結晶粒界でCr欠乏層が回復し、結晶粒界に炭化物 $M_{23}C_6$ が半連続状に母相と整合析出することが図れる時効処理条件として、700℃～725℃で40時間以上、さらに、PWRでのバッフルフォーマボルトに対する機械的特性の規格を満足させるために、10%～15%の最終冷間加工率を選定している。

また、米国では、現状の40年プラント寿命から、60年のみならず、今後の80年以上のプラントの運転延長のためのライセンスリニューアルに向けて、アメリカ合衆国エネルギー省(DOE: United States Department of Energy)及びベクテルマリン推進公社(BMPC: Bechtel Marine Propulsion Corporation)が協力し、EPRIが主導してIASCC等の中性子照射による材料劣化対策に向けた次世代材料開発に関する研究プログラム(ARRM: Advanced Radiation-Resistant Materials)^{〔81, 82〕}が始まっている。この研究プログラムのフェーズ1(2013年～2018年)では、陽子(プロトン)照射後の低強度及び高強度用途の候補合金のIASCC感受性が評価されている。ニッケル基合金(X750, 718, 725, 625Plus, 625DA, 625, 690, C22), オーステナイト系ステンレス鋼(316L, 310, 800), Fe-Crフェライト-マルテンサイト系(F/M)合金(T92, 14YWT)の合計13種類が選定され、2.5dpaまでプロトン照射された後の微細構造の特性評価とIASCC感受性が評価されている。高強度のニッケル基合金(X750, 718, 725, 625Plus及び625DA)はIASCC感受性が高く、低強度のニッケル基合金(625, 690及びC22)は、高強度Ni基合金に比べてIASCC感受性が低かった。また、オーステナイト系ステンレス鋼(316L, 310及び800)のIASCC感受性が高く、その中でも800合金は、IASCC感受性が一番高かった。一方、フェライト合金(T92及び14YWT)は、IASCC感受性が低かった。すべての合金に対して、粒界亀裂は、照射に伴う局部変形と硬さの両方との相関が認められている。ただし、硬化の増加は局所変形とも相関するが、これが粒界亀裂発生に対する必要十分条件では無いと報告されている。

耐IASCC性が良好な合金は、更にフェーズ2(2019年～2024年)で中性子照射後に評価

される計画である。〔105、106〕

5. PWR 環境での IASCC メカニズム

SCC 試験結果及びこれまでの中性子照射に伴う材料特性の変化挙動を踏まえて、考えられる PWR 一次系高温水中における IASCC メカニズムに関して以下に検討した。

まず PWR 一次系高温水中で中性子照射された 316CW ステンレス鋼は、非照射オーステナイト系ステンレス鋼とは異なる特性を有していると判断される。すなわち、中性子照射量の増加に伴い材料劣化因子の変化が促進させる方向に大きく働き、IASCC を生じやすくさせると考えられる。これを図 5-1^{〔2〕} に模式的に示す。

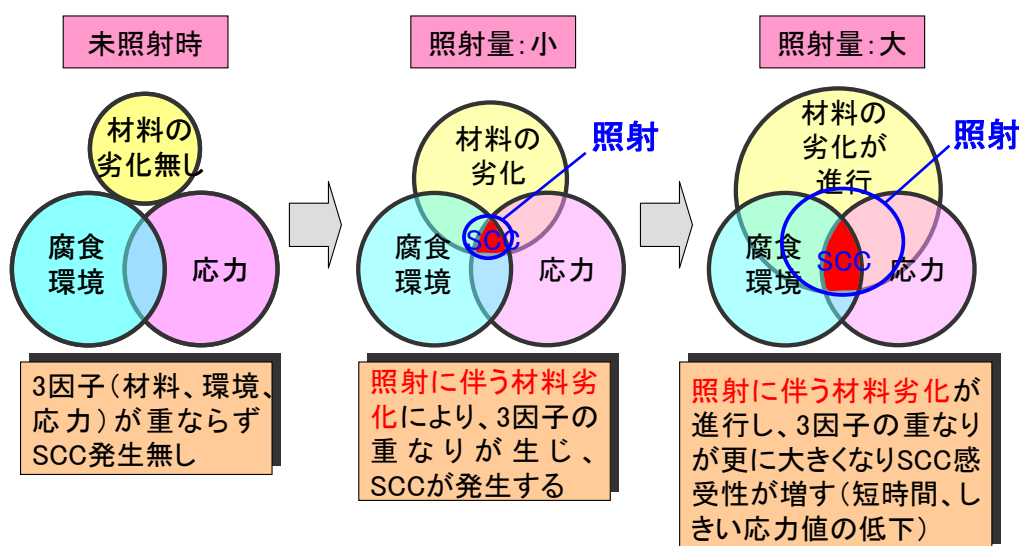


図5-1 中性子照射による材料劣化を考慮したIASCCの3因子^{〔2〕}

さらに、IASCC に影響する材料劣化因子の変化挙動について以下に示す。

- ① 中性子照射によって結晶内に多数の欠陥形成に伴いフランクループを主体にした転位ループが出現する。
- ② この転位ループは、中性子照射量の増加に伴い密度が上昇し、応力が作用したときの転位の動きに対する抵抗となることから、材料強度が上昇する因子となり、その結果として照射硬化が顕在化する。
- ③ この照射硬化は、約 20dpa を超える中性子照射量から飽和傾向が認められる。照射硬化が飽和するまでの挙動は、照射温度にも影響すると考え、厳密な中性子照射量の評価には照射温度に着目したデータ取得が必要である。
- ④ 照射硬化が飽和する約 20dpa までの中性子照射量において、応力の作用により移動しようとする結晶粒内の転位は、ある条件の下で干渉した転位ループを消滅させながら移動する現象を生じ、最終的に結晶粒界で停止する。このプロセスでは、結晶粒内に転位ループが消滅し、転位が存在しない帯領域となる転位チャネリングが生じる。

- ⑤ 転位チャネリングには転位の運動を妨げる転位ループが存在しないためすべり変形が生じ、結晶粒界では応力の集中が生じやすくなる。
- ⑥ 一方、中性子照射によって形成される空孔や格子間原子の移動に伴い、結晶粒界近傍では Cr や Mo 濃度の欠乏、Ni や Si 濃度が増加する現象の RIS が顕在化する。
- ⑦ RIS に伴う結晶粒界近傍での Cr 濃度の欠乏や Si 濃度の増加の顕在化は、結晶粒界での酸化皮膜の安定性を低下させることになり、腐食されやすくなる。
- ⑧ すなわち、非照射オーステナイト系ステンレス鋼に比べて、応力集中や酸化皮膜の安定性が大きく低下し、割れ発生までの応力や時間も低下する。
- ⑨ 約 20dpa 以上の中性子照射量においては照射硬化の飽和が認められているものの、RIS については中性子照射による変化が継続するが、低照射レベルに比べその変化は小さい。
- ⑩ 約 20dpa を超えたあたりから材料成分の中性子照射に伴う核変換によって H や He ガスが発生し、材料中のガス含有量が増加する。
- ⑪ He は 1~3nm 程度のバブルとして粒内のみならず粒界にも形成されて微細なキャビティとして存在するが、結晶粒界での微小な He バブル（キャビティ）生成量は、中性子照射量の増加に伴い増加する。
- ⑫ このことは、結果的に結晶粒界の結合力を弱めることになるとも考えられるが、He バブル自体は 1~3nm 程度であるために、その寄与度は照射硬化や照射誘起偏析よりも小さいと考えられる。

以上の結果から、IASCC への影響に及ぼす中性子照射に対する材料劣化因子の変化挙動を推定した結果を図 5-2^[2] に示す。すなわち、照射硬化が飽和する約 20dpa の中性子照射量までの低照射レベルでは、中性子照射に伴う欠陥形成、当該部での転位ループ形成と転位チャネリングに伴う応力集中並びに酸化の加速、結晶粒界近傍での Cr の欠乏や Si の増加を伴う RIS による酸化皮膜の不安定性が複合的に作用して IASCC が生じやすくなると考えられる。また、約 20dpa の中性子照射量以上の中及び高照射量レベルでは、継続的な RIS の影響及び He バブル（キャビティ）の顕在化に伴う粒界結合力の低下が生じるものと考えられる。

