

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2版)

平成24年 3月

一般社団法人 日本原子力技術協会

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、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会が、(社)火力原子力発電技術協会に設置され、これまでに各種のガイドラインを発行してまいりました。平成19年より本検討会は、日本原子力技術協会に継承され、検討を継続しております。

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おります。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24年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 野本敏治

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 24 年 3 月現在, 順不同, 敬称略) rev.1

委員長	野本 敏治	東京大学名誉教授
副委員長	関村 直人	東京大学教授
委員	安藤 柱	横浜国立大学名誉教授
委員	安藤 博	元(財)発電設備技術検査協会
委員	辻川 茂男	東京大学名誉教授
委員	西本 和俊	大阪大学教授
委員	橋爪 秀利	東北大学教授
委員	望月 正人	大阪大学教授
幹事	村井 荘太郎	東京電力(株)
幹事	平野 伸朗	関西電力(株)
幹事	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	舟根 俊一	北海道電力(株)
委員	飯田 純	東北電力(株)
委員	松浦 英生	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(株)
委員	市川 義浩	中部電力(株)
委員	手操 久吾	北陸電力(株)
委員	野村 友典	関西電力(株)
委員	谷 浦 亘	中国電力(株)
委員	黒川 肇一	四国電力(株)
委員	中牟田 康	九州電力(株)
委員	江口 藤敏	日本原子力発電(株)
委員	寺門 剛	日本原子力発電(株)
委員	鞍本 貞之	電源開発(株)
委員	伊東 敬	日立GEニュークリア・エナジー(株)
委員	元良 裕一	(株)東芝
委員	小山 幸司	三菱重工業(株)
委員	杉江 保彰	日本原子力技術協会
参加者	菊池 正明	(独)原子力安全基盤機構
参加者	小澤 正義	(独)原子力安全基盤機構
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、一般社団法人 日本原子力技術協会 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、常に最新知見が反映されるよう見直しを行うという基本方針のもとに、本ガイドラインに関する専門知識と関心を持つ委員により中立、公平、公正を原則とした運営規約に従う審議を経て、制定されたものである。また、ガイドライン検討会は、ガイドラインが許認可にも適用可能となるよう別途、透明性、公開性、公平性のある手続きに従って学協会規格に取り入れられるよう働きかける。なお、ここで「最新知見」とは、その時点で工学的に公知化されていて、ガイドライン及びその「解説」「参考資料」に示し得る範囲の知見であり、「工学的に公知化されている」とは、その分野の専門知識を有する者により認められた工学的な客観事実のことである。

本ガイドラインは各規程事項の技術的根拠を明確にしており、その示した根拠の範囲内においてガイドライン検討会はガイドラインの記載内容に対する説明責任を持つが、これ以外の本ガイドラインを使用することによって生じる問題などに対して一切の責任を持たない。また、この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。

なお、本ガイドラインの発行をもって、この規格が我が国の規制当局によって承認されたと考えてはならない。

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 目的	1
1.2 適用	1
1.2.1 適用範囲	1
1.2.2 適用時期	1
1.3 用語の定義	1
第2章 点検対象	
2.1 基本的考え方	1
2.2 点検対象部位	1
第3章 点検及び評価	
3.1 点検方法	3
3.1.1 点検手法	3
3.1.2 初回点検	3
3.1.3 再点検	3
3.2 点検周期	4
3.3 評価	4
3.3.1 判定基準	4
3.3.2 点検のフロー	5

解 説

解説 1-1	「ガイドライン制定の目的」	7
解説 2-1	「炉心スプレイ配管・スパージャの構造及び機能維持の確保」	7
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」	7
解説 2-3	「耐力腐食割れ性」	7
解説 2-4	「点検対象」	8
解説 3-1	「渦流探傷試験」	9
解説 3-2	「初回点検」	9
解説 3-3	「点検における接近性」	10
解説 3-4	「健全部の長さ及び許容残存長さ」	10
解説 3-5	「き裂進展評価」	11
解説 3-6	「点検周期」	12
解説 3-7	「SCC予防保全技術について」	13
解説 3-8	「補修技術について」	13

付 録

付録 A	オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 関連データ
付録 B	IASCCの可能性について
付録 C	炉心スプレイ配管の残留応力評価
付録 D	オーステナイト系ステンレス鋼の SCC き裂進展速度の設定について
付録 E	炉心スプレイ配管のき裂進展評価
付録 F	炉心スプレイ配管の地震時発生応力
付録 G	炉心スプレイ配管の欠陥裕度評価
付録 H	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 I	想定する周方向初期き裂の数の検討
付録 J	未点検範囲の欠陥想定法

参考資料

参考資料-1	用語一覧表
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) の考え方
参考資料-3	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、炉内構造物の構造健全性が維持されていることを確認するための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

1. 2. 1 適用範囲

本ガイドラインは、BWR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。

1. 2. 2 適用時期

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。

- ・ 健全部の長さ：（点検により異常が認められなかった長さ）
 - －（次回点検までの健全部に想定した欠陥のき裂進展量）
 - －（次回点検までの検出欠陥のき裂進展量）
- ・ 許容残存長さ：機能維持のために必要な「健全部の長さ」

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・スパージャの評価対象事象として、応力腐食割れ（SCC）を想定する。（解説 2-2）
- （3）炉心スプレイ配管・スパージャの機能上重要な部位を点検対象として選定する。
- （4）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

炉心スプレイ配管・スパージャのTボックス継手部及び直管溶接部を点検対象部位とする。代表プラントの点検対象部位を図 2.2-1 に示す。（解説 2-4）

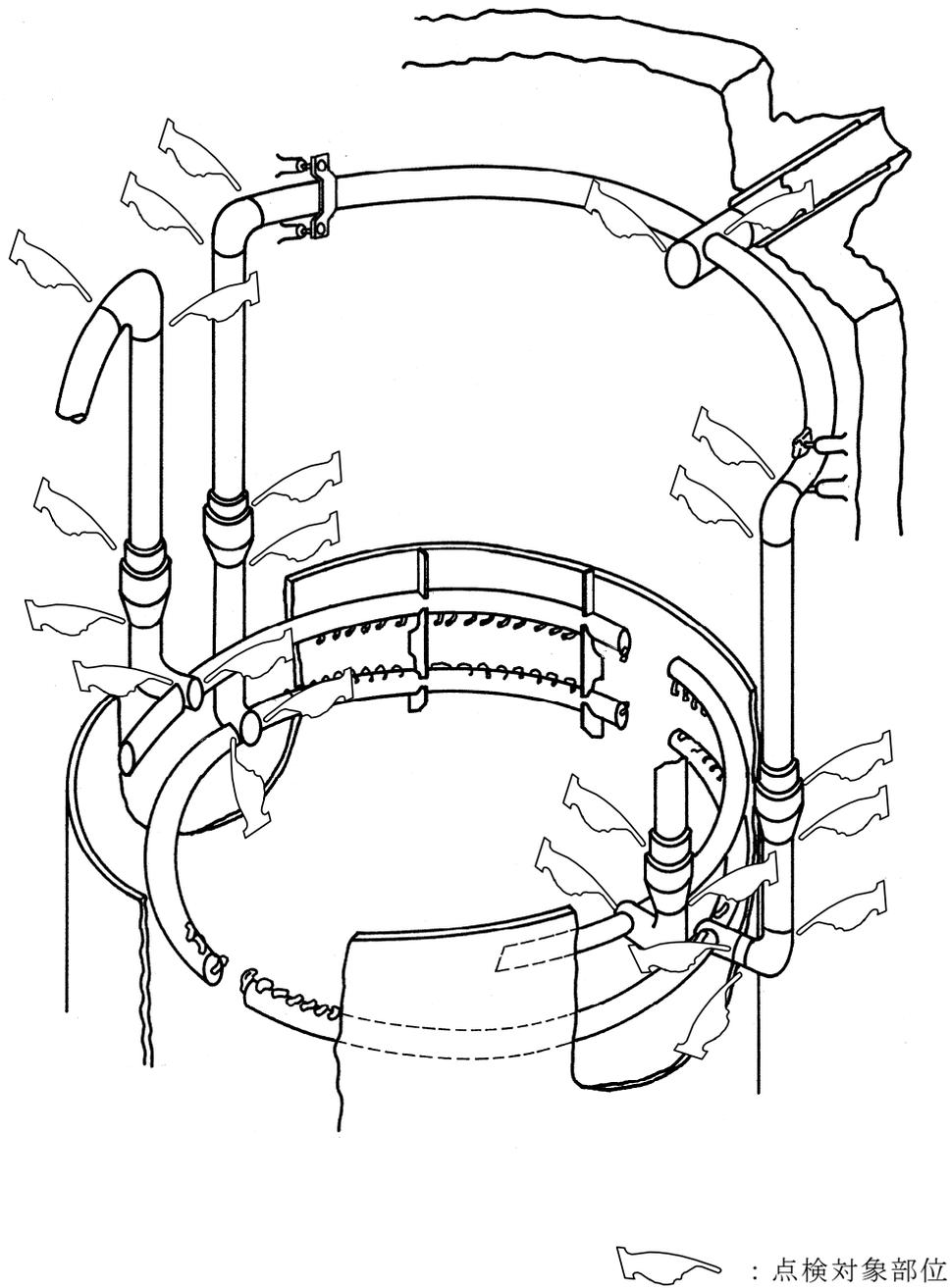


図 2.2-1 炉心スプレイ配管・スパージャの点検対象部位

第3章 点検及び評価

3. 1 点検方法

3. 1. 1 点検手法

(1) 一般事項

点検において適用する非破壊試験手法は、目視試験（MVT-1）を基本とし、必要に応じて、超音波探傷試験（UT）又は渦流探傷試験（ET）を用いるものとする。

(2) 目視試験（MVT-1）

表面に開口している欠陥の検出を目的として、0.025mm（=1mil）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、クラッド除去等の表面処理を行う。

(3) 超音波探傷試験（UT）

超音波探傷試験は、JEAG 4207-2000「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指針」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よい。

(4) 渦流探傷試験（ET）

渦流探傷試験は、JEAG 4208-1996「軽水型原子力発電所蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」に準拠して実施するか、若しくはこれに類する手法等を用いて実施してよい。（解説 3-1）

3. 1. 2 初回点検

(1) 点検時期

プラント供用開始時点からの実運転年数が、低炭素ステンレス鋼の場合には27年経過する迄に、また、304ステンレス鋼の場合には10年経過する迄に初回点検を実施する。（解説 3-2）

(2) 点検対象部位

点検対象部位は2章に示す接近可能な全ての溶接部とする。

なお、技術的に根拠がある場合は、点検時期及び範囲を別途設定することができる。（解説 3-3）

3. 1. 3 再点検

(1) 基本的な考え方

機能上影響のある部位に欠陥を想定し、次回点検時までその欠陥が進展しても、残存長さが許容残存長さを満足し、次回点検までの間に万一炉心スプレイ系が作動した場合にも、炉心冷却機能を確保できるように点検周期を定める。（解説 3-4）

