

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[シュラウドサポート]
(第6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「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[シュラウドサポート]（第6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

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[シュラウドサポート]

(第6版)

2023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。

2023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

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：シュラウドサポート

改訂年月	版	改訂内容	備考
2000年3月	初版発行		
2005年10月	第2版発行	対象箇所の追加，最新知見の反映	
2008年6月	第3版発行	未点検部位の取り扱い見直し	JANTI-VIP-04 第3版
2009年5月	付録D 追補発行	「レグ型の欠陥裕度評価」を追加発行	
2015年12月	第4版発行	ブラケット型，コーン型の削除 付録全体構成（付録D追補の統合）， 適用する規格基準ほか見直し	JANSI-VIP-17 第4版
2020年12月	第5版発行	ABWR点検内容の追加 点検の考え方の明確化	JANSI-VIP-32 第5版
2023年12月	第6版発行	亀裂進展速度式の見直し，運転経験の更新，用語の統一	JANSI-VIPB-07-06 JANSI-VIP-49 第6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

(2023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

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

[シュラウドサポート]

目 次

第1章	目的及び適用	
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	5
第5章	点検範囲	6
第6章	点検時期	
6.1	初回点検	7
6.2	再点検	7
第7章	点検結果の評価	
7.1	判定基準	9
7.2	詳細評価	10
第8章	まとめ	13
解 説		
解説 1-1	「ガイドライン制定の目的」	18
解説 1-2	「本ガイドラインの運用にあたって」	18
解説 2-1	「シュラウドサポートに要求される安全機能」	19
解説 2-2	「シュラウドサポートの点検対象の選定」	20
解説 2-3	「シュラウドサポートに想定される経年劣化事象」	20
解説 2-4	「SCC 予防保全対策」	21
解説 4-1	「渦電流探傷試験」	21
解説 5-1	「溶接部の点検幅」	22
解説 5-2	「点検における接近性」	22
解説 6-1	「初回点検」	22
解説 6-2	「残存断面積及び許容残存断面積」	24
解説 6-3	「点検必要範囲及び点検周期」	27

付 録

- 付録A シュラウドサポートの各構造体に対する点検の考え方
- 付録B シュラウドサポートの亀裂進展評価
- 付録C シュラウドサポートの欠陥裕度評価
- 付録D 原子炉圧力容器の亀裂進展評価について
- 付録E 亀裂が検出されたときの評価法
- 付録F 未点検範囲の欠陥想定法
- 付録G シュラウドサポートの変形による制御棒挿入性について
- 付録H 点検必要範囲と点検周期の設定例
- 付録I 安全率に対する検討

参 考 資 料

- 参考資料1 炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] の概要
- 参考資料2 改訂経緯

第1章 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）用機器のうち、原子力安全を確保する大前提のもと炉内構造物に要求される構造及び機能の健全性の維持、損傷が与える安全機能への影響を踏まえた合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。（解説 1-1，解説 1-2）

なお、本ガイドラインでは従来型の BWR に加え、改良型 BWR（ABWR）を対象とする。

1.2 適用

本ガイドラインは、BWR 炉内構造物のうちシュラウドサポートに適用する。本ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の供用期間中とする。

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。

- ・許容残存断面積：シュラウドサポートの構造健全性確保に必要な残存断面積をいう。
- ・初回点検：点検対象のうち接近可能範囲に対して実施する点検であり、再点検において参照する基準の点検記録を保持するために実施する点検をいう。

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) 原子炉に対してシュラウドサポートが持つ安全機能に着目し、シュラウドサポートを構成する各種の構造体の経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持に影響を与えると考えられる構造体を点検対象とする。(解説 2-1, 解説 2-2)
- (2) シュラウドサポートに想定される経年劣化事象として、応力腐食割れ（以下、SCC と称する）を想定する。(解説 2-3)
- (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、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。
- (4) 具体的な点検対象部位の選定にあたっては、予防保全対策の実施状況を考慮して決定するものとする。(解説 2-4)

第3章 点検対象

シュラウドサポートの点検対象と点検対象部位は、以下のように定めた。(解説 2-2, 解説 2-3)

(1) H8 溶接部

シュラウドサポートプレートとシュラウドサポートシリンダとの溶接部

(2) H9 溶接部

シュラウドサポートプレートと原子炉圧力容器との溶接部

(3) H10 溶接部

シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグとの溶接部

(4) H11 溶接部

シュラウドサポートレグと原子炉圧力容器との溶接部

(5) アクセスホールカバー

溶接取付けタイプはカバー取付け溶接部, ボルト締結タイプは取付けボルト

具体的な点検対象部位を、代表プラントを例にして図 3-1～図 3-3 に示す。

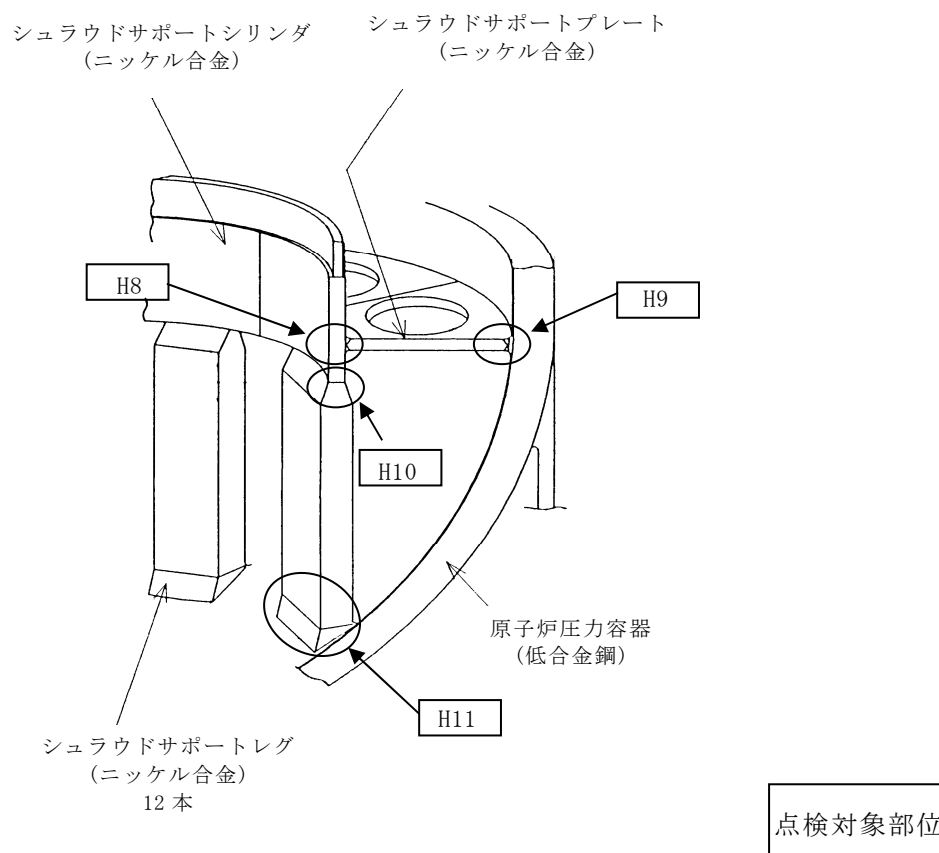


図 3-1 H8～H11 溶接部

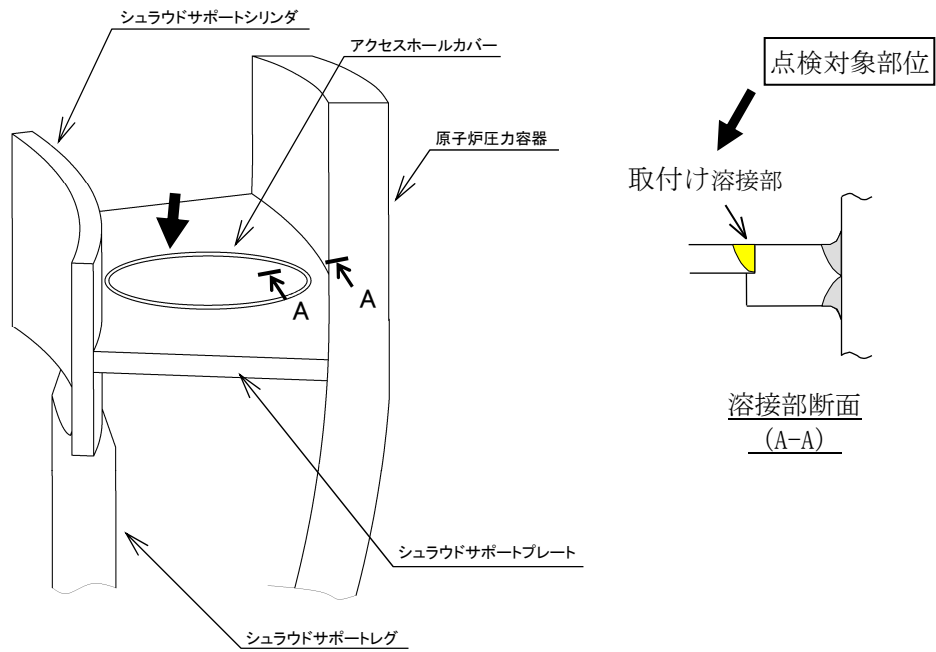


図 3-2 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）

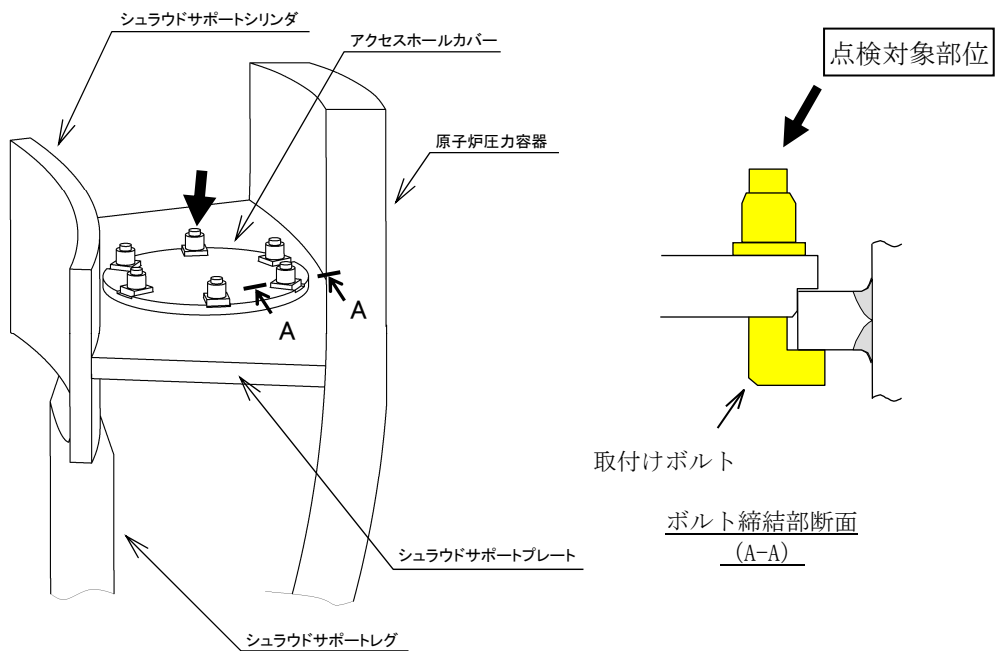


図 3-3 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）

第4章 点検手法

シュラウドサポートの点検手法は、点検対象部位ごとに必要な手法を選択する。

点検に適用する非破壊試験は、目視試験（VT）、超音波探傷試験（UT）又は渦電流探傷試験（ET）が考えられる。

(1) 目視試験（VT）

a. MVT-1

表面に開口している欠陥を検出するために行う試験であり、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。

b. VT-3

機器の変形、芯合わせ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常を検出するために行う試験とする。

(2) 超音波探傷試験（UT）

超音波探傷試験は、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、若しくはこれに類する手法等を用いて実施してもよい。

(3) 渦電流探傷試験（ET）

渦電流探傷試験は、JEAG4217「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に準拠して実施するか、若しくはこれに類する手法を用いて実施してもよい。（解説 4-1）

第5章 点検範囲

シュラウドサポートの点検範囲(点検対象部位の個数, 長さ)は, 点検対象部位ごとに定める。
溶接部の点検を行う場合は, 溶接金属及びその両側の 25mm の幅 (熱影響部を含む) に対して行う。(解説 5-1)

なお, 技術的に根拠がある場合は, 別途設定することができる。

(1) H8～H11 溶接部

3章に示す H8～H11 溶接部を点検対象部位とし, 接近可能な全ての範囲を点検範囲とする。(解説 5-2)

(2) アクセスホールカバー

溶接取付けタイプではカバー取付け溶接部を点検対象部位とし, カバー取付け溶接部の全長を点検範囲とする。ボルト締結タイプでは取付けボルトを点検対象部位とし, ボルト全数の上部 (カバー上面部分) 及び下部 (カバー下面部分) を点検範囲とする。
(解説 5-2)

第6章 点検時期

シュラウドサポートの初回点検と再点検は、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、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、以下に示す時期に実施するものとする。

なお、技術的根拠がある場合は、別途、設定することができる。

6.1 初回点検（解説 6-1）

6.1.1 H8～H11 溶接部

(1) BWR

ニッケル合金の 182 合金（以下、182 合金）の溶接部は、プラント供用開始時点からの実運転時間が 15 年から 20 年の間に、ニッケル合金の改良 182 合金及びニッケル合金の 82 合金（以下、改良 182 合金及び 82 合金）の溶接部は、プラント供用開始時点から暦年で 20 年から 30 年の間に初回点検を実施する。

(2) ABWR

182 合金の溶接部は、プラント供用開始時点からの実運転時間が 20 年から 25 年の間に、改良 182 合金及び 82 合金の溶接部は、プラント供用開始時点から暦年で 20 年から 40 年の間に初回点検を実施する。

6.1.2 アクセスホールカバー

(1) 溶接取付けタイプ

プラント供用開始時点から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施する。

(2) ボルト締結タイプ

供用開始後、実運転時間で 10 年を経過するまでに初回点検を実施する。

6.2 再点検

6.2.1 H8～H11 溶接部

(1) BWR

実施済みの点検範囲を確認し、点検未実施かつ構造強度上影響のある部位に亀裂を想定する。点検範囲内に見つかった亀裂と、点検可能範囲外にあると想定した亀裂が、次回点検までの想定期間 N 年分進展することを考慮して算出した残存断面積が、許容残存断面積以上となるように、点検時期 N 年を設定して点検を実施する。（解説 6-2、解説 6-3）

初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、182 合金の溶接部は前回点検からの実運転時間が 10 年を超えない時期、改良 182 合金及び 82 合金の溶接部は前回点検からの実運転

時間が 20 年を超えない時期に再点検を実施する。なお、点検範囲に対して、SCC の発生又は進展を抑制する予防保全工法を適用した場合には、その有効性を考慮して、点検周期を設定できる。(解説 2-4)

また、前回の点検において欠陥指示が検出された部位については、再点検時に点検を実施するものとする。

(2) ABWR

実施済みの点検範囲を確認し、点検未実施かつ構造強度上影響のある部位に亀裂を想定する。点検範囲内に見つかった亀裂と、点検可能範囲外にあると想定した亀裂が、次回点検までの想定期間 N 年分進展することを考慮して算出した残存断面積が、許容残存断面積以上となるように、点検時期 N 年を設定して点検を実施する。(解説 6-2, 解説 6-3)

初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、182 合金の溶接部は前回点検からの実運転時間が 10 年を超えない時期、改良 182 合金及び 82 合金の溶接部は前回点検からの実運転時間が 20 年を超えない時期に再点検を実施する。

なお、点検範囲に対して、SCC の発生又は進展を抑制する予防保全工法を適用した場合には、その有効性を考慮して、点検周期を設定できる。(解説 2-4)

また、前回の点検において欠陥指示が検出された部位については、再点検時に点検を実施するものとする。

6.2.2 アクセスホールカバー

(1) 溶接取付けタイプ

初回点検で損傷がないことが確認された場合は、H8～H11 溶接部の再点検時期に合わせて実施する。

点検範囲に損傷が発見された場合には、技術的に根拠のある詳細評価により点検周期を設定するか、補修等の措置を行う。

(2) ボルト締結タイプ

初回点検で損傷がないことが確認された場合は、プラント供用開始時点からの実運転時間が 10 年を超えない時期に実施する。

点検範囲に損傷が発見された場合には、技術的に根拠のある詳細評価により点検周期を見直すか、補修等の措置を行う。

第7章 点検結果の評価

シュラウドサポートの点検フローを図 7-1～図 7-2 に示す。点検結果の判定は以下によるものとする。

7.1 判定基準

7.1.1 H8～H11 溶接部

点検の結果は、下記の判定基準により評価する。

- (1) 健全な範囲が点検必要範囲以上である場合は継続使用できる。
- (2) 健全な範囲が点検必要範囲未満である場合は、
 - ① 点検範囲を拡大することにより、健全な範囲が点検必要範囲以上となれば、継続使用できる。
 - ② 点検範囲を拡大しても健全な範囲が点検必要範囲未満の場合は、健全な範囲が許容残存断面積以上であれば、点検周期を見直すことにより、継続使用できる。
 - ③ 上記②項を満足しない場合は、7.2 項に示す詳細評価を実施し、残存断面積が許容残存断面積以上となれば、点検周期を見直すことにより、継続使用できる。
- (3) 上記(1)(2)に適合しない場合は、補修等の措置を行う。

なお、上記(1)(2)の健全な範囲は、健全部及び検出された亀裂の進展を見込んだものである。(解説 6-3)

7.1.2 アクセスホールカバー

点検の結果は、下記の判定基準により評価する。

- (1) 点検範囲に損傷がないことが確認された場合は、継続使用できる。
- (2) 点検で損傷が発見された場合は、安全機能維持に必要な範囲の健全性が確認されれば、継続使用できる。なお、溶接取付けタイプのカバー取付け溶接部に損傷が発見された場合は、7.2 項に示す詳細評価を実施し、残存断面積が許容残存断面積以上となれば、点検周期を見直すことにより、継続使用できる。
- (3) 上記(1)(2)に適合しない場合は、補修等の措置を行う。

7.2 詳細評価

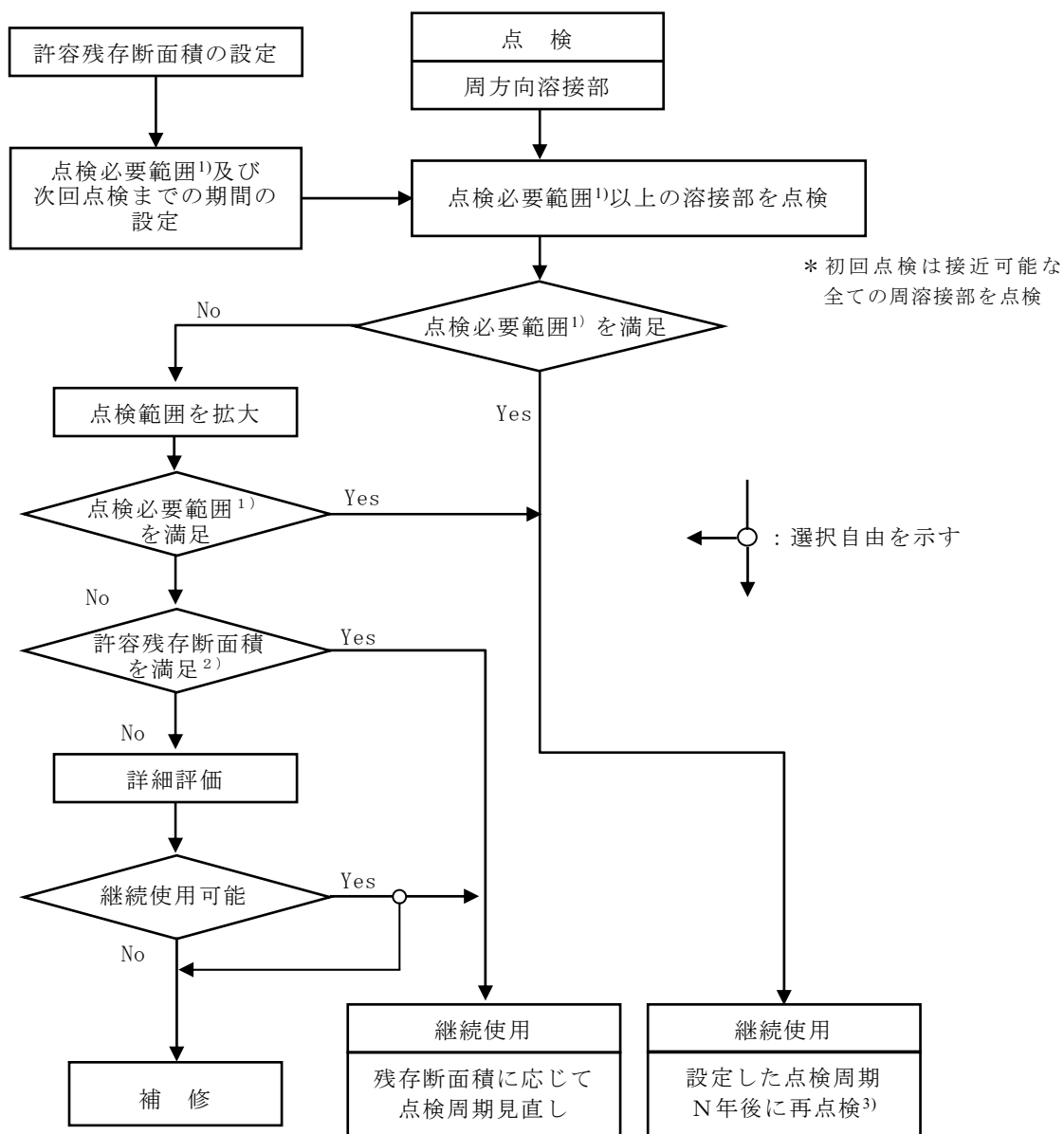
7.1.1 項の判定基準において、健全な範囲が許容残存断面積以下である場合又は 7.1.2 項で損傷が発見された場合には、下記の詳細評価を実施し、継続使用の評価をすることができる。

(1) 残存断面積の評価

検出された亀裂のサイジング結果等に基づいて亀裂をモデル化し、構造強度を詳細評価することによって、残存断面積を求めることができる。また、亀裂の進展挙動を、プラント個別の残留応力解析、水質評価、亀裂進展量の実測値等に基づいて、詳細評価することができる。(解説 6-3)

(2) 許容残存断面積の詳細評価

点検結果及び亀裂の詳細評価結果に基づいてシュラウドサポート又はアクセスホールカバーをモデル化し、構造強度を詳細評価することによって、許容残存断面積を求めることができる。



- 1) 点検必要範囲 = 許容残存断面積
+ 次回点検までの健全部残存面積減少量
+ 次回点検までの検出亀裂の進展量
- 2) 許容残存断面積を満足：
健全範囲 - 検出亀裂の進展量 - 健全部残存面積減少量
≥ 許容残存断面積
- 3) 初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、実運転時間が
初回点検から以下の期間を超えない時期に再点検してもよい。
182合金の溶接部：10年以内
改良182合金及び82合金の溶接部：20年以内

図 7-1 H8~H11 溶接部の点検フロー

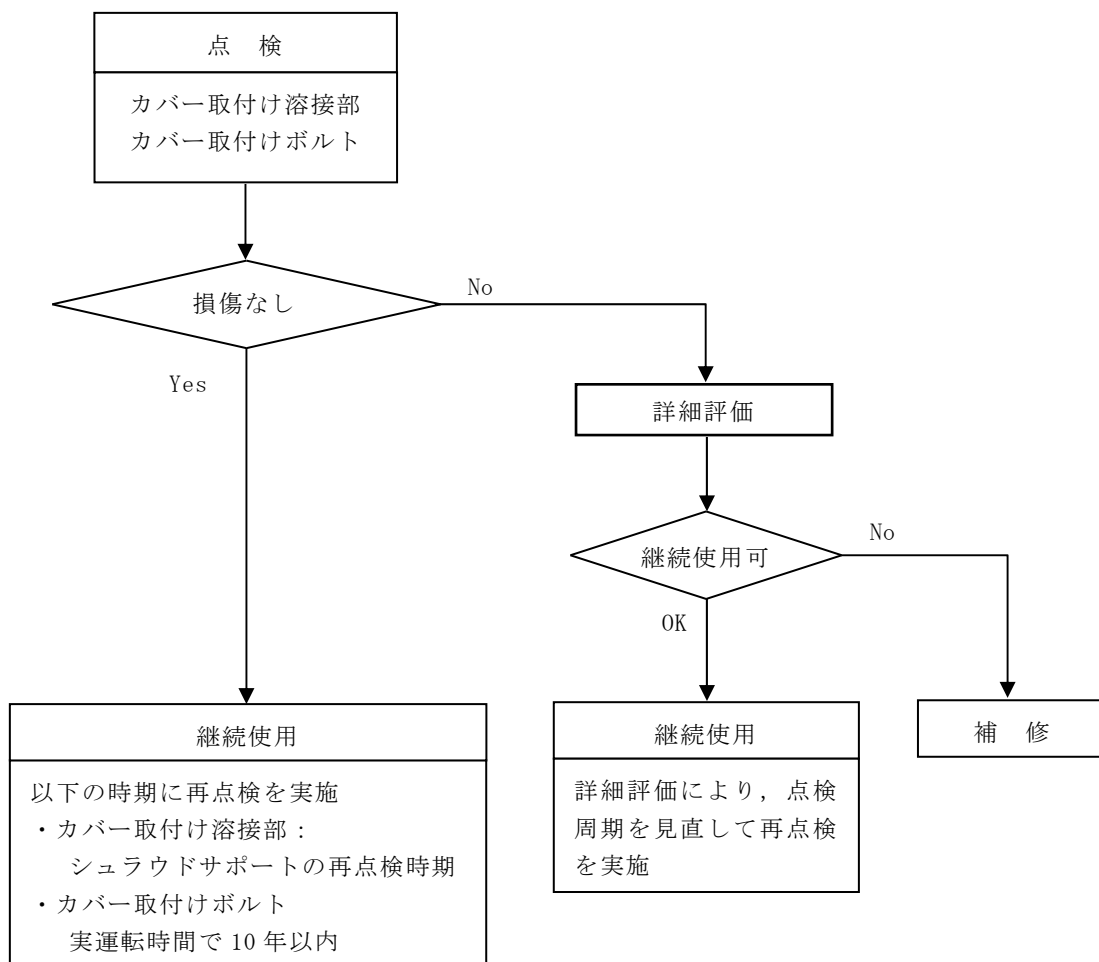


図 7-2 アクセスホールカバーの点検フロー

第8章 まとめ

シュラウドサポートの点検を表 8-1～表 8-6 に示す。

表 8-1 H8～H11 溶接部（BWR, 182 合金）の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の 評価
H8 及び H9 溶接部	接近可能な 上面及び下面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，実運転時間で 15 年から 20 年の間／接近可能な上面及 び下面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が，許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が，許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし，前回点検で亀裂が検出されな い場合は，前回点検から実運転時間 10 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5)}	
H10 及び H11 溶接部	接近可能な 表面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，実運転時間で 15 年から 20 年の間／接近可能な上面及 び下面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が，許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が，許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし，前回点検で亀裂が検出されな い場合は，前回点検から実運転時間 10 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5) (6)}	
注：				
(1) 必要に応じて，UT 又は ET を実施してもよい。				
(2) 必要に応じて，接近に支障となる炉内構造物を可能な範囲で取外すこと。（解説 5-2）				
(3) MVT-1 の場合，溶接部両面（例えば上面及び下面）の点検範囲の重なりが，点検必要範囲を満足すること。UT の場合は点検範囲が点検必要範囲を満足すること。ET の場合は MVT-1 の場合と同様とする。				
(4) 点検範囲は，6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。				
(5) 点検において欠陥指示が検出された場合は，健全な範囲を点検必要範囲以上とするために，点検範囲を拡大することができる。				
(6) H10 及び H11 溶接部（レグ溶接部）は，各レグについて，点検必要範囲と同程度を点検することが望ましい。				

表 8-2 H8～H11 溶接部 (BWR, 改良 182 合金及び 82 合金) の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
H8 及び H9 溶接部	接近可能な 上面及び下面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後, 暦年で 20 年から 30 年の間／接近可能な上面及び下面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が, 許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から, 亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が, 許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし, 前回点検で亀裂が検出されな い場合は, 前回点検から実運転時間 20 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5)}	
H10 及び H11 溶接部	接近可能な 表面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後, 暦年で 20 年から 30 年の間／接近可能な表面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が, 許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から, 亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が, 許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし, 前回点検で亀裂が検出されな い場合は, 前回点検から実運転時間 20 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5) (6)}	
<p>注 :</p> <p>(1) 必要に応じて, UT 又は ET を実施してもよい。</p> <p>(2) 必要に応じて, 接近に支障となる炉内構造物を可能な範囲で取外すこと。(解説 5-2)</p> <p>(3) MVT-1 の場合, 溶接部両面 (例えば上面及び下面) の点検範囲の重なりが, 点検必要範囲を満足すること。UT の場合は点検範囲が点検必要範囲を満足すること。ET の場合は MVT-1 の場合と同様とする。</p> <p>(4) 点検範囲は, 6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。</p> <p>(5) 点検において欠陥指示が検出された場合は, 健全な範囲を点検必要範囲以上とするために, 点検範囲を拡大することができる。</p> <p>(6) H10 及び H11 溶接部 (レグ溶接部) は, 各レグについて, 点検必要範囲と同程度を点検することが望ましい。</p>				

表 8-3 H8～H11 溶接部（ABWR，182 合金）の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
H8 及び H9 溶接部	接近可能な 上面及び下面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，実運転時間で 20 年から 25 年の間／接近可能な上面及び下面 ⁽²⁾	次回点検時に想定される健全範囲が，許容残存断面積以上であること
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を考慮して算出された健全範囲が，許容残存断面積を超えない期間 N 年以内ただし，前回点検で亀裂が検出されない場合は，前回点検から実運転時間 10 年以内／次回点検までの安全機能の維持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5)}	
H10 及び H11 溶接部	接近可能な 表面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，実運転時間で 20 年から 25 年の間／接近可能な上面及び下面 ⁽²⁾	次回点検時に想定される健全範囲が，許容残存断面積以上であること
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を考慮して算出された健全範囲が，許容残存断面積を超えない期間 N 年以内ただし，前回点検で亀裂が検出されない場合は，前回点検から実運転時間 10 年以内／次回点検までの安全機能の維持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5) (6)}	
注：				
<p>(1) 必要に応じて，UT 又は ET を実施してもよい。</p> <p>(2) 必要に応じて，接近に支障となる炉内構造物を可能な範囲で取外すこと。（解説 5-2）</p> <p>(3) MVT-1 の場合，溶接部両面（例えば上面及び下面）の点検範囲の重なりが，点検必要範囲を満足すること。UT の場合は点検範囲が点検必要範囲を満足すること。ET の場合は MVT-1 の場合と同様とする。</p> <p>(4) 点検範囲は，6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。</p> <p>(5) 点検において欠陥指示が検出された場合は，健全な範囲を点検必要範囲以上とするために，点検範囲を拡大することができる。</p> <p>(6) H10 及び H11 溶接部（レグ溶接部）は，各レグについて，点検必要範囲と同程度を点検することが望ましい。</p>				

表 8-4 H8～H11 溶接部（ABWR，改良 182 合金及び 82 合金）の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
H8 及び H9 溶接部	接近可能な 上面及び下面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，暦年で 20 年から 40 年の間／接近可能な上面及び下面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が，許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が，許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし，前回点検で亀裂が検出されな い場合は，前回点検から実運転時間 20 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5)}	
H10 及び H11 溶接部	接近可能な 表面	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，暦年で 20 年から 40 年の間／接近可能な上面及び下面 ⁽²⁾	次回点検時 に想定され る健全範囲 が，許容残 存断面積以 上であるこ と
			再点検 実施済みの点検結果から，亀裂進展を 考慮して算出された健全範囲が，許容 残存断面積を超えない期間 N 年以内 ただし，前回点検で亀裂が検出されな い場合は，前回点検から実運転時間 20 年以内／次回点検までの安全機能の維 持を確認するために必要な範囲 ^{(3) (4) (5) (6)}	
注：				
(1) 必要に応じて，UT 又は ET を実施してもよい。				
(2) 必要に応じて，接近に支障となる炉内構造物を可能な範囲で取外すこと。（解説 5-2）				
(3) MVT-1 の場合，溶接部両面（例えば上面及び下面）の点検範囲の重なりが，点検必要範囲を満足すること。UT の場合は点検範囲が点検必要範囲を満足すること。ET の場合は MVT-1 の場合と同様とする。				
(4) 点検範囲は，6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。				
(5) 点検において欠陥指示が検出された場合は，健全な範囲を点検必要範囲以上とするために，点検範囲を拡大することができる。				
(6) H10 及び H11 溶接部（レグ溶接部）は，各レグについて，点検必要範囲と同程度を点検することが望ましい。				

表 8-5 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
カバー取付け溶接部	カバー取付け溶接部の全長	MVT-1 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，暦年で 30 年経過するまで／シュラウドサポートの安全機能維持に必要な範囲	安全機能維持に必要な範囲が健全であること
			再点検 初回点検後，シュラウドサポートの点検時期に合わせて／シュラウドサポートの安全機能維持に必要な範囲	
注： (1) 必要に応じて，UT 又は ET を実施してもよい。				

表 8-6 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）の点検

点検対象	点検対象部位	点検方法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
取付けボルト	ボルト全数の上部及び下部	VT-3 ⁽¹⁾	初回点検 機器の供用開始後，実運転時間で 10 年経過するまで／シュラウドサポートの安全機能維持に必要な範囲	安全機能維持に必要な範囲が健全であること
			再点検 前回点検から実運転時間 10 年以内／シュラウドサポートの安全機能維持に必要な範囲	
注： (1) 必要に応じて，UT を実施してもよい。				

(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物の点検では、構造上、点検装置の接近を制約する範囲が大きいことから、随時、最新の知見と技術を反映し、点検技術の向上と運転経験の蓄積に努めてきている。原子力安全の確保のためには、これらの運転経験の評価と研究活動を通じて、過去の教訓を活かし我々が学ぶことにつれて発展するプロセスを構築するとともに、これを継続していくことが求められる。このため、本ガイドラインは、炉内構造物に対して、運転経験、最新知見を整理・評価し、部位毎に要求される安全上重要な機能、有意な劣化モードと、最新知見の整理に基づく、合理的な点検のあり方を示すことを目的としている。

(解説 1-2) 本ガイドラインの運用にあたって

炉内構造物の保全活動は、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なければならない。よって、本ガイドラインで適用する点検及び評価は、品質保証活動全般の基本的事項を規定した日本電気協会の JEAC 4111「原子力安全のためのマネジメント規程」及び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を規定した JEAC 4209「原子力発電所の保守管理規程」に基づき実施されることを前提としている。

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。

また、本ガイドラインでは、旧耐震設計審査指針で定める基準地震動 S_2 を用いた評価結果が記載されている場合があるが、利用者は設置許可基準規則*1により定める基準地震動 S_s を用いた評価を行う必要がある。さらに、ガイドライン付録で引用した材料物性値等についても、評価に際し適切に選定判断する必要がある。

注*1：「設置許可基準規則」とは、原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」をいう。

(解説 2-1) シュラウドサポートに要求される安全機能

シュラウドサポートに要求される安全機能は、BWR では「バウンダリの確保」、「炉心の支持と流路確保」、「制御棒挿入性」、「炉心冠水と長期冷却の維持」であり、ABWR では「バウンダリの確保」、「炉心の支持と流路確保」、「制御棒挿入性」である。

また、BWR のシュラウドサポートプレートには建設時の施工用のアクセスホールが設けられており、これを閉止する目的でアクセスホールカバーが取り付けられている。アクセスホールカバーに要求される安全機能は「炉心の支持と流路確保」のうちの「流路確保」及び「炉心冠水と長期冷却の維持」である。

①バウンダリの確保

仮にシュラウドサポートと原子炉圧力容器の溶接部に亀裂が存在し、亀裂が原子炉圧力容器に進展したと仮定しても、その進展量は 40 年間で 5mm 程度と少なく、この評価期間において、原子炉圧力容器の耐圧機能が損なわれることはない。(付録D参照)

②炉心の支持、制御棒挿入性

仮にシュラウドサポートに全シュラウドサポートレグ板厚 75%及び H8, H9 溶接継手の 90%破損の大きな亀裂が存在した状態で、基準地震動 S_s を想定した場合でも、炉心が支持され、制御棒の挿入性は満足される。(付録G参照)

③流路確保、炉心冠水と長期冷却の維持

一般的に応力腐食割れの開口幅は、数 10～数 100 μm 程度と小さいため、亀裂が炉心冷却機能に与える影響は有意なものではないと考えられる。

また、シュラウドサポート又はこれに取付けられているアクセスホールカバーに亀裂が存在し、下部プレナムからダウンカマールへのバイパス流が発生し、その量が増加した場合には、炉心流量低下による出力低下や炉心差圧の低下が発生するため、安全上の問題につながる前に検知可能である。

炉心の再冠水機能は、大 LOCA 時に要求される機能であるが、この機能が要求される時点では、炉内の圧力は大気圧近くに低下しているため、亀裂が大きく開口するようなことはなく、炉心再冠水機能に影響することはないと考えられる。

(解説 2-2) シュラウドサポートの点検対象の選定

シュラウドサポートは、付録Aに示すように、形状の異なる多数の部品から構成されていることから、点検対象はシュラウドサポートに要求される安全機能維持の観点から設定する。

シュラウドサポートの縦方向溶接部及び径方向溶接部は、構造強度評価の結果、それらが損傷してもシュラウドサポートの機能維持に有意な影響を及ぼさないことが確認されたので、点検対象から除外することができる。

具体的に点検対象外とすることができる溶接部は以下のとおりである。(付録C参照)

- ・シュラウドサポートプレートの径方向溶接部
- ・シュラウドサポートシリンダの縦方向溶接部

(解説 2-3) シュラウドサポートに想定される経年劣化事象

これまでの損傷事例を考慮し、シュラウドサポートの経年劣化事象として応力腐食割れ(SCC)を想定した。シュラウドサポートの材料は一般に600系のニッケル合金である。これらの部材の溶接には182合金、改良182合金又は82合金を使用している。(SUS相互、低合金鋼相互の溶接を除く)

182合金は、溶接入熱によるクロム炭化物の析出に伴うCr欠乏に起因して、SCCが発生する可能性がある。これと比較して高Cr、高Nb含有の82合金及び高Nb含有の改良182合金はSCCが発生する可能性は小さい。このように182合金、82合金及び改良182合金のSCC感受性に相違があるが、損傷が発生した場合に原子炉安全性に影響を与える部位は材料鋼種によらず点検対象とする。

なお、600系のニッケル合金については、各種試験データから、その熱影響部において、隙間条件下でSCC感受性があることを否定できないが、本ガイドラインに則ってニッケル合金溶接部を検査すれば、比較的SCC感受性が高い600系のニッケル合金の熱影響部も検査範囲内に入り、同時に検査されることになるので、本ガイドラインでは、ニッケル合金溶接部に着目して検討する。

アクセスホールカバーのカバー取付け溶接部には、改良182合金又は82合金が使用されており、SCCが発生する可能性は低い。ただし、溶接部に構造上の隙間が生じるような場合、材料因子、応力因子、環境因子の重畳により、SCCが発生した事例があることから、念のため点検対象とする。(付録A参照)

また、アクセスホールカバーの取付けボルトには750系のニッケル合金が使用されている。現在国内プラントで当該部に使用されている750系のニッケル合金はすべて改良熱処理材であり、従来材に比べSCCの発生の可能性が小さいが、念のため点検対象とする。

(解説 2-4) SCC 予防保全対策

本ガイドラインでは、プラント毎に評価し、その効果が有効であると認められた予防保全対策が適用された部位については、適切な点検時期などを設定できるものとする。実機への予防保全対策例は以下がある。

- ・ 水質環境改善：水素注入，貴金属コーティング，貴金属注入等
- ・ 応力改善：ピーニング，磨き等
- ・ 材質改善：クラディング，脱鋭敏化处理等

SCC 発生を抑制するための一般的な注意事項は、JSME 設計・建設規格事例規格 NC-CC-002：発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」に纏められている。また、シュラウドサポートに適用可能なものとして、制定済みの予防保全工法ガイドラインには以下がある。

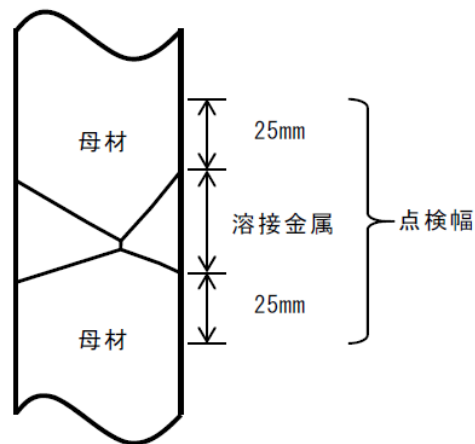
- ・ JANTI-VIP-03 「ピーニング工法」
- ・ JANTI-VIP-07 「水中レーザクラッド溶接工法」
- ・ JANTI-VIP-10 「研磨による応力改善工法」
- ・ JANSI-VIP-18 「水素注入による環境改善効果の評価方法」

(解説 4-1) 渦電流探傷試験

渦電流探傷試験 (ET) を適用する場合には、点検対象部位と電磁気的特性が同等な材料の校正試験片により、人工欠陥に対する検出感度を確認した手法を用いるものとする。試験装置及び器具等の要求仕様、試験の実施要領、並びに、信号の解析手法については、JEAG4217「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に準拠して設定する。

(解説 5-1) 溶接部の点検幅

溶接部の点検は溶接金属及びその両側の 25mm の幅（熱影響部を含む）について実施するが、この 25 mm の点検幅は、米国における 1990 年代の炉内構造物の詳細目視試験の実績を参考に「1 インチ」を mm に換算して定めたものである。この値は目視試験対象表面とカメラとの距離及びカメラの角度から、現実的な視野範囲として設定されたもので、国内の炉内構造物の詳細目視試験においても 1 インチ（25mm）が適用されてきた。



(解説 5-2) 点検における接近性

シュラウドサポートは原子炉圧力容器下部にあるため、点検のための接近が制約される。従来の炉内構造物の供用期間中検査（ISI）では、炉内構造物等を取外さずに水中テレビカメラが接近できる範囲の VT を実施しているが、シュラウドサポートの点検を実施する場合は、必要に応じて、接近に支障となる炉内構造物等を取外す必要がある。

(解説 6-1) 初回点検

(1) H8～H11 溶接部

初回点検とは、第 3 章で定義された H8～H11 溶接部のうち、接近可能な溶接部に対して実施する最初の点検であり、適用する手法の基準となる試験条件（超音波探傷試験におけるキャリブレーションや目視試験における照明等）の設定を行うとともに、再点検の際に参照する点検記録を取得するために実施する基準となる点検である。

BWR について、182 合金溶接部の初回点検の実施時期をプラント供用開始時点から実運転時間で 15 年から 20 年の間とし、改良 182 合金及び 82 合金溶接部の実施時期を暦年で 20 年から 30 年の間とした根拠は以下のとおりである。（付録 A 参照）

- ・ H8～H11 溶接部において、国内外の運転経験による損傷事例が報告されているのは運転開始後 20 年程度経過した時点である。

- ・ SCC による亀裂が発生・進展しても、プラント供用期間開始から実運転時間で 15 年以内では有意な大きさに成長するとは考えられず、また、シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグの亀裂進展が顕著となる時期が、182 合金溶接部でプラント供用期間開始から実運転時間で 20 年、82 合金溶接部では 30 年を経過した時点であり、それ以前にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性は少ない。

一方、ABWR について、182 合金溶接部の初回点検の実施時期をプラント供用開始時点から実運転時間で 20 年から 25 年の間とし、改良 182 合金及び 82 合金溶接部の実施時期を暦年で 20 年から 40 年の間とした根拠は以下のとおりである。(付録 A 参照)

- ・ BWR に比べて構造上の裕度があり、SCC による亀裂が発生・進展しても、プラント供用期間開始から実運転時間で 20 年以内では有意な大きさに成長するとは考えられず、182 合金溶接部で亀裂の進展が顕著となる 25 年経過時点、82 合金溶接部で 40 年経過時点においてもシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。
- ・ 82 合金が用いられた国内 BWR (2 機) の暦年 30 年時点の点検において、損傷が報告されておらず、BWR に比べて構造上の裕度がある ABWR のシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。