この粒界結合力の低下に関しては、照射されたステンレス鋼から切り出した超微小引張試験片を用いて実験的にも示されている。図 5-3 に示すとおり、高照射量レベルのステンレス鋼では粒界酸化が生じ易くなることで粒界結合力が低下する。更には、キャビティの形成によっても粒界結合力が低下し、亀裂先端の応力が弱化したバルクの粒界破壊強度を上回ることで、酸化に頼らずに亀裂が粒界で進展することが考えられている。^[107-109]

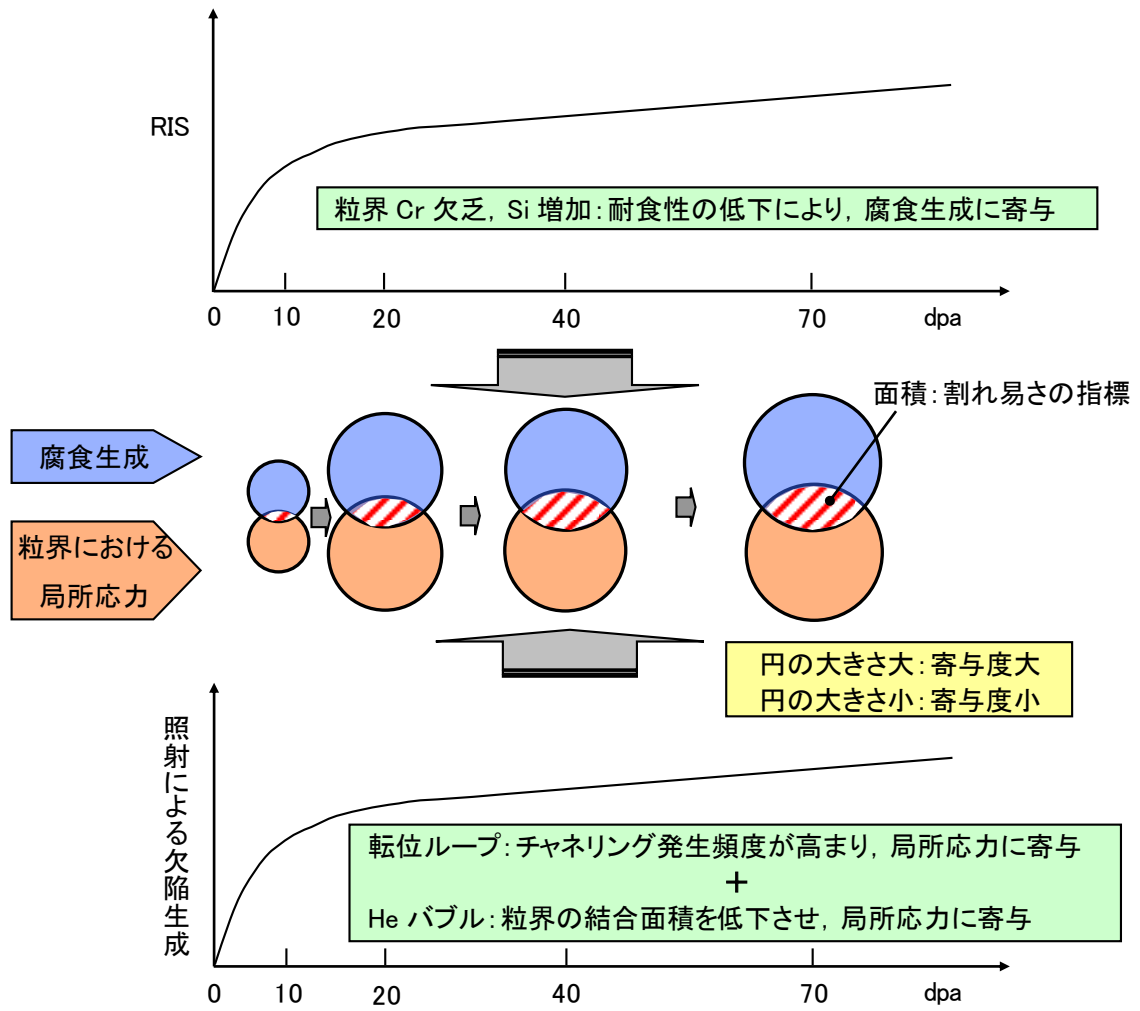


図5-2 中性子照射に伴う微視的な材料劣化挙動を考慮したIASCCメカニズム^[2]

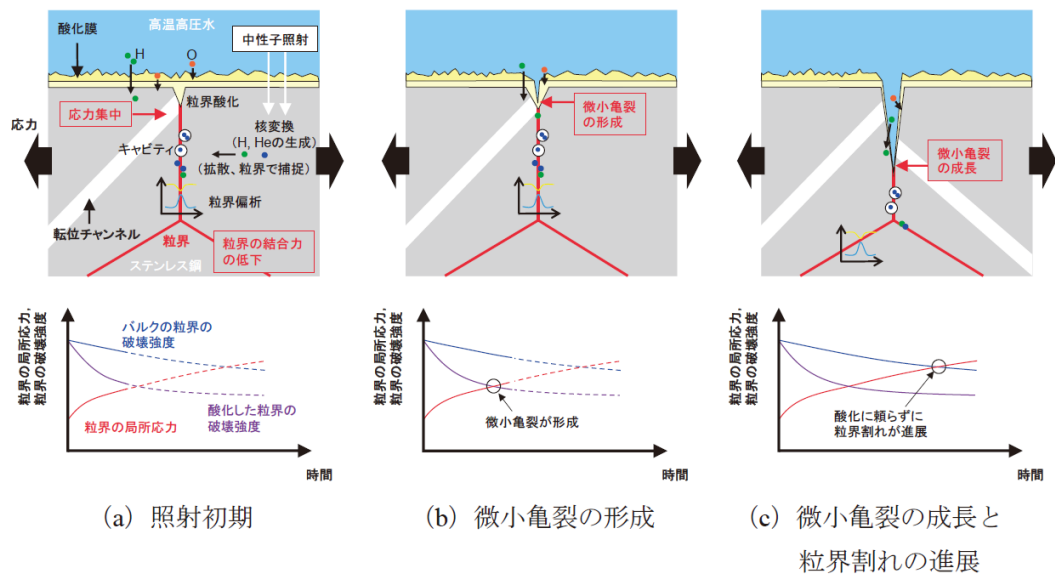


図5-3 IASCCメカニズムの仮説 [108]