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。

(2) 再点検の点検必要範囲

再点検における各部位の点検部位は、2章に示す接近可能な全ての溶接部とする。

3. 2 点検周期

以下のいずれかの時期に再点検を実施する。

- (1) 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。ここで、健全な長さとは、健全部及び検出された欠陥のき裂進展を見込んだものである。(解説 3-5, 3-6)
- (2) 初回点検で欠陥が検出されなかった場合は、低炭素ステンレス鋼については実運転年数が初回点検から9年経過する迄に、304 ステンレス鋼については実運転年数で初回点検から2.4年経過する迄に実施する。(解説 3-5, 3-6)

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 3-7)

3. 3 評価

3. 3. 1 判定基準

点検の結果は、下記の判定基準により評価する。

- (1) 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。
- (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 3-8)

3.3.2 点検のフロー

3.1.1 項から 3.3.2 項に従った炉心スプレイ配管・スパー ज्याの点検フローを図 3.3-1 に示す。

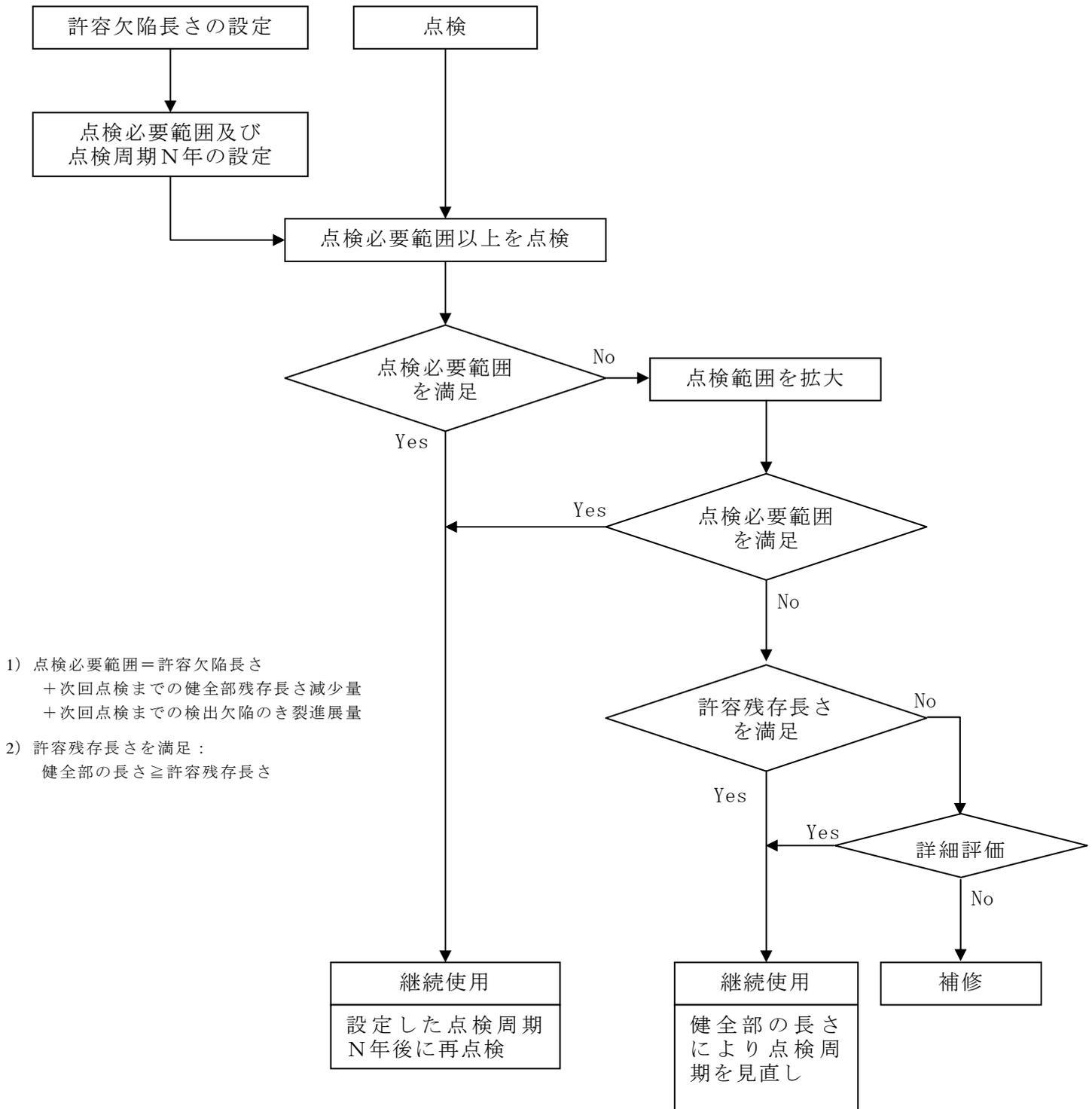


図 3.3-1 炉心スプレイ配管・スパー ज्याの点検フロー

解 説

(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物の点検については、構造上、点検装置の接近が制約され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、点検技術の向上に努めてきている。一方、近年、国内において炉内構造物の溶接部に応力腐食割れに起因すると考えられるひび割れが散見されるようになってきている。このため、複雑構造ゆえに点検範囲の制約が大きい炉内構造物の健全性を確認する方法を検討するにあたっては、炉内構造物全体を視野に入れて、包括的な点検のあり方を検討する必要性が高まってきていると考えられる。以上の状況に鑑み、本ガイドラインは、炉内構造物の安全上要求される機能が維持されていることを確認するための合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。

(解説 2-1) 炉心スプレイ配管・スパージャの構造及び機能維持の確保

本ガイドラインでは、炉心スプレイ配管・スパージャに要求される安全上重要な機能である「炉心冷却機能」を確保することを評価条件とした。評価結果を以下に示す。

<炉心冷却機能>

LOCAと地震との組合せは不要であるが、LOCA後の炉心冷却機能が要求される。全溶接線に残留応力及び炉心スプレイ注入時により生じる開口幅を有する欠陥に対し基準地震動S1（S1地震）を想定した場合でも、Tボックス部で約130度、直管部で180度までの貫通欠陥が生じても炉心冷却機能は満足される。（付録G参照）

(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

本ガイドラインは、過去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を想定して策定したものである。

なお、疲労については、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（告示題501号）に基づく設計がなされていることから、本ガイドラインでは対象外とした。

(解説 2-3) 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、一般に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0.03%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0.03%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、材料鋼種により耐応力腐食割れ性に相違があるが、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。(付録A参照)

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B参照)

(解説 2-4) 点検対象

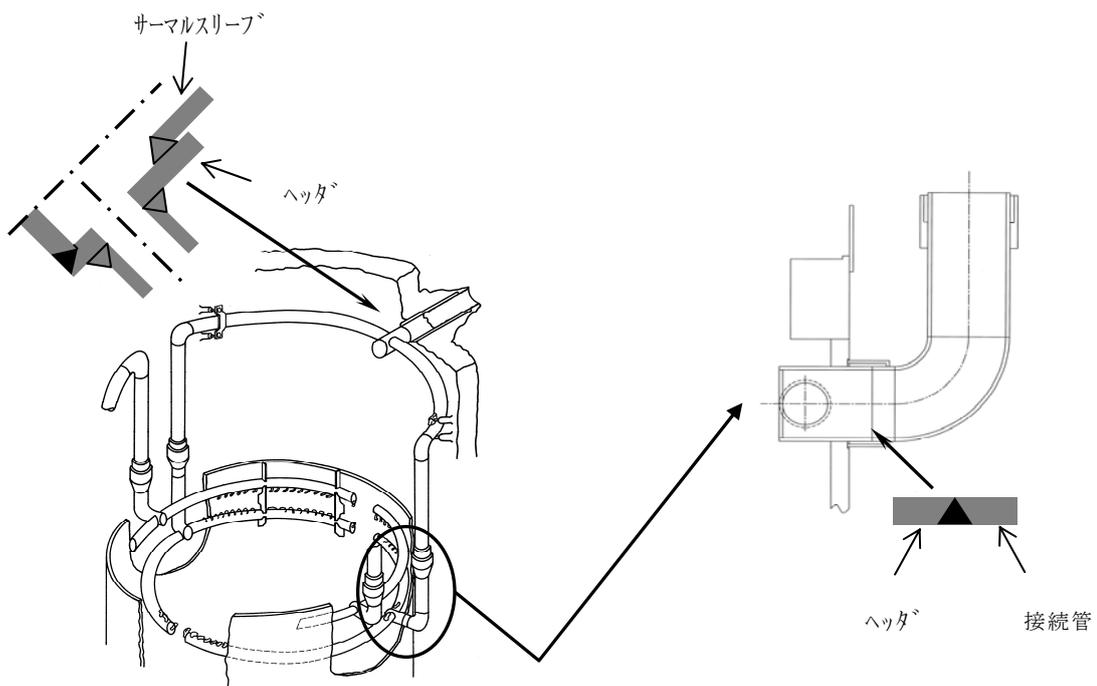
点検困難な下記溶接部に対する考え方は以下のとおりである。

①接続管とヘッダの溶接部

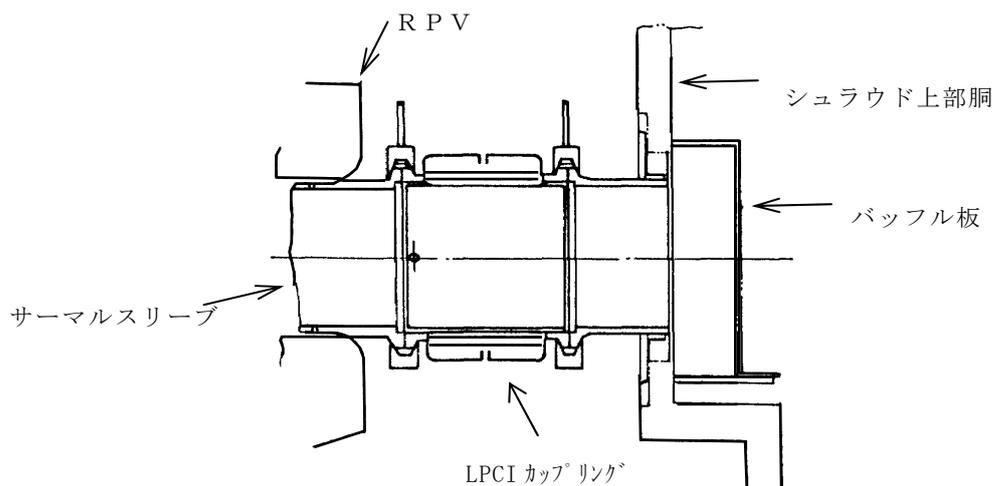
接続管とヘッダの溶接部が万一破断したとしても、他の溶接部で保持されること、また冷却水の注入経路は確保されることから点検対象外とする。

②ヘッダとサーマルスリーブの溶接部

ヘッダ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ダ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。