(2) アクセスホールカバー

アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）のカバー取付け溶接部は、国内プラントに隙間部が生じるような溶接部の構造が現存しないため、供用期間中における損傷の可能性は極めて低いと考えられるが、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、供用運転開始時期から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施することとした。

アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）は、750 系のニッケル合金の改良熱処理材であり応力腐食割れの発生の可能性は小さいと考えられるが、万一大きな損傷に至った場合には再冠水機能に影響を及ぼす可能性があることから、念のため、同じ 750 系のニッケル合金の改良熱処理材を用いているジェットポンプのビームの使用実績から、供用運転開始時期から実運転で 10 年を経過するまでに初回点検を実施することとした。(付録 A 参照)

(解説 6-2) 残存断面積及び許容残存断面積

残存断面積とは、点検対象溶接部に沿った溶接部の断面積のうち、未点検範囲（下記注 1 参照）や想定欠陥等の引張り荷重伝達を考慮しない部分を除いた面積である。

注 1：未点検範囲の取扱いについて

A. 周溶接部において、当該溶接部のアクセス可能な範囲の点検を実施した場合で、点検実施範囲（点検割合）と未点検範囲とを比較して、SCC の発生又は進展に影響する要因に工学的に有意な相違が認められない場合には、以下により周溶接全体の想定欠陥割合を算定し、この範囲の引張り荷重伝達を考慮しないものとする。（付録 F）
周溶接全体の想定欠陥割合は、図 6-2-1 に示す 2 直線上で点検割合 (X) に対応する値とする。それぞれの直線は以下の通りに設定する。

1) 点検割合 (X) 50%以上：

点検実施範囲での点検欠陥比率 Y を周溶接全体の想定欠陥割合 (p) とする。

2) 点検割合 (X) が 0%から 50%：

点検割合が 0%のとき、周溶接全体の想定欠陥割合 (p) を 100%とする。点検割合が 50%のとき、周溶接全体の想定欠陥割合 (p) は Y と定める通り Y とする。両者を直線で結び、点検割合 (X) での周溶接全体の想定欠陥割合 (p) とする。

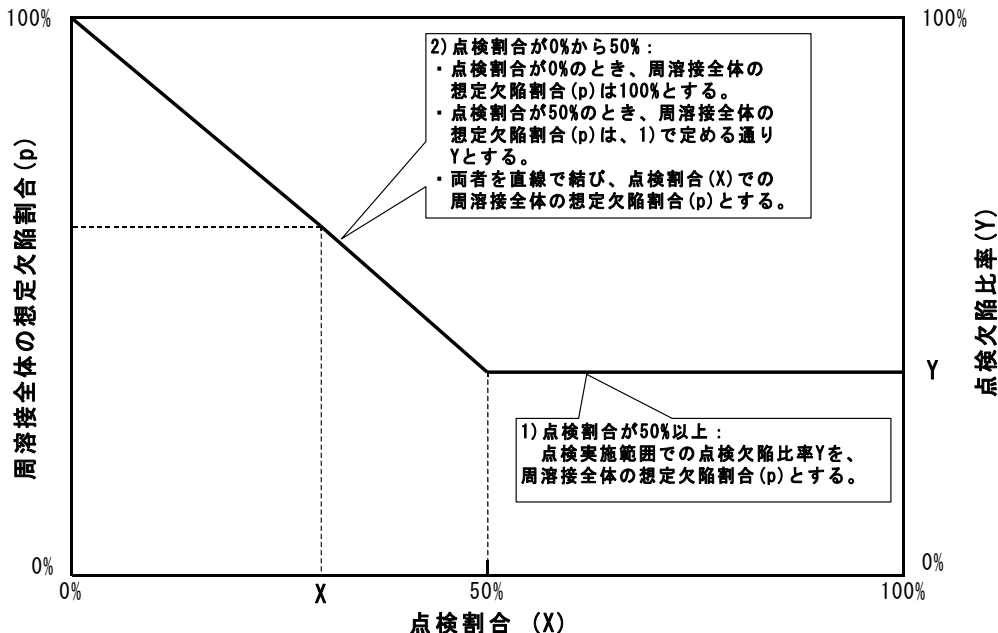


図 6-2-1 周溶接全体の想定欠陥割合を示す図

B. 上記 A 項に該当しない場合は、未点検範囲全域に欠陥を想定する。なお、上記 A 項に該当する場合でも、評価の簡略化等の目的で、保守側の評価として、同様に未点検範囲全域に欠陥を想定してもよいものとする。

また、許容残存断面積とは、シュラウドサポートの構造健全性確保のために必要な残存断面積である。

本ガイドラインでは、許容残存断面積及び残存断面積を、全断面積に対する割合(%)で表す。許容残存断面積の評価方法を以下に示す。設定手順は図 6-2-2 に示すとおりである。

(1) 解析モデル

解析モデルはシュラウドサポート全体を含むものとし、シュラウドサポートの形状、拘束条件及び対称性を考慮する。なお、下記に述べる欠陥を適切にモデル化すること。

(2) 荷重

運転時にシュラウドサポートに作用する 1 次応力を発生させる差圧、死荷重及び地震荷重を考慮する。なお、内圧による原子炉圧力容器の変形に伴う 2 次応力及び熱応力に関しては、厳密には崩壊荷重に影響を与える可能性があるが、弾完全塑性体を仮定した崩壊荷重を算出するので、十分保守性を確保できることから 1 次応力を発生させる荷重のみを取り扱うこととした。

(3) 崩壊荷重の算出と判断基準

崩壊荷重の算出は、日本機械学会 設計・建設規格 CSS-3160 に規定する方法に従い、差圧及び死荷重を負荷した状態で地震荷重を比例倍させる手順で行うこととした。

(4) 想定する欠陥等

H8及びH9溶接部のうち、周上に分散している当該溶接部のVTが困難な部分については、未点検範囲（注 1）として取り扱い、想定欠陥範囲の荷重伝達機能は無視することとした。ただし、亀裂が存在しても圧縮荷重に関しての伝達は期待できるので、この圧縮荷重の伝達は考慮してよい。また、H10及びH11溶接部（レグ溶接部）については、亀裂進展を想定して溶接部の板厚を均等に減少させることとした。この場合も、圧縮荷重の伝達を考慮してよい。

ここでは、溶接部に対して垂直方向の縦割れは考慮していないが、これは、縦割れが構造強度に与える影響が少ないためである。（付録 C 参照）

(5) 許容値の評価

上記手順で求めた崩壊荷重が設計荷重の 1.5 倍以上になる場合の残存断面積を、許容残存断面積とすることができる。安全率の考え方については、付録 I を参照のこと。なお、上記残存断面積の条件で Ss 地震が作用した場合でも炉心支持板位置での変位は小さく、制御棒挿入性への影響はないので、崩壊荷重との比較で許容値を評価することができる。（付録 G 参照）

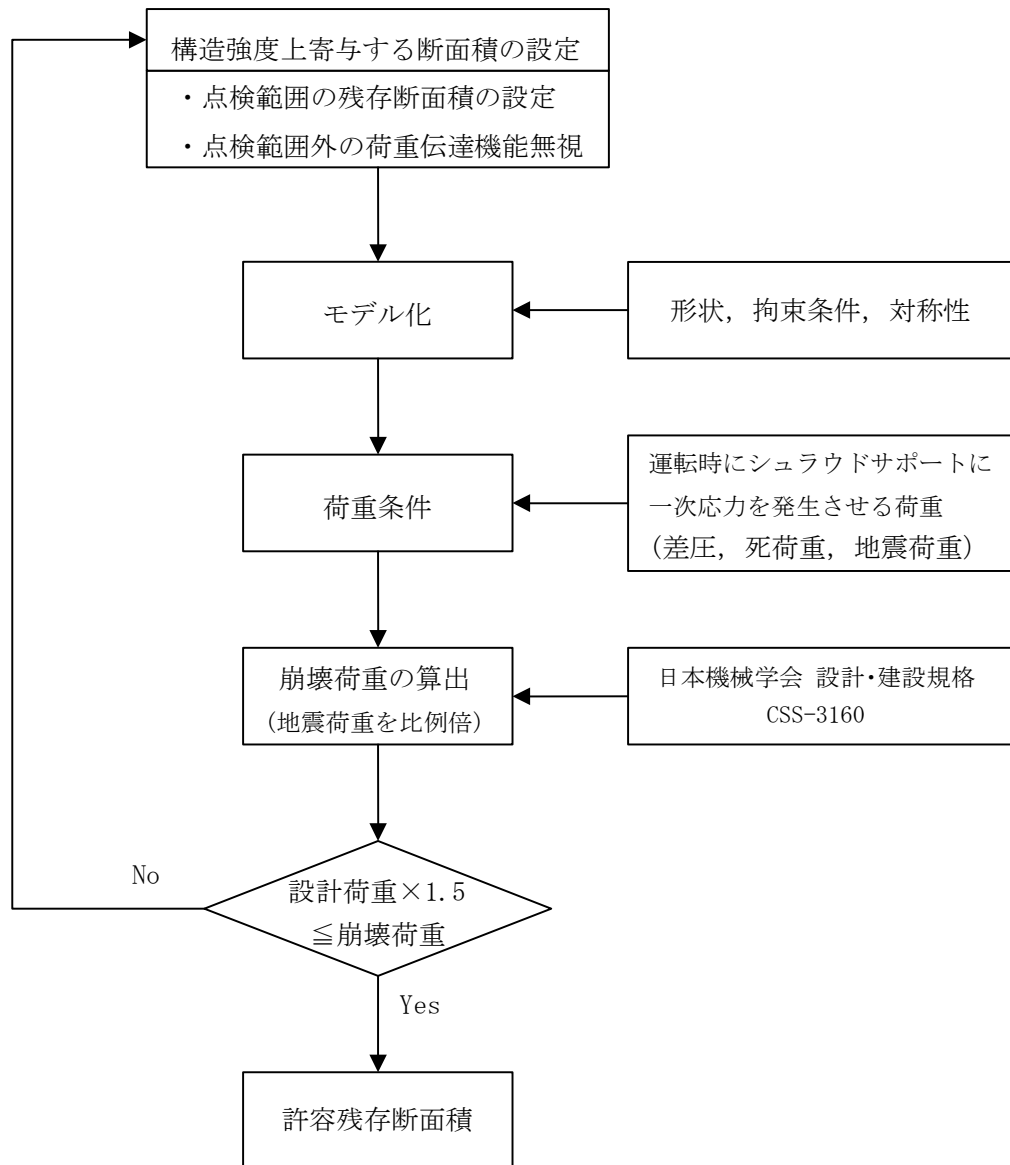


図 6-2-2 許容残存断面積の設定手順

(解説 6-3) 点検必要範囲及び点検周期

点検必要範囲とは、次回点検の時点において許容残存断面積以上の残存断面積を確保するために必要となる点検範囲のことで、許容残存断面積に、次回点検までの想定亀裂及び検出された亀裂の進展による断面積減少分、次回点検までの期間の残存断面積の減少分を加えたものである。なお、健全性確認が必要な範囲の点検対象全体に対する割合（％）で示す。

点検必要範囲 A % 並びに点検周期 N 年は、次回点検までの期間における各溶接部の残存断面積の減少を下記(1), (2)のように考慮して設定する。設定手順を図 6-3-1 に示す。

(1) 健全部に想定する残存断面積減少

点検により健全性が確認された範囲について、次回点検までの期間における亀裂進展を想定する。亀裂進展量の評価手法は付録 H による。

(2) 検出された亀裂に想定する残存断面積減少

検出された亀裂については、適切にモデル化して、当該亀裂の進展による残存断面積の減少を評価する。詳細は付録 E による。

点検必要範囲の例を付録 H に示す。

なお、BWR において初回点検で亀裂が検出されなかった場合、182 合金溶接部は前回点検からの実運転時間で 10 年以内、改良 182 合金及び 82 合金溶接部は 20 年以内に再点検を実施してもよいとした根拠は以下のとおりである。(付録 A 参照)

- ・亀裂深さ 1mm を仮定した亀裂進展評価の結果、シュラウドサポートレグの亀裂進展が顕著となる時期が、182 合金溶接部は実運転時間で 10 年程度、82 合金溶接部では 20 年程度であり、それ以前にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。

一方、ABWR において初回点検で亀裂が検出されなかった場合、182 合金溶接部は前回点検からの実運転時間で 10 年以内、改良 182 合金及び 82 合金溶接部は 20 年以内に再点検を実施してもよいとした根拠は以下のとおりである。(付録 A 参照)

- ・亀裂深さ 1mm を仮定した亀裂進展評価の結果、シュラウドサポートレグの亀裂進展が顕著となる時期が、182 合金溶接部は実運転時間で 10 年程度であり、それ以前にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。
- ・82 合金が用いられた国内 BWR (2 機) の暦年 30 年時点の点検において、損傷が報告されておらず、亀裂深さ 1mm を仮定した亀裂進展評価の結果でも、実運転時間 20 年経過時点でレグ板厚の 45% 程度が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。

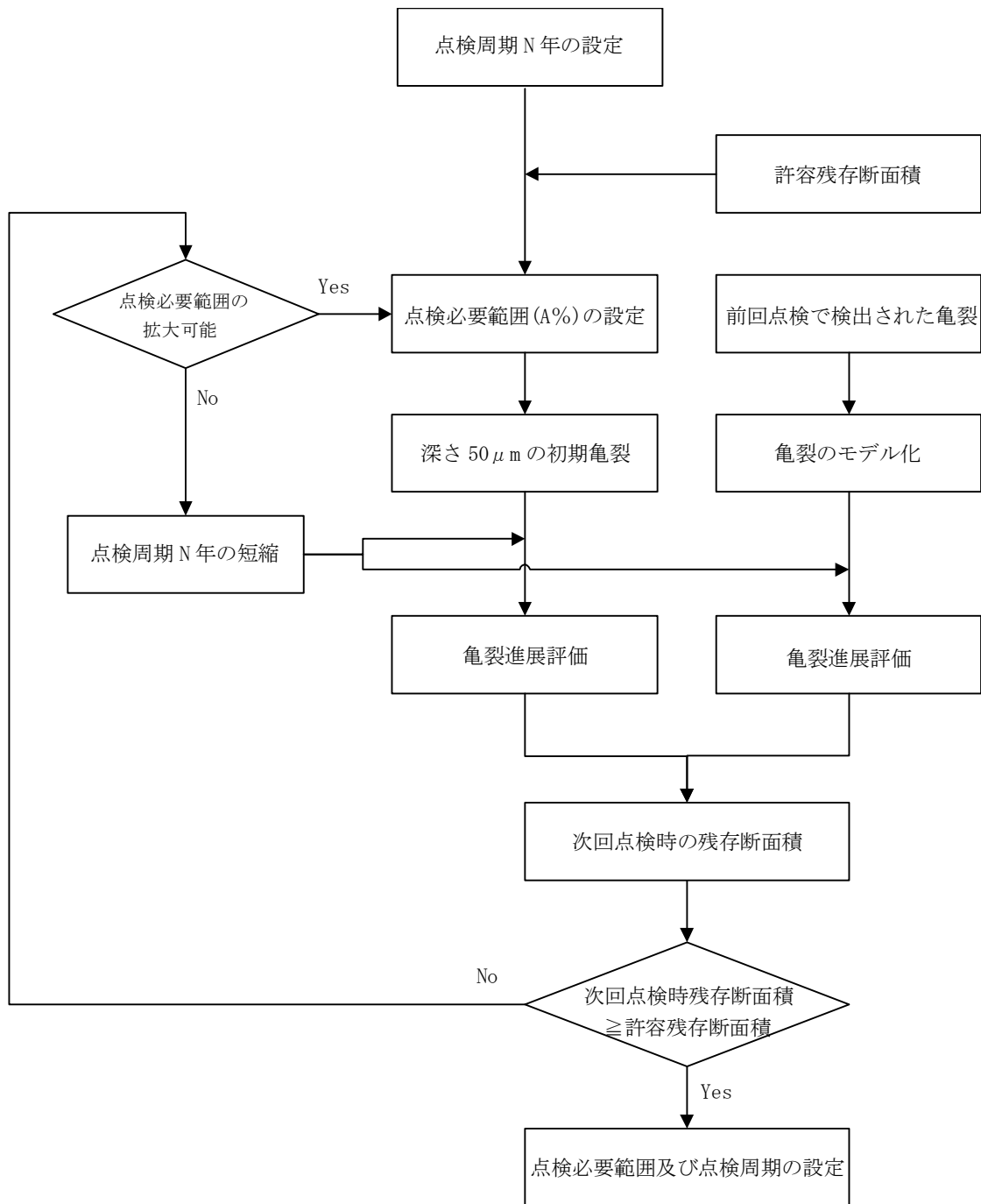


図 6-3-1 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

付録A シュラウドサポートの各構造体に対する点検の考え方

1. 目的

本付録は、シュラウドサポートを構成する構造体について、①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤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. シュラウドサポートの安全機能

シュラウドサポートは炉心を内包するシュラウドを支持する構造物である。支持荷重を原子炉压力容器（RPV）に伝達すると同時に、シュラウドサポートは炉心の冷却水が循環する経路を形成し、アニユラス部の下降流をシュラウド内側に導いて上昇流を形成する境界となる構造物でもある。

よって、シュラウドサポートは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「バウンダリの確保」の安全機能に関連する。

さらに、ジェットポンプを備える BWR においては、再循環系ノズル（N1 ノズル）を有しており、再循環系配管破断による冷却材喪失後の「炉心冠水と長期冷却の維持」の安全機能に関連する。

3. シュラウドサポートを構成する構造体

シュラウドサポートは、BWR、ABWR 共に、以下のように大別される 3 つの部位を溶接により接合した構造物である。

- ・シュラウドサポートシリンダ
- ・シュラウドサポートプレート
- ・シュラウドサポートレグ

なお、BWR のシュラウドサポートプレートには、ジェットポンプが接続する開口以外に、建設時の施工のアクセスホールが設けられており、これを閉止する目的で円形平板のアクセスホールカバーが取り付けられている。アクセスホールカバーの取付け方法としては、溶接取付けタイプとボルト締結タイプがある。

一方、ABWR では、BWR のジェットポンプ用開口に代わり、インターナルポンプを設置するための開口が設けられているため、アクセスホールカバーは無い。

上述の通り、BWR と ABWR でアクセスホールカバーの有無の違いはあるが、構造に大きな違いが無いことから、BWR を代表としてシュラウドサポートの形状を図 A-3(1)、アクセスホールカバーの形状を図 A-3(2)に示す。

4. シュラウドサポートの各構造体に対する点検方針

4.1 シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの安全機能等の整理

点検方針の策定にあたり、シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤損傷による安全機能への影響を整理する。

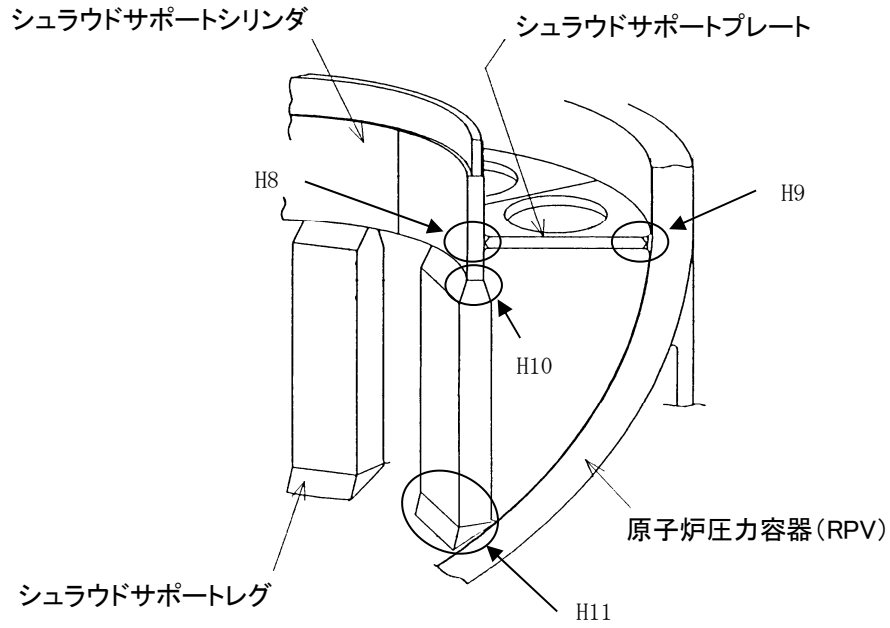


図 A-3(1) シュラウドサポートの形状

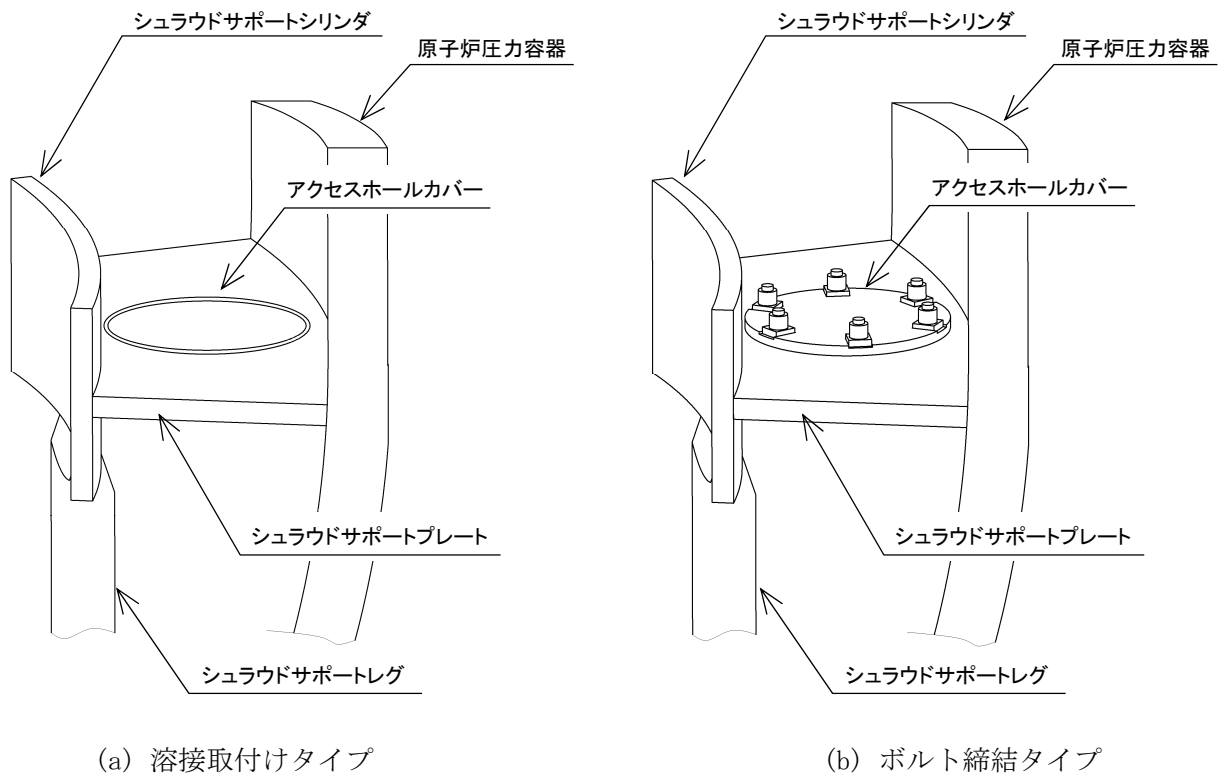


図 A-3(2) アクセスホールカバーの形状

4.1.1 シュラウドサポートシリンダ

4.1.1.1 安全機能

シュラウドサポートシリンダは、シュラウドの直下に設置され、シュラウドを直接支持し、外側に接続されたシュラウドサポートプレート、下側に接続されたシュラウドレグによりシュラウドからの支持荷重を RPV に伝達する。また、シュラウドサポートプレート及びその高さより上側のシリンダ部分は、炉水の循環経路を形成する隔壁となる。

よって、シュラウドサポートシリンダは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持」の安全機能を有する。

4.1.1.2 形状・材質

シュラウドサポートシリンダは円筒形であり、シュラウドの下部胴に接続される。ここで、シュラウド下部胴との全周溶接部 (H7) については、炉心シュラウドのガイドラインにて扱う。

シュラウドサポートシリンダの材質は 600 系のニッケル合金製であり、シュラウドサポートプレートとの全周溶接部 (H8) 及びシュラウドサポートレグとの溶接部 (H10) はニッケル合金溶接材料で接合されている。また、シュラウドサポートシリンダの円筒胴は、周方向に分割した板から溶接により製造されており、縦方向溶接を有する。この縦方向溶接についても、ニッケル合金溶接材料を用いている。

シュラウドサポートシリンダの形状を図 A-4.1.1 に、材質を表 A-4.1.1 に示す。

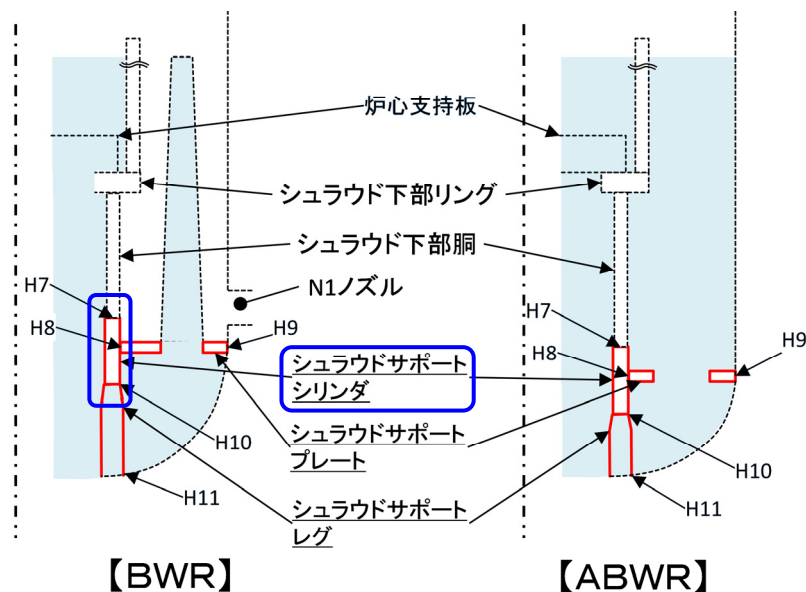


図 A-4.1.1 シュラウドサポートシリンダ (H8 溶接部, H10 溶接部)

表 A-4.1.1 シュラウドサポートシリンダ材質

部 位	BWR-5 (500MWe)	BWR-5 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)	ABWR (1350MWe)
シュラウドサポートシリンダ	NCF600	NCF600	NCF600	NCF600

4.1.1.3 想定される劣化事象

シュラウドサポートシリンダの溶接部には SCC が想定される。溶接部では母材側の熱影響部及びニッケル合金の溶接金属に SCC が想定される。

なお、溶接部から比較的離れた母材部でも SCC が観察されている例があるが、これらは製造時の治具溶接部又は過度な仕上げ機械加工の熱影響が原因とされており、溶接部に沿った割れに比べて、その範囲は局所的若しくは表面にとどまる特徴がある。

4.1.1.4 国内外の運転経験

国内においては、運転開始後 20 年から 30 年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートレグとの溶接部 (H10) の損傷事例が 3 例報告されているものの、シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートプレートとの溶接部 (H8) の損傷事例は報告されていない。このほか、H7 溶接部の近傍でシュラウドサポートシリンダの縦溶接部の割れが 1 例報告されている。

米国においては、運転開始後 30 年程度経過した時点での点検で H10 溶接部の損傷事例が 1 件報告されており、30 年から 40 年程度経過した時点での点検で H8 溶接部の損傷事例が 2 件報告されている。

4.1.1.5 損傷による安全機能への影響

シュラウドサポートシリンダ (H8, H10 溶接部) が損傷した場合、以下の安全機能への影響を考慮する必要がある。

なお、シュラウドサポートシリンダの円筒胴は縦方向溶接を有するが、縦方向溶接が損傷した場合の安全機能への影響は、周溶接部 (H8, H10 溶接部) に比べて小さいと考えられる。

(1) 炉心支持と流路確保

シュラウドサポートプレートとの溶接部 (H8 溶接部) 及びシュラウドサポートレグとの溶接部 (H10 溶接部) の損傷は、炉心支持機能に影響する。

ただし、シュラウドサポートプレートとの溶接部 (H8 溶接部) は、シリンダの軸方向の炉心支持荷重に対して主要な伝達経路ではないため、支持機能と流路確保への影響は H10 溶接部に比べて小さいと考えられる。同様に、シュラウドサポートシリンダの縦方向溶接部は炉心支持機能と流路確保への影響は小さいと考えられる。

(2) 炉心冠水と長期冷却の維持 (ABWR は除く)

ジェットポンプを備える BWR では、シュラウドサポートプレートより上側のシリンダ部に再循環系ノズル (N1 ノズル) があり、再循環系配管破断による冷却材喪失後の冠水維持機能を有しており、貫通割れは冠水維持機能に影響を与える可能性があるが、その影響は軽微と考えられる。

(3) 制御棒挿入性の確保

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、周方向溶接部の損傷により制御棒挿入性に影響する。

4.1.2 シュラウドサポートプレート

4.1.2.1 安全機能

シュラウドサポートプレートは、シュラウドサポートシリンダの外周と RPV に溶接により接合されており、炉心の冷却水の循環経路を形成し、BWR ではジェットポンプ、ABWR ではインターナルポンプによりアニュラスから下部プレナムに押し込まれた冷却水の逆流を防止する隔壁となっている。

よって、シュラウドサポートプレートは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持」、「バウンダリの確保」の安全機能を有する。

4.1.2.2 形状・材質

シュラウドサポートプレートは、径方向に分割された板を溶接によってリング状に接合し、シュラウドサポートシリンダとの全周溶接部 (H8) と RPV との溶接部 (H9) によって保持される。

シュラウドサポートプレートの材質は 600 系のニッケル合金であり、溶接部はニッケル合金溶接材料となっている。

シュラウドサポートプレートの形状を図 A-4.1.2 に、材質を表 A-4.1.2 に示す。

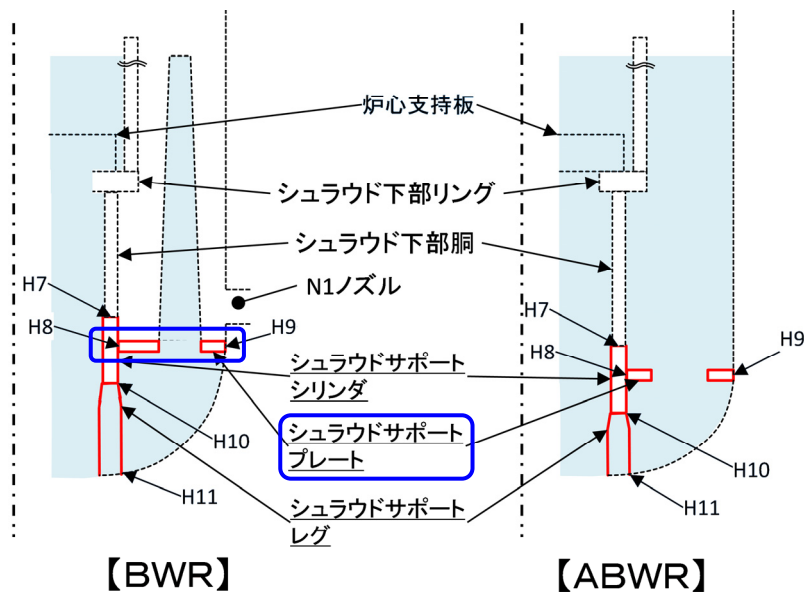


図 A-4.1.2 シュラウドサポートプレート

表 A-4.1.2 シュラウドサポートプレート材質

部 位	BWR-5 (500MWe)	BWR-5 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)	ABWR (1350MWe)
シュラウドサポートプレート	NCF600	NCF600	NCF600	NCF600

4.1.2.3 想定される劣化事象

シュラウドサポートプレートの溶接部には SCC が想定される。溶接部では、母材側の熱影響部及びニッケル合金の溶接金属に SCC が想定される。

4.1.2.4 国内外の運転経験

国内での同形状のシュラウドサポートプレートの損傷事例は、運転開始後 25 年から 30 年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートプレートと RPV との溶接部 (H9) に 2 例報告されている。また、類似箇所として初期の BWR-2 のプラントにおいて、シュラウドサポートシリンダと RPV を連結する円錐台状のコーンのニッケル合金の溶接部において、多数の SCC が発見されている。

なお、この時の調査結果から、ニッケル合金の SCC が溶接線方向と直角に発生していること、RPV との溶接部において、SCC が低合金鋼には達していなかったとの知見も得られている。

米国においては、運転開始後 30 年程度経過した時点での点検で H9 溶接部の損傷事例が 7 件報告されているが、そのうち 1 件は製造時の欠陥とされている。

4.1.2.5 損傷による安全機能への影響

シュラウドサポートプレート (H9 溶接部) が損傷した場合、以下の安全機能への影響を考慮する必要がある。

なお、シュラウドサポートプレートは、周方向に分割した板から溶接により製造されており、径方向溶接部を有するが、径方向溶接部が損傷した場合の安全機能への影響は、水平方向溶接部 (H9 溶接部) に比べて小さいと考えられる。

(1) 炉心支持と流路確保

シュラウドサポートプレートの溶接部 (H9 溶接部) は炉心支持機能に影響する。

ただし、H9 溶接部は H8 溶接部と同様に、支持機能と流路確保への影響は H10 溶接部に比べて小さいと考えられる。

(2) 炉心冠水と長期冷却の維持 (ABWR は除く)

再循環系ノズル (N1 ノズル) を有し、ジェットポンプを有する BWR では、再循環系配管破断による冷却材喪失後の冠水維持機能を有し、溶接部の貫通割れは冠水維持機能に影響を与える可能性があるが、その影響は軽微と考えられる。

なお、ABWR においては、冠水維持機能は有していない。

(3) 制御棒挿入性の確保

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、制御棒挿入性に影響する。

(4) バウンダリの確保

シュラウドサポートプレートと RPV の溶接部 (H9) に生じた損傷が RPV に達して進展し、貫通に至った場合には、バウンダリ機能に影響がある。

4.1.3 シュラウドサポートレグ

4.1.3.1 安全機能

シュラウドサポートレグは、シュラウドサポートシリンダの下部に設置され、炉心を内包するシュラウド・シュラウドサポートシリンダを支持する。また、ジェットポンプ（BWR）あるいはインターナルポンプ（ABWR）によりアニュラス部から下部プレナムに押し込まれた冷却水は、レグの間を通り、下部プレナム中央部に送り込む流路になっている。

よって、シュラウドサポートレグは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「バウンダリの確保」の安全機能を有する。

4.1.3.2 形状・材質

シュラウドサポートレグは、シュラウドサポートシリンダの下部に設置され、上端をシュラウドサポートシリンダとの溶接部（H10）で、下端をRPVとの溶接部（H11）で接合されている。

シュラウドサポートレグの材質は 600 系のニッケル合金であり、溶接部はニッケル合金溶接材料となっている。

シュラウドサポートレグの形状を図 A-4.1.3 に、材質を表 A-4.1.3 に示す。

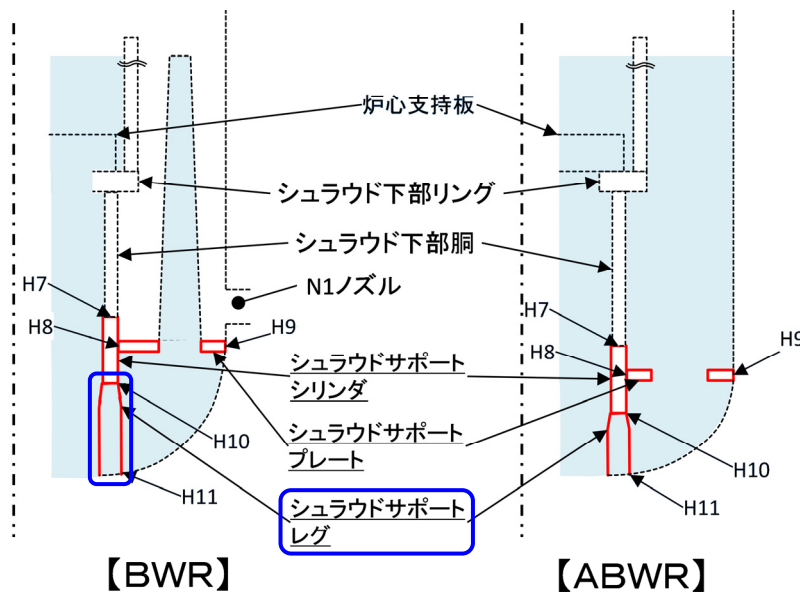


図 A-4.1.3 シュラウドサポートレグ（H11 溶接部）

表 A-4.1.3 シュラウドサポートレグ材質

部 位	BWR-5 (500MWe)	BWR-5 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)	ABWR (1350MWe)
シュラウドサポートレグ	NCF600	NCF600	NCF600	NCF600

4.1.3.3 想定される劣化事象

シュラウドサポートレグの溶接部には SCC が想定される。溶接部では母材側の熱影響部及びニッケル合金の溶接金属に SCC が想定される。

4.1.3.4 国内外の運転経験

国内では、運転開始後 30 年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートレグと原子炉圧力容器の溶接部（H11）に損傷事例が 1 例報告されている。また、類似事象として 4.2.4 項に記載した初期のプラントの損傷も経験している。

米国では H11 溶接部の損傷事例の報告はないが、それ以外の海外プラントにおいて、運転開始後 25 年から 30 年程度経過した時点での点検で H11 溶接部の損傷事例が 1 件報告されている。

4.1.3.5 損傷による安全機能への影響

シュラウドサポートレグが損傷した場合、以下の安全機能への影響を考慮する必要がある。

(1) 炉心支持と流路確保

シュラウドサポートレグと原子炉圧力容器（RPV）との溶接部（H11 溶接部）は炉心支持機能に影響すると考えられる。

(2) 制御棒挿入性の確保

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、制御棒挿入性に影響する。

(3) バウンダリの確保

シュラウドサポートレグと RPV の溶接部（H11）で生じた損傷が RPV に達して進展し、貫通に至った場合には、バウンダリ機能に影響がある。

4.2 シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの点検方針

シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤損傷による安全機能への影響に基づき、シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの点検方針として、点検対象、点検手法、点検範囲並びに点検時期を策定する。

4.2.1 点検対象

国内プラントでの運転経験において、シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの H9～H11 溶接部に損傷事例が発見されている。なお、H8 溶接部については、国内プラントでの損傷の報告はないが、米国プラントにおいて損傷事例が発見されている。

これらの溶接部の損傷による安全機能に対する影響の評価結果より、その損傷が安全機能の喪失につながると考えられることから、シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの H8～H11 溶接部を個別点検の対象とする。

なお、損傷がすぐに安全機能に影響しないシュラウドサポートシリンダの縦方向溶接部及びシュラウドサポートプレートの周方向溶接部については、一般点検により点検を行うこととする。

(表 A-4, 図 A-4 参照)

4.2.2 点検手法

点検対象である H8～H11 溶接部に想定される経年劣化事象は、ニッケル合金の溶接部に対する SCC であることから、SCC の検出に適した MVT-1 により、亀裂などがいないこと等を確認する。

4.2.3 点検範囲

(1) 初回点検

初回点検は点検対象に対して行う最初の試験であり、点検手法である MVT-1 による点検可能範囲の確認や、再点検の際に基準となる点検記録の取得の必要があることから、初回点検における点検範囲は、H8～H11 溶接部の接近可能なすべての範囲とする。

(2) 再点検

再点検範囲は、H8～H11 溶接部に想定される劣化事象である SCC の進展速度を評価し、次回点検までの期間に安全機能を維持することが確認できる範囲の点検を行うものとする。

具体的には、次回点検までの想定期間N年を考慮し、点検できない範囲に亀裂があることを想定し、それが次回点検までの期間N年分進展したとして評価した次回点検時の残存断面積が、許容残存断面積以上となるように設定する。

4.2.4 点検時期

(1) 初回点検

① BWR

H8～H11 溶接部において、国内外の運転経験による損傷事例が報告されているのは運転開始後 20 年程度経過した時点である。また、付録Bに示すように、SCC による亀裂が発生・進展しても、プラント供用期間開始からの実運転時間 15 年以内に有意な大きさに成長するとは考えられない。

よって、H8～H11 溶接部の初回点検は、以下の根拠より、182 合金溶接部ではプラント供用開始時点からの実運転時間で 15 年から 20 年の間、改良 182 合金及び 82 合金溶接部では暦年で 20 年から 30 年の間に実施することとした。

- ・ 182 合金溶接部では、シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグの溶接部 (H11) の亀裂進展が顕著となる時期が、実運転時間で 20 年程度であって、亀裂がレグの板幅に達する時点でもレグ板厚の 50%程度が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低い。
- ・ 82 合金溶接部では、実運転時間で 30 年を経過した時点においてもレグ板厚の 50%以上が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低い。ただし、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、供用運転開始時期から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施する。

② ABWR

ABWR は BWR に比べて構造上の裕度があり、付録Bに示すように、SCC による亀裂が発生・進展しても、プラント供用期間開始から実運転時間で 20 年以内では有意な大きさに成長するとは考えられない。また、82 合金が用いられた国内 BWR (2 機) の暦年 30 年時点の点検において、損傷が報告されておらず、BWR に比べて構造上の裕度がある ABWR のシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。

よって、H8～H11 溶接部の初回点検は、以下の根拠より、182 合金溶接部ではプラント供用開始時点からの実運転時間で 20 年から 25 年の間、改良 182 合金及び 82 合金溶接部では暦年で 20 年から 40 年の間に実施することとした。

- ・ 182 合金溶接部では、シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグの溶接部 (H11) の亀裂進展が顕著となる時期が、実運転時間で 25 年程度であって、亀裂がレグの板幅に達する時点でもレグ板厚の 75%程度が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低い。
- ・ 82 合金溶接部では、実運転時間で 40 年を経過した時点においてもレグ板厚の 50%程度が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低く、点検の必要性はないと考えられるが、運転経験の蓄積および経年劣化事象に対する知見の拡充を目的として、供用運転開始時期から暦年で 40 年を経過するまでに初回点検を実施する。

(2) 再点検

溶接部の再点検時期は、実施済みの点検結果から次回点検までの亀裂の進展を想定し、次回点検時の残存断面積が許容残存断面積を確保できる期間内に設定する。

具体的には、点検時期は以下のように設定される。

- ① 次回点検までの想定期間N年を確認する。
- ② 点検範囲を確認する。
- ③ 点検範囲に、亀裂が確認された場合、その長さを確認する。また、点検未実施の範囲には全面に亀裂があると想定する。
- ④ ③で想定した亀裂が、次回点検までの期間N年分進展したとして、次回点検時の残存断面積評価を実施する。
- ⑤ ④で評価した残存面積が、許容残存断面積以上であることを確認する。残存面積が許容残存断面積未満である場合は、同一点検期間内に追加点検を実施して点検範囲を拡大するか、次回点検までの期間を短縮するなどして、次の点検時期を確定する。

なお、H8～H11 溶接部の初回点検で亀裂が検出されなかった場合、以下のように再点検を実施してもよいこととした。

① BWR

付録Bに示す以下の根拠より、182 合金溶接部は前回点検からの実運転時間で10年以内、改良182 合金及び82 合金溶接部は20年以内に再点検を実施してもよいこととした。

- ・ シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグの溶接部(H11)に亀裂深さ1mmを仮定した亀裂進展評価の結果、182 合金溶接部では、亀裂がレグ板厚の50%に達する時期が実運転時間で10年程度であり、10年以内にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低い。
- ・ 82 合金溶接部では、亀裂がレグ板厚の50%に達する時期が実運転時間で20年程度であり、20年以内にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が低い。

② ABWR

付録Bに示す以下の根拠より、182 合金溶接部は前回点検からの実運転時間で10年以内、改良182 合金及び82 合金溶接部は20年以内に再点検を実施してもよいこととした。

- ・ シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグの溶接部(H11)に亀裂深さ1mmを仮定した亀裂進展評価の結果、シュラウドサポートレグの亀裂進展が顕著となる時期が、182 合金溶接部は実運転時間で10年程度であり、それ以前にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。
- ・ 82 合金が用いられた国内BWR(2機)の暦年30年時点の点検において、損傷が報告されておらず、亀裂深さ1mmを仮定した亀裂進展評価の結果でも、実運転時間20年経過時点でレグ板厚の45%程度が残存しており、シュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性が少ない。