6. まとめ

- ・ PWR の一次系の環境のように、溶存水素を含み脱気された高温水中では、腐食電位も低く当初 SCC は生じないと言われてきた。しかし、PWR でも、1988 年のフランスでの損傷事例を始め、 10^{21}n/cm^2 ($E > 0.1\text{MeV}$) [≒約 1dpa]程度の中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼製のバップルフォーマボルトで粒界割れを生じることが海外で明らかとなっており、本損傷は、IASCC と呼ばれている。
- ・ 炉内構造用のオーステナイト系ステンレス鋼が約 10^{21}n/cm^2 ($E > 0.1\text{MeV}$) [≒約 1dpa] 以上の中性子照射を受けると、材質及び水質変化により IASCC 感受性が現出すると考えられ、中性子照射による材質や水質変化挙動として、以下に示す挙動が大きく影響していると報告されている。①結晶粒界近傍での成分元素の濃度変化 (RIS : 結晶粒界近傍での Fe, Cr, 及び Mo 元素濃度の欠乏, Ni, Si, S 及び P 元素濃度の富化), ②金属組織の変化 (マルテンサイト相及びボイドの生成, 転位密度の増加), ③機械的性質の変化 (引張強さ, 0.2%耐力及び硬さの増加, 延性の低下), ④中性子線や γ 線照射に伴う水の放射線分解によるラジカル (HO_2), 過酸化水素水 (H_2O_2) 等の酸化性物質の生成が挙げられる。
- ・ PWR における IASCC メカニズムとして、照射硬化が飽和する約 20dpa の中性子照射量までの低照射レベルでは、中性子照射に伴う欠陥形成、当該部での転位ループ形成と転位チャネリングに伴う応力集中並びに酸化の加速、結晶粒界近傍での Cr の欠乏や Si の増加を伴う RIS による酸化皮膜の不安定性が複合的に作用して IASCC が生じやすくなると考えられる。
- ・ また、約 20dpa の中性子照射量以上の中及び高照射量レベルでは、継続的な RIS の影響及び He バブル(キャビティ)の顕在化に伴う粒界結合力の低下により、さらに IASCC が高まる傾向を示すと考えられる。
- ・ 上述のとおり、炉内構造部材の健全性を評価するために、PWR における炉内構造用オーステナイト系ステンレス鋼の IASCC に関する、基礎的な研究が国内外で盛んに行われ、多くの知見が蓄積されてきている。
- ・ 今後、IASCC 寿命評価のさらなる高度化に資するためにも、IASCC 発生データの拡充、スウェリングデータの蓄積や IASCC 機構解明を図る必要がある。

改訂経緯

第 2 版の改訂経緯

PWR 炉内構造物のバッフルフォーマボルトの照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) に対し、合理的な点検・評価のあり方を示すため、平成 12 年 12 月に「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]」が発行された。

第 1 版の発行以降、平成 12 年～20 年度に実施された JNES「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」事業による IASCC 知見の拡充や、バッフルフォーマボルトの応力解析手法の精緻化等、これら新しい知見や手法を取り入れるべく、ガイドラインの見直しを図った。

第 2 版の概要

第 2 版の主な見直し内容の全体像を図 1 に示す。また、各項目の見直し内容について、以降に示す。

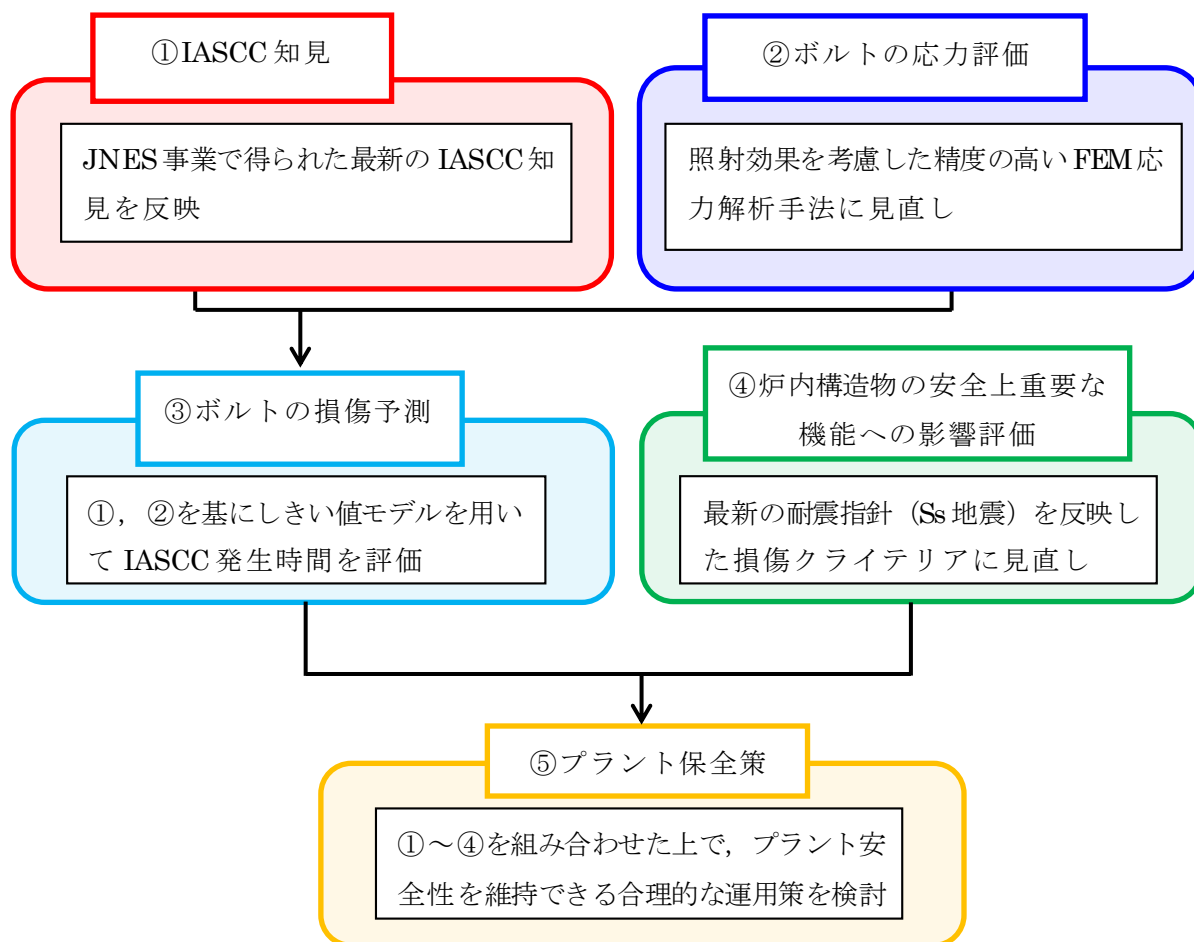


図 1 改訂の全体像とポイント

① IASCC 知見

第1版策定時の知見

図2に示す PLEX[※]の SSRT 試験, 定荷重 SCC 試験等の限られた知見を基に IASCC 損傷予測手法を策定している。 (※: 1987~1996年「プラント長寿命化技術開発」事業)

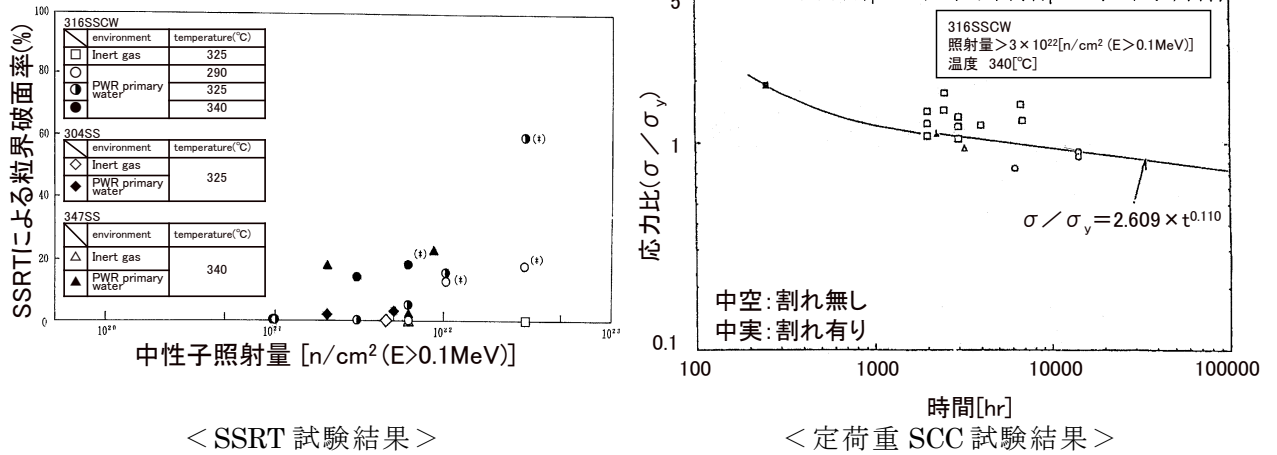


図2 第1版策定時の IASCC 知見

第2版見直し内容 (新しく得られた知見)

