

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[炉心スプレイ配管・スパージャ]

(第3版)

平成30年7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。

平成 12 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、平成 19 年より日本原子力技術協会に継承され、さらに平成 24 年 11 月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることと致します。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。

平成 30 年 7 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：炉心スプレイ配管・スパージャ

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 14 年 3 月	初版発行		
平成 24 年 3 月	第 2 版	未点検部位の取り扱い見直し	
平成 30 年 7 月	第 3 版	点検の考え方、点検箇所明確化	

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

(平成 30 年 7 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	橋爪 秀利	東北大学
委員	水谷 義弘	東京工業大学
委員	森下 和功	京都大学
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	谷口 敦	東京電力ホールディングス (株)
幹事	日下 浩作	関西電力 (株)
幹事	小林 広幸	日本原子力発電 (株)
委員	沼田 和也	北海道電力 (株)
委員	蓑 秀寿	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	森山 泰之	中部電力 (株)
委員	新屋 和彦	北陸電力 (株)
委員	越智 文洋	関西電力 (株)
委員	新芝 智幸	中国電力 (株)
委員	伊達 智博	四国電力 (株)
委員	田中 正和	九州電力 (株)
委員	浦辺 守	日本原子力発電 (株)
委員	高村 賢也	電源開発 (株)
委員	増田 稔	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	森 敦史	東芝エネルギーシステムズ (株)
委員	和地 永嗣	三菱重工業 (株)
委員	太田 丈児	電力中央研究所
委員	杉江 保彰	原子力安全推進協会
事務局	関 弘明	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

[炉心スプレイ配管・スパージャ]

目 次

第 1 章 目的及び適用	1
1.1 目 的	1
1.2 適 用	1
1.3 用語の定義	1
第 2 章 点検対象	1
2.1 基本的考え方	1
2.2 点検対象部位	1
第 3 章 点検手法（一般事項）	4
第 4 章 点検方法	5
4.1 円管 1 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a), 円管 2 (S4)	5
4.2 ヘッダ (P1, P2, P3, S1, S2)	8
4.3 ブラケット (P8b, PB, SB), ノズル (S3)	9

解 説

解説 1-1	ガイドラインの目的	10
解説 1-2	本ガイドラインの適用にあたって	10
解説 2-1	炉心スプレイ配管・スパージャの安全機能，構造，機能維持の確保	10
解説 2-2	炉心スプレイ配管・スパージャに想定される経年変化事象	11
解説 2-3	材料の耐力腐食割れ性	11
解説 2-4	点検の考え方	11
解説 2-5	点検困難部に対する考え	11
解説 3-1	渦電流探傷試験	12
解説 4-1	初回点検	12
解説 4-2	点検における接近性	13
解説 4-3	健全部の長さ及び許容残存長さ	13
解説 4-4	亀裂進展評価	13
解説 4-5	点検周期	15
解説 4-6	予防保全技術について	16
解説 4-7	補修技術について	16

付 録

付録 A	炉心スプレイ配管の残留応力評価
付録 B	炉心スプレイ配管の亀裂進展評価
付録 C	炉心スプレイ配管の地震時発生応力
付録 D	炉心スプレイ配管の欠陥裕度評価
付録 E	炉心スプレイ配管・スパージャの点検における接近性について
付録 F	想定する周方向初期亀裂の数の検討
付録 G	未点検範囲の欠陥想定法
付録 H	炉心スプレイ配管・スパージャの部位毎の点検の考え方
付録 I	IASCC の可能性について

参考資料

参考資料 1	改訂経緯
参考資料 2	BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン（炉心スプレイ配管・スパージャ）の概要

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）

1.2 適用

本ガイドラインは、炉内構造物のうち、炉心スプレイ配管・スパージャに適用する。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。（解説 1-2）

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。

- ・点検健全部長さ：点検により異常が認められなかった溶接線の長さ
- ・健全部の長さ：「点検健全部長さ」から想定欠陥及びその進展量と検出欠陥の進展量を減じた長さ
- ・許容残存長さ：機能維持のために必要な溶接線の長さ

第2章 点検対象

2.1 基本的考え方

- (1) 点検対象の選定にあたっては、原子炉の安全性確保を基本とする。（解説 2-1）
- (2) 炉心スプレイ配管・スパージャの経年変理事象として、応力腐食割れ（以下、SCCと称する）を想定する。

（解説 2-2）

- (3) 材料としては、国内プラントで用いられている全ての材料を対象とする。

（解説 2-3）

2.2 点検対象部位

点検対象部位は、想定される劣化事象と安全機能に対する影響を考慮し定め、円管とヘッダの継手溶接部（Tボックス）、円管溶接部及び炉心スプレイ配管・スパージャを支持するクランプやブラケットの溶接部等とした。代表プラントの点検対象となる溶接部位を図 2.2-1、表 2.2-1、表 2.2-2 に示す。（解説 2-4）

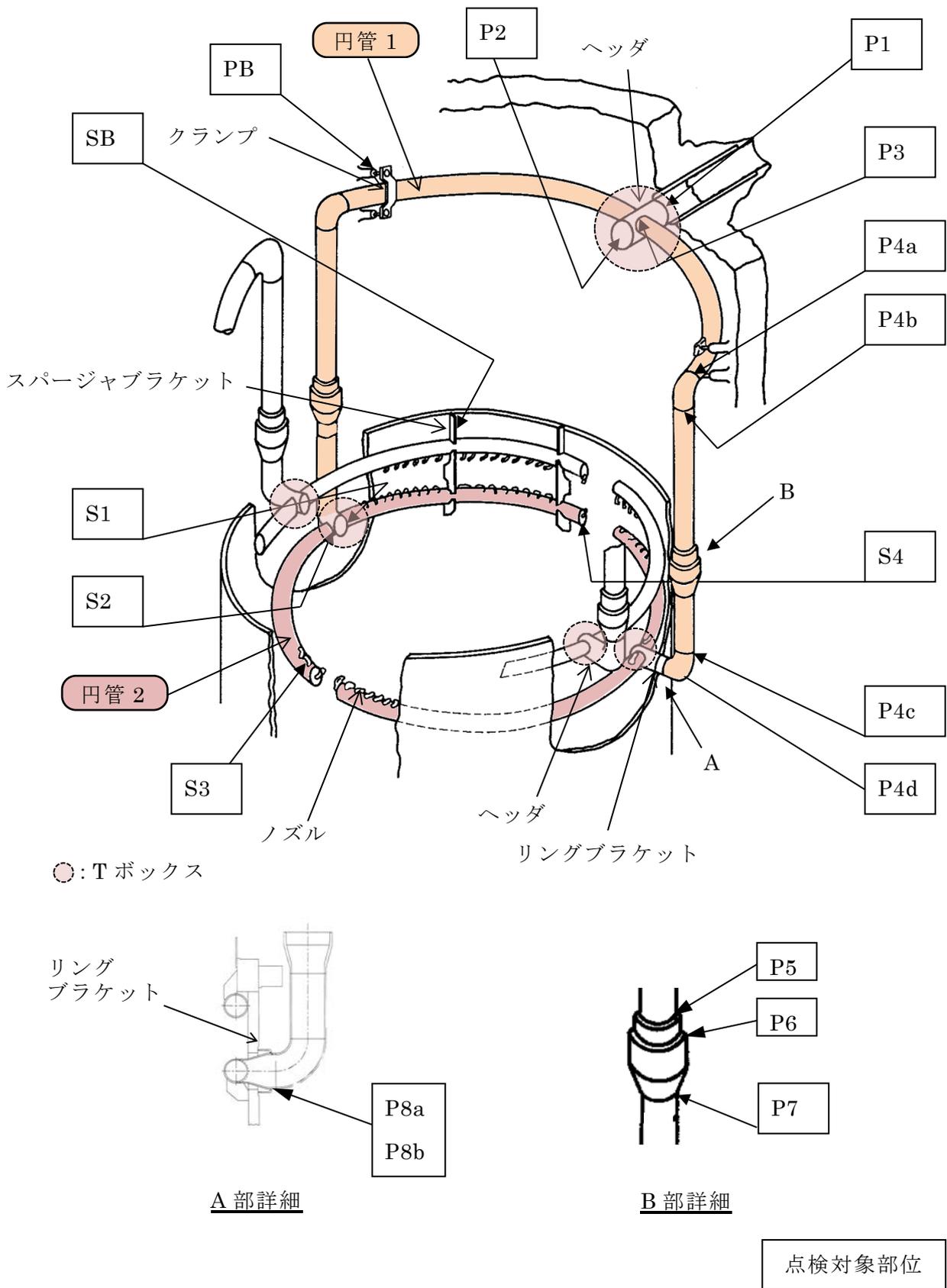


図 2.2-1 炉心スプレイ配管・スパージャの点検対象部位

表 2.2-1 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド外側）の点検対象部位

点検対象部位		点検対象部位 No.
ヘッダ溶接部	サーマルスリーブとヘッダの溶接部	P1
	ヘッダの溶接部	P2
	ヘッダと円管 1 の溶接部	P3
円管 1 の溶接部		P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7
リングブラケットと円管 1 の溶接部		P8a
リングブラケットとシュラウドの溶接部		P8b
クランプの溶接部		PB

表 2.2-2 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド内側）の点検対象部位

点検対象部位		点検対象部位 No.
ヘッダ溶接部	ヘッダの溶接部	S1
	ヘッダと円管 2 の溶接部	S2
円管 2 とノズルの溶接部		S3
円管 2 の溶接部		S4
スパージャブラケットとシュラウドの溶接部		SB

第3章 点検手法（一般事項）

点検に適用する非破壊試験手法は、目視試験（VT）、超音波探傷試験(UT)又は渦電流探傷試験（ET）とする。

(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、0.025mm幅のワイヤの識別ができることを確認する。必要に応じて、酸化皮膜除去等の表面処理を行う。

b. VT-3

機器の変形、心合わせ不良、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、JEAC 4207「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」に準拠して実施するか、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、JEAG 4217「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 3-1）

第4章 点検方法

点検対象部位ごとの点検については、各点検対象に対して機能、形状及び材質、想定される劣化事象及び国内外の運転経験、安全機能への影響を考慮し設定した。点検方法を示す。

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。

4.1 円管 1 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a), 円管 2 (S4)

4.1.1 点検手法

当該点検対象部位の点検手法は、MVT-1 とする。なお、必要に応じて他の点検手法による点検を実施してよい。

4.1.2 点検時期及び点検範囲

(1) 初回点検

点検対象部位のうち点検範囲は接近可能な範囲とし、以下に示す時期に実施する。

a.炭素含有量が 0.030%を超えるステンレス鋼 (SUS304 等)

プラント供用開始時点からの実運転年数が 16 年経過するまで。(解説 4-1, 4-2)

b.炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等)

プラント供用開始時点からの実運転年数が 40 年経過するまで。(解説 4-1, 4-2)

(2) 再点検

安全機能上影響のある部位に亀裂を想定し、次回点検時までその亀裂が進展しても、残存長さが許容残存長さを満足できるように点検周期を定める。(解説 4-3)

なお、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。

a.点検周期

以下のいずれかの時期に再点検を実施する。

- ・健全部の長さが許容残存長さ以上となるように、点検時期 N 年を決定する。

(解説 4-4, 4-5)

- ・前回点検で亀裂が検出されなかった場合は、以下の通り点検を実施する。

(解説 4-4, 4-5)

a. 炭素含有量が 0.030%を超えるステンレス鋼 (SUS304 等)

実運転年数が初回点検から 2.6 年経過するまで。

- b. 炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼(SUS304L, SUS316L 等)
実運転年数が前回点検から 11 年経過するまで。

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 4-6)

4.1.3 評価

点検・評価フローを図 4.1.3-1 に示す。点検結果の判定は以下によるものとする。

- (1) 健全部の長さが点検必要範囲以上である場合は継続使用できる。

点検必要範囲は、許容欠陥長さ+次回点検までの健全部残存長さ減少量+次回点検までの検出欠陥の亀裂進展量とする。

- (2) 健全部の長さ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、健全部の長さ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部の長さが点検必要範囲未満の場合は、健全部の長さが許容残存長さ以上であれば、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、技術的な根拠のある詳細評価を実施し、健全部の長さが許容残存長さ以上となれば、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。(解説 4-7)

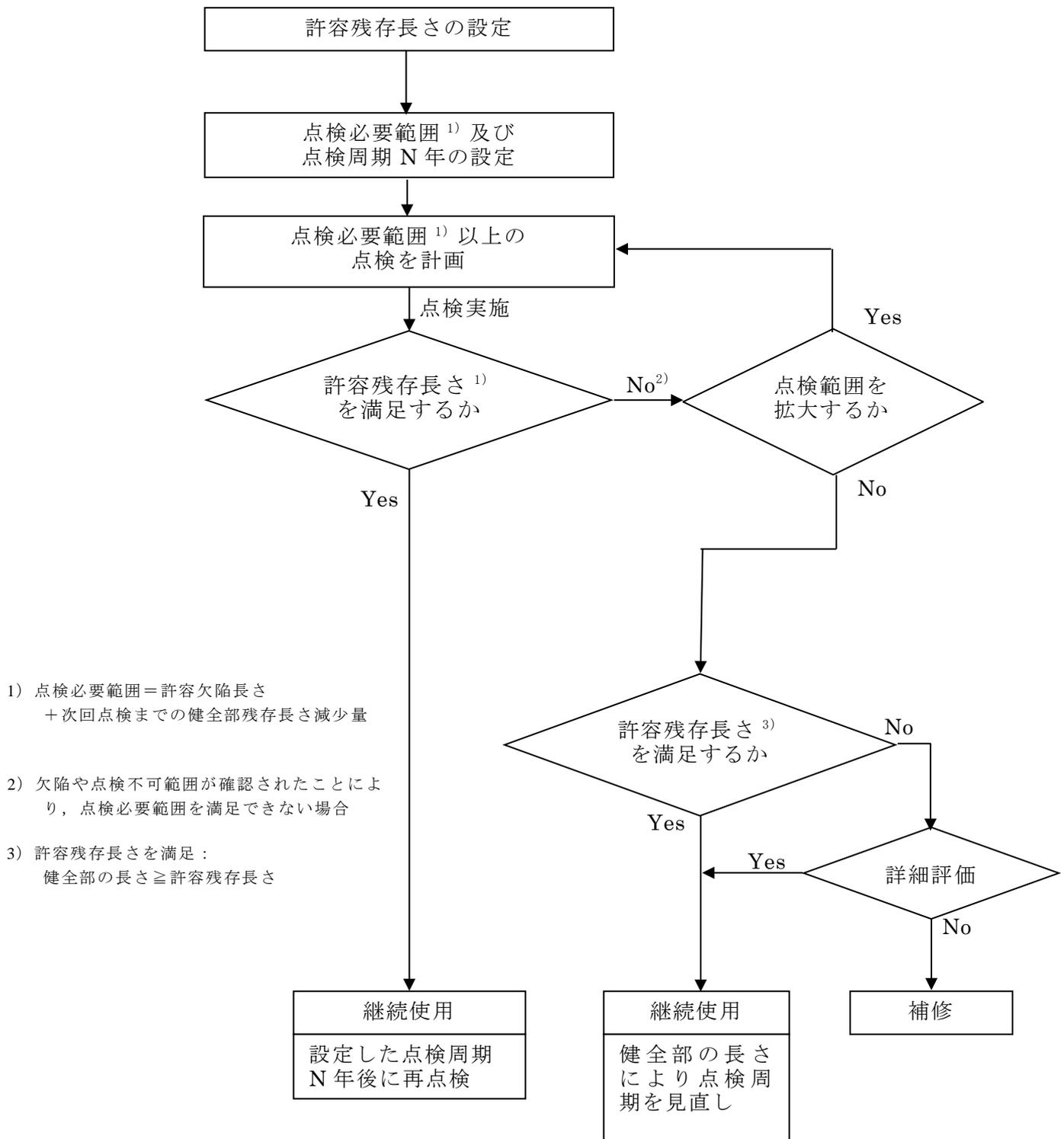


図 4.1.3-1 炉心スプレイ配管・スパージャの点検評価フロー

4.2 ヘッダ (P1, P2, P3, S1, S2)

4.2.1 点検手法

当該点検対象部位の点検手法は、MVT-1 とする。なお、必要に応じて他の手法による点検を実施してよい。

4.2.2 点検時期及び点検範囲

(1) 初回点検

点検対象部位のうち点検範囲は接近可能な範囲とし、以下に示す時期に実施する。

- a. 炭素含有量が 0.030% を超えるステンレス鋼 (SUS304 等)
プラント供用開始時点からの実運転年数が 10 年経過するまで。
- b. 炭素含有量が 0.030% 以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等)
プラント供用開始時点からの実運転年数が 27 年経過するまで。

(2) 再点検

基本的な考え方、再点検の点検必要範囲、点検で亀裂が検出された場合については、4.1.2 項と同様である。前回点検で亀裂が検出されなかった場合は、以下の通り点検を実施する。(解説 3-5, 3-6)

- a. 炭素含有量が 0.030% を超えるステンレス鋼 (SUS304 等)
実運転年数が前回点検から 2.4 年経過するまで。
- b. 炭素含有量が 0.030% 以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等)
実運転年数が前回点検から 9 年経過するまで。

4.2.3 評価

4.1.3 項と同様とする。

4.3 ブラケット (P8b, PB, SB), ノズル (S3)

4.3.1 点検手法

ブラケット (P8b, PB, SB) の点検手法は MVT-1 とし, ノズル (S3) の点検手法は VT-3 とする。なお、必要に応じて他の手法による点検を実施してよい。

4.3.2 点検時期及び点検範囲

(1) 初回点検

プラント供用開始時点からの実運転年数が 10 年経過するまで。

(2) 点検周期 (再点検)

実運転年数が初回点検から 10 年経過するまで。

4.3.3 評価

(1) 点検範囲に異常のないことが確認された場合は, 継続使用できる。

(2) 点検で異常が発見された場合に, 技術的な根拠のある詳細評価を実施し, 点検周期を見直すことにより, 継続使用できる。

(3) 上記 (1) 項, (2) 項に適合しない場合には, 補修等の措置を行う。

(解説 1-1) ガイドラインの目的

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) 本ガイドラインの適用にあたって

本ガイドラインで適用する点検及び評価は、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメント規程 (JEAC4111)」及び「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC4209)」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) 炉心スプレイ配管・スパージャの安全機能、構造、機能維持の確保

炉心スプレイ配管・スパージャの安全機能は、非常用炉心冷却の確保である。このうち、炉心スプレイ配管は、原子炉圧力容器の炉心スプレイノズル・サーマルスリーブと、炉心シュラウド上部胴に取付けられた炉心スプレイスパージャを結ぶ構造であり、炉心スプレイスパージャに冷却材を導く機能を有する。また、炉心スプレイスパージャは、炉心シュラウド上部胴内側に取付けられた管で多数の冷却材の吐出用ノズルを有する構造であり、冷却材を炉心に注入する。

炉心スプレイ配管・スパージャの機能維持の確保の観点として重要なのは、安全機能である非常用炉心冷却の確保であり、炉心に冷却材を注入することである。したがって、

炉心までの冷却材の流路である炉心スプレイ配管・スパージャのうち、Tボックス部及び直管部の機能維持が重要となる。

(解説 2-2) 炉心スプレイ配管・スパージャに想定される経年変化事象

これまでの損傷事例を考慮し、炉心スプレイ配管・スパージャの経年変化事象として応力腐食割れ（SCC）を想定した。

(解説 2-3) 材料の耐応力腐食割れ性

炉心スプレイ配管・スパージャの材料には、オーステナイト系ステンレス鋼の SUS304、SUS304L 若しくは SUS316L が用いられている。

鋭敏化を受けた炭素含有量が 0.030% を超えるオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）はクロム炭化物の粒界析出による粒界近傍の Cr 欠乏に起因して耐応力腐食割れ性が低い。これと比較して炭素含有量を 0.030% 以下に下げたオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304L、SUS316L）は優れた耐応力腐食割れ性を示す。

上述のとおり、材料鋼種により SCC の感受性に相違があるが、本ガイドラインでは、材料鋼種によらず全ての溶接部に着目して検討を行う。

さらに、炉心スプレイ配管の一部は炉心シュラウドの上部胴の外側に取付き、スパージャは上部胴の内側に設置されていることから、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）についても検討を行う。（付録 I）

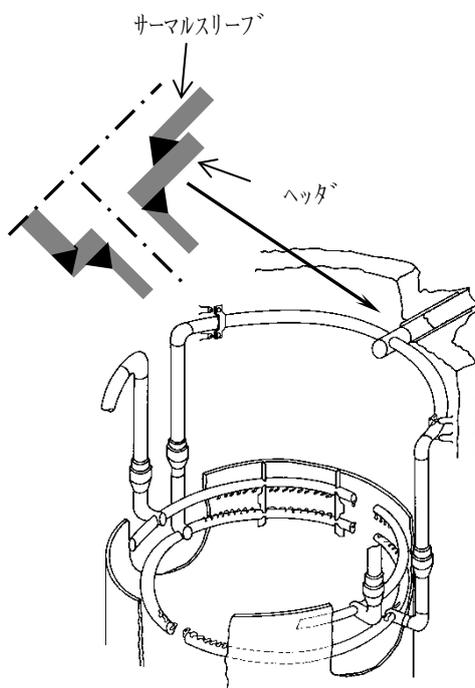
(解説 2-4) 点検の考え方

炉心スプレイ配管・スパージャの安全機能維持の観点より、冷却材の流路となるヘッドと直管部等の溶接部を点検対象とした。また、構造健全性の観点より、炉心スプレイ配管・スパージャを支持するクランプ及びブラケットの溶接部等を点検対象とした。以上を踏まえ、これらの点検対象に対して機能、形状及び材質、想定される劣化事象及び国内外の運転経験、安全機能への影響等を考慮し点検方針を立案した。（付録 H 参照）

