

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン  
[炉心そう溶接部]  
(第1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[炉心そう溶接部]（第1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

[炉心そう溶接部]

(第1版)

2025年12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及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。

2025年12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：炉心そう溶接部

改訂年月	版	改訂内容	備考
2025年12月	初版発行	—	JANSI-VIPP-09-01 JANSI-VIP-60 第1版

### 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。

したがって、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

(2025年12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	東京都市大学
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授
委員	水谷 義弘	東京科学大学
委員	森下 和功	京都大学
委員	堂崎 浩二	東北大学
委員	阿部 博志	東北大学
委員	成宮 祥介	東京大学
委員	若井 隆純	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	中川 健	日本原子力発電 (株)
委員	高須賀 忍	北海道電力 (株)
委員	佐藤 英介	東北電力 (株)
委員	中野 宏之	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	木下 康博	北陸電力 (株)
委員	坂口 昌平	関西電力 (株)
委員	中川 純二	中国電力 (株)
委員	明石 豊宇	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	鈴木 慎哉	電源開発 (株)
委員	内山 好司	日立GEベルノバ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	三浦 靖史	電力中央研究所
委員	田口 雅丈	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
参加者	菅 陽介	原子力エネルギー協議会
参加者	椎塚 晋	原子力エネルギー協議会
事務局	阿部 弘	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 [炉心そう溶接部]

## 目 次

第 1 章 目的及び適用 .....	1
1.1 目的 .....	1
1.2 適用 .....	1
1.3 用語の定義 .....	1
第 2 章 点検の考え方 .....	2
第 3 章 点検対象.....	3
第 4 章 点検手法.....	4
第 5 章 点検範囲.....	4
第 6 章 点検時期.....	5
6.1 点検開始時期.....	5
6.2 点検周期 .....	5
第 7 章 点検結果の評価.....	6
7.1 判定基準.....	6
7.2 詳細評価.....	6
第 8 章 予防保全措置及び補修.....	7
(解説 1-1) ガイドライン制定の目的.....	8
(解説 1-2) 本ガイドラインの適用にあたって.....	8
(解説 1-3) 炉心そう溶接部の選定理由と適用プラント.....	8
(解説 1-4) 本ガイドラインでの用語の定義.....	9
(解説 2-1) 炉心そうの構造と要求される安全機能.....	9
(解説 2-2) 炉心そうに想定される経年劣化事象.....	11
(解説 3-1) 点検対象の考え方.....	12
(解説 4-1) 目視試験.....	13
(解説 4-2) 超音波探傷試験.....	13
(解説 5-1) 炉心そう溶接部の点検範囲 .....	13
(解説 6-1) 供用期間中プラントの点検開始時期.....	14
(解説 6-2) CIR 実施済みプラントの点検開始時期.....	14
(解説 6-3) 点検においてきずが検出された場合の亀裂進展予測 .....	15
(解説 6-4) 点検においてきずが検出されなかった場合の亀裂進展予測 .....	15
(解説 8-1) 炉心そうの予防保全及び補修技術.....	15
付録 A 炉心そう溶接部に対する点検の考え方について.....	1
付録 B 亀裂評価方法 .....	1
付録 C 溶接残留応力評価 .....	1
付録 D 照射下クリープを考慮した応力緩和.....	1
付録 E SCC による亀裂進展予測.....	1
付録 F 破壊評価.....	1
付録 F-1 線形破壊力学評価法 .....	2
付録 F-2 弾塑性破壊力学評価法.....	4
参考資料 1 用語一覧表 .....	参 1-1
参考資料 2 PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [炉心そう溶接部] の概要.....	参 2-1
参考資料 3 引用文献.....	参 3-1

## 第1章 目的及び適用

### 1.1 目的

本ガイドラインは、加圧水型原子炉（PWR）に使用される炉心そうについて、想定される経年劣化事象に対する合理的な点検及び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

本ガイドラインは、PWR の炉心そう溶接部に適用する。本ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。（解説 1-2, 解説 1-3）

### 1.3 用語の定義

本ガイドラインにおける用語の定義を以下に示す。（解説 1-4）

きず：非破壊試験の結果から判断される不完全部又は意図しない不連続部。

亀裂：面状又は線状のきず。破壊力学による評価のため、きずをモデル化したものについても使用する。

欠陥：判定基準を超え、不合格となるきず。

軸方向亀裂：周方向の応力によって、炉心そう溶接部の軸方向に生じる亀裂。

周方向亀裂：軸方向の応力によって、炉心そう溶接部の周方向に生じる亀裂。

亀裂進展予測：亀裂発生後の亀裂の進展の予測。

構造健全性評価：亀裂進展予測による評価期間中の亀裂の大きさの評価及びその亀裂に対する破壊評価。

## 第2章 点検の考え方

点検の基本的な考え方を，以下に示す。

- (1) 炉心そのもの持つ安全機能である「炉心支持及び位置決め，冷却水流路の維持及び流量適正配分」に着目し，経年劣化事象による損傷が想定される部位を点検対象とする。(解説 2-1)
- (2) 炉心その溶接部に想定される経年劣化事象として，応力腐食割れ (SCC) を想定する。(解説 2-2)
- (3) 点検手法，点検範囲，点検時期は，点検対象の機能，形状及び材質，想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験，予防保全実績，損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し，必要な手法，範囲，時期をそれぞれ選定する。

### 第3章 点検対象

炉心そうの点検対象部位は、炉心そうにある計7箇所の溶接部のうち、以下に示す3つの溶接部とする。具体的な点検対象部位を図3-1に示す。(解説3-1)

- ・炉心そうフランジ周溶接部
- ・上部周溶接部
- ・下部周溶接部

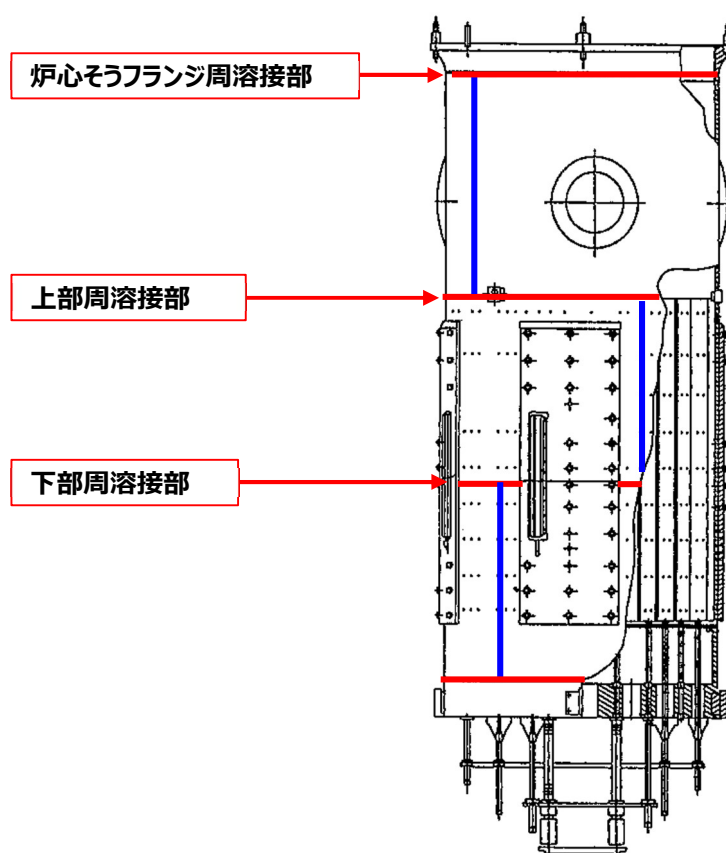


図3-1 点検対象の炉心そう溶接部

## 第4章 点検手法

炉心そう溶接部の点検手法は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、予防保全実績、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、点検部位ごとに必要な非破壊試験を選択する。

点検に適用する非破壊試験は、目視試験 (MVT-1)、又は超音波探傷試験 (UT) とする。

- (1) 目視試験 (MVT-1) は、炉内構造物等点検評価ガイドライン [遠隔目視試験] に従い実施する。(解説 4-1)
- (2) 超音波探傷試験 (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」に従って実施するか、同等以上の結果が得られる手法を用いて実施する。(解説 4-2)

炉心そう溶接部の内面及び外面のきずの有無を確認するため、検査性及びアクセス性を考慮し、以下のとおり、目視試験 (MVT-1)、又は超音波探傷試験 (UT) を選択する。

- (1) 炉心そうフランジ周溶接部及び上部周溶接部については、内外面共に点検可能であるため、内外面の目視試験 (MVT-1)、又は片面からの全厚に対する超音波探傷試験 (UT) を実施する。
- (2) 下部周溶接部については、炉心そう内面側にバッフル構造があることから、内面の点検が不可であるため、外面からの全厚に対する超音波探傷試験 (UT) を実施する。

## 第5章 点検範囲

炉心そう溶接部の点検範囲は、点検対象の機能、形状及び材料、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、予防保全実績、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮して設定する。

点検範囲は、溶接金属及びその両側の 20mm の範囲に対して行う。(解説 5-1)  
なお、新たな知見が得られた場合には適宜見直しを行う。

## 第6章 点検時期

炉心そう溶接部の点検時期は、点検対象の機能、形状及び材料、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、予防保全実績、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、次に示す時期に実施する。

### 6.1 点検開始時期

供用期間中プラントの点検開始時期は、原子炉容器の供用期間中検査を行う各プラントの定期検査計画及び定格負荷相当年数 (EFPY) を考慮して適宜設定する。(解説 6-1)

なお、炉内構造物取替 (CIR) を実施したプラントについては、原則、CIR 後 40 年を目途に点検を実施する。(解説 6-2)

### 6.2 点検周期

次回点検は、最新の点検結果を反映して炉心そうの機能維持可能な時期までに行う。

- (1) 点検において、きずが検出された場合、検出されたきずのサイジングを行い、半楕円表面亀裂又は貫通亀裂として亀裂形状を設定して、亀裂進展予測及び構造健全性評価を行い、点検周期を設定する。(解説 6-3)
- (2) 点検において、きずが検出されなかった場合、原子炉容器の供用期間中検査を行う定期検査計画を考慮して、原則、10 年間隔で点検を実施する。(解説 6-4)

## 第7章 点検結果の評価

炉心そう溶接部の点検評価フローを図7-1に示す。点検結果の判定は次による。

### 7.1 判定基準

点検の結果は、下記の判定基準により評価する。

- (1) きずが検出されなかった場合には、継続使用できる。
- (2) きずが検出されても、点検結果に基づいた詳細評価を行い、次回点検まで機能維持できるように点検時期を設定することができる場合は、次回点検まで継続使用できる。
- (3) 上記(1)、又は(2)が満足されない場合は、欠陥と判断し、補修の措置を行う。なお、補修後はその仕様に基づき点検実施時期を決定することができる。

### 7.2 詳細評価

上記7.1項における詳細評価として、検出されたきずに対して亀裂進展予測及び構造健全性評価を行い、炉心そうとしての機能が維持できる評価結果が得られれば、継続使用することができる。