また、BWR/5の1100Mweプラントには、LPCIカップリングが低圧注入ノズル～シュラウド上部胴間に溶接取付けされている。LPCIカップリングの主要部品であるスリーブ／フランジネックは機械的に締結されている。万一、フランジネック／サーマルスリーブ溶接部が損傷したとしても、LPCIカップリングは他の溶接部で保持され、冷却材の注入経路は確保されることから、LPCIカップリングは点検対象外とする。



(解説 3-1) 渦流探傷試験

渦流探傷試験 (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。試験装置及び機具等の要求仕様、試験の実施要領、並びに、信号の解析手法については、JEAC4208「軽水型原子力発電所蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」に準拠して設定する。

(解説 3-2) 初回点検

初回点検とは、第2章で定義された炉心スプレイ配管・スパージャの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（目視試験における照度等）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H参照）

ガイドラインにおいて初回点検の実施時期をプラント供用開始時点からの実運転時間で低炭素ステンレス鋼の場合には27年経過する迄、また、304ステンレス鋼の場合には10年経過する迄に初回点検を実施するとした根拠は以下の通りである。

- ・低炭素ステンレス鋼及びSUS304鋼のTボックス継手部及び直管部に深さ50μm／

長さ 500 μ m の半楕円の初期き裂を想定し、き裂進展評価を行った結果、貫通に至るまでの時間が T ボックス継手部で低炭素ステンレス鋼の場合約 23 年、SUS304 の場合約 9 年である。直管部では低炭素ステンレス鋼の場合約 50 年、SUS304 の場合約 16 年である。したがって、貫通に至るまでの時間が短い T ボックス継手部を基に、初回点検の時期を以下のように決定した。

- ・低炭素ステンレス鋼の場合約 23 年で貫通に至るが、約 32 年までは炉心冷却機能は維持できることから、初回点検時期を 27 年迄とした。
- ・SUS304 の場合約 9 年で貫通に至るが、約 11 年までは炉心冷却機能は維持できることから、初回点検時期を 10 年迄とした。

(付録 E 参照)

(解説 3-3) 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 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検査手段の詳細を付録 H に示す。

(解説 3-4) 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」(JSME S NA1-2000) の添付一 8 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

周方向板厚貫通き裂を想定する。

(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き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F, G参照)

(解説 3-5) き裂進展評価

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

(付録E参照)

(1) 想定初期欠陥

初期欠陥として溶接部内面に、周方向き裂(深さ $50\mu\text{m}$ 、長さ $500\mu\text{m}$ の半楕円き裂)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C参照)

(3) き裂進展速度式

板厚方向のき裂進展速度は、SCC き裂進展試験データから設定されたき裂進展速度式を適用する。板厚貫通後の周方向き裂進展は、貫通時の内面側き裂長さを初期の貫通き裂長さと保守的に仮定し、き裂進展速度式の上限值を適用する。(付録D参照)

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き裂1個を設定した理由は以下による。

- a. SCCによる軸方向き裂は、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、周方向き裂を想定した。
- b. 周方向き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. 初期き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 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き裂の数は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、き裂進展評価においては、供用開始時に初期き裂(深さ $50\mu\text{m}$ 、長さ $500\mu\text{m}$)を想定して、

き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、板厚貫通後のき裂の周方向進展速度は、本ガイドラインで設定したき裂進展速度の上限値を適用している。

- ・欠陥裕度評価において、評価された周方向き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、検査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 き裂は 1 個であった。

同一溶接線上に複数の SCC き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、確認された複数のき裂は比較的接近した位置にあり、本評価で想定する初期き裂 1 個の板厚貫通時のき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き裂 1 個の板厚貫通時のき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き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 I）

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

（付録 I）

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 個のみの初期欠陥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 3-6）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を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 E 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個が周方向にき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、き裂進展評価を行い、健全部の長さの減少を評価する。なお、き裂深さを同定しない場合は貫通き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、健全部として扱う。（付録J）

(解説 3-7) SCC 予防保全技術について

SCC は、SCC 感受性を有する材質、引張残留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き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 3-8) 補修技術について

万一炉心スプレイ配管・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

付録A オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 関連データ

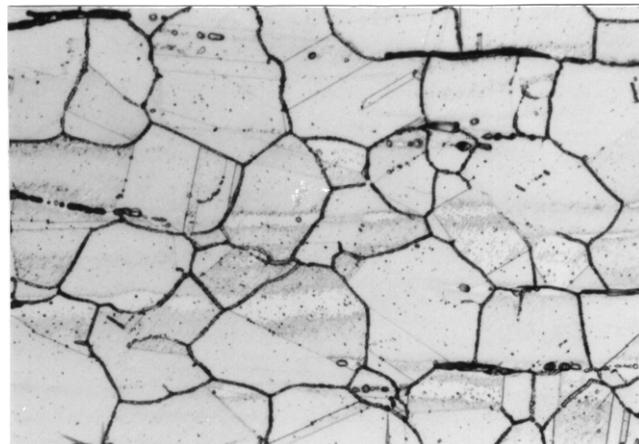
1. 炉内構造物に用いられているステンレス鋼は、主に 304 系及び 316 系のオーステナイト系ステンレス鋼である。当初は主に SUS304 が用いられていたが、現在では、耐 SCC 性の観点から、C 量を 0.03%以下に下げた低炭素ステンレス鋼 (SUS304L 及び SUS316L) が用いられている。また C 量を下げたことによる強度低下を補うために、強度を必要とする部材については N を 0.1%程度添加した原子力用低炭素ステンレス鋼 (原子力用 304 及び 316 ステンレス鋼) が用いられている。(表 A-1)
2. 10%しゅう酸エッチングによるマイクロ組織は、鋭敏化 SUS304 ではみぞ状組織となっており、鋭敏化の兆候が確認されるが、低炭素ステンレス鋼 (SUS304L 及び SUS316L) では段状組織であり、健全な組織となっている。(図 A-1)
3. 鋭敏化 SUS304 の SCC による粒界割れは、溶接入熱によるクロム炭化物の粒界析出による粒界近傍の Cr 欠乏に起因している。(図 A-2)
4. 鋭敏化 SUS304 の高温水中の SCC 発生までの時間は、炭素含有量との相関が見られる。285°C純水、溶存酸素濃度 8ppm 環境中、及び負荷荷重 $1.35\sigma_y$ の繰り返し台形波(一定保持時間=159 分)で、炭素含有量が異なる溶接継手付き 304 管(100A)は短時間で破断したが、低炭素ステンレス鋼(SUS304L 及び 316L)の溶接継手付き管は 3000 時間経過しても破断していない。(図 A-3) これより、低炭素ステンレス鋼(SUS304L、316L)は SUS304 に比べ数倍以上の SCC 発生裕度を有していることが示された。
5. 鋭敏化 SUS304 の高温水中の SCC 発生及び進展は、腐食電位との相関が見られる。(図 A-4) また、NWC 環境下 (導電率 $<0.2\mu\text{S/cm}$, 腐食電位 $\geq 150\text{mVSHE}$) 及び HWC 環境下 (導電率 $<0.2\mu\text{S/cm}$, 腐食電位 $\leq -200\text{mVSHE}$) での低炭素ステンレス鋼 (SUS304L 及び SUS316L) のき裂進展速度は、鋭敏化 SUS304 のそれよりも小さくなっている。(図 A-5)
6. オーステナイト系ステンレスの IASCC 感受性は、SUS304 で照射量が約 $5 \times 10^{24}\text{n/m}^2$, SUS316 で約 $1 \times 10^{25}\text{n/m}^2$ ($E > 1\text{MeV}$) を越えると顕著に増大する傾向にある。(図A-6)

表 A-1 炉内構造物に用いられる主なオーステナイト系ステンレス鋼の
化学成分

鋼種	化 学 成 分 (重量%)														その他	
	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Fe	Mo	N	Cu	Al	Ti	Nb+Ta		
SUS 304	≤0.08	≤1.00	≤2.00	≤0.045	≤0.030	8.00	18.00	残	—	—	—	—	—	—	—	
						10.50	20.00									
SUS 304 L	≤0.03	≤1.00	≤2.00	≤0.045	≤0.030	9.00	18.00	残	—	—	—	—	—	—	—	
						13.00	20.00									
原子力用 304	≤0.02	≤0.75	≤2.00	≤0.040	≤0.030	8.00	18.00	残	—	≤0.12	—	—	—	—	—	C+N ≤0.13
						10.50	20.00									
SUS 316	≤0.03	≤1.00	≤2.00	≤0.045	≤0.030	10.00	16.00	残	2.00	—	—	—	—	—	—	
						14.00	18.00		3.00							
SUS 316 L	≤0.03	≤1.00	≤2.00	≤0.045	≤0.030	12.00	16.00	残	2.00	—	—	—	—	—	—	
						15.00	18.00		3.00							
原子力用 316	≤0.02	≤0.75	≤2.00	≤0.040	≤0.030	10.00	16.00	残	2.00	≤0.12	—	—	—	—	—	C+N ≤0.13
						14.00	18.00		3.00							

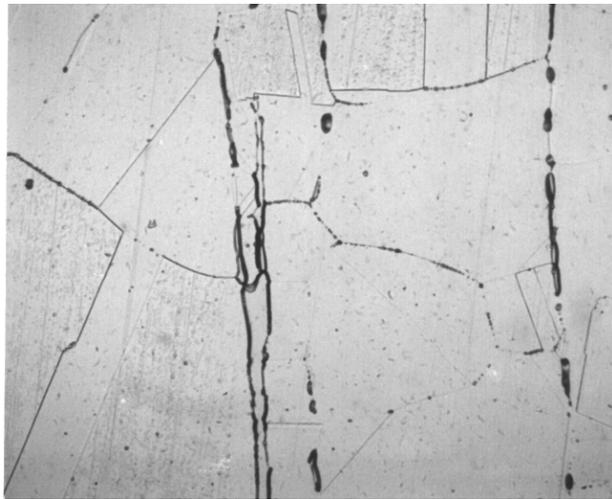
(出典)

伊藤、矢島, 「BWR型機器材料」, 火力原子力発電, Vol.34, No.10, pp.113-126 (1983).