平成12年~20年度に実施された JNES「照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術」事業にて IASCCに関する大規模な試験が行われた。ここでは, 30dpa 以上の高照射域では低応力でも損傷する試験結果が得られている。また, 定荷重 SCC 試験開始から割れ発生までの時間は短く, 割れ発生の時間よりも割れが発生する条件(照射量, 応力)が重要との観点に基づき, 図3に示すように中性子照射量と応力で試験結果を整理した IASCC による割れ発生しきい応力線図を整備している。第2版ではこの成果を取り入れている。

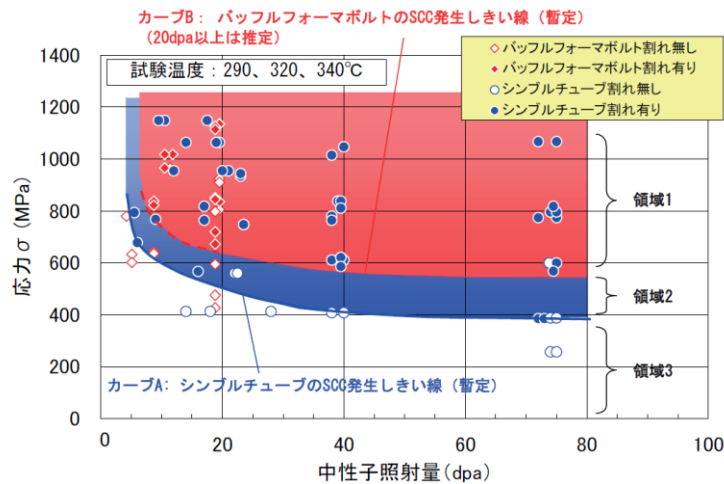
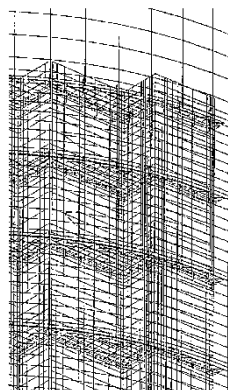


図3 IASCCによる割れ発生しきい応力線図

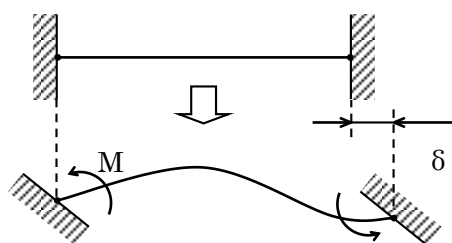
②ボルトの応力評価

第1版策定時の手法

図4に示す板梁要素を用いたFEMにより、熱応力のみ評価していた。照射効果については別個に評価し、これらを足し合わせることで簡易的に応力を評価している。また、評価は弾性解析で実施し、材料の塑性はNeuber則により簡易的に考慮している。



<バッフル構造全体のモデル>

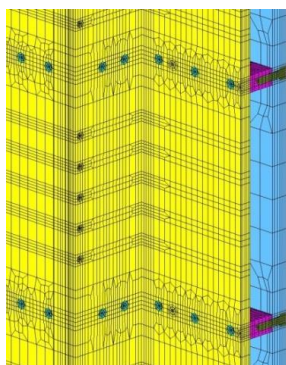


<ボルトのモデル>

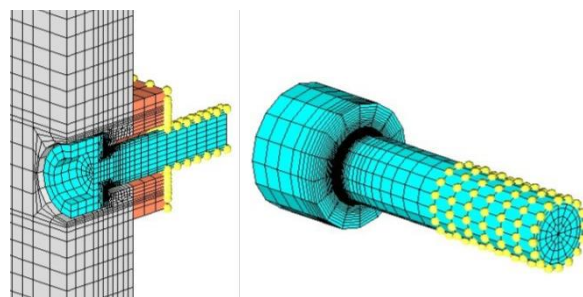
図4 第1版策定時の応力評価モデル

第2版見直し内容（新しく確立した手法）

図5に示す3次元ソリッドFEMモデルを用い、中性子照射によるスウェリングや照射下クリープの評価式をプログラムとして組込むことで熱変形と同時に照射変形についても評価している。バッフル構造全体のモデル、ボルト周辺のみの詳細モデルの2つを用いてデータを受け渡すことによって、精緻に応力を算出するズームング手法を採用した。また、ボルト周辺のみの詳細モデルでは弾塑性解析を行い、塑性域も考慮したものとしている。



<バッフル構造全体のモデル>



<ボルト周辺のみの詳細モデル>

図5 新しい応力評価モデル

③ボルトの損傷予測

第1版策定時の手法

当時の SSRT 試験, 定荷重 SCC 試験等, 限られた試験データを用いて, 応力・照射量・温度が IASCC 発生時間 t_N にそれぞれ寄与すると考えて, 次式にて評価している。

$$t_N \propto \left(\frac{\sigma}{\sigma_y} \right)^{-n} \times \left[\exp \frac{Q}{R} \left(\frac{1}{T} \right) \right] \times \Phi^{-m}$$

n : 照射材定荷重試験(1 データ) 結果から導出
 Q, m : 照射材 SSRT 試験の結果から導出

┌──────────┐
┌──────────┐
┌──┐
 応力の効果 温度の効果 照射量の効果

σ : ボルトの応力
 σ_y : 材料の降伏応力
 Q : 材料の活性化エネルギー
 R : 気体定数
 T : 温度
 Φ : 中性子照射量

第2版見直し内容 (新しい損傷予測手法)

JNES 事業「照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術」^{〔2〕}にて, 図 6 に示す「しきい値モデル」に基づく IASCC 損傷評価方法が評価ガイドとして提案されており, この手法を取り入れている。これは, 解析によって求めたボルトの応力履歴が IASCC による割れ発生しきい応力線図を超えた時点をボルトの損傷時間とする考え方である。

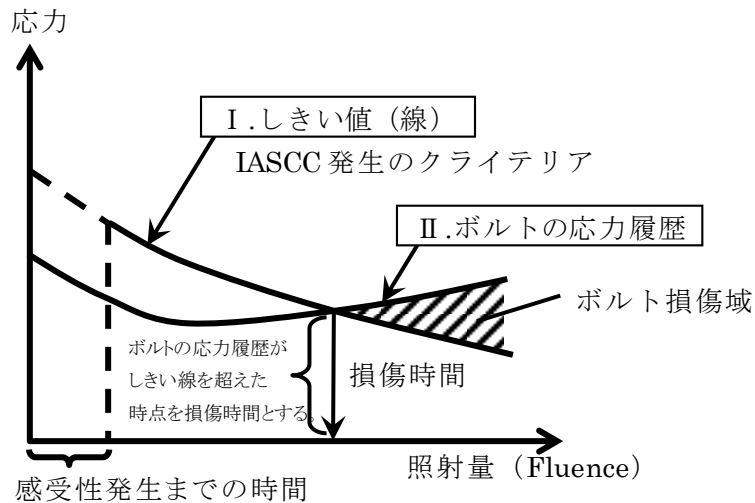


図 6 「しきい値モデル」に基づく IASCC 発生時期予測の考え方

④ 炉内構造物の安全上重要な機能への影響評価

第1版策定時の評価内容

ボルト損傷配置を包絡する最上下段のボルトが残存する場合（図7）について、S2地震時、LOCA時の評価を行い、「燃料集合体の健全性」、「制御棒挿入性」、「残存ボルトの強度」が維持されることを確認している。