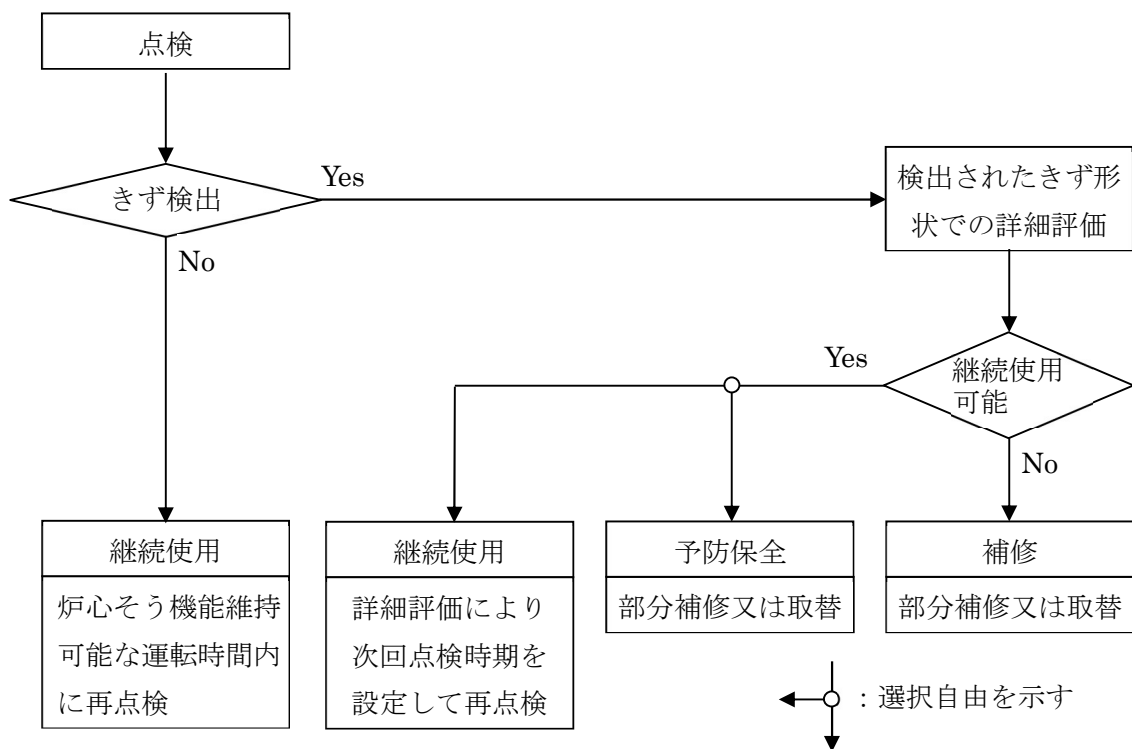


図 7-1 炉心そう溶接部の点検評価フロー

## 第 8 章 予防保全措置及び補修

7.1 項の判定基準を満足しない場合には、部分補修又は取替を実施する。なお、部分補修又は取替は予防保全としても実施できる。(解説 8-1)

#### (解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉心そうは、「炉心支持及び位置決め、冷却水流路の維持及び流量適正配分」という安全機能を有しており、想定される経年劣化事象がこれらの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及び進行の特性に応じた点検及び評価を実施していく取り組みが重要である。

本ガイドラインでは、炉心そう溶接部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及び評価の方法を示し、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) 本ガイドラインの適用にあたって

炉心そう溶接部の経年劣化を適切に管理するためには、必要とされる点検、評価、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、評価、予防保全等の記録を適切に管理し、次回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、より確実な炉心そう溶接部の信頼性確保が可能となる。

このような保全活動は、確立された原子力発電所の品質保証マネジメントシステムのもとで行われる保守管理の一環として行われる。

#### (解説 1-3) 炉心そう溶接部の選定理由と適用プラント

炉心そうの経年劣化事象として、溶接部における SCC が想定されるため、亀裂の有無及び進行状況を適切な周期で把握し、予防保全又は取替を実施する必要がある。このため、本ガイドラインは、炉心そう溶接部の健全性を確認するうえで、合理的な点検方法、点検頻度、予防保全措置等について検討したものである。

なお、本ガイドラインを適用するプラントは、美浜 3 号機、高浜 1, 2, 3, 4 号機、大飯 3, 4 号機、玄海 3, 4 号機、川内 1, 2 号機、敦賀 2 号機、泊 1, 2, 3 号機、伊方 3 号機である。

#### (解説 1-4) 本ガイドラインでの用語の定義

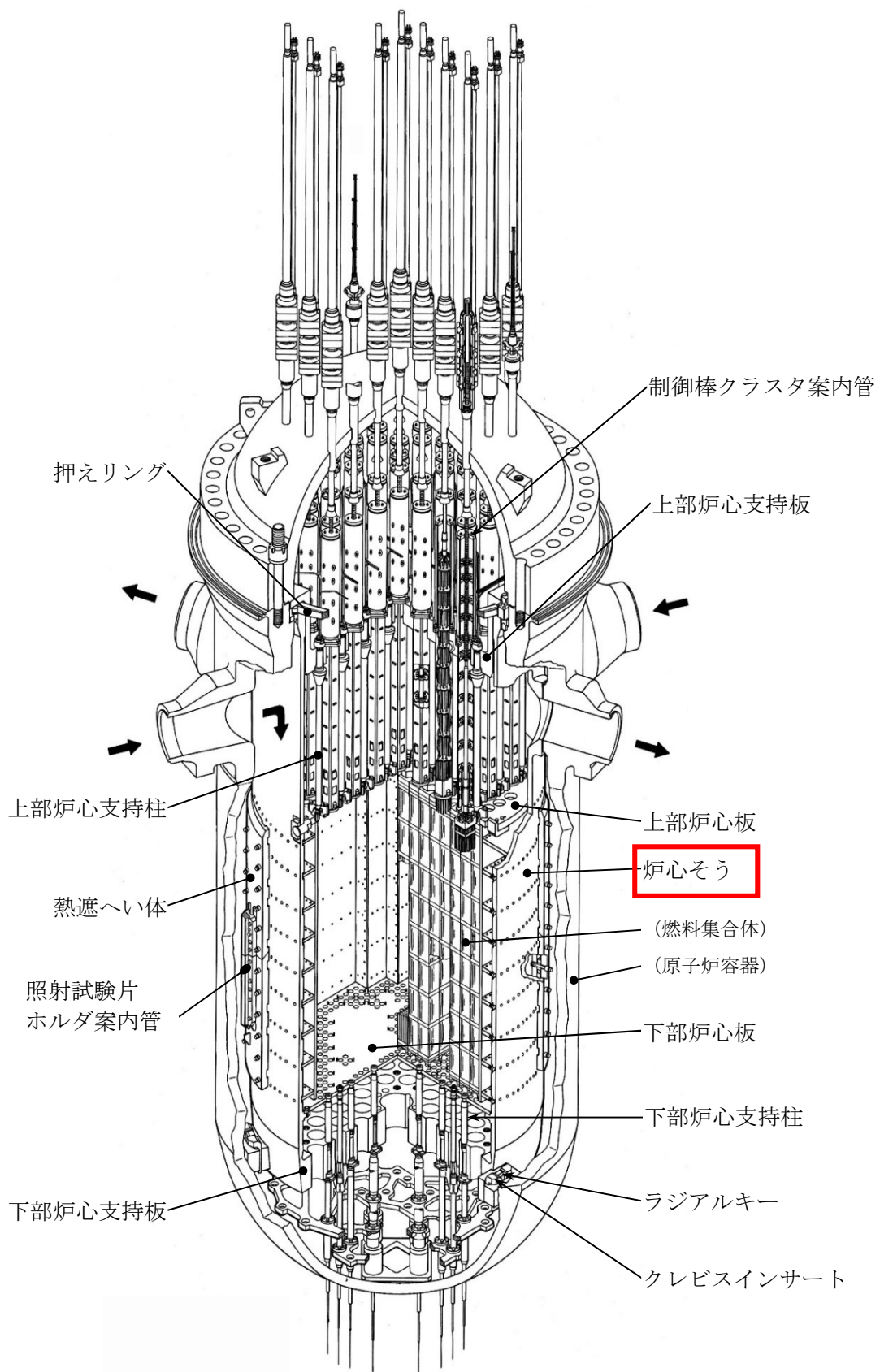
本ガイドラインに基づいた点検及び評価を実施する場合には、本ガイドラインの用語の定義が適用される。

なお、原子力規制委員会規則「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」の第 18 条第 1 項の「破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥」（規則不適合欠陥）は、本ガイドラインに定める欠陥に含まれる。

#### (解説 2-1) 炉心そのの構造と要求される安全機能

炉心そのの構造を図 2-1-1 及び図 2-1-2 に示す。炉心そのは平板を曲げて円筒状に成形し、溶接で接合した溶接構造体であり、図 2-1-2 に示すとおり、周方向 4 箇所、軸方向 3 箇所の溶接部が存在する。溶接部の表面には溶接時に引張りの残留応力が生じることから、溶接部は母材よりも応力条件が厳しい。また、運転中及び地震時の荷重の観点では、周方向溶接部には、運転中の下部炉心構造物及び燃料集合体の自重及び地震荷重が作用することから、軸方向溶接部よりも周方向溶接部の方が厳しい。

炉心そのは炉心支持構造物であり、炉心支持機能を有する。また、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）、及び燃料領域を上昇する冷却水流れを形成するため、冷却水流路の維持機能を有する。



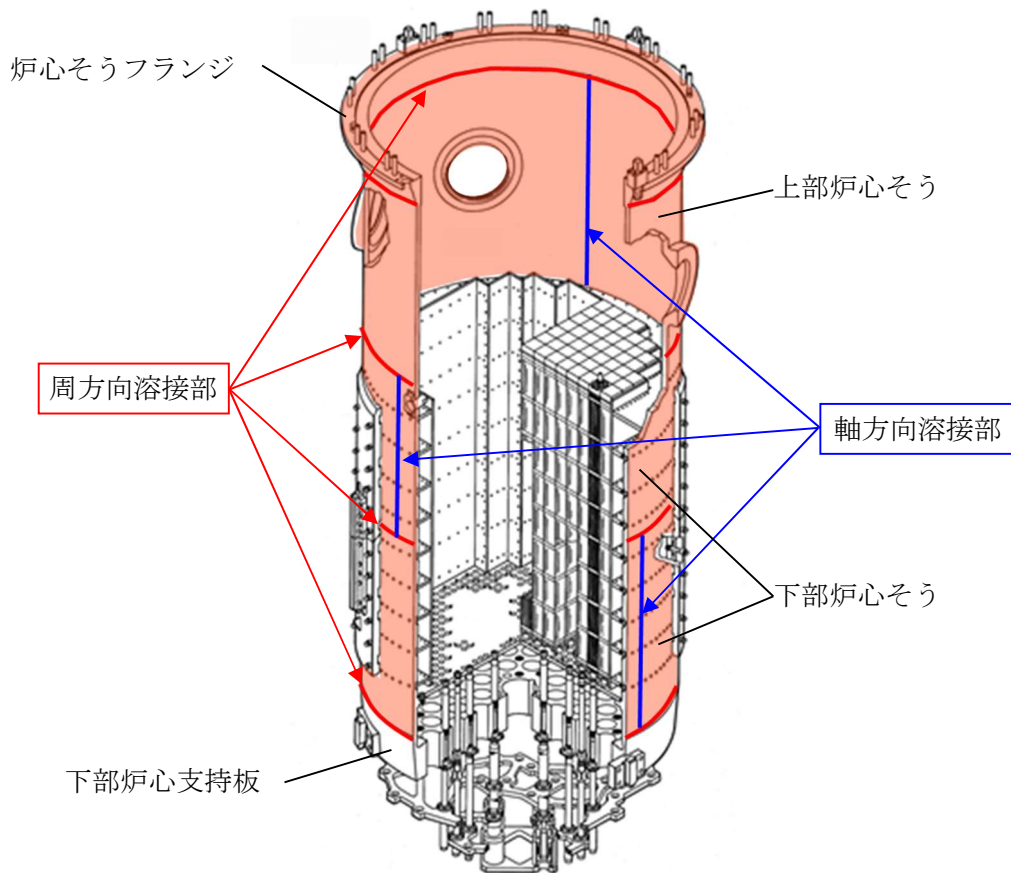


図 2-1-2 炉心そう溶接部

(解説 2-2) 炉心そうに想定される経年劣化事象

炉心そうの材料には、SUS304 が用いられている。炭素含有量が 0.030% を超えるオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304) は、溶接部熱影響部等において、クロム炭化物の粒界析出による粒界近傍のクロムの欠乏に起因して SCC が発生する可能性がある。これに対して、PWR 一次系水質では、溶存酸素濃度を低下させ、さらに溶存水素濃度を高めて腐食電位を低下させた環境としているため、材料が鋭敏化していても SCC 感受性はなく、SCC 発生に対する懸念は小さいと考えられる。

国内においては、供用期間中検査 (VT-3) を実施しているが、炉心そう溶接部付近に変形、破損及び機器表面における異常はこれまで認められていない。海外においても、多くのプラントで炉心そう溶接部の検査が実施されており、ほとんどのプラントでは損傷は確認されていない。しかしながら、海外の一部のプラントでは粒界割れによる損傷が確認されたことを鑑みて、万一、国内プラントの炉心

そうにおいて、きずが検出された場合に備えて、経年劣化事象として SCC を想定した。

### (解説 3-1) 点検対象の考え方

炉心そうの溶接部は、図 3-1-1 に示すとおり、周方向 4 箇所及び軸方向 3 箇所の計 7 箇所の溶接部がある。このうち、炉心そうの点検対象となる溶接部は、下記の 3 つの周溶接部である。