(解説 2-5) 点検困難部に対する考え

点検困難なヘッドとサーマルスリーブの溶接部に対する考え方は以下のとおりである。ヘッドとサーマルスリーブの溶接部は狭隘部のため、現状技術では接近困難であることから点検困難な部位である。この溶接部が完全破断した場合は、炉心スプレイ注入時にヘッド部が流体力により炉内側へ飛び出す傾向となり、炉心スプレイ注入機能に影響を及ぼす可能性がある。しかし、シュラウド取替プラントで当該部が破断していない

ことを確認しており、当面スプレイ注入機能へ影響を及ぼすような完全破断の可能性は低いと考えられることから、点検対象外とする。なお、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討するものとする。



(解説 3-1) 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 4-1) 初回点検

初回点検とは、点検対象のうち接近可能な範囲に対して実施する最初の点検であり、適用する点検手法の基準となる条件 (VT における照度、UT におけるキャリブレーション等) 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。(付録 B, E 参照)

各部位の初回点検時期は (解説 4-1) の点検の考え方に則り、機能、形状及び材質、想定される劣化事象、国内外の運転経験並びに安全機能への影響を考慮して設定した。(付録 H 参照)

(解説 4-2) 点検における接近性

炉心スプレイ配管・スパージャは、その設置方法から、点検のための接近が制約される。例えば、炉心スプレイ配管のサーマルスリーブは原子力圧力容器 (RPV) のノズル内に位置し、点検のためのアクセスは不可能である。また、炉内では RPV 内壁面に接近して設置されていることから接近が制約される。さらに、スパージャに関しても炉心シュラウド上部胴内面に接して設置されていることから、接近が制約される。

炉心スプレイ配管・スパージャの各部位における接近性及び点検手法の詳細を付録 E に示す。

(解説 4-3) 健全部の長さ及び許容残存長さ

健全部の長さとは、点検対象溶接部のうち、点検困難範囲や想定欠陥等の荷重伝達を考慮しない長さを除いた長さである。また、許容残存長さとは、炉心スプレイ配管及びスパージャの炉心冷却機能維持確保のために必要な健全部の長さである。

本ガイドラインでは、許容残存長さ及び健全部の長さを、配管周長に対する角度で表す。

許容残存長さは、「発電用原子力設備規格 維持規格」に示される極限荷重評価法により評価する。評価条件を以下に示す。

(1) 負荷条件

運転状態 I, II + S₁ 荷重を考慮する。

(2) 想定する欠陥

周方向板厚貫通亀裂を想定する。

(3) 安全率

運転状態 I, II + S₁ 荷重における安全率として SF=1.39 とする。

なお、炉心スプレイ注入時の貫通欠陥からの漏洩量評価においては、半周貫通欠陥を超えると亀裂開口幅が大幅に増大することから炉心冷却機能維持の観点から、許容残存長さは極限荷重評価の結果にかかわらず最大でも半周以内とする。(付録 C, D 参照)

(解説 4-4) 亀裂進展評価

T ボックス継手部及び管一管周方向周溶接部の SCC 亀裂進展評価条件を以下に示す。

(付録 B 参照)

(1) 想定初期欠陥

初期欠陥として溶接部内面に、周方向亀裂 (深さ 50 μ m, 長さ 500 μ m の半楕円

亀裂) 1 個を想定する。

(2) 応力分布

溶接残留応力を考慮する。(付録 A 参照)

(3) 亀裂進展速度式

板厚方向の亀裂進展速度は、SCC 亀裂進展試験データから設定された亀裂進展速度式を適用する。板厚貫通後の周方向亀裂進展は、貫通時の内面側亀裂長さを初期の貫通亀裂長さとして保守的に仮定し、亀裂進展速度式の上限值を適用する。

初回点検などの点検時期を定める上で想定する初期欠陥として、溶接部内面に周方向亀裂 1 個を設定した以下の理由による。

- a. SCC による軸方向亀裂は、進展範囲が溶接熱影響部に限られ、貫通に至ったとしても強度上有意な影響を及ぼさないと考えられることから、周方向亀裂を想定した。
- b. 周方向亀裂を進展させる軸方向応力は溶接残留応力が支配的であり、T ボックス継手部及び管-管溶接部の溶接残留応力は内面側の引張応力が外面側に比べて大きいので、内面側に SCC が発生する可能性が高いと考えられることから、内面側に初期欠陥を想定した。
- c. 初期亀裂の個数については、以下に示す本ガイドラインでの評価条件及び国内実機配管の SCC 事例の調査結果を総合的に検討した結果、点検周期を定める上で想定する亀裂の数は 1 個とした。

- ・建設時の検査で有意な欠陥がないことが確認されているが、亀裂進展評価においては、供用開始時に初期亀裂（深さ 50 μ m、長さ 500 μ m）を想定して、亀裂の発生までの期間を無視した保守側の評価を実施している。また、板厚貫通後の亀裂の周方向進展速度は、本ガイドラインで設定した亀裂進展速度の上限值を適用している。
- ・欠陥裕度評価において、評価された周方向亀裂が強度上最も不利な位置（引張応力が最大となる位置）にあるものとして評価し、また、点検が困難な範囲は荷重伝達されないものとして評価している。
- ・国内の配管の SCC 事例を調査した結果、半分以上の事例で同一溶接線上に確認された SCC 亀裂は 1 個であった。

同一溶接線上に複数の SCC 亀裂が確認された事例のうち、1 例を除くいずれの事例でも、確認された複数の亀裂は比較的接近した位置にあり、本評価で想定する初期亀裂 1 個の板厚貫通時の亀裂長さに相当する範囲に含ま

れている。

残りの一例は、比較的離れた位置にあり、本評価で想定する初期亀裂 1 個の板厚貫通時の亀裂長さに相当する範囲に包絡されないが、本評価で想定する貫通亀裂を最も強度上不利な位置にあるものとして評価することにより、強度評価上十分に包絡される。（付録 F）

- ・本ガイドラインで想定している亀裂の板厚貫通時の亀裂長さは、板厚に比べ非常に長い。亀裂長さの長い単一周方向貫通亀裂は、合計長さがこれと等しい複数の周方向貫通亀裂に比べ、強度上保守側の評価となる。

（付録 F）

本ガイドラインで設定した想定初期欠陥は現状の知見では点検周期を定める上で適切なものと考えられるが、配管の内面側に 1 個の初期亀裂のみを想定することは工学的に十分な検証がなされていないことから、今後の知見を反映して適宜見直しを行うこととする。

（解説 4-5）点検周期

点検周期は、貫通した欠陥が許容欠陥寸法まで進展するまでの時間を評価することによって設定する。従って、次回点検は評価された許容欠陥寸法まで進展する時間以内に実施することになる。点検周期 N 年は、次回の点検までの期間における溶接線の健全な長さの減少を以下のように考慮して設定する。（付録 B 参照）

- （1）点検困難範囲は、許容欠陥評価では荷重伝達を考慮しない範囲として取り扱うものとし、周方向への進展は考慮しないこととする。
- （2）点検（外面からの VT）で欠陥が発見されなかった場合は、板厚貫通寸前までの欠陥が存在していると保守的に仮定して、点検終了後の運転開始時から板厚貫通直後の欠陥 1 個が周方向に亀裂進展することによる健全部の長さの減少を評価する。
- （3）点検で欠陥が検出された場合は、UT 等により欠陥の長さ／深さを同定し、亀裂進展評価を行い、健全部の長さの減少を評価する。なお、亀裂深さを同定しない場合は貫通亀裂として保守的に仮定することで健全部の長さを評価するものとする。
- （4）アクセス可能な全範囲を点検し、周長の 75% 以上の点検範囲が確保された場合で、点検範囲に欠陥が発見されなかった場合には、未点検範囲に SCC の発生／進展に関与する特異性が確認されない限り、未点検範囲を上記（1）の「検査が困難な範囲」として取り扱わず、健全部として取り扱う。（付録 G）

(解説 4-6) 予防保全技術について

SCC は、SCC 感受性を有する材質、引張応力及び腐食環境の三因子が重畳して発生するため、三因子の一つ以上の因子を改善することにより、SCC の発生又は進展を抑制できる。予防保全工法を適用した場合は、その有効性を考慮して、点検実施時期を設定できる。実機への適用実績があるか、又は将来適用が可能と考えられる予防保全工法は、別冊の「予防保全工法ガイドライン」に示すとおりである。表 3-3-1 に数例を示す。

表 3-3-1 予防保全の例

予防保全の種類	点検実施時期設定への反映
取替	耐 SCC 性に優れた材料と同じに取り扱うことができる。
貴金属注入	点検部位の腐食電位の評価結果に基づいて亀裂進展速度を求め点検実施時期を設定することができる。

(解説 4-7) 補修技術について

万一炉心スプレィ配管・スパージャ溶接部に欠陥が検出され、機能維持の観点からの評価を行った結果、補修が必要となった場合の補修工法として、実機への適用実績があるか又は将来適用が可能と考えられるものは、別冊の「補修工法ガイドライン」に示すとおりである。以下に数例を示す。

①機械的な補修技術

- ・クランプ工法
- ・取替工法

②補修溶接技術

- ・水中溶接

付録 A 炉心スプレイ配管の残留応力評価

1. 目的

亀裂進展評価へ適用する T ボックス及び管-管継手の残留応力の設定のための検討を行う。

2. 検討内容

炉心スプレイ配管の T ボックスとの継手部及び管-管継手と類似形状の継手の溶接残留応力を用いて、評価対象部位の残留応力を設定する。

3. 調査

図 A-1 には T ボックスとの継手と類似形状の溶接継手試験体の残留応力分布を示す。図 A-1 に示すように試験体の T ボックス相当部は SUS304 製の外径 139.8 mm, 板厚 6.6 mm の円筒形状で、ボックス部の外径と同寸法の外径で板厚が 6mm のカバープレートが溶接されている。一方これに接合する管は SUS304 製の外径 101.6 mm, 板厚 5.7mm の管である。

試験体管軸方向応力の周方向分布は管外面では 0 から 300MPa となっている。管軸方向応力の周方向分布は管内面では 90° 及び 285° で管外面とほぼ同じ応力となっているが、0° , 180° では-300 から-500MPa となる分布となっている。以上から、T ボックス相当部とスプレイ配管相当部の溶接施工及びその後のカバープレート相当部と T ボックス相当部の溶接により図の 90° 及び 300° 方位の残留応力が引張りとなっていると推定される。

図 A-2 には炉心スプレイ配管と類似形状の溶接継手試験体の残留応力分布を示す。図 A-2 に示すように炉心スプレイ管の管-管突合せ継手相当部は SUS304 製の外径 275 mm, 板厚 8.5mm の管である。

試験体管軸方向の周方向分布は管内面側では 90° 近傍, 225° 近傍, 315° 近傍が 180~240MPa 程度である。管軸方向の周方向分布は管外面側では-130~-200MPa 程度である。以上から配管内表面側の残留応力にばらつきが認められるが、一般の薄肉管と同様、管内面が引張り、管外面が圧縮応力となっている。

4. 残留応力分布の設定

炉心スプレイ管 T ボックス部の評価に用いる残留応力分布は図 A-1 からカバープレートの影響を受け内外面共に大きな引張り応力となる位置の残留応力とした。板厚内の残留応力分布は直線となるようにした。

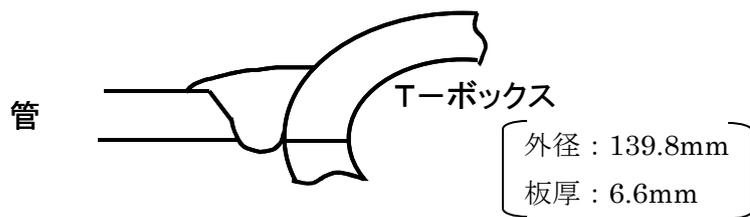
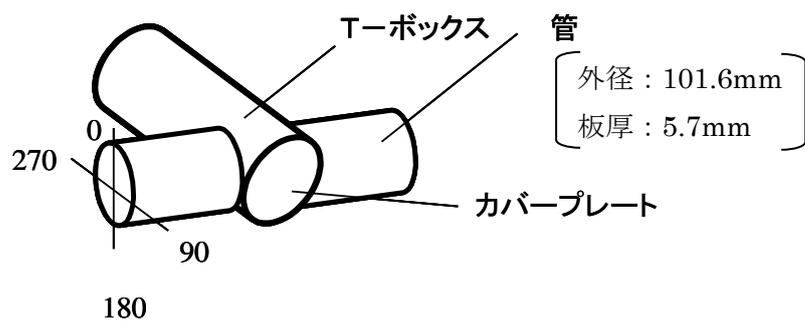
炉心スプレイ管の管-管継手の評価に用いる残留応力分布は図 A-2 から内外面の残留応力差が最も大きい位置の残留応力を選定した。板厚内の残留応力分布は直線となるようにした。

内外面の残留応力は T-BOX と管との継手部、管-管継手部では以下とした。

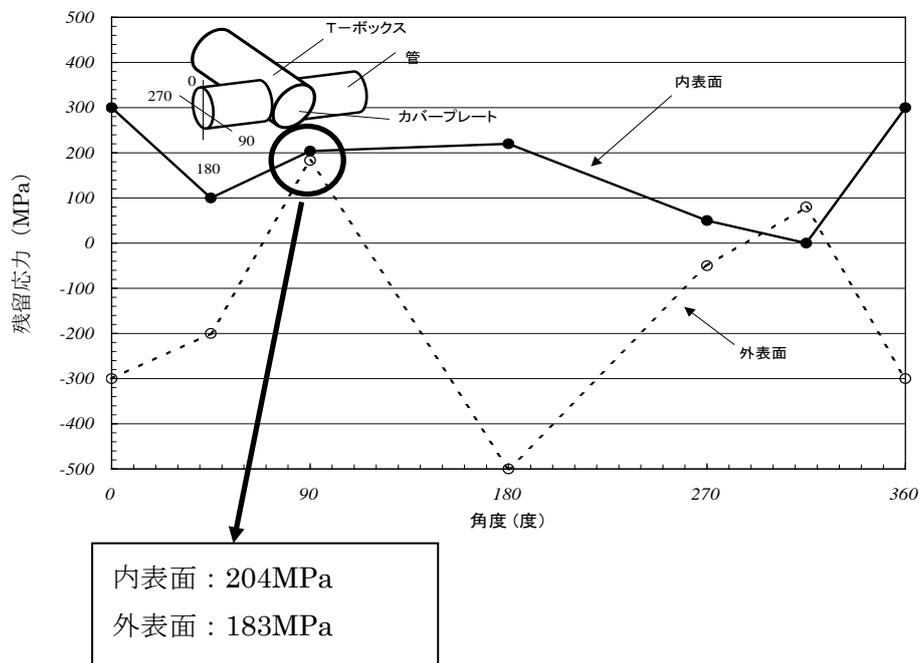
T ボックス部：内面 204MPa, 外面 183MPa の板厚方向直線分布

管-管継手部：内面 216MPa, 外面-167MPa の板厚方向直線分布

図 A-3 及び図 A-4 に板厚方向の残留応力分布を図で表示した。

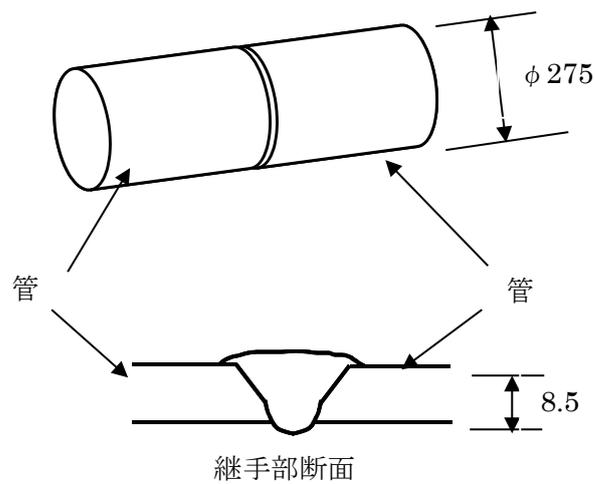


(a) 残留応力分布を調査した試験体

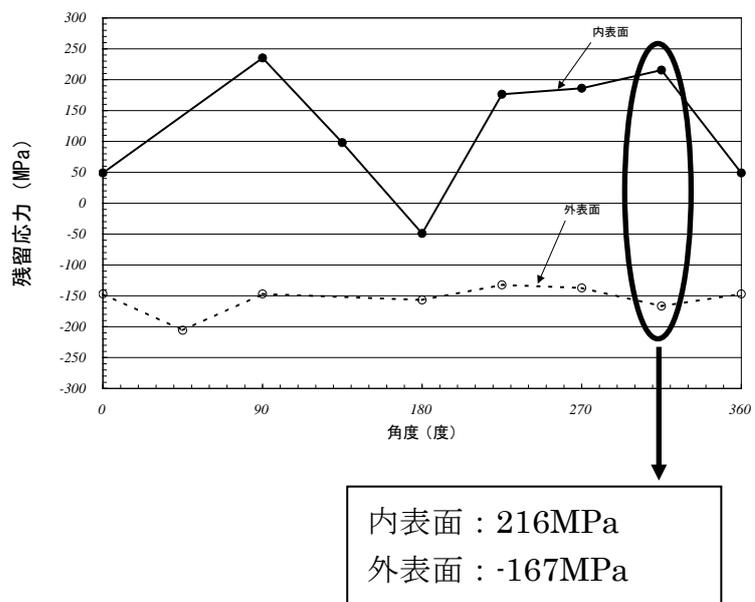


(b) 軸方向溶接残留応力分布

図 A-1 T ボックスと管との溶接残留応力分布



(a) 残留応力分布を調査した管-管継手突合わせ継手形状



(b) 軸方向溶接残留応力分布

図 A-2 管と管との溶接残留応力分布

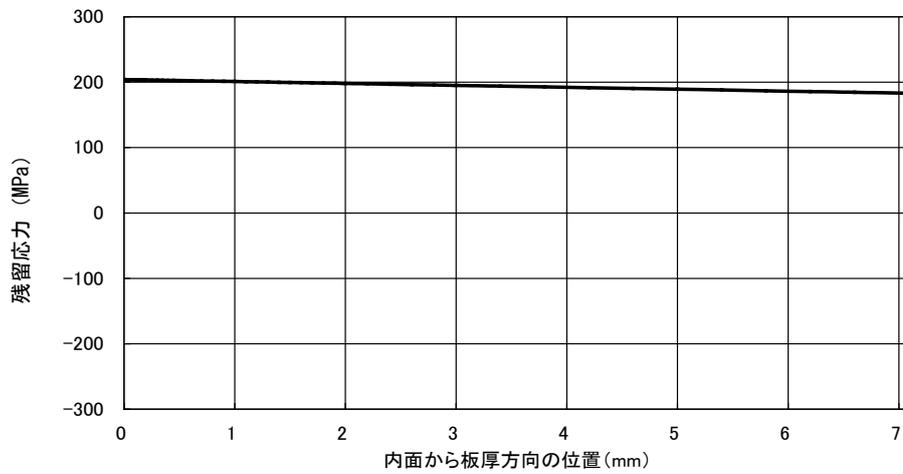


図 A-3 T ボックスと管との溶接継手部の板厚方向残留応

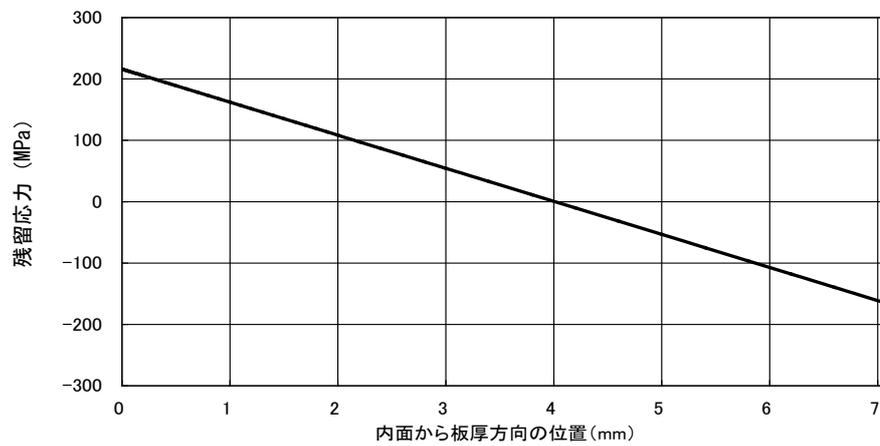


図 A-4 管と管との溶接継手残留応力

付録 B 炉心スプレイ配管の亀裂進展評価

炉心スプレイ配管の溶接熱影響部に初期欠陥を想定し、いくつかの前提条件を仮定して亀裂進展評価を行った。なお、応力拡大係数 $K \leq 0$ の場合、亀裂進展速度 da/dt を $=0$ (停留) として扱う。

1. 評価方法

(1) 評価モデル (図 B-1)

評価対象部位は T ボックス部及び管-管周方向溶接継手部である。これらの形状を平板において評価する。

T ボックス部と管との溶接部及び炉心スプレイ配管の管と管との溶接部は板厚 7.11mm で、管の周長が板幅となるようにそれぞれモデル化した。

(2) 想定初期欠陥

(a) 板厚方向亀裂進展(図 B-1(1))

以下の評価において、SCC の発生までの潜伏期間は無視して、初期から欠陥が存在すると保守側に想定した。

想定した欠陥は深さ 50 μ m の半楕円亀裂 (欠陥アスペクト比 $a/l=0.1$) を 1 個平板の内面に想定した。

(b) 板厚貫通後の周方向亀裂進展(図 B-1(2))