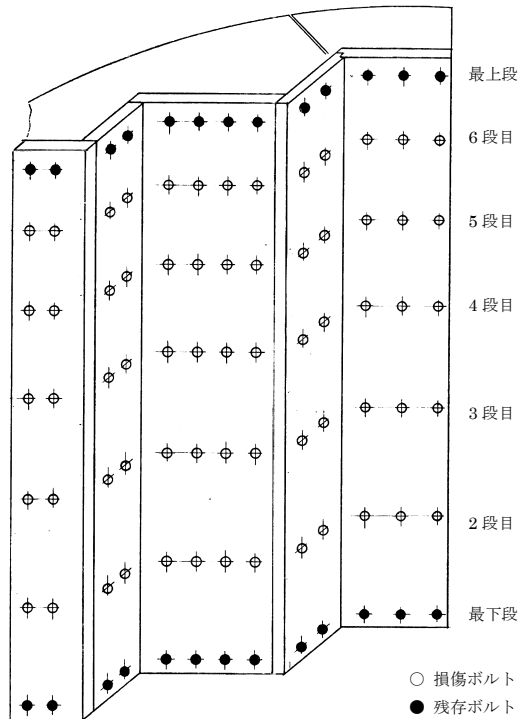


図7 最上下段ボルトのみ残存するパターン（初期型2ループの例）

第2版見直し内容（耐震指針改定の反映）

H18年の耐震指針改定を受け、改定後のSs地震波に対しても「燃料集合体の健全性」、「制御棒挿入性」、「残存ボルトの強度」が維持されることを確認している。

⑤プラント保全策

第1版策定時の点検時期策定の考え方

安全上重要な機能を維持するために必要なボルト本数を確認した上で、その本数に約3倍の余裕を見込んだ管理損傷ボルト数を設定する。IASCC知見、ボルト応力評価に基づいて予測されるボルト損傷本数が管理損傷ボルト数に達する時期を基準に点検を実施する(図8)。また、2回目以降の点検時期は、前回点検で得られた点検結果を損傷予測式の比例定数へ反映し、再評価したボルト損傷予測本数が管理損傷ボルト数に達する時期としている。

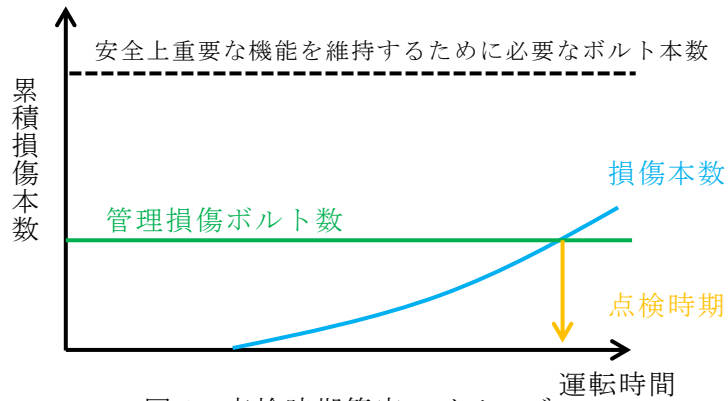


図8 点検時期策定のイメージ

第2版見直し内容(点検時期設定の考え方)

第1版と同様に、安全上重要な機能を維持するために必要なボルト本数に対し管理する上での余裕を見込んだ損傷本数20%を設定し、IASCC損傷評価による累積損傷本数が20%に達すると評価される時期に初回点検を実施することとした。また、2回目以降の点検時期は点検の直後から累積損傷本数のグラフと沿う直線の傾きでボルトが損傷し続けると仮定し、点検した時点からこの傾きの直線が損傷本数20%に達する時点までの期間を点検周期とした(図9)。

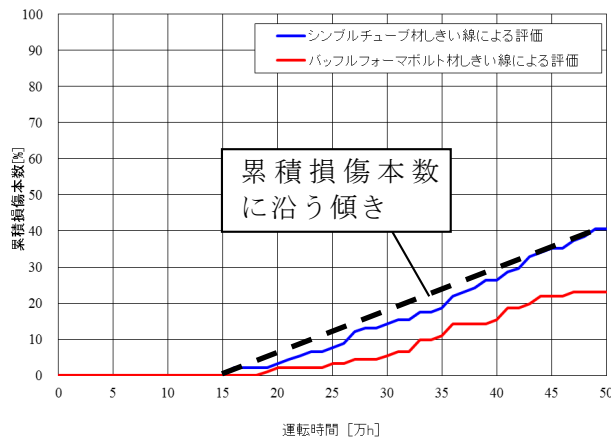


図9 点検周期の設定例

第 3 版の改訂経緯

JNES 事業の成果や最新の応力評価手法を反映した評価の結果、バレルフォーマボルト、炉心そうに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得られた。このため、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第 2 版では、これら部品に対して IASCC は有意な劣化モードでないとし、具体的な点検時期を規定せず、照射量や応力が最も高いバッフ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旨定めた。

バレルフォーマボルト、炉心そうには有意な劣化モードがないため、これら部品の点検は本来、一般点検ガイドラインに基づき点検されるのが望ましい。これまで知見の蓄積、一般点検・個別点検の整理等が進んできているため、今回の改訂のタイミングで整理し、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て一般点検ガイドラインに基づき点検していくこととする。バレルフォーマボルト、炉心そうの個別点検ガイドラインには、新たな知見が得られた場合には点検内容等にフィードバックするとの考えが記載されているが、新たな知見があれば点検プログラムを見直すとの基本的な考え方は一般点検ガイドラインに含まれており、廃止後も同様の考え方で点検されることとなる。

ただし、一般点検ガイドラインは安全機能を有する炉内構造物全般に関する規定であるため、バッフルフォーマボルトの点検結果をバレルフォーマボルトと炉心そうにフィードバックする、という範囲を特定した考え方は記載されていない。したがって、この考え方は今回の改訂でバッフ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み、バッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心そうの関係を更に明確化させた。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、評価例をバッフ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んだ。また、これに合わせ表現の修正や IASCC に関する知見（参考資料 1）の最新化を行った。

第 4 版の改訂経緯

第 3 版の発行以降の国内改造工事实績，国内外の運転経験，IASCC に関する最新知見及び安全機能に影響する損傷の発生確率と安全機能への影響の観点での整理結果を反映し，ガイドラインの見直しを図った。

① 国内改造工事实績

2019 年に実施された美浜 3 号機の炉内構造物取替工事に適用された炉内構造物の仕様を反映した。

② 国内外の運転経験

国内外の運転経験を調査・整理した結果，海外の複数プラントでバッフルフォーマボルトの UT 指示の報告を確認した。ただし，バッフルフォーマボルトの点検方針を変更する必要があるような新知見は確認されなかった。

③ IASCC に関する最新知見

第 3 版以降の IASCC に関する知見として，IASCC 等の中性子照射による材料劣化対策に向けた材料開発の研究状況と IASCC 発生メカニズムに関する研究結果を追加した。

④ 安全機能に影響する損傷の発生確率と安全機能への影響の観点での整理結果

IASCC の発生が懸念される炉内構造物の中で比較的高照射量の機器に対して，安全機能に影響する損傷の発生確率と安全機能への影響を評価し，IASCC の個別点検対象としてバッフルフォーマボルトを選定した技術的な根拠を明確化した。

1. 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは加圧水型原子力発電所（PWR：Pressurized Water Reactor）の炉内構造物について、想定される経年劣化事象に対して合理的な点検・評価の方法を示すことにより、原子力発電所の安全及び安定運転を維持することを目的とする。

1.2 適用

1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは照射誘起型応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に対するバブルフォーマボルト（図 1.2.1-1）の点検・評価手法に適用する。