- (1) 炉心そうフランジ周溶接部
- (2) 上部周溶接部
- (3) 下部周溶接部

上記 3 つの周溶接部については、亀裂の周方向への進展により、炉心そうが分離し、炉心支持機能を維持できない可能性がある。(ただし、炉心そうの分離を想定しても、二次炉心支持構造物が設置されており、制御棒クラスタ挿入機能は維持されるため、プラントは安全停止できる。)

一方、下部炉心支持板周溶接部については、炉心そうに設けられた台座によって炉心の荷重が支持されることから、炉心支持機能は維持できる。

また、縦溶接部については、亀裂が軸方向に進展したとしても、周溶接部が健全であれば、炉心そうの分離は生じず、炉心支持機能は維持できる。そのため、安全機能への影響は、周溶接部に比べて小さいと考えられる。

以上より、3 つの周溶接部を点検対象とした。

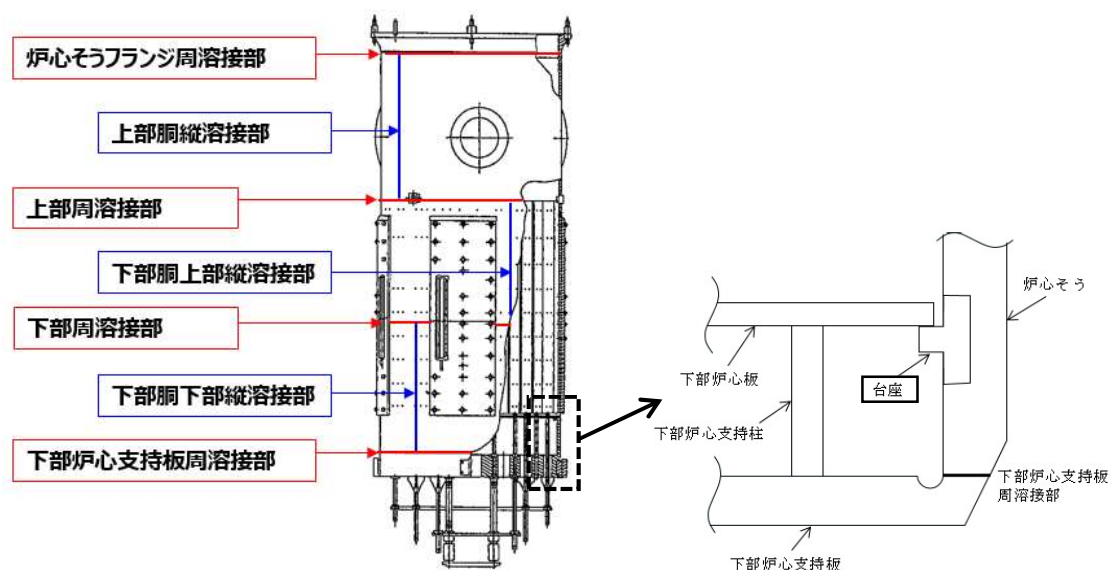


図 3-1-1 炉心そう溶接部

(解説 4-1) 目視試験

炉心そう溶接部の内面及び外面におけるきずの有無について、目視試験により確認することができる。

(解説 4-2) 超音波探傷試験

炉心そう溶接部におけるきずの有無について、超音波探傷試験により確認することができる。また、超音波探傷試験は、目視試験、又は超音波探傷試験によりきずが検出された場合に、きずの大きさを同定（サイジング）するためにも適用される。

(解説 5-1) 炉心そう溶接部の点検範囲

溶接部の点検は溶接金属及びその両側 20mm の範囲について実施する。この 20mm の点検範囲は、米国の点検ガイドラインで規定された点検範囲を参考に「3/4 インチ」を mm に換算して定めたものである。(付録 A 参照)

(解説 6-1) 供用期間中プラントの点検開始時期

経年劣化事象の可能性を鑑みると、供用期間中プラントを対象に原則として、EFPY の高いプラントを優先的に点検していくことが望ましい。一方で、炉心そのの外面側からアクセスして検査する場合、下部炉心構造物を原子炉容器から取り出す必要がある。原子炉容器の供用期間中検査の場合、下部炉心構造物は原子炉容器から取り出されるため、このタイミングで炉心そのの点検も行うことが合理的と考えられる。

以上を踏まえ、供用期間中プラントの点検開始時期は、原則、EFPY の高いプラントを優先的に各プラントの定期検査計画等を考慮して設定される。

(解説 6-2) CIR 実施済みプラントの点検開始時期

CIR 実施済みプラントの点検開始時期については、CIR 後、原則、40 年を目途に点検を実施する。この点検間隔は、先行する米国の点検ガイドラインで規定された点検頻度に合わせて設定したものである。次の観点からも 40 年を目途に点検を実施することで問題無いと考えているが、将来の知見拡充に伴い、必要に応じて見直される可能性がある。

- ・ 海外プラントにおいて、上部周溶接部にきずが確認された米国 H.B. Robinson 2 号機は運転開始 50 年が経過していた。
- ・ 国内においては、供用期間中検査(VT-3)を実施しているが、溶接部付近に変形、破損及び機器表面における異常は認められていない。

(解説 6-3) 点検においてきずが検出された場合の亀裂進展予測

点検においてきずが検出された場合、検出されたきずのサイジングを行い、評価に用いる亀裂形状（半楕円表面亀裂又は貫通亀裂）が設定される。その亀裂形状を用いて、亀裂進展予測及び構造健全性評価を行い、運転可能期間（炉心その機能が維持できる期間）が算出される。

詳細評価により、次回点検時期まで炉心その機能維持上問題ないことが示せる場合は継続供用可能となる。炉心その機能維持上問題となる場合は、補修が実施される。

(解説 6-4) 点検においてきずが検出されなかった場合の亀裂進展予測

点検においてきずが検出されなかった場合、原子炉容器の供用期間中検査を行う定期検査計画を考慮して、原則、10年間隔で点検が実施される。ただし、この点検頻度は、先行する米国の点検ガイドラインで規定された点検頻度に合わせて設定されたものであり、将来の知見拡充（今後の米国の点検ガイドラインの改訂等）に伴い、必要に応じて見直される。

(解説 8-1) 炉心その予防保全及び補修技術

炉心その溶接部にきずが検出され、詳細評価を実施したとき、その結果によっては、補修が必要となる場合がある。予防保全及び補修の例として、次が挙げられる。

- ・取替
- ・機械的補修：亀裂進展の停止穴の施工等（亀裂進展の停止穴とは、亀裂の先端部分を除去するために設けられる穴のことである。応力が集中する亀裂先端部を除去することで応力集中が緩和され、亀裂の進展が停止する。）

## 付録 A 炉心そう溶接部に対する点検の考え方について

### 1. 目的

本付録は、炉心そうについて、①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、④損傷による安全機能への影響を考慮した点検の考え方を示したものである。

### 2. 炉心そう溶接部に対する点検方針

#### 2.1 安全機能

炉心そうの安全機能として、「炉心支持機能」と、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）、及び燃料領域を上昇する冷却水流れを形成する「冷却水流路の維持機能」を有する。

#### 2.2 形状及び材質

##### 2.2.1 形状

炉心そうは、炉心そうフランジ、上部炉心そう、下部炉心そう、下部炉心支持板を溶接により結合した構造物（図 2-1-2 参照）である。炉心そうの下部周溶接部（TIG 溶接の場合）の形状を例として図 A-1 に示す。

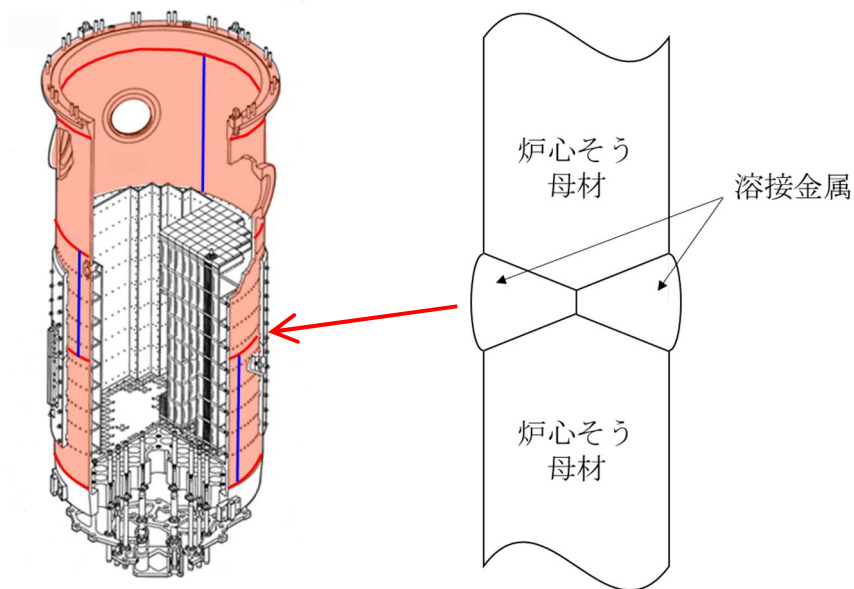


図 A-1 炉心そう溶接部（例：下部周溶接部）

## 2.2.2 材質

炉心そうに使用される材質を表 A-1 に示す。

表 A-1 炉心そう材質

部位	材質
炉心そう	炉心そうフランジ
	上部炉心そう
	下部炉心そう
下部炉心支持板*	SUS304
溶接金属	SUS308

\*：下部炉心支持板は，下部炉心そうと溶接接合する部位である。

## 2.3 想定される経年劣化事象

炉心そうは，SUS304 が用いられており，溶接部に SCC が想定される。(解説 2-2 参照)

## 2.4 国内外の運転経験

海外においては，米国 H.B. Robinson 2 号機 (3 ループ，1971 年運開) において，2022 年 11 月，供用期間中検査として，炉心そう内面の目視試験 (VT-3) を実施したところ，上部周溶接部近傍にきずが確認された。これを受け，炉心そう内外両面において，詳細な検査を実施したところ，きずは合計 5 か所，いずれも内面であり，長さは 2.8～45.1cm，深さは 37～92%であった。当該箇所のうち，無補修では 1 サイクルの健全性が確認できないと評価された 1 箇所のきずに対して補修を行った後，プラントは 2022 年 12 月に運転再開された。

一方，国内においては，従来，炉心そうは供用期間中検査 (VT-3) を実施しているが，きずは検出されていない。なお，本事象を受けて，至近の供用期間中検査 (VT-3) の録画映像を再度見直した結果でも，溶接部付近に変形，破損及び機器表面における異常は認められなかった。

## 2.5 構造体の損傷による安全機能への影響

炉心そのの溶接部が損傷した場合，安全機能への影響の観点では，縦溶接部は周溶接部に比べて小さいと考えられる。(解説 3-1 参照)

## 2.6 点検対象の選定

炉心そのの損傷による安全機能に対する影響の評価結果を表 A-2 に示す。

上記の評価結果から，炉心そのの個別点検対象には，SCC が想定され，その損傷が安全機能の喪失につながる可能性のある，炉心そのフランジ周溶接部，上部周溶接部及び下部周溶接部を選定した。

上記を含めたその他の部位については，一般点検により健全性の確認を行うものとする。

## 2.7 点検手法の選定

点検対象である溶接部において，想定される経年劣化事象は，ステンレス鋼溶接部に対する SCC である。SCC により表面開口しているきずの検出を目的としていることから，目視試験，又は超音波探傷試験を選択する。

## 2.8 点検範囲の選定

炉心そのの点検範囲は，炉心そのフランジ周溶接部，上部周溶接部及び下部周溶接部の溶接金属及びその両側の 20mm の範囲とする。(図 A-2 参照)