板厚貫通後の亀裂進展の初期欠陥としては貫通時の内面側の亀裂長さを貫通亀裂の長さに保守的に想定した。

付録 D の許容欠陥評価では亀裂検出困難部位の長さ(30 度)を考慮するが、この亀裂検出困難部位では亀裂の進展は考慮しないことにした。

(3) 応力条件

当該部には、外荷重は作用せず、残留応力のみが作用している。

残留応力は付録 A から、以下のような残留応力を仮定した。

1) T ボックスと管との溶接部 (図 B-2(1))

- ・内面 204MPa, 外面 183 MPa の板厚方向直線分布

2) 炉心スプレイ配管 (図 B-2(2))

- ・内面 216 MPa, 外面-167 MPa の板厚方向直線分布

(4) 応力拡大係数

応力拡大係数の表示式としては、Wang⁽¹⁾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る。 S_{in} は亀裂面に垂直に作用する応力を多項式分解したときの 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⁽²⁾にほぼ等しいことを確認している。

(5) SCC 亀裂進展速度 (図 B-3)

炉心シュラウドのステンレス鋼の SCC 亀裂進展評価の速度式として設定した鋭敏化 SUS304 及び低炭素ステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L, 316NG) の低照射領域の通常一次系水質環境中の亀裂進展速度式を適用した。

- ・低照射量領域 (照射量 $< 5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$, $E > 1 \text{MeV}$)
通常一次系水質環境中 (導電率 $< 0.2 \mu\text{S/cm}$, $\text{ECP} \geq 150 \text{mV}_{\text{SHE}}$)

(i) 鋭敏化 SUS304

$$da/dt = 1.43 \times 10^{-10} K^{2.161} \quad (3.4 \leq K \leq 57.9) \quad (2)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 3.4) \quad (3)$$

$$da/dt = 9.2 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9) \quad (4)$$

(ii) 低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-11} K^{2.161} \quad (6.7 \leq K \leq 57.9) \quad (5)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 6.7) \quad (6)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9) \quad (7)$$

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

2. 計算結果

(1) 板厚方向の K 値分布

1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 B-4(1))

K 値分布は、内面から外面に向かってゆるやかに上昇する分布を示しており、外面で約 $27 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度となっている。

2) 炉心スプレイ配管の管と管との溶接継手部 (図 B-4(2))

K 値分布は、板厚中央部付近で K 値が最大 (9~10MPa \sqrt{m} 程度) となる山型の分布を示している。

(2) SCC 亀裂進展量 (亀裂深さ) の時間依存性の評価

1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 B-5(1))

亀裂深さは、進展開始直後から、急激な上昇が認められ、鋭敏化 SUS304 で約 9 年、低炭素ステンレス鋼で約 23 年で貫通する。

2) 炉心スプレイ配管の管と管との溶接継手部 (図 B-5(2))

亀裂深さは、進展開始直後から、一様な上昇が認められる。鋭敏化 SUS304 で約 16 年、低炭素ステンレス鋼で約 50 年で貫通する。

(3) SCC 亀裂進展量 (亀裂長さ) の時間依存性の評価

板厚貫通後の亀裂の進展量は亀裂の両端から均等に進展すると想定して、その合計として評価した。

なお、板厚貫通後は応力拡大係数の評価方法がないため、板厚方向に一様な亀裂と仮定し、両端がそれぞれ図 B-3 の SCC 亀裂進展評価線図の上限の一定速度で進展するものとした。

1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 B-6(1))

亀裂長さは、板厚貫通後に、急激な増加が認められ、鋭敏化 SUS304 は約 2.4 年で、亀裂長さが許容欠陥長さ 197mm(140 度)、低炭素ステンレス鋼は約 9.1 年で、亀裂長さが許容欠陥長さ 183mm(130 度)に達する。

2) 炉心スプレイ配管 (図 B-6(2))

亀裂長さは、板厚貫通後に、急激な増加が認められる。鋭敏化 SUS304 は約 2.6 年で、許容欠陥長さ 253mm(180 度)、低炭素ステンレス鋼は約 11.2 年で、亀裂長さが許容欠陥長さ 253mm (180 度) に達する。

以上、SCC 亀裂進展評価結果を表 B-1 にまとめた。

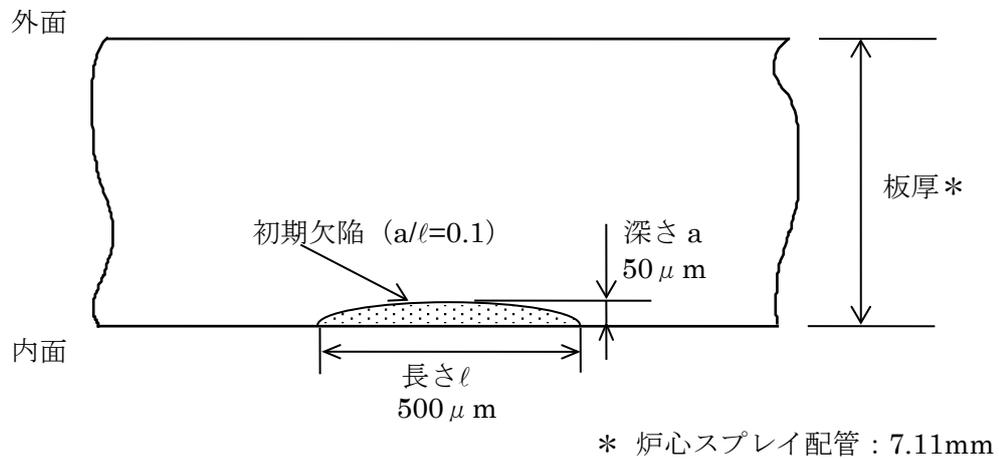
(参考文献)

- (1)G.S.Wang, Engineering Fracture Mechanics Vol.41,No.5, PP659-684,(1992).
- (2)I.S.Raju and J.C.Newman Jr., NASA Technical Paper 1578(1979).

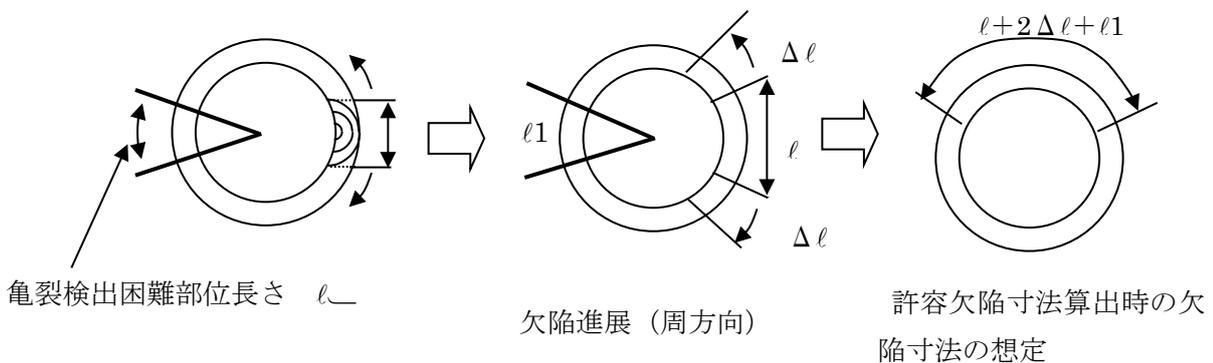
表 B-1 SCC 亀裂進展評価結果のまとめ

部位	材料 (水質は NWC)	板厚貫通まで のおおよその 年数	板厚貫通時の周方 向欠陥長さ(mm)	許容欠陥寸法ま でのおよその 年数	許容欠陥角度
T ボックス	鋭敏化 SUS304	9	18.5	2.4	140 度
	低炭素ステンレス鋼	23	19.6	9.1	130 度
管-管	鋭敏化 SUS304	16	61.8	2.6	180 度*
	低炭素ステンレス鋼	50	61.9	11.2	180 度*

* 周方向許容貫通欠陥角度は 180 度以下に制限した。

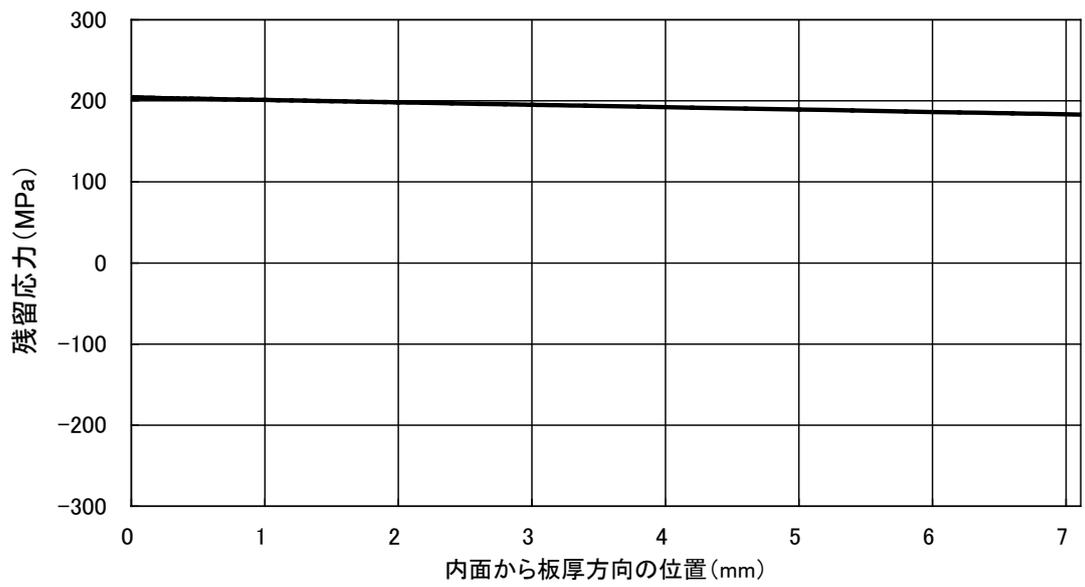


(1) 板厚方向亀裂進展の形状及び初期欠陥のモデル化

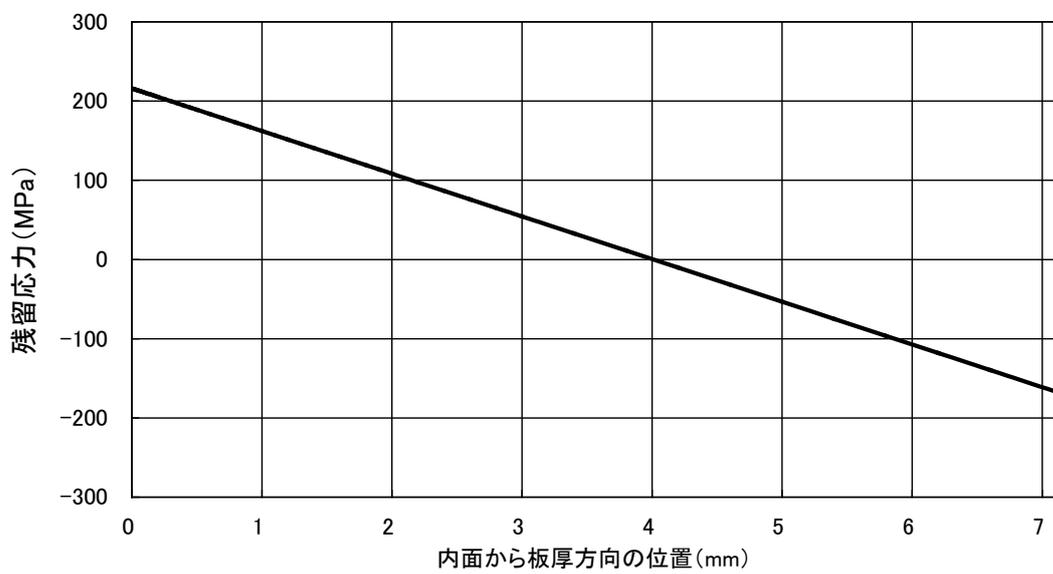


(2) 板厚貫通後の周方向亀裂進展の亀裂のモデル化

図 B-1 板厚方向及び貫通後の亀裂の想定



(1) Tボックスと管の溶接継手



(2) 管と管の溶接継手

図 B-2 板厚方向残留応力分布

通常炉内水質環境中(導電率 $<0.2 \mu\text{S}/\text{cm}$, $\text{ECP} \geq 150\text{mV}_{\text{SHE}}$)の
SCC 亀裂進展評価線図

(1) 鋭敏化SUS304

$$da/dt = 1.43 \times 10^{-10} K^{2.161} \quad (3.4 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 3.4 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 9.2 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

(2) 低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-11} K^{2.161} \quad (6.7 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 6.7 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

単位: da/dt (mm/s)、 K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

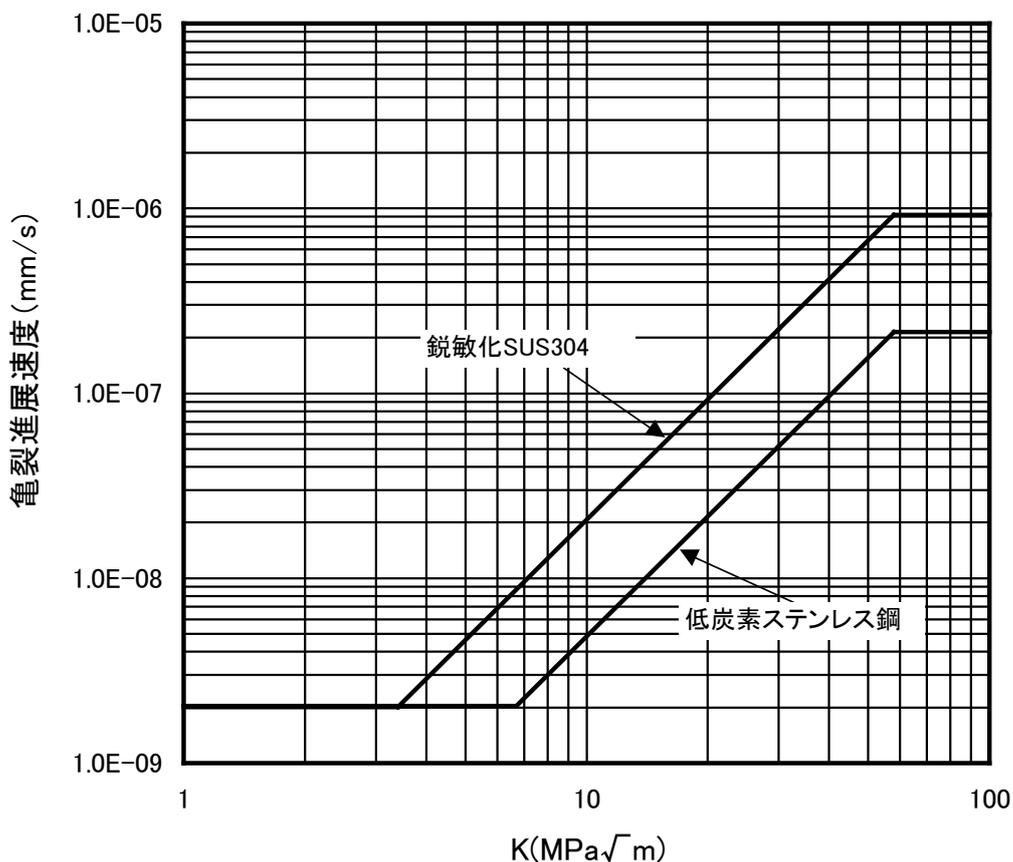
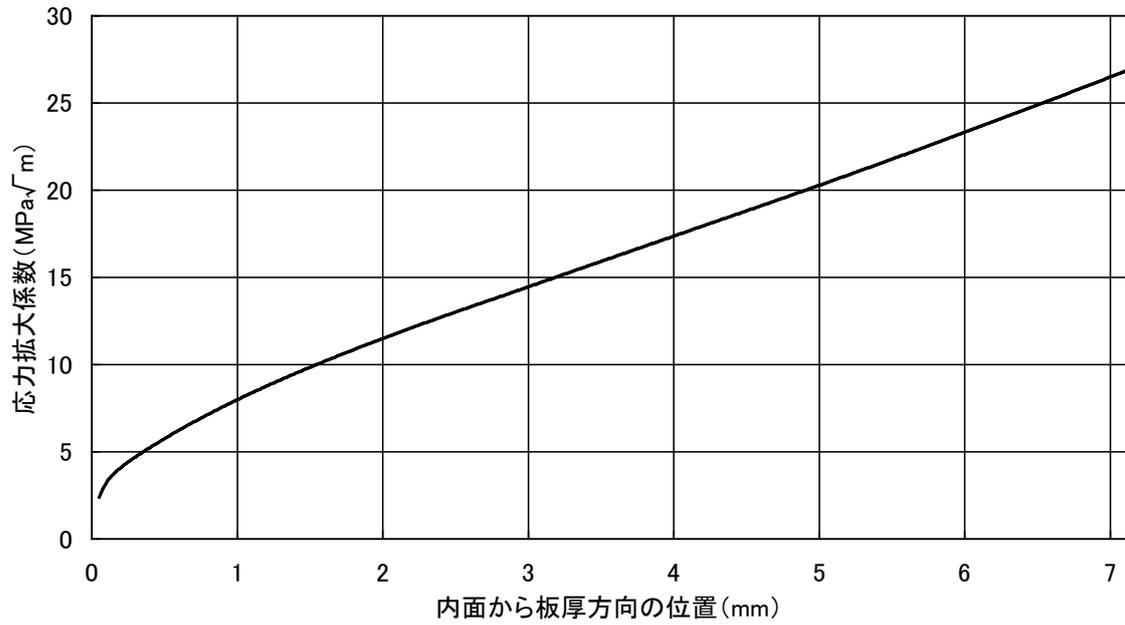
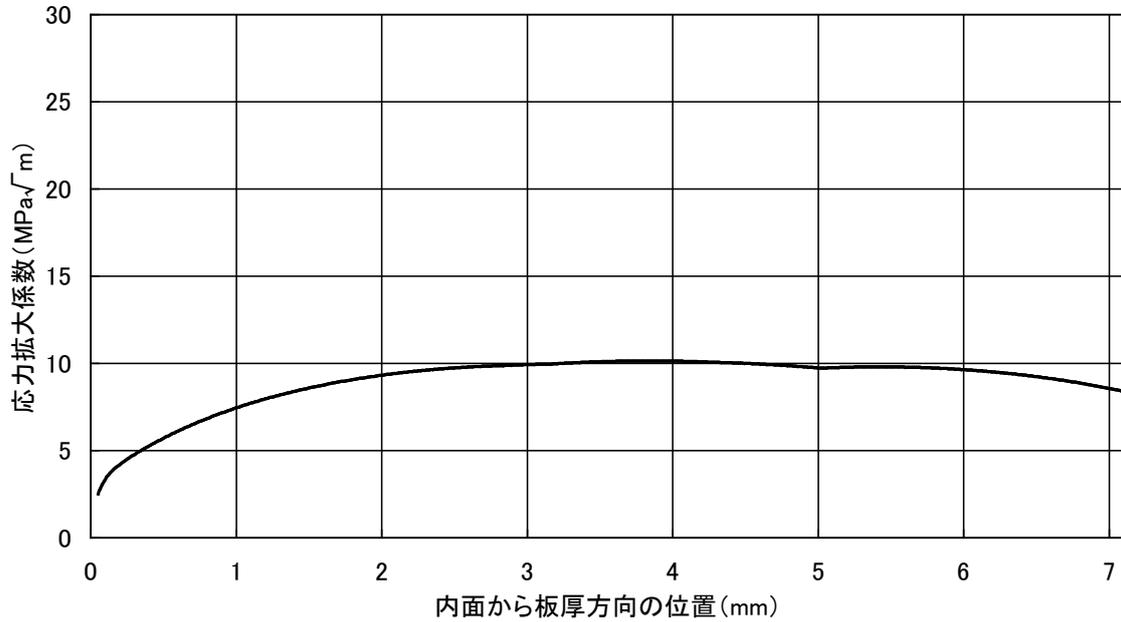