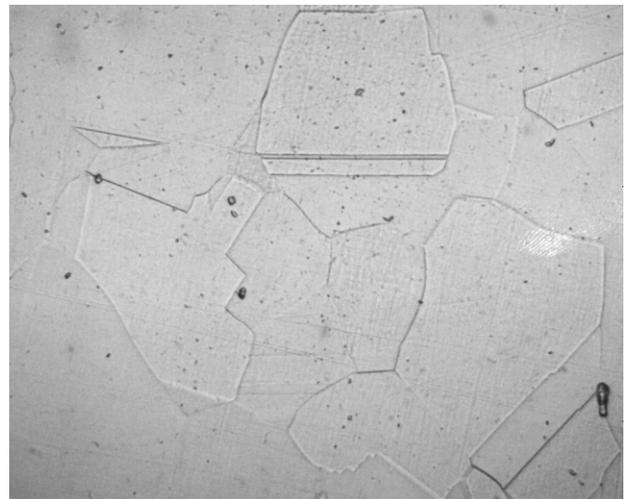
50 μ m

(a) SUS304
(炭素含有量 0.06%)



50 μ m

(b) SUS304L
(炭素含有量 0.017%)



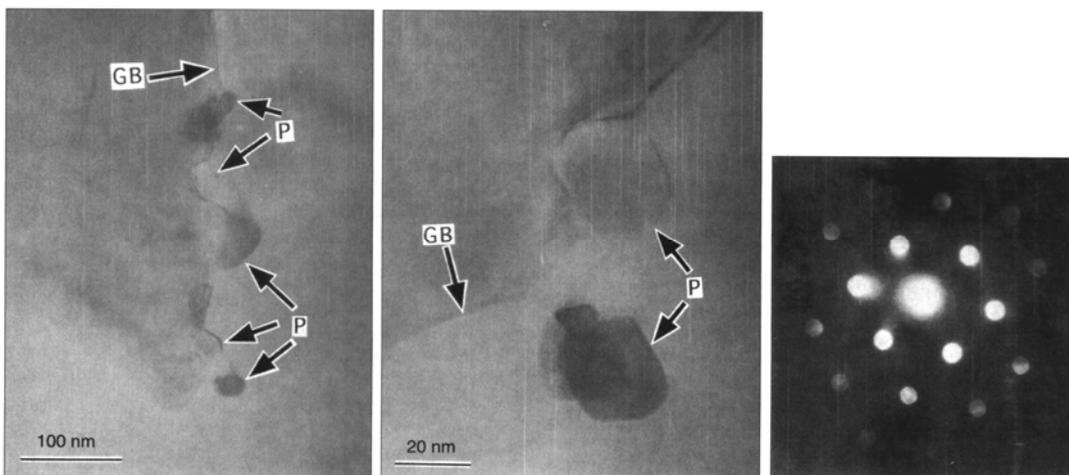
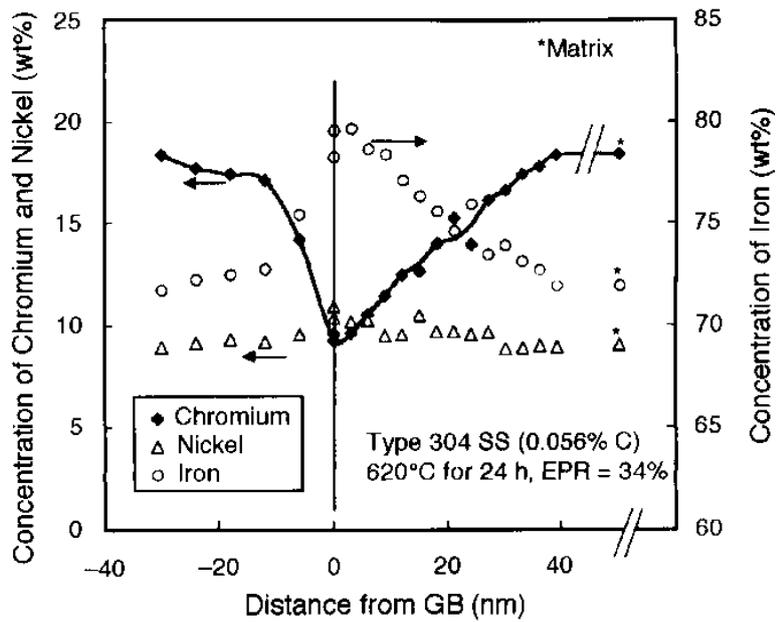
50 μ m

(c) SUS316L
(炭素含有量 0.010%)

図 A-1 10%しゅう酸エッチングによるオーステナイト系ステンレス鋼 (620°C ×24h 熱処理材) のマイクロ組織観察結果

(出典)

BWR 電力共同研究「低炭素系ステンレス鋼の耐 IGSCC 評価研究」(最終報告書), 平成 12 年 9 月.



(注) “P” : 析出物 (Precipitate) …… Cr_{23}C_6

図 A-2 鋭敏化 SUS304 (620°C × 24h 熱処理材) の TEM 粒界分析結果

(出典)

N.Saito, Y.Tsuchiya, F.Kano, N.Tanaka, “Variation of Slow Strain Rate Test Fracture Mode of Type 304L Stainless Steel in 288°C Water,” Corrosion, Vol.56. No.1, pp.57-69 (2000).

試験体の分析値例（重量%）及び 285℃における 0.2%耐力（kgf/mm²）

	C	Si	Mn	P	S	Ni	Cr	Mo	σ_y
SUS304	0.05	0.49	1.65	0.027	0.003	9.30	18.75	—	17
	0.06	0.48	1.56	0.027	0.002	9.20	18.65	—	18
	0.07	0.50	1.55	0.027	0.001	9.30	18.75	—	19
SUS304L	0.015	0.42	1.49	0.028	0.005	10.95	18.35	—	17
SUS316L	0.018	0.52	1.42	0.028	0.005	13.70	16.37	2.15	16

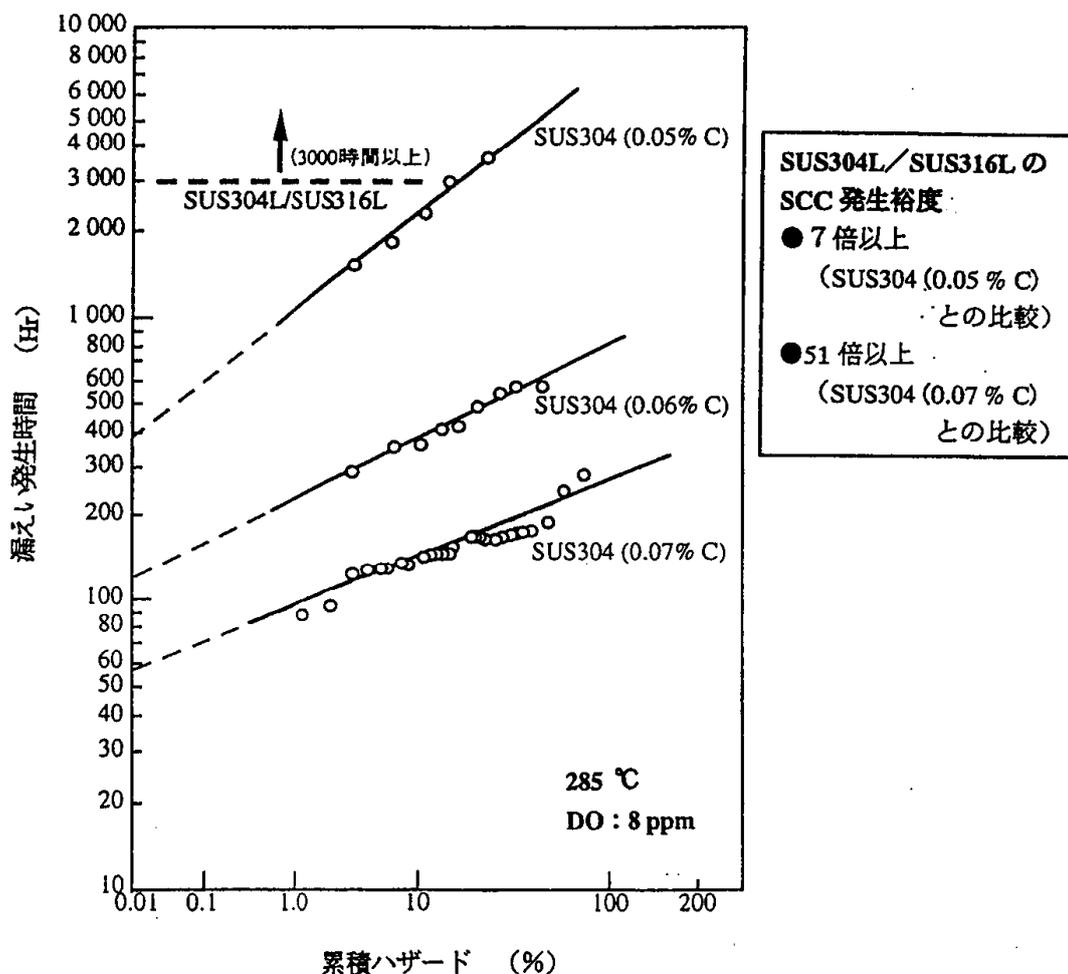


図 A-3 配管を試験体とした SCC 試験における漏えい発生時間の比較
 負荷荷重：1.35 σ_y ，繰り返し台形波（一定荷重保持時間=159 分）
 試験温度：285℃，溶存酸素濃度：8ppm
 試験体：溶接継手付き配管(呼び径 100A)

(出典)

(財)原子力工学試験センター，(財)発電用熱機関協会，「原子力発電施設信頼性実証試験の現状 (昭和 59 年)」。

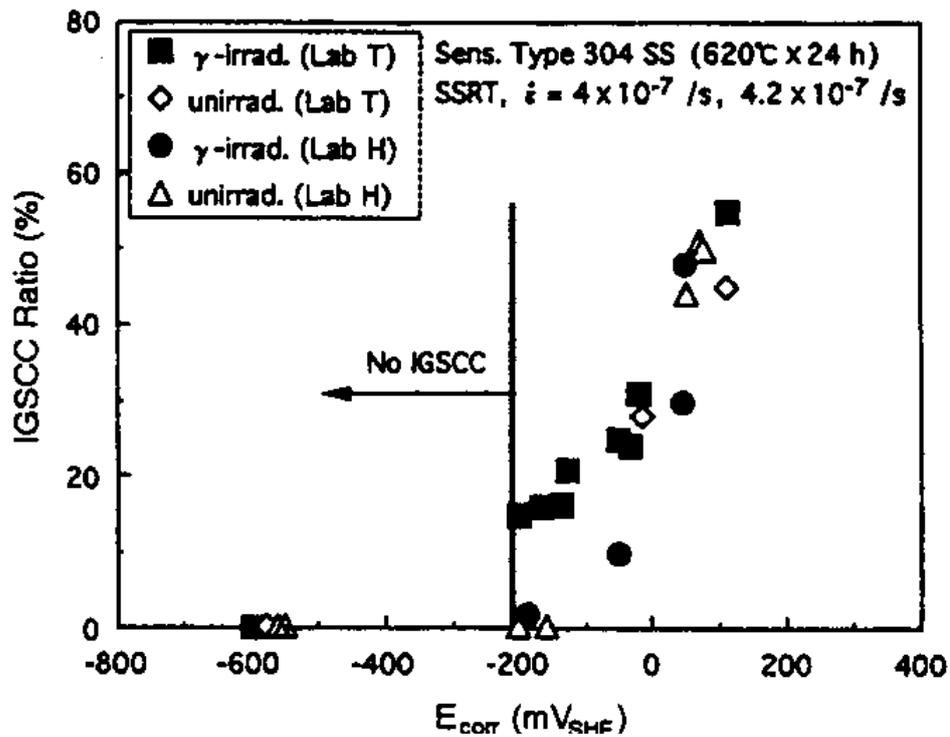


図 A-4(1) SSRT 試験による鋭敏化 SUS304 (620°C x 24h 熱処理材) の IGSCC 破面率と腐食電位の関係
 (280 及び 288°C, $O_2 \leq 440$ ppb, $H_2O_2 = 0 \sim 570$ ppb, $H_2 = 0 \sim 150$ ppb, 導電率 $\leq 0.1 \mu S/cm$ 及び $0.3 \mu S/cm$)

(出典)

N.Saito, E.Kikuchi, H.Sakamoto, J.Kuniya, S.Suzuki, "Susceptibility of Sensitized Type 304 Stainless Steel to Intergranular Stress Corrosion Cracking in Simulated Boiling-Water Reactor Environments," Corrosion, Vol.53, No.7, pp.537-545 (1997).