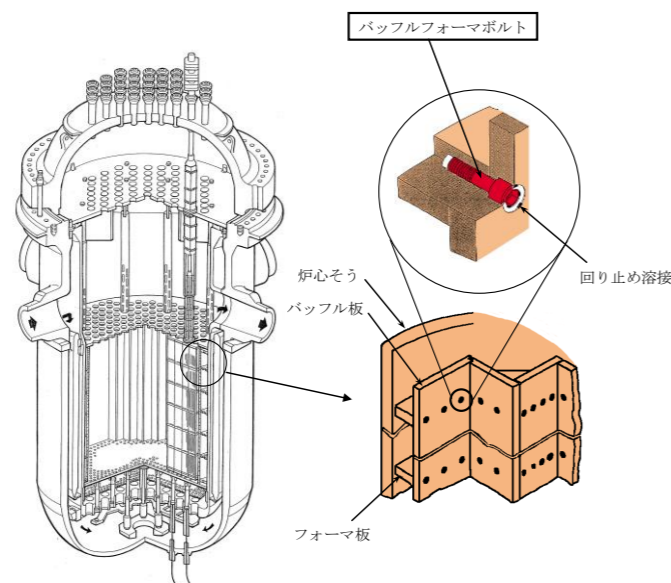


図 1.2.1-1 バブルフォーマボルト

1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後の PWR の供用期間中とする。

1.3 用語の定義

本ガイドラインで用いる主な用語とその定義は次のとおりである。

ボルト損傷：亀裂の発生・進展によりボルトがその締結機能を失った状態のことをいう。

1.4 品質保証

バブルフォーマボルトの経年劣化管理に関する品質保証は、(社)日本電気協会「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111)及び「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209)に従い行わなければならない。

2. 点検及び評価

2.1 点検

2.1.1 点検対象

点検対象はバブルフォーマボルトの全数を基本とする。ただし、炉心の対称性を利用して点検

範囲を選定することができる。

2.1.2 点検方法

点検手法は超音波探傷試験（UT）とする。超音波探傷試験は、「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207)を準用して行う。

2.1.3 点検時期

(1) 初回点検時期

初回点検時期はボルトの損傷本数が全数の 20%と評価される時期を目途に設定する。

損傷本数の評価に際しては、各バブルフォーマボルトが照射を受けることにより生ずるボルト首下部の発生応力を評価し、IASCCが発生する照射量と応力の関係（IASCC発生しきい線）と比較することにより、首下部の発生応力がIASCC発生しきい線を上回るバブルフォーマボルトを損傷したものとして判定する（図 2.1.3-1）。

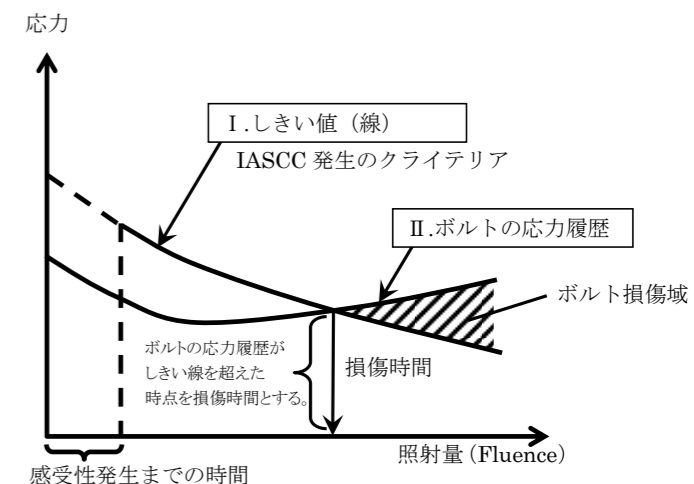


図 2.1.3-1 IASCC 損傷評価によるバブルフォーマボルトの損傷時間の考え方

(2) 点検周期

2 回目以降の点検時期は、IASCC 損傷評価による結果と点検により得られた損傷本数を考慮して損傷本数が全数の 20%となる時期を目途に設定する。

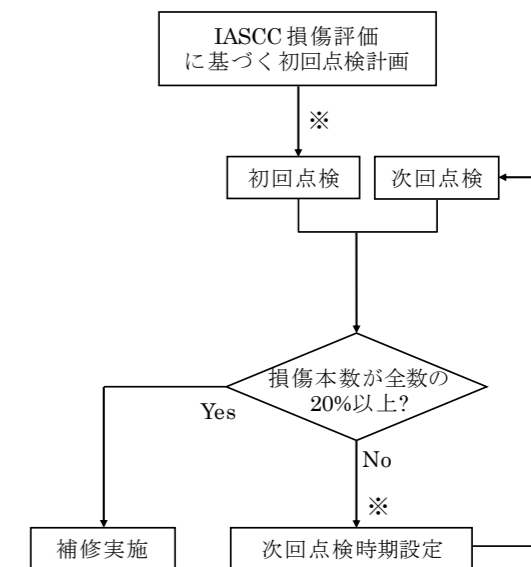
2.2 評価

2.2.1 判定基準

損傷本数が全数の 20%未満の場合は 2.1.3(2)項により点検周期を設定し、次回点検時期まで継続使用できる。20%以上の場合には第 3 章により補修を行う。

2.2.2 点検・評価のフロー

点検・評価のフローを図 2.2.2-1 に示す。



※ 予防保全を選択することも可能

図 2.2.2-1 点検・評価フロー

3. 予防保全及び補修

バブルフォーマボルトの損傷本数が安全上重要な機能が喪失すると評価されるボルトの損傷本数に達した場合は、バブルフォーマボルトの取替を行い、損傷本数を全数の 20%未満とする。又は、炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）を実施する。バブルフォーマボルトの取替え又は炉内構造物取替後の点検時期は 2.1.3(1)項の初回点検時期に従って定めることができる。これらは、バブルフォーマボルトの取替え又は炉内構造物取替は予防保全としても実施できる。

なお、バブルフォーマボルトの点検等により新たな知見が得られた場合には、必要に応じてバブルフォーマボルトの IASCC 損傷評価の見直し、他機器・部品の点検要否等の検討を行う。

引用文献

- [1] 内山 純一, 大内 博史, 安食 和英, 西岡 嘉生, 玉置 廣紀, 三菱重工技報 VOL.43, No.1, p.2 (2006).
- [2] 独立行政法人 原子力安全基盤機構 「平成20年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (09原高報-0012)」, 平成21年9月 (2009).
- [3] T. Matsubara, T. Tsutsui, Y. Kamei, M. Kitsu, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, SFEN, French Nuclear Energy Society, O16-A069 (2010).
- [4] 塚田 隆, 原子力構造機器の材料, 設計, 施工, 検査に関する講習会「IASCCの現状と動向」, 平成14年2月7日,8日, p.145.
- [5] P. Scott, Journal of Nuclear Materials, Vol.211, p.101 (1994).
- [6] B. M. Gordon and G. M. Gordon, Nuclear Engineering and Design, 98, (1987) p.109.
- [7] 原子炉施設故障等報告書「敦賀発電所1号機 動作不良制御棒 22-23 の点検に伴う原子炉手動停止について」(平成9年度).
- [8] 原子炉施設故障等報告書「福島第二原子力発電所1号機 制御棒の動作不調に伴う原子炉手動停止について」(平成9年度).
- [9]「沸騰水型原子力発電所のハフニウム板型制御棒のひび等に関する調査報告書(概要)」, 原子力安全・保安院 (平成18年5月31日) .
- [10] N. Q. Lam, A. Kumar, and H.Widersich, Effects of Radiation on Materials: Eleventh Conference, ASTM STP 782 ed. H.R.Brager and J.S.Perrin, p.985 (1982).
- [11] R. Cauvin, O. Goltrant, Y. Rouillon, E. Verzaux, A. Cazus, P. Dubuisson, P. Poitrenaud, and S. Bellet, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD III, Vol. 1, p.54 (1994).
- [12] K. Takakura, K. Sakima, K. Fujimoto, N. Kubo, and T. Kido, Proceedings of the International Symposium on Fontevraud 7, 26-30 September 2010, A132 (2010).
- [13] P. M. Scott, M. C. Meunier, D. Deydier, S. Silvestre, and A. Trenty, Predictive Methods for Risk Assessment and Evaluation of Materials, Equipment, and Structure, ASTM STP 1401, p.210 (2000).
- [14] C. Pokor, Y. Thebault, C. Pujol, E. Lemaire, and N. Ligneau, Proceedings 6th International Symposium Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, Fontevraud, France, Sept. 18-22, 2006, p.545 (2006).
- [15] S. Yaguchi and J. Uchiyama, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD V, A153 (2006).
- [16] I. Suzuki, M. Koyama, H. Kanasaki, H. Mimaki, M. Akiyama, T. Okubo, Y.