図 B-3 オーステナイト系ステンレス鋼の通常炉内水質環境中の
SCC 亀裂進展速度線図

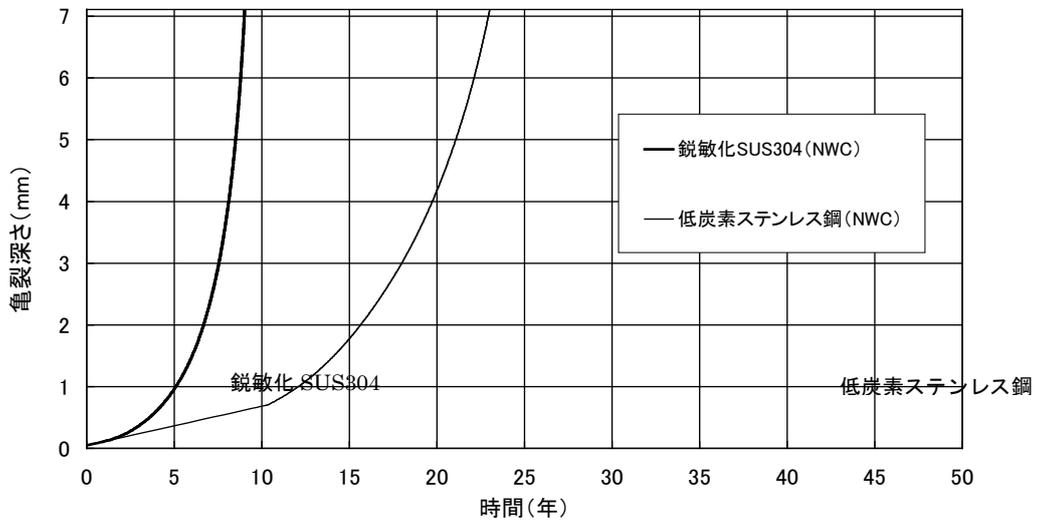


(1) T ボックスと管の溶接継手

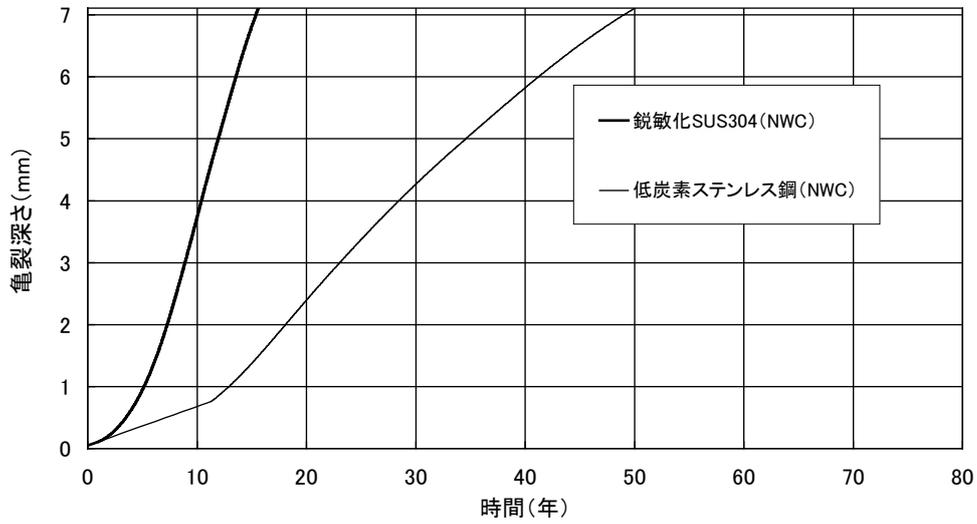


(2) 管と管の溶接継手

図 B-4 板厚方向の応力拡大係数分布

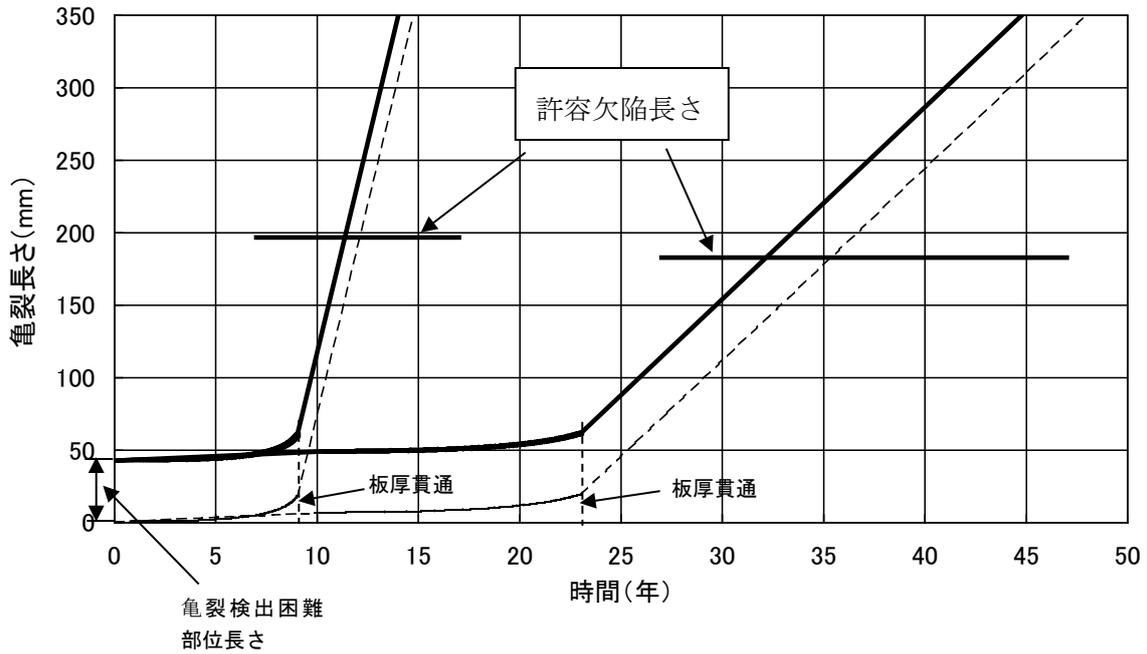


(1) T ボックスと管との溶接継手

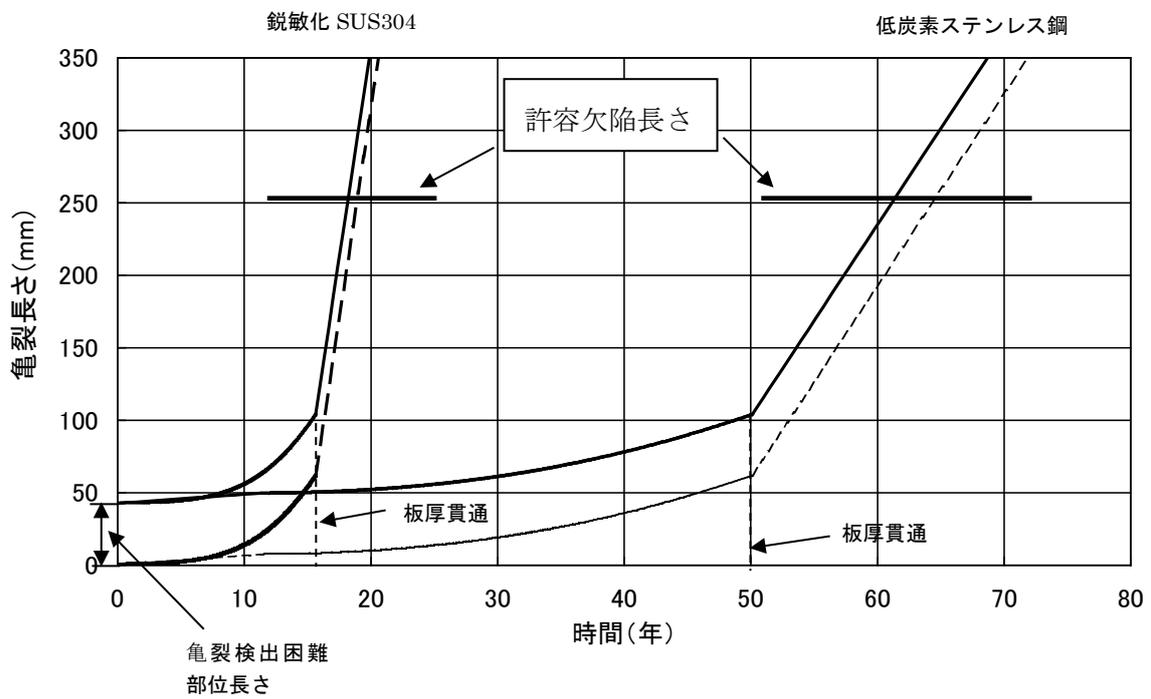


(2) 管と管との溶接継手

図 B-5 板厚方向の SCC 亀裂進展量の時間の関係



(1) T ボックスと管の溶接継手



(2) 管と管との溶接継手

図 B-6 貫通亀裂の周方向への亀裂進展量と時間の関係

付録 C 炉心スプレイ配管の地震時発生応力

1. 概要

炉心スプレイ／スパージャに加わる外荷重としては、作動時の差圧、自重、地震荷重が考えられるが、このうち地震時荷重 (S_1) が最も大きく健全性評価の荷重として支配的と考えられる (工認計算書に基づく)。

ここでは、溶接部の破壊評価、SCC 亀裂進展評価対象として、地震時に発生する応力分布を検討し、最大の応力が発生する溶接線を把握することを目的とする。

2. 解析条件

2. 1 検討対象

高圧・低圧炉心スプレイ配管の形状を図C-1に示す。炉心スプレイ配管は、プラントによって支持点 (ブラケット) の数に違いがある。そこで、支持点が3カ所にあるAタイプと、2カ所にあるBタイプの2プラントを対象プラントとして採用する。

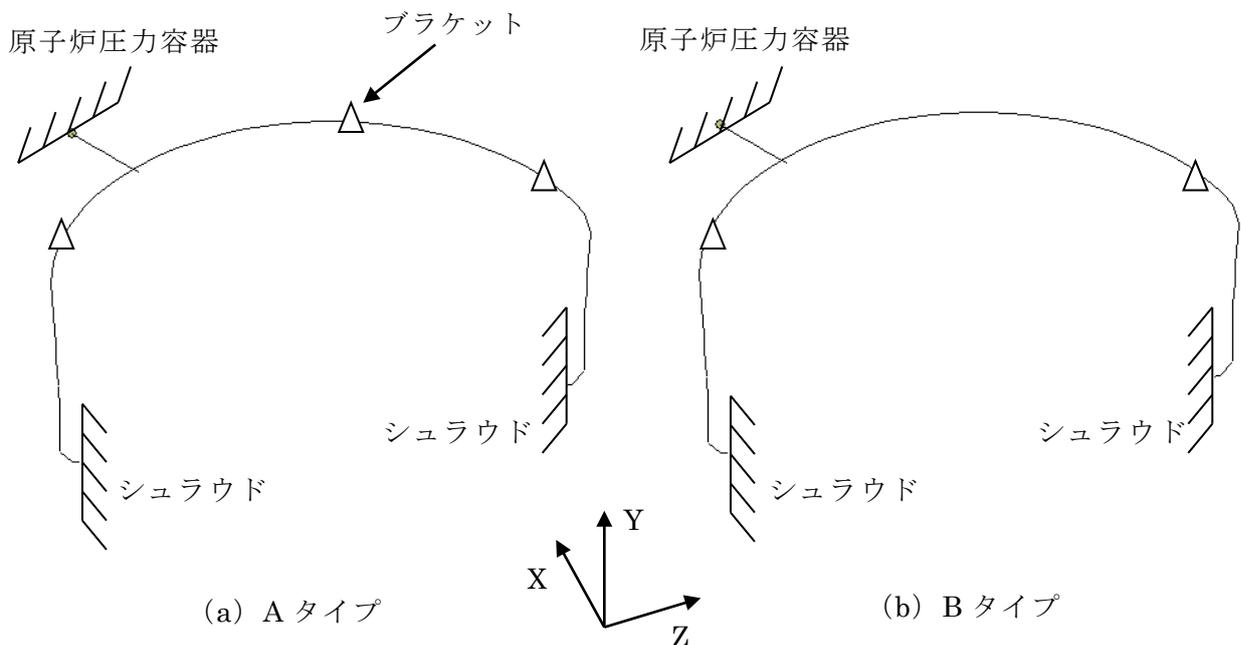


図 C-1 高圧・低圧炉心スプレイ配管の形状

2. 2 解析条件

解析モデルを図 C-2 に示す。支持条件は，原子炉压力容器ノズル及び炉心シュラウド（上部胴）で完全固定，ブラケット部において半径方向の変位を拘束している。荷重条件としては，水平方向地震加速度には S₁地震の動的応答スペクトルを包絡した値を，上下方向には静的加速度を用いた表 C-1 に示す地震加速度を与えた。水平方向の荷重は，工認計算書と同様，X 方向と Z 方向の場合について解析し，厳しい方を選択している。

表 C-1 水平及び上下方向の入力地震加速度

タイプ	水平 (X,Z)	上下 (Y)
A	4.2	0.29
B	2.7	0.29

(単位 : G)

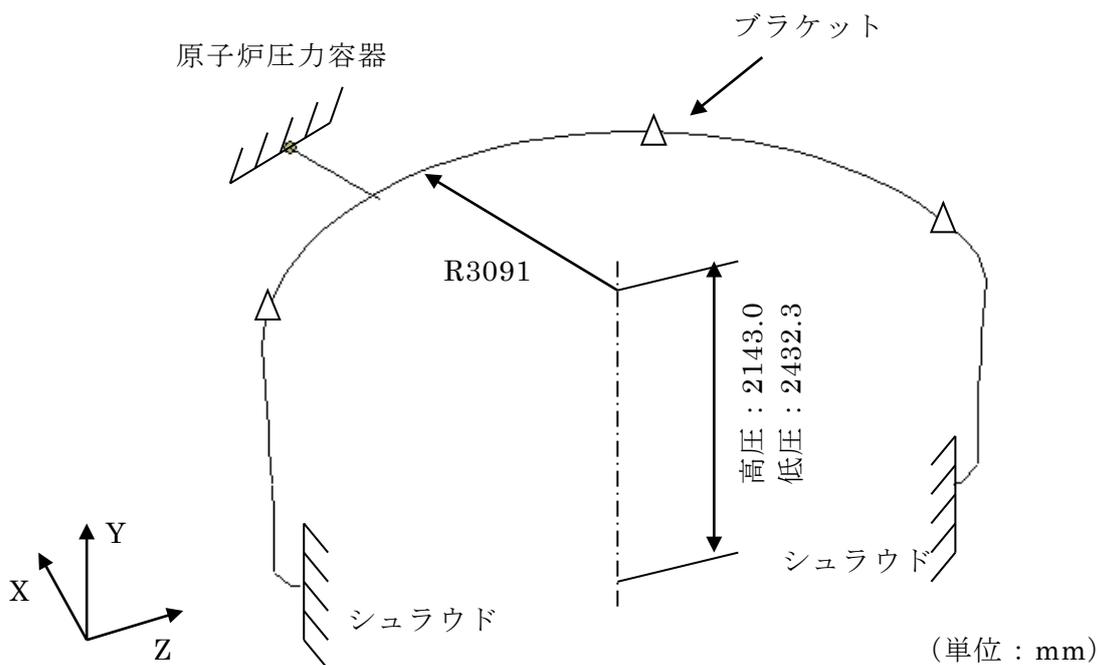


図 C-2 解析モデル

3. 解析結果

図 C-3 及び図 C-4 に、高圧・低圧炉心スプレイ配管に地震荷重を加えた場合の応力結果及び変形モードを示す。変形モードは水平方向荷重の例である。解析結果からノズルから離れた側の応力が厳しく、溶接線としてはシュラウドのすぐ外側のエルボ部とスリーブの下部の溶接線が厳しい。また、ノズルとヘッダー配管の分岐部（T ボックス）の付け根が厳しい。特に、エルボ部付近ではAタイプの方が、T ボックス付近ではBタイプの方が厳しくなっている。

これらは、エルボ直管接合部、スリーブ差込溶接部、T ボックス接合部であり、これらについて評価を実施すれば代表的形状を網羅しており、かつ健全性評価上も他を包絡していると考えられる。

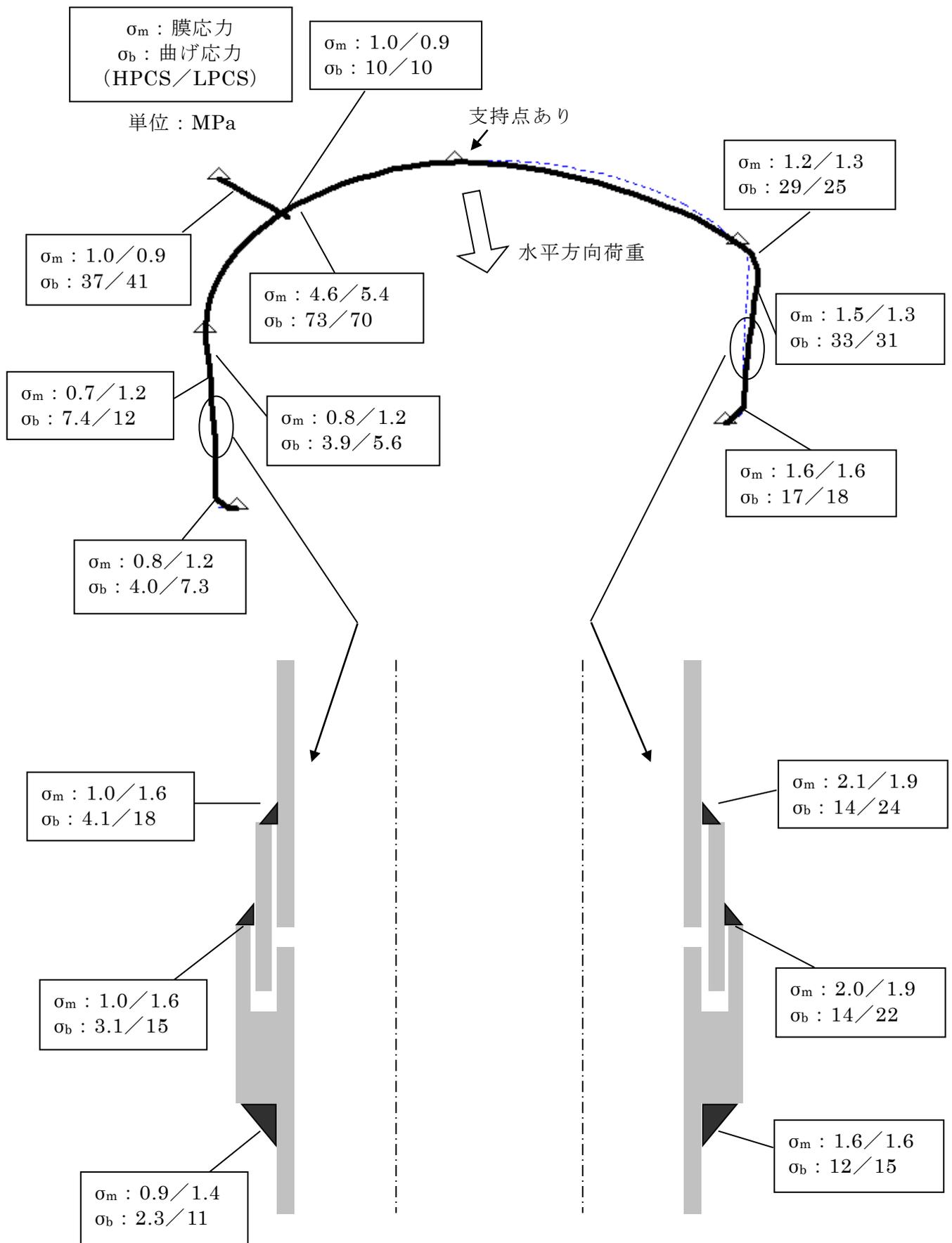


図 C-3 発生応力 (Aタイプの例)

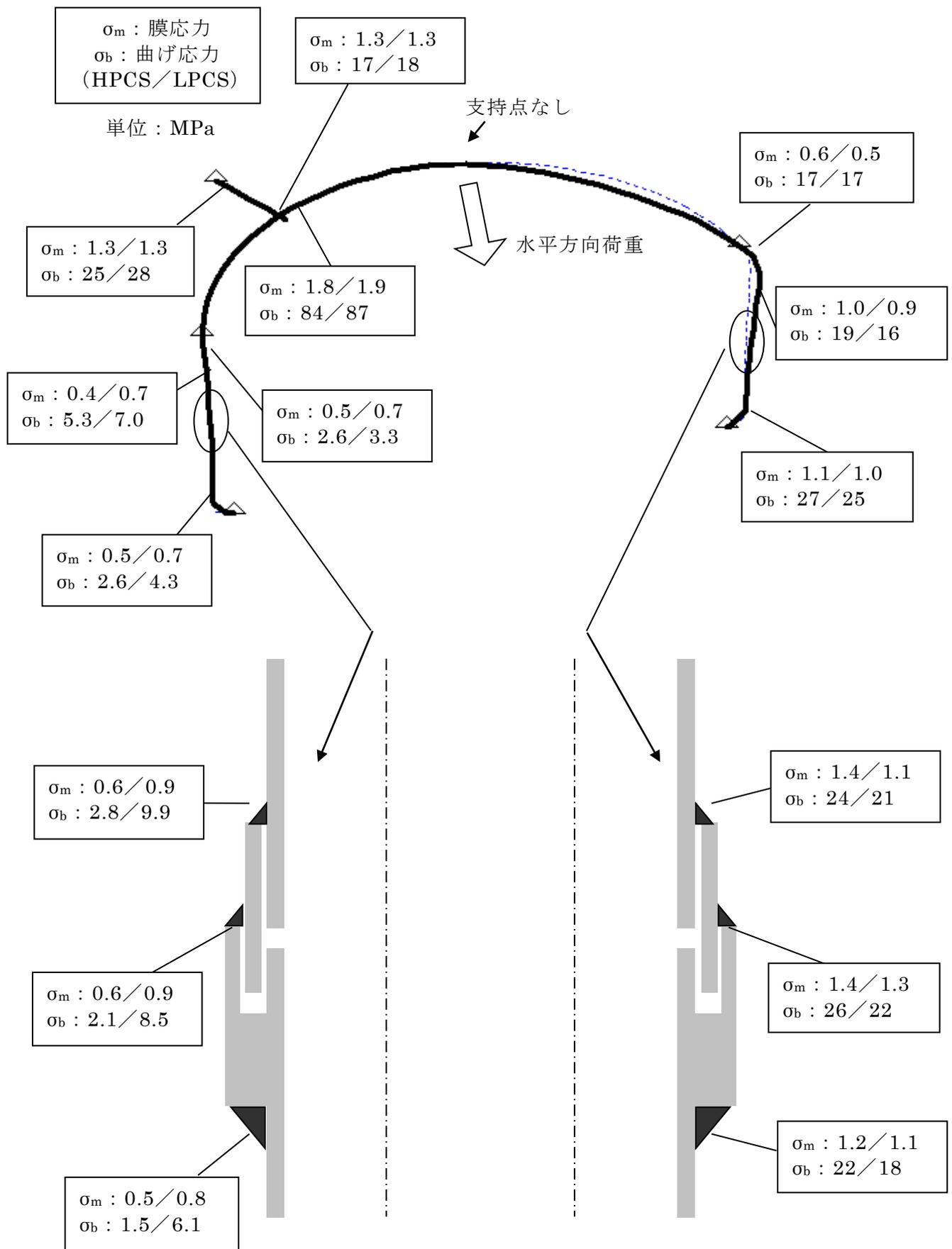


図 C-4 発生応力 (B タイプの例)