4.3 アクセスホールカバー（BWR）の安全機能等の整理

点検方針を策定するにあたり、アクセスホールカバーの①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤損傷による安全機能への影響を整理する。

4.3.1 安全機能

BWR のシュラウドサポートプレートには、建設時の施工用のアクセスホールが設けられており、これを閉止する目的で、溶接又はボルト締結によりアクセスホールカバーが取り付けられている。

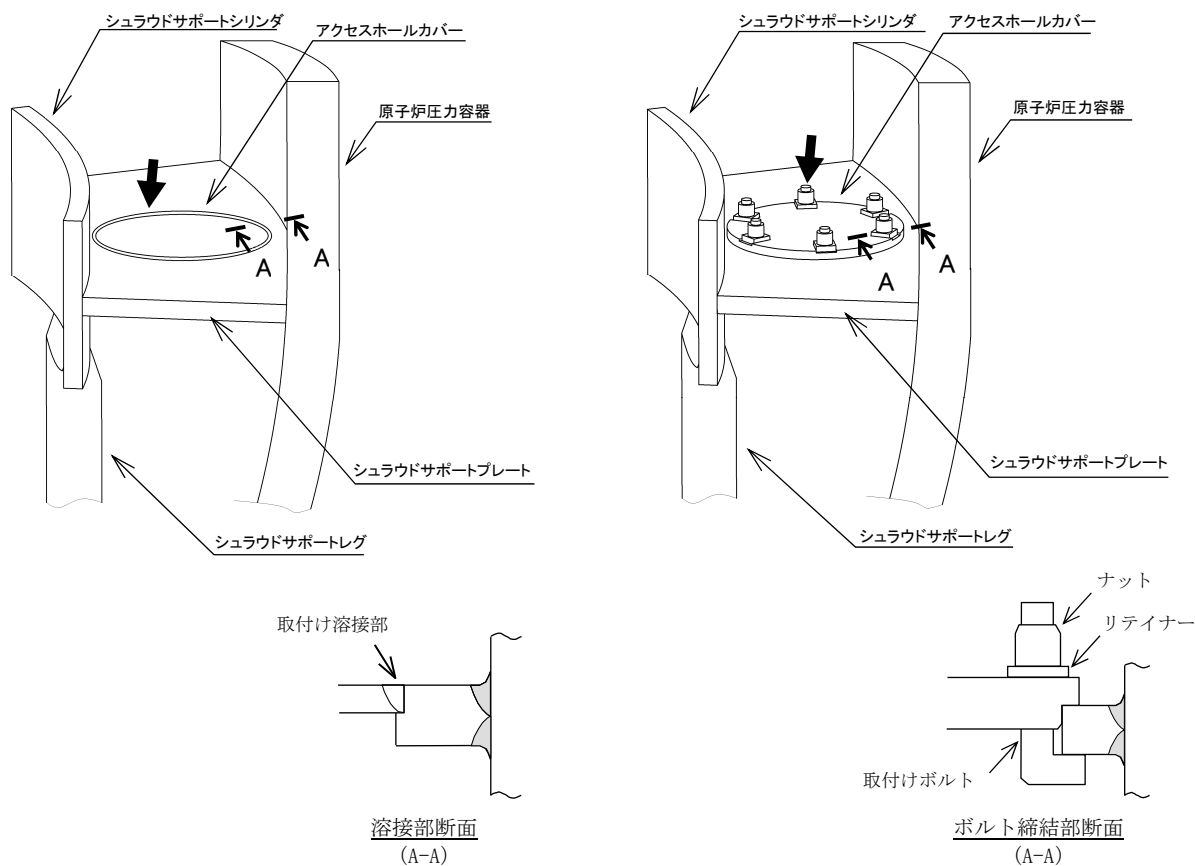
アクセスホールカバーは、シュラウドサポートプレートの 2 か所に設置されており、シュラウドサポートプレートと同様に炉心の冷却水の循環経路を形成する。

よって、アクセスホールカバーは「炉心支持と流路確保」のうちの「流路確保」及び「炉心冠水と長期冷却の維持」の安全機能を有する。

4.3.2 形状・材質

アクセスホールカバーは 600 系のニッケル合金製の円形平板であり、溶接取付けタイプの場合、溶接材料はニッケル合金溶接材料となっている。ボルト締結タイプの場合の取付けボルトは 750 系のニッケル合金が用いられている。

アクセスホールカバーの形状を図 A-4.3 に、材質を表 A-4.3 に示す。



(a) 溶接取付けタイプ

(b) ボルト締結タイプ

図 A-4.3 アクセスホールカバー

表 A-4.3 アクセスホールカバー材質

部 位		BWR-5 (500MWe)	BWR-5 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)
溶接取付けタイプ	カバー	NCF600	NCF600	NCF600
ボルト締結タイプ	カバー	NCF600	NCF600	NCF600
	取付けボルト	NCF750	NCF750	NCF750
	ナット	GXM1	GXM1	GXM1
	リテーナー	GXM1	GXM1	GXM1

4.3.3 想定される劣化事象

溶接取付けタイプのアクセスホールカバーのカバー取付け溶接部及びボルト締結タイプのアクセスホールカバーの取付けボルトには SCC が想定される。

4.3.4 国内外の運転経験

国内においては、溶接取付けタイプのアクセスホールカバーの溶接部に、運転開始後 25 年程度経過した時点での点検で損傷事例が 1 例報告されている。この時の調査結果より、本事例は、当該アクセスホールカバーの溶接部に構造上の隙間部が存在し、①取付け溶接部近傍の硬化（材料因子）、②取付け溶接部近傍の引張残留応力（応力因子）、③クレビス部内の水質悪化（環境因子）の要因が重畳した結果、SCC が発生した可能性が高いとされている。

ただし、国内においては、当該事例と同じような隙間部が生じる溶接取付けタイプのアクセスホールカバーが現存しないことから、同様の事象が発生する可能性は低いと考えられる。

米国においては、運転開始後 15 年から 45 年程度経過した時点での点検でアクセスホールカバーの損傷事例が 6 件報告されているが、そのうち 1 件は製造時の欠陥とされている。

4.3.5 損傷による安全機能への影響

溶接部が全破断又は取付けボルトの全数破断でアクセスホールカバーが脱落した場合、以下の安全機能への影響を考慮する必要がある。

(1) 炉心支持と流路確保

アクセスホールカバーは、シュラウドサポートプレートと同様、流路を形成する隔壁となっており、カバーそのものが脱落するような場合には流路確保に影響を与える。ただし、通常運転時にカバーが脱落するような場合は、炉心流量が低下する等の影響があり、十分検知できる。

なお、アクセスホールカバーは、炉心支持機能は有していない。

(2) 炉心冠水と長期冷却の維持

再循環系ノズル (N1 ノズル) を有し、ジェットポンプを有する BWR では、再循環系配管破断による冷却材喪失後の冠水維持機能を有し、アクセスホールカバーの脱落は冠水維持機能に影響を与える。

4.4 アクセスホールカバーの点検方針

アクセスホールカバーの①安全機能，②形状及び材質，③想定される経年劣化事象，④国内外の運転経験，⑤損傷による安全機能への影響に基づき，アクセスホールカバーの点検方針として，点検対象，点検手法，点検範囲並びに点検時期を策定する。

4.4.1 点検対象

アクセスホールカバーについては，国内プラントでの運転経験から SCC の発生頻度は高くはないと考えられるが，米国プラントにおいて損傷事例が発見されており，損傷による安全機能に対する影響の評価結果から，その損傷が安全機能の喪失につながる溶接取付けタイプのカバー取付け溶接部，ボルト締結タイプの取付けボルトを選定した。（表 A-4，図 A-4 参照）

4.4.2 点検手法

溶接取付けタイプのアクセスホールカバーについては，カバー取付け溶接部において想定される経年劣化事象は，ニッケル合金の溶接部に対する SCC であることから，SCC の検出に適した MVT-1 により，亀裂などが無いこと等を確認する。

ボルト締結タイプのアクセスホールカバーの取付けボルトについては，SCC による損傷の可能性はあるが，取付けボルトは多重性を有しており，単独の損傷での安全機能への影響はない。

そのため，取付けボルトについては，ボルト締め付け部の緩みや部品の破損・脱落などによる，万一の機能喪失を考慮し，VT-3 により点検する。

4.4.3 点検範囲

溶接取付けタイプのアクセスホールカバーにおいては，カバー取付け溶接部の全長を初回点検及び再点検での点検範囲とする。

ボルト締結タイプのアクセスホールカバーにおいては，取付けボルト全数の上部（カバー上面部分）及び下部（カバー下面部分）を初回点検及び再点検での点検範囲とする。

4.4.4 点検時期

溶接取付けタイプのアクセスホールカバーについては，国内プラントに隙間部が生じるような溶接部の構造が現存しないため，供用期間中における損傷の可能性は極めて低いと考えられるが，将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく，保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ，供用運転開始時期から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施し，以降，H8～H11 溶接部の点検時期に合わせて点検を実施することとした。

ボルト締結タイプのアクセスホールカバーについては，取付けボルトが多重性を有しており，単独の損傷での安全機能への影響がないことから，同じ 750 系のニッケル合金の改良熱処理材を用いているジェットポンプのビームの使用実績を基に初回点検を 10 年とし，再点検は初回点検までの期間と同じく，実運転時間で 10 年以内とした。

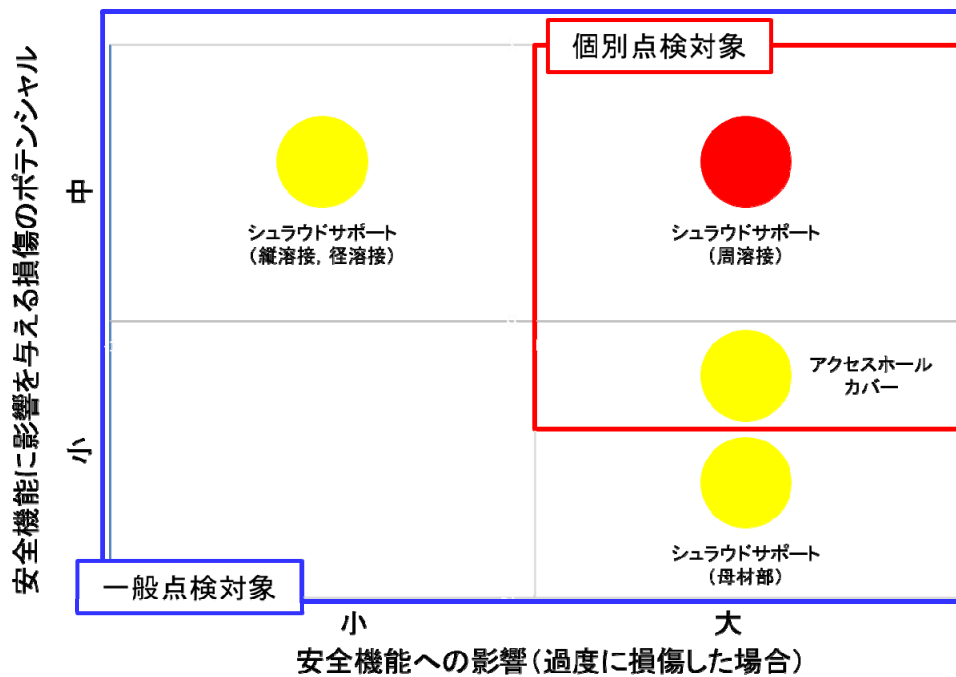


図 A-4 シュラウドサポートの点検対象 (注)

(注)

炉内構造物の多くが構造強度上の大きな裕度を持つように設計されていることから、仮に SCC 等の損傷が発生したとしても、ただちに安全機能に影響を及ぼす可能性は配管他の機器に比べても極めて小さいと考えられる。

そのため、縦軸の表記を「安全機能に影響を与える損傷のポテンシャル」と記載し、その範囲を「小～中」と表記することとした。

今後運転経験を蓄積し、将来的には縦軸の表記を「安全機能に影響する損傷の発生頻度」とすることを旨とする。

表 A-4 シュラウドサポートの損傷による安全機能への影響評価

検討対象	機能	安全機能との関係	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
① シュラウドサポートシリンダ H8 溶接部	・シュラウドの支持 ・水平方向荷重の支持	有 (支/冠/制)	SCC	・溶接部が損傷した場合、炉心支持/制御棒挿入性機能に影響するが、H10 溶接部の損傷に比べて影響は小さい。 ・貫通割れが生じた場合、炉心冠水と長期冷却の維持機能に影響する。	点検対象
② シュラウドサポートシリンダ H10 溶接部	・シュラウドの支持 ・垂直/水平方向荷重の支持	有 (支/制)	SCC	・溶接部が損傷した場合、炉心支持/制御棒挿入性機能に影響する。	点検対象
③ シュラウドサポートシリンダ縦溶接部	・シュラウドサポートシリンダ構造の保持	無	SCC	・溶接部が損傷しても、H8 溶接部及び H9 溶接部により、シュラウドサポートシリンダ構造が保持されるため、シュラウドサポートの安全機能に影響しない。 ・貫通割れが生じた場合でも炉心冠水と長期冷却の維持への影響は小さい。	不要
④ シュラウドサポートプレート H9 溶接部	・垂直/水平方向荷重の支持	有 (支/冠/制/バ)	SCC	・溶接部が損傷した場合、炉心支持/制御棒挿入性機能に影響するが、H10 溶接部の損傷に比べて影響は小さい。 ・貫通割れが生じた場合、炉心冠水と長期冷却の維持機能に影響する。 ・溶接部の損傷が RPV に達して進展し、貫通に至った場合には、バウンダリ機能に影響する。	点検対象
⑤ シュラウドサポートプレート径溶接部	・シュラウドサポートプレート構造の保持	無	SCC	・溶接部が損傷しても、H8 溶接部及び H9 溶接部により、シュラウドサポートプレート構造が保持されるため、シュラウドサポートの安全機能に影響しない。 ・貫通割れが生じた場合でも炉心冠水と長期冷却の維持への影響は小さい。	不要
⑥ シュラウドサポートレグ H11 溶接部	・シュラウド及びシュラウドサポートシリンダの支持 ・垂直/水平方向荷重の支持	有 (支/制/バ)	SCC	・溶接部が損傷した場合、炉心支持/制御棒挿入性機能に影響するが、H10 溶接部の損傷に比べて影響は小さい。 ・貫通割れが生じた場合、炉心冠水と長期冷却の維持機能に影響する。 ・溶接部の損傷が RPV に達して進展し、貫通に至った場合には、バウンダリ機能に影響する。	点検対象
⑦ アクセスホールカバー取付け溶接部 (BWR のみ)	・シュラウドサポートプレートとの締結	有 (支*2/冠)	SCC	・シュラウドサポートの構造保持に影響する溶接部はない。 ・アクセスホールカバーの締結の役割を担っており、万が一、取付け溶接部の機能が喪失した場合には、炉心冠水と長期冷却の維持に影響する。	点検対象
⑧ アクセスホールカバー取付けボルト (BWR のみ)	・シュラウドサポートプレートとの締結	有 (支*2/冠)	SCC	・ボルトが多重性を有しており、単独の損傷での安全機能への影響はない。 ・アクセスホールカバーの締結の役割を担っており、万が一、取付けボルトの機能が喪失した場合には、炉心冠水と長期冷却の維持に影響する。	点検対象

支：炉心支持と流路確保
冠：炉心冠水と長期冷却の維持
制：制御棒挿入性の確保
バ：バウンダリの確保

*1：個別点検を不要とする対象は、一般点検により健全性の確認を行う。

*2：「炉心支持と流路確保」のうち、「流路確保」の安全機能を有する。

5. 引用

国内外の運転経験は、以下の情報に基づいた。

- (1) 原子力施設情報公開ライブラリ(ニューシア)：原子力安全推進協会
- (2) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Fall 2016 Outages, BWR-VIP2017-081, ML17187A190
- (3) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Spring 2017 Outages, BWR-VIP2018-015, ML18040A464
- (4) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for 2018 Outages, BWR-VIP2019-078, ML19232A214
- (5) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2019 Outages, BWR-VIP2020-082, ML20283A472
- (6) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2020 Outages, BWR-VIP2021-092, ML21336A344
- (7) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2021 Outages, BWR-VIP2022-078, ML22321A153
- (8) Jiaxin Chen et al., “Microstructures of Oxide Films Formed in Alloy 182 BWR Core Shroud Support Leg Cracks,” Proceedings of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors p.1633-1647, (2017)

付録B シュラウドサポートの亀裂進展評価

1. 概要

シュラウドサポートの点検時期の指標を得るため、標準的な BWR 及び ABWR プラントの H11 溶接部を対象とした溶接残留応力解析を実施し、初回点検及び再点検を想定した亀裂進展評価を実施した。

2. 溶接残留応力評価

シュラウドサポート溶接部の亀裂進展評価を実施するため、溶接部の残留応力を解析により推定する。評価対象は BWR (1100MWe クラス) 及び ABWR とし、付録Cに示す検討結果からシュラウドサポートの構造健全性に及ぼす影響が大きい H11 溶接部とする。

なお、H8～H10 溶接部については、補足資料 1 に BWR (800MWe クラス) を対象とした評価結果を示す。

2.1 検討内容

(1) 解析モデル

対象プラントのシュラウドサポートの構造概念図を図 B-1 に示す。解析モデルは、図 B-2 に示す 2次元軸対称モデルである。解析においては、実際のシュラウドサポートの製作手順を模擬するために、溶接数パスをグルーピングし、順次溶接金属を成層していく手順にて解析を実施した。

(2) 解析手順

溶接パスについては、実際の溶接パスを同一施工条件ごとにグルーピングして解析手順を設定する。溶接金属をグルーピングした溶接パスを成層させ、非定常温度分布変化を求める。次に、成層化される溶接金属をモデル化した要素に当該温度時刻歴変化を加えて大変形弾塑性解析を実施することにより、溶接施工過程での発生応力を算出する。このようにして、最終溶接が終了した状態での応力状態が残留応力となる。

(3) 物性値

解析に用いる材料物性値は、旧独立行政法人 原子力安全基盤機構の複雑形状部機器配管健全性実証 (IAF) 事業^[1]において取得されたデータをもとに設定した。

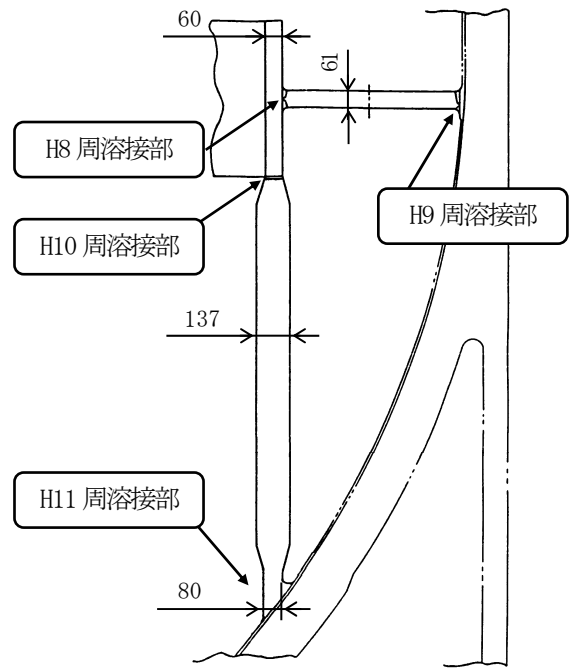
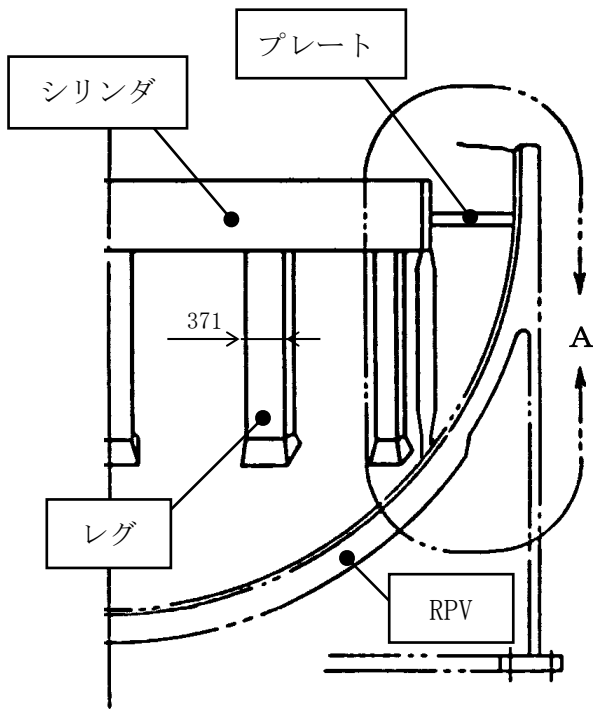
(4) 入熱の想定

溶接入熱の入力条件は、実機の溶接条件を参考に、入熱が増加する時間 (トーチが近づく時間) t_1 、溶接中の時間 t_2 、入熱が減少する時間 (トーチが離れて行く時間) t_3 の時間変化を想定し、溶接ビードの最高温度が $1100 \pm 50^\circ\text{C}$ となるように決定した。除熱は雰囲気に接する面から対流伝熱により生じるものとした。

2.2 残留応力解析結果

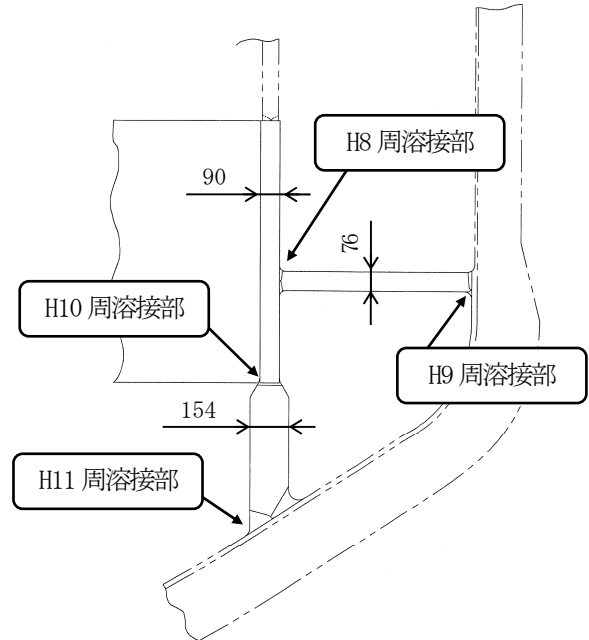
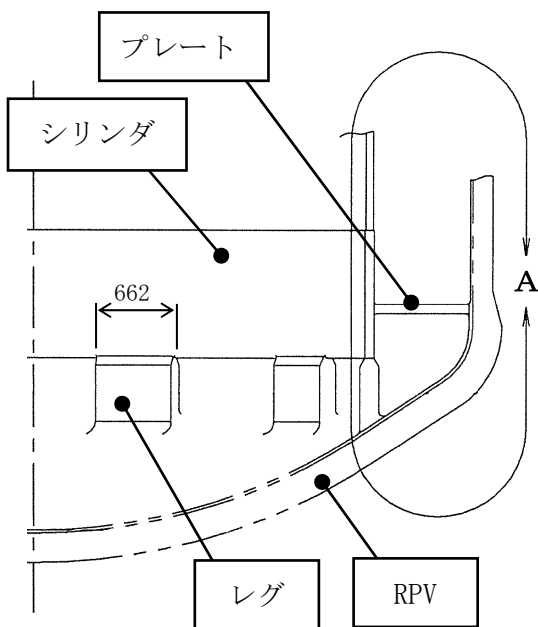
以上の手順で得られた H11 溶接部の残留応力解析結果を図 B-3 及び図 B-4 に示す。

なお、これらの図では、横軸を板厚で無次元化している。



A部

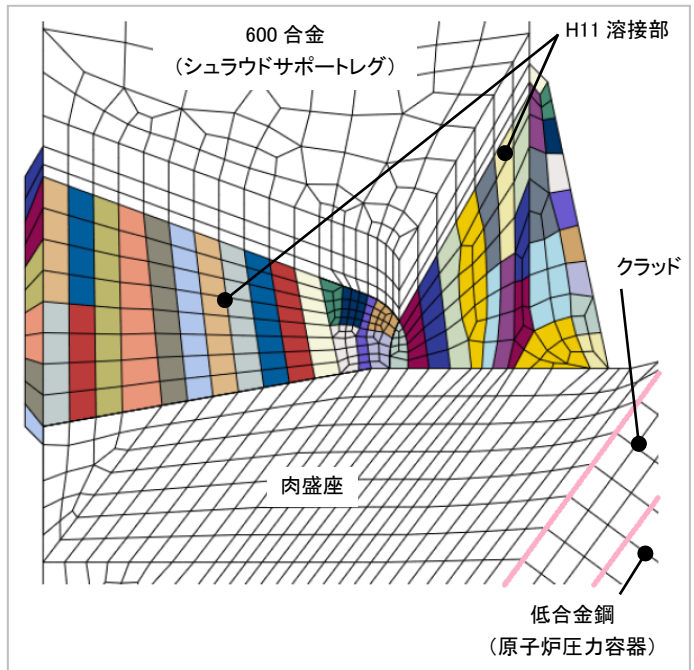
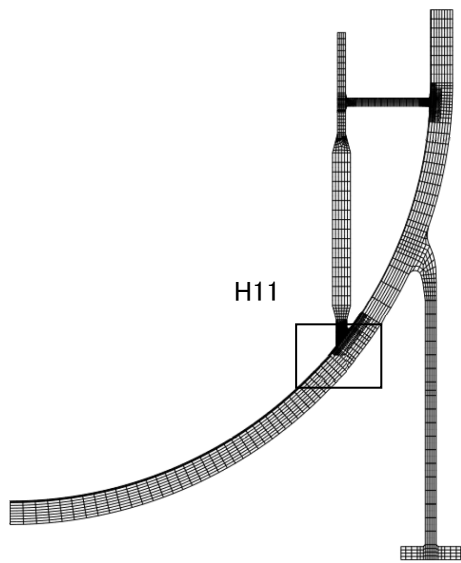
(a) BWR



A部

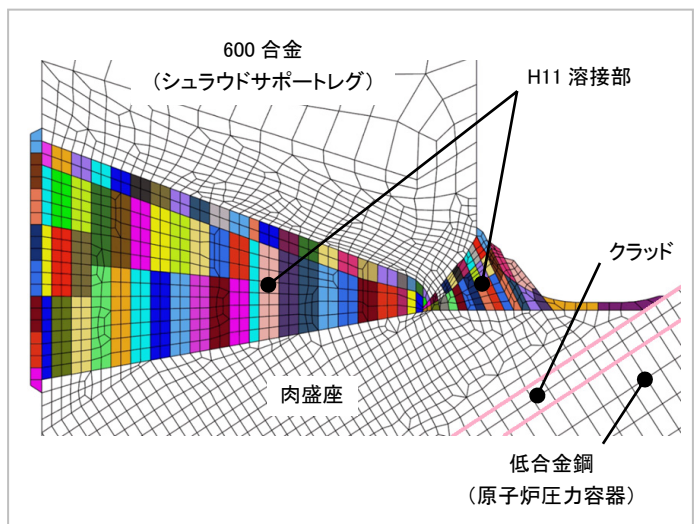
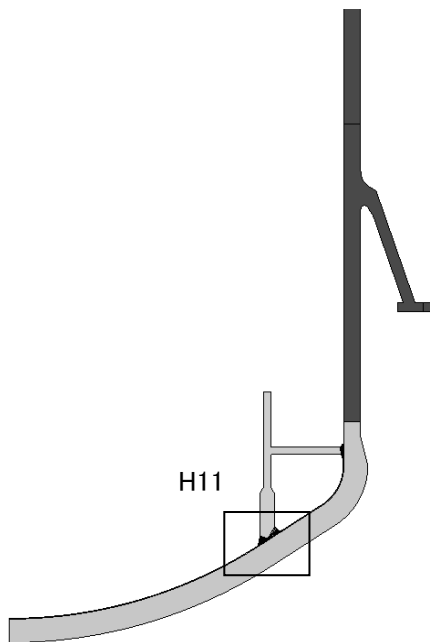
(b) ABWR

図 B-1 シュラウドサポート構造 [単位: mm]



H11 溶接部詳細

(a) BWR



H11 溶接部詳細

(b) ABWR

図 B-2 シュラウドサポートの溶接パスと解析モデル

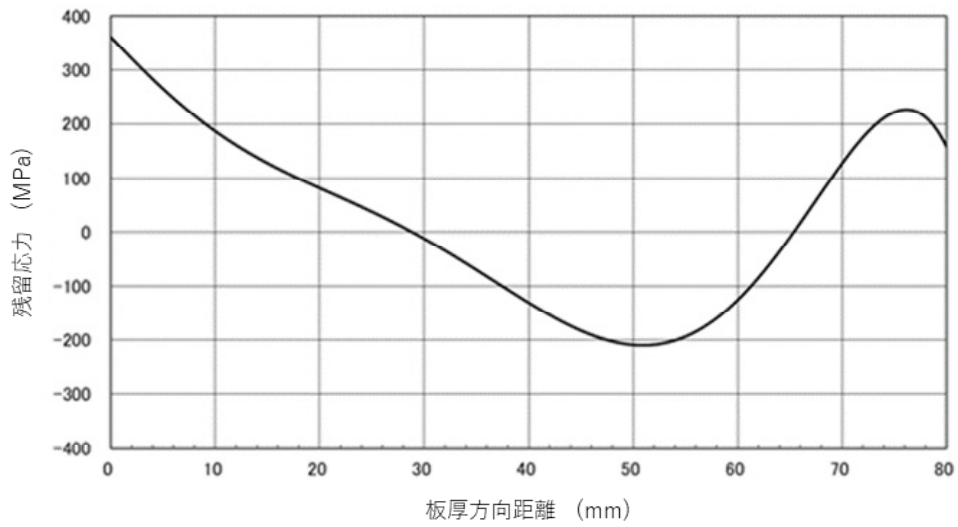
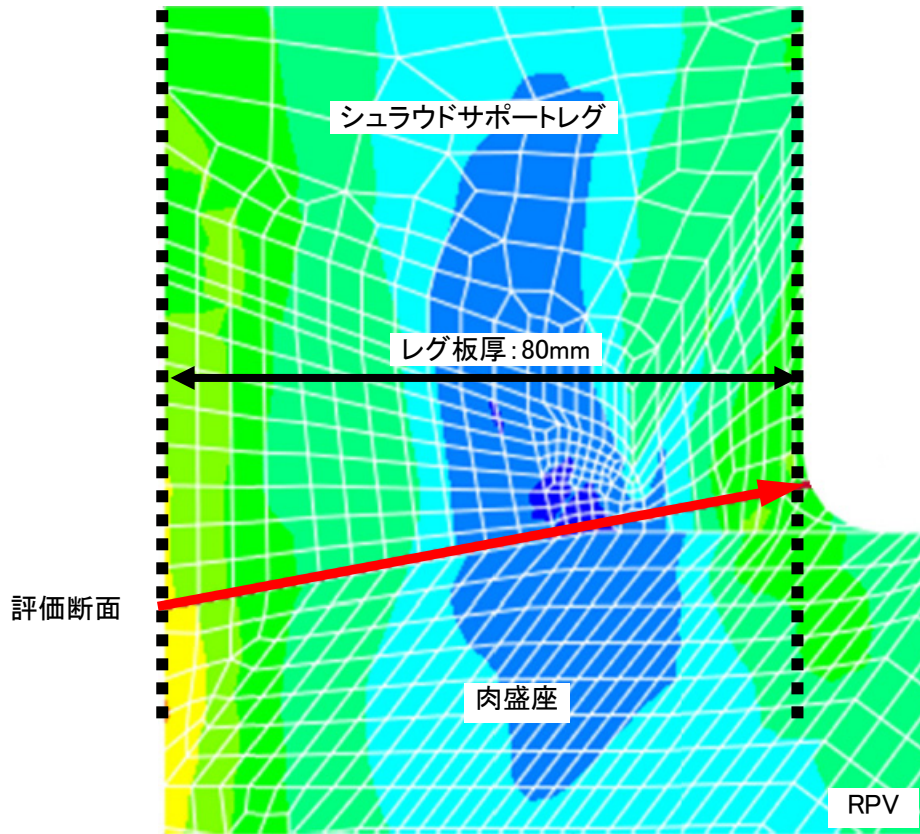


図 B-3(1) H11 溶接部の残留応力分布 (BWR, 182 合金)

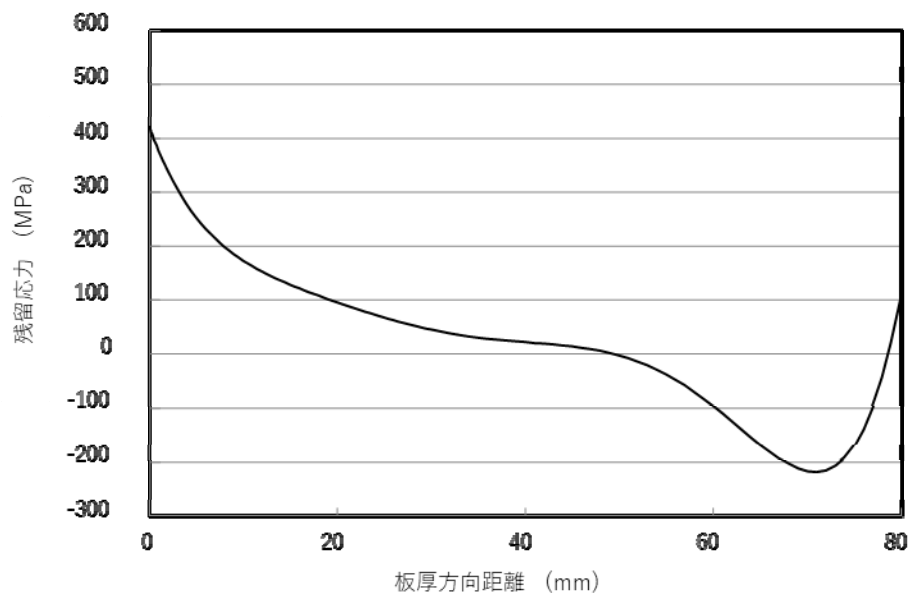
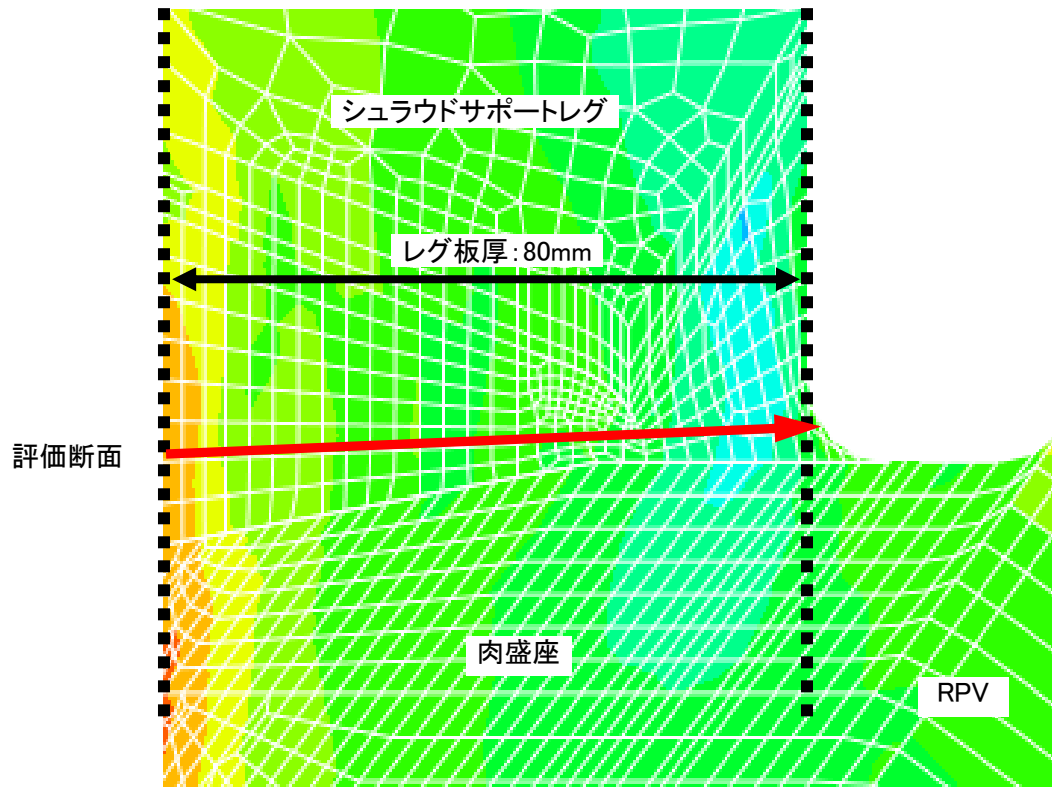


図 B-3(2) H11 溶接部の残留応力分布 (BWR, 82 合金)

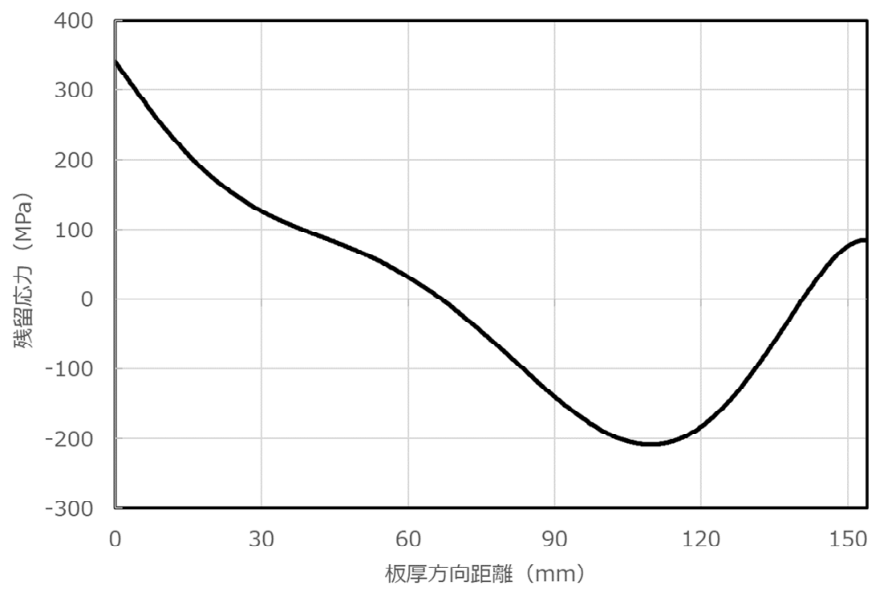
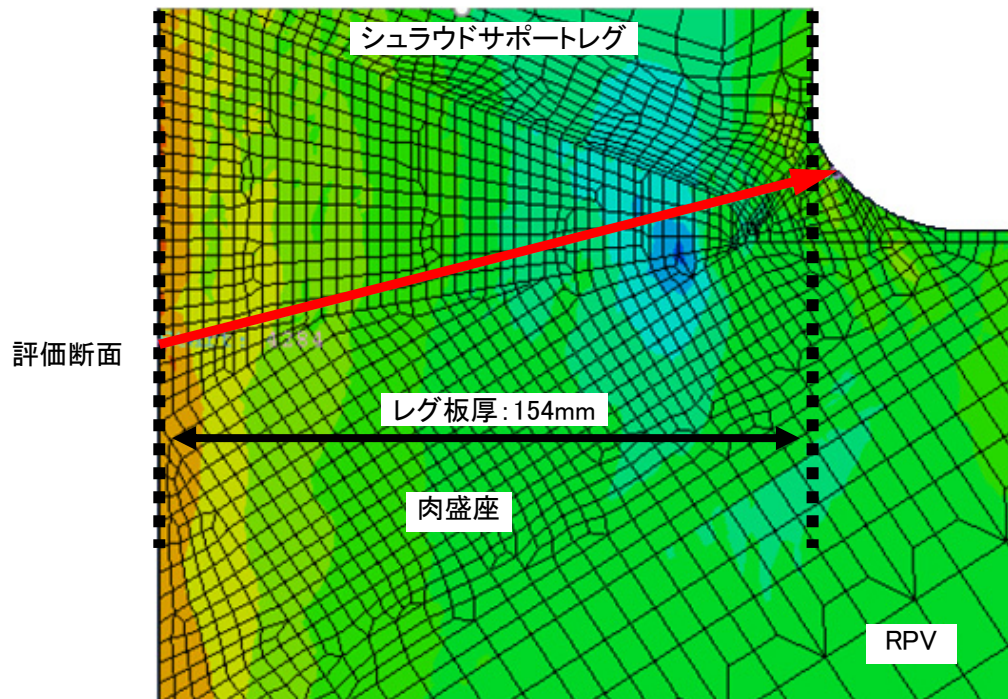


図 B-4 H11 溶接部の残留応力分布 (ABWR, 82 合金)

3. 亀裂進展評価

H11 溶接部に初期亀裂を想定し、いくつかの前提条件を仮定して亀裂進展評価を行った。評価対象は BWR (1100MWe クラス) 及び ABWR とし、付録 C に示す検討結果からシュラウドサポートの構造健全性に及ぼす影響が大きい H11 溶接部とする。

なお、H8～H10 溶接部については、補足資料 1 に BWR (800MWe クラス) を対象とした評価結果を示す。

3.1 評価方法

(1) 評価モデルと想定初期亀裂

シュラウドサポートの H11 溶接部を平板にモデル化し、平板の内表面（あるいは外表面）に初期亀裂を想定した。初期亀裂は、初回点検を想定した深さ $50\mu\text{m}$ 、長さ $500\mu\text{m}$ の半楕円亀裂及び 2 回目以降の点検を想定した深さ 1mm の半楕円亀裂とした。

評価モデルを図 B-5 に示す。

(2) 応力条件

当該部には、残留応力及び運転応力が作用していることから、評価に用いる応力には、2 項に示す H11 溶接部の残留応力解析結果に、実機計算値による運転応力を加算した。

(3) 応力拡大係数

応力拡大係数 (K) の表示式は、平板状構造物の半楕円表面亀裂に対する CEA の解^[1]を用いた。

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

$G_0 \sim G_3$: 影響係数

a : 亀裂深さ

t : 板厚

ここで $\sigma_0 \sim \sigma_3$ は下記 3 次応力分布の i 次の応力分布である。

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

(4) SCC 亀裂進展速度

1) 182 合金の SCC 亀裂進展速度線図 (腐食電位 [ECP] $> -100 [\text{mV}_{\text{SHE}}]$ の場合)

参考文献^[2]より設定した 182 合金の SCC 亀裂進展速度を以下に示す。なお、本付録では点検時期を評価するにあたり、亀裂進展速度に $2.0 \times 10^{-9} [\text{mm/s}]$ の下限値を設けた。

$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (0 < K < 13.9)$$

$$da/dt = 2.70 \times 10^{-14} K^{4.50} \quad (13.9 \leq K \leq 56.0)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-6} \quad (K > 56.0)$$

単位: $da/dt [\text{mm/s}]$, $K [\text{MPa}\sqrt{\text{m}}]$

2) 82 合金の SCC 亀裂進展速度線図

参考文献^[3,4]より設定した 82 合金の SCC 亀裂進展速度を以下に示す。本亀裂進展速度は、材料の規格内での化学成分変動を含む複数の材料ヒートを使用し、炉内構造物に用いられる溶接方法で国内プラントメーカーが溶接施工した試験体の SCC 進展速度データベースより策定され、溶接ままと溶接後熱処理及び通常一次水質環境下と水素注入環境下で異なる線図を定義している。なお、本付録では、選定されたデータ群の平均線による速度式について、点検時期を評価するにあたり、亀裂進展速度に 2.0×10^{-9} [mm/s] の下限値を設けた。

(a) 通常一次水質環境下 (NWC : Normal Water Chemistry)

・溶接まま (As-Welded)

$$\begin{aligned} da/dt &= 0 & (K \leq 0) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-9} & (0 < K < 13.7) \\ da/dt &= 1.1 \times 10^{-15} K^{5.5} & (13.7 \leq K \leq 22.5) \\ da/dt &= 6.0 \times 10^{-11} K^{2.0} & (K > 22.5) \end{aligned}$$

単位: da/dt [mm/s], K [MPa√m]

・溶接後熱処理 (PWHT)

$$\begin{aligned} da/dt &= 0 & (K \leq 0) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-9} & (0 < K < 16.7) \\ da/dt &= 3.7 \times 10^{-16} K^{5.5} & (16.7 \leq K \leq 22.5) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-11} K^{2.0} & (K > 22.5) \end{aligned}$$