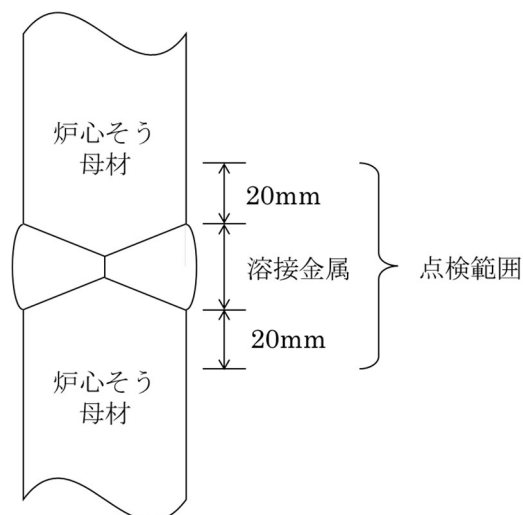


図 A-2 炉心その溶接部における点検範囲

## 2.9 点検時期の選定

亀裂進展予測及び構造健全性評価の結果に基づき点検を実施する。具体的な点検時期は第6章による。

表 A-2 炉心そこの損傷による安全機能への影響評価

検討対象		安全機能	安全機能との関連	想定される劣化モード	損傷による安全機能への影響	個別点検要否 *1	
周溶接部	炉心そこのフランジ周溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心支持機能</li> <li>冷却水流路の維持機能</li> </ul>	有	SCC	亀裂の周方向への進展により、炉心そこの分離し、炉心支持機能を維持できない可能性がある。	点検対象	
	上部周溶接部				炉心そこの台座によって炉心の荷重が支持されることから、炉心支持機能は維持できる。	不要	
	下部周溶接部					下部炉心支持板周溶接部	不要
	下部洞上部縦溶接部						
縦溶接部	上部洞縦溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心支持機能</li> <li>冷却水流路の維持機能</li> </ul>	有	SCC	縦溶接部については、亀裂が軸方向に進展したとしても、周溶接部が健全であれば、炉心そこの分離は生じず、炉心支持機能は維持できる。	不要	
	下部洞下部縦溶接部						不要
	下部洞下部縦溶接部						

\*1：個別点検の対象である部位を含め、一般点検により健全性の確認を行う。

## 付録 B 亀裂評価方法

炉心そう亀裂評価フローを図 B-1 に示す。

(1) 初期亀裂形状の設定

検査結果を基に初期亀裂形状（亀裂深さ，亀裂長さ）を設定する。

(2) 所定期間での SCC による亀裂進展予測

SCC による亀裂進展速度式を用いて，所定期間での亀裂進展量を予測する（付録 E）。  
なお，疲労による亀裂進展量は，SCC による亀裂進展量と比較して十分小さいと判断して，疲労による亀裂進展は考慮不要とする。

(3) 進展後の亀裂形状による構造健全性評価

破壊評価により，炉心そう溶接部の構造健全性が維持されるかの判定を行う。（付録 F）

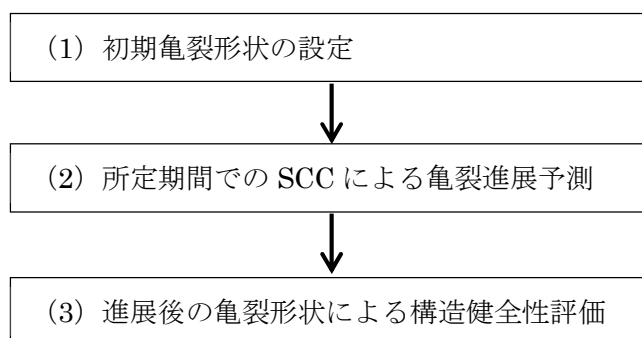


図 B-1 炉心そう亀裂評価フロー

## 付録 C 溶接残留応力評価

溶接残留応力解析は、図 C-1 に示すフローのとおり実施し、①非定常熱伝導解析、②熱弾塑性解析の二段階の有限要素解析を実施する。

①の非定常熱伝導解析は、溶接開始から溶接終了までの溶接部周辺の各節点の温度履歴を得るために実施する。②の熱弾塑性解析は、①で得られた温度履歴を各節点に入力し、加熱及び冷却に伴う塑性変形を考慮した弾塑性挙動により得られる応力分布を計算する。

①非定常熱伝導解析について、まず、溶接金属の積層に相当する位置に予め解析要素の定義を行う。各溶接パスに相当する入熱を行うまでは当該部の要素は削除しておき、入熱を行う時点で復活することで溶接金属を盛る作業を模擬する。入熱は対象となる要素に対して内部発熱として付与する。実機の溶接パスの順序通りに要素を復活させ、内部発熱を付与するという過程を繰り返し、実機の溶接時の温度履歴を模擬する。これらの非定常熱伝導解析により得られた温度履歴データを用いて、②熱弾塑性解析を行い、溶接過程で発生する熱応力を算出する。

溶接残留応力評価手法については、平成 13～19 年度に独立行政法人 原子力安全基盤機構 (JNES) にて実施された「複雑形状部機器配管健全性実証 (IAF) 事業」<sup>[2]</sup>にて、実験測定結果との対比を行うなどにより解析手法の妥当性を検証済みである。

下部周溶接部における溶接残留応力解析の例を次に示す。

下部周溶接部の解析モデルを図 C-2 に、溶接パスおよびその順序を図 C-3 に示す。炉心そう溶接部は軸対称構造であるので軸対称モデルとしてモデル化する。

下部周溶接部に対する解析結果を図 C-4 に示す。

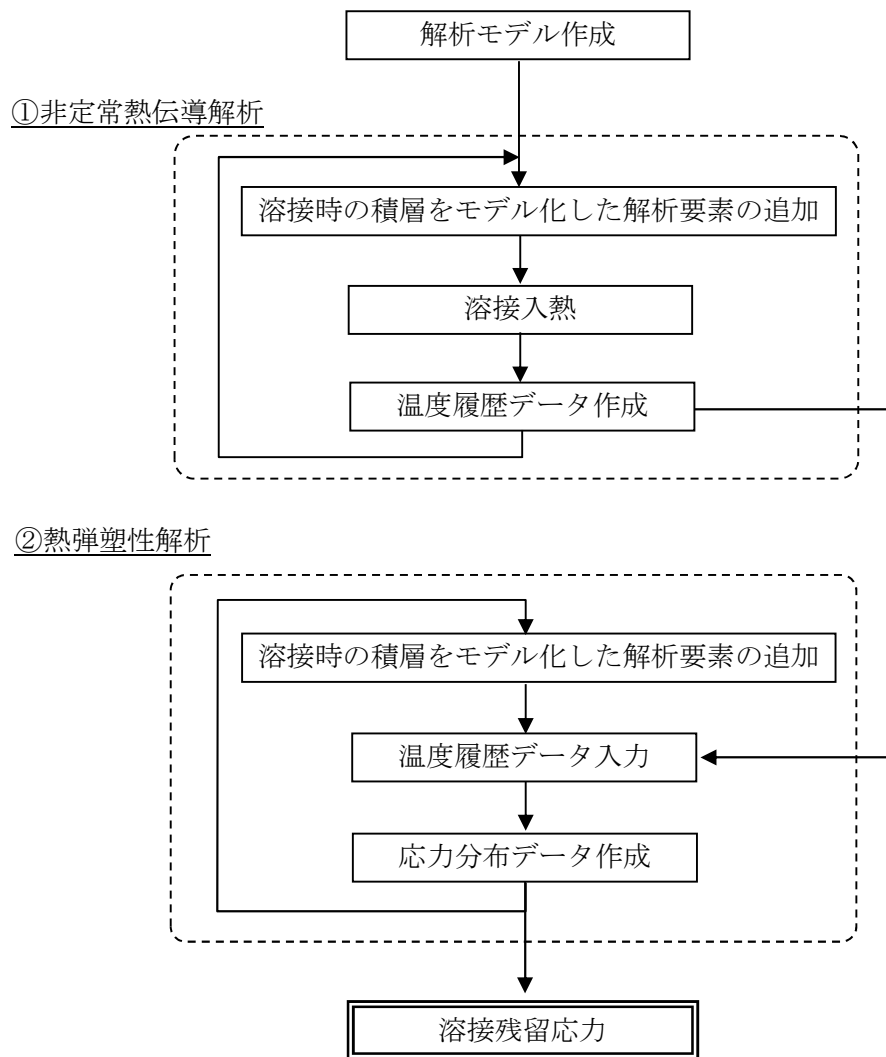


図 C-1 溶接残留応力解析の手順

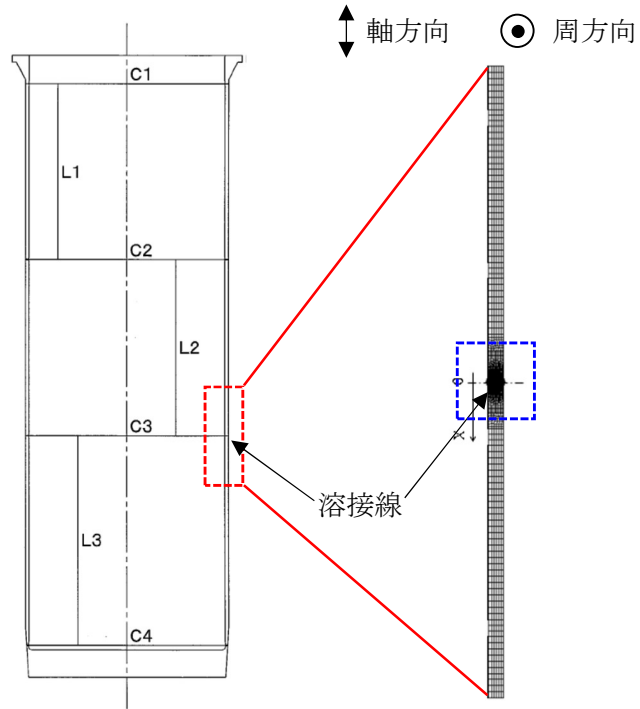
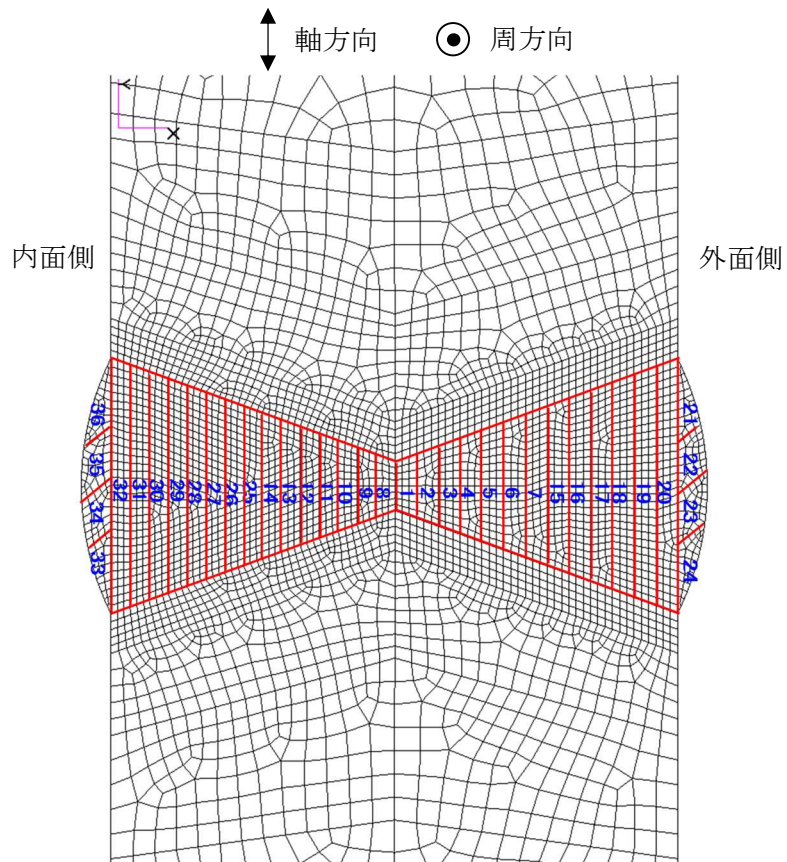