付録 D 炉心スプレイ配管の欠陥裕度評価

1. 目的

構造強度及び機能維持の観点から炉心スプレイ配管の許容欠陥寸法を決定し、点検周期の設定に適用する。

2. 検討方法

炉心スプレイ配管の許容欠陥寸法を設定するため、管周方向に貫通欠陥が存在すると想定し、それに運転状態 I, II 及び S₁地震荷重を考慮した極限荷重評価を実施する。また機能維持に対する裕度の検討として、炉心スプレイ配管に亀裂を想定し、炉心冷却必要流量への影響評価を実施する。

上記構造強度による許容欠陥寸法と機能維持による許容欠陥寸法の比較から、スプレイ配管としての許容寸法を決定する。

3. 評価対象部位及び荷重条件

110 万 kW クラスの炉心スプレイ配管を対象とし、以下の条件で評価を行う。

(1) 炉心スプレイ配管の形状寸法

対象とする炉心スプレイ配管は外径 168.28mm で厚さ 7.11mm の管形状である。

(2) 負荷条件

対象とする負荷条件としては運転状態 I, II+S₁の荷重の組み合わせを考慮する。

高圧及び低圧炉心スプレイ配管の T ボックス継手部及び直管部にて発生する最大の以下の荷重を選択する。

1) T ボックスとの継手部位 (低圧炉心スプレイ配管)

一次一般膜応力 5MPa, 一次一般膜+一次曲げ応力 92 MPa

2) 直管部 (高圧炉心スプレイ配管)

一次一般膜応力 5 MPa, 一次一般膜+一次曲げ応力 38 MPa

一次一般膜応力 5 MPa, 一次一般膜+一次曲げ応力 17 MPa

4. 破壊評価法

対象部位は SUS304 及び SUS316L の管であるので、破壊荷重は欠陥を有する管の正味断面が流動応力に達したときに破壊するとして、日本機械学会 (以下, JSME) 維持規格 (JSME S NA1) 極限荷重評価法による許容欠陥寸法及び許容応力に基づいた評価を行う。なお、 $(\theta + \beta) > \pi$ の場合には ASME Section XI に基づいた評価を行う。

(1) 周方向許容欠陥深さの式による算出方法

$(\theta + \beta) \leq \pi$ である欠陥形状で、管の引張り側に位置する周方向欠陥について、負荷応力と塑性崩壊発生時における欠陥深さの関係は

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2\sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right)$$

で与えられる。

ここで θ は欠陥角度であり、欠陥長さ l_f から求められる。

また β が次式で表される。

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{a}{t} \theta - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right)$$

P_b' は塑性崩壊時の曲げ応力であり、(2)項で与える。

$(\theta + \beta) > \pi$ の場合には

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 - \frac{a}{t} \right) \sin \beta$$

$$\beta = \frac{\pi}{2 - a/t} \left(1 - \frac{a}{t} - \frac{P_m}{\sigma_f} \right)$$

で与えられる。

σ_f は流動応力であり $2.7S_m$ とする。

(2) 塑性崩壊時の曲げ応力

塑性崩壊時の曲げ応力を負荷応力と安全率の式で与える。

$$P_b' = SF \left(P_m + P_b + \frac{Pe}{SF} \right) - P_m$$

運転状態Ⅲ、Ⅳにおける安全率として $SF=1.39$ を用いる。

(3) 許容曲げ応力

許容配管曲げ応力 S_c は以下の式を用いて算出する。

$$S_c = \frac{P_b' - P_e}{SF} - P_m \left(1 - \frac{1}{SF} \right)$$

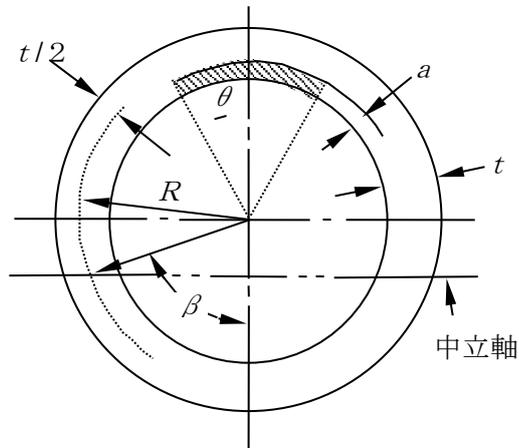


図 D-1 周方向欠陥形状

5. 炉心冷却必要流量への影響評価

機能維持に対する裕度の検討として、炉心スプレイ配管に亀裂を想定し、炉心冷却必要流量の裕度分への影響評価を実施する。

亀裂開口幅は、炉心スプレイ注入時に貫通亀裂が存在する場合を対象に、一次一般膜応力が 9.8MPa （一次曲げ応力はゼロ）負荷された場合を想定して Tada-Paris の方法を用いて算出する。また、残留応力による亀裂開口幅を約 0.35mm （残留応力による亀裂開口幅は、スパージャーと T ボックス部の過去のトラブル事例から、 0.35mm ($350\ \mu\text{m}$) とした）として加算した亀裂開口幅を算出する。

6. 評価結果

(1) 極限荷重評価法による許容欠陥寸法

T ボックス継手部及び直管部の許容欠陥寸法と欠陥角度の関係を図 D-2～図 D-7 に示す。また表 D-1 に評価対象部位、荷重条件、鋼種の違いによる周方向許容貫通欠陥角度をまとめて示す。T ボックス部の SUS304 鋼では、許容貫通欠陥角度は 140 度、低炭素ステンレス鋼 (SUS316L) では 130 度であった。また、配管（一次一般膜＋一次曲げ応力 38MPa ）では、許容貫通欠陥角度は SUS304 で 200 度、低炭素ステンレス鋼 (SUS316L) では 190 度であった。

(2) 炉心冷却必要流量への影響評価

対象とした炉心スプレイ配管は外径 168.28mm、肉厚 7.11mm の SUS304 鋼とし、亀裂開口幅に及ぼす応力の影響を検討した。図 D-8 に貫通亀裂角度と亀裂開口幅の関係を示す。炉心注入時の一次一般膜応力 9.8 MPa が負荷される場合、貫通亀裂角度が大きくなるとともに亀裂開口幅も大きくなり、半周欠陥 (180 度) を超えると、亀裂開口幅は大きく上昇する傾向があった。

極限荷重評価法による許容欠陥寸法評価では、半周欠陥を超える貫通欠陥を許容できるが、亀裂開口幅が半周欠陥を超えると大きく上昇する。機能維持による許容欠陥寸法の観点から、許容貫通欠陥角度は半周欠陥に抑えることとする。

貫通亀裂 (角度 140 度) に対する亀裂開口幅は以下の通り。

- ① 約 0.1mm (炉心スプレイ注入時：一次一般膜応力 9.8 MPa)
- ② 約 0.45mm (①+残留応力による亀裂開口量 0.35mm)

貫通亀裂 (角度 180 度) に対する亀裂開口幅は以下の通り。

- ① 約 1.0mm (炉心スプレイ注入時：一次一般膜応力 9.8 MPa)
- ② 約 1.35mm (①+残留応力による亀裂開口量 0.35mm)

上記の亀裂開口幅 (亀裂角度) をもとに炉心スプレイ注入時の漏洩量評価を行った。亀裂開口幅 0.45mm (亀裂角度 140 度) について図 D-9 に示す。亀裂 1 個を想定した場合の設計流量の裕度の減少分は約 0.3% であり、炉心冷却への必要流量に対する設計流量の裕度の減少分は、十分小さいことが確認された。また全溶接継手の両側の熱影響部 34 ヶ所に亀裂を想定した場合には約 10% であった。

亀裂開口幅 1.35mm (亀裂角度 180 度) における炉心スプレイ注入時の漏洩量評価を図 40 に示す。亀裂 1 個を想定した場合の設計流量の裕度の減少分は約 1.3% であり、炉心冷却への必要流量に対する設計流量の裕度の減少分は、十分小さいことが確認された。また全溶接継手の両側の熱影響部 34 ヶ所に亀裂を想定した場合には約 43% であった。

7. まとめ

運転状態 I, II 及び S₁地震荷重を考慮した極限荷重評価及び機能維持に対する裕度の検討として炉心冷却必要流量への影響評価を行い、許容貫通欠陥角度は半周欠陥に制限することを考慮して表 D-2 に許容貫通欠陥寸法をまとめた。

表 D-1 極限荷重評価法による評価対象部位における周方向許容貫通欠陥角度

部位	Pm+Pb (MPa)	鋼種	周方向許容貫通欠陥角度
T ボックス	92	SUS304	140
		低炭素ステンレス鋼	130
直管部	38	SUS304	200
		低炭素ステンレス鋼	190
直管部	17	SUS304	230
		低炭素ステンレス鋼	230

表 D-2 評価対象部位における周方向許容貫通欠陥角度 (まとめ)

部位	鋼種	周方向許容貫通欠陥角度
T ボックス	SUS304	140
	低炭素ステンレス鋼	130
直管部	SUS304	180
	低炭素ステンレス鋼	180

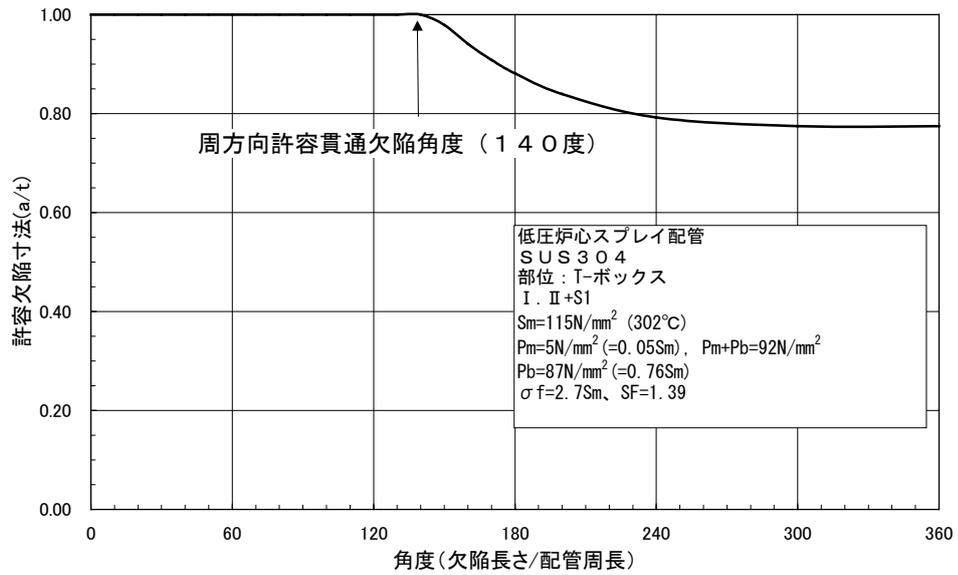


図 D-2 SUS304 鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=92\text{N/mm}^2$)

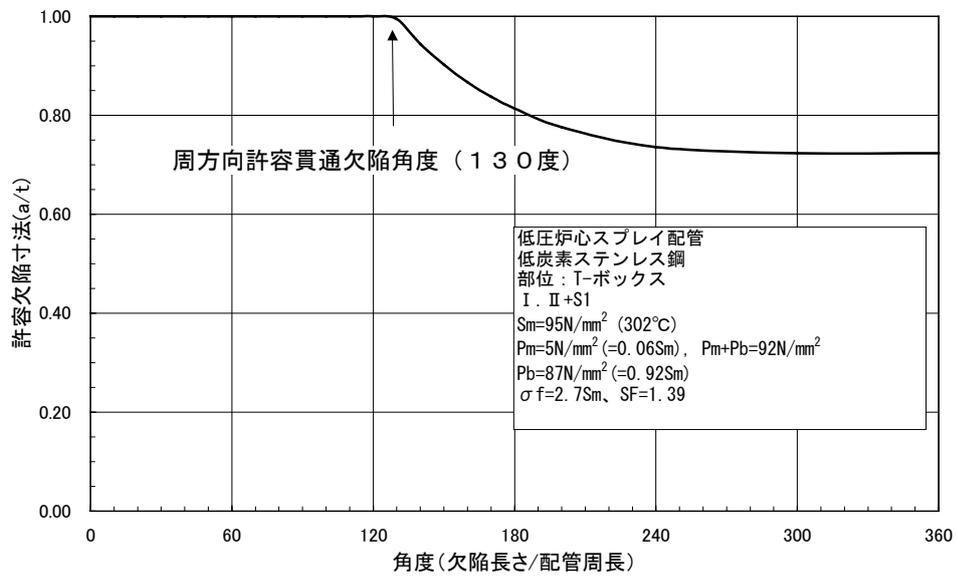


図 D-3 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=92\text{N/mm}^2$)

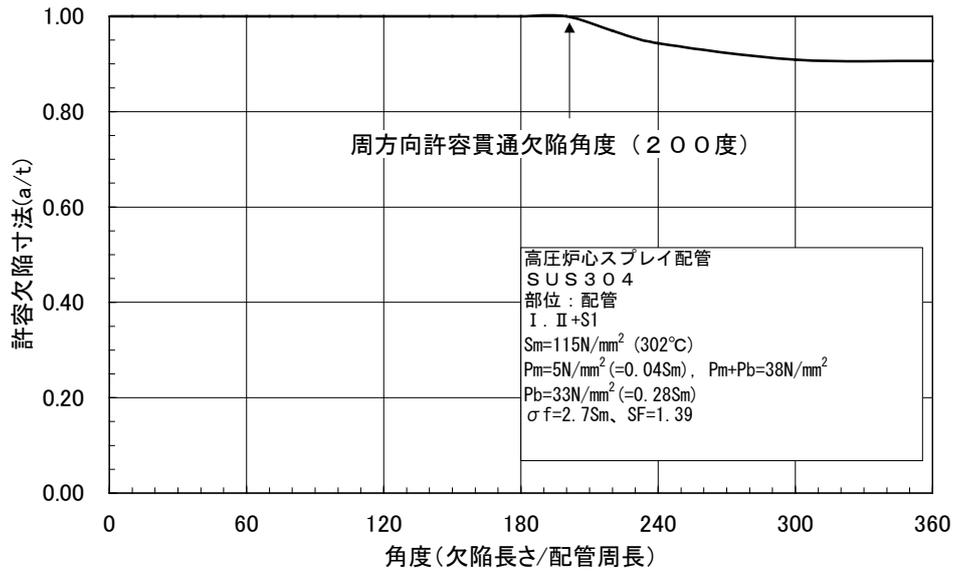


図 D-4 SUS304 鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=38\text{N/mm}^2$)

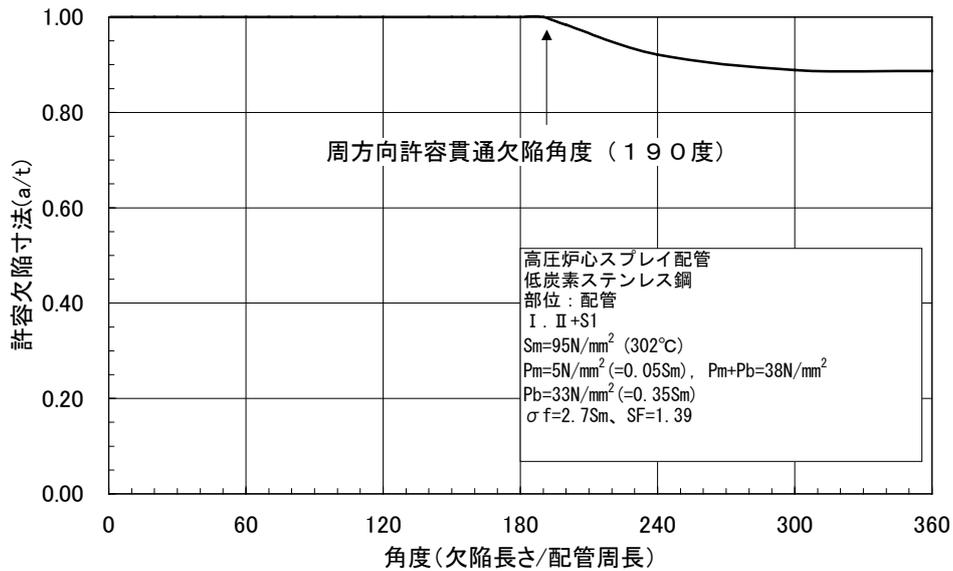


図 D-5 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=38\text{N/mm}^2$)

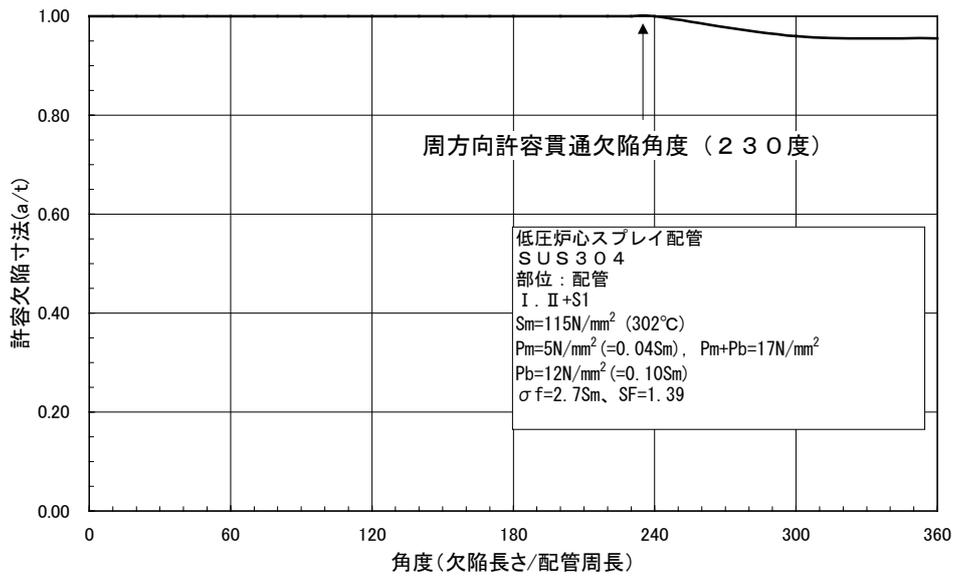


図 D-6 SUS304 鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=17\text{N/mm}^2$)

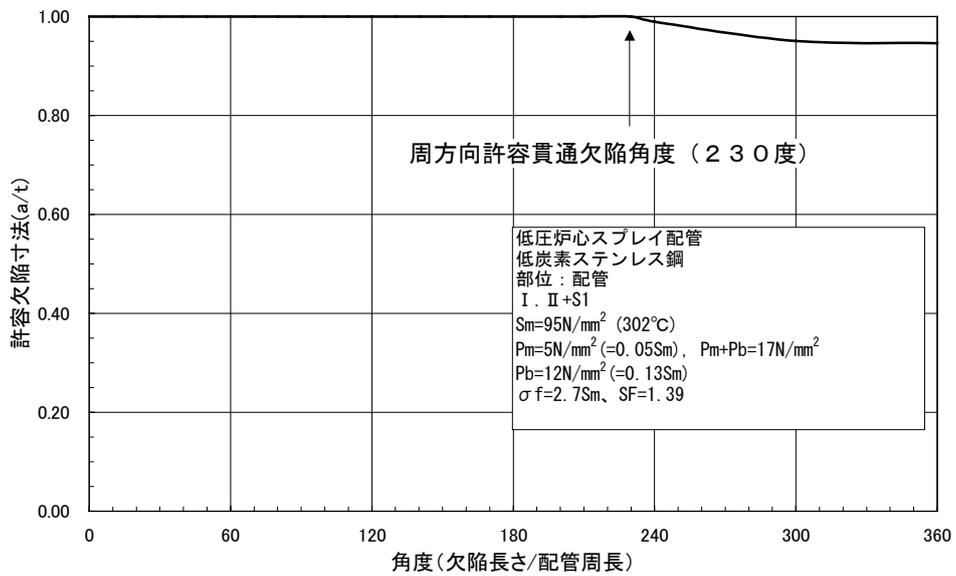


図 D-7 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
($P_m+P_b=17\text{N/mm}^2$)