単位: da/dt [mm/s], K [MPa√m]

(b) 水素注入環境下 (HWC : Hydrogen Water Chemistry)

・溶接まま (As-Welded)

$$\begin{aligned} da/dt &= 0 & (K \leq 0) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-9} & (0 < K < 16.7) \\ da/dt &= 1.1 \times 10^{-15} K^{5.5} & (16.7 \leq K \leq 22.5) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-11} K^{2.0} & (K > 22.5) \end{aligned}$$

単位: da/dt [mm/s], K [MPa√m]

・溶接後熱処理 (PWHT)

$$\begin{aligned} da/dt &= 0 & (K \leq 0) \\ da/dt &= 2.0 \times 10^{-9} & (0 < K < 16.7) \\ da/dt &= 1.2 \times 10^{-16} K^{5.5} & (16.7 \leq K \leq 22.5) \\ da/dt &= 6.7 \times 10^{-12} K^{2.0} & (K > 22.5) \end{aligned}$$

単位: da/dt [mm/s], K [MPa√m]

3.2 亀裂進展評価結果

H11 溶接部の亀裂進展評価の結果について、時間と亀裂進展量の関係を図 B-6～図 B-9 に示す。

なお、BWR、ABWR とともに、内表面側から外表面側への K 値分布が、外表面側から内表面側へのそれに比べて大きいことから、亀裂は内表面から進展するとした。

(1) 初回点検を想定した評価結果

BWR では、亀裂がレグ板厚の 50% (約 40mm) に達するまでに 182 合金の場合で約 22 年を要した。

82 合金の場合は、182 合金に比べて進展が緩やかであり、亀裂がレグ板厚の 50% に達するまでに約 32 年を要した。

一方、ABWR では、亀裂がレグ板厚の 75% (約 116mm) に達する前にレグ幅に達し、その期間は 182 合金の場合で約 26 年であった。

82 合金の場合は、60 年を経過してもレグ板厚及びレグ幅のいずれにも達することはなかった。

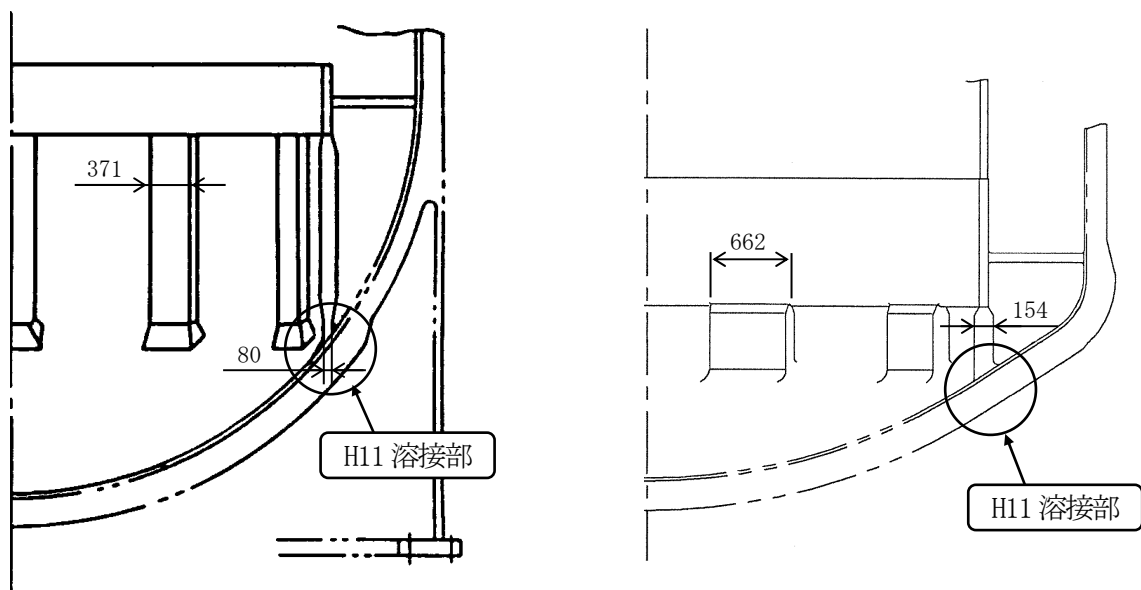
(2) 2 回目以降の点検を想定した評価結果

BWR では、亀裂がレグ板厚の 50% (約 40mm) に達するまでに 182 合金の場合で約 10 年を要した。

82 合金の場合は、182 合金に比べて進展が緩やかであり、亀裂がレグ板厚の 50% に達するまでに約 20 年を要した。

一方、ABWR では、亀裂がレグ板厚の 75% (約 116mm) に達する前にレグ幅に達し、その期間は 182 合金の場合で約 14 年であった。

82 合金の場合は、60 年を経過してもレグ板厚及びレグ幅のいずれにも達することはなかった。



BWR

ABWR



板幅 : BWR=371
ABWR=662

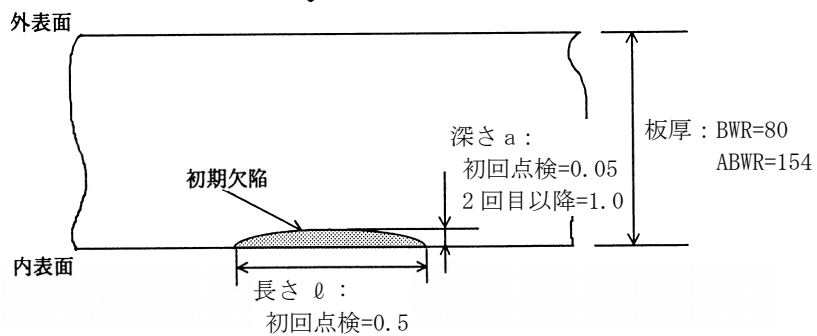
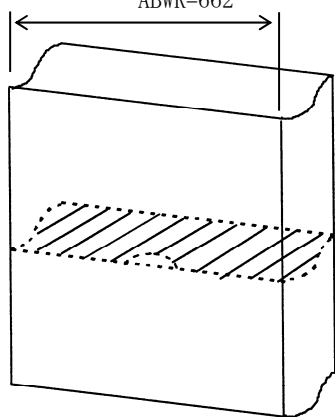
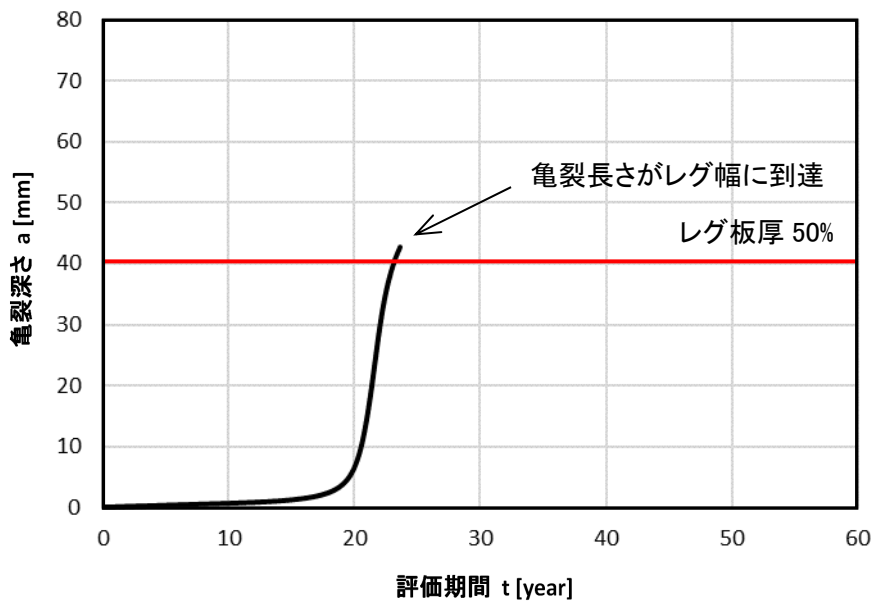
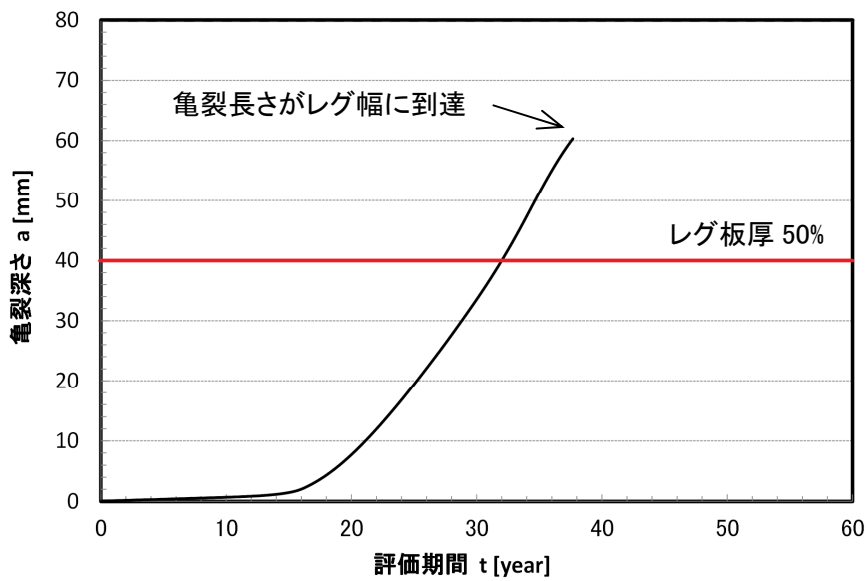


図 B-5 当該部のモデル化 [単位 : mm]

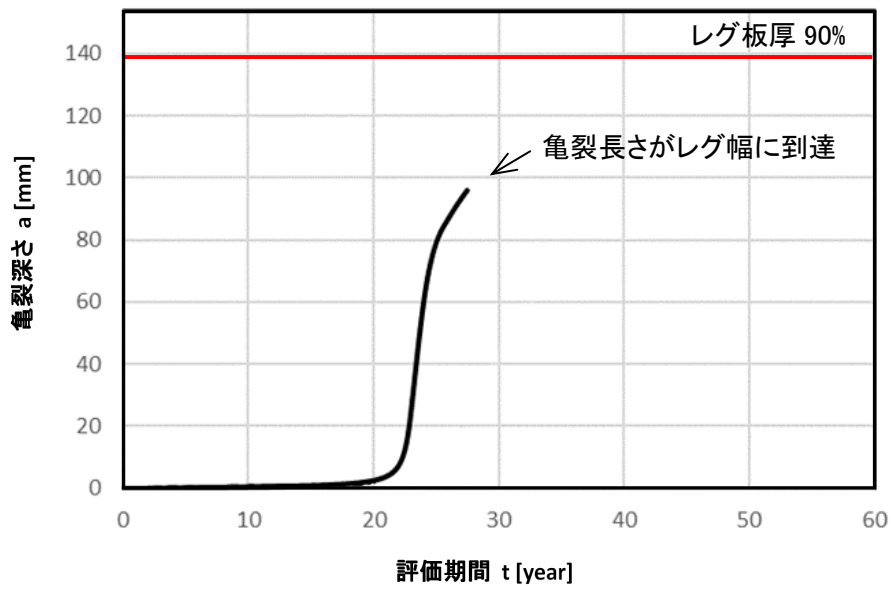


(a) 182 合金

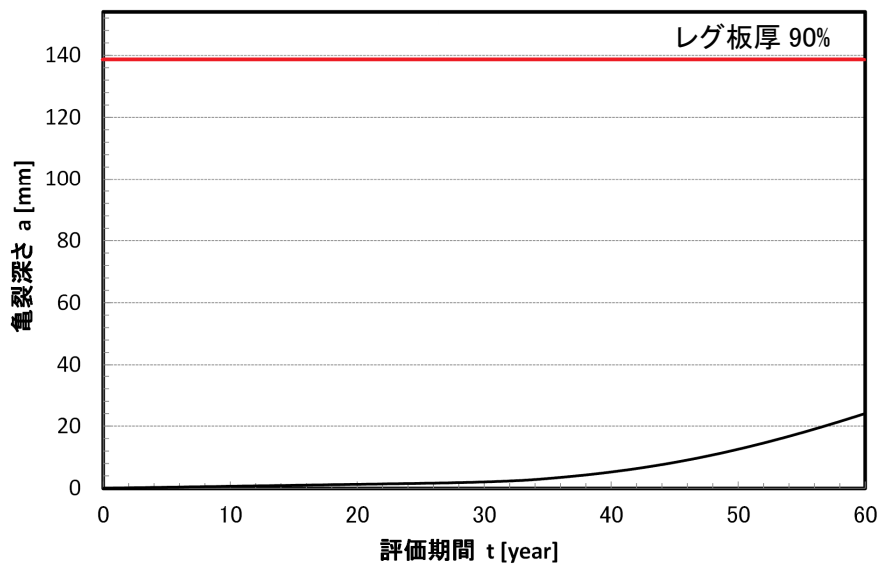


(b) 82 合金 (NWC, As-Welded)

図 B-6 亀裂深さと時間の関係
(BWR, 初期亀裂: 深さ $50 \mu\text{m}$, 長さ $500 \mu\text{m}$ の半楕円亀裂)



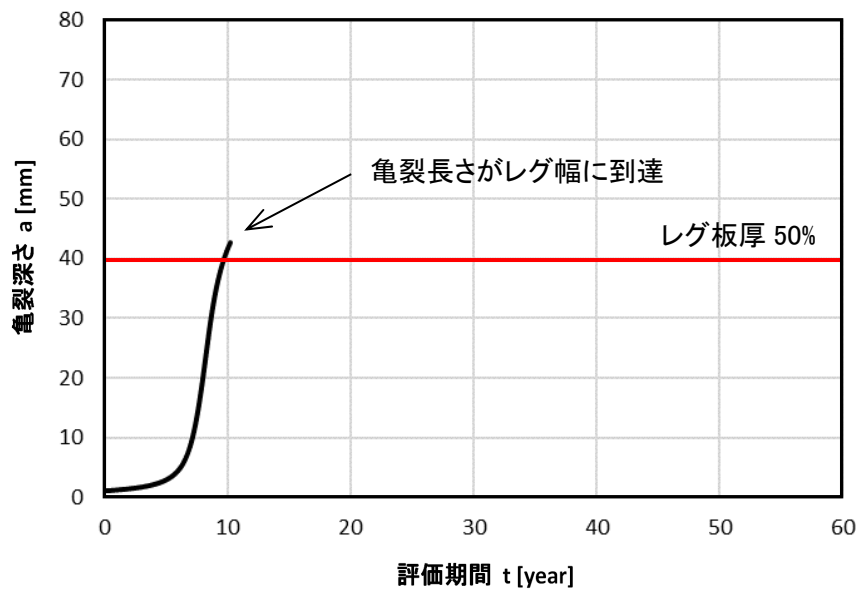
(a) 182 合金



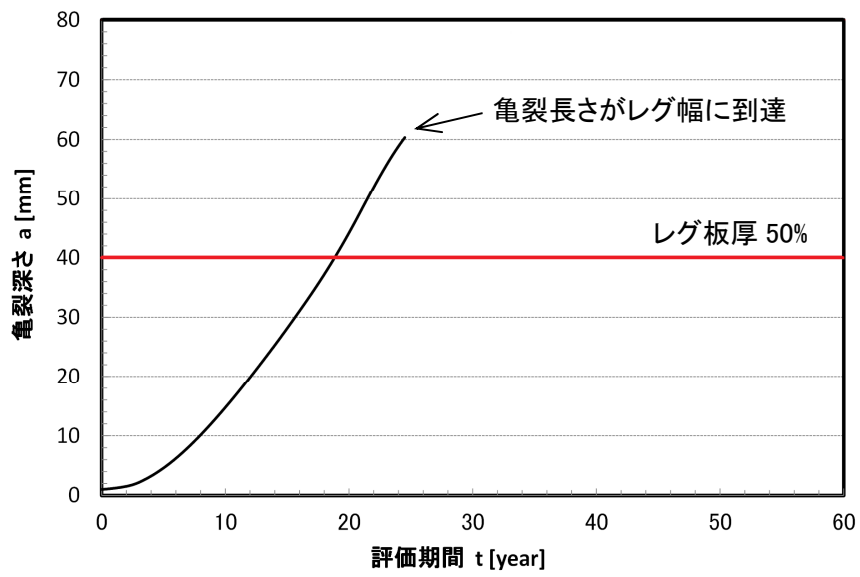
(b) 82 合金 (NWC, PWHT)

図 B-7 亀裂深さと時間の関係

(ABWR, 初期亀裂: 深さ $50 \mu\text{m}$, 長さ $500 \mu\text{m}$ の半楕円亀裂)

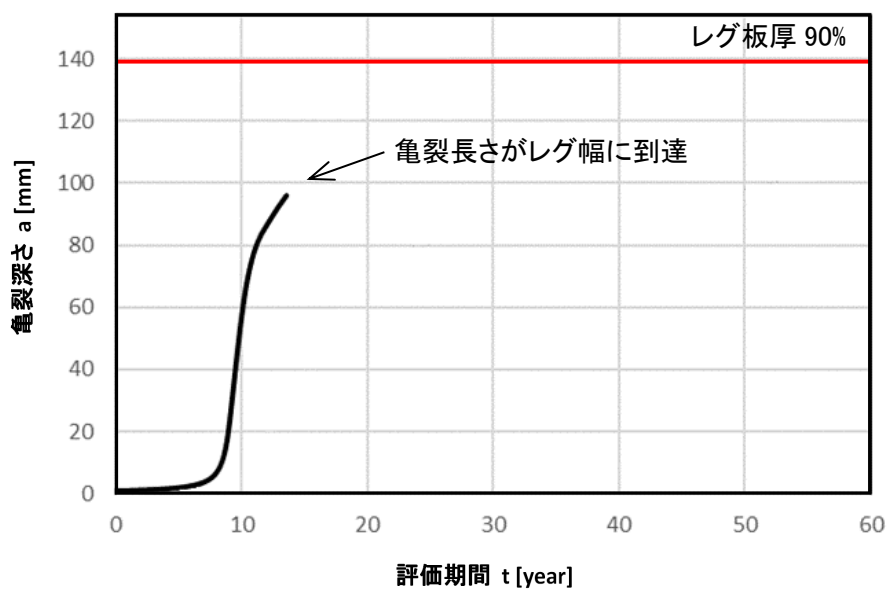


(a) 182 合金

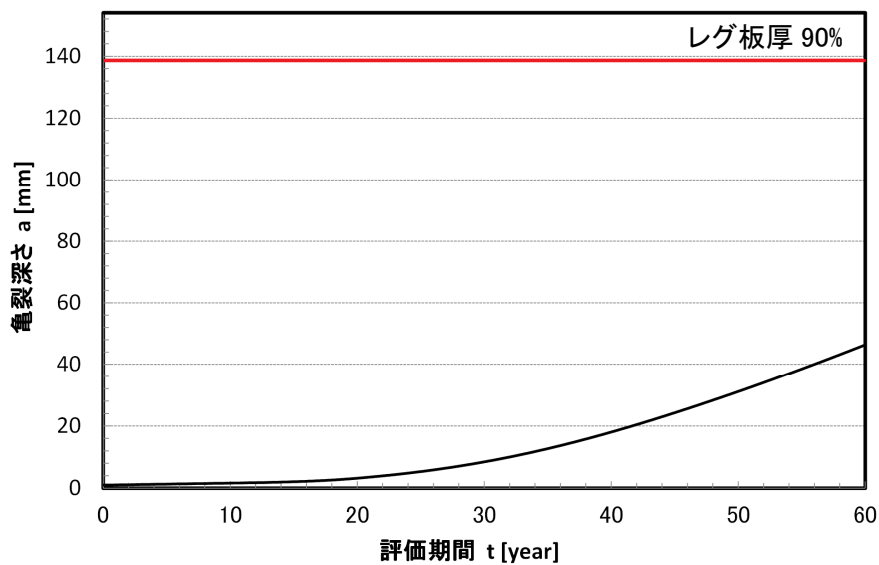


(b) 82 合金 (NWC, As-Welded)

図 B-8 亀裂深さと時間の関係
(BWR, 初期亀裂: 深さ 1mm の半楕円亀裂)



(a) 182 合金



(b) 82 合金 (NWC, PWHT)

図 B-9 亀裂深さと時間の関係
(ABWR, 初期亀裂: 深さ 1mm の半楕円亀裂)

4. まとめ

付録Cの所定の安全率を考慮した許容残存断面積の評価結果から、亀裂深さは崩壊条件に相当する亀裂寸法（BWRではリガメントが板厚の50%残存、ABWRでは板厚の10%残存）まで許容される。

182合金の場合、初回点検を想定した評価において、亀裂が崩壊条件に相当する寸法に達するのは、BWRで約22年であった。ABWRでは、亀裂が崩壊条件に相当する寸法に達する前にレグ幅に到達し、その期間は約26年であった。

82合金の場合、182合金に比べて亀裂の進展が緩やかであり、初回点検を想定した評価において、BWR、ABWRともに30年経過時点でも亀裂深さが許容条件を十分に満足しており、特にABWRについては60年経過時点でもレグ板厚の80%以上が残存する結果となった。

なお、亀裂進展速度については、182合金溶接金属の亀裂の進展方向が、デンドライトの軸に垂直に進んだ場合、デンドライトの軸に平行に進んだ場合の1/10程度になることが示されている^[5]。

この場合、亀裂が大幅に進展するまでの時間が長時間側に移行し、また、大幅に進展するまでの内外面の時間差が大きくなるといえる。

5. 参考文献

- [1] Chapuliot, S., “Formulaire de KI pour les tubes comportant un défaut de surface semi-elliptique longitudinal ou circonferentiel, inteme ou exteme, ” Rapport CEA-R-5900, (2000).
- [2] 長瀬博, 藤森治男, 齋藤利之, 山本豊, 高守謙郎, 堂崎浩二, 新井拓, 熊野秀樹, “BWR環境中でのニッケル基合金溶接金属のSCCき裂進展速度線図の提案” 日本機械学会論文集(A編), 76巻764号(2010-4)
- [3] BWRVIP-358: BWR Vessel and Internals Project, “Stress Corrosion Crack Growth Rate Behavior of Alloy 82 Weld Metal in Boiling Water Reactor Environments”, 2023.
- [4] P.L.Andresen et al., “Proposed Crack Growth Rate Disposition Curves For Stress Corrosion Cracking of ALLOY 82 in BWR Environments”, 20th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, 2022.
- [5] L.G.Ljungberg et al., “Propagation of Stress Corrosion Cracking in Weld Structures of The Nickel-Base Alloy 182,” International Symposium on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures, p.991, May 15-18, Sapporo (1995).

シュラウドサポートの各溶接部の応力拡大係数分布

1. 目的

シュラウドサポートの各溶接部に初期亀裂を想定し、いくつかの前提条件を仮定して亀裂進展評価を行った。

2. 評価方法

(1) 評価対象プラント

対象とするプラントは BWR (800MWe クラス) とした。対象プラントのシュラウドサポートの構造概念図を補図 B1-1 に示す。

(2) 応力条件

溶接残留応力は、補図 B1-2 に示すように 2 次元軸対称モデルにて溶接数パスをグルーピングして、順次溶接金属を成層し、解析により求めた。熱伝導解析及び熱応力解析には、溶接学会論文集^[1]に示すニッケル合金及び炭素鋼の物性値を使用し、溶接入熱の時間変化を昇温時間（トーチが近づく時間）、溶接中時間、降温時間（トーチが離れてゆく時間）を同一 t_w と想定して、ビードの最高温度が $1100 \pm 50^\circ\text{C}$ となるよう時間を決定した。なお、層間温度は 20°C とした。

以上の手順により求めた各溶接部の溶接残留応力を補図 B1-3 に示す。

また、当該部には溶接残留応力及び運転応力が作用していることから、運転応力を実機計算値から 9.8N/mm^2 として溶接残留応力に加算した。

(3) 評価モデルと想定初期亀裂

シュラウドサポートの H8～H10 溶接部を板厚 52mm, H11 溶接部を板厚 72mm の平板にモデル化し、平板の内表面（又は外表面）に $50\mu\text{m}$ の深さの半楕円亀裂（アスペクト比 $a/l = 0.1$ ）を想定した。

(4) 応力拡大係数

応力拡大係数 (K) の表示式としては、Wang^[2]の影響関数法に基づく下式を用いた。

$$K = \left(\sum_{n=1}^4 S_n S_{in} \right) \sqrt{\pi a} \quad (1)$$

ここで、 S_n は亀裂面位置に深さ方向に n 次の応力分布 ($\sigma(x) = (x/a)^n$) が作用する場合の無次元化応力拡大係数であり、 S_{in} は亀裂面に垂直に作用する応力を多項分解したときの n 次の値である。

なお、 $n=0$ は一様引張り応力が、また $n=1$ は曲げ応力が作用する場合であり、式(1)で計算される応力拡大係数は Raju-Newman の解^[3]にほぼ等しいことを確認している。

(5) SCC 亀裂進展速度

182 合金の SCC 亀裂進展速度は、以下に示す JSME 維持規格^[4]のニッケル合金溶接金属の SCC 亀裂進展速度線図を用いた。

$$\begin{aligned} da/dt &= 0 && (K \leq 0) \\ da/dt &= 2 \times 10^{-12} && (0 < K < 13.3) \\ da/dt &= 3 \times 10^{-18} K^{5.186} && (13.3 \leq K \leq 50.3) \\ da/dt &= 2 \times 10^{-9} && (K > 50.3) \end{aligned}$$

単位: da/dt (m/s), K (MPa√m)

3. 評価結果

各継手の板厚方向の K 値の分布を補図 B1-3 に示す。

(1) H8 溶接部

H8 周溶接部では、上面側から下面側への K 値分布が、下面側から上面側へのそれに比べ大きく、上面側から下面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 18MPa√m 程度、下面側から上面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 15MPa√m 程度である。

したがって、上面側から下面側への SCC 進展を考えればよく、この場合 K 値は上面側から板厚の 30%付近で 0 となり、最大でもこの位置までが亀裂進展深さとなる。

(2) H9 溶接部

H9 周溶接部では、上面側から下面側への K 値分布が、下面側から上面側へのそれに比べ大きく、上面側から下面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 20MPa√m 程度、下面側から上面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 13MPa√m 程度である。

したがって、上面側から下面側への SCC 進展を考えればよく、この場合 K 値は上面側から板厚の 70%付近で 0 となり、最大でもこの位置までが亀裂進展深さとなる。

(3) H10 溶接部

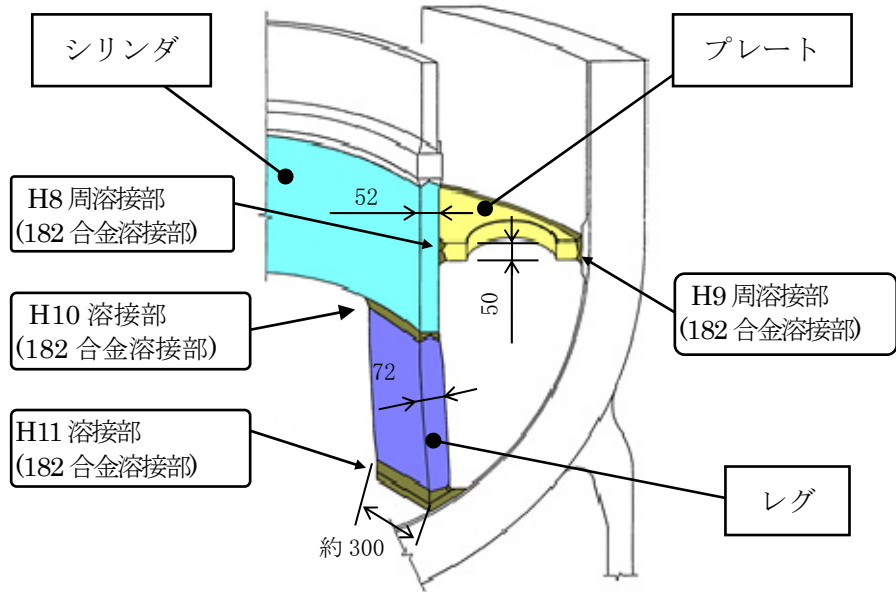
H10 溶接部では、内表面側から外表面側への K 値分布が、外表面側から内表面側へのそれに比べ大きく、内表面側から外表面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 19MPa√m 程度、外表面側から内表面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 13MPa√m 程度である。

したがって、内表面側から外表面側への SCC 進展を考えればよく、この場合 K 値は内表面側から板厚の 65%付近で 0 となり、この位置までが亀裂進展深さとなる。

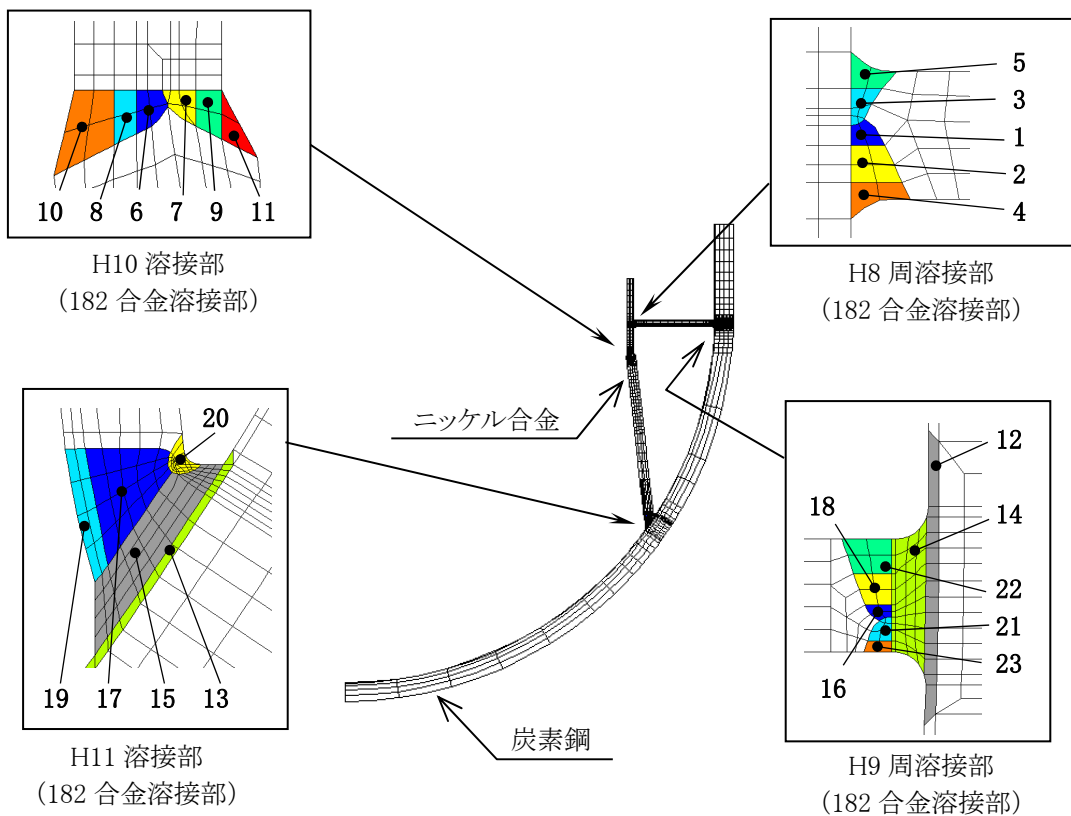
(4) H11 溶接部

H11 溶接部では、内表面側から外表面側への K 値分布が、外表面側から内表面側へのそれに比べ大きく、内表面側から外表面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 36MPa√m 程度、外表面側から内表面側へ亀裂が進展するとした場合、最大 21MPa√m 程度である。

したがって、内表面側から外表面側への SCC 進展を考えればよく、この場合 K 値は内表面側から板厚の 60%付近で 0 となり、この位置までが亀裂進展深さとなる。

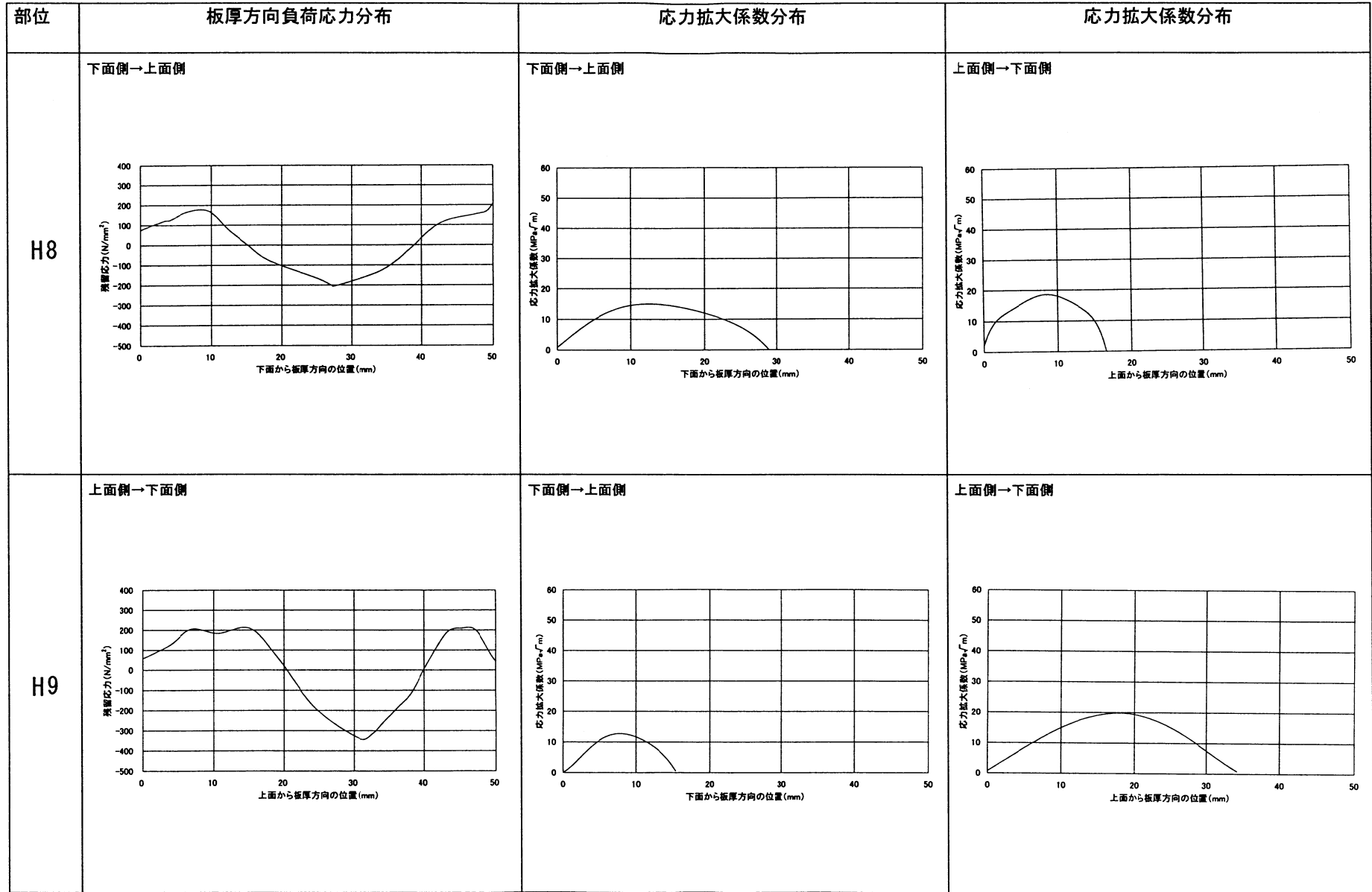


補図 B1-1 BWR (800MWe クラス) シュラウドサポート構造 [単位 : mm]



注記：図中の数字は成層順序を示す。

補図 B1-2 シュラウドサポートの溶接手順と解析モデル
[BWR (800MWe クラス), 2次元軸対称モデル]



補図 B1-3 負荷応力と応力拡大係数分布

部位	板厚方向負荷応力分布	応力拡大係数分布	応力拡大係数分布
H10	<p>内表面→外表面</p>	<p>内表面→外表面</p>	<p>外表面→内表面</p>
H11	<p>内表面→外表面</p>	<p>内表面→外表面</p>	<p>外表面→内表面</p>

補図 B1-3 負荷応力と応力拡大係数分布

4. 参考文献

- [1] 一般社団法人 溶接学会 溶接学会論文集 第12巻 第4号 p.563-567 (1994)
- [2] G.S.Wang “Weight Function Estimation of SIF for Mode I Part-Elliptical Crack under Arbitrary Load,” Engineering Fracture Mechanics Vol.41,No.5, PP659-684, (1992).
- [3] I.S.Raju and J.C.Newman Jr., NASA Technical Paper 1578(1979).
- [4] 一般社団法人 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (2016年版) JSME S NA1-2016

付録C シュラウドサポートの欠陥裕度評価

1. 目的

シュラウドサポートにおける H11 溶接部の破損の影響を評価し、シュラウドサポートの欠陥に対する裕度を評価する。

なお、シュラウドサポートの各溶接部の破損の影響については、補足資料 1 に示す検討結果から、シュラウドサポートの構造健全性に H11 溶接部の周方向亀裂が大きく影響することを確認している。

よって、シュラウドサポートの欠陥裕度については、H8 及び H9 溶接部の径方向亀裂並びに H10 溶接部の軸方向亀裂を想定したうえで、各レグの H11 溶接部に周方向亀裂を想定し、レグの残存板厚により評価した。

2. 評価内容

2.1 検討対象プラント

対象とする代表プラントは BWR (1100MWe クラス) 及び ABWR とする。対象プラントのシュラウドサポートの構造概念図を図 C-1 に示す。

シュラウドサポートの構造は、BWR, ABWR とともに、シュラウドサポートレグ及びシュラウドサポートプレートを通じて原子炉圧力容器 (RPV) に支持されている。シュラウドサポートには、シュラウドサポートシリンダ軸方向溶接部、シュラウドサポートプレート径方向溶接部、シュラウドサポートプレートとシュラウドサポートシリンダを結合する H8 溶接部、シュラウドサポートプレートと RPV を結合する H9 溶接部、シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグを結合する H10 溶接部及びシュラウドサポートレグと RPV を結合する H11 溶接部がある。

2.2 解析モデル及び解析コード

解析は、図 C-2 に示す 3 次元シェル要素により 180 度部分をモデル化し、亀裂想定箇所の要素の結合を切り離すことにより貫通亀裂をモデル化して実施した。解析コードは ABAQUS を用い、弾塑性解析を実施した。

2.3 想定した破損箇所

想定した破損箇所を表 C-1 に示す。H11 溶接部の破損の影響を見るため、シュラウドサポートレグ板厚方向の亀裂を想定し、亀裂の深さをパラメータに評価を実施した。

また、H11 溶接部の亀裂と同時に、H8 及び H9 溶接部の径方向亀裂並びに H10 溶接部の軸方向亀裂を想定した場合の評価として、H8 及び H9 溶接部に周長の 90% の貫通亀裂、H10 溶接部に軸方向亀裂を想定し、H11 溶接部の亀裂の深さを変化させた場合の評価を実施した。

2.4 荷重条件

解析には BWR, ABWR それぞれについて, シュラウドサポートに作用する差圧及び最大荷重である Ss 地震荷重を負荷する。地震荷重は, 水平方向と上下方向の荷重を同時に負荷し, これを比例倍することで弾塑性解析を実施した。

解析に用いた荷重値を表 C-2 に, 地震荷重の負荷位置及び変位評価点を図 C-3 に示す。

2.5 物性値

材料物性は, JSME 設計・建設規格 2005 (2007 追補) より算出した 302°C の値を使用する。

これらの物性値を表 C-3 に示す。

3. 評価結果

3.1 H11 溶接部が健全な場合の崩壊荷重

H11 溶接部が健全な場合の崩壊荷重の算出結果を図 C-4 に示す。この場合, BWR の崩壊荷重は Ss 地震荷重の 1.76 倍となり, ABWR は Ss 地震荷重の 7.51 倍となった。

ここで, ABWR の崩壊荷重が BWR に比べて大きくなったのは, 解析に用いた ABWR の Ss 地震荷重の値が小さいことに加え, ABWR のシュラウドサポートレグの高さが低く, 板厚が厚いことにより, 構造上, 耐震強度が高いことが理由と考えられる。

3.2 H11 溶接部の破損の影響評価

H11 溶接部に破損を想定した評価では, 全レグの H11 溶接部にレグ幅全体の周方向亀裂を想定し, 同時に H8~H10 溶接部に破損を想定した。H11 溶接部には, レグ板厚の 50% 深さの亀裂 (50% 残存), 75% 深さの亀裂 (25% 残存) 及び 90% 深さの亀裂 (10% 残存) が存在する場合を考えた。

上記を組み合わせた解析ケース及び解析結果を表 C-4 に, 荷重-変位曲線を図 C-5~図 C-8 に示す。

評価の結果, BWR の Ss 地震荷重に対する崩壊荷重の比率は, 50% 深さの亀裂が存在する場合 (50% 残存) で 1.51 であるのに対し, ABWR では 90% 深さの亀裂 (10% 残存) であっても 6.51 であった。

これは, BWR と ABWR の代表プラントの Ss 地震荷重が異なることに加え, ABWR の耐震構造上の優位性によるものと考えられる。

4. まとめ

検討の結果, 安全率 1.5 を確保することを前提とした場合, BWR では各レグの H11 溶接部の板厚が, 母材部板厚の 50% 以上, ABWR では母材部板厚の 10% 以上残存していれば, シュラウドサポートの健全性を確保できると考えられる。

なお, H8~H10 溶接部に同時破損を想定しない場合, Ss 地震荷重に対する崩壊荷重の比率は, BWR が 50% 深さの亀裂 (50% 残存) で 1.70, ABWR が 90% 深さの亀裂 (10% 残存) で 7.39 であり, 安全率 1.5 に対して BWR で約 1.14 倍, ABWR では約 4.93 倍の裕度がある。このため, 地震荷重が今後さらに増加しても, これらの裕度の範囲内であれば, 再解析は不要と考えられる。

表 C-1 シュラウドサポート各溶接部の破損想定

解析ケース	破 損 想 定				
	シリンダ 軸方向 溶接部	プレート 径方向 溶接部	H8 及び H9 溶接部	H10 溶接部	H11 溶接部
レグ溶接部の 板厚方向亀裂の 影 響	健 全	健 全	健 全	健 全	健 全
			周長の 90%に 貫通亀裂	軸方向亀裂	レグの周方向に亀裂を想定 ↓ 亀裂深さ/レグ一般部板厚 50, 75, 90%を想定

表 C-2 (a) シュラウドサポートの評価に用いる荷重条件 (BWR)

荷重作用 位置	想定する 荷重	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
上部格子板	死荷重	820	—	—	—
	差圧	—	—	—	0.1
	地震荷重 S _s	2000	8500	23000	—
炉心支持板	死荷重	1300	—	—	—
	差圧	—	—	—	0.25
	地震荷重 S _s	3000	15000	81000	—

表 C-2 (b) シュラウドサポートの評価に用いる荷重条件 (ABWR)

荷重作用 位置	想定する 荷重	鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kN・m)	圧力 P (MPa)
上部格子板	死荷重	1500	—	—	—
	差圧	—	—	—	0.1
	地震荷重 S _s	1800	5100	7900	—
炉心支持板	死荷重	2800	—	—	—
	差圧	—	—	—	0.28
	地震荷重 S _s	3300	8100	32000	—

表 C-3 解析に用いる物性値

機器	材料	温度 (°C)	設計応力強さ Sm (MPa)	弾完全塑性体に おける弾性限界*1 (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	加工硬化係数 h*2 (MPa)
シュラウド	SUS316L	300	95	218	176000	176
		325	92	211	174000	174
シュラウド サポート	NCF600	300	164	377	198000	198
		325	164	377	197000	197

*1 : $2.3 \times S_m$ で算出される値 (下図参照)

*2 : $E/1000$ で算出される値 (下図参照)