図 C-2 下部周溶接部の解析モデル



※図中の番号は溶接順序を示す

図 C-3 溶接パス及びその順序

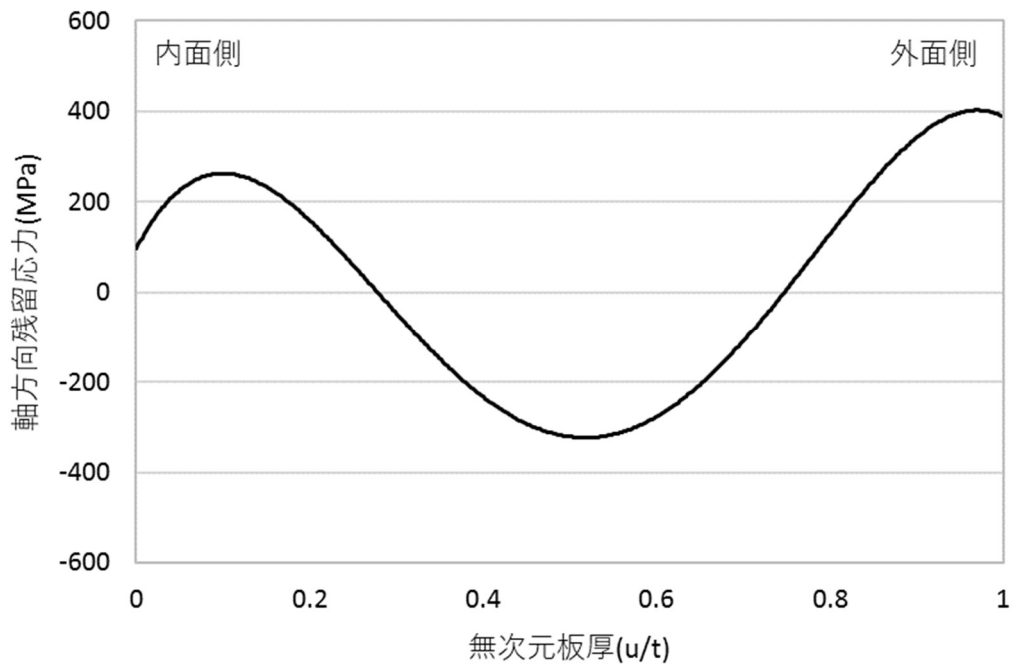


図 C-4 下部周溶接部の残留応力分布 (軸方向)

## 付録 D 照射下クリープを考慮した応力緩和

高照射領域の溶接部の応力分布を算出する際、照射下クリープを考慮できる。照射下クリープとは、応力が作用している状態で照射を受ける場合、時間とともに応力が低減される事象である。照射下クリープの評価式は、JNES「照射誘起応力腐食割れ（IASCC）評価技術」事業<sup>[3]</sup>にて、Halden 炉での照射下クリープ試験により、照射下クリープデータが拡充され、照射下クリープの評価式が得られている。

$$\varepsilon = A\sigma\{1 - \exp(-A'F)\} + B_0\sigma(1 + B_1\sigma^3)F$$

$\varepsilon$	: クリープひずみ
$\sigma$	: 応力[MPa]
$F$	: 照射量[dpa]
$A$	: 係数 $0.733 \times 10^{-6}$ [1/MPa]
$A'$	: 係数 4.3[1/dpa]
$B_0$	: 係数 $0.975 \times 10^{-6}$ [1/(dpa・MPa)]
$B_1$	: 係数 $0.328 \times 10^{-8}$ [MPa <sup>-3</sup> ]

下部周溶接部における 20 万時間後の照射下クリープを考慮した応力分布の評価結果の例を図 D-1 に示す。

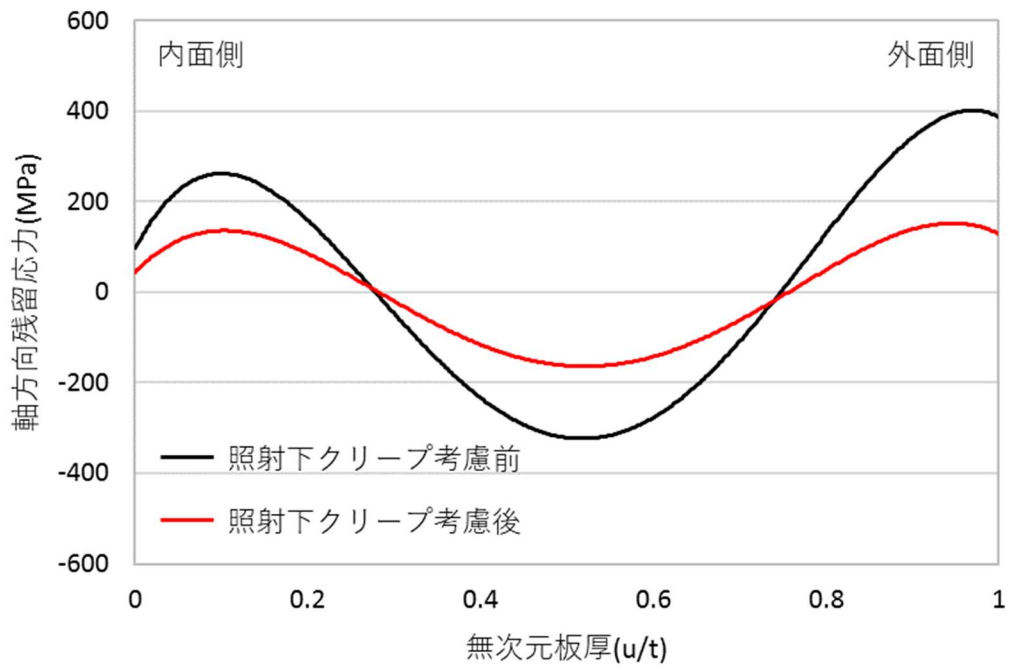


図 D-1 照射下クリープ考慮前後の応力分布

## 付録 E SCC による亀裂進展予測

### 1. 評価方法

#### 1.1 評価モデル

炉心そう溶接部の亀裂進展予測では、応力拡大係数算出のために、内外面の周方向及び軸方向半楕円表面亀裂付き円筒、又は周方向及び軸方向貫通亀裂付き円筒を想定する。

#### 1.2 評価期間

評価期間は、所有者が設定すること。

#### 1.3 初期亀裂形状

目視検査できずが検出された場合、きずは板厚を貫通しているものと仮定し、貫通亀裂として、初期亀裂形状を設定する。検出されたきずのサイジングを行い、きずの深さが得られる場合は、半楕円表面亀裂として設定してもよい。

検出されたきずをモデル化する場合は、JSME 維持規格<sup>1)</sup> 添付 E-1 (きずのモデル化) の規定に従ってモデル化する。

#### 1.4 応力条件

JSME 維持規格 添付 E-7 (亀裂評価に用いる荷重) には、「SCC による亀裂進展予測の場合、定常的な条件 (定常負荷条件) による荷重を組み合わせる解析に用いればよい」と記載されている。そのため、SCC による亀裂進展予測では、定常負荷条件に該当する機械荷重応力、運転中の熱応力、溶接残留応力、流動励起振動 (FIV) による応力を組み合わせた板厚内の応力分布を用いて評価する。溶接残留応力評価については付録 C に示す。

## 1.5 応力拡大係数

SCC 亀裂進展予測に使用する応力拡大係数 ( $K$ ) は、次に示す  $K$  算出式を使用する。半楕円表面亀裂及び貫通亀裂の  $K$  は、板厚内の応力分布を考慮できる算出式より設定する。

### ➤半楕円表面亀裂の $K$ 算出式

JSME 維持規格 (2024 年版) 添付 E-5 (応力拡大係数の算出) に記載される表面亀裂の円筒モデルに対応する  $K$  算出式を適用する (図 E-1 及び図 E-2 参照)。周方向亀裂及び軸方向亀裂に応じて、周方向半楕円表面亀裂の式、軸方向半楕円表面亀裂の式を適用する。

(周方向半楕円表面亀裂)

$$K = \left[ (\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t}\right)^3 + \sigma_{bg} G_{bg} \right] \sqrt{\pi a}$$

(適用範囲 :  $1 \leq R_i/t, 0 < a/l \leq 0.5, a/t \leq 0.8$ )

(軸方向半楕円表面亀裂)

$$K = \left[ (\sigma_0 + \sigma_p)G_0 + \sigma_1 G_1 \left(\frac{a}{t}\right) + \sigma_2 G_2 \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \sigma_3 G_3 \left(\frac{a}{t}\right)^3 \right] \sqrt{\pi a}$$

(適用範囲 :  $1 \leq R_i/t, 0 < a/l \leq 0.5, a/t \leq 0.8$ )

$$\sigma = \sigma_0 + \sigma_1 \left(\frac{x}{a}\right) + \sigma_2 \left(\frac{x}{a}\right)^2 + \sigma_3 \left(\frac{x}{a}\right)^3$$

$\sigma_0 \sim \sigma_3$  は板厚内の非線形応力分布を三次多項式で与えたときの係数である。評価に使用する  $\sigma_0 \sim \sigma_3$  の係数は、亀裂開口部 (亀裂長さ  $a$ ) の長さ範囲に作用する応力について、三次多項式として設定する。

$G_0 \sim G_3$  は、管厚比  $R_i/t$ 、アスペクト比  $a/l$  及び亀裂深さ  $a/t$  から決定される補正係数である。最深点及び表面点の計算には、JSME 維持規格の添付 E-5 で規定される補正係数を用いる。 $R_i/t$ 、 $a/l$  及び  $a/t$  の中間の値は内挿により求める。

➤貫通亀裂の  $K$ 算出式

JSME 維持規格には、円筒モデルに対する貫通亀裂の  $K$ 算出式は規定されていないため、構造健全性評価ハンドブックに規定された円筒モデルに対する貫通亀裂の  $K$ 算出式 (SINTAP/SAQ/02 の式<sup>[4]</sup>) を適用する (図 E-3 及び図 E-4 参照)。SINTAP/SAQ/02 の式には、管厚比  $R_i/t$  の適用範囲 ( $5 \leq R_i/t \leq 100$ ) が規定されており、炉心そのものの  $R_i/t$  は約 26~62 であるため、適用範囲内である。

周方向亀裂及び軸方向亀裂に応じて、次の式を用いる。評価位置は貫通亀裂の内面側を A 点、外面側を B 点として評価する。

(周方向貫通亀裂)

$$K^{A/B} = \left[ \sigma_0 F_0^{A/B} + \sigma_1 F_1^{A/B} + \sigma_2 F_2^{A/B} + \sigma_3 F_3^{A/B} + \sigma_4 F_4^{A/B} + \sigma_{bg} F_{bg}^{A/B} \right] \sqrt{\pi c}$$

(適用範囲 :  $0.03 \leq c/\pi R_i \leq 0.5$ ,  $5 \leq R_i/t \leq 100$ )

(軸方向貫通亀裂)

$$K^{A/B} = \left[ \sigma_0 F_0^{A/B} + \sigma_1 F_1^{A/B} + \sigma_2 F_2^{A/B} + \sigma_3 F_3^{A/B} + \sigma_4 F_4^{A/B} \right] \sqrt{\pi c}$$

(適用範囲 :  $0.5 \leq c/t \leq 25$ ,  $5 \leq R_i/t \leq 100$ )

$$\sigma = \sigma_0 + \sigma_1 \left( \frac{u}{t} \right) + \sigma_2 \left( \frac{u}{t} \right)^2 + \sigma_3 \left( \frac{u}{t} \right)^3 + \sigma_4 \left( \frac{u}{t} \right)^4$$

$\sigma_0 \sim \sigma_4$  は板厚内の非線形応力分布を四次多項式で与えたときの係数である。 $F_0^{A/B} \sim F_4^{A/B}$  は、管厚比  $R_i/t$ 、アスペクト比  $c/\pi R_i$  又は  $c/t$  から決定される補正係数である。 $\sigma_{bg}$  と  $F_{bg}^{A/B}$  は、配管系全体を考慮する場合に使用されるため、本評価では使用していない。

## 1.6 SCC 亀裂進展速度

ASME Code Case N-889 には、オーステナイト系ステンレス鋼の PWR 一次系水質環境中の SCC 亀裂進展速度として、次の式が規定されている。

$$da/dt = 1.35 \times 10^{-17} \exp[20.280 - 11380/(T_c + 273.15)] \sigma_{0.2}^{2.547} K^{2.504} \quad (K > 0)$$
$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0)$$

$da/dt$	: 亀裂進展速度[mm/sec]
$T_c$	: 温度[°C] (適用範囲 : 270~343°C)
$\sigma_{0.2}$	: 照射後の降伏応力[MPa]
$K$	: 応力拡大係数[MPa√m]

式中の  $\sigma_{0.2}$  (照射後の降伏応力) は、中性子照射を受けて増加した降伏応力を入力する必要がある。ASME Code Case N-889 には、照射量と  $\sigma_{0.2}$  の関係も規定されており、SUS304 における  $\sigma_{0.2}$  の算出式を次に示す。照射量が大きいほど  $\sigma_{0.2}$  が増加し、亀裂進展速度が大きくなる。炉心そう溶接部の照射量 (推定値) を基に  $\sigma_{0.2}$  を算出して、SCC 亀裂進展速度の計算に用いる。

$$\sigma_{0.2} = B_1 \exp[-m(T_c - 330)]$$

$$m = 0.00153 - 1.144 \times 10^{-6} B_1$$
$$B_1 = A_1 + (800 - A_1) \{1 - \exp(-d/3)\}$$
$$A_1 = 200 + 1200r - 600r^2$$