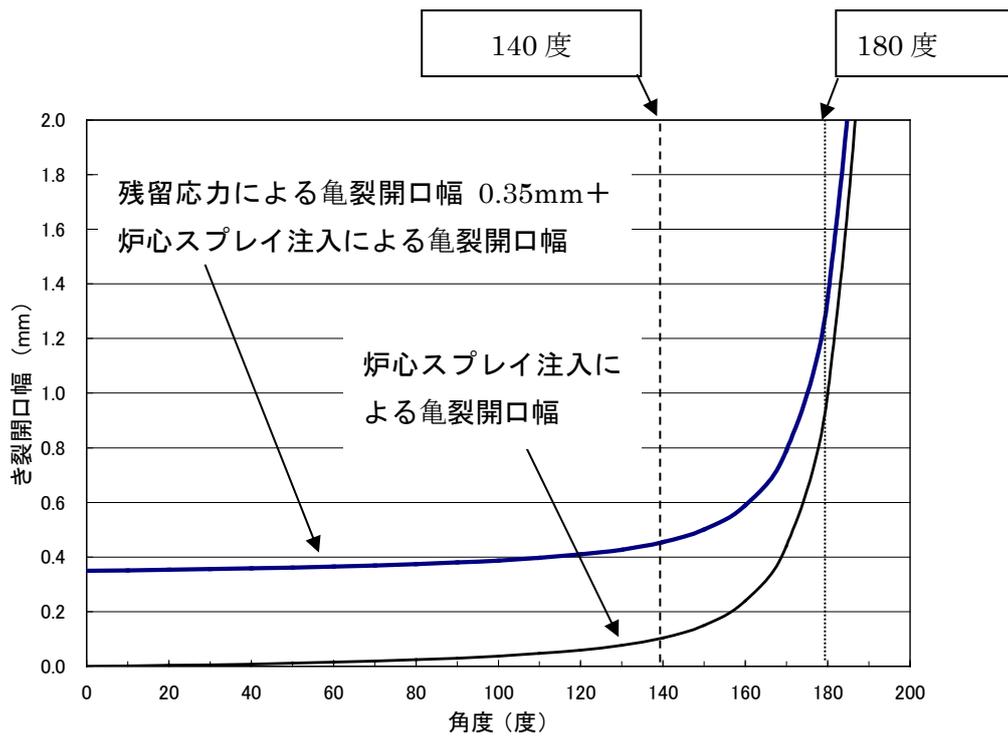


図 D-8 貫通亀裂角度と亀裂開口幅の関係

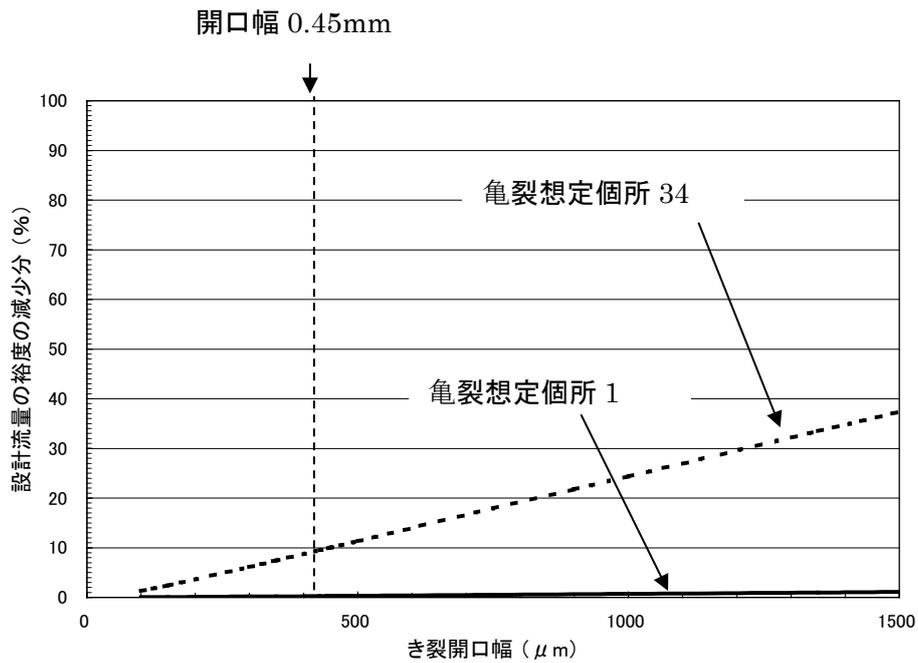


図 D-9 設計流量の裕度の減少分に及ぼす亀裂開口幅の影響
(亀裂角度 140 度)

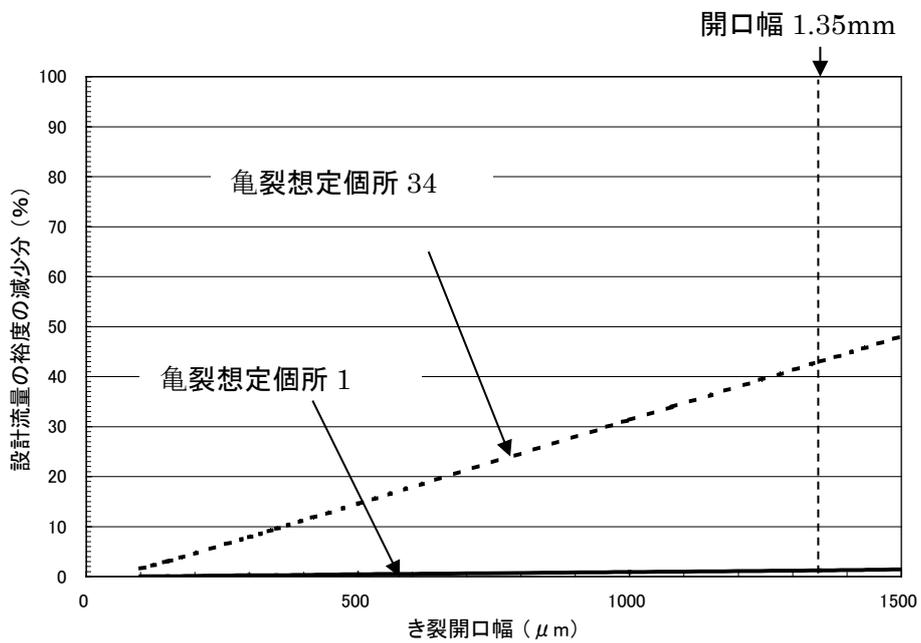


図 D-10 設計流量の裕度の減少分に及ぼす亀裂開口幅の影響
(亀裂角度 180 度)

付録 E 炉心スプレイ配管・スパージャの点検における接近性について

1. 配管形状及び溶接部位

1. 1 溶接部位

1100MWe プラントにおける炉心スプレイ配管・スパージャの概略及び溶接線位置を図 E-1 に示す。

1. 2 点検可能範囲

一般的な検査装置である、吊下げカメラを用いた場合の各溶接線に対する点検可能範囲をまとめたものを表 E-1 に示す。

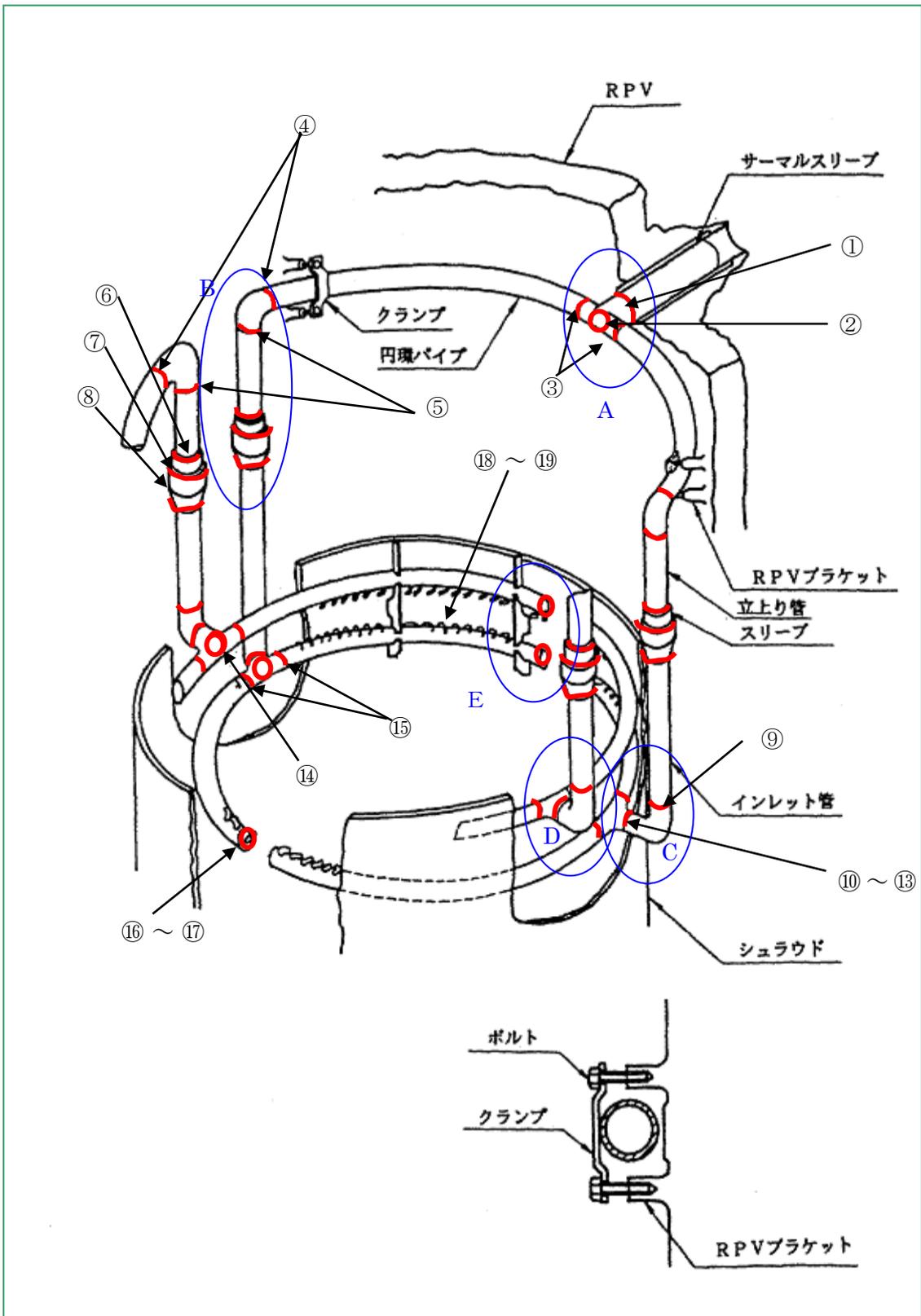


図 E-1 炉心スプレイ配管・スパージャ概略図

表 E-1 (1) 1100MWe プラント炉心スプレィ配管系統溶接線 VT 接近可能範囲 (1) (吊下式カメラ)

No.	名称 (箇所数)	外面		内面	
		接近可能 範囲	理由	接近可能範囲	理由
①	ヘッドサーマルスリーブ 溶接部 (2箇所)	0%	ヘッドの内面溶接のため。	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
②	カバースプレィト溶接部 (2箇所)	100%	—	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
③	円環パイプとヘッドの溶接 部 (4箇所)	50%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
④	円環パイプ—90度エルボ 溶接部 (4箇所)	50%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
⑤	90度エルボ—立ち上がり 管 (4箇所)	50%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
⑥	立上がり管—スリーブ溶接 部 (4箇所)	75%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
⑦	スリーブ—インレットスリ ーブ溶接部 (4箇所)	75%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め (側視カメラを適用)	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。
⑧	インレットスリーブ—イン レット溶接部 (4箇所)	75%	RPVと吊下式カメラの干渉のた め (側視カメラを適用)	0%	炉外配管を切断しなければ、ア クセス不可。

表 E-1 (2) 1100MWe プラント炉心スプレイ配管系統溶接線 VT 接近可能範囲 (2) (吊下式カメラ)

No.	名称 (箇所数)	外面		内面	
		接近可能範囲	理由	接近可能範囲	理由
⑨	インレット—90°エルボ 溶接部 (4箇所)	75%	側視カメラを適用 RPVと吊下式カメラの干渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑩	90°エルボ—接続管溶接 部 (4箇所)	75%	ヘッドボルトブラケットとの干 渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑪	接続管—リングブラケット 溶接部 (4箇所)	75%	ヘッドボルトブラケットとの干 渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑫	リングブラケット—シユラ ウド溶接部 (4箇所)	75%	ヘッドボルトブラケットとの干 渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑬	接続管—ヘッド溶接部 (4箇所)	0%	リングブロックが外部を覆って いるため、アクセス不可。	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑭	フタ溶接部 (4箇所)	100%	—	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。
⑮	ヘッド—スパージャパイプ 溶接部 (8箇所)	50% (上部) 35% (下部)	上部リング及び上部格子板と吊 下式カメラの干渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、 クセス不可。

表 E-1 (3) 1100MWe プラント炉心スプレイ配管系統溶接線 VT 接近可能範囲 (3) (吊下式カメラ)

No.	名称 (箇所数)	外面		内面	
		接近可能範囲	理由	接近可能範囲	理由
⑯	スーパージャパイプ一端板溶接部 (8箇所)	70% (上部) 63% (下部)	シュラウド及び上部格子板と吊下式カメラの干渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、アクセス不可。
⑰	端板—オリフイス溶接部 (8箇所)	50%	シュラウドと吊下式カメラの干渉のため	0%	炉外配管を切断しなければ、アクセス不可。
⑱	スーパージャパイプ—ノズル 90°エルボ溶接部 (260箇所)	50%	スーパージャパイプと吊下式カメラの干渉のため	0%	ノズル開口部からアクセス不可
⑲	90°エルボ—ノズル溶接部 (260箇所)	50%	スーパージャパイプと吊下式カメラの干渉のため	0%	ノズル開口部からアクセス不可

付録 F 想定する周方向初期亀裂の数の検討

1. 実機配管 SCC 事例における周方向亀裂の配置

実機配管 SCC 事例を調査した結果、同一溶接線上に複数の周方向亀裂が確認された例は 5 例あった。これらの事例における複数の周方向亀裂の長さ、配置と、本ガイドラインで想定される板厚貫通時の亀裂長さ（注 1）とを比較して、それぞれ図 F-1～F-5 に示す。

5 例のうち、実機事例 1～4 については、本ガイドラインでの想定貫通亀裂に包絡されている。実機事例 5 については、想定貫通亀裂に包絡されていないが、想定貫通亀裂を本ガイドラインの欠陥評価手法に基づき、強度上最も不利な位置（引張り応力最大位置）に想定することにより、強度評価上包絡されているものと考えられる。