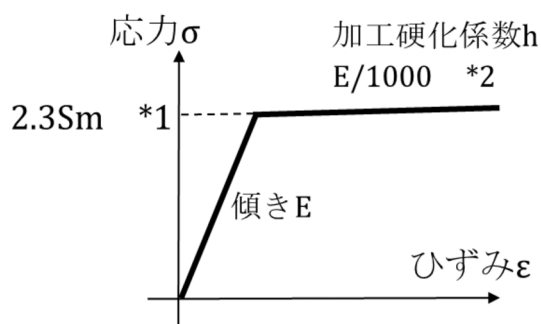


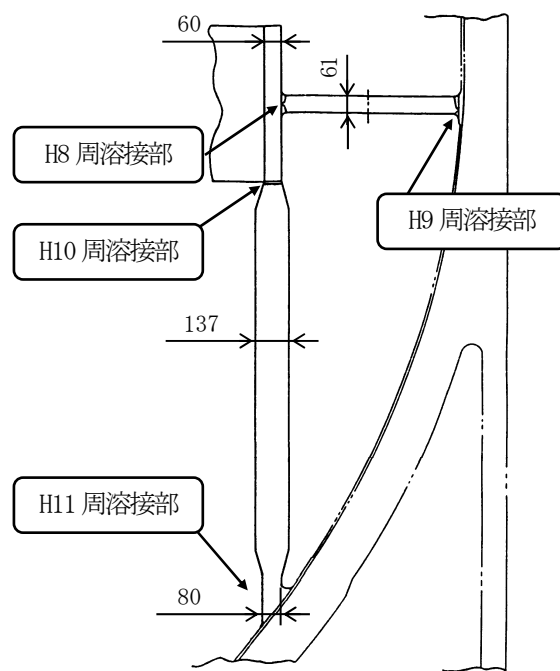
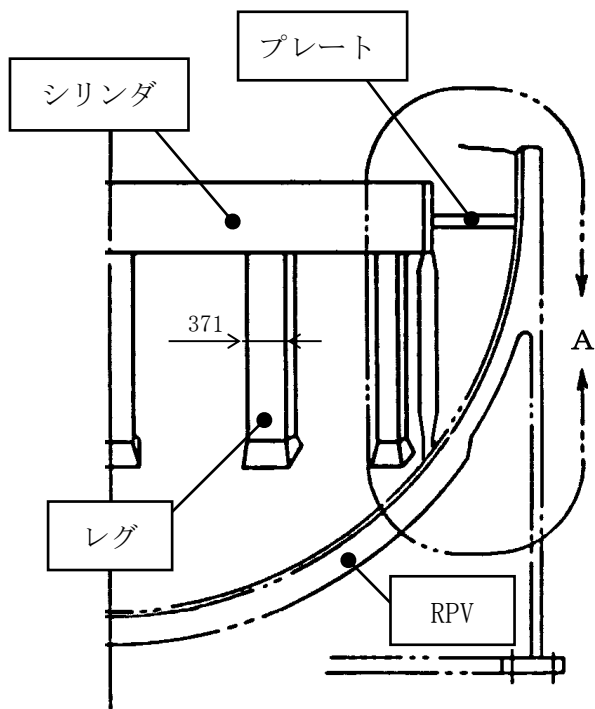
表 C-4 解析ケース及び弾塑性解析の結果

プラント	H8, H9, H10 溶接部の 破損想定 *1	レグの残存割合			
		100%	50%	25%	10%
BWR	有り	—	1.51	1.36	—
	無し	1.76	1.70	1.56	—
ABWR	有り	—	—	—	6.51
	無し	7.51	—	7.46	7.39

注記：表中の数値は、崩壊荷重の地震荷重に対する比率を示す。

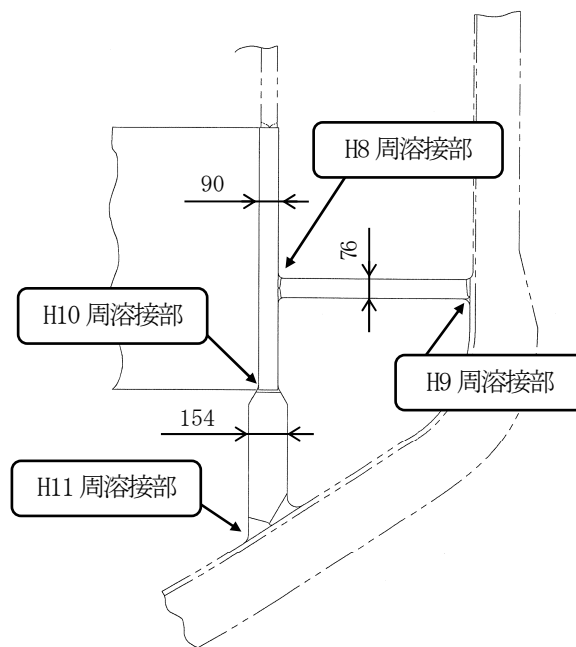
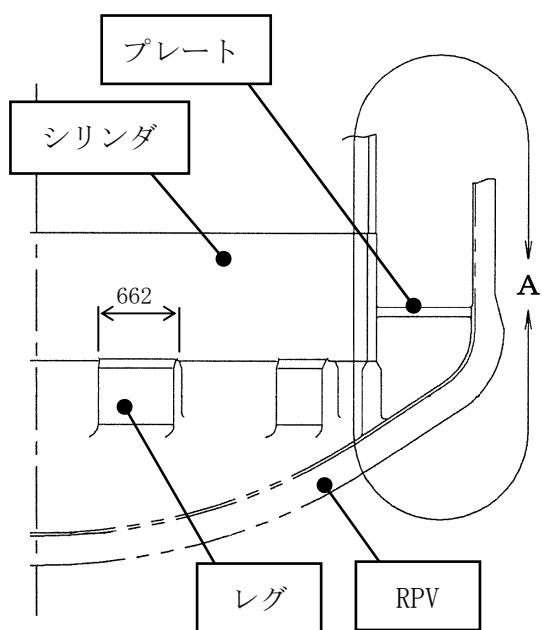
*1 : H8, H9, H10 溶接部の同時破損を想定する場合は、以下の条件を用いる。

- H8 及び H9 溶接部：周長の 90% に貫通亀裂を想定
- H10 溶接部：軸方向亀裂を想定



A部

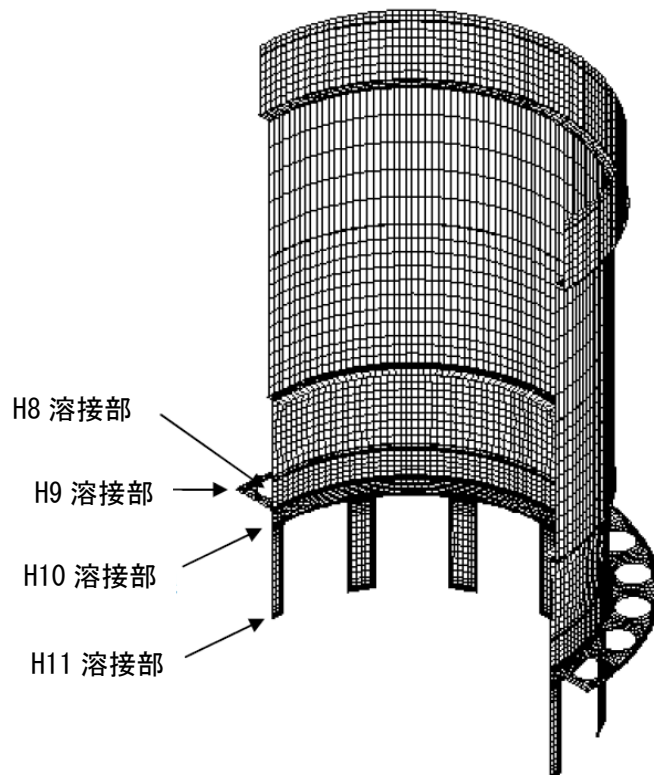
(a) BWR



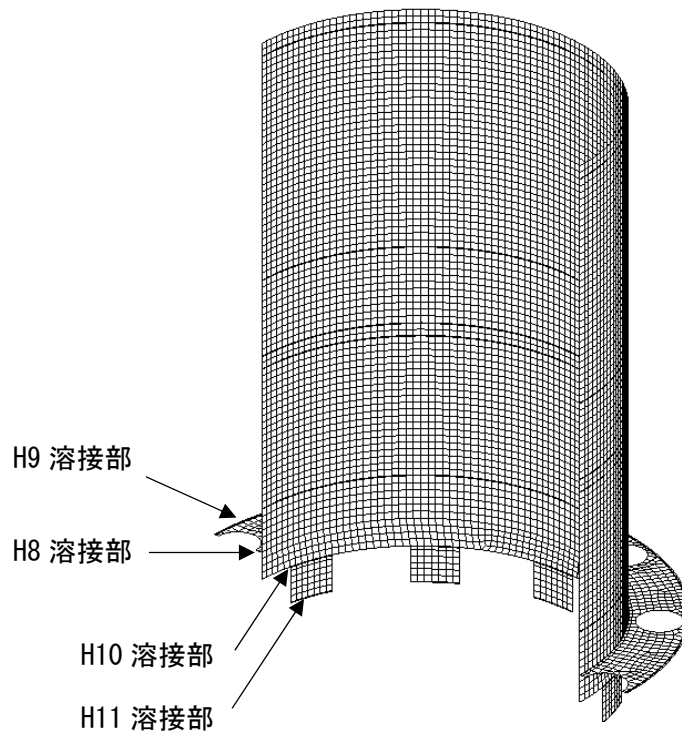
A部

(b) ABWR

図 C-1 シュラウドサポート構造 [単位：mm]

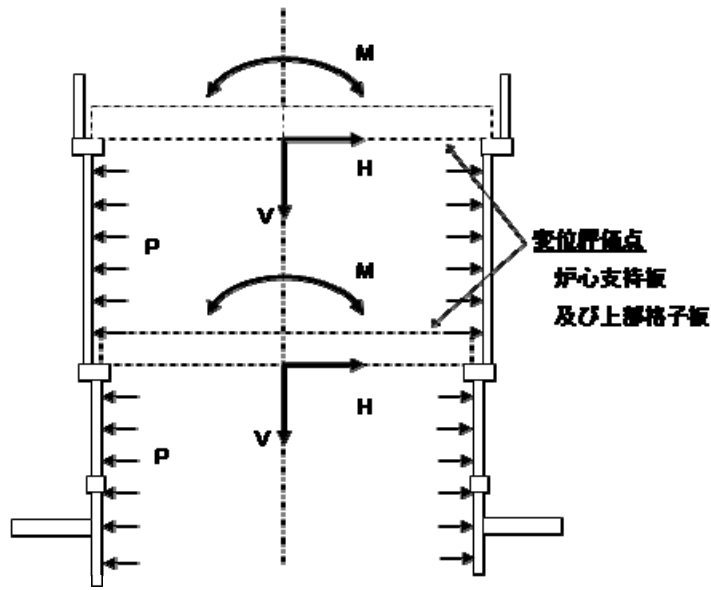


(a) BWR

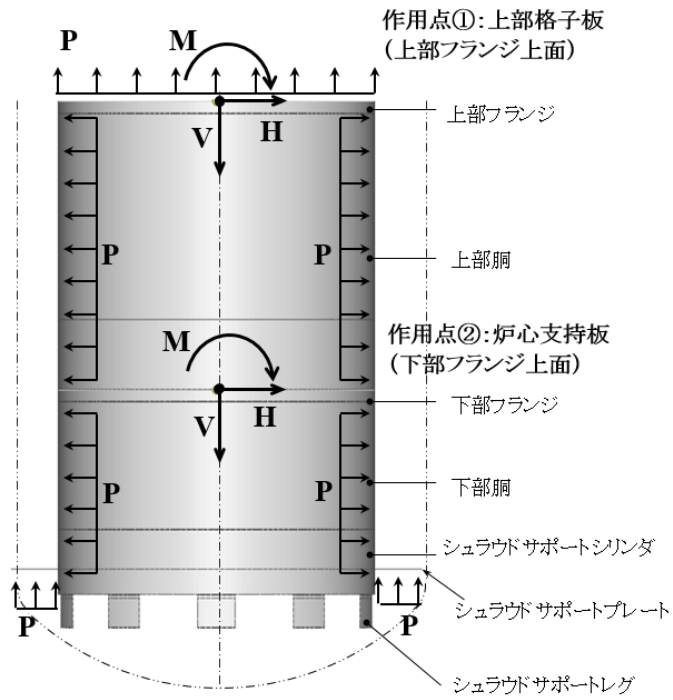


(b) ABWR

図 C-2 解析モデル

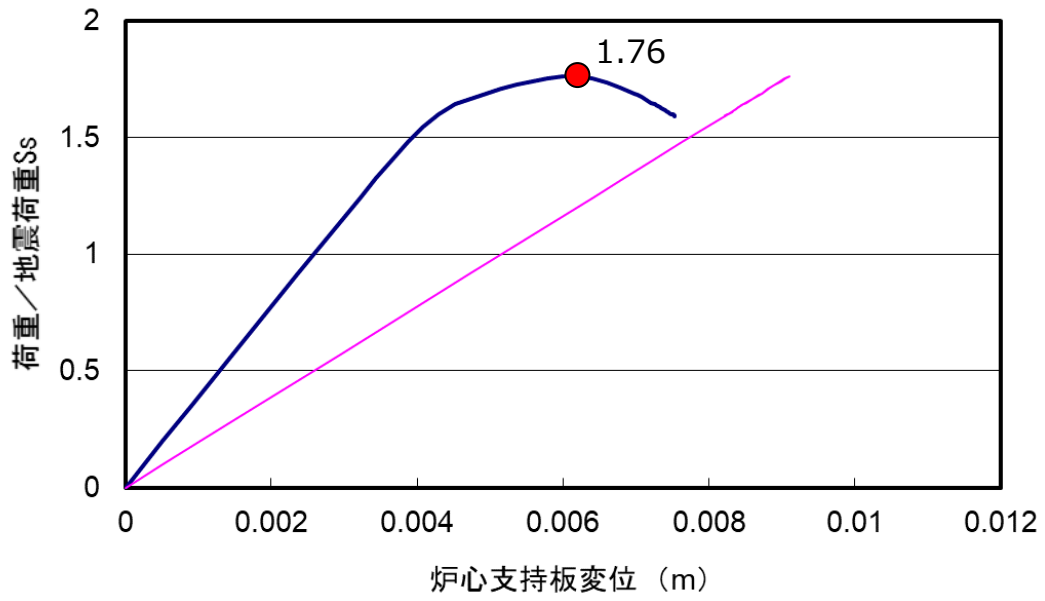


(a) BWR

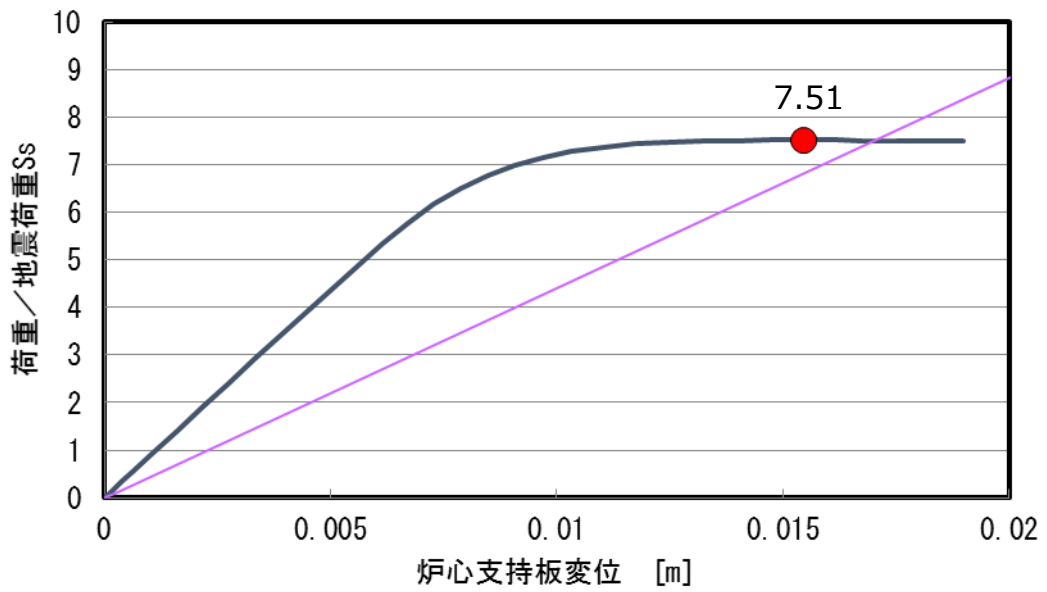


(b) ABWR

図 C-3 荷重の作用点

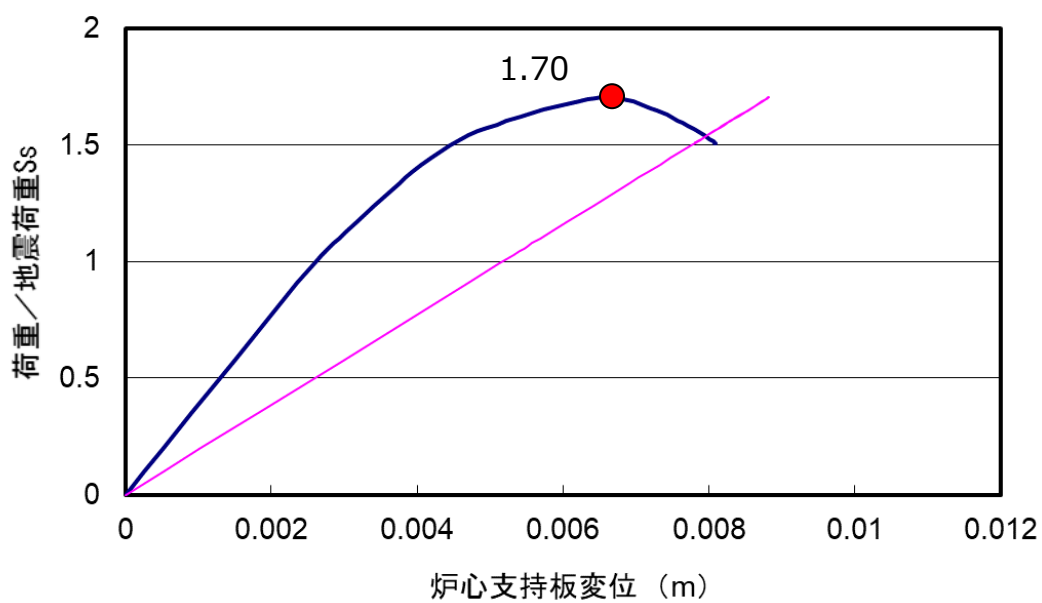


(a) BWR

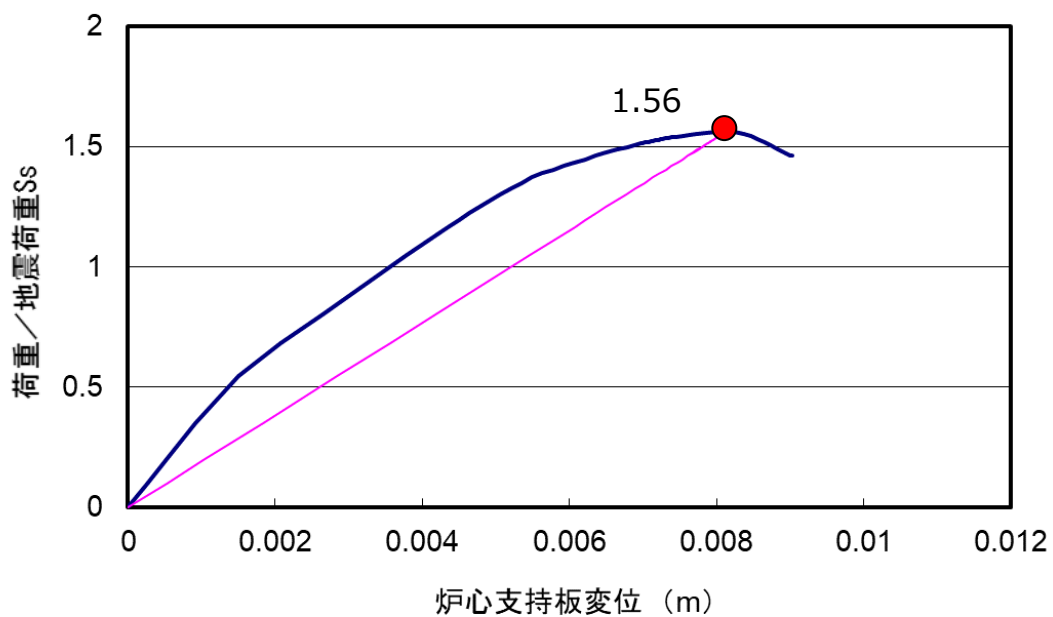


(b) ABWR

図 C-4 H11 溶接部が健全な場合 (残存 100%) の弾塑性解析結果

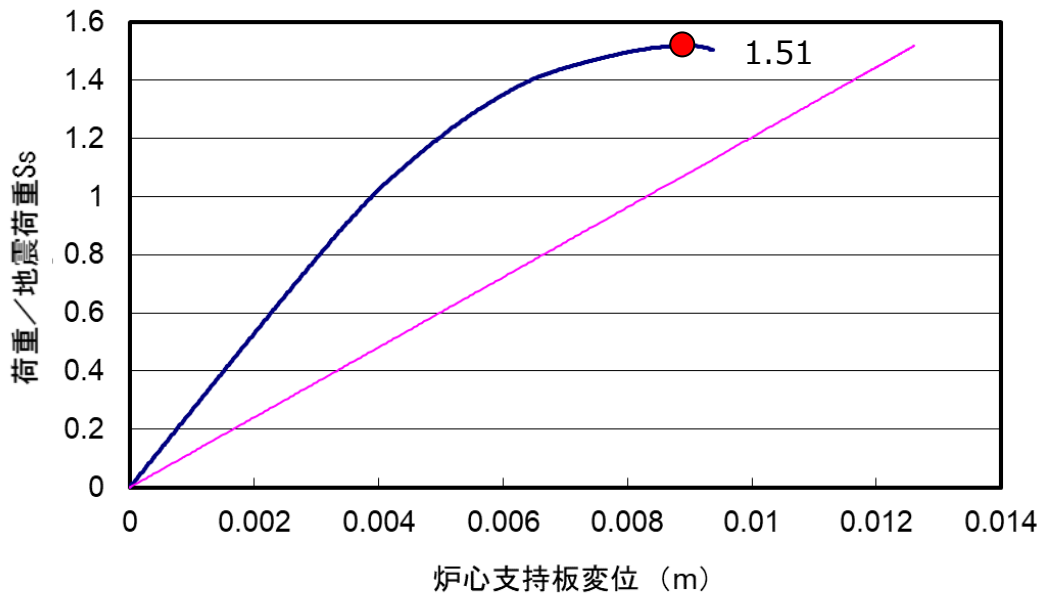


(a) 50%の深さの亀裂が存在する場合 (50%残存)

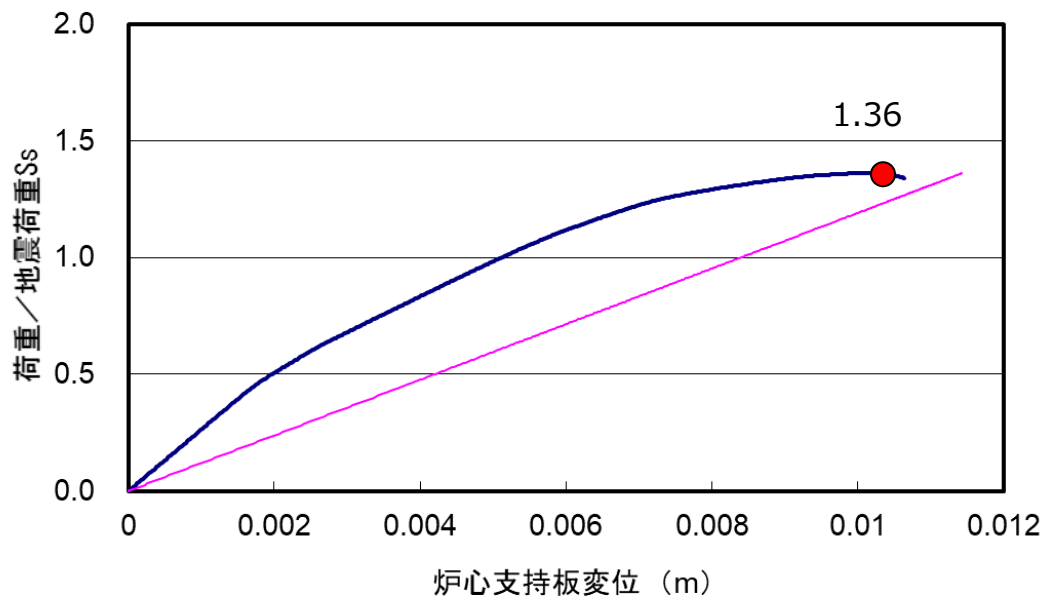


(b) 75%の深さの亀裂が存在する場合 (25%残存)

図 C-5 H11 溶接部の破損を想定した弾塑性解析結果 (BWR の場合)
(H8, H9, H10 溶接部の破損を想定せず)

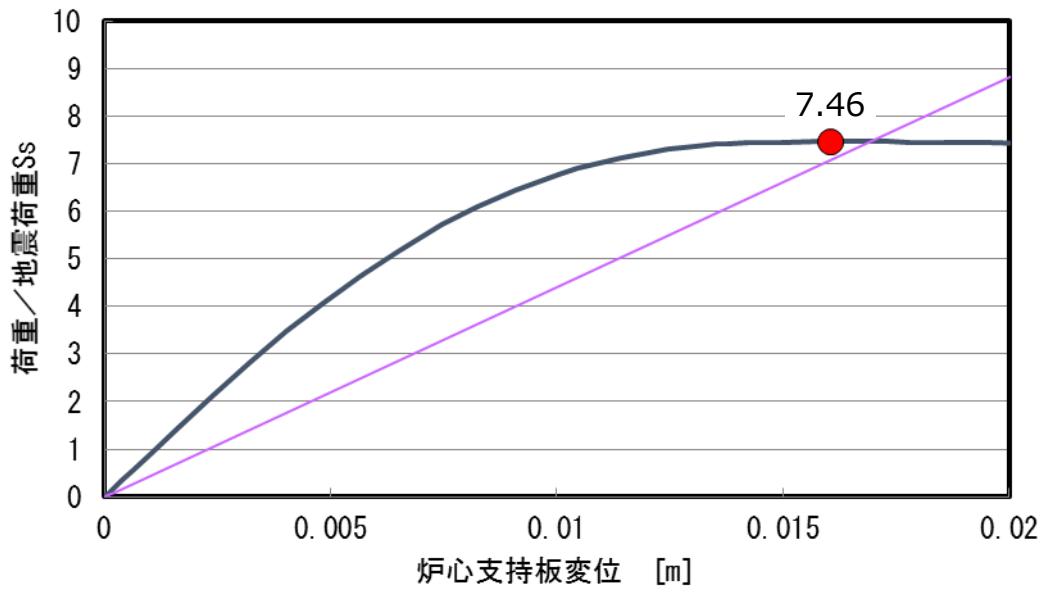


(a) 50%の深さの亀裂が存在する場合 (50%残存)

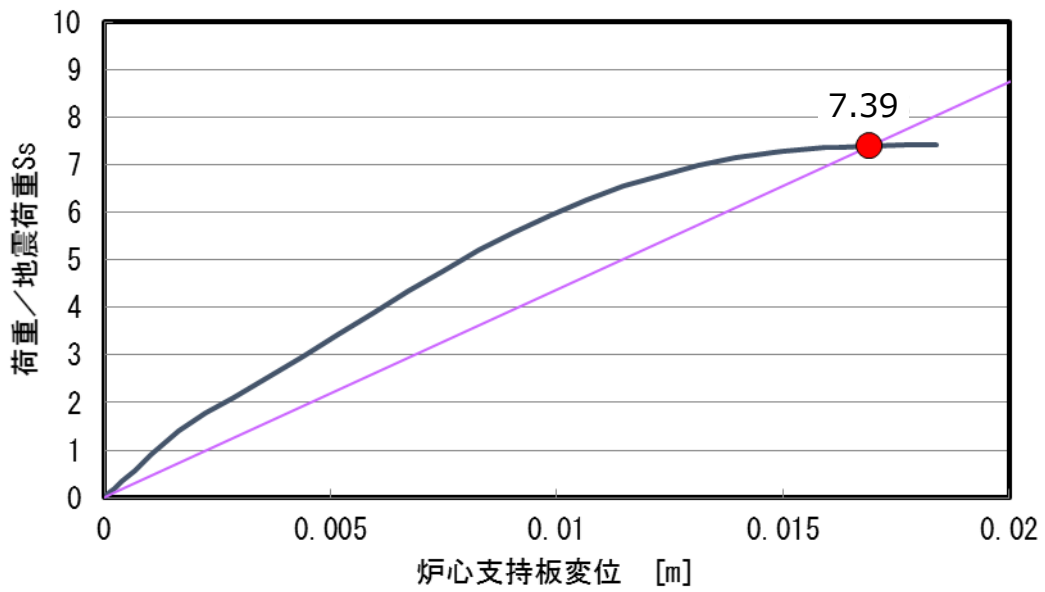


(b) 75%の深さの亀裂が存在する場合 (25%残存)

図 C-6 H11 溶接部の破損を想定した弾塑性解析結果 (BWR の場合)
(H8, H9, H10 溶接部の破損を想定)

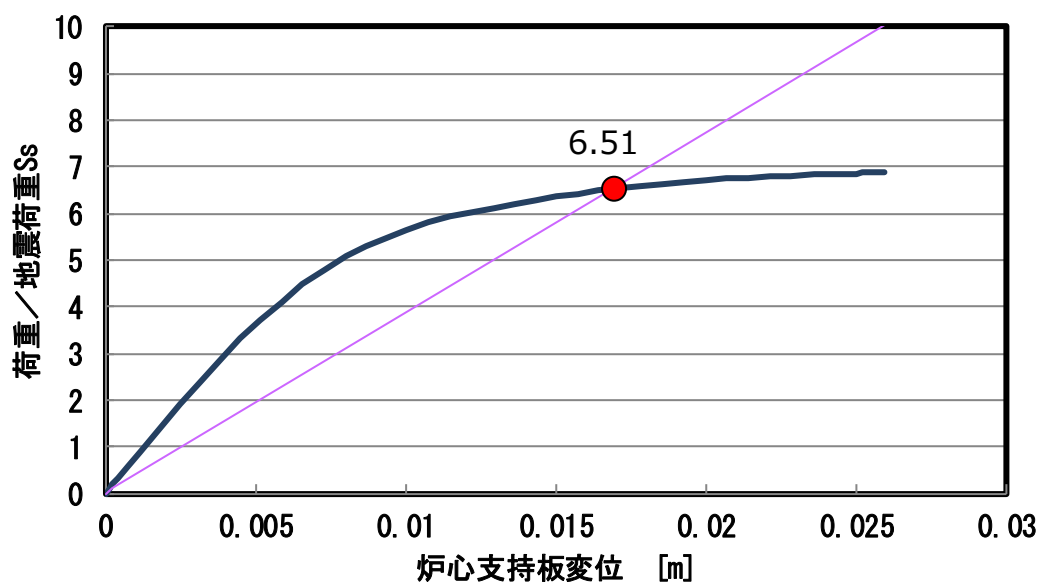


(a) 75%の深さの亀裂が存在する場合 (25%残存)



(b) 90%の深さの亀裂が存在する場合 (10%残存)

図 C-7 H11 溶接部の破損を想定した弾塑性解析結果 (ABWR の場合)
(H8, H9, H10 溶接部の破損を想定せず)



(a) 90%の深さの亀裂が存在する場合 (10%残存)

図 C-8 H11 溶接部の破損を想定した弾塑性解析結果 (ABWR の場合)
(H8, H9, H10 溶接部の破損を想定)

シュラウドサポートの各溶接部の破損の影響検討

1. 目的

シリンダ軸方向溶接部及びプレート径方向溶接部の破損がシュラウドサポートの構造健全性に大きな影響を与えないことを解析により明らかにし、H8 及び H9 溶接部に発生した径方向亀裂並びに H10 及び H11 溶接部に発生した軸方向亀裂がシュラウドサポートの構造健全性に大きな影響を与えないことを解析により明らかにする。

2. 検討内容

2.1 検討対象プラント

対象とする代表プラントは BWR (800MWe クラス) とした。対象プラントのシュラウドサポートの構造概念図を補図 C1-1 に示す。

2.2 解析モデル及び解析コード

解析は、補図 C1-2 に示す 3次元シェル要素により 180 度部分をモデル化し、破損想定箇所の要素の結合を切り離すことにより貫通亀裂をモデル化して実施した。解析コードは F I N A S を用い、弾塑性解析を実施した。

2.3 想定した破損箇所

想定した破損箇所を補表 C1-1 に示す。

- (1) シリンダの軸方向溶接部の破損の影響を見るために周方向に 60 度ピッチで設置されている 6 本の軸方向溶接部の破損を想定する。破損想定箇所を補図 C1-3 に示す。
- (2) プレート径方向溶接部の破損並びに H8 溶接部及び H9 溶接部に想定した径方向亀裂の影響を見るため、補図 C1-4 に示す箇所の破損を想定した。
- (3) H10 溶接部及び H11 溶接部に軸方向の亀裂を想定した解析を実施した。破損想定箇所を補図 C1-5 に示す。
- (4) H8 及び H9 溶接部の周方向亀裂の影響を評価するため、周方向の貫通亀裂の周長に対する割合をパラメータに評価を実施する。想定箇所の選定に当たっては補図 C1-6 に示す点検が可能な範囲を参考とし、補図 C1-7 のように定めた。レグの溶接部 H10 及び H11 の破損の影響を見るために、H11 溶接部を代表に板厚方向の亀裂を想定し、亀裂の深さをパラメータに評価を実施する。

2.4 荷重条件

シュラウドサポートに作用する最大荷重は地震荷重であることから、地震荷重を負荷する。地震荷重は、水平方向と上下方向の荷重を同時に負荷し、これを比例倍することで弾塑性解析を実施した。

また、シュラウドサポートに作用する差圧を考慮した。解析に用いた荷重値を補表 C1-2 に、地震荷重の負荷位置及び変位評価点を補図 C1-8 に示す。

2.5 物性値

材料物性は、告示 501 号より算出した 302°C の値を使用する。これらの物性値を補表 C1-3 に示す。

3. 解析結果

すべてが健全の場合の崩壊荷重の算出結果を補図 C1-9 に示す。すべての溶接部が健全の場合、崩壊荷重は負荷した地震荷重の 3.05 倍となる。

3.1 シリンダ軸方向溶接部の破損の影響

シリンダの軸方向溶接部の破損の影響を見るために 6 本の軸方向溶接部を破損させた解析を実施した（破損想定箇所は、補図 C1-3 参照）。弾塑性解析の結果を補表 C1-4 に示す。崩壊荷重の地震荷重に対する比率は、シリンダが健全な場合の 1.87 に対して 1.84 である。したがって、シリンダの軸方向溶接部の破損は、シュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3.2 プレート径方向溶接部の破損並びに H8 及び H9 溶接部径方向亀裂の影響

プレート径方向溶接部の破損の影響並びに H8 及び H9 溶接部の径方向亀裂の影響を解析した（破損想定箇所は、補図 C1-4 参照）。弾塑性解析の結果を補表 C1-5 に示す。崩壊荷重の地震荷重に対する比率は、この部分が健全な場合の値 2.80 から 2.67 に低下するが影響は小さくプレート径方向溶接部の破損、並びに H8 及び H9 溶接部径方向亀裂はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3.3 H10 及び H11 の軸方向亀裂の影響

レグの溶接部 H10 及び H11 の軸方向亀裂の影響を解析した（破損想定箇所は、補図 C1-5 参照）。弾塑性解析の結果を補表 C1-6 に示す。崩壊荷重の地震荷重に対する比率は、この部分が健全な場合の値 2.59 から 2.58 にわずかに低下する程度であり H10 及び H11 の軸方向亀裂はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3.4 H8 及び H9 及びレグの溶接部の周方向亀裂

次に、周方向の亀裂の影響を評価した。レグの破損想定は全 12 本のレグの付根（H11 溶接部）に対してレグ幅全体に及ぶ周方向の亀裂とする。ここでは、板厚の 50% の深さの亀裂が存在する場合（50% 残存）、板厚の 75% の深さの亀裂が存在する場合（25% 残存）及び板厚の 90% の深さの亀裂が存在する場合（10% 残存）を考えた。また、プレート周方向溶接部の破損想定は H8 及び H9 溶接部の周長の 40%、60%、90% に貫通亀裂が存在するとした（補図 C1-7 参照）。

上記を組み合わせた破損の想定と解析ケース及び弾塑性解析の結果を補表 C1-7 に示す。

補図 C1-10 は、H8 及び H9 溶接部に周方向亀裂を想定する場合の崩壊荷重を示しているが、H8 及び H9 溶接部の周方向の亀裂の影響は大きくないことが読みとれる。

一方、補図 C1-11 に H8 及び H9 溶接部の周長の 90% に亀裂を想定した場合のレグ付根（H11 溶接部）の残存面積と崩壊荷重の関係を示す。これによると、レグの溶接部の破損がシュラウドサポートの構造健全性に影響を及ぼすことが読みとれる。

4. まとめ

以上の検討の結果、下記が明らかとなった。

- ・ シリンダの軸方向溶接部及びプレートの径方向溶接部の破損はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を及ぼさない。
- ・ H8 及び H9 溶接部の径方向亀裂並びに H10 及び H11 溶接部の軸方向亀裂はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を及ぼさない。
- ・ H8 及び H9 溶接部の周方向の亀裂がシュラウドサポートの構造健全性に及ぼす影響は大きくない。

補表 C1-1 シュラウドサポート各溶接部の破損想定

解析ケース	破 損 想 定					備 考
	シリンダ 軸方向 溶接部	プレート 径方向 溶接部	H8 及び H9 溶接部	H10 溶接部	H11 溶接部	
シリンダ 軸方向溶接部 破損の影響	健全 貫通亀裂	健全	周長の90%に 貫通亀裂	健全	板厚の75% 深さの亀裂	破損 想定箇所 補図C1-3
プレート 径方向溶接部 + H8 及び H9 径方向亀裂の 影 響	健全	健全 貫通亀裂	健全 径方向亀裂	健全	板厚の75% 深さの亀裂	破損 想定箇所 補図C1-4
H10 及び H11 軸方向亀裂の 影 響	健全	健全	周長の90%に 貫通亀裂	健全 軸方向亀裂	健全 軸方向亀裂	破損 想定箇所 補図C1-5
H8 及び H9 周方向亀裂の 影 響 + レグ溶接部の 板厚方向亀裂の 影 響	健全	健全	周方向貫通 亀裂の周長に 対する割合を パラメータ ↓ 40, 60, 90%を 想 定	健全	レグの周方向に 亀裂を想定 ↓ 亀裂深さ/ レグ一般部板厚 50, 75, 90%を 想 定	破損 想定箇所 補図C1-7

補表 C1-2 荷重条件

想定する荷重		鉛直力 V (kN)	水平力 H (kN)	モーメント M (kNm)	圧力 P (MPa)
通常運転時の荷重	死荷重	1300	—	—	—
	差 圧	—	—	—	0.25
地震時の荷重	地震荷重	387	6770	34900	—

補表 C1-3 解析に用いる物性値

材質	温度 (°C)	S _m (N/mm ²)	完全弾塑性における 弾性限界(=2.3・S _m) (N/mm ²)	E (N/mm ²)	加工硬化係数 h (N/mm ²)
NCF-600P	302	164	377	201900	E/1000 =201.9

補表 C1-4 シリンダ軸方向溶接部の破損の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接部	プレート 径方向 溶接部	H8 及び H9 溶接部	H10 溶接部	H11 溶接部	
シリンダ 軸方向溶接部 破損の影響	健全	健全	周長の 90%に 貫通亀裂	健全	板厚の75% 深さの亀裂	1.87
	破損 (補図C1-3)					1.84

補表 C1-5 プレート径方向溶接部の破損並びに H8 及び H9 溶接部径方向亀裂の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接部	プレート 径方向 溶接部	H8 及び H9 溶接部	H10 溶接部	H11 溶接部	
プレート 径方向溶接部 + H8 及び H9 径方向亀裂の 影 響	健全	健全	健全	健全	板厚の75% 深さの亀裂	2.80
		貫通亀裂 (補図C1-4)	径方向亀裂 (補図C1-4)			2.67

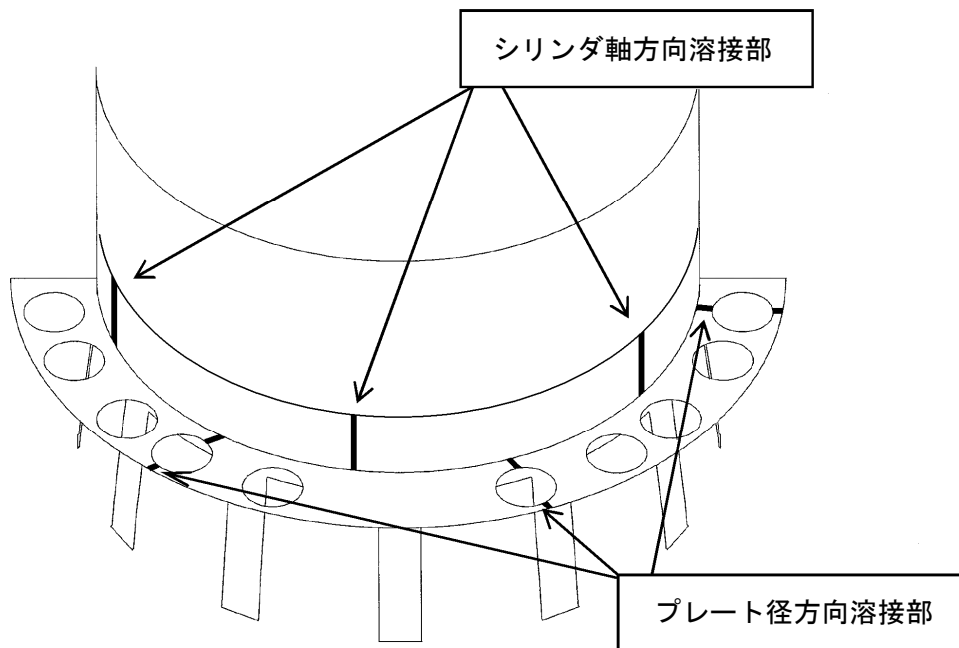
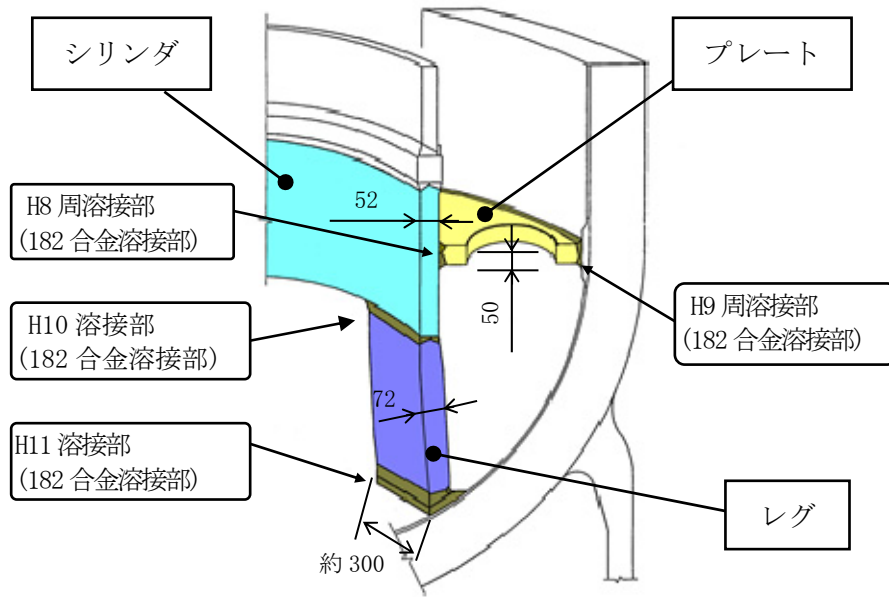
補表 C1-6 レグ溶接部 (H10 及び H11) 軸方向亀裂の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接部	プレート 径方向 溶接部	H8 及び H9 溶接部	H10 溶接部	H11 溶接部	
H10 及び H11 軸方向亀裂の 影 響	健全	健全	周長の 90%に 貫通亀裂	健全	健全	2.59
				軸方向亀裂	軸方向亀裂	2.58