$A_1, B_1$	: 係数[MPa]
$r$	: 冷間加工率[%] (適用範囲 : 0~20%)
$d$	: 照射量[dpa] (適用範囲 : $\leq 47.5$ dpa)
$T_c$	: 温度[°C]

## 1.7 SCC 亀裂進展計算

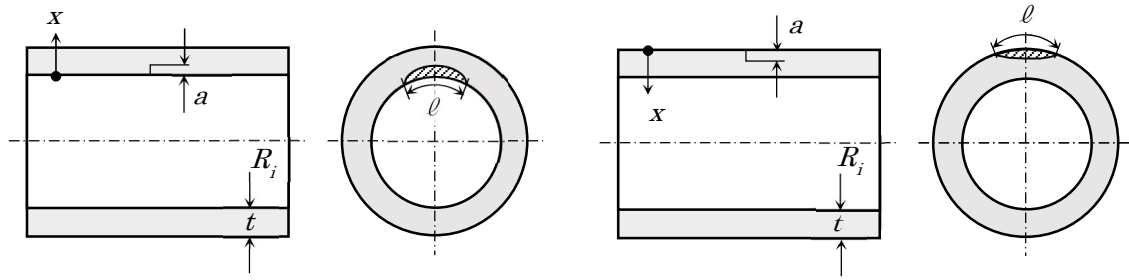
以下の手順で亀裂進展計算を行う。

- (1) 1.3 項に従い、形状のモデル化を行った亀裂（亀裂深さ  $a$ 、亀裂長さ  $l$ ）について、1.4 項の応力条件に対応する  $K$  を 1.5 項の規定を用いて求める。
- (2) 1.6 項の SCC 亀裂進展速度から、 $K$  と一定時間  $\Delta t$  に対応する亀裂深さ方向及び亀裂長さ方向の亀裂進展量の増分  $\Delta a$  及び  $\Delta l$  をそれぞれ求め、進展後の亀裂深さ及び亀裂長さを  $a+\Delta a$  及び  $l+\Delta l$  とする。（ここで、 $a$  及び  $l$  は進展前の亀裂深さ及び亀裂長さ）
- (3) 亀裂が複数個あって互いに接近している場合、接近している亀裂は、JSME 維持規格 添付 E-4（亀裂の合体条件評価法）に示す合体条件に従い評価し、合体条件を満足する場合は、合体後の亀裂深さ及び亀裂長さをそれぞれ  $a+\Delta a$  及び  $l+\Delta l$  とする。
- (4)  $a+\Delta a$  を  $a$ 、 $l+\Delta l$  を  $l$  に置き換え、次の亀裂進展計算に進む。

上記の方法を繰り返して、亀裂進展を予測し、SCC による亀裂深さ  $a$ 、亀裂長さ  $l$  と時間の関係を求める。

## 2. SCC 亀裂進展量の時間依存性の評価

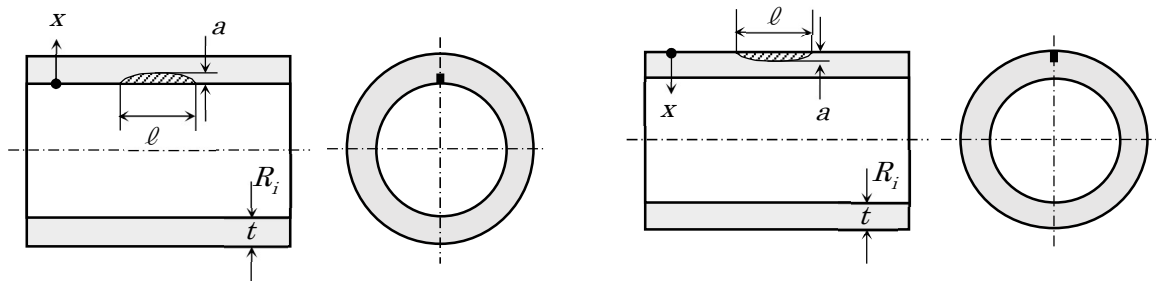
下部周溶接部における亀裂進展予測の例を示す。計算は、下部周溶接部に初期亀裂深さ約 3mm、初期亀裂長さ約 11mm の外面半楕円表面亀裂を想定して行った。下部周溶接部に対する評価結果を図 E-5 に示す。



(a) 周方向半橢円表面亀裂(内面)

(b) 周方向半橢円表面亀裂(外面)

図 E-1 周方向半橢円表面亀裂付き円筒



(c) 軸方向半橢円表面亀裂 (内面)

(d) 軸方向半橢円表面亀裂 (外面)

図 E-2 軸方向半橢円表面亀裂付き円筒

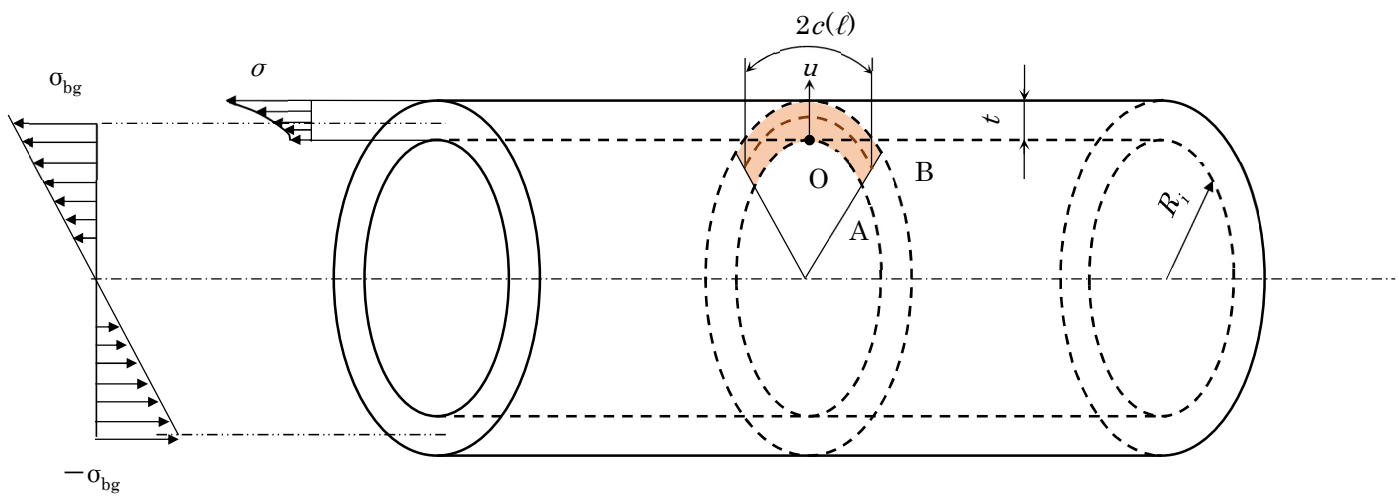


図 E-3 周方向貫通亀裂付き円筒

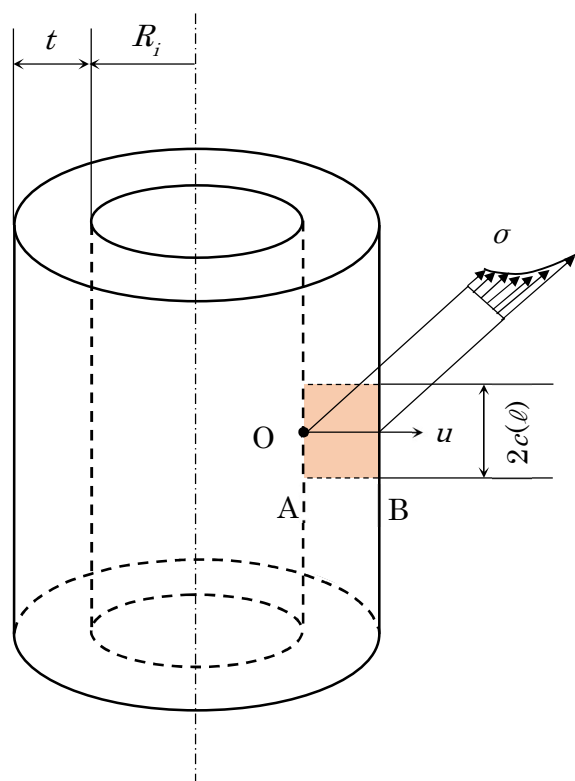


図 E-4 軸方向貫通亀裂付き円筒

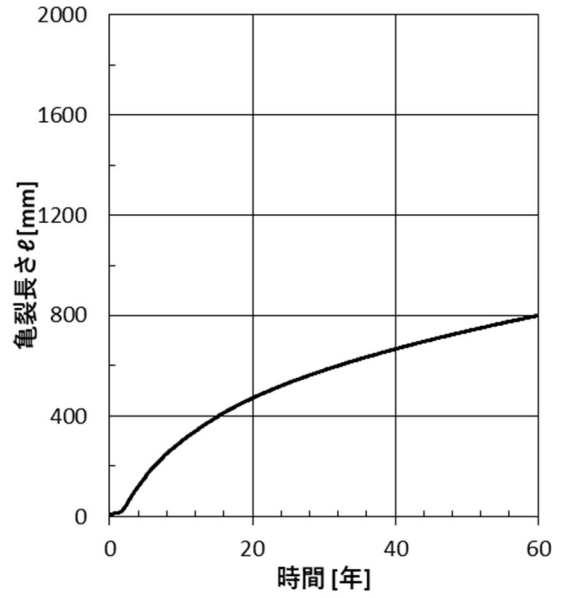
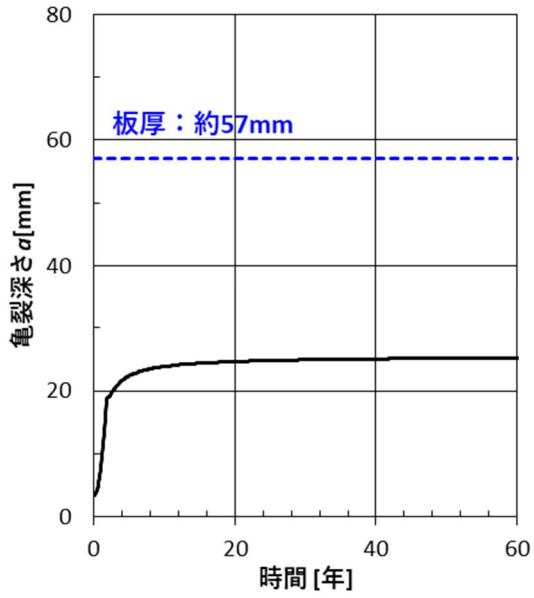


図 E-5 亀裂形状と時間の関係（下部周溶接部，外面半楕円表面亀裂）

## 付録 F 破壊評価

亀裂進展後の亀裂形状に対する構造健全性評価は、JSME 維持規格（2024 年版）添付 E-14（炉内構造物に対する破壊評価法の選択）に基づいた破壊評価を行う。

破壊評価に用いる解析手法は、極限荷重評価法、弾塑性破壊力学評価法、2 パラメータ法、2 倍勾配法、線形破壊力学評価法の 5 種類があるが、線形破壊力学評価法が最も保守的な評価手法である。JSME 維持規格 添付 E-14 に規定の通り、中性子照射量が  $7.5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) を超える高照射領域の部材に対しては、材料が脆化することから、当手法を適用する必要がある。一方、中性子照射量が  $7.5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$  ( $E > 0.1 \text{ MeV}$ ) 以下の低照射領域の部材に対しては、材料の延性がある程度保たれていることから、線形破壊力学評価法以外に、弾塑性破壊力学評価法、2 パラメータ法、2 倍勾配法の適用が可能である。極限荷重法は、材料に十分な延性が保たれている場合に適用できる。

代表として、線形破壊力学評価法の概要及び評価結果の一例を付録 F-1 に示し、弾塑性破壊力学評価法の概要を付録 F-2 に示す。

付録 F-1 線形破壊力学評価法

JSME 維持規格 添付 E-15 (炉内構造物に対する線形破壊力学評価法) によると、線形破壊力学評価法は、構造物に発生する想定荷重下での応力拡大係数 ( $K$ ) が破壊靱性値 ( $K_{Ic}$ ) を上回れば、脆性破壊に至るという考え方であり、次の式を満足する場合は破壊が発生せず、構造物は安定であると判定される。