（注 1）：周方向初期亀裂（深さ 50 μm ，長さ 500 μm ）がアスペクト比を保ったまま板厚貫通した場合の貫通亀裂（亀裂長さが板厚の 10 倍）

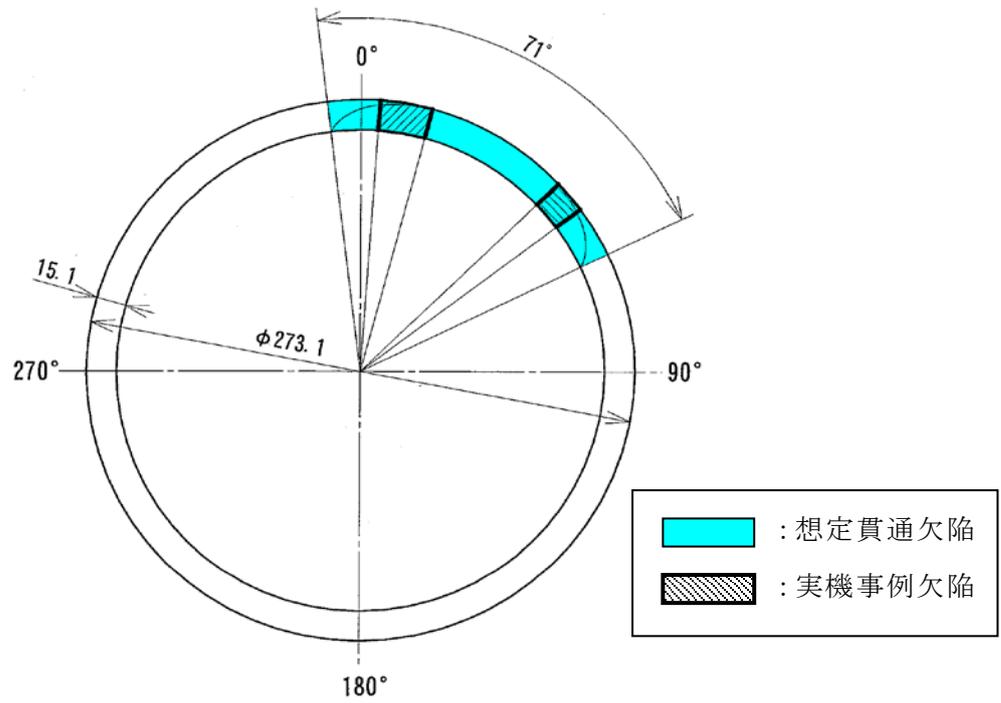


図 F-1 実機事例 1 の欠陥配置

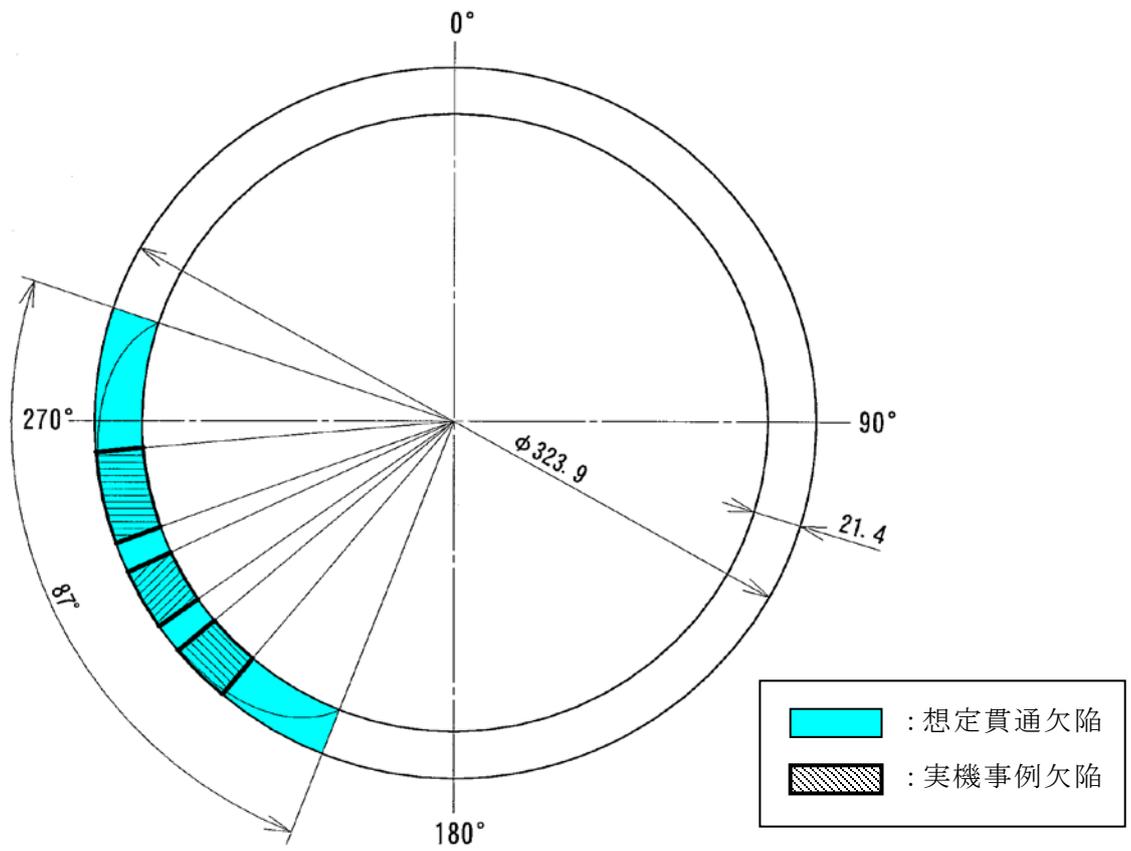


図 F-2 実機事例 2 の欠陥配置

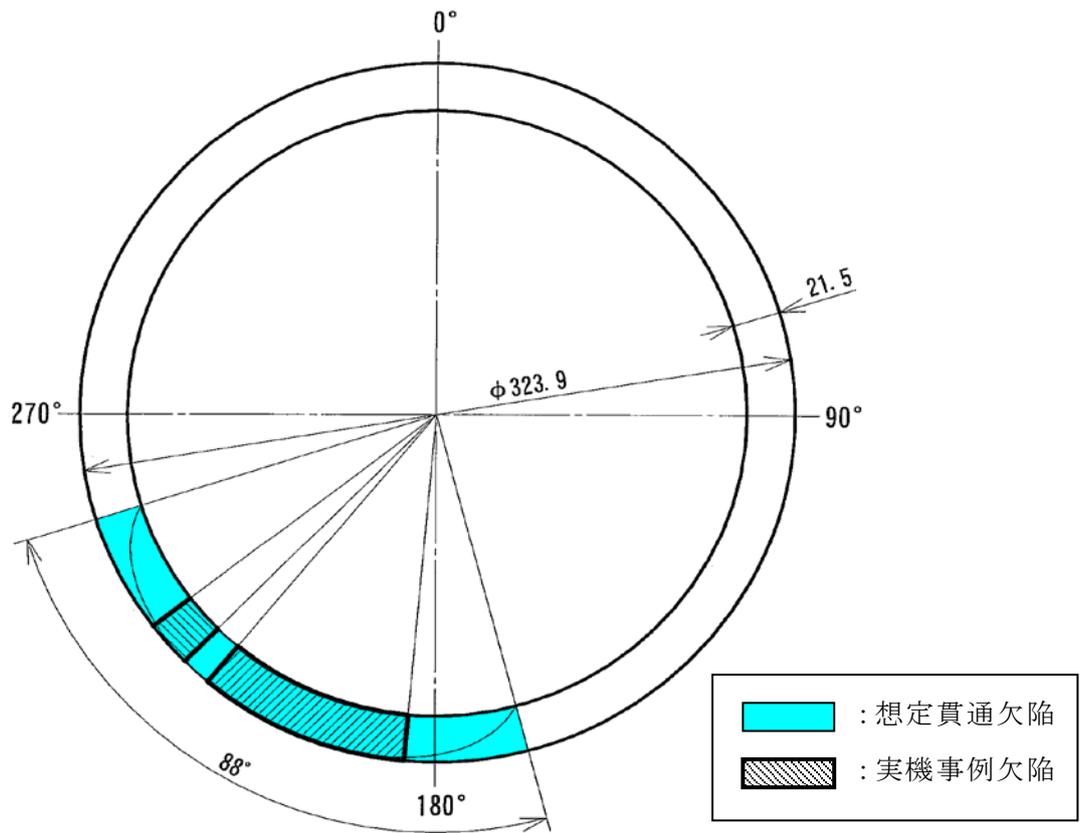


図 F-3 実機事例 3 の欠陥配置

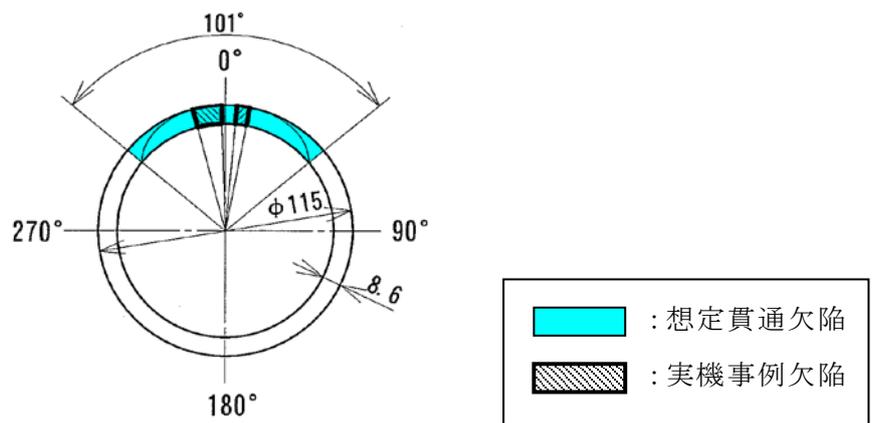


図 F-4 実機事例 4 の欠陥配置

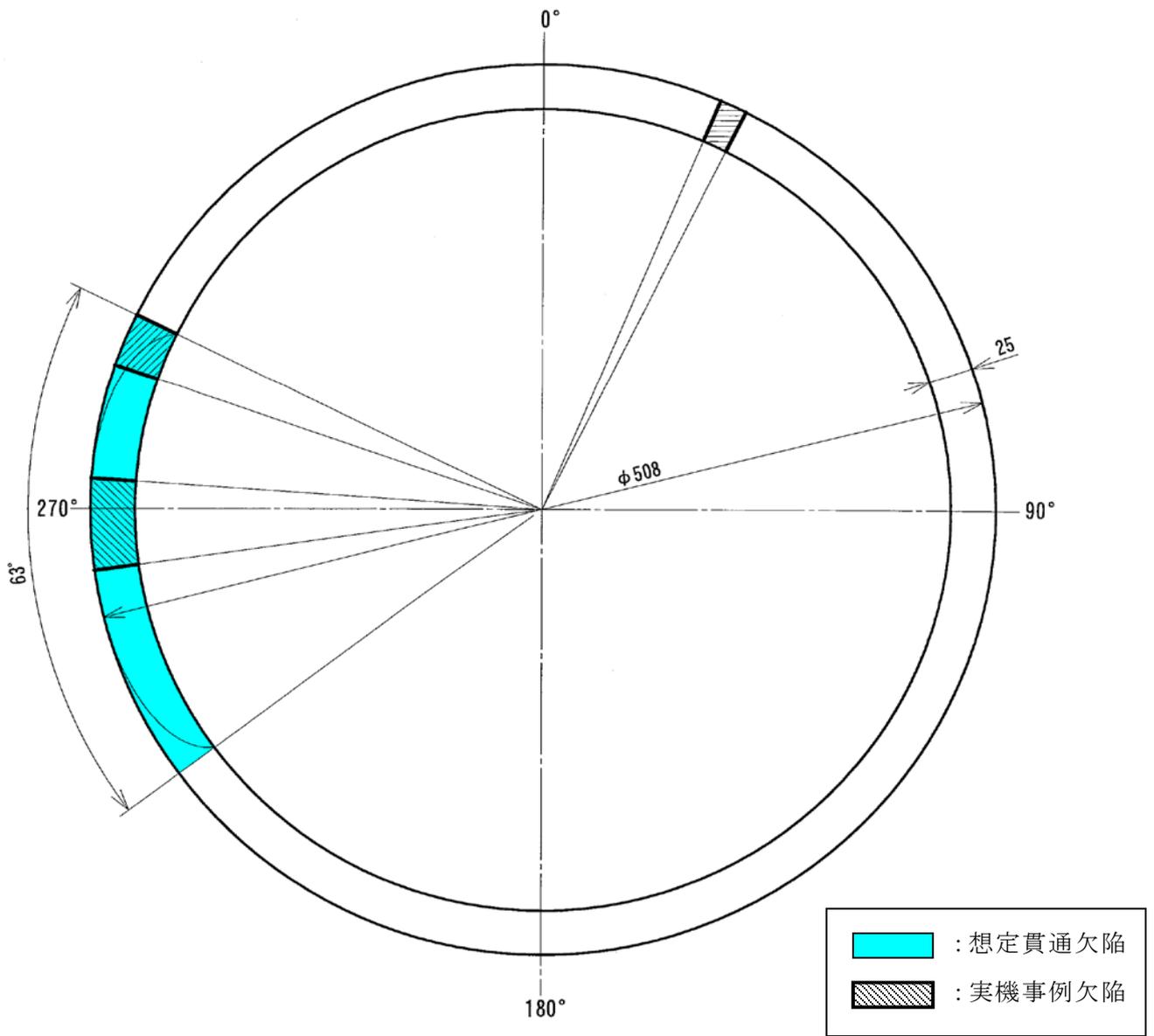


図 F-5 実機事例 5 の欠陥配置

2. 複数欠陥がある場合の配管強度の評価例

配管の断面に、比較的大きな貫通欠陥（長さ： L ）が1つある場合と、小さな貫通欠陥（合計長さ： L ）がある場合の強度の比較を行った。

（1）軸方向荷重に対する強度

欠陥断面積が同じ、即ち配管の残存断面積が同じであるため、軸方向荷重に対する両者の強度は基本的に等しい。

（2）モーメント荷重に対する強度

比較的大きな1つの貫通欠陥（長さ： L ）と、長さが $L/3$ の3つの貫通欠陥がある場合を例にとり、モーメント荷重に対する配管の強度として断面2次モーメントの比較を行った。

想定した貫通欠陥の配置と各欠陥配置の断面2次モーメントの比較を表 F-1 に示す。

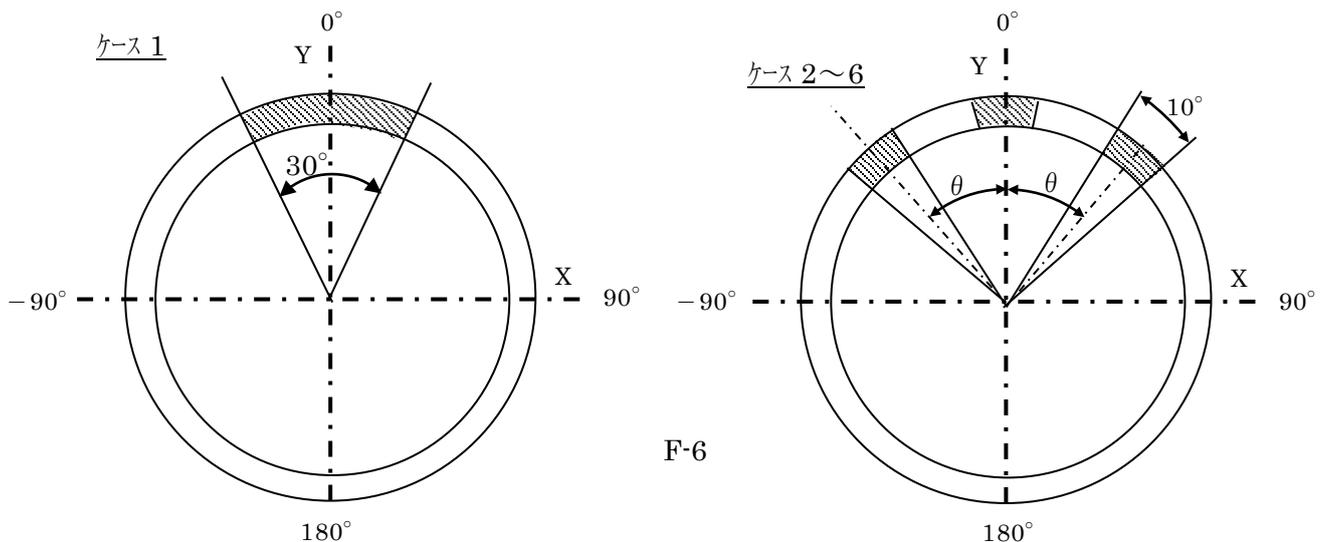
表 F-1 から、比較的大きな1つの貫通欠陥がある場合の断面2次モーメントの最小値は、3つの小さな欠陥がいずれの配置となった場合の断面2次モーメントよりも小さくなっていることが分かる。

上記（1）、（2）より、配管の同一断面に複数の貫通欠陥がある場合には、これらの欠陥の長さの総和に等しい1つの貫通欠陥を最も不利な方向に想定すれば、保守側の強度評価となる。

表 F-1 貫通欠陥の配置による断面 2 次モーメントの比較

		貫通欠陥配置 [各貫通欠陥(欠陥幅 10°) の中心線の角度方向位置] (下図参照)	X 軸と平行な軸に対する断面 2 次モーメント : I_x (注 1 参照)	Y 軸と平行な軸に対する断面 2 次モーメント : I_y (注 1 参照)	断面 2 次モーメントの最小値 : $\text{Min}(I_x, I_y)$
ケース 0		(欠陥なし)	1	1	1
ケース 1 (1つの貫通欠陥)		-15°~15° (欠陥幅 30°)	0.82	0.99	0.82
3つの貫通欠陥	ケース 2	-30°	0.85	0.97	0.85
		0°			
		30°			
	ケース 3	-60°	0.97	0.92	0.92
		0°			
		60°			
	ケース 4	-90°	0.94	0.89	0.89
		0°			
		90°			
	ケース 5	-120°	0.91	0.92	0.91
		0°			
		120°			
ケース 6	-170°	0.86	0.99	0.86	
	0°				
	170°				

注1. 断面 2 次モーメントは薄肉円筒として計算し、ケース 0 (欠陥なし) の断面 2 次モーメントに対しての比率を示す。



付録 G 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

炉内配管（炉心スプレイ配管（以下 CS 配管）及びジェットポンプ）の周溶接線を対象に、点検実施範囲で確認された欠陥の割合から、未点検範囲を含めた全体の欠陥割合を確率計算による 95%信頼上限として設定することを検討した。以下に検討内容を示す。

具体的計算方法を図 1 に示す。

図 1 において、

$$\begin{aligned} \text{周溶接線の点検割合} &= [\text{周溶接線の点検長さ}] / [\text{周溶接線全周}] \\ &= N / M \end{aligned}$$

$$\begin{aligned} \text{点検範囲の欠陥割合} &= [\text{点検範囲の欠陥長さの合計}] / [\text{周溶接線の点検長さ}] \\ &= m / N \end{aligned}$$

と表されるが、周溶接線の点検割合（ N/M ）及び点検範囲の欠陥割合（ m/N ）が同じであっても、 M の値、即ち母数の大きさの取り方によって、周溶接線全周の欠陥割合の信頼上限 $m/N + \Delta p$ の値は異なる。 M の値は、周溶接線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、周溶接線の点検最小単位を 10mm とし、炉内配管の中で最も直径の小さい CS 配管の全周がおよそ 500mm であることから、周溶接線全周の母数 M を、 $500\text{mm} / 10\text{mm} = 50$ とすることとした。

$M=50$ とし、点検割合（ X ）と全周の想定欠陥割合（ p ）の信頼上限の関係を、点検範囲での欠陥比率をパラメータ（ $=0.01, 0.1, 0.5$ ）にして、図 G-2 に示す。なお、図 2 には、参考として未点検範囲をすべて欠陥とみなす場合の全周の想定欠陥割合を併せて示す。

図 G-2 から以下のことが判る。

- ① 点検範囲における欠陥比率が高い、あるいは点検割合 (X) が小さい場合には、全周の想定欠陥割合 (p) の 95%信頼上限は点検範囲での欠陥比率に比べ有意に高くなる。
- ② しかし、点検割合 (X) が 0.5 に至ると、点検範囲での欠陥比率が 0.01 程度に小さい場合には、点検範囲での欠陥比率と同等とみなせる。

3. 炉内配管の点検可能範囲

ジェットポンプの周溶接線については、吊下式カメラを用いて概ね 90%の範囲が点検可能（ジェットポンプガイドラインより）であり、CS 配管の周溶接線については吊下式カメラの点検可能範囲が一部 50%に留まると推定される部位もある（炉心スプレイ配管／スパージャガイドライン 付録 E）が小型 CCD カメラ等の適用により、いずれの溶接線とも 75%程度の範囲が点検可能と思われる。

炉内配管（ジェットポンプ及び炉心スプレイ配管）の推定点検範囲（0.75～0.9）を図 2 に併せて記す。

4. 未点検範囲の欠陥想定方法

2 項の②及び 3 項の検討結果から、炉内配管（ジェットポンプ及び炉心スプレイ配管）の周溶接線の点検で、アクセス可能な全域の点検を実施し、点検実施範囲で欠陥が発見されなかった場合には、未点検範囲には欠陥を想定しないこととする。但し、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ある場合は除外する。

- 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、

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

95%信頼性区間 : 100(1-α)=95 α = 0.05 Z(α/2)=Z(0.025)= 1.96

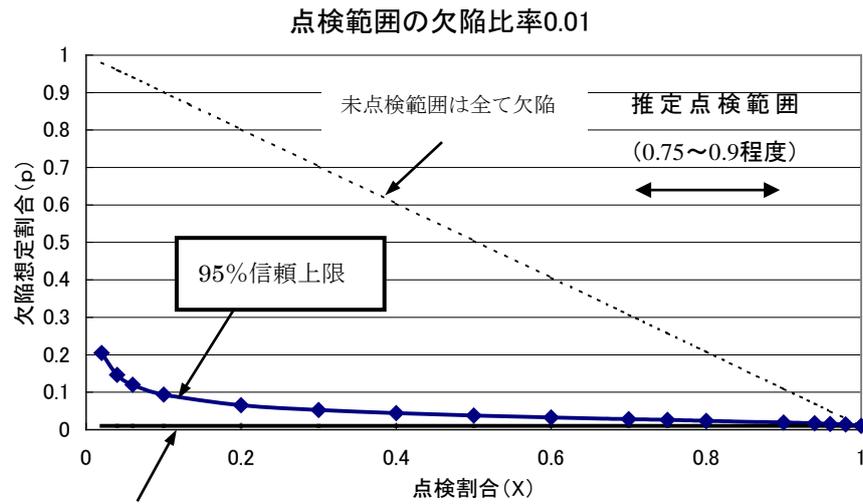


炉内配管全周の欠陥割合の95%信頼上限推定

N/M	炉内配管の点検割合=X
m/N	点検範囲における欠陥割合=Y
$\frac{m}{N} + \Delta p$	炉内配管全周の欠陥割合の上限
$\frac{m}{N} - \Delta p$	炉内配管全周の欠陥割合の下限
Δp	$Z(\alpha/2) \times \text{SQRT} \left(\frac{(M-N)}{(M-1)} \times \frac{m}{N} \times \frac{(1-m/N)}{N} \right)$

95%信頼性区間 : 100(1-α)=95
Z(α/2)=Z(0.025)= 1.96

図 G-1 炉内配管の想定欠陥割合の具体的計算方法



点検範囲の欠陥比率

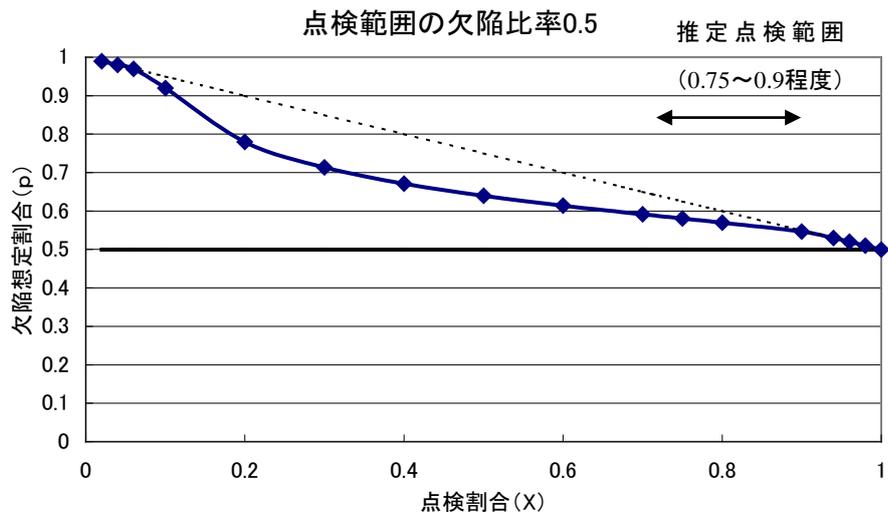
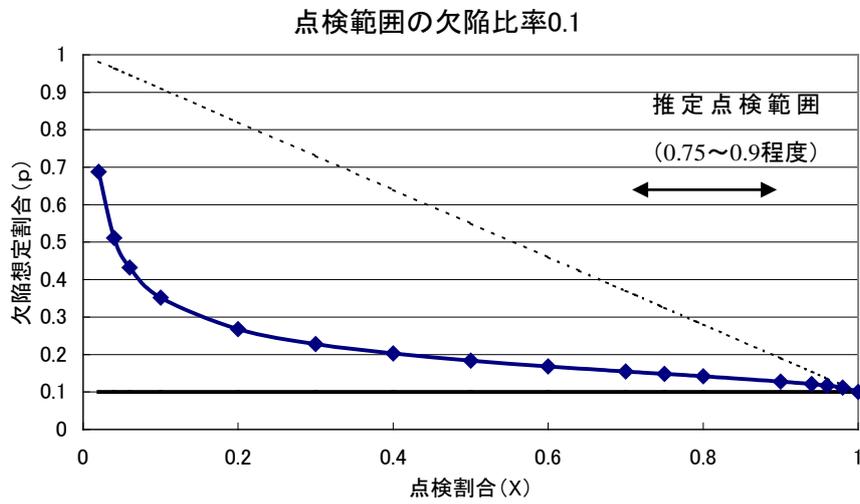


図 G-2 全周の想定欠陥割合 (p) の信頼上限計算結果

付録 H 炉心スプレイ配管・スパージャの部位毎の点検の考え方

1. 概要

本付録は、炉心スプレイ配管・スパージャの各部位について、①機能、②形状及び材質、③想定される劣化事象及び国内外の運転経験、④損傷による安全機能への影響等を考慮した点検の考え方を示したものである。

2. 部位毎の点検方針

2.1 機能

2.1.1 炉心スプレイ配管・スパージャのうち（炉心シュラウド外側）

ヘッド及び円管 1 と円管 1 を支持する機能を有するブラケットから構成されており、炉心スプレイスパージャに冷却材を導く流路形成の機能を有する。

2.1.2 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド内側）

炉心に冷却材を導く流路形成の機能（ヘッドと円管 2）、炉心に冷却材を注入時にスプレイする機能を有する（ノズル）、円管 2 を支持する機能（スパージャブラケット）がある。

2.2 形状及び材質

炉心スプレイ系配管は、RPV の炉心スプレイノズル・サーマルスリーブと、炉心シュラウド上部胴に取付けられた炉心スプレイスパージャを結ぶ炉内配管である。炉心スプレイスパージャは、炉心シュラウド上部胴内側に取付けられた曲管で多数の冷却材の吐出用ノズルを持っている。炉心スプレイ配管・スパージャの材質は、炭素含有量が 0.030% を超えるステンレス鋼（SUS304：以下、「SUS304」と称する。）または炭素含有量が 0.030% 以下のステンレス鋼（SUS304L, SUS316L 等：以下、「低炭素ステンレス鋼」と称する。）であり、溶接による構造物である。

2.3 想定される劣化事象

炉心スプレイ配管・スパージャはステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が発生する可能性がある。SCC については、SUS304 に比べて、低炭素ステンレス鋼では、発生の可能性は低い。

2.4 国内外の運転経験

2.4.1 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド外側）

過去に米国で確認された損傷事例は、ヘッド溶接部において SUS304 の場合、のべ約 110 回の点検で約 6% の割合で、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約 60 回の点検で約 5% の割合で亀裂が確認されている。円管 1 の溶接部において SUS304 の場合、のべ約 600 回の点検で約 3% の割合で、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約 300 回の点検で約 0.3% の割合で亀裂が確認されている。また、リングブラケットの溶接部において SUS304 の場合、のべ約 160 回の点検で約 7% の割合で亀裂が確認され、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約 70

回の点検で亀裂が確認されていない。

国内においては、1プラントにおいて、SUS304のヘッダ溶接部近傍にSCCによる亀裂が確認されている。当該部に対しては、取替工事を実施した。

2.4.2 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド内側）

過去に米国で確認された損傷事例は、ヘッダ溶接部においてSUS304の場合、のべ約280回の点検で約2.5%の割合で、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約120回の点検で約0.8%の割合で亀裂が確認されている。円管2とノズルの溶接部においてSUS304の場合、のべ約8700回の点検で約0.07%の割合で亀裂が確認され、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約5000回の点検で亀裂が確認されていない。円管2の溶接部においては、SUS304の場合、のべ約190回の点検で、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約90回の点検で亀裂が確認されていない。スパージャブラケットとシュラウドの溶接部においてSUS304の場合、のべ約250回の点検で約6%の割合で、低炭素ステンレス鋼の場合、のべ約160回の点検で約3%の割合で亀裂が確認されている。