- Mishima, and T. R. Mager, International Conference on Nuclear Engineering Vol. 5 ASME, p. 205 (1996).
- [17] K. Fujimoto, T. Yonezawa, E. Wachi, Y. Yamaguchi, M. Nakano, R. P. Shogan, J. P. Massoud, and T. R. Mager, Proceedings of 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, (2005).
- [18] K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka, and Y. Kitsunai, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.43, No.2, p.159 (2006).
- [19] D. J. Edwards, E. P. Simonen, F.A. Garner, L. R. Greenwood, B. M. Oliver, and S. M. Bruemmer, Journal of Nuclear Materials, Vol.317, p.32 (2003).
- [20] 福谷 耕司, 藤井 克彦, INSS JOURNAL, Vol.8, p.156 (2001).
- [21] D. J. Edwards, E. P. Simonen, and S. M. Bruemmer, Journal of Nuclear Materials, Vol.317, p.13 (2003).
- [22] (財)発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発 (ステンレス鋼照射SCC試験 (PWR)) 」, 平成9年3月 (1997).
- [23] J. Conermann, R. P. Shogan, D. R. Forsyth, I. L. W. Wilson, and H. T. Tang., Proceedings of 10th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, (2001).
- [24] K. Fukuya K.Fujii, M.Nakano, N.Nakajima, and M.Kodama, Proceedings of 10th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, (2001).
- [25] J. Conermann, R. P. Shogan, K. Fujimoto, T. Yonezawa, and Y. Yamaguchi, Proceedings of the 12th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, TMS, p.277 (2005).
- [26] P. L. Andresen, F. P. Ford, S. M. Murphy, and J. M. Perks, Proceedings of the 4th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, Jekyll Island, GA, August 6-10 1989, ANS, p.1 (1989).
- [27] A. J. Jacobs, Letter Report and Literature Search, GE Nuclear Energy, San Jose, CA, May (1979).
- [28] M. Kodama, S. Nishimura, J. Morisawa, S. Suzuki, S. Shima, and M. Yamamoto, Proceedings of the 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, Monterey, California, August, ANS, p.948 (1991).
- [29] K. Asano, K. Fukuya, K. Nakata, and M. Kodama, Proceedings of the 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear

- Power Systems -Water Reactors, Monterey, California, August, ANS, p.838 (1991).
- [30] T. Yonezawa, K. Fujimoto, H. Kanasaki, T. Iwamura, S. Nakada, K. Ajiki, and K. Sakai, Proceedings of the 8th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, Amelia Island, ANS, p.823 (1997).
- [31] 福谷 耕司, 西岡 弘雅, 藤井 克彦, INSS Monographs No.4 「ステンレス鋼の軽水炉照射挙動」 株式会社 原子力安全システム研究所 (2009).
- [32] 古谷 元, 小西 隆男, INSS JOURNAL, Vol.7, p.112 (2000).
- [33] K. Fujii, K. Fukuya, G. Furutani, T. Torimaru, A. Kohyama and Y. Katoh, Proceedings of the 10th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, (2001).
- [34] K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii, T. Torimaru, and Y. Kitsunai, Journal of Nuclear Science Technology, Vol.41, p.1218 (2004).
- [35] 中野 守人, 福谷 耕司, 藤井 克彦, INSS JOURNAL, Vol.9, p.144 (2002).
- [36] K. Fukuya, K. Fujii, M. Nakano, T. Torimaru, and M. Kodama, Proceedings of the 11th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, ANS, p.1153 (2003).
- [37] 福谷 耕司, 藤井 克彦, INSS JOURNAL, Vol.10, p.163 (2003).
- [38] 福谷 耕司, 藤井 克彦, 西岡 弘雅, INSS JOURNAL, Vol.12, p.230 (2005).
- [39] L. R. Greenwood and F. A. Garner, Journal of Nuclear Materials, Vol.233-237, p.1530 (1996).
- [40] F. A. Garner, L. R. Greenwood and D. L. Harrod, Proceedings of the 6th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, TMS (1993).
- [41] J. Foster, D. L. Potter, D. L. Harrod, T. R. Mager, and M. G. Burke, Journal of Nuclear Materials, Vol.224, p.207 (1995).
- [42] K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii, and T. Torimaru, Journal of Nuclear Science Technology, Vol.41, No.6, p.673 (2004).
- [43] G. Furutani, N. Nakajima, T. Konishi, and M. Kodama, Journal of Nuclear Materials, Vol.288, p.179 (2001).
- [44] 中野 守人, 福谷 耕司, 藤井 克彦, INSS JOURNAL, Vol.8, p.134 (2001).
- [45] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, and T. Torimaru, Proceedings of 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, CNS, (2007).
- [46] 西岡 弘雅, 福谷 耕司, 藤井 克彦, 鳥丸 忠彦, INSS JOURNAL, Vol.14, p.157 (2007).

- [47] K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii and T. Torimaru, Journal of Nuclear Science Technology, Vol.45, No.5, p.452 (2008).
- [48] 財団法人 発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発」平成8年度 (1996).
- [49] P. Freyer, T. Mager, and M. Burke, Proceedings of 13th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, CNS, (2007).
- [50] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, and T. Torimaru, Journal of Nuclear Science Technology, Vol.45, No.10, p.1 (2008).
- [51] A. Toivonen, U. Ehrnstein, W. Karlsen, P. Aal-tonen, J-P. Massoud, and J-M Boursier, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD VI, Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors, SFEN, French Nuclear Energy Society, 6a-A099 (2006).
- [52] R. Pathania, R. Carter, and A. Demma, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, SFEN, French Nuclear Energy Society, O01-A102-T02 (2010).
- [53] NUREG/CR-7027, O.K. Chopra (Argonne National Laboratory), Manuscript Completed: January 2010, Date Published: December 2010.
- [54] 福谷 耕司, 日本原子力学会誌, Vol.48, No.10, p.787 (2006).
- [55] C. Pokor, A. Toivonen, M. Wintergerst, U. Ehrnsten, W. Karlsen, and J-P. Massoud, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs, SFEN, French Nuclear Energy Society, O03-A008 (2010).
- [56] 西岡 弘雅, 福谷 耕司, 藤井 克彦, 鳥丸 忠彦, INSS JOURNAL, Vol.15, p.162 (2008).
- [57] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii, and Y. Kitsunai, Journal of Nuclear Science Technology, Vol.45, No.4, p.274 (2008).
- [58] K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii, T. Miura, and T. Torimaru, Journal of Nuclear Materials, Vol.378, p.211 (2008).
- [59] 福谷 耕司, 藤井 克彦, INSS JOURNAL, Vol.10, p.163 (2003).
- [60] K.Fujii, K. Fukuya, G. Furutani, T. Torimaru, A. Kohyama, and K.Katoh, Proceedings of 10th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems -Water Reactors, NACE, (2001).
- [61] NUREG/CR-6897, H. M. Chung, ANL-04/28, 2006.
- [62] J. P. Foster and J. E. Flinn, Journal of Nuclear Materials, Vol.89, p.99 (1980).
- [63] 亀山 雅司, 千種 直樹, 久保 登, 片山 正章, 溶接学会論文集 第23巻 第1号, p.77