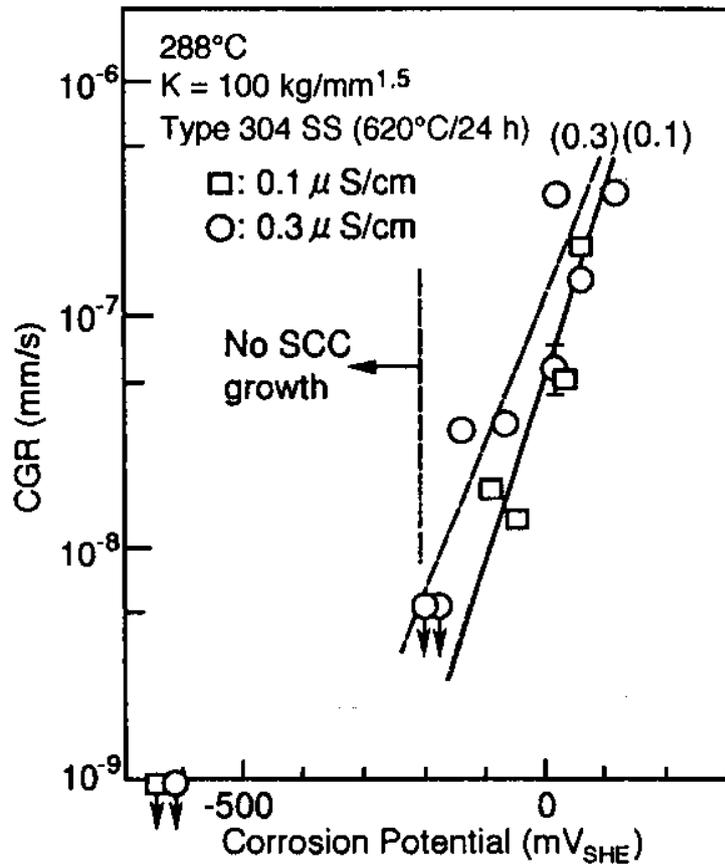


図 A-4(2) 鋭敏化 SUS304 (620°C × 24h 熱処理材) のき裂進展速度と腐食電位の関係
 (288°C, $\text{O}_2 \leq 440 \text{ ppb}$, $\text{H}_2\text{O}_2 = 0 \sim 570 \text{ ppb}$, $\text{H}_2 = 14 \sim 150 \text{ ppb}$,
 導電率 = $0.1 \mu \text{ S/cm}$ 及び $0.3 \mu \text{ S/cm}$)

(出典)

E.Kikuchi, M.Itow, J.Kuniya, H.Sakamoto, M.Yamamoto, A.Sudo, S.Suzuki, M.Kitamura, "Intergranular Stress Corrosion Crack Growth of Type 304 Stainless Steel in a Simulated Boiling-Water Reactor Environment," Corrosion, Vol.53, No.4, pp.306-311 (1997).

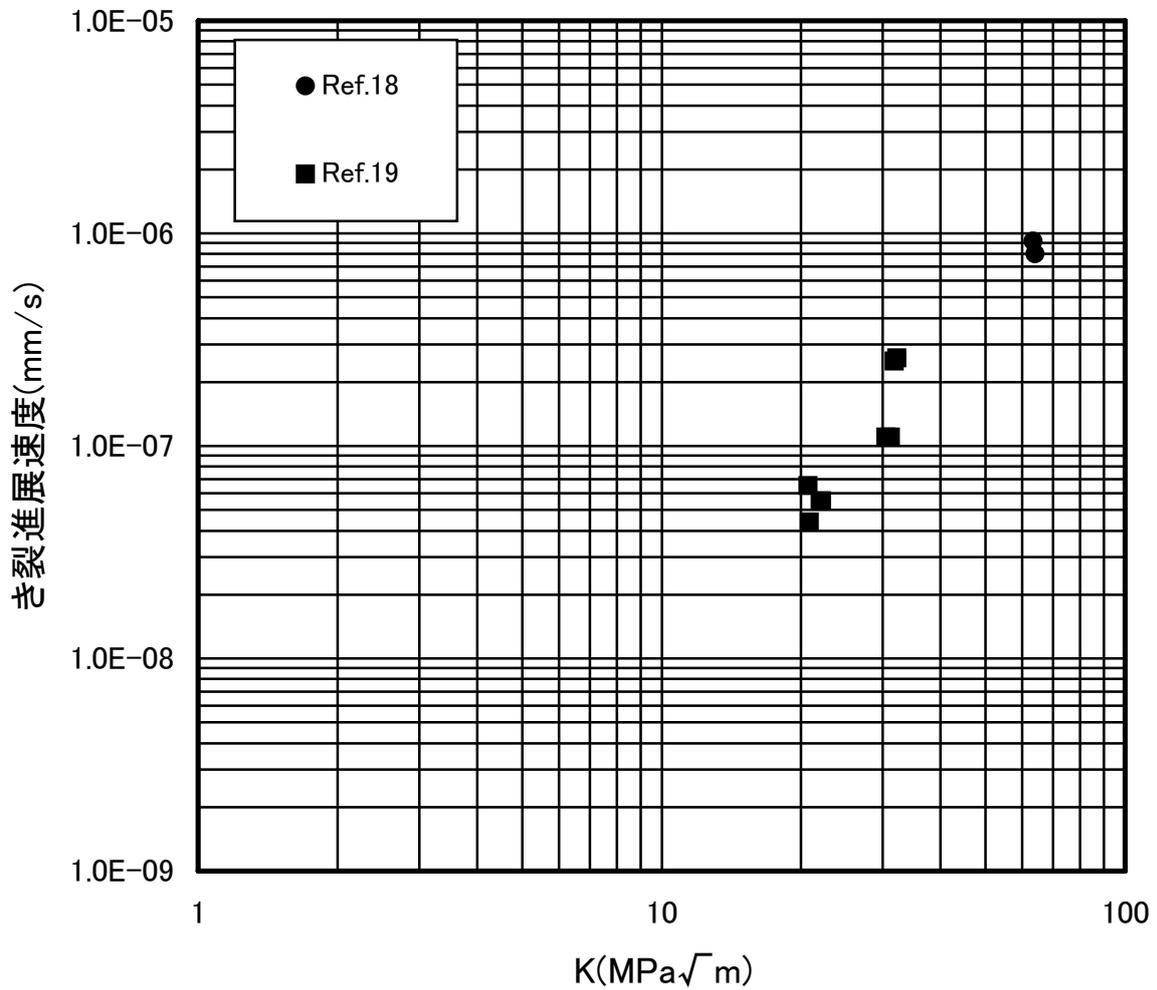


図 A-5(1) 通常炉内水質環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展データ (導電率 $<0.2 \mu S/cm$, 腐食電位 $\geq 150mVSHE$)

(出典)

- 18) M.Itow et al., "SCC Crack Growth Rates of Type 304 Stainless Steel at High K Region in Simulated BWR Environment," CORROSION 2000, Paper 00221.
- 19) BWR 電力共同研究「低炭素系ステンレス鋼の耐 IGSCC 評価研究」(最終報告書), 平成 12 年 9 月.

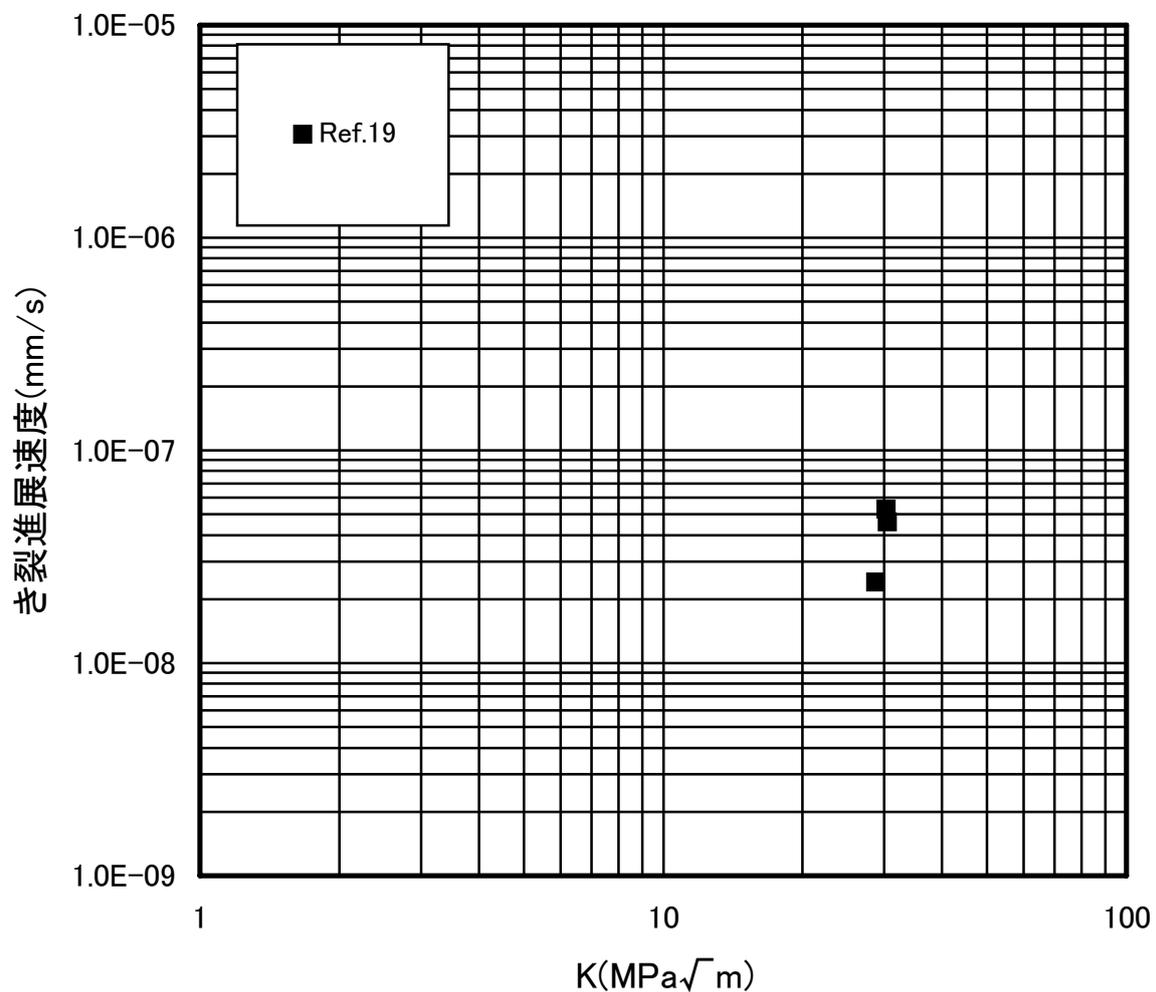


図 A-5(2) 通常炉内水質環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展データ (導電率 $<0.2\mu S/cm$, 腐食電位 $\geq 150mVSHE$)

(出典)

19) BWR 電力共同研究「低炭素系ステンレス鋼の耐 IGSCC 評価研究」(最終報告書), 平成 12 年 9 月.