国内においては、1プラントにおいて、SUS304のヘッダ溶接部近傍にSCCによる亀裂が確認されている。当該部に対しては、クランプを取り付ける補修工事を実施した。また、2プラントにおいて、スパージャのデフレクタの一部の脱落（計8個）が確認されている。これらの原因はSCCではないと判断されている。当該部に対しては、炉心スプレイ配管・スパージャの機能へ影響が無いことが確認されたため、現状維持の状況となっている。

2.5 損傷による安全機能への影響

2.5.1 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド外側）

炉心スプレイスパージャに冷却材を導く流路形成の機能を有する円管1とヘッダの各溶接部に対しては損傷により安全機能への影響を与える可能性がある。

円管1を支持しているリングブラケットやクランプは、複数配置により支持機能を有している。このため、1箇所が損傷したとしても直ちに炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に、炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至り、安全機能へ影響を与える可能性がある部位と判断できる。

2.5.2 炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド内側）

ノズルに冷却材を導く流路形成の機能を有する円管2の各溶接部は、冷却材を炉心に注入する流路形成の機能を有しており安全機能上重要である。

スパージャブラケットとシュラウドの溶接部は、複数配置により支持機能を有している。このため、1箇所が損傷したとしても直ちに炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に、炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至り、安全機能へ影響を与える可能性がある部位と判断できる。

ノズルは、炉心へ冷却材を注入する際にスプレイする機能を有しているが、損傷したとしても安全機能（非常用炉心冷却の確保）に影響は無いと判断できる。

2.6 点検方針

損傷による安全機能への影響は、2.5 項に記載したように部位により異なる。また、想定される劣化事象及び運転経験の観点については 2.4 項に記載したように、材質の違いだけでなく、部位によっても SCC の発生頻度が異なることが分かる。

以上より、損傷事例の発生頻度は低いと考えられる部位に対しても、安全機能への影響があることを考慮して、各部位の点検方針を以下の通り定めた。

円管 1、円管 2 の溶接部 (P4a, b, c, d, P5, P6, P7, P8a, S4) については、安全機能を有しており亀裂進展評価 (付録 B, E) の結果に基づき、MVT-1 による点検を実施することにより損傷の有無を確認する。なお、低炭素ステンレス鋼については、実運転年数 50 年経過まで評価上健全であることが確認されているが、データ拡充のため、運転期間中 1 回点検 (40 年間で 1 回) を実施することとした。

ヘッダの溶接部 (P2, P3, S1, S2) についても、亀裂進展評価 (付録 B, E) の結果に基づき、MVT-1 による点検を実施することにより損傷の有無を確認する。なお、サーマルスリーブとヘッダの溶接部 (P1) については、解説 2-5 の記載の通り点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。

ブラケットの溶接部 (P8b, PB, SB)、ノズル溶接部 (S3) については、損傷による安全機能への影響の観点から一般点検に併せて、点検を実施することとした。ブラケットの溶接部 (P8b, PB, SB) に対しては、MVT-1 による点検とし、ノズル溶接部 (S3) は破断に至るとノズルの脱落に至る可能性があるが安全機能への影響は無いことから、データ拡充のため、VT-3 での点検を実施することとした。

適用する点検間隔・手法を表 H-1 に示す。なお、点検により損傷が確認された場合は、本文 4.1.3 項、4.2.3 項、4.3.3 項に従い点検周期を定め点検を実施する。

表 H-1 炉心スプレイ配管・スパー ज्याの点検間隔・手法

点検部位		点検手法	上段：初回点検時期／個所 下段：点検周期／個所
P4a, b, c, d, P5, P6, P7, P8a, S4	円管 1 の溶接部 円管 2 の溶接部	MVT-1	<SUS304 の場合> 実運転年数 16 年以内／全箇所 2.6 年に 1 回／全箇所
			<低炭素ステンレス鋼の場合> 実運転年数 40 年以内／全箇所 11 年に 1 回／全箇所
P2, P3, S1, S2	ヘッダの溶接部	MVT-1	<SUS304 の場合> 実運転年数 10 年以内／全箇所 2.4 年に 1 回／全箇所
			<低炭素ステンレス鋼の場合> 実運転年数 27 年以内／全箇所 9 年に 1 回／全箇所
P8b, PB, SB	ブラケットの溶接部	MVT-1	<SUS304、低炭素ステンレス鋼の場合> 実運転年数 10 年以内／全箇所 10 年に 1 回／全箇所
S3	ノズル溶接部	VT-3	<SUS304、低炭素ステンレス鋼の場合> 実運転年数 10 年以内／全箇所 10 年に 1 回／全箇所

注記：

1. 下段の点検周期は、初回点検で全周 VT を実施し、亀裂が無かった場合に適用する。
2. ヘッダの溶接部のうち、サーマルスリーブとヘッダの溶接部（P1）については、点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。（解説 2-5）

3. 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) 「BWRVIP-251:BWR Vessel and Internals Project Technical Bases for Revision of the BWRVIP-18 Core Spray Inspection Program」

付録 I IASCC の可能性について

1. 目的

炉内構造物の損傷モードを検討する場合には、中性子照射による構造材料の経年劣化を考慮する必要がある。照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) は、近年、顕在化が指摘されている典型的劣化モードであり、炉心スプレイ配管、あるいは炉心スプレイスパージャのように炉心部に取り付けられている機器に対しては、その検討は不可欠である。

BWR を対象とした炉内中性子照射率評価では、評価結果を測定結果と比較することにより、評価精度が確認されている。本付録では、1100MWe, 800MWe および 500MWe 級プラントでの炉心により近い炉心スプレイスパージャの評価結果に基づき、炉心スプレイ配管、および炉心スプレイスパージャにおける IASCC の可能性を評価する。

2. IASCC 発生のしきい照射量

図 I-1 は、中性子照射したオーステナイト系ステンレス鋼溶体化処理材を対象に、BWR 加速環境中で SSRT 試験した結果である⁽¹⁾。SCC 感受性を示す粒界型応力腐食割れ(IGSCC)破面率は、SUS304 鋼の場合は中性子照射量が、およそ $5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ 以下、SUS316 鋼の場合では $1 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ 以下では見られないが、それ以上では、中性子照射量とともに増加する。

3. 炉内中性子束分布

1100MWe, 800MWe, および 500MWe 級プラントを対象に、2次元輸送計算コード(DOT 3.5)により、炉内近傍の高速中性子束分布($E > 1 \text{MeV}$)を評価した。

4. 評価結果

最も炉心スプレイ配管及び炉心スプレイスパージャのうち最も炉心に近い下部の炉心スプレイスパージャに対する評価結果を表 I-1 に示す。なお、評価はプラント稼働率を 80% と想定した。

表 I-1 炉心スプレイスパージャ(下部)の中性子照射の影響評価

対象	中性子束 ($\text{n/m}^2 \cdot \text{s}$)	中性子照射量 $5 \times 10^{24}(\text{n/m}^2)$ となる年数	供用 60 年の 照射量(n/m^2)	IASCC 考慮 必要性の有無
1100	3.0×10^{14}	6.61×10^2	4.54×10^{23}	無
800	2.9×10^{14}	6.83×10^2	4.39×10^{23}	無
500	4.6×10^{14}	4.31×10^2	6.96×10^{23}	無

表に示す影響評価結果より，炉心スプレイ配管および炉心スプレイスパーギャ点検対象部位の損傷モードを検討する場合において，IASCCを考慮しなくてもよいと考えられる。

(参考文献)

- (1) M.Kodama, R.Katsura, J.Morisawa, S.Nishimura, S.Suzuki, K.Asano, K.Fukuya, K.Nakata, “IASCC Susceptibility of Austenitic Stainless Steels Irradiated to High Neutron Fluence,” Proc. of 6th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 1993, pp.583-588.

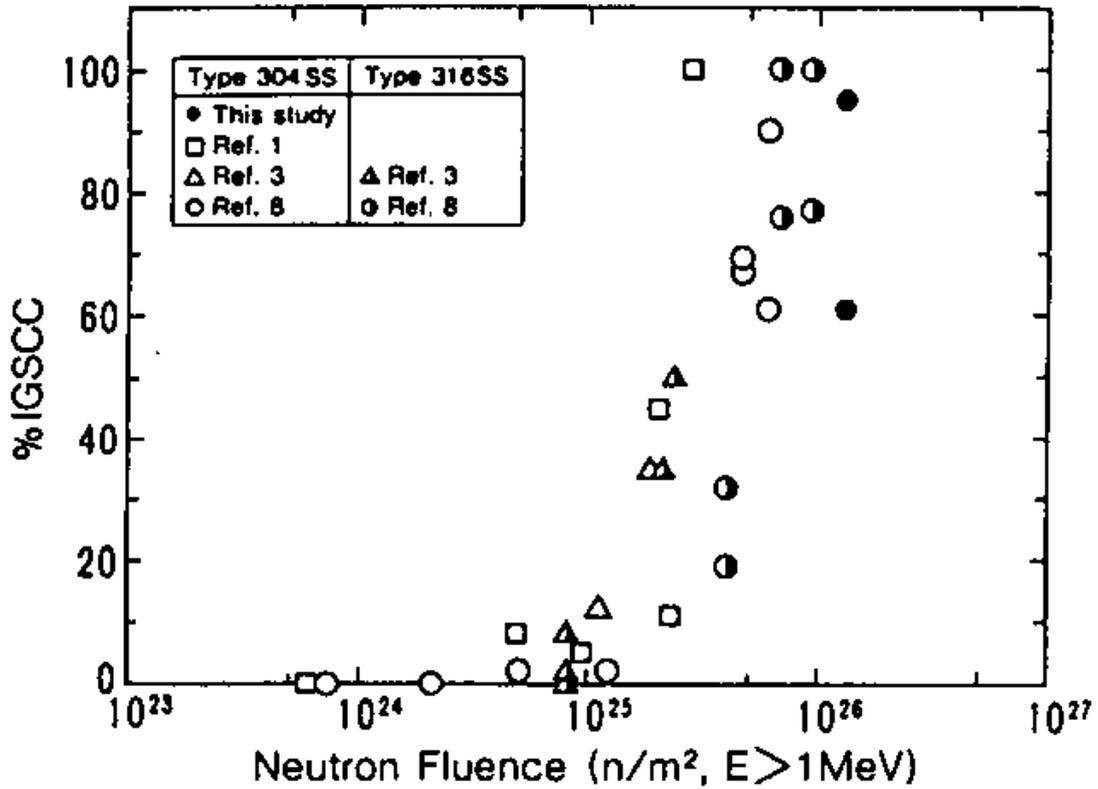


図 I-1 中性子照射したオーステナイト系ステンレス鋼の IGSCC 破面率と照射量の関係

[図 I-1 で引用されている参考文献]

Ref.1:W.L.Clarke, A.J.Jacobs, Proc. of 1st Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, NACE, 1983, pp.451-461.

Ref.3:A.J.Jacobs, G.P.Wozaldo, K.Nakata, T.Yoshida, I.Masaoka, Proc. of 3rd Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 1987, pp.673-680.

Ref.8:M.Kodama, S.Nishimura, J.Morisawa, S.Suzuki, S.Shima, M.Yamamoto, Proc. of 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, 1991, pp.948-954.

改訂経緯

平成 14 年 3 月 初版発行

平成 24 年 3 月 第 2 版発行

改訂内容は以下のとおり。

- 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，その結果を付録 J に記載した。

平成 30 年 7 月 第 3 版発行

改訂内容は以下のとおり。

- 本文の構成をよりわかりやすく見直した。（点検箇所毎の記載等）
- 廃炉に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。
- 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。
- 有意な劣化モード，運転経験，安全機能への影響に基づいた点検方針を示した付録 H を追加した。
- その他全体をとおして文章・図の適正化を図った。

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心スプレイ配管・スパージャ] の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、炉心スプレイ/スパージャに要求される機能を維持できるように合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 経年変化事象：応力腐食割れ
 - ② 炉心スプレイ/スパージャに要求される安全機能：
 - 炉心冷却機能
 - ③ 対象材料：オーステナイト系ステンレス鋼溶接部
 - ④ 具体的な点検対象溶接部： 構造強度評価、安全機能維持の評価結果から重要な周方向溶接部

なお、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（取替、貴金属注入等）についても考慮する。

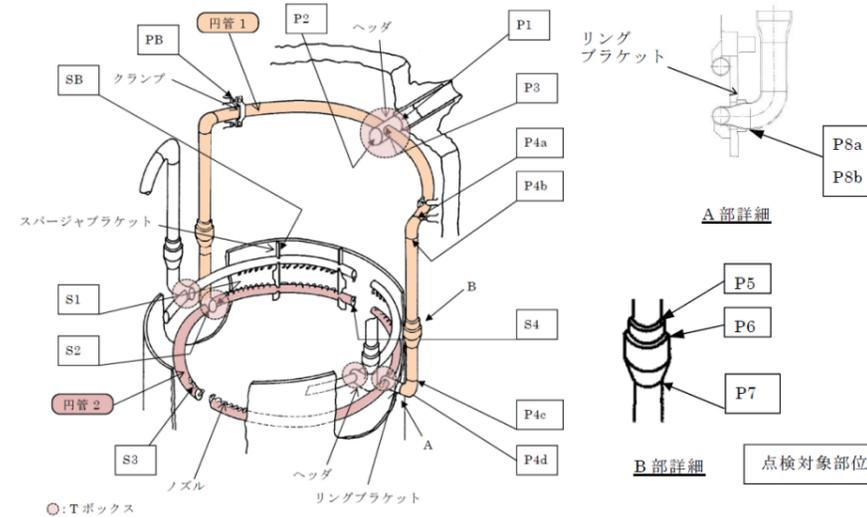


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造

2. 具体的な点検対象箇所

図1に示す炉心スプレイ/スパージャの点検可能な溶接線の周方向溶接線を対象とする。

3. 点検方法

- 目視試験を主体とし、必要に応じ超音波探傷試験、渦流探傷試験にて実施する。
- 目視検査では 1mil (0.025mm) 幅のワイヤの識別が可能な条件で実施する。
- 超音波探傷試験は JEAC4207 に準拠するか、同等な手法で実施する。
- 渦電流探傷試験は、対象に対する検出感度が確認された手法を用いて実施する。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- 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、荷重伝達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長さ（健全部の長さ）を算出する。（図-2）
- 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部の長さが許容残存長さ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-3）

以上より、次回点検までの亀裂進展を想定しても、必ず許容残存長さ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。（図-4）

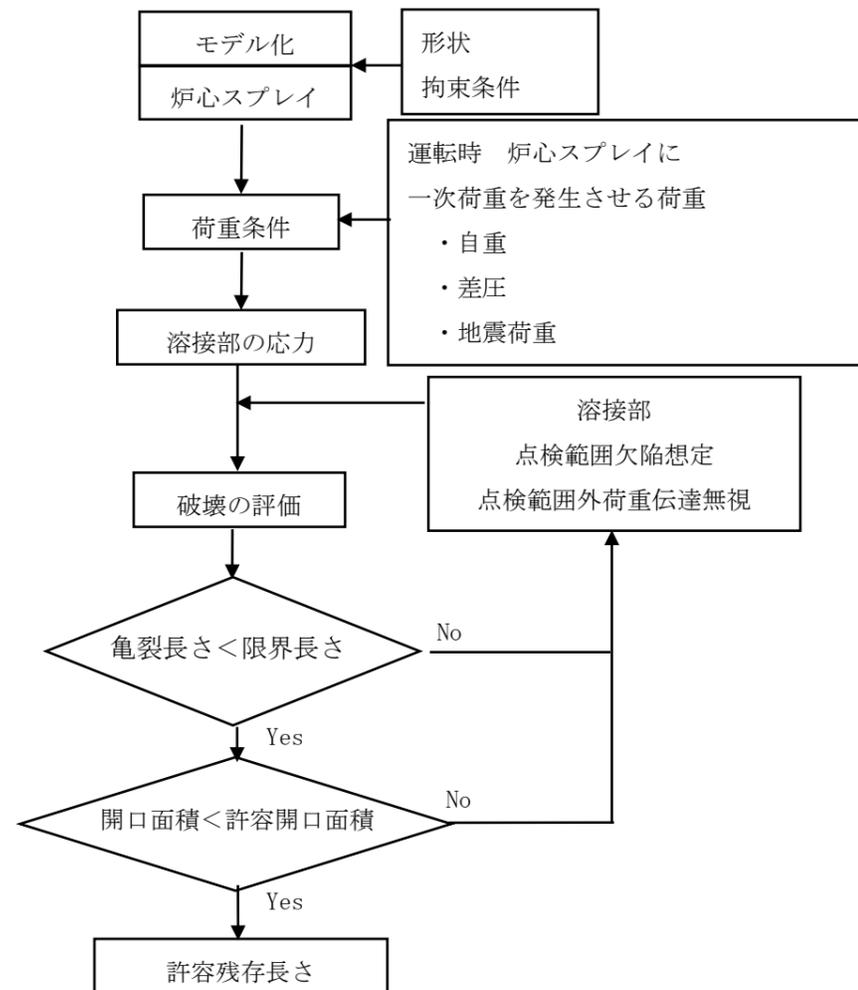


図2 許容残存長さの算出フロー

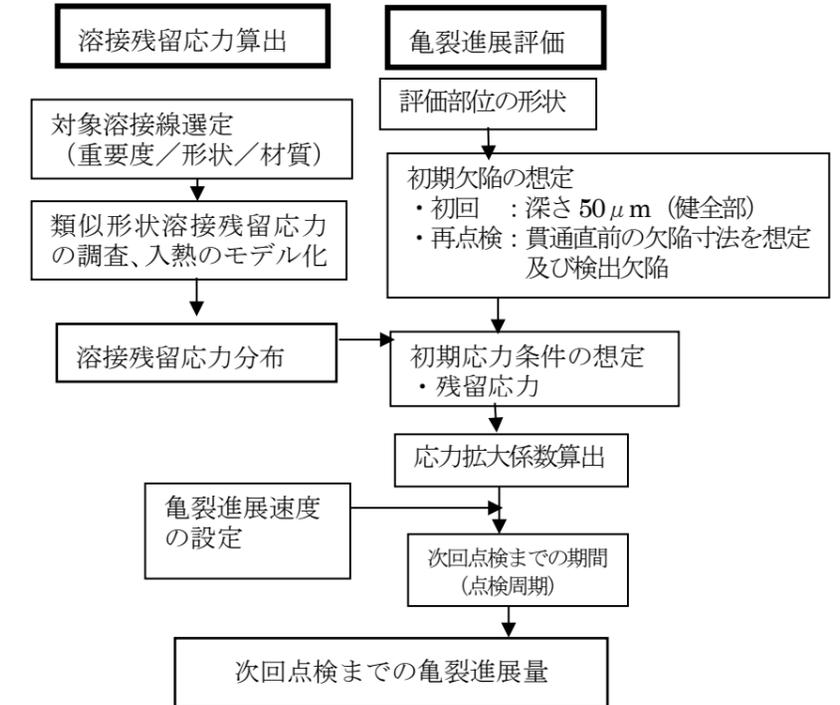


図3 亀裂進展量算定の手順

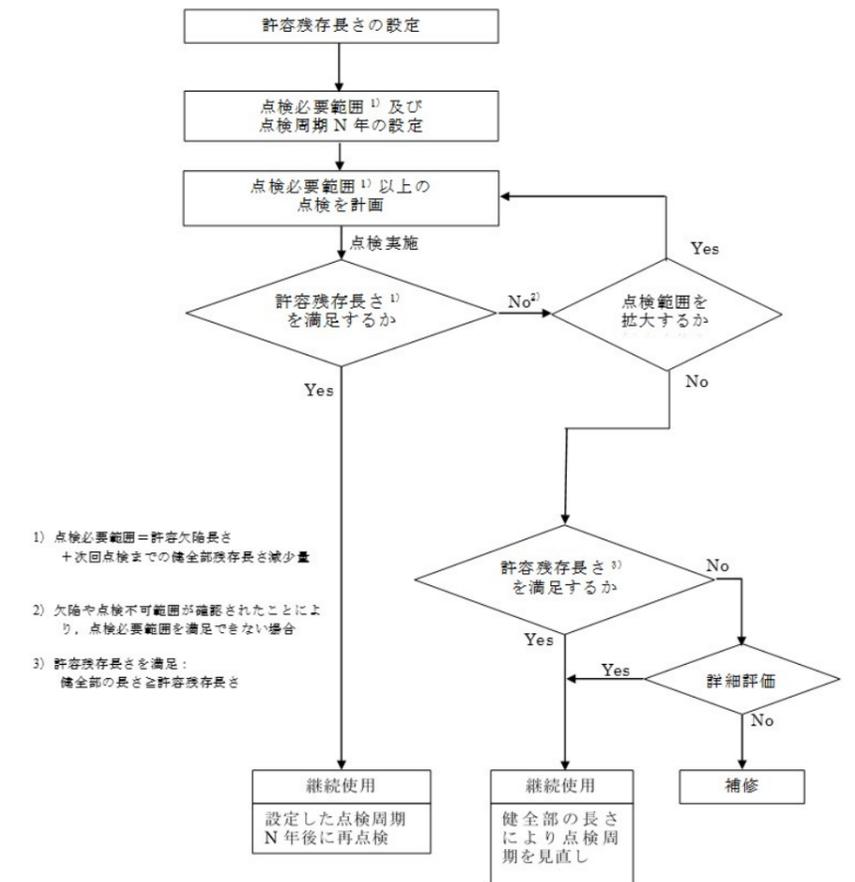


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[炉心スプレイ配管・スパーチャ]
(第3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，2018

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。