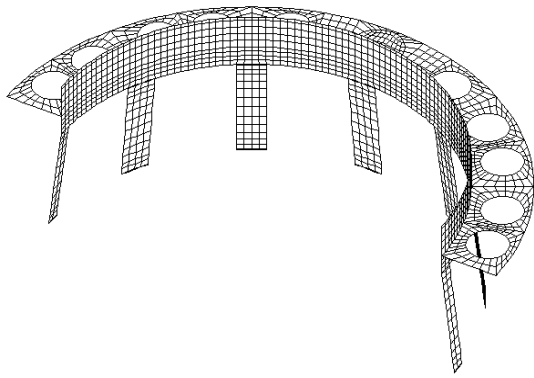
補表 C1-7 周方向亀裂の想定と解析ケース及び弾塑性解析の結果

レグの 残存断面率	サポートプレート周方向亀裂の周長に対する割合			
	健全	40%	60%	90%
100%	3.05	—	—	2.59
50%	3.00	2.93	2.65	2.35
25%	2.80	2.43	2.13	1.87
10%	1.30	—	—	0.725

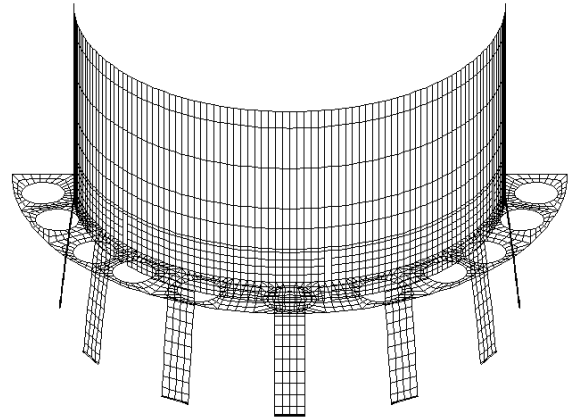
注記：表中の数値は、崩壊荷重の地震荷重に対する比率を示す。



補図 C1-1 シュラウドサポート構造

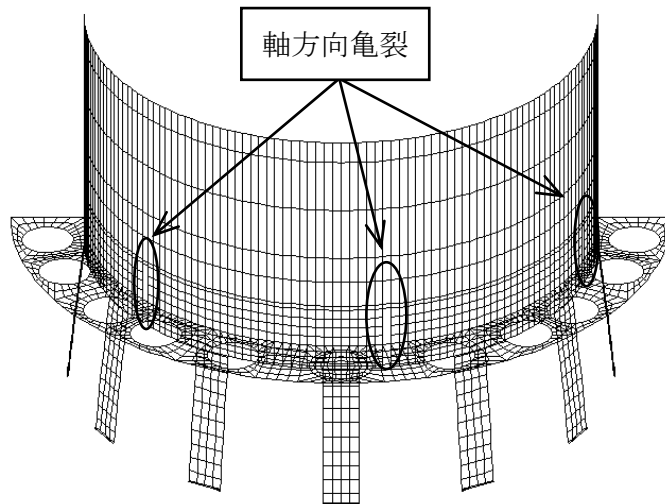


a. サポート部モデル

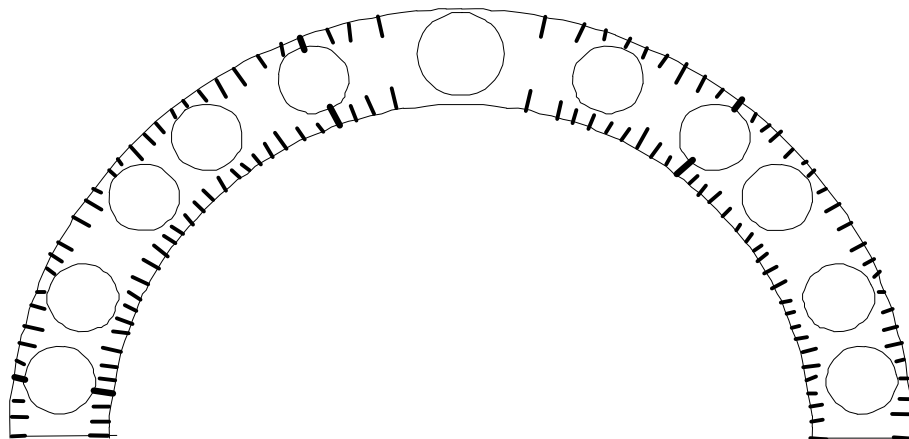


b. シリンダ軸方向溶接部検討用モデル

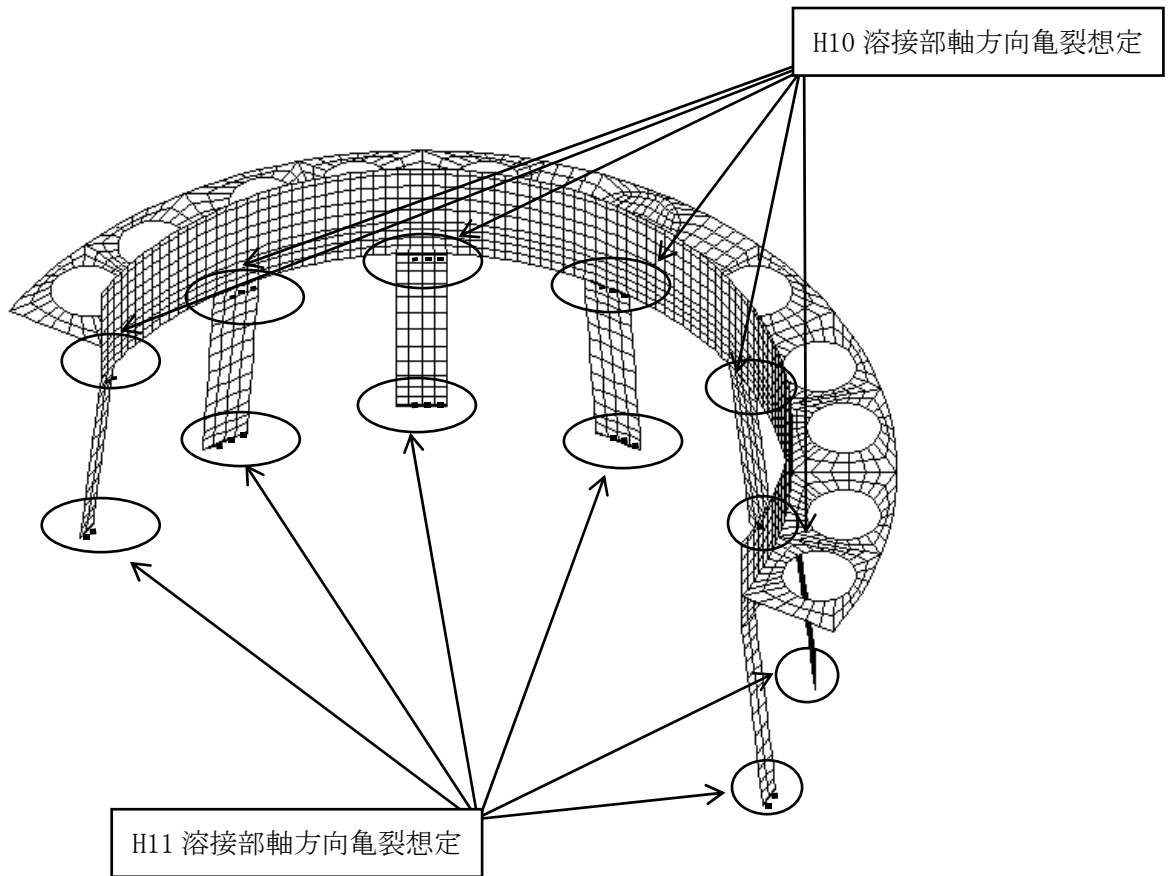
補図 C1-2 解析モデル



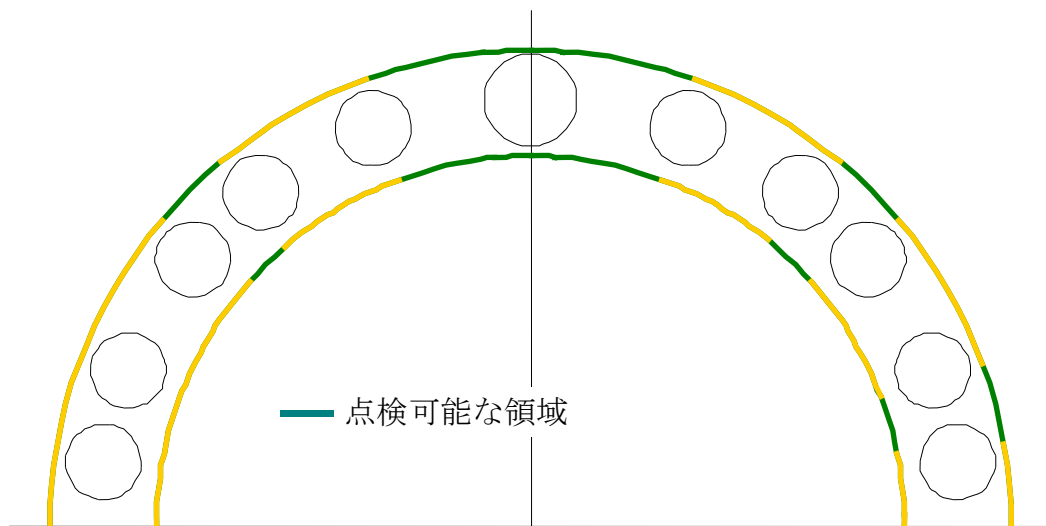
補図 C1-3 シリンダ軸方向溶接部の破損想定



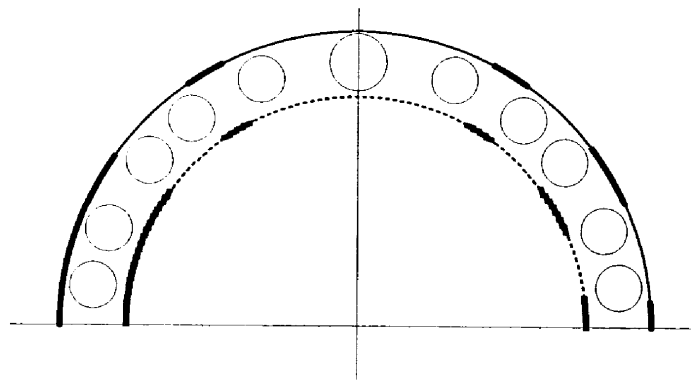
補図 C1-4 プレート径方向溶接部破損及び H8 及び H9 溶接部の径方向亀裂想定



補図 C1-5 H10 及び H11 溶接部軸方向亀裂の想定

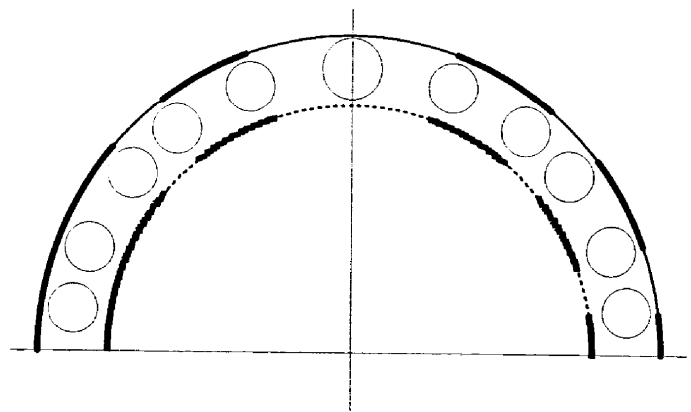


補図 C1-6 点検可能な領域 (H8 及び H9 溶接部)

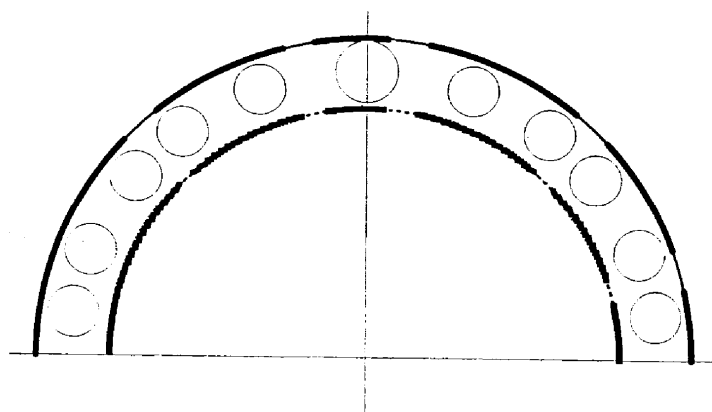


— 継手H9
 継手H8

周長 40%に貫通亀裂想定



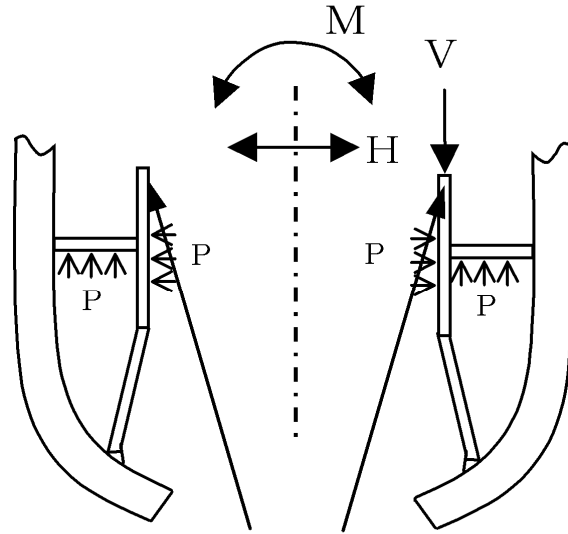
周長 60%に貫通亀裂想定



周長 90%に貫通亀裂想定

注記：図の太線が亀裂
 想定領域を示す

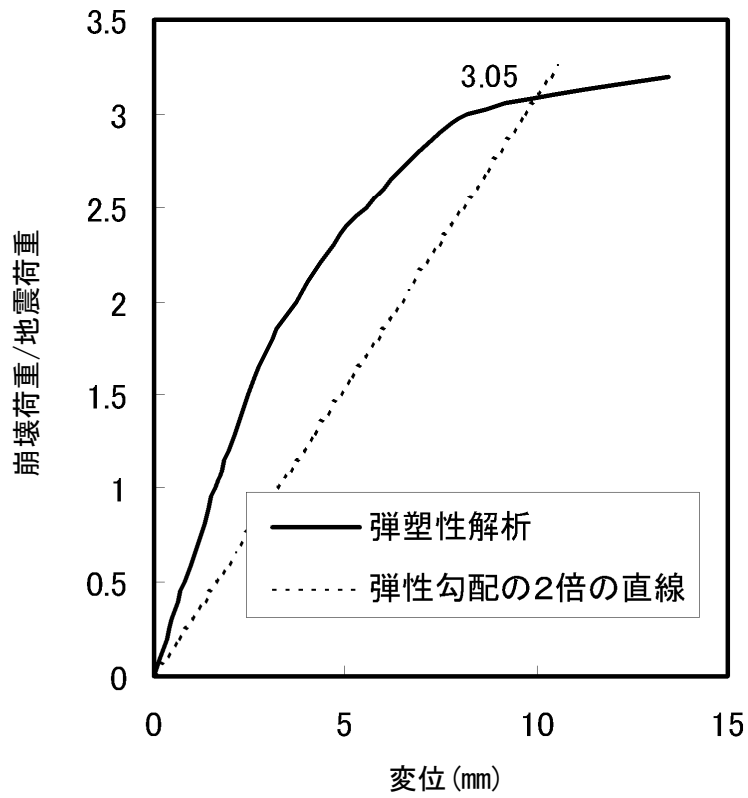
補図 C1-7 H8 及び H9 溶接部の周方向の破損想定



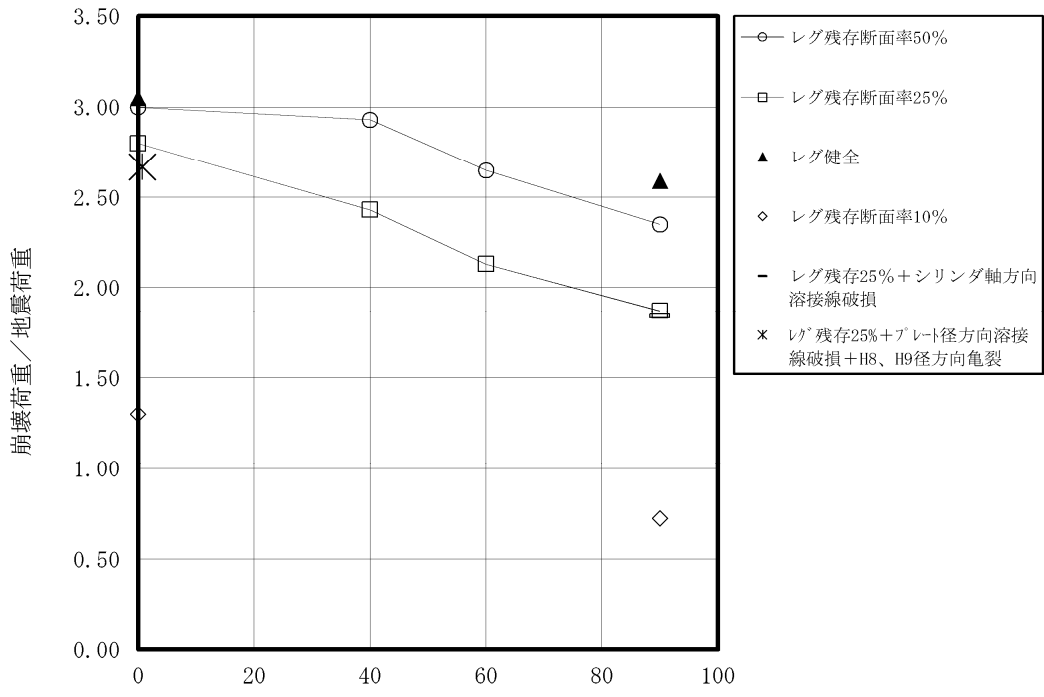
変位評価点

補図 C1-8 荷重の作用点

極限解析荷重変位曲線
(レグ及びサポートプレートが健全)

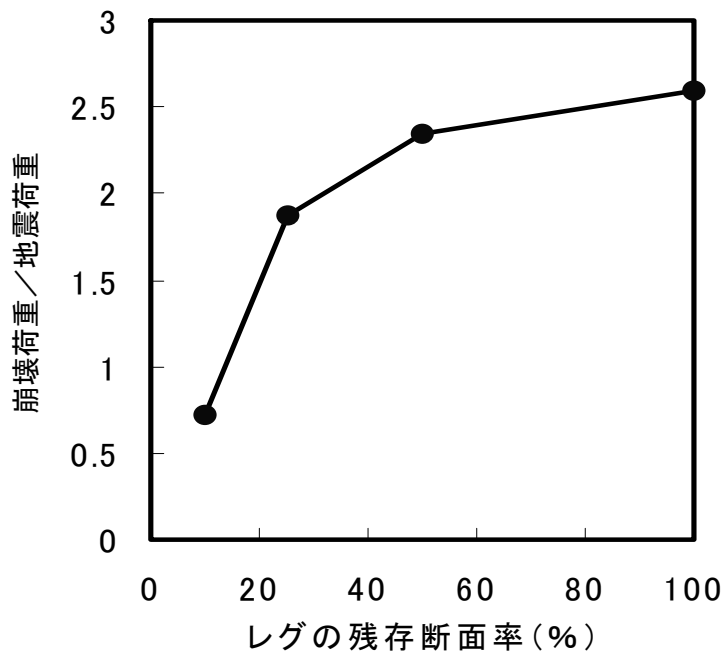


補図 C1-9 全ての溶接部が健全な場合の荷重-変位関係



H8及びH9の周方向亀裂の周長に対する割合 (%)

補図 C1-10 H8 及び H9 溶接部の周方向亀裂の影響



補図 C1-11 レグ付根 (H11 溶接部) の破損の影響

圧力容器のモデル化の影響検討

1. 目的

圧力容器をモデル化の有無が崩壊荷重に及ぼす影響を検討する。
解析モデルを補図 C2-1 に示す。

2. 検討条件

レグ残存断面率を 25% とし、H8 及び H9 の周方向亀裂の周長に対する割合が 90% の場合について検討した。

3. 解析結果

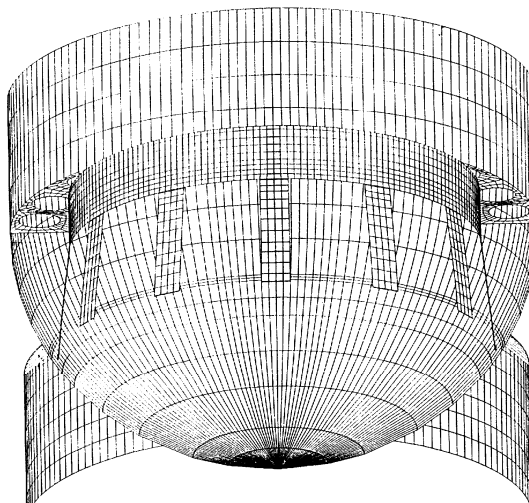
解析結果を、圧力容器をモデル化しない場合と比較して補表 C2-1 に示す。

補表 C2-1 圧力容器モデル化の影響

圧力容器 モデル化	レグ破損 想定	H8 及び H9 破損想定	崩壊荷重 ／地震荷重
有	板厚 75% 深さの亀裂	周長の 90% に貫通亀裂	1.90
無			1.87

4. 結論

圧力容器はシュラウドサポート構造に対して十分剛性が高く、モデル化の有無の影響はほとんど無い。



補図 C2-1 圧力容器を模擬した解析モデル

シュラウドサポート欠陥裕度評価の妥当性検証

1. 概要

シュラウドサポートのように複雑な形状を有する場合に、亀裂を有する構造物への二倍勾配法の適用性を試験により検証するため、BWR 電力・メーカーは共同で、実機条件を模擬した試験を行った。

2. 崩壊荷重の評価方法

本ガイドラインにおいては、亀裂を有するシュラウドサポートの崩壊荷重の許容値は、大変形弾塑性解析（H8, H9, H10 及び H11 溶接部に亀裂を想定）により荷重－変位関係を求め、初期弾性勾配の二倍の傾きを持つ直線との交点を崩壊荷重とする。規格上の許容値は、上記で求めた崩壊荷重に安全係数 1.5 を見込んで定められる。

3. 試験体と試験条件

実機シュラウドサポートのおよそ 1/8 スケールの大きさで、レグ数を実機の半分の 6 本としたシュラウドサポート試験体を用いて、下端を固定し、試験体上部に設定した加力冶具に横荷重を負荷し、荷重－変位関係を求める単調負荷試験(2 体)、及び地震時の繰返し荷重の影響を調べるための繰返し負荷試験(2 体)を実施した。試験装置を補図 C3-1 に、試験条件を補表 C3-1 にそれぞれ示す。補図 C3-2 に示すように、試験体は実機と同じ材料で、シュラウドサポートを模擬した。各試験体には補表 C3-1 に対板厚比で示した深さの亀裂を、全レグのレグ下端部溶接部(H11)内側に放電加工により導入した。

補表 C3-1 試験条件

試験 No.	試験種別	亀裂深さ (全レグ, 内側全幅亀裂)	荷 重
1	静的曲げ 試験	板厚の 50%	座屈・崩壊が発生するまで 負荷
2		板厚の 70%	
3	繰返し 荷重試験	板厚の 70%	試験 No. 2 の崩壊荷重の 1/1.5 の荷重
4		板厚の 70%	試験 No. 2 の崩壊荷重の 1/2 の荷重

4. 試験結果及び評価

(1) 単調負荷試験

補図 C3-3 に、亀裂深さ 70% の場合 (試験体 No. 2) について、試験で得られた荷重－変位関係を示すとともに、2. で述べた崩壊荷重の評価方法に従って求めた荷重－変位曲線及び評価上の崩壊荷重 (二倍勾配線との交点) を併せて示した。試験で得られた最大荷重が 309kN であったのに対し崩壊荷重の評価値は 248kN であったことから、崩壊荷重の評価方法は試験結果に対して保守的な評価を与えることがわかった。

(2) 繰返し負荷試験

繰返し試験においては、亀裂深さ 70% の試験体を 2 体用いて、異なる荷重範囲をねらいとして変位制御により繰返し負荷し、荷重低下が生じ始めたサイクルを限界サイクル数とした。ねらいとする荷重範囲の設定に当たっては、試験体 No. 2 の崩壊荷重の $1/1.5$ (210kN)、及び $1/2$ (160kN) に設定した。

補図 C3-4 及び補図 C3-5 にそれぞれの条件における繰返し負荷試験結果を示す。試験体 No. 3 では限界サイクル数は 452 であり、試験体 No. 4 では限界サイクル数は 941 であった。

これらの繰返し負荷試験結果を、限界サイクル数と荷重範囲の関係に整理すると補図 C3-6 のようになった。図中には、繰返し負荷試験結果とともに、同じ亀裂深さ条件の単調負荷試験における最大荷重を、サイクル数 = 1 としてプロットしてある。これらの試験結果と、同じ亀裂深さ条件に対する許容荷重 (崩壊荷重の評価値を 1.5 で割った値) を、設計時に地震荷重に対する等価繰返し数として考慮される 60 サイクルにプロットした点 (規格上の許容限界) とを比較すると、試験結果の方が規格上の許容限界を大きく上回っていることから、許容限界は地震荷重の繰返しを考慮しても妥当であると判断される。

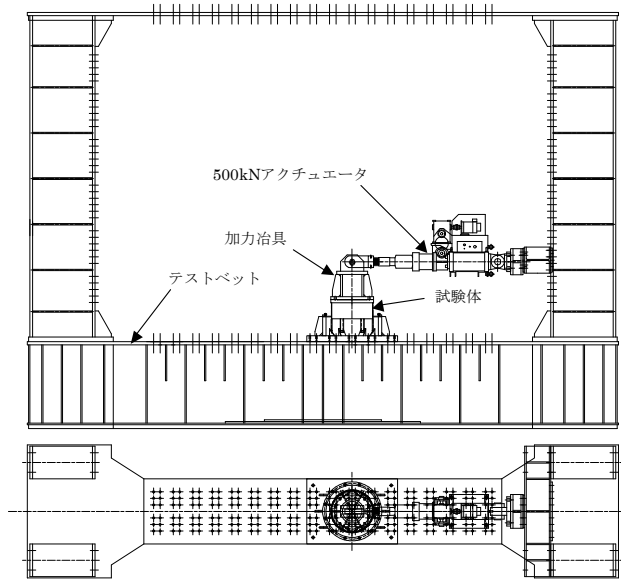
5. まとめ

シュラウドサポートを模擬した亀裂を有する試験体の座屈・崩壊挙動は、ガイドラインの評価方法 (二倍勾配法) で保守的に推定できることを試験により確認した。

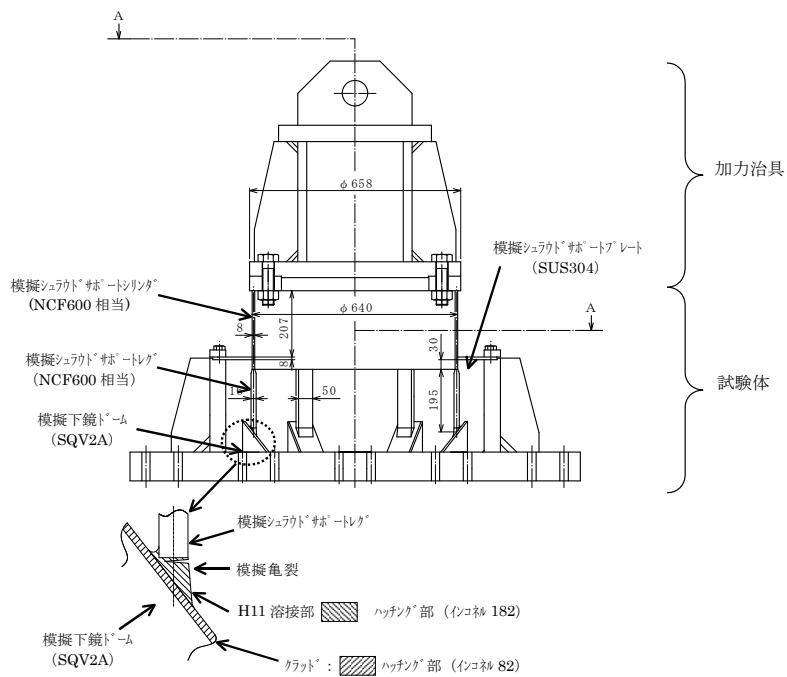
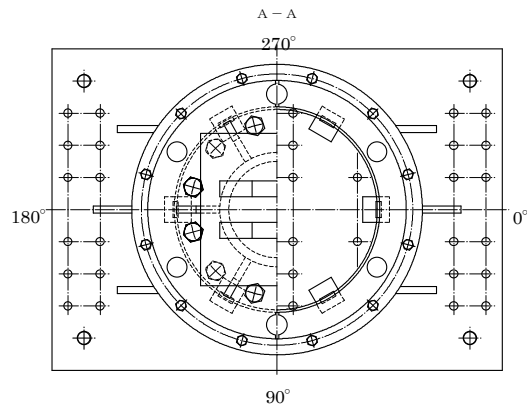
なお、独立行政法人原子力安全機構 (JNES) は、経年設備の耐震安全性評価手法の整備の一環として、高経年化に伴う亀裂を想定したシュラウドサポートの振動試験等を行って、維持規格適用下での耐震安全裕度を確認するとともに、亀裂を有するシュラウドサポートに対する耐震強度評価手法の整備を実施している。この中で、H11 溶接部位置の全レグに 80% 深さの模擬欠陥を有するシュラウドサポート試験体を用いた静的加力試験を実施し、解析結果に基づいた二倍勾配法による許容荷重との比較を行い、評価方法は十分保守的な結果を与えることを確認している。

(参考文献)

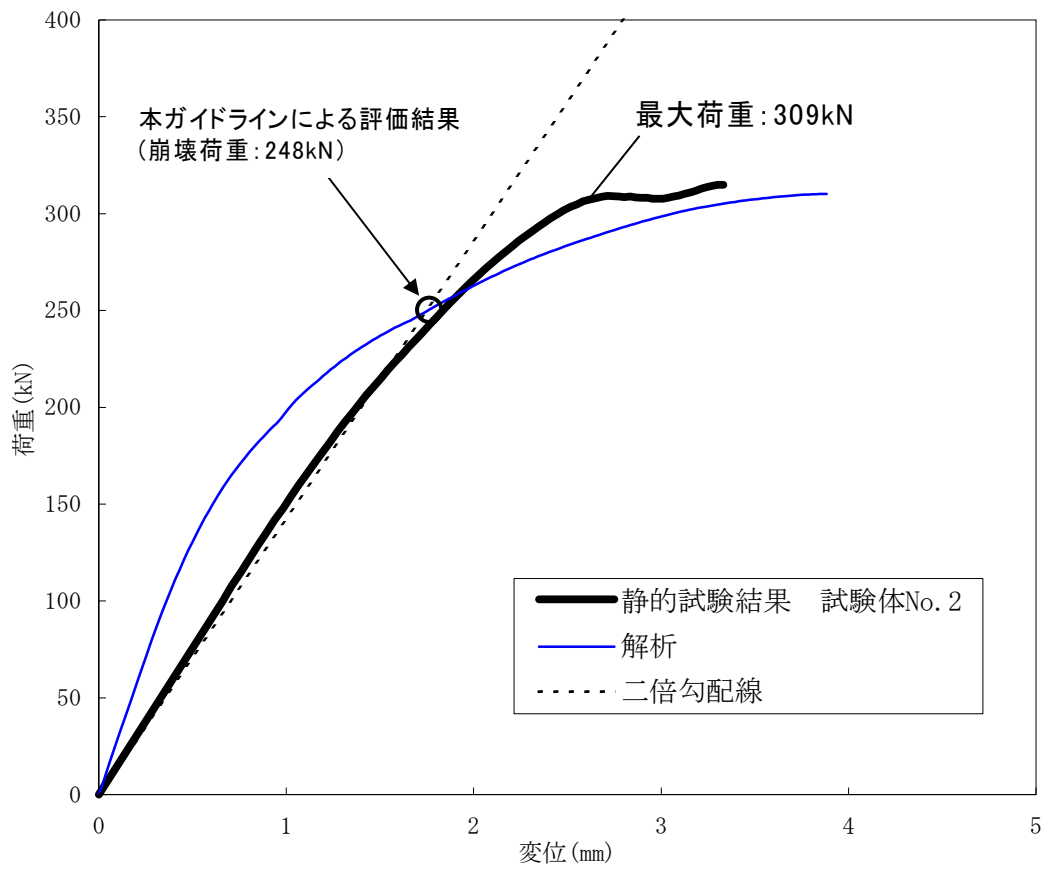
- (1) K. Dozaki, "Comparison of Design Margin for Core Shroud in between Design and Construction Code and Fitness-for-Service Code", ICONE15-10809, Nagoya, Japan, April 2007
- (2) 07 基構報-0011 「平成 18 年度 原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査経年設備耐震その 1 (炉内構造物) に係る報告書, 平成 19 年 3 月, 独立行政法人原子力安全基盤機構



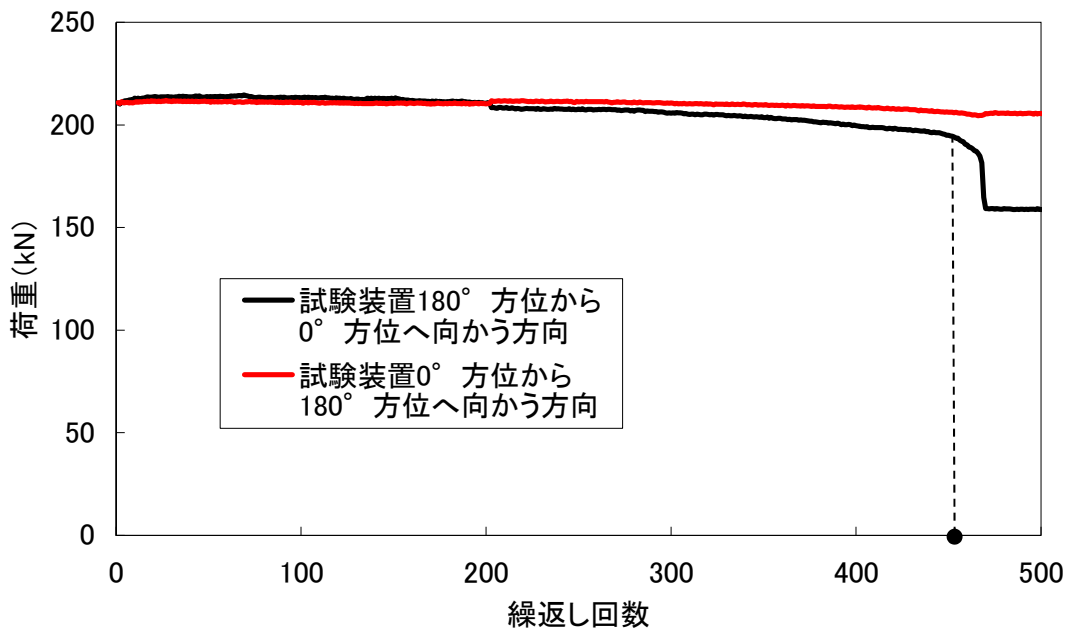
補図 C3-1 試験装置



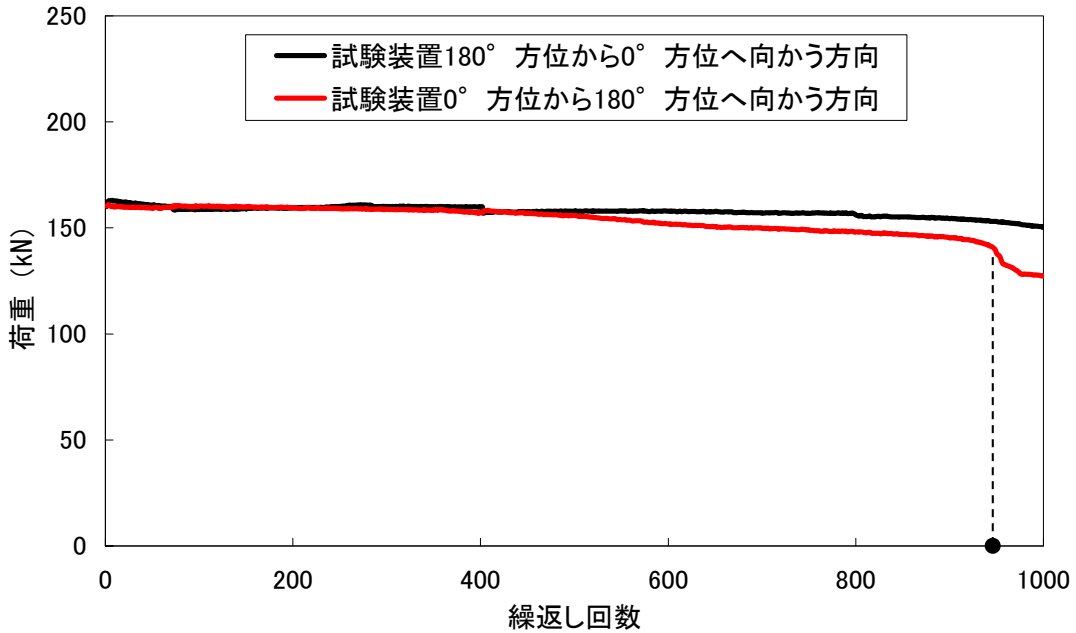
補図 C3-2 試験体



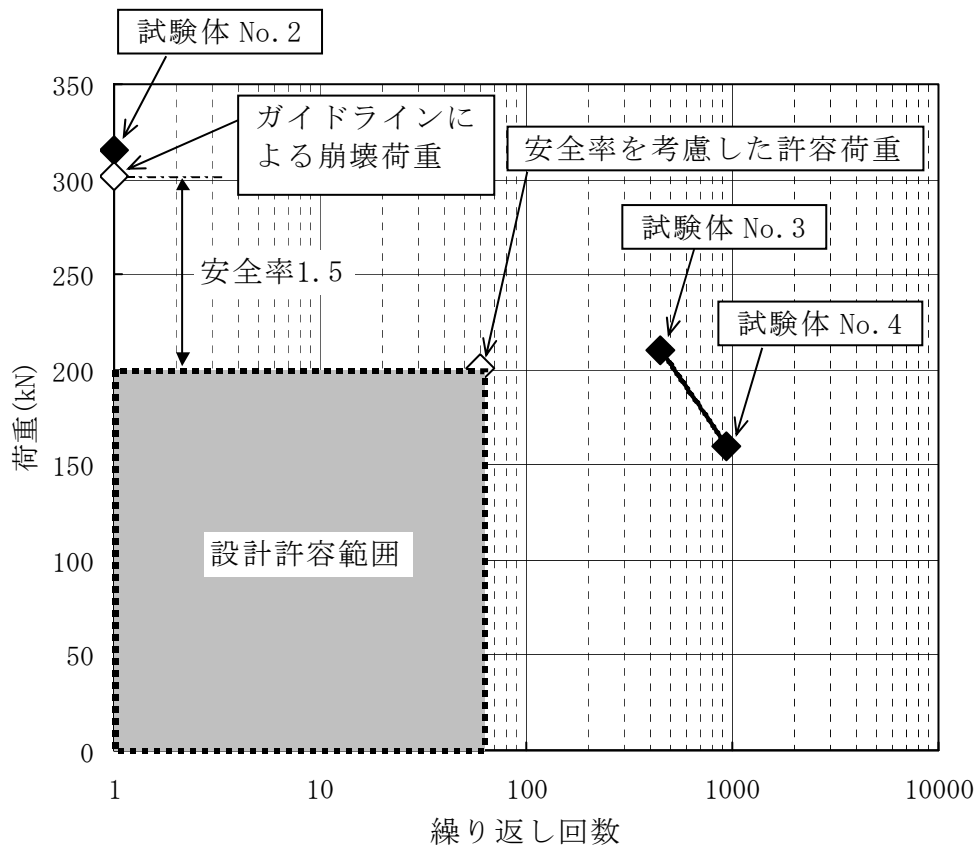
補図 C3-3 静的曲げ試験結果



補図 C3-4 繰返し負荷試験結果 (試験 No. 3)



補図 C3-5 繰返し負荷試験結果 (試験 No. 4)



補図 C3-6 荷重と荷重低下までの繰り返し回数の関係
 (外側全周亀裂, 亀裂深さ: 板厚の 70%)

*) 引張試験により得られた応力-ひずみ線図を用いた解析により求めた
 座屈・崩壊荷重に安全率 (1.5) を考慮した許容荷重

付録D 原子炉圧力容器の亀裂進展評価について

1. 目的

RPV（原子炉圧力容器）材である低合金鋼に、仮にニッケル合金(182 合金)からの亀裂進展を想定した場合の、亀裂進展量を概略評価する。

2. 亀裂進展量の概略評価

図 D-1 に、対象部位の例として、シュラウドサポート H9 溶接部を示す。ここでは、比較的 SCC 感受性の高い 182 合金を用いた H9 溶接部において SCC が発生してクラッド部へ進展した場合を想定し、さらに、亀裂が低合金鋼側へ進展する量を評価する。

図 D-2 に、高温純水中における低合金鋼の亀裂進展速度データを示す。これは、ヨーロッパ（MPA Stuttgart, PSI, Siemens KWU, VTT）で実施されたラウンドロビンテストのデータである。試験条件は BWR NWC（通常水質）の模擬水質条件（289℃、溶存酸素 0.4ppm、導電率 $<0.2 \mu\text{S/cm}$ (出口)）であり、国内の NWC 条件よりも溶存酸素、導電率が高いものの比較の実機に近い条件下で得られた試験結果である。本データを包絡する亀裂進展速度式として、

$$da/dt = 1.69 \times 10^{-11} \exp(0.115K) \text{ (mm/s)}, \quad K < 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}} \quad (\text{D-1})$$

$$da/dt = 4.0 \times 10^{-9} \text{ (mm/s)}, \quad K \geq 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}} \quad (\text{D-2})$$

を本評価において設定した。

本式を用いて亀裂進展量を評価するには、応力拡大係数の算出に応力分布が必要であるが、圧力容器板厚内部の応力分布の評価値がないため、ここでは、300MPa の周方向引張り応力が板厚内部まで一様に作用していると仮定する。RPV は溶接後熱処理(PWHT)を受けるため、約 100MPa 程度の運転応力の重畳を考慮しても、これは十分に保守的な仮定である。図 D-1 に示すように、初期条件として、厚さ 8.5mm のクラッド部分を貫通した状態を仮定し、このときの応力拡大係数を、Newman & Raju の平板表面半楕円亀裂に対する評価式を用いて求めると、約 $49\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、亀裂進展速度として(D-2)式が適用される。したがって、低合金鋼側への亀裂進展速度は、応力拡大係数に依らない一定値 $4.0 \times 1.0^{-9}\text{mm/s}$ を用いる。亀裂進展量の時間依存性を、図 D-3 に示す。低合金鋼への亀裂進展量は、年間 0.13mm、40 年で 5mm である。40 年経過後の亀裂深さ 13.5mm（＝初期亀裂深さ 8.5mm＋進展量 5mm）における応力拡大係数は $62 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下であり、低合金鋼の上部棚の破壊靱性値 $220 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ に比較して十分低い値を示している。

なお、参考として、表 D-1 に BWR 原子炉圧力容器の疲労（炉水中）による亀裂進展解析結果を示した。疲労による亀裂進展量は 40 年間運転後でも高々 0.03 mm 以下であることが判る。

3. まとめ

RPV 材（低合金鋼）に仮に亀裂を想定した場合の亀裂進展量の概略評価を実施し、SCC による亀裂進展が、RPV の健全性に影響を与えないと評価された。

- ・ 圧力容器板厚内部の応力分布を、保守的に 300MPa の一様な引張り応力と仮定すると、クラッド/低合金鋼境界から低合金鋼側への亀裂進展量は、年間 0.13mm、40 年で 5mm となる。
- ・ 低合金鋼側へ亀裂が 5mm 進展した場合の応力拡大係数 $62\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ は、低合金鋼の上部棚の破壊靱性値 $220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ より十分小さい。

また、国内外実機事例においては、RPV（上鏡）のクラッドから低合金鋼境界に達する亀裂が認められたが、低合金鋼に進展性を示す亀裂は認められなかった。

- ① 亀裂深さ：RPV 母材到達深さに設定
 ② 亀裂形状：縦割れ(軸方向亀裂を仮定),
 半楕円(アスペクト比は亀裂深さによらず一定と仮定 ; $a/l=0.1$)

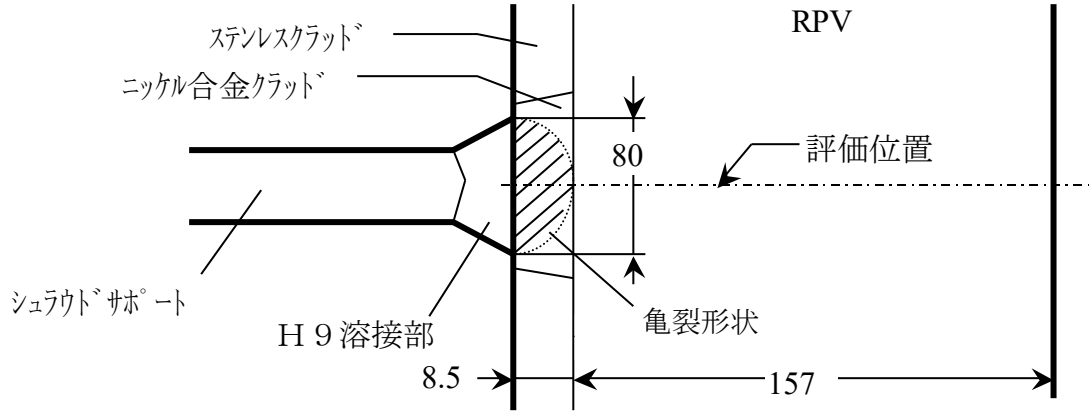


図 D-1 評価対象部位及び初期亀裂条件

- ヨーロッパ (MPA Stuttgart, PSI, Siemens KWU, VTT) ラウンドロビンテストのデータ使用
- 試験条件：BWR NWC 模擬水質 (289°C, 溶存酸素 0.4ppm, 導電率 $< 0.2 \mu S/cm$ (出口))
- 材料：A 508CL3 相当, 0.009% S

応力拡大係数 $K < 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

$$: da/dt = 1.69 \times 10^{-11} \exp(0.115K) \text{ (mm/s)}$$

応力拡大係数 $K \geq 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$

$$: da/dt = 4 \times 10^{-9} \text{ (mm/s)}$$

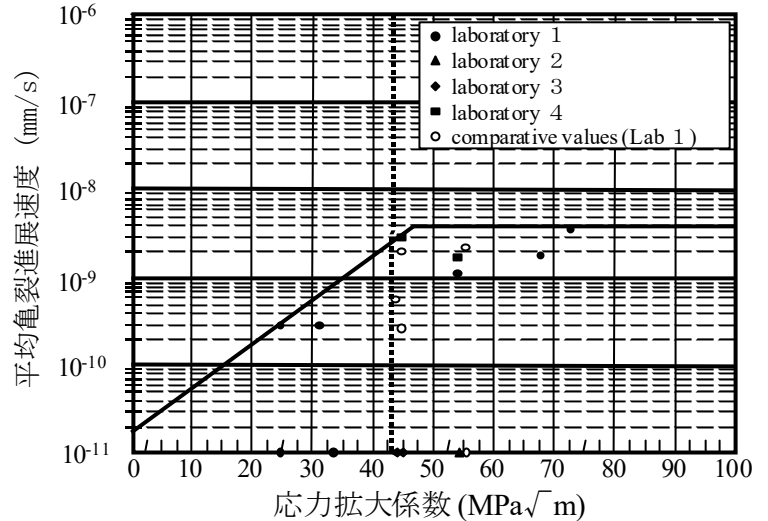


図 D-2 高温純水中における低合金鋼の亀裂進展速度データ及び速度式

<出典> D.Blind, et al. : “European Round Robin on Constant Load EAC Tests of Low Alloy Steel under BWR Conditions”, 9th Int. Symp. on Environmental Degradation of Mater. in Nucl. Power Systems- Water Reactor, Newport Beach, USA, (1999).