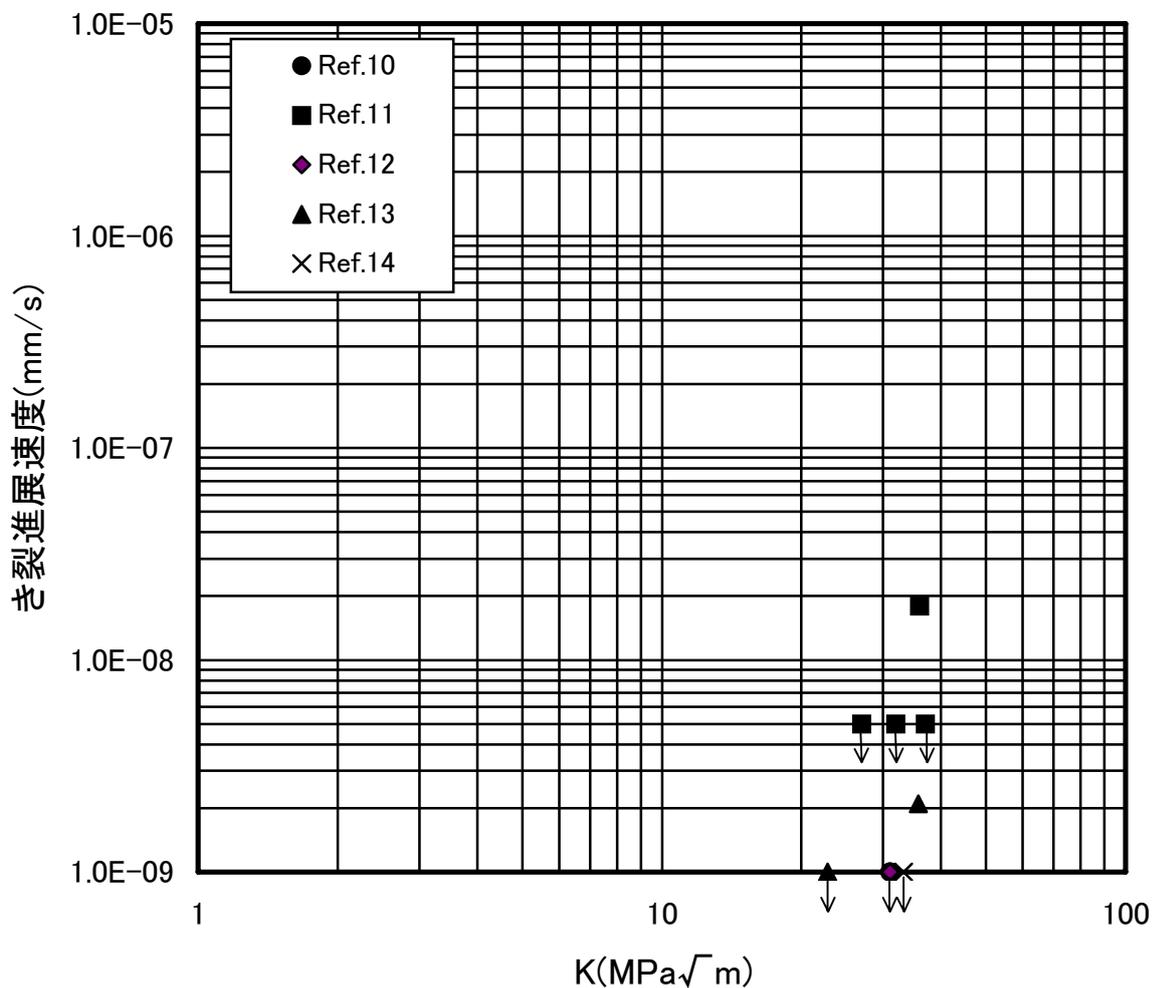


図 A-5(3) 水素注入環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展データ
(導電率 <math>< 0.2 \mu S/cm</math>, 腐食電位 $\leq -200mVSHE</math>)$

(出典)

- 10) E.Kikuchi et al, "Intergranular Stress Corrosion Crack Growth of Sensitized Type 304 Stainless Steel in a Simulated Boiling-Water Reactor Environment," Corrosion Vol.53, No.4, pp.307-311 (1997).
- 11) L.Lungberg, "BWR Water Chemistry Impurity Studies, Volume 3: Fracture Mechanics Studies," EPRI NP-6773-SD (March, 1990).
- 12) A.Sudo and M.Itow, "SCC Propagation of Sensitized Materials in BWR Environment," Proc. of the International Symposium on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures, pp.903-908, May 15-18, 1995, Sapporo, Japan.
- 13) BWR 電力共同研究「長期水素注入による腐食環境改善技術評価研究」(最終報告書), 平成 9 年 3 月.
- 14) BWR 電力共同研究「原子炉腐食環境及び材料耐食性評価に関する研究」(最終報告書), 平成 7 年 3 月.

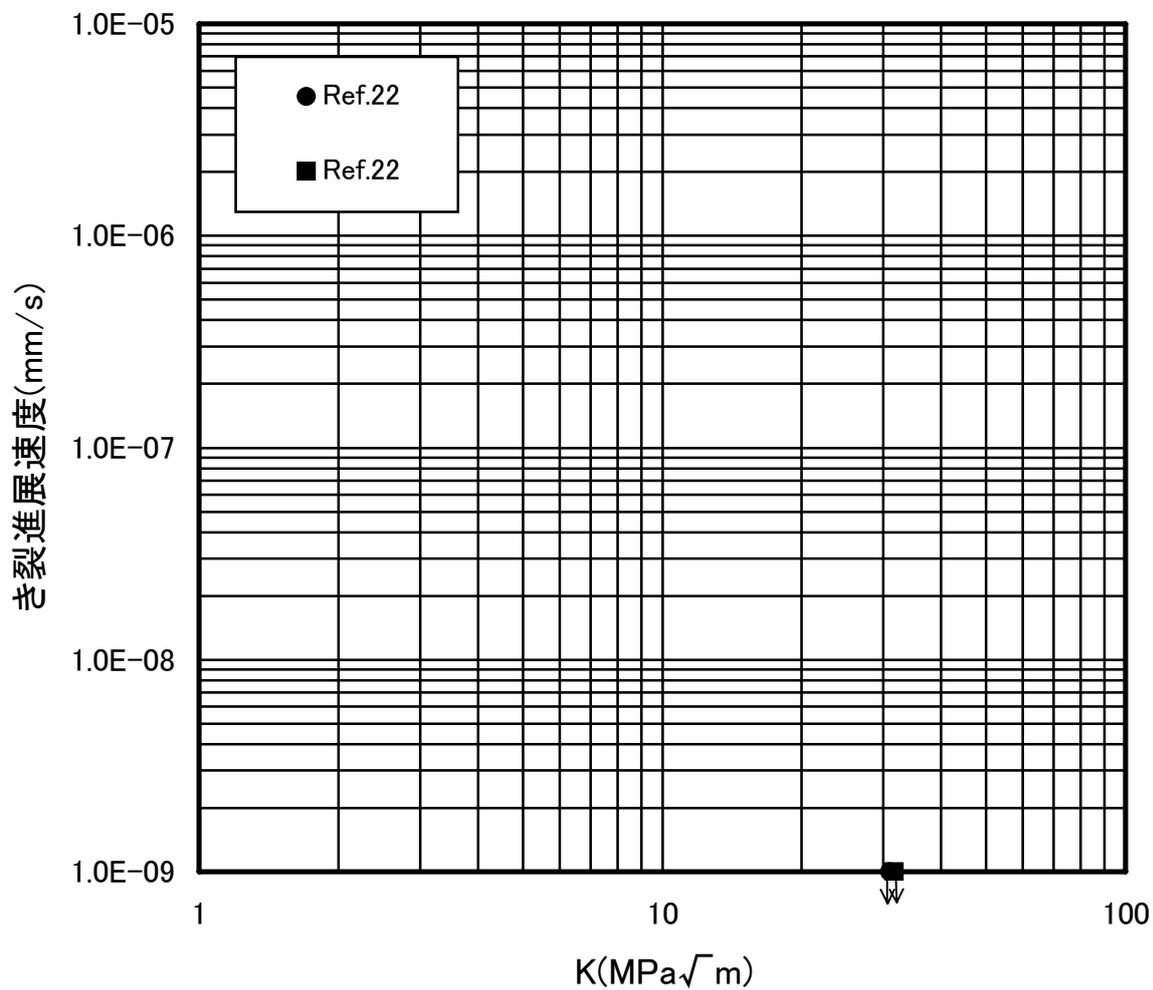


図 A-5(4) 水素注入環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展データ
(導電率 $<0.2 \mu S/cm$, 腐食電位 $\leq -200mVSHE$)

(出典)

- 22) 電力共同研究「実機水素注入プラントにおける材料き裂進展及び腐食電位評価」
(最終報告書), 平成 12 年 3 月.