- (2005).
- [64] J. P. Foster, E. R. Gilbert, K. Bunde and D. L. Porter, *Journal of Nuclear Materials*, Vol.252, p.89 (1998).
 - [65] M. L. Grossbeck and J. A. Horak., *Journal of Nuclear Materials*, Vol.155-157, p.1001 (1988).
 - [66] K. Ueno, J. Nagakawa, Y. Murase, N. Yamamoto, *Journal of Nuclear Materials*, Vol.329-333 p.602 (2004).
 - [67] K. Takakura, K. Sakima, K. Fujimoto, N. Kubo, and T. Kido, *Proceedings of the Fontevraud 7, 26-30 September 2010*, A132 (2010).
 - [68] A. D. Marwick, *Journal of Physics F: Metal Physics*, Vol.8, p.1849 (1978).
 - [69] J. M. Perks, A. D. Marwick, and C. A. English, *AERE R 12121* (1986).
 - [70] J. M. Perks, BSc, ARCS and S.M. Murphy, *Materials for Nuclear Reactor Core Applications*, BNES, London, p.165 (1987).
 - [71] J. Foreman, *AEA-RS-239* (1993).
 - [72] K. Dohi, H. Kusanai, and N. Sekimura, *17th Symposium on Effect of Radiation on Materials*, Sun Valley Resort, Idaho, p.1 (1994).
 - [73] 福谷 耕司, 藤井 克彦, *INSS JOURNAL*, Vol.14, p.136 (2007).
 - [74] C. Pokor, G. Courtemanche, JL. Flejou, M. T. Martin, I. Rupp, B. Ranguy, J-P. Massoud, and N. Monteil, *Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 7, Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs*, SFEN, French Nuclear Energy Society, P6-A122 (2010).
 - [75] MRP-135-Rev.1, *Material Reliability Program: Development of Material Constitutive Model for Irradiated Austenitic Stainless Steels*, 1020958, Final Report, October (2010).
 - [76] V. Fedorova, B. Margolin, *Proceedings of the ASME 2013 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2013*, PVP2013-97949.
 - [77] T. Yonezawa, K. Fujimoto, T. Iwamura, and S. Nishida, *Environmentally Assisted Cracking: Predictive Methods for Risk Assessment and Evaluation of Materials, Equipment, and Structure*, ASTM STP 1401, (2000), pp.224-238.
 - [78] T. Yonezawa, T. Iwamura, K. Fujimoto, and K. Ajiki, *Proceedings of the 9th International Symposium on "Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors"*, Newport Beach, CA, Aug. 1-5, (1999), pp.1015-1026.
 - [79] 米澤 利夫, 岩村 俊彦, 藤本 浩二, 安食 和英, *日本金属学会誌*, 64-5, (2000), pp.413-422.

- [80] K. Fujimoto, T. Yonezawa, E. Wachi, Y. Yamaguchi, M. Nakano, R. P. Shogan, J. P. Massoud, and T. R. Mager, Proceedings of the 12th International Conference on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors”, Salt Lake, UT, Aug. 14-18, (2005), pp.299-310.
- [81] EPRI-1026482, Critical Issues Report and Roadmap for the Advanced Radiation-Resistant Materials Program, 08-Dec-2012.
- [82] R. Pathania, J. Nelson, J. Busby, and J. Gorman, Proceedings of the 16th International Conference on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors”, Asheville, NC, Aug. 11-15, (2013).
- [83] IAEA-TECDOC-1557, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals, 2007 Update, June 2007.
- [84] T. Matsubara and Y. Mogami, Proceedings of the ASME 2016 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2016, PVP2016-63971.
- [85] Y. Mogami, T. Matsubara, S. Yaguchi, T. Tsuda and K. Fujimoto, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2017, PVP2017-66248.
- [86] 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 (08 基材報-0011)」, 平成 20 年 6 月(2009).
- [87] Y. Mogami, N. Ogawa, T. Matsubara, “IASCC evaluation of Core Barrel weld line in PWR”, Proceedings of the International Symposium on FONTEVRAUD 8, SFEN, French Nuclear Energy Society, O-T02-142 (2014).
- [88] 社団法人 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2012 年版」, JSME S NA1-2012, 平成 25 年 3 月.
- [89] 平成 8 年度プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書, 平成 9 年 3 月, 財団法人 発電技術検査協会.
- [90] NRC Event Notification Report for March 30, 2016, Event Number 51829, “Baffle Bolt Indications Identified During Inservice Inspection”
- [91] NRC Event Notification Report for May 4, 2016, Event Number 51902, “Anomalies Identified During Visual Inspection of Reactor Vessel Internals”
- [92] Westinghouse, NSAL-16-1 Revision1 “Baffle Former Bolts”, ML16222A513
- [93] NRC Perspectives on Baffle-Former Bolt Degradation, July 19, 2016, ML16203A029
- [94] D. J. Edwards, F. A. Garner, S. M. Bruemmer, and P. Efsing, J. Nucl. Mater., 384 (2009) p.249.
- [95] C. Pokor, Y. Thebault, J-P. Massoud, M. Delnondedieu, D. Loinsard, P. Dubuisson,

- J. Kočík, E. Keilová, E. Lemaire, and N. Ligneau, Proc. Fontevraud 6, FNES, 2006.
- [96] R. Cauvin, O. Goltran, Y. Rouillon, E. Verzaux, A. Cazus, P. Dubuisson, P. Poitrenaud and S. Bellet, Proc. International Symposium Fontevraud III, SFEN, 1994, p.54.
- [97] G. Pironet, A. Heuzé, O. Goltrant and R. Cauvin, Proc. International Symposium Fontevraud IV, SFEN, (1998), p.195.
- [98] C. Panait, E. Fargeas, M. Tommy-Martin, S. Miloudi, P. Moulart, N. Monteil, and C. Pokor, Proc. Fontevraud 8, FNES, 2014.
- [99] 藤井 克彦, 福谷 耕司, INSS JOURNAL, Vol.21, p.108 (2014).
- [100] 藤井 克彦, 福谷 耕司, INSS JOURNAL, Vol.23, p.70 (2016).
- [101] 福村 卓也, 福谷 耕司, 藤井 克彦, 三浦 照光, 橘内 裕寿, INSS JOURNAL, Vol.22, p.92 (2015).
- [102] 福村 卓也, 三浦 照光, 藤井 克彦, 福谷 耕司, 橘内 裕寿, INSS JOURNAL, Vol.23, p.79 (2016).
- [103] R. W. Bosch, M. Vankeerberghen, R. Gérard, and F. Somville, J. Nucl. Mater., 461 (2015) p.112.
- [106] Kale J. Stephenson and Gary S. Was, Proceedings of the 17th International Symposium on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors”, Ottawa, Ontario, Canada, Aug. 9-13, (2015).
- [105] Critical Issues Report and Roadmap for the Advanced Radiation-Resistant Materials Program, EPRI 1026482, Dec 08, 2012.
- [106] Mi Wang, Miao Song, Calvin R. Lear, and Gary S. Was, J. Nucl. Mater., 515(2019) p.52.
- [107] T. Miura¹, K. Fujii, K. Fukuya, Y. Kitsunai, Proceedings of the 19th International Symposium on “Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors”, Boston, MA, August 18-22, 2019, p.1322.
- [108] 三浦照光, 藤井克彦, 福谷耕司, INSS JOURNAL Vol.28 2021 C-2 pp.264-276.
- [109] T. Miura, K. Fujii, K. Fukuya and H. Seto, Journal of Nuclear Science and Technology 2022, VOL. 59, NO. 10, pp.1251–1265.
- [110] 2018 Biennial Report of Recent MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results
- [111] 2020 Biennial Report of Recent MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results
- [112] 2022 Biennial Report of Recent MRP-227-A Reactor Internals Inspection Results

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[バッフルフォーマボルト]
(第4版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会
〒108-0014 東京都港区芝5-36-7 三田ベルジュビル13～15階
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

©原子力安全推進協会, 2024

本書に掲載されたすべての記事内容は、原子力安全推進協会の許可なく、
転載・複写することはできません。