破壊靱性値 ( $K_{Ic}$ ) については、(財)発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発に関する事業報告書」(平成 8 年度) [5] で得られた照射ステンレス鋼の試験データ ( $J_{Ic}$ ) から換算した  $K_{Ic}$  を用いる。低照射領域及び高照射領域における  $J_{Ic}$  の下限値を換算して、表 F-1-1 に示すとおり、照射量に応じた  $K_{Ic}$  を用いる。

$$\text{Max}(K) < K_{Ic}$$

$$\text{ここで、} K = (SF) K_{Im} + K_{Ie} + K_{Ir}$$

- $K_{Im}$  : 一次膜応力による  $K$
- $K_{Ie}$  : 熱膨張応力による  $K$
- $K_{Ir}$  : 残留応力による  $K$
- $SF$  : 安全率 (JSME 維持規格の添付 E-15 に規定)

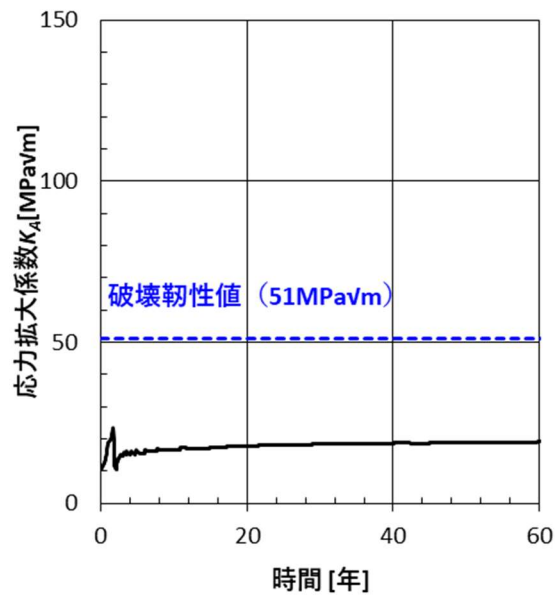
$$K_{Ic} = \sqrt{\frac{E}{(1-\nu^2)}} \times J_{Ic}$$

- $E$  : 縦弾性係数 (GPa)
- $\nu$  : ポアソン比

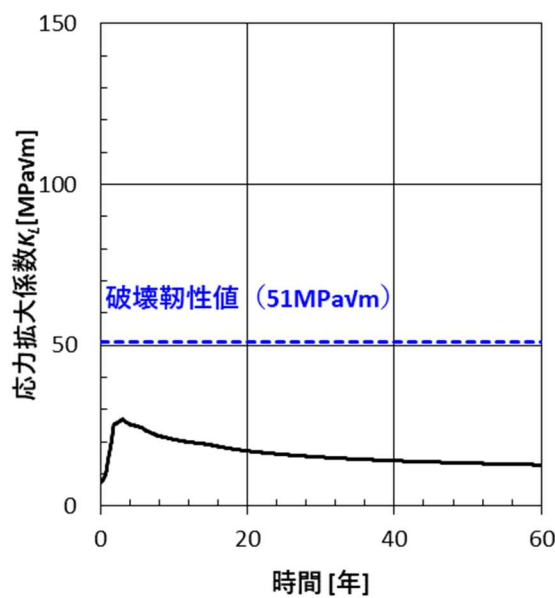
表 F-1-1 照射量に応じた破壊靱性値 ( $K_{Ic}$ )

照射量 $\Phi$ (n/cm <sup>2</sup> (E>0.1MeV)) カッコ内: (dpa)	破壊靱性値 ( $K_{Ic}$ )
$\Phi \leq 1 \times 10^{20}$ (0.08dpa)	122MPa√m
$1 \times 10^{20}$ (0.08dpa) < $\Phi$	51MPa√m

下部周溶接部における評価結果の例を次に示す。評価条件は、付録 E と同様であり、下部周溶接部に初期亀裂深さ約 3mm、初期亀裂長さ約 11mm の外面半楕円表面亀裂を仮定した。 $K$ 算出式は付録 E の式を用いる。応力拡大係数 ( $K$ ) の推移を図 F-1-1 に示す。



(a) 亀裂最深点の  $K$  ( $K_A$ )



(b) 亀裂表面点の  $K$  ( $K_I$ )

図 F-1-1 応力拡大係数 ( $K$ ) の推移

付録 F-2 弾塑性破壊力学評価法

オーステナイト系ステンレス鋼，ニッケル合金，上部棚温度にあるフェライト鋼など，延性の高い材料で構成される構造物に亀裂がある場合，負荷によって亀裂先端に応力が集中し，その応力場が弾性にある場合，応力場の特異性は力学パラメータ  $K$  で規定される。さらに負荷をかけると，亀裂先端付近に塑性域が形成され，ある限界値を超えると亀裂先端から延性亀裂が発生，進展する。このような弾塑性応力場での破壊挙動を評価する手法の一つに弾塑性破壊力学評価法がある。

弾塑性応力場の特異性を表す力学パラメータの一つに  $J$  積分がある。 $J$  積分は J. R. Rice<sup>[6]</sup> により提唱され，(1)式で定義される。 $J$  積分計算では，図 F-2-1 に示すような線積分が取られ， $J$  には経路不変性が成り立つ。

$$J = \int_{\Gamma} \left( W v_1 - T_i \frac{\partial u_i}{\partial x_1} \right) d\Gamma \quad (1)$$

- $J$  :  $J$  積分
- $\Gamma$  : 積分経路
- $W$  : ひずみエネルギー密度
- $T_i$  : 亀裂面に作用する表面力 ( $= \sigma_{ij} v_j$ )
- $v_j$  :  $\Gamma$  の外向き単位法線ベクトル
- $u_i$  : 変位

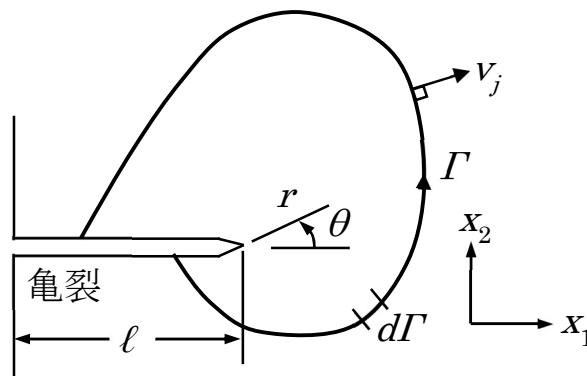


図 F-2-1  $J$  積分の積分経路<sup>[7]</sup>

(1)式は、非線形弾性体を仮定して導き出されたものであるが、微小な延性亀裂進展が生じた応力場でも工学的に適用が可能だとして便宜上使用される。

J積分を用いた弾塑性破壊力学評価法では、構造物の駆動力に起因するJと亀裂長さの関係(J $\Delta a$ 曲線)及び材料の破壊抵抗(J-R曲線)が用いられる。JSME維持規格<sup>[1]</sup>添付E-9(弾塑性破壊力学評価法)には、解析による評価方法が規定されている。

有限要素法(FEM)によるJ積分評価をする場合、図F-2-2に示すように初期亀裂付きモデルを複数用意し、負荷レベルを変えたときのJを算出して、図F-2-3に示すような構造物のJ $\Delta a$ 曲線を求める。構造物の初期亀裂長さの位置にJ-R曲線の原点を設定し、2つの曲線関係で延性亀裂発生及び延性不安定破壊を判断する。すなわち、両者の交点のJがJ<sub>Ic</sub>(弾塑性破壊靱性)に等しいときは延性亀裂が発生すると判断され、両者が接するときに延性不安定破壊が発生すると判断される。両破壊点は次の式で表される。なお、評価に用いる応力-ひずみ線図、弾塑性破壊靱性、J-R曲線は、試験によって取得したデータ、文献データが参照されるが、点検できずが確認され、当該プラントの実機サンプルから取得できる場合は、評価精度向上のため、そのデータを使用することも考えられる。

$$J = J_{Ic} \quad \text{(延性亀裂発生)} \quad (2)$$

$$\left. \begin{aligned} J &= J_R \\ \frac{\partial J}{\partial l} &= \frac{dJ_R}{dl} \end{aligned} \right\} \quad \text{(延性不安定破壊)} \quad (3)$$

- J : J積分
- J<sub>Ic</sub> : 弾塑性破壊靱性
- J<sub>R</sub> : 亀裂進展量  $l$  に対する J 積分破壊抵抗
- $l$  : 亀裂長さ