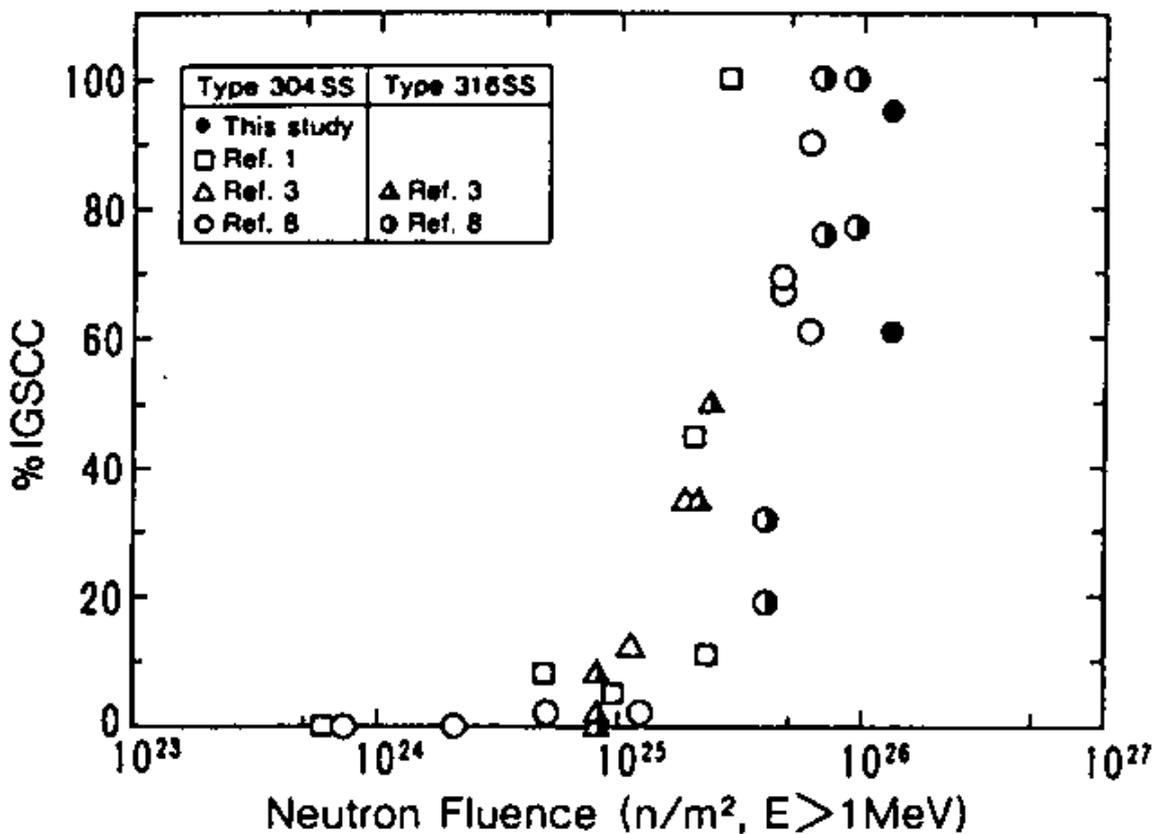


図 A-6 SSRT 試験による中性子照射した SUS304 及び SUS316 の IGSCC 破面率と照射量の関係
(288°C, O₂=0.02~32ppm, 導電率<0.1 μ S/cm)

(出典)

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 A-6 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.

付録 B 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B-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に下部の炉心スプレイスパージャに対する評価結果を表 B-1 に示す。なお、評価はプラント稼働率を 80% と想定した。

表 B-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.

付録 C 炉心スプレイ配管の残留応力評価

1. 目的

き裂進展評価へ適用する T-BOX 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-BOX 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 C-1 には T-BOX 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 C-1 に示すように試験体の T-BOX 相当部は SUS304 製の外径 139.8 mm，板厚 6.6 mm の円筒形状で，BOX 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-BOX 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-BOX 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 C-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 C-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 275mm，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-BOX 部の評価に用いる残留応力分布は図 C-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。

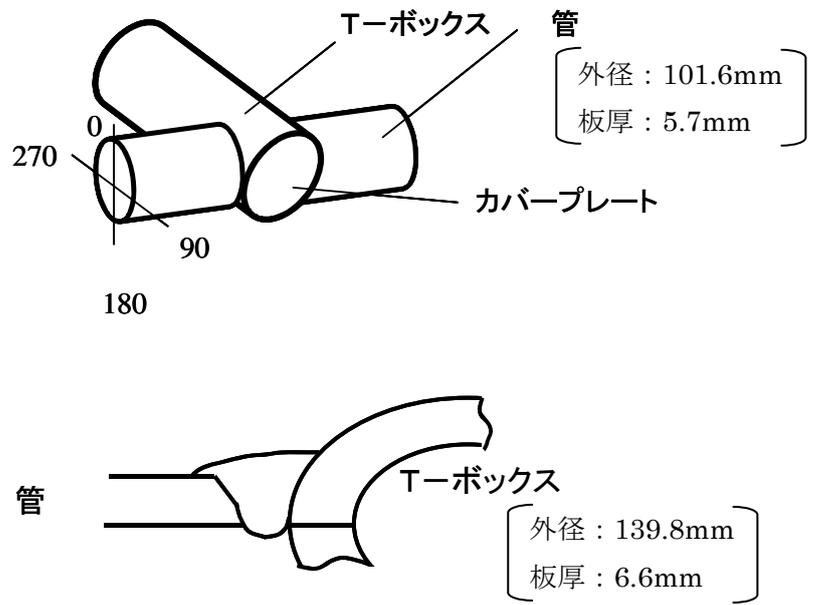
炉心スプレイ管の管-管継手の評価に用いる残留応力分布は図 C-2 から内外面の残留応力差が最も大きい位置の残留応力を選定した。板厚内の残留応力分布は直線となるようにした。

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。

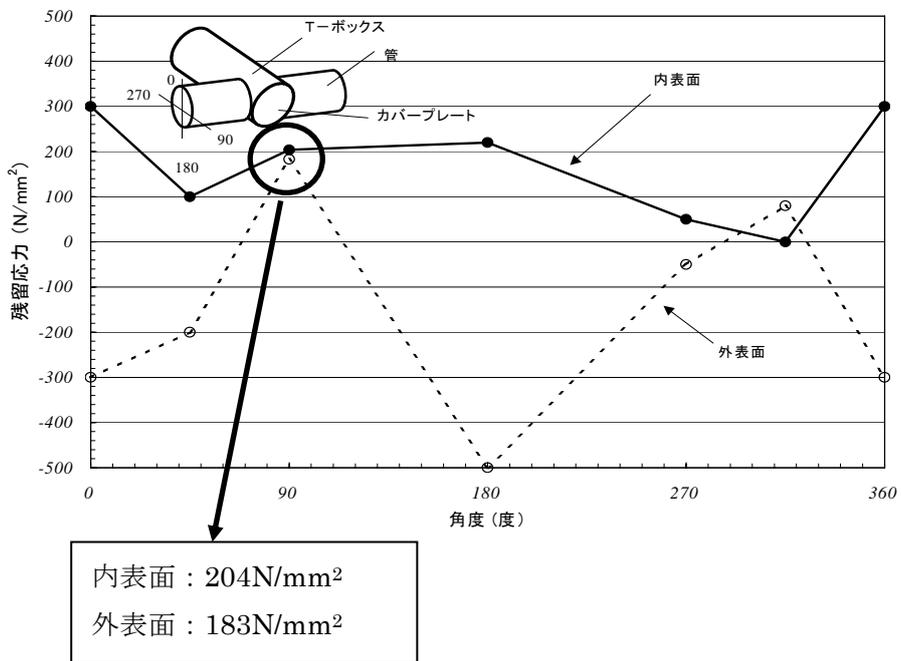
T-BOX 部 : 内面 204N/mm² 外面 183N/mm² の板厚方向直線分布

管-管継手部 : 内面 216N/mm²，外面-167N/mm² の板厚方向直線分布

図 C-3 および図 C-4 に板厚方向の残留応力分布を図で表示した。

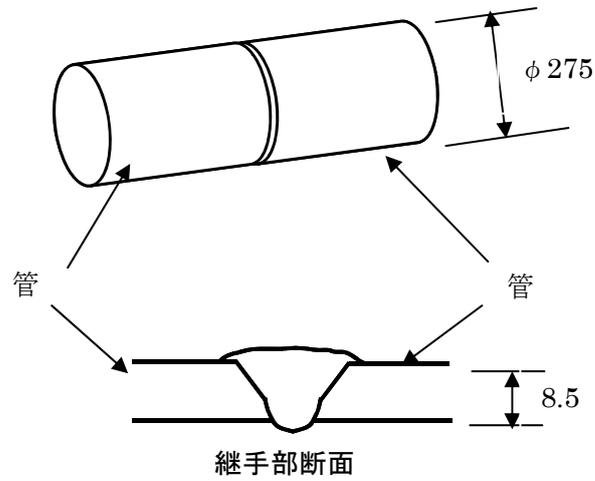


(a) 残留応力分布を調査した試験体

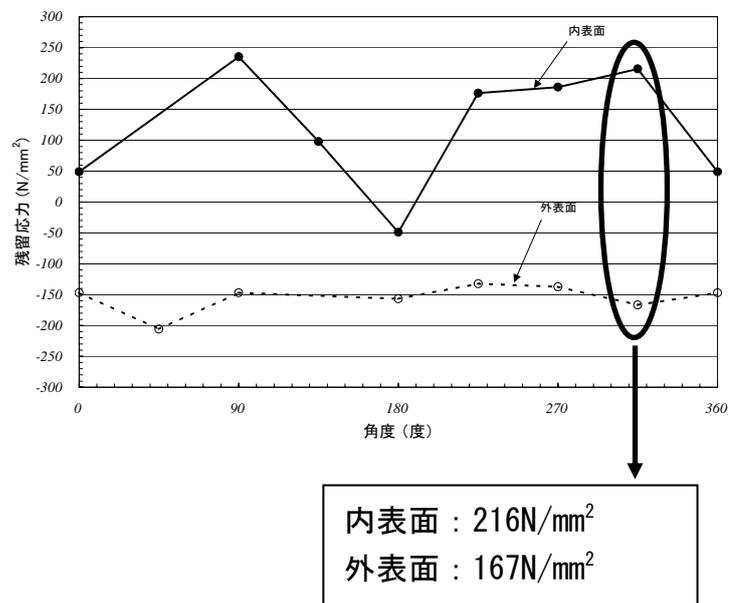


(b) 軸方向溶接残留応力分布

図 C-1 T-BOX 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 C-2 管と管との溶接残留応力分布