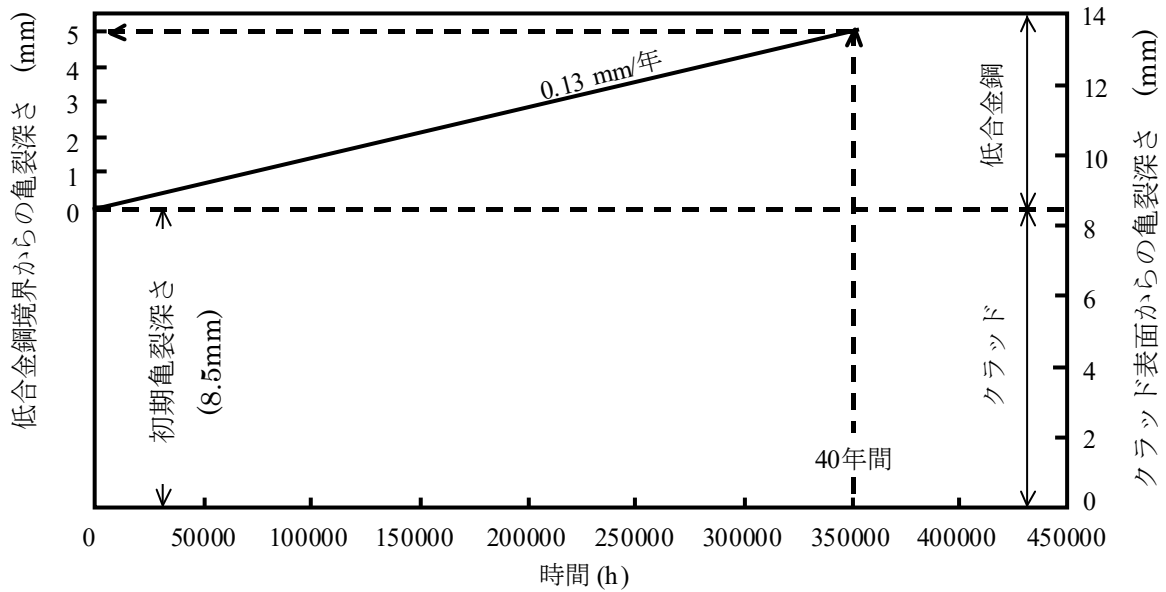


図 D-3 低合金鋼の亀裂進展深さの時間依存

表 D-1 原子炉圧力容器の円筒胴の亀裂進展解析条件および結果

解析条件								解析結果*		
プラント	亀裂の種類	厚さ t(mm)	亀裂寸法		深さ比 a/t (%)	応力拡大係数 Kの式	環境条件	亀裂の形状変化の仮定	亀裂進展量 (mm)	
			深さ a(mm)	長さ l(mm)					深さ Δa	長さ Δl
BWR	表面	160	4.0	24.0	2.5	ASME Sec.XI	炉水	一定	0.029	—
						Newman & Raju	炉水	変化	0.023	0.024

*40年間の亀裂進展量

<出展> 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格, 表 9-2, 解説 3-2-40

付録E 亀裂が検出されたときの評価法

1. 目的

本付録は、BWR（1100MWe）のシュラウドサポートを対象として、点検時に亀裂が検出された場合の残存断面積の評価手法と評価例を示すものである。

2. SCC 亀裂進展速度

図 E-1 に、H11 溶接部の板厚方向の亀裂進展挙動を示す。板厚方向の SCC 亀裂進展速度 V_1 は、付録H「点検必要範囲と点検周期の設定例」で述べたように、次のように設定した。

$$V_1 = 4\text{mm/年}$$

点検時に亀裂が検出された場合は、亀裂の両端から溶接線に沿った方向の亀裂進展速度 V_2 も設定する必要がある。亀裂進展速度 V_2 は、インコネルの SCC 進展最適線図の上限値

$$V_2 = 63\text{mm/年}$$

とした。（付録C参照）

3. 亀裂が検出された H11 溶接部

H11 溶接部の両面の VT により片面のみに亀裂が検出された場合を想定する。この場合、図 E-2 に示すように、（亀裂長さ ℓ ） \times （板厚の $1/2$ ）の矩形亀裂に置換え、レグ幅方向の SCC 亀裂進展量を考える。ここで、レグ幅を W 、板厚を t とし、1本のレグ全域を点検して1個の亀裂が検出されたと仮定する。また、亀裂の両側への亀裂進展による残存断面積減少が最大となるレグ幅中央に亀裂が存在する場合を考える。

点検した部位で亀裂が検出されなかった部分の板厚方向の亀裂進展速度を V_1 、検出された亀裂のレグ幅方向の亀裂進展速度を V_2 とすると、 N 年後の次回点検時に残存断面積が 25%以上あるためには、

$$\begin{aligned} W \times t - \{0.5t \times \ell + 2 \times V_2 \times N \times 0.5t + V_1 \times N \times W \\ + [W - (2 \times V_2 \times N + \ell)] \times V_1 \times N\} \geq 0.25 \times W \times t \quad (N < (W - \ell) / (2V_2) \text{ のとき}) \\ W \times t - (0.5t \times W + V_1 \times N \times W) \geq 0.25 \times W \times t \quad (N > (W - \ell) / (2V_2) \text{ のとき}) \quad (E-1) \end{aligned}$$

となる。ここで、 $W=370\text{mm}$ 、 $t=80\text{mm}$ とし、検出された亀裂長さ ℓ と点検期間 N 年との関係を表 E-1 に示す。検出された亀裂の長さ及びレグ幅方向の亀裂進展速度によらず、裏面が健全であれば、5年以上経過すると許容残存断面積 25%を割ることになる。換言すれば、亀裂が1つレグに検出された場合には5年以内に点検すればよい。亀裂の長さによらないのは、残存断面積が 25%となる前にレグ幅両端へ亀裂が到達するため、裏面での板厚方向の亀裂進展が決定因子となるためである。

表 E-1 H11 溶接部の中央に長さ l の 1 個の亀裂がある場合の残存断面積 25%
になる時の年数 ($V_1=4\text{mm}/\text{年}$, $V_2=63\text{mm}/\text{年}$ の場合)

欠陥長さ l [mm]	230	170	107	75
年数 [Y]	5	5	5	5

なお, 1 本のレグに複数の亀裂が検出された場合は, 各々の亀裂からの SCC の進展を考慮し残存断面積 25% を割る年数を求めることになる。

4. まとめ

- (1) BWR (1100MWe) のシュラウドサポート H11 溶接部を対象に, 亀裂が検出された場合の残存断面積の評価手法と評価例を示した。シュラウドサポートの他の溶接部についても, 同様に扱うことができる。
- (2) 検出された亀裂が UT によりサイジングされた場合は, 亀裂形状を板厚の 1/2 の矩形亀裂と置かず, サイジングした亀裂として評価してよい。また, サイジングした亀裂の残留応力分布を用い, Paris 則による SCC 亀裂進展評価を行う詳細評価を実施してもよい。

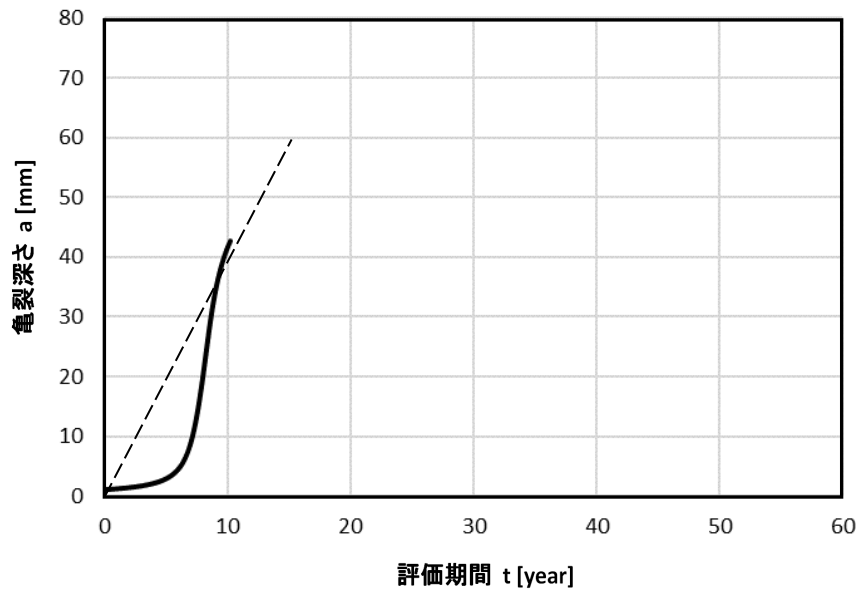


図 E-1 SCC による亀裂進展挙動

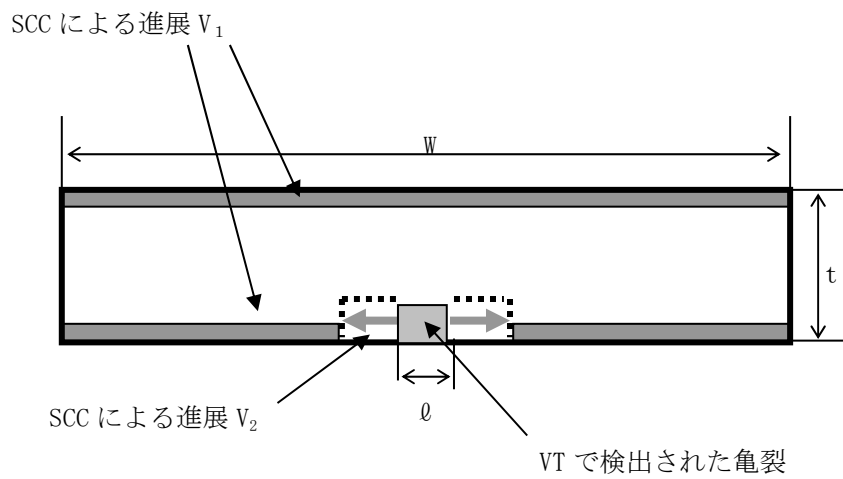


図 E-2 レグの中央に長さ l の 1 個の亀裂があった場合の残存断面積

付録F 未点検範囲の欠陥想定法

1. 概要

点検を実施しない範囲（未点検範囲）を残存断面積に含めない、すなわち未点検範囲は欠陥と同等に扱って構造健全性評価を行うことは、最も保守的な取り扱いとなるが、工学的には未点検範囲には点検範囲での欠陥比率を想定するのが合理的であることから、適切な保守性を有した未点検範囲の欠陥想定法を検討した。

2. 未点検範囲の欠陥想定法の検討

2.1 未点検範囲の欠陥想定の方

構造健全性評価における未点検範囲の取り扱いの考え方としては、以下の案を検討した。

ケースA：点検未実施範囲は、全て欠陥とみなす。

ケースB：点検実施範囲での欠陥割合と同じ割合で、未点検範囲に欠陥を想定する。

ケースC：未点検範囲のうち健全な部位の割合は、点検実施範囲での健全な部位の全範囲に対する割合に等しい。

ケースD：点検実施範囲での欠陥割合から、全体の欠陥割合を確率計算による信頼上限と置いて設定する。

ケースA～Cの具体的計算方法を図F-1に示す。

ケースDの具体的計算方法を図F-2に示す。

図F-2において、

$$\begin{aligned} \text{シュラウドの点検割合} &= [\text{シュラウドの点検長さ}] / [\text{シュラウド全周}] \\ &= N/M \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{点検範囲の欠陥割合} &= [\text{点検範囲の欠陥長さの合計}] / [\text{シュラウド点検長さ}] \\ &= m/N \end{aligned}$$

と表されるが、 N/M 及び m/N が一定であっても、 M の値、即ち母数の大きさの取り方によって、シュラウド全周の欠陥割合の信頼上限 $m/N + \Delta p$ の値は異なる。 $M=100, 1000, 10000$ の場合の信頼上限の比較を図F-3に示す。図F-3から、 M の値が小さい程、信頼上限は高くなり、点検範囲が狭い程、その差が顕著となることが判る。

M の値は、シュラウド周溶接の点検最小単位をどのように考えるかによって決められる。炉心シュラウドの目視点検実績で、数mm～十数mmのひびが数多く確認されていることから、炉心シュラウドのガイドラインで、目視点検によって検知可能なSCCによるひび割れを、長さ10mm（深さ1mm）としていることは保守側の適切な設定と考えられる。このことから、ケースDにおいて、周溶接線の点検最小単位を10mmとし、シュラウド周溶接線の全周がおよそ10～15m（＝10000～15000mm）であることから、シュラウド全周の母数 M を、 $(10000 \sim 15000\text{mm}) / 10\text{mm} \approx 1000$ とすることとした。

M=1000 とし、点検範囲での欠陥割合と全周の欠陥割合の信頼上限の関係を、点検割合をパラメータにして、図 F-4 に示す。図 F-4 から、点検割合が 0.1 (=10%) 程度以上であれば、信頼上限は、点検範囲での欠陥割合に近い、即ちケース B に近いことが判る。

2.2 欠陥想定ケースの比較, 検討

点検実施範囲の欠陥割合毎にケース A~D の周溶接全体の想定欠陥割合の比較を図 F-5 に示す。図 F-5 から以下のことが判る。

- ① 周溶接全体の想定欠陥割合 (P) の大きさは、点検実施範囲の欠陥割合 (Y) によらず、

$$\text{ケースA} > \text{ケースC} > \text{ケースD} > \text{ケースB}$$

となっており、工学的に妥当と考えられるケース D に比べて、現状のガイドラインの欠陥想定法 (ケース A) は、非常に保守側である。

- ② ケース B は、点検欠陥比率 (Y) に依らず、点検割合 (X) が 0.1 (=10%) 以上の範囲では、ケース D を若干下回る程度でその差は大きくない。例えば、点検範囲 0.5 (=50%) において、ケース B とケース D の周溶接全体の想定欠陥割合 (P) の差は、最大でも 0.041 (=4.1%, Y=0.5 のとき) である。

但し、点検割合 (X) が 0.1 (=10%) 以下の範囲では、ケース B の周溶接全体の想定欠陥割合 (P) はケース D の値に比べ有意に小さくなっており、保守側の補正が望ましい。

3. 未点検範囲の欠陥想定方法

2.2 項の①, ②の状況から、未点検範囲の欠陥想定方法として周溶接全体の想定欠陥割合を以下のとおり設定した。本欠陥想定方法で算定される周溶接全体の想定欠陥割合の例を図 F-6 に示す。

- (1) 点検割合 (X) 50%以上 :

点検実施範囲での点検欠陥比率 Y を周溶接全体の想定欠陥割合 (P) とする。

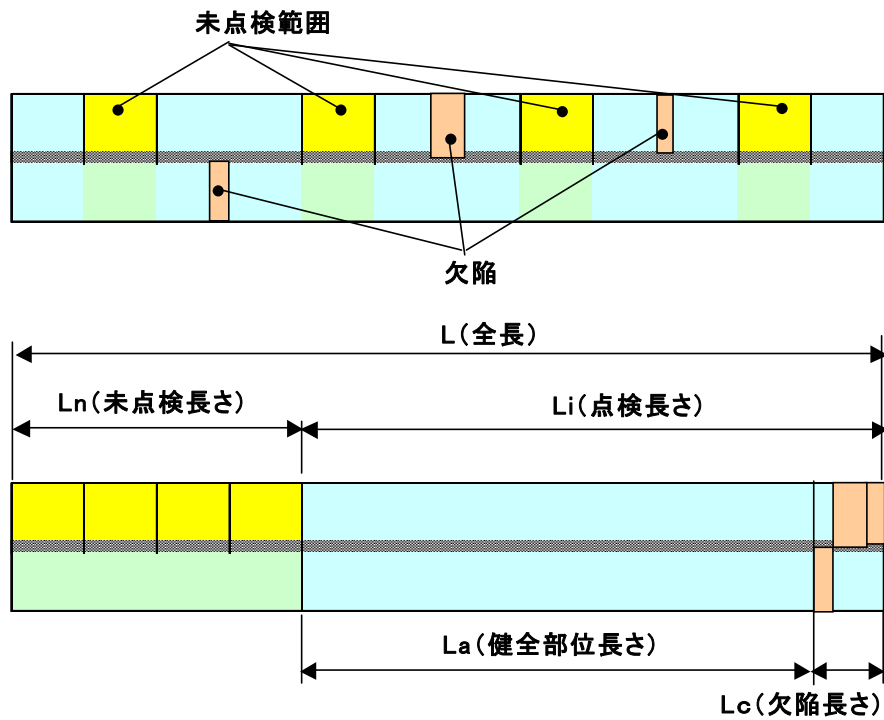
- (2) 点検割合 (X) が 0%から 50% :

点検割合が 0%のとき、周溶接全体の想定欠陥割合 (P) を 100%とする。点検割合が 50%のとき、周溶接全体の点検欠陥割合 (P) は 1) で定める通り Y とする。両者を直線で結び、点検割合 (X) での周溶接全体の想定欠陥割合 (P) とする。

4. 未点検範囲の欠陥想定方法の適用条件

3 項に示す未点検範囲の欠陥想定方法は、以下の (1)~(3) を同時に満たす場合に適用可能とする。

- (1) 対象溶接線は周溶接線
- (2) アクセス可能な全域の点検を実施
- (3) 点検実施範囲と未点検範囲とを比較して、SCC の発生又は進展に影響する要因について工学的な有意差が認められない



L_c (欠陥長さ)

想定欠陥割合 : P

ケースA $P = (L_c + L_n) / L$

ケースB $P = (L_c + L_n \times (L_n / L_c)) / L$

ケースC $P = (L - (L_a + L_n \times (L_a / L))) / L$

点検割合 = $X = L_i / L$

点検範囲での欠陥割合 = $Y = L_c / L_i$

ケースA $P = (L_c + L_n) / L$

$= (Y - 1) \cdot X + 1$

ケースB $P = (L_c + L_c \times (L_n / L_i)) / L$

$= Y$

ケースC $P = (L - (L_a + L_n \times (L_a / L))) / L$

$= (1 - Y) \cdot X^2 - 2 \cdot (1 - Y) \cdot X + 1$

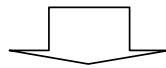
図F-1 欠陥想定方法(ケースA~C)の具体的計算方法

- M : 母集団の大きさ
- p : 母集団のうち欠陥のある比率
- 1-p : 母集団のうち健全な比率
- N : 標本の大きさ
- m : 標本Nのうち欠陥のあるものの個数

母比率pの 100(1-α)%信頼区間は、

$$\begin{aligned} & \left(\frac{m}{N} \right) - Z(\alpha/2) \times \text{SQRT} \left(\frac{(M-N)}{(M-1)} \times \frac{(m/N)}{N} \times \frac{(1-m/N)}{N} \right) \\ & \leq p \leq \\ & \left(\frac{m}{N} \right) + Z(\alpha/2) \times \text{SQRT} \left(\frac{(M-N)}{(M-1)} \times \frac{(m/N)}{N} \times \frac{(1-m/N)}{N} \right) \end{aligned}$$

99%信頼性区間 : 100(1-α)=99 α = 0.01 Z(α/2)=Z(0.005)= 2.58



シュラウド全周の欠陥割合の99%信頼上限推定

シュラウド点検	
N/M	シュラウド点検割合=X
m/N	点検範囲における欠陥割合=Y
m/N + Δp	シュラウド全周の欠陥割合の上限
m/N - Δp	シュラウド全周の欠陥割合の下限
Δp	Z(α/2) × SQRT((M-N)/(M-1) × (m/N) × (1-m/N)/N)

99%信頼性区間 : 100(1-α)=99
 Z(α/2)=Z(0.005)= 2.58

図 F-2 ケースDの計算方法

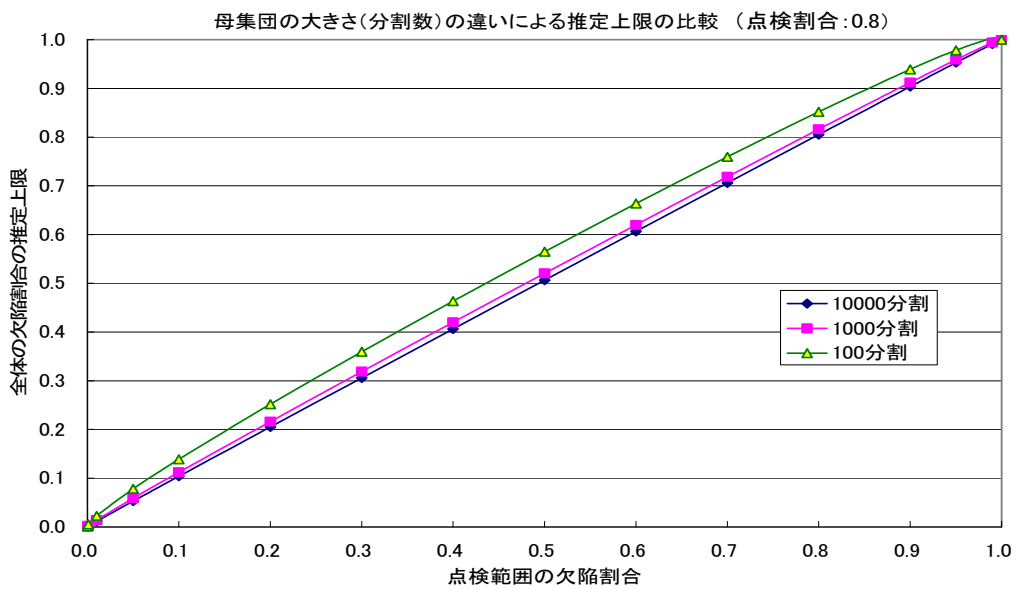
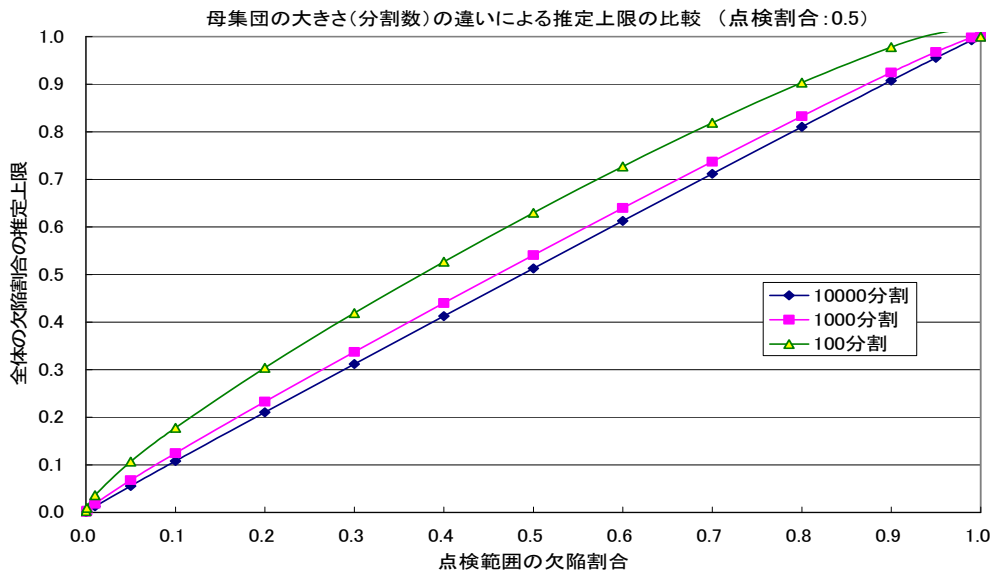
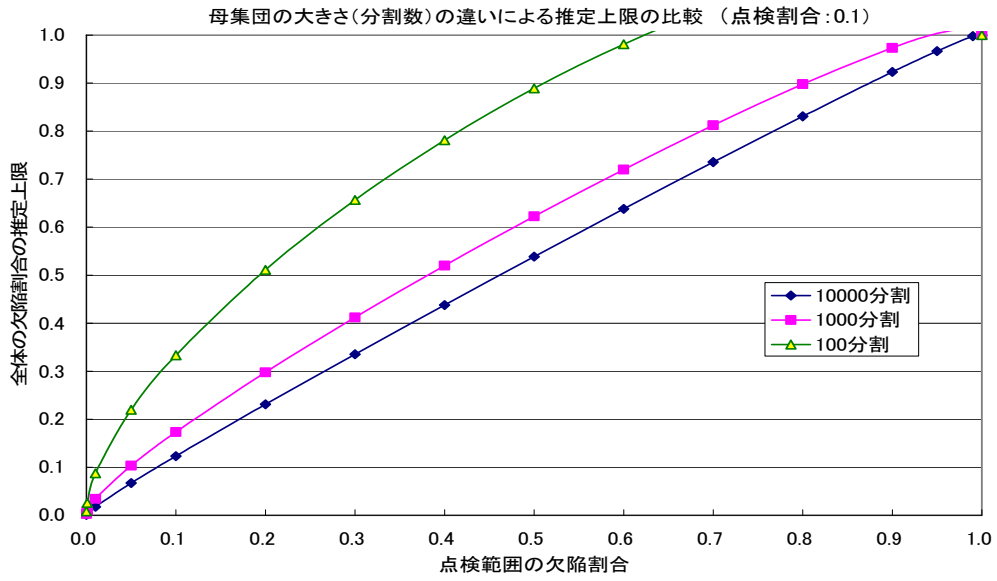


図 F-3 母数の大きさと信頼上限の比較

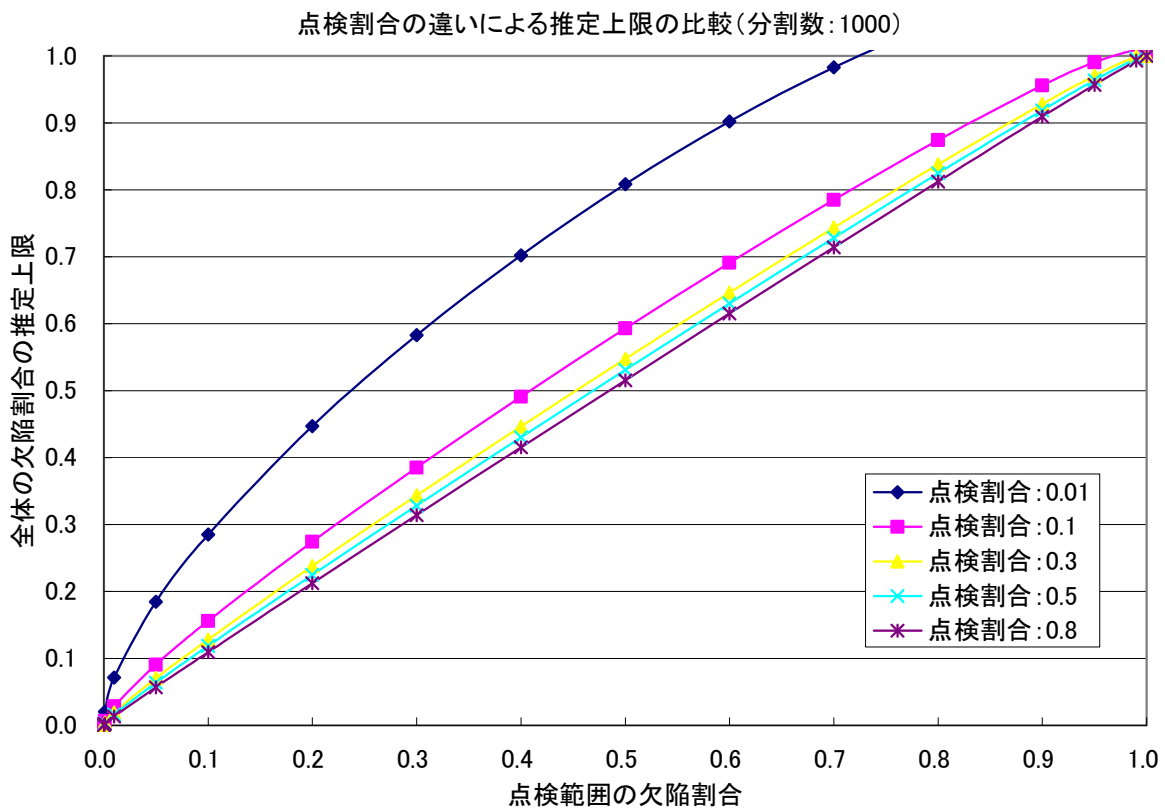


図 F-4 シュラウド全周を 1000 分割した場合の推定上限

想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $\gamma=0.1$)

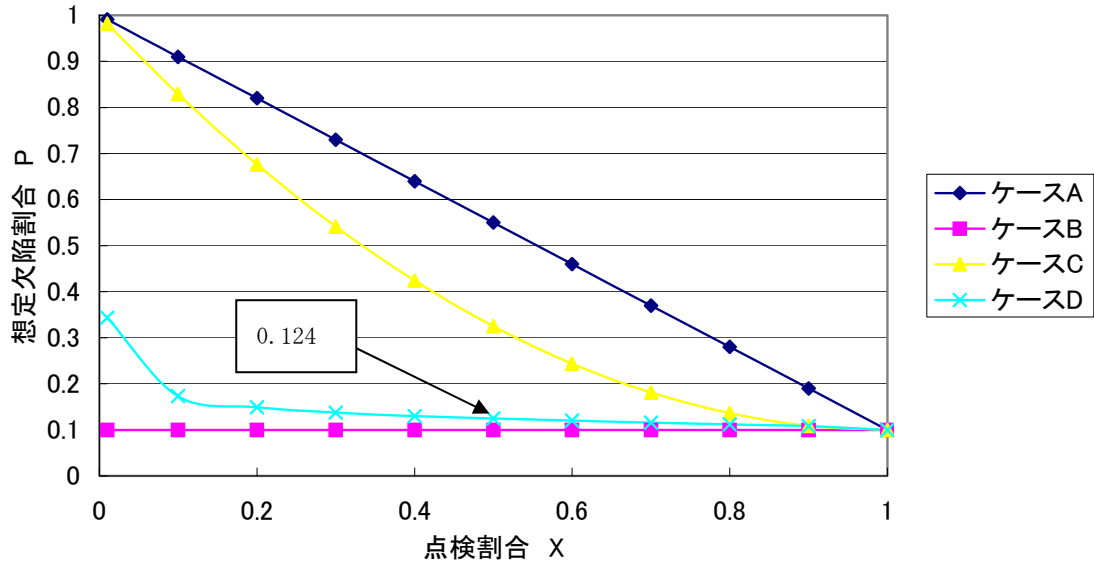


図 F-5 (1) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.1)

想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $\gamma=0.2$)

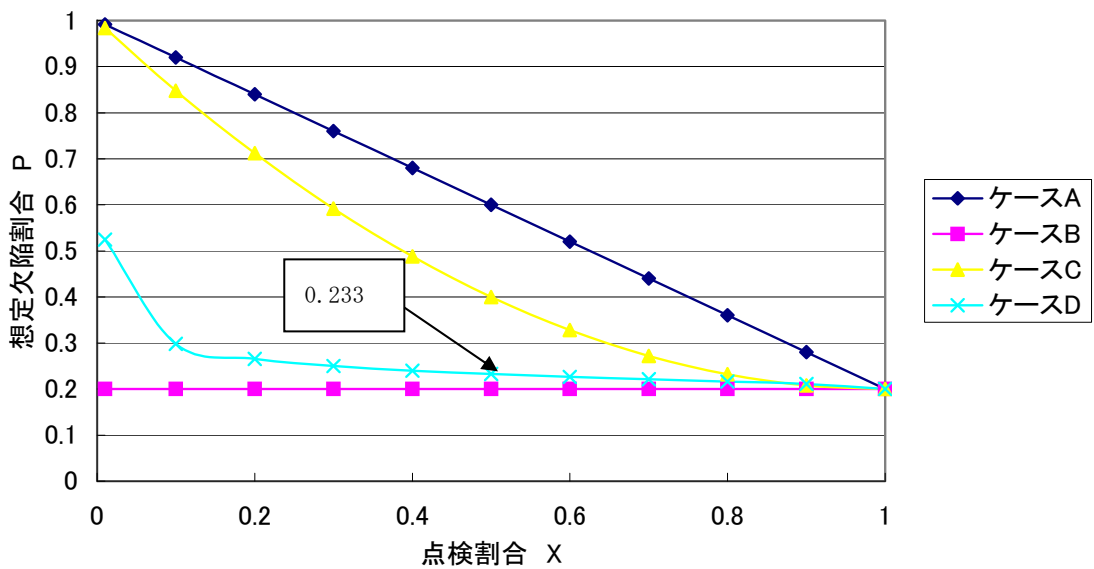


図 F-5 (2) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.2)

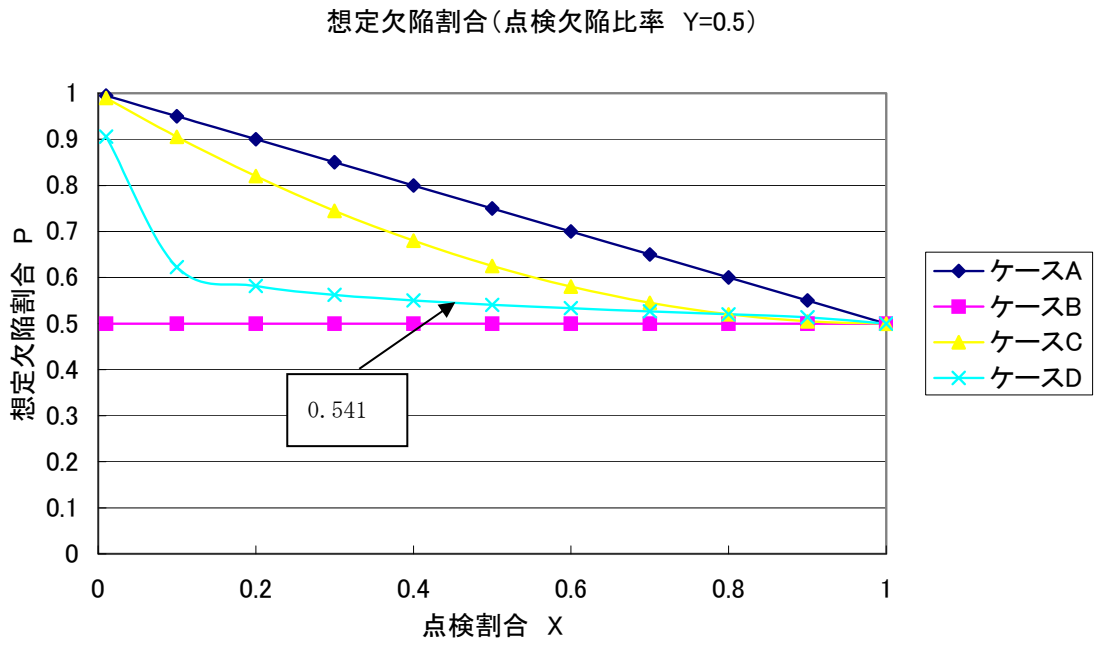


図 F-5 (3) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.5)

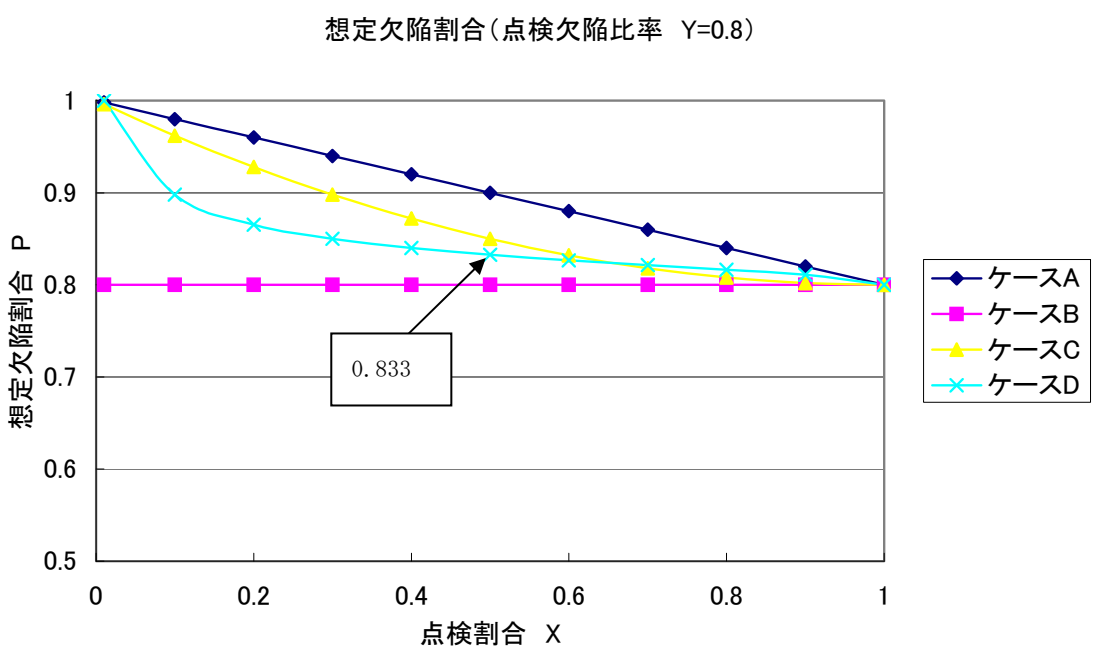


図 F-5 (4) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.8)

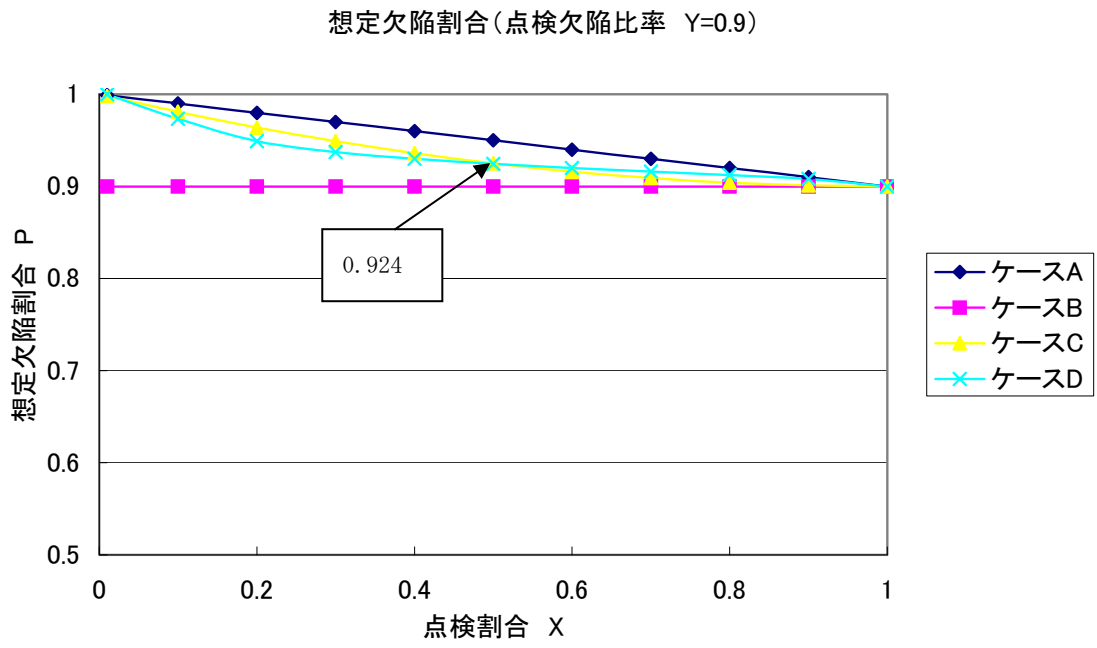
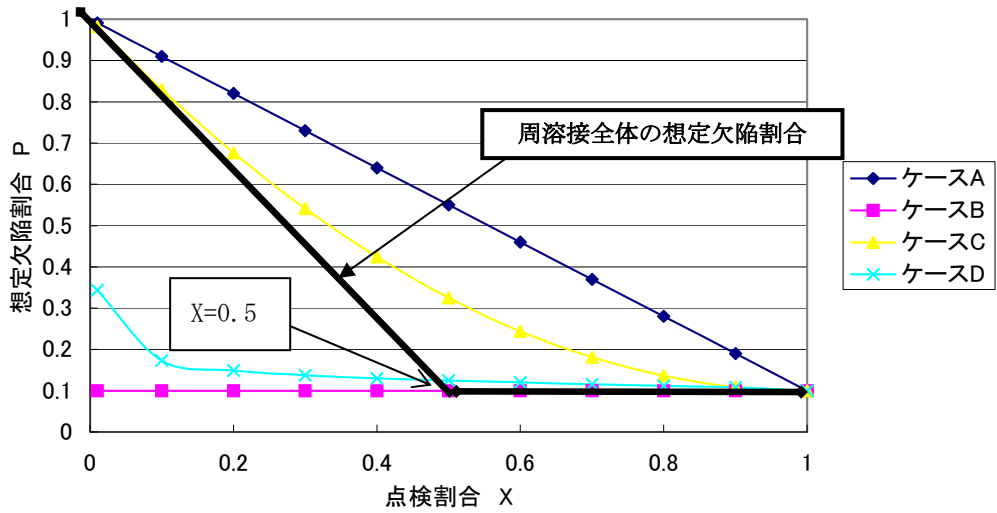
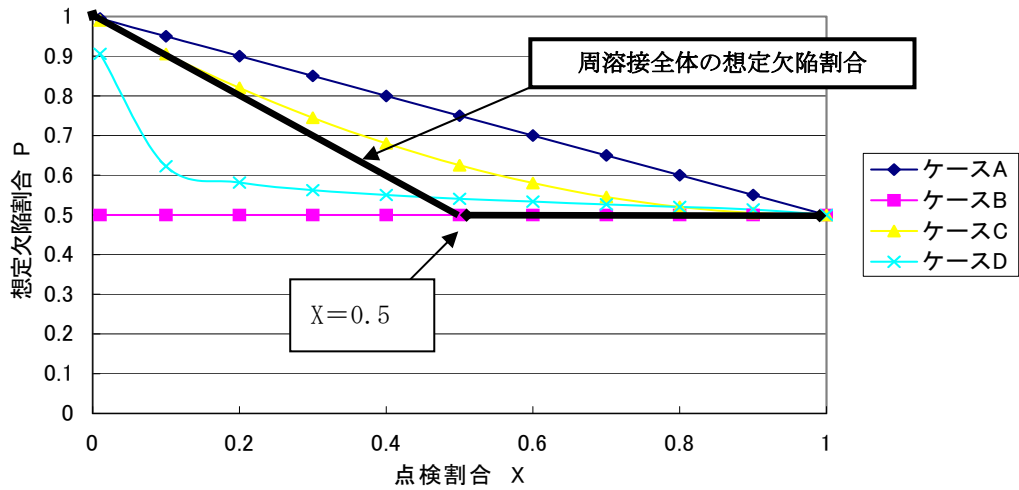