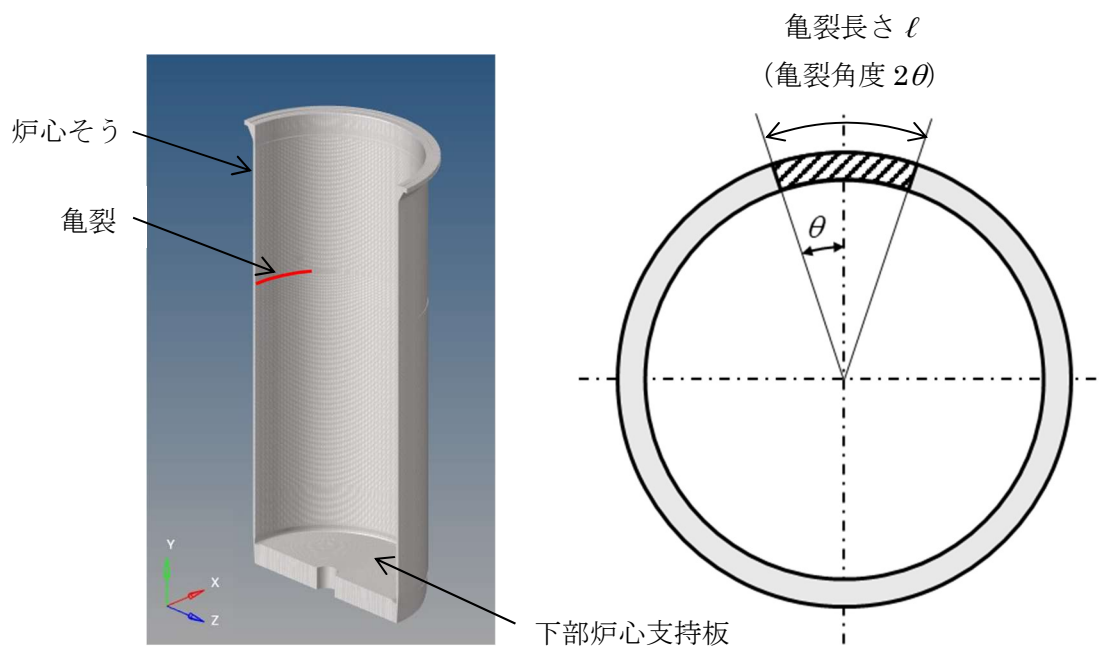


図 F-2-2 初期亀裂を模擬したモデル

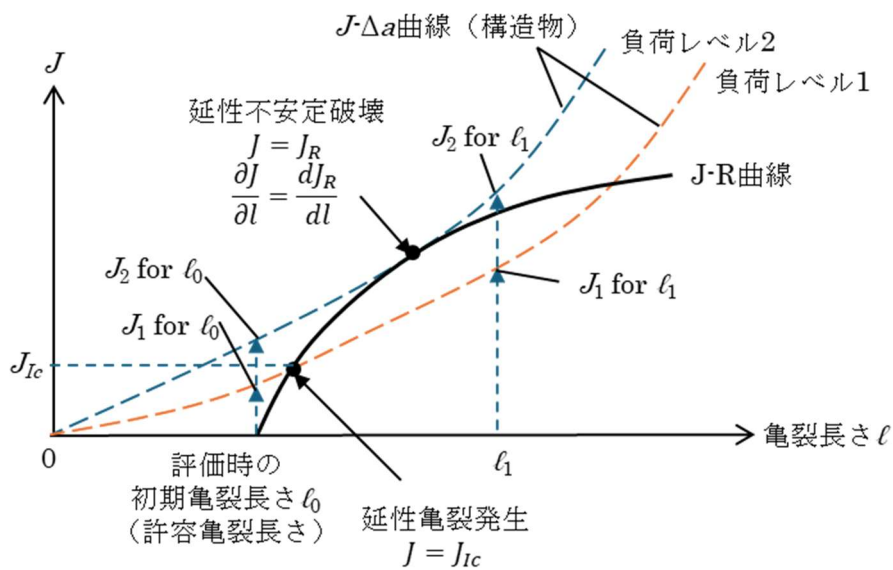


図 F-2-3 解析による許容亀裂長さ算出方法の概念図

評価結果イメージを図 F-2-4 に示す。図 F-2-4 に示す通り、延性不安定破壊に対する許容亀裂角度は  $\theta_1$  未満となる。

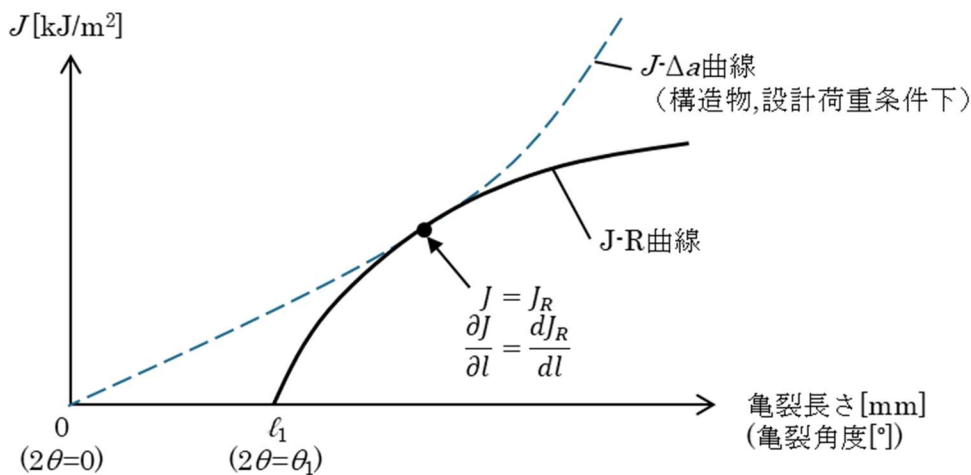


図 F-2-4  $J-\Delta a$  曲線及び J-R 曲線の関係

## 用語一覧表

CIR	炉内構造物取替 (Core Internals Replacement)
EFPY	定格負荷相当年数 (Effective Full Power Year)
FEM	有限要素法 (Finite Element Method)
FIV	流動励起振動 (Flow-Induced Vibration)
IASCC	照射誘起型応力腐食割れ (Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking)
PWR	加圧水型原子炉 (Pressurized Water Reactor)
SCC	応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking)
TIG 溶接	Tungsten Inert Gas welding

1. 基本的な考え方

原子炉の安全性確保を大前提とし、炉心そうに要求される機能を維持できるように、管理基準、合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

- ① 経年劣化事象 : 炉心そう溶接部の SCC
- ② 炉心そうに要求される安全機能 : 炉心支持及び位置決め、冷却水流路の維持及び流量適正配分
- ③ 亀裂進展によって安全機能に影響を与えない範囲で管理

2. 点検対象

炉心そうの点検対象部位は、炉心そうにある計 7 箇所の溶接部のうち、以下に示す 3 つの溶接部とする。具体的な点検対象部位を図 1 に示す。

- (1) 炉心そうフランジ周溶接部
- (2) 上部周溶接部
- (3) 下部周溶接部

3. 点検方法

点検方法は、目視試験 (MVT-1)、又は超音波探傷試験 (UT) とする。

目視試験 (MVT-1) は、炉内構造物等点検評価ガイドライン [遠隔目視試験] に従い実施する。

超音波探傷試験 (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」に従って実施するか、同等以上の結果が得られる手法を用いて実施する。

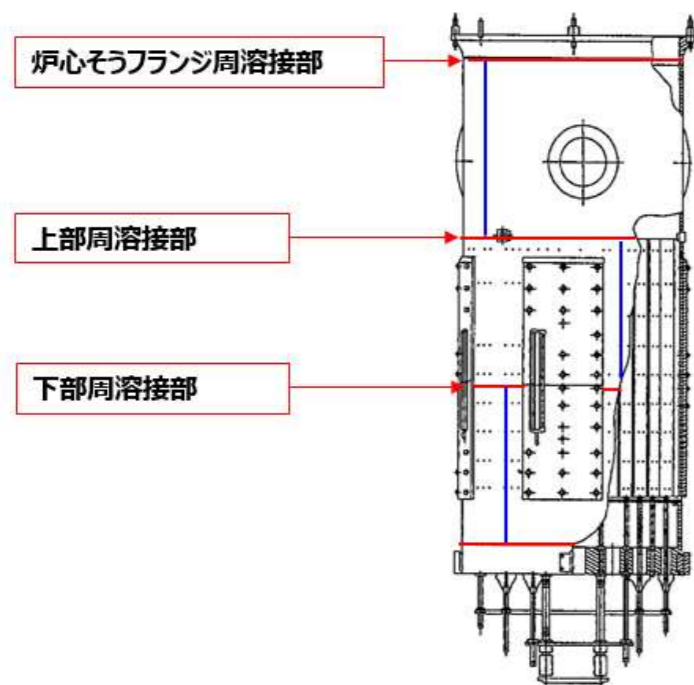


図 1 点検対象箇所

4. 点検開始時期及び点検周期の考え方

点検フローを図 2 に示す。

点検開始時期は、運転中プラントを対象として、原則、EFPY の高いプラントを優先的に各プラントの定期検査計画等を考慮して適宜設定する。

次回点検は、最新の点検結果を反映して炉心そうの機能を維持可能な時期までに行う。健全性評価フローを図 3 に示す。

点検においてきずが検出された場合、検出されたきずのサイジングを行い、亀裂形状を設定して亀裂進展予測及び構造健全性評価を行い、点検周期を設定する。

点検においてきずが検出されなかった場合、原子炉容器の供用期間中検査を行う定期検査計画を考慮して、原則、10 年間隔で点検を実施する。

5. 予防保全措置及び補修

点検により炉心そう溶接部にきずが検出され、構造健全性評価を実施した結果、補修が必要となる場合がある。予防保全及び補修の例として次がある。

- ・取替
- ・機械的補修：亀裂進展の停止穴の施工等

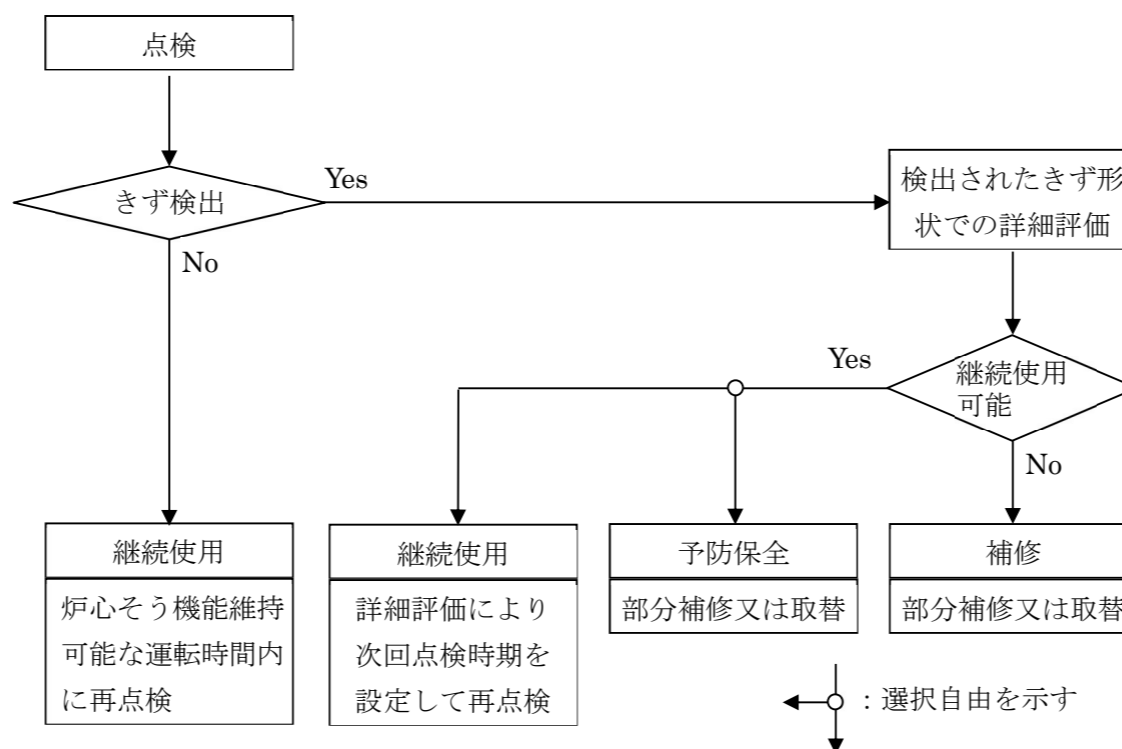


図 2 点検フロー

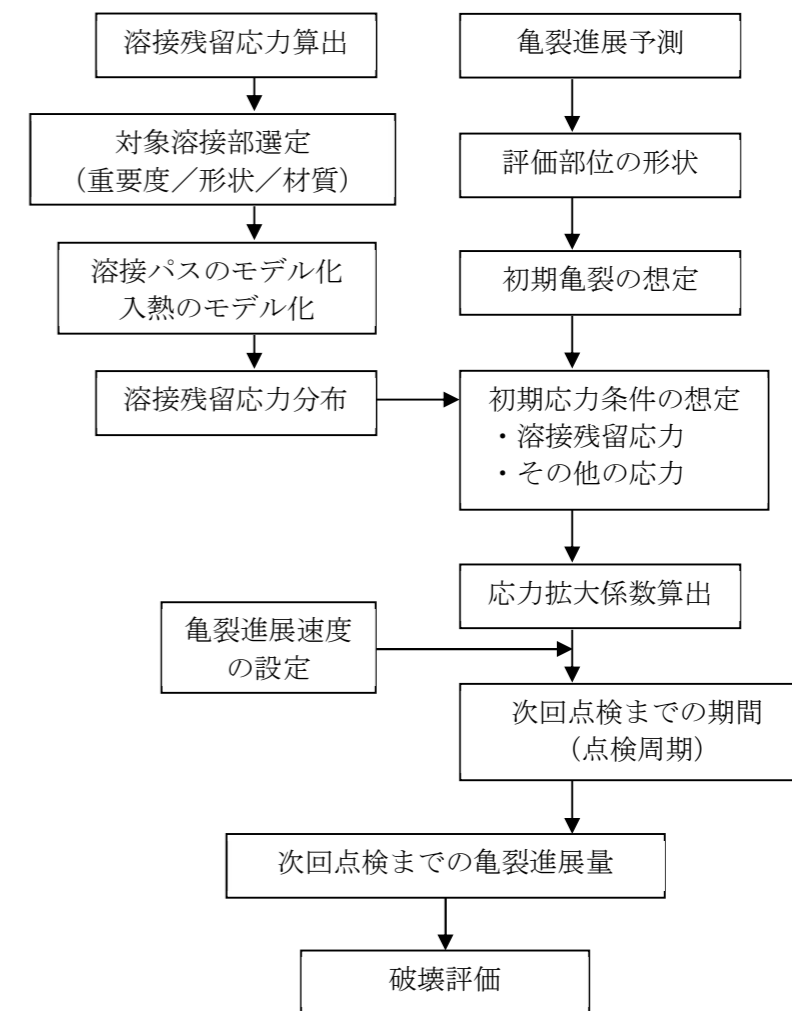


図 3 構造健全性評価フロー

## 引用文献

- [1] 社団法人 日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 2024 年度版」, JSME S NA1-2024, 2024 年 12 月
- [2] 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)」, 2008 年 6 月
- [3] 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)」, 2009 年 9 月
- [4] Zang, W., “Stress Intensity Factor Solutions for Axial and Circumferential Through-Wall Cracks in Cylinders”, SINTAP/SAQ/02, SAQ Control AB, 1997
- [5] 財団法人 発電設備技術検査協会「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」, 1997 年 3 月
- [6] J.R.Rice, “A Path Independent Integral and the Approximate Analysis of Strain Concentration by Notches and Cracks.” *Journal of Applied Mechanics*, Vol. 35, pp. 379–386, 1968.
- [7] 久保司郎, J 積分および修正 J 積分の評価とその方法, 材料, 第 34 巻, 第 379 号, 1985 年 4 月

---

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン  
[炉心そう溶接部]  
(第1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, 14 階  
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

---

©原子力安全推進協会, 2025

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