図 F-5 (5) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.9)

想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.1$)



想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.5$)



想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.8$)

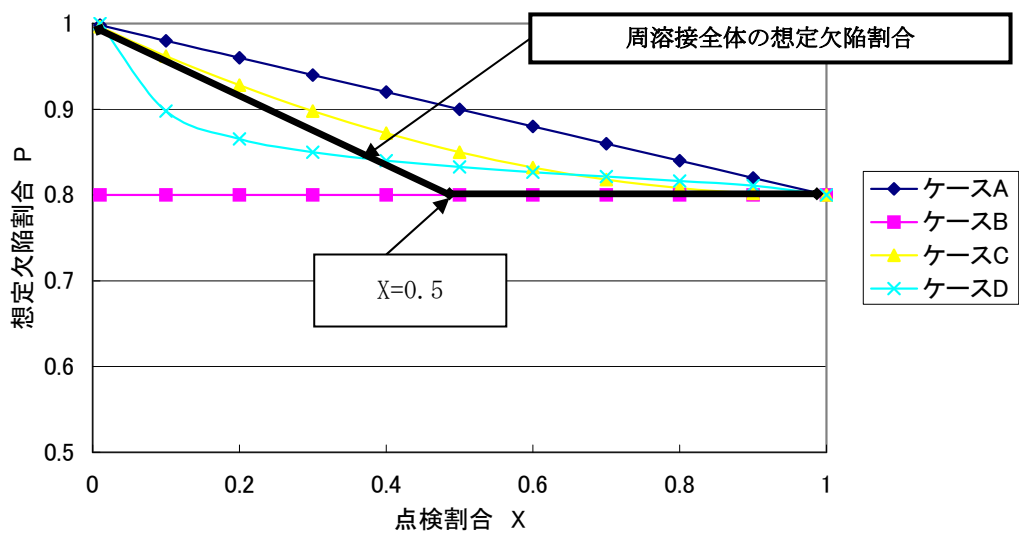


図 F-6 点検割合に応じた周溶接全体の想定欠陥割合

付録G シュラウドサポートの変形による制御棒挿入性について

1. 目的

シュラウドサポートの溶接部に亀裂を想定した場合の地震時におけるシュラウドサポートの変形による制御棒の挿入性について評価を行う。

2. 検討条件

検討条件は以下に示すとおりである。

(1) 対象プラント

BWR (1100MWe) 及び ABWR とする。

(2) 想定亀裂

シュラウドサポートに想定した亀裂は下記のとおりである。

(a) BWR (1100MWe)

- ・全レグの板厚 50%深さの亀裂
- ・H8 及び H9 溶接部 90%の貫通亀裂
- ・H10 溶接部の軸方向亀裂

(b) ABWR

- ・全レグの板厚 90%深さの亀裂
- ・H8 及び H9 溶接部 90%の貫通亀裂
- ・H10 溶接部の軸方向亀裂

(3) S_s 地震時における炉心支持板での水平方向変位

上記(2)の想定亀裂状態での S_s 地震時において、シュラウドサポートの傾きにより、炉心支持板位置で BWR で 3.9mm, ABWR で 1.3mm の水平方向変位が生じることから、これらの変位量を炉心支持板位置でのミスアライメントとして考慮する。

3. 検討

(1) 地震時における制御棒挿入性

制御棒の地震時挿入性を確認するために、下記のようなミスアライメントを付与し、燃料振幅40mmまで加振させた制御棒の挿入性解析及び試験評価を行っている^[1]。

その結果、燃料振幅40mmまで通常運転時のスクラム仕様値である3.5秒を十分満足することを確認している。(図G-1, 2 参照)

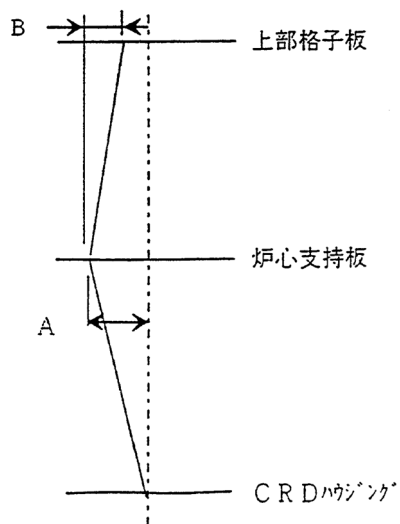


表 G-1 解析のケース (単位: mm)

	ケース 1	ケース 2	ケース 3
A	3.6	7.1	10.9
B	2.4	5.8	9.6

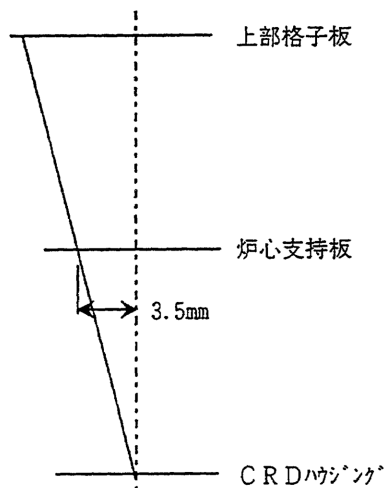
表 G-2 試験のケース (単位: mm)

	ケース 1	ケース 2	ケース 3	ケース 4
A	3.64	5.16	7.06	8.0
B	2.38	3.00	5.80	5.80

(2) シュラウドサポートの変形による地震時挿入性

シュラウドサポートの想定亀裂による炉心支持板位置でのミスアライメント量は、BWR で 3.9mm、ABWR で 1.3mm であり、(1)で確認しているミスアライメント量 10.9mm に比べて小さく、かつ下記に示すように CRD ハウジング～炉心支持板～上部格子板において直線的なミスアライメント (くの字形状のミスアライメントがより厳しい) となることから、Ss 地震時における制御棒挿入性は十分確保できるといえる。

なお、制御棒の挿入性評価として、燃料集合体の変位を約 83mm まで加振させた試験でも制御棒の挿入規定時間を満たすことが確認されている^[2]。



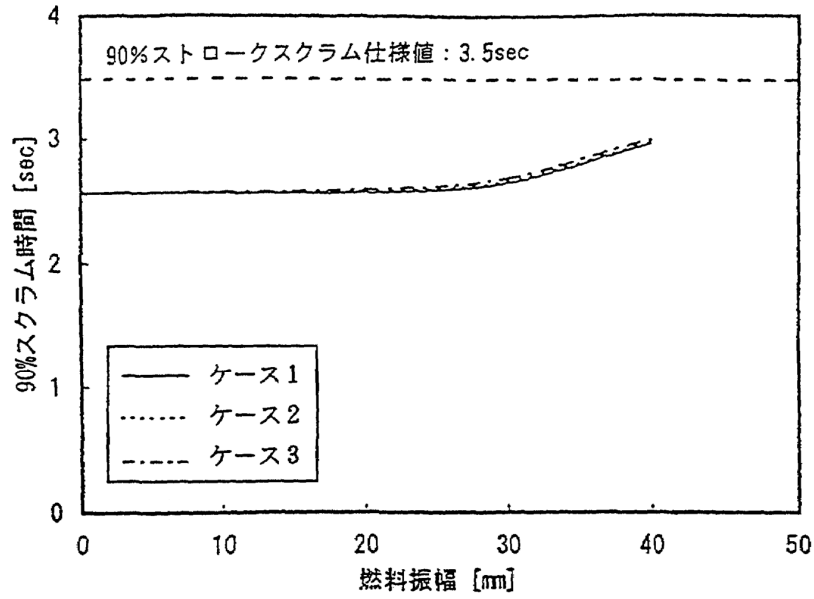


図 G-1 地震時挿入性解析結果

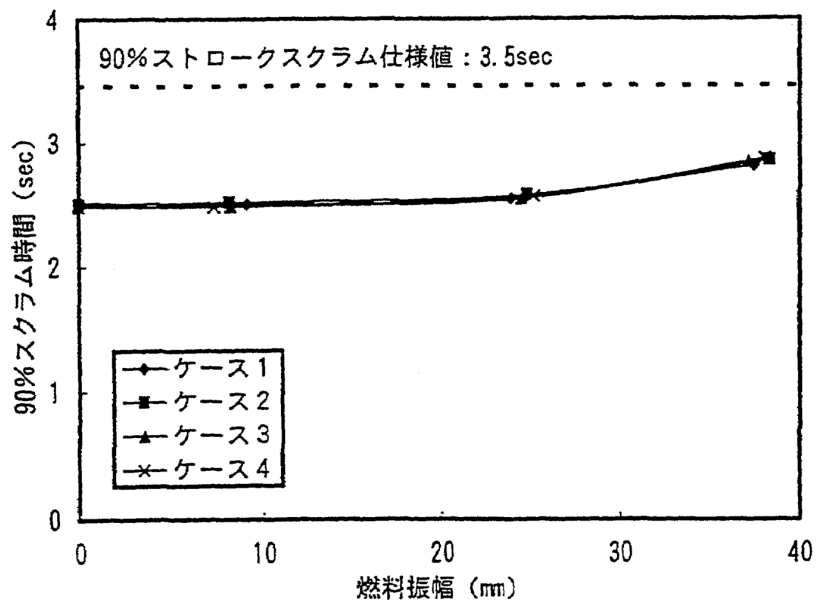


図 G-2 地震時挿入性試験結果

[参考文献]

- [1] 平成 8 年度 溶接部等熱影響部信頼性実証試験等（原子力プラント保全技術信頼性実証試験（機器保全実証試験））成果報告書，財団法人 原子力発電技術機構，平成 9 年 3 月
- [2] 平成 17 年度 原子炉施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 2（BWR 制御棒挿入性）に係る報告書，06 基構報-0014，独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成 18 年 9 月

付録H 点検必要範囲と点検周期の設定例

1. はじめに

本付録は、点検必要範囲と点検周期について、BWR（1100MWe）の設定例を示すものである。ここでは、SCC 亀裂の進展挙動（付録C参照）に基づいて、簡易的な亀裂の進展則を定め、点検周期及び点検必要範囲を設定する。

なお、本付録では、点検しない部位については、保守側の設定として、解説6-2「注1：未点検範囲の取扱いについて」のB項を適用して点検しない部位全域に亀裂を想定し、この亀裂範囲の引張の荷重伝達機能を見做し、圧縮荷重が作用したときには荷重が伝達されるものとした。また、荷重伝達機能を見做した部位は、実際に貫通亀裂が存在するのではないため、溶接線方向への亀裂進展までは考慮しないことにした。

2. SCC の亀裂成長

H11 溶接部の SCC 亀裂深さと年数との関係を図 H-1 に示す（付録C参照）。内表面から板厚方向へ進展する亀裂は、約 10 年を経て急速に成長する傾向を示している。

この平均的な亀裂進展速度は破線の直線で示され、その速度は、約 4mm/年である。亀裂の進展速度 V_1 は次のように設定する。

$$V_1 = 4\text{mm/年} \quad (\text{H-1})$$

3. 点検時の H8, H9 溶接部

H8, H9 溶接部の直径を、簡単のため 5000mm とすると、全周は約 15000mm となる。再点検時に引張荷重伝達機能を見做さない部位を 90% とすると 13500mm になり、1500mm が残存部である。これを図 H-2(1) に示す。

ここで、点検時の引張荷重伝達機能見做の長さを ℓ とし、再点検までの N 年間に残存部の板両面から亀裂が進展する仮定すると図 H-2(2) に示す形状となる。

N 年間の亀裂進展により減少する断面積と引張荷重伝達機能を見做する断面積を除いた残存断面積（図 H-2(2) の残存断面積）は、許容残存断面積以上でなければならない。すなわち、H8, H9 溶接部の許容残存断面積を 10% とした場合、

$$15000 \times t - [2(15000 - \ell) V_1 \times N + t \times \ell] \geq 0.1 \times 15000 \times t \quad (\text{H-2})$$

となる。ここで、 t は板厚であり、 $t=60\text{mm}$ とし、 $N=5$ 年として、(H-2) 式を用いて ℓ を求めると、 $\ell = 10500\text{mm}$ となる。したがって、残存部は 4500mm である必要があり、溶接部全長の 30% に相当する。すなわち、H8, H9 溶接部の点検必要範囲は、30% である。

4. 点検時のレグとブラケット溶接部

H8, H9 溶接線と同様に、レグとブラケット溶接部の点検必要範囲について述べる。

レグとブラケットは全数点検することになるが、1本のレグあるいはブラケットの溶接部の両面を点検した場合、片面を点検した場合、あるいは一部の溶接部を点検できない場合を想定し、このときの点検周期及び点検必要範囲について、レグとブラケット溶接部の許容残存断面積を25%とした例で記述する。

(1) 溶接部の両面を点検した場合

図 H-3 に示すように、1本のレグで両面の点検が実施され、亀裂が検出されなかった場合、亀裂は板の両面から速度 V_1 で進展すると仮定し、 N 年後の残存断面積が25%以上であるためには、

$$W \times t - [2 \times V_1 \times N \times W] \geq 0.25 \times W \times t \quad (\text{H-3})$$

となる。 $V_1=4\text{mm}/\text{年}$, $W=370\text{mm}$, $t=80\text{mm}$ とし、25%に達する年数を(H-3)式から求めると

$$N = 7.5 \text{ 年}$$

となる。この値を参考に点検周期を定められる。

(2) 溶接部の片側を点検した場合

図 H-4 に示すように、1本のレグで片面の点検が実施され、亀裂が検出されなかった場合、点検していない面は板厚50%の引張荷重伝達機能を考慮しないとした。亀裂は板の片面から速度 V_1 で進展すると仮定すると、 N 年後の残存断面積が25%以上であるためには、

$$W \times t - [V_1 \times N \times W + 0.5 \times W \times t] \geq 0.25 \times W \times t \quad (\text{H-4})$$

となる。ここで、 $V_1=4\text{mm}/\text{年}$, $W=370\text{mm}$, $t=80\text{mm}$ とし、25%に達する年数を(H-4)式から求めると

$$N = 5 \text{ 年}$$

となる。この値を参考に点検周期を定められる。

(3) 溶接部の一部を点検しない場合

図 H-5 に示すように、1本のレグを部分的に点検する場合、点検しない領域の荷重伝達機能を考慮しないこととする。レグの断面積25%が残存断面積であるためには、

$$W \times t - [2(W-l) V_1 \times N + t \times l] \geq 0.25 \times W \times t \quad (\text{H-5})$$

となる。ここで、レグ幅 $W=370\text{mm}$, 板厚 $t=80\text{mm}$, 引張荷重伝達機能を考慮しない長さを l と仮定すると、 N 年後の残存断面積が25%であるためには、

$$370 \times 80 - [2(370-l) 4 \times N + 80 \times l] = 0.25 \times 370 \times 80$$

となり、点検周期 $N=5$ 年とすると

$$l = 185\text{mm}$$

となる。すなわち、引張荷重伝達機能を考慮しない長さ l は185mm未満でなければならない。したがって、1本のレグでは健全な部分が185mm以上残存する必要がある、50%以上に相当する。すなわち、レグ溶接部の点検必要範囲は50%である。

5. まとめ

点検必要範囲と点検周期について、BWR (1100MWe) を例に簡易的に評価する方法について述べた。点検周期5年の場合、H8, H9 溶接部の点検必要範囲は30%、レグ溶接部の点検必要範囲は50%である。

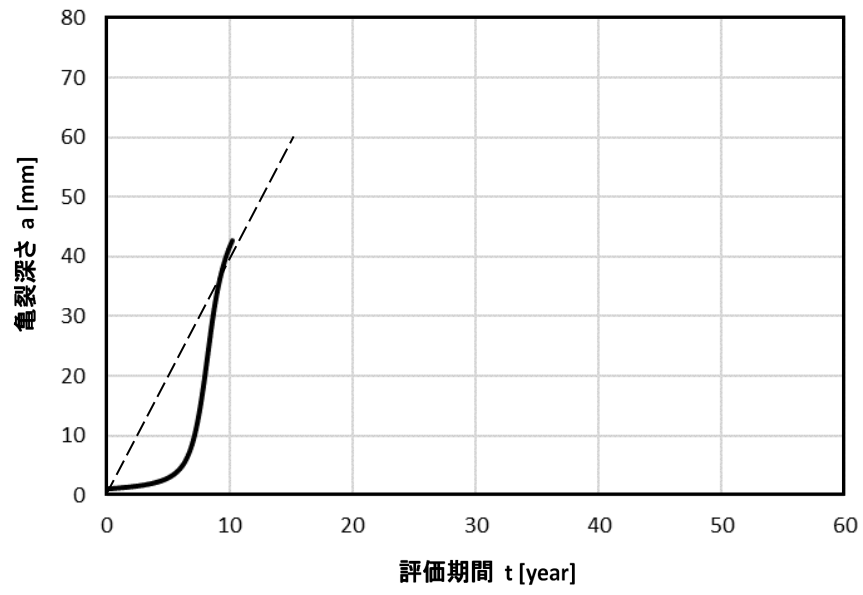


図 H-1 亀裂の成長速度の仮定

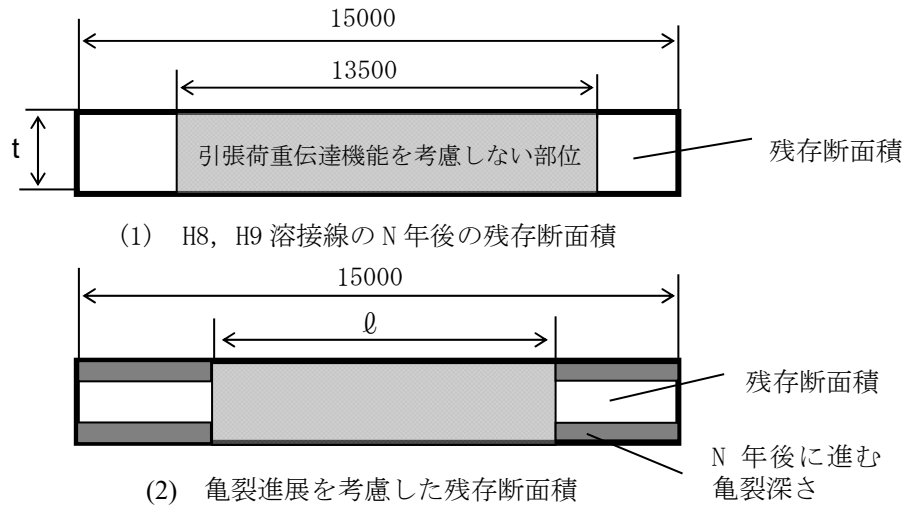


図 H-2 H8, H9 溶接部の点検時の残存断面積

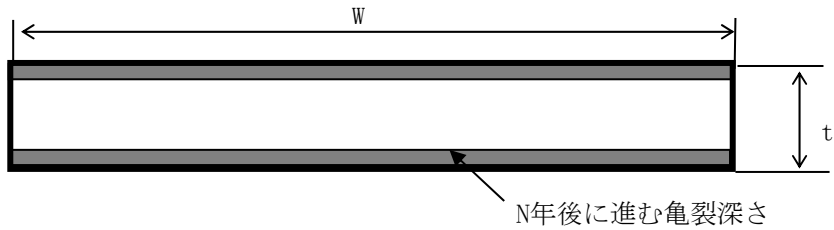


図 H-3 両面点検したときの H11 レグ溶接部の残存断面積

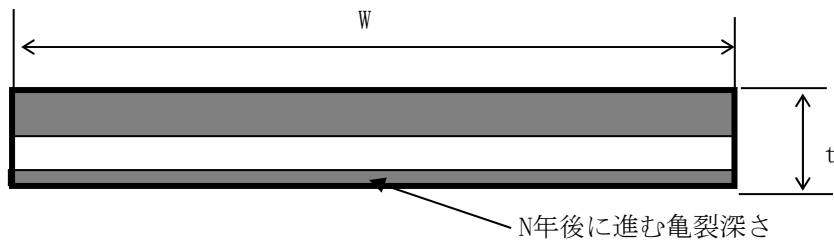


図 H-4 片面点検したときの H11 レグ溶接部の残存断面積

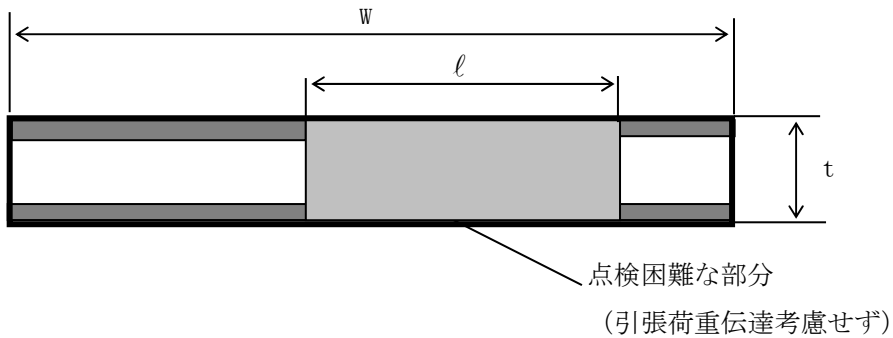


図 H-5 点検困難な部分があるときのレグ溶接部の残存断面積

付録 I 安全率に対する検討

1. 崩壊解析に含まれる裕度

地震荷重に対する崩壊荷重を求めるに当たり、表 I-1 に示す保守性が解析に含まれている。個々の保守性について定量的に表わすことは困難であるが、解析結果は保守的であると判断する。

表 I-1 解析に含まれる保守性

項 目	安 全 裕 度
亀裂形状	H8, H9 溶接部には 90%の大きな貫通欠陥を想定した。 H11 溶接部には BWR ではレグ板厚の 50%, ABWR ではレグ板厚の 90%の深い欠陥を想定した。
応力一ひずみ	加工硬化による応力増分を考慮せず、弾完全塑性体とした。
作用荷重	引張荷重の作用する点は、貫通欠陥がある部位と仮定した。
崩壊荷重評価	崩壊荷重は最大荷重を用いず、2 倍勾配法を用いた。

2. 安全率

ASME Code Section XI の IWB-3640 及び 3650 においては一次膜応力、及び、膜+曲げ応力に対して、運転状態より表 I-2 のように安全率を設定している。

表 I-2 ASME Code Section XI における安全率

運転状態	安 全 率	
	膜応力	膜+曲げ応力
Normal Operation including Upset and Test Conditions	3.0	2.77
Emergency and Faulted Conditions	1.5	1.39

一方、H8 及び H9 溶接線の 90%が破損、H11 溶接部の残存断面積が BWR で 50%、ABWR で 10%のとき、Ss 地震に対する崩壊荷重は、それぞれ 1.58、6.66 であった。

Ss 地震は損傷状態であるため、この事象に対応する安全率は 1.5 もしくは 1.39 である。残存断面積が BWR で 50% (板厚 50%深さの亀裂)、ABWR で 10% (板厚 90%深さの亀裂) は、安全率 1.5 もしくは 1.39 以上であり、許容される残存断面積としてよいと考える。

炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] の概要

1. 点検の考え方

- 原子炉に対してシュラウドサポートが持つ安全機能に着目し、シュラウドサポートの経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持に影響を与えると考えられる個所を点検対象とする。
- シュラウドサポートの経年劣化事象として、応力腐食割れを想定する。
- 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、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。
- 個別プラントの具体的な対象選定にあつては、予防保全対策（ピーニング、貴金属コーティング等）についても考慮する。

2. 点検対象

- BWR 及び ABWR の H8, H9, H10, H11 溶接部 (図-1)
- アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) のカバー取付け溶接部 (図-2)
- アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) のカバー取付けボルト (図-3)

3. 点検手法

(1) H8, H9, H10, H11 溶接部, アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) のカバー取付け溶接部

- 目視試験又は適切な超音波探傷試験, 渦電流探傷試験にて実施する。
- 目視検査 (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。
- 超音波探傷試験は, JEAG4207 に準拠するか, 同等な手法で実施する。
- 渦電流探傷試験は, JEAG4217 に準拠するか, 同等な手法で実施する。

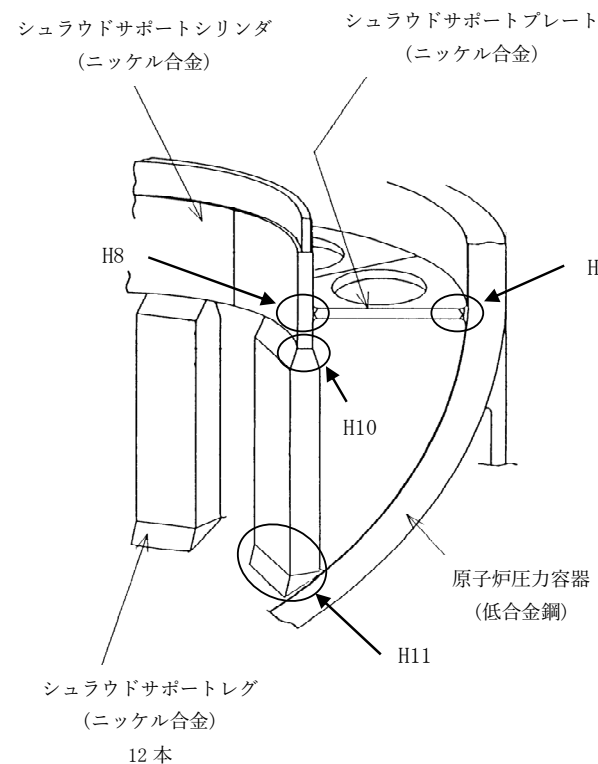


図-1 シュラウドサポートの構造 (BWR の例)

(2) アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) のカバー取付けボルト

- 取付けボルト全数の上部及び下部の目視検査 (VT-3) を実施する。
- 必要に応じて, ボルトの上部から UT を実施してもよい。

4. 点検範囲及び点検時期

(1) H8, H9, H10, H11 溶接部

- BWR の 182 合金溶接部は運開後, 実運転時間で 15 年から 20 年の間に初回点検を実施する。また, 改良 182 合金及び 82 合金溶接部は運開後, 暦年で 20 年から 30 年の間に初回点検を実施する。
- ABWR の 182 合金溶接部は運開後, 実運転時間で 20 年から 25 年の間に初回点検を実施する。また, 改良 182 合金及び 82 合金溶接部は運開後, 暦年で 20 年から 40 年の間に初回点検を実施する。
- 個別プラントの荷重条件等を考慮し, 点検不可範囲については, 点検実施範囲とその欠陥割合から所定の範囲の荷重伝達機能がないものと仮定し, 構造強度と安全機能を維持するために必要な溶接部の断面積 (許容残存断面積) を算出する。(図-4)
- 欠陥がある場合は, その欠陥の進展を, 欠陥がない場合についても初期欠陥とその進展を仮定して評価することにより, 次回点検時における健全な断面積が許容残存断面積より大きくなるように次回点検時期及び点検 (必要) 範囲を設定する。(図-5)
- 以上より, 次回点検までの亀裂進展を想定しても, 必ず許容残存断面積以上の健全部が確保されるように点検を行い, 確保できない場合には補修等の対策を実施する (点検フローを図-6 に示す)。

(2) アクセスホールカバー (点検フローを図-7 に示す)

- 溶接取付けタイプは運開後, 暦年で 30 年以内に初回点検を実施する。
- ボルト締結タイプは運開後, 実運転時間で 10 年以内に初回点検を実施する。

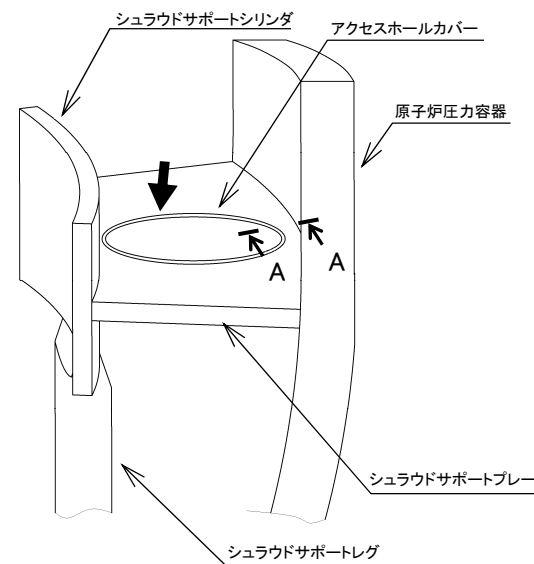


図-2 アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) の構造

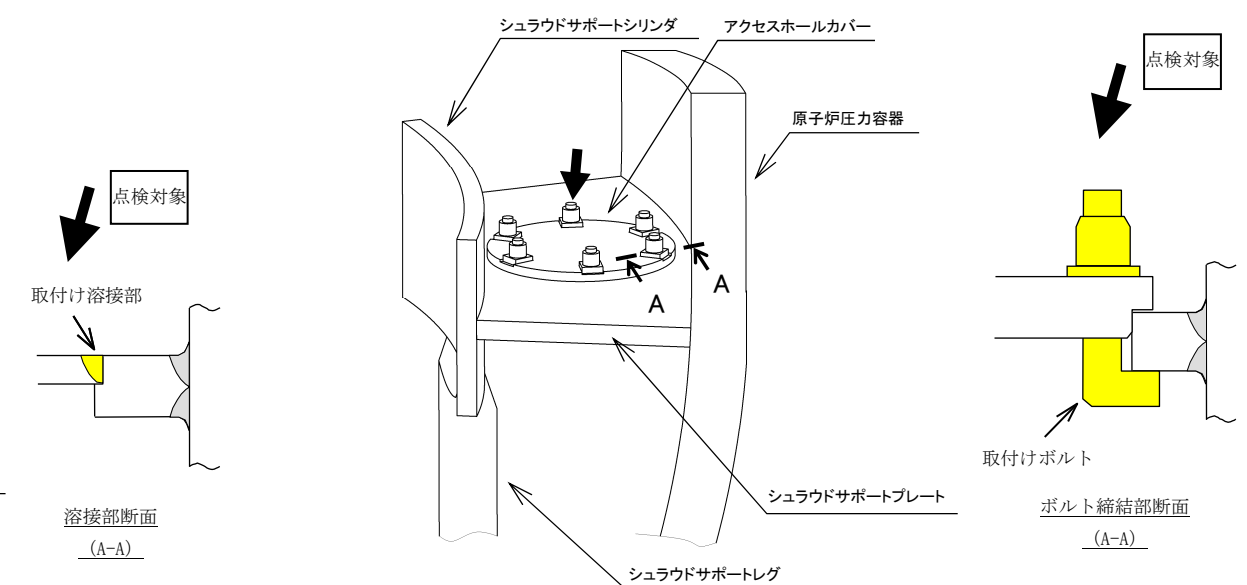


図-3 アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) の構造

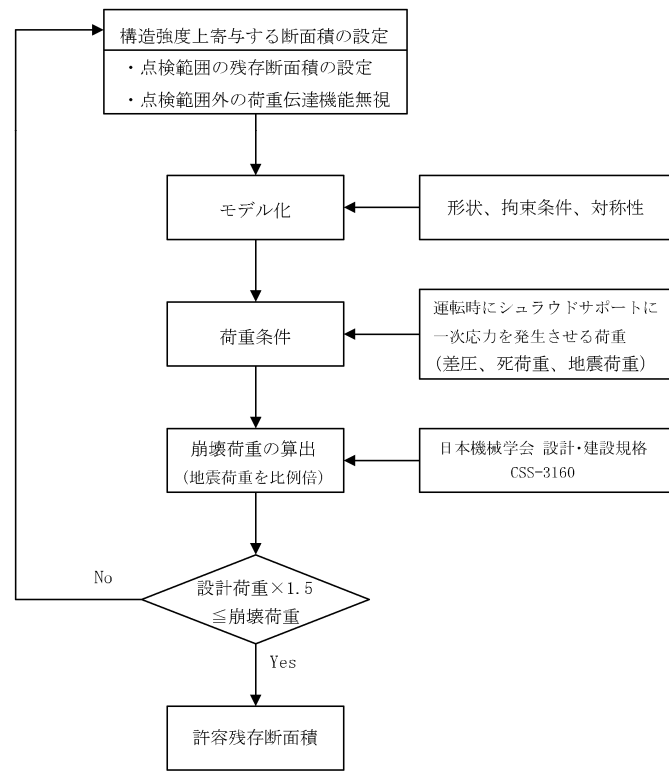
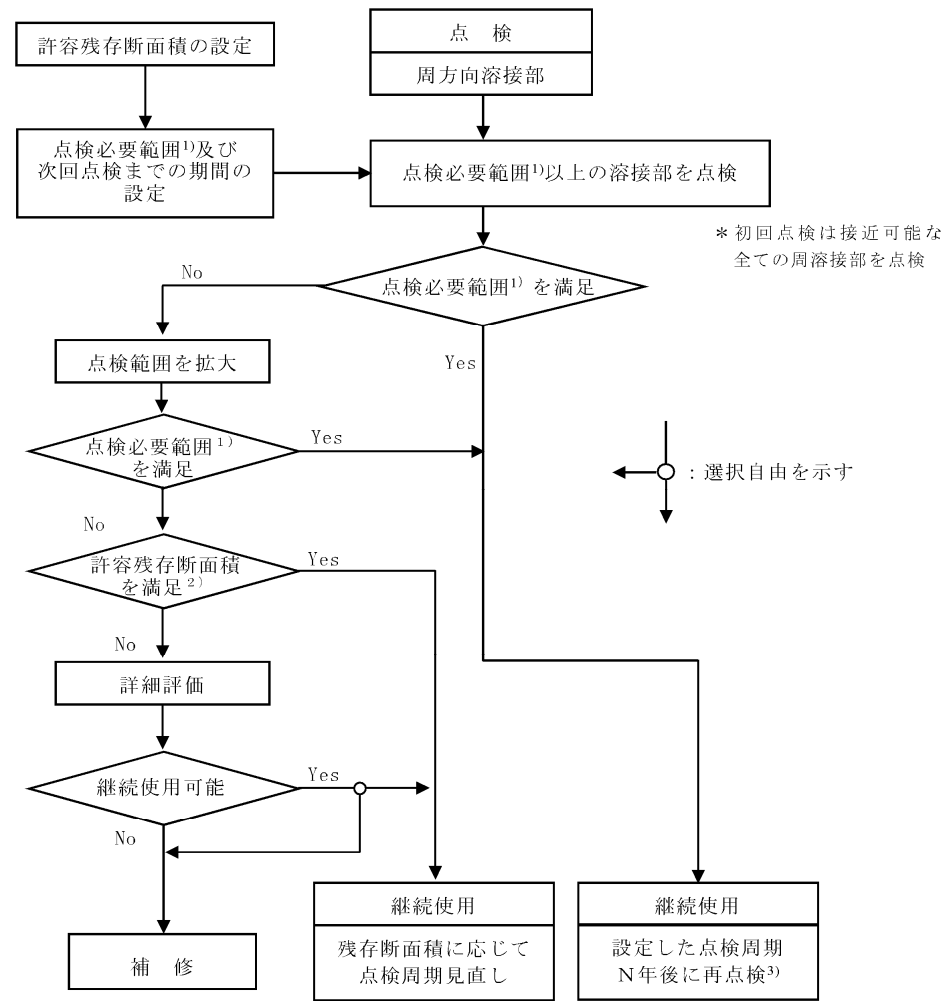


図-4 許容残存断面積の設定手順
(点検範囲外の荷重伝達機能を無視した場合)



- 1) 点検必要範囲=許容残存断面積
+ 次回点検までの健全部残存面積減少量
+ 次回点検までの検出亀裂の進展量
- 2) 許容残存断面積を満足：
健全範囲-検出亀裂の進展量-健全部残存面積減少量
≥ 許容残存断面積
- 3) 初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、実運転時間が初回点検から以下の期間を超えない時期に再点検してもよい。
182合金の溶接部：10年以内
改良182合金及び82合金の溶接部：20年以内

図-6 H8~H11 溶接部の点検フロー

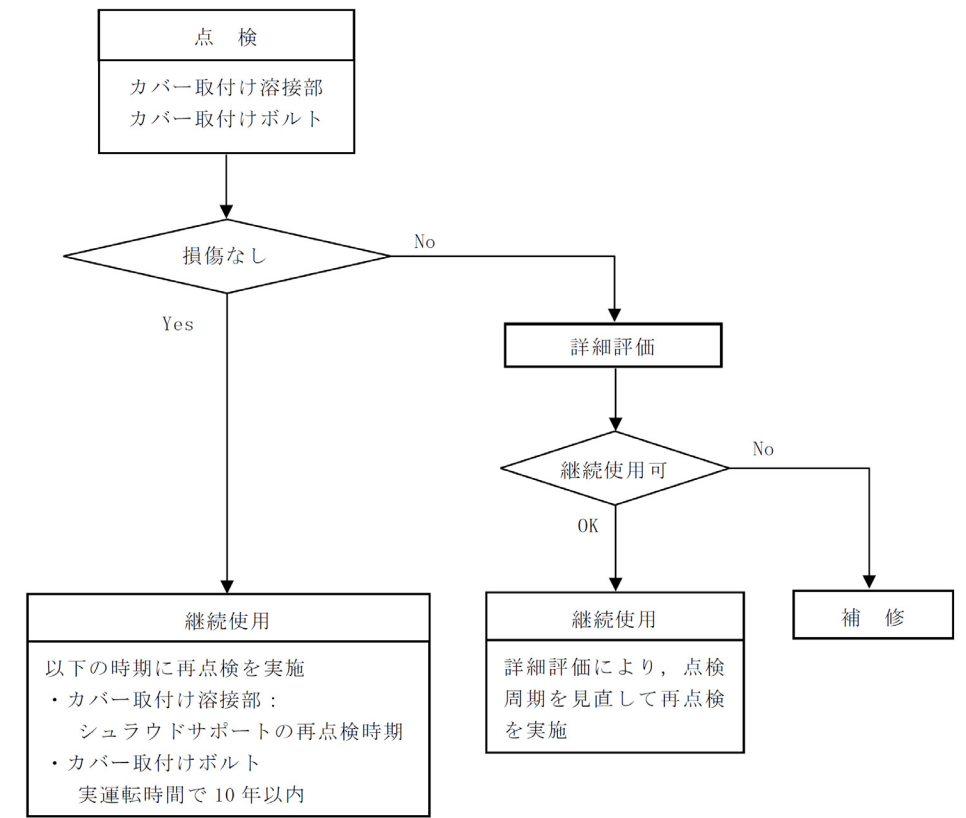


図-7 アクセスホールカバーの点検フロー

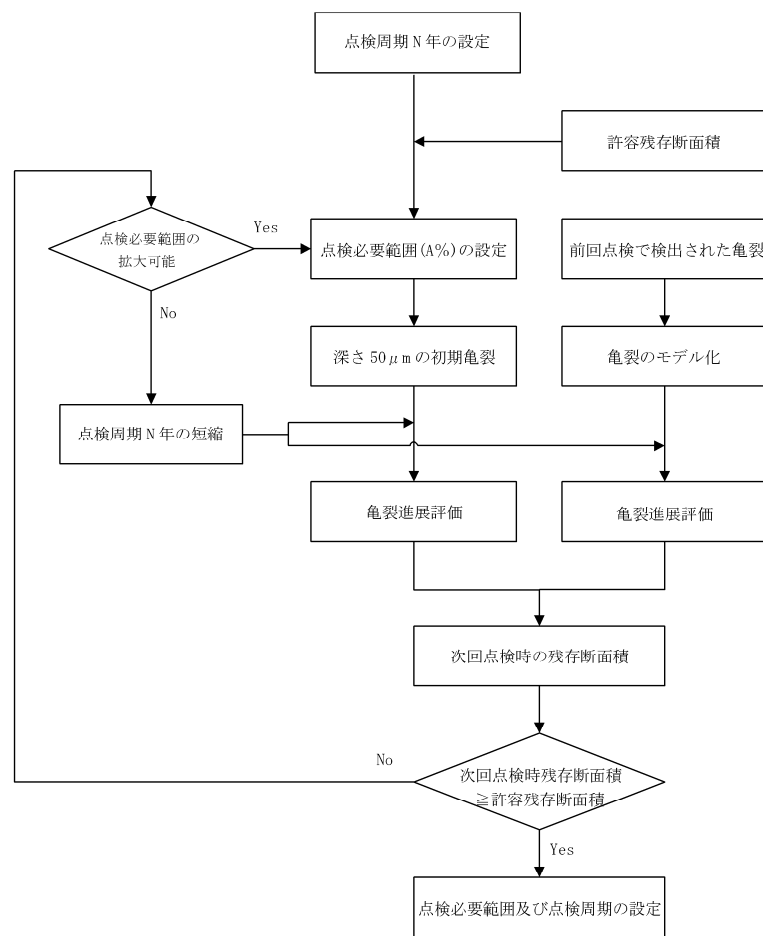


図-5 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

改訂経緯

- 2000年3月 初版発行
- 2005年10月 第2版改訂発行
点検対象の部位としてアクセスホールカバーを、材料としてインコネル 82、改良インコネル 182 及びインコネル X-750 を追加した。付録A及びCに、点検対象の追加に関連した記述と最新知見を加えた。
- 2008年6月 第3版改訂発行
これまでの炉心シュラウド点検状況を踏まえて、未点検範囲の欠陥想定法の検討を加えた結果を付録Kとして追加し、解説 3-3 の未点検範囲の取扱いに関する記述を見直した。
- 2009年5月 付録D 追補発行
第3版付録Dに追補版「レグ型の欠陥裕度評価」を追加。
- 2015年12月 第4版改訂発行
・ 廃炉に伴い無くなるブラケット型、コーン型の記載を削除した。
・ 解説1-2にガイドライン適用にあたっての留意事項を記載した。
・ 旧版付録のうち、旧知のSCC関連データ等について削除するとともに、参照すべき規格等の新たな知見を加味して全体構成を見直すとともに、文章表現適正化の見直しを実施した。また、第3版付録D追補を取り込み統合した。
なお第3版は原技協HPよりアーカイブ参照できる。
- 2020年12月 第5版改訂発行
・ 廃炉となる比較的初期のプラントの情報削除を反映し、全体を見直した。
・ 改良型BWR (ABWR) のシュラウドサポートの情報を追加した。
・ 付録Aにシュラウドサポートを構成する各構造体について、形状・材質、経年劣化事象、運転経験、安全機能への影響に基づいた点検の考え方を記載した。
・ 基準地震動 S_s による欠陥評価及び82合金の亀裂進展評価結果を記載した。
・ その他全体を通して文章・図の適正化を図った。

2023年12月

第6版改訂発行

- 付録Aの各構造体の運転経験を更新し、個別点検と一般点検の整理結果を定性的に可視化した点検対象マトリクスを見直した。
- 82合金の亀裂進展速度式の変更に伴い、評価結果を見直した。
- その他全体を通して文章の適正化を図った。

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[シュラウドサポート]
(第6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，2023

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。