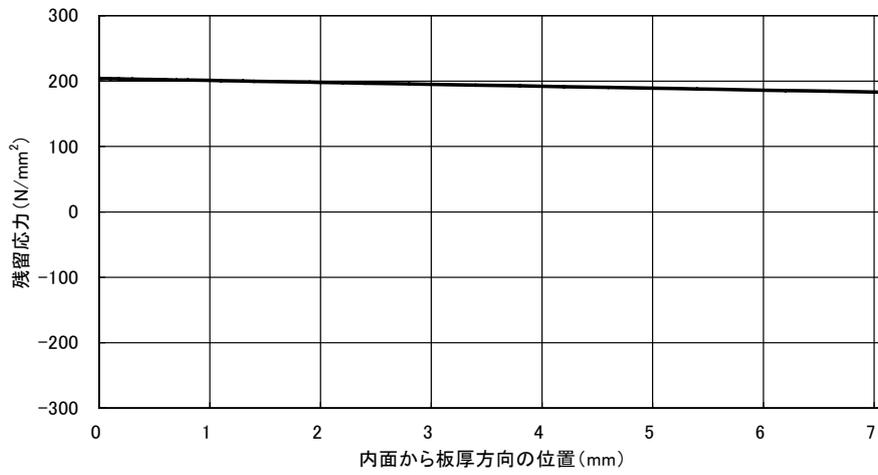


図 C-3 T-BOX と管との溶接継手部の板厚方向残留応力分

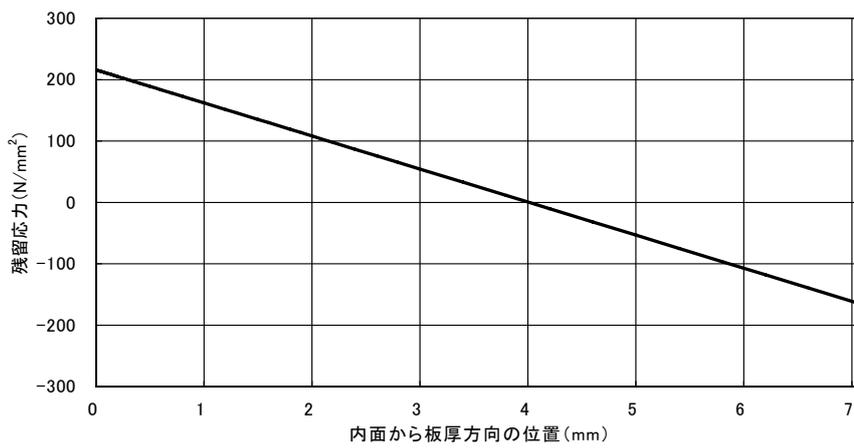


図 C-4 管と管との溶接継手残留応力

付録D オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展線図の設定について

1. 目的

炉心スプレイ配管等炉内構造物の点検評価検討に用いるオーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展線図の設定について検討を行う。

2. 現状調査

オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展速度に関して、国内外での規定の状況を表 D-1 にまとめた。

2. 1 維持規格¹⁾での取り扱い

JSME 発電用原子力設備規格維持規格 JSME S NA1-2000 では配管用の通常一次系水質環境中及び水素注入環境中の線図が規定されている。

2. 2 ASME Code Sec.XI App.C C3220²⁾での取り扱い

オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展評価は App.C C-3220 に規定があるが、SCC 進展線図は規定していない。

2. 3 ASME 以外の海外基準の取り扱い

ASME 以外では米国 NRC NUREG-0313 Rev.2³⁾ 及びスウェーデン SKIFS⁴⁾ に規定がある。

NRC NUREG-0313 Rev.2 では図 D-1 に示す線図が応力拡大係数 K が $10\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$ ($11\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) \sim $28.5\text{ksi}\sqrt{\text{in}}$ ($31.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) の範囲で規定されている。

スウェーデン SKIFS ドラフトでは表 D-2 に示すように通常水質及び水素注入条件での線図が設定されている。

また、米国では非公開ではあるが BWRVIP⁵⁾ が線図を設定している。

2. 4 オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展データ及び SCC 進展評価法の調査

国内外のオーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展速度の規定のバックデータ、及びそれ以外として、炉内構造物に用いられている SUS304 及び低炭素ステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L, 316NG) の炉内環境を考慮したデータ、及び評価法を調査した。

JSME 維持規格の SCC 進展速度の定式化に用いたデータは、SUS304 に関する NUREG-0313 Rev.2 のバックデータ、Jansson と Morin⁶⁾、Jones⁷⁾、Molander

とJanssen⁸⁾, Molanderら⁹⁾, Kikuchiら¹⁰⁾, Lungberg¹¹⁾, Sudoら¹²⁾及びBWR電力共同研究^{13), 14)}である。

なお、NRC NUREG-0313 Rev.2の基になったデータについては、Hornら¹⁵⁾, Sec.XI Task Group¹⁶⁾, 及びNRC NUREG-0313 Rev.2の報告に記載されているデータである。これらの報告によれば、材質はType 304, 試験環境条件は導電率が0.5~1 μ S/cm, 溶存酸素が0.2~8ppm, 水温288°C, 及び応力拡大係数が約10ksi \sqrt in~62ksi \sqrt inの台形波あるいは定荷重試験結果である。なお、環境条件の導電率は通常のBWRの一次系水質 (<0.2 μ S/cm) より高い導電率の水質環境のデータとなっている。

スウェーデンSKIFSドラフトでは、MorinとJansson¹⁷⁾に記載されているデータを基に線図を設定している。ただし、彼らの報告は非公開の資料であり、詳細は不明である。また、JanssonとMorinの報告⁶⁾では通常炉水条件及び水素注入条件での文献データを基に線図を検討している。

また、Itowら¹⁸⁾及び最近の電力共研¹⁹⁾では高腐食電位領域のSUS304のSCCき裂進展速度が得られている。

この他、発電技検プラント長寿命化技術開発(PLEX, 昭和60年度~平成8年度)プロジェクト²⁰⁾では、表D-3に示す炉水環境中でのSUS304の中性子照射材及び非照射材の進展予測方法を作成している。

また、低炭素ステンレス鋼(SUS304L, SUS316L, 316NG)のSCC進展速度に関しては、Ford²¹⁾及び電力共研^{19), 22)}でデータがまとめられている。FordのデータはNUREG-0313Rev.2のSCC進展線図との比較が行われており、同線図を超えるデータもあるが、試験条件が明確ではない。一方、電力共研のそれはデータ数は少ないが試験条件が明確である。

3. SCCき裂進展速度の定式化の検討

高照射領域(5 $\times 10^{24}$ n/m²)以上となると、付録Bに示すように照射によるSCC感受性が現れることが示されている。炉内を対象とする場合、炉心部に近い高照射領域と炉心部から離れ、照射の影響が比較的少ないと考えられる領域があるので、本項では、比較的照射量の少ない低照射領域(中性子照射量<5 $\times 10^{24}$ n/m²)と高照射領域(中性子照射量 \geq 5 $\times 10^{24}$ n/m²)とに区分し、SCC進展速度を検討する。

3. 1 低照射領域(中性子照射量<5 $\times 10^{24}$ n/m²)

本項では鋭敏化SUS304及び低炭素ステンレス鋼(SUS304L, SUS316L, 316NG)

の通常炉内水質環境中及び水素注入環境中における SCC 進展速度評価線図の設定を対象として検討を行う。

3. 1. 1 通常炉内水質環境中

通常炉内水質環境中のデータとして、維持規格における判定条件の設定を参考にして炉内の通常水質の観点から以下の判定基準を設定し、データを選択した。結果を表 D-4 に示す。

R 比(Kmin/Kmax)	≥ 0.9
荷重繰り返し周波数	$\leq 2.5 \times 10^{-4} \text{ Hz}$
導電率	$< 0.2 \mu \text{ S/cm}$
腐食電位 (ECP)	$\geq 150 \text{ mVSHE}$
硫酸イオン濃度	$\leq 5 \text{ ppb}$
塩酸イオン濃度	$\leq 5 \text{ ppb}$

ただし、冷間加工材は除く。

(1) 鋭敏化 SUS304

表 D-4 に示す上記選択基準を満足するデータに NUREG-0313 Rev.2 の線図及び SKIFS ドラフトの通常炉水の線図を重ねて図 D-2 に示す。同図から NRC NUREG-0313 Rev.2 の線図、SKIFS の線図共に保守的となることが示された。また図 D-3 には、PLEDGE モデルによる予測線図も合わせて示したが、いずれもデータの上限に位置している。Jansson と Morin の報告の SCC 評価線図を図 D-3 にあわせて示すが、それは上記の線図に比べ低い値を示している。

以上の検討から、図 D-4 に示すような、上記選択基準に従うデータを包絡し、かつ NRC NUREG-0313 Rev.2 の線図と同一の傾きを有する線図を通常炉内水質環境中における線図として規定する。

なお、低K値領域では、データがないので $2.0 \times 10^{-9} \text{ mm/s}$ 以下と考えられる領域が存在すると仮定して、保守側に $2.0 \times 10^{-9} \text{ mm/s}$ として設定した。

一方、高K値領域では、データが $9.2 \times 10^{-7} \text{ mm/s}$ で一定となる傾向にあることから、 $9.2 \times 10^{-7} \text{ mm/s}$ となる $K=57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以上の高K値領域を以下のように設定した。

$$da/dt = 9.2 \times 10^{-7} \text{ mm/s} \quad (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \quad (1)$$

(2) 低炭素ステンレス鋼

表 D-4 に示す上記選択基準を満足するデータに PLEDGE モデルの非鋭敏化 SUS304 の予測線図を重ねて図 D-5 に示す。これによれば、PLEDGE モデルに

よる予測線図はデータの下限に位置している。

以上の検討から、図 D-6 に示すような、上記選択基準に従うデータを包絡し、かつ NRC NURE-0313 Rev.2 の線図と同一の傾きを有する線図を通常炉内水質環境中における線図として規定する。

なお、低K値領域では、データがないので鋭敏化SUS304 と同様に 2.0×10^{-9} mm/s以下と考えられる領域が存在すると仮定して保守側に 2.0×10^{-9} mm/sとして設定した。

一方、高K値領域では、鋭敏化 SUS304 と同じ K 値以上で SCC 進展速度が一定になるとして設定した。

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-7} \text{ mm/s} \quad (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \quad (2)$$

3. 1. 2 水素注入環境中

水素注入環境中のデータを通常炉内水質環境中のデータ選択基準と同様の考え方で以下の判定基準を設定し、データを選択した。結果を表 D-5 に示す。

R 比(Kmin/Kmax)	≥ 0.9
荷重繰り返し周波数	$\leq 2.5 \times 10^{-4} \text{ Hz}$
導電率	$< 0.2 \mu \text{ S/cm}$
腐食電位 (ECP)	$\leq -200 \text{ mVSHE}$
硫酸イオン濃度	$\leq 5 \text{ ppb}$
塩酸イオン濃度	$\leq 5 \text{ ppb}$

ただし、冷間加工材は除く。

(1) 鋭敏化 SUS304

鋭敏化SUS304 に対しては上記判定基準に従う線図が図D-7 に示すように、既にJSME維持規格に規定してあるのでそれを使用する。ただし、低K値領域では通常炉内水質環境中のき裂進展速度と同様に 2.0×10^{-9} mm/sをSCC進展速度とする。一方、高K値領域では鋭敏化SUS304 の通常炉内水質環境中のSCC進展速度と同じK値以上でき裂進展速度が一定になるとして設定した。

$$da/dt = 5.1 \times 10^{-8} \text{ mm/s} \quad (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \quad (3)$$

なお、本評価線図は、図 D-8 に示すように、水素注入環境中における SKIFS, Jansson と Morin 及び PLEDGE モデルとの比較で、ほぼ同等あるいは保守性を示しており、妥当と判断される。

(2) 低炭素ステンレス鋼

低炭素ステンレス鋼についての水素注入環境中のSCC進展速度データを図に示したものが図D-9である。現状では水素注入環境中のデータはいずれも 1×10^{-9} mm/s以下となるデータのみであった。

従って水素注入環境中の低炭素ステンレス鋼の SCC 進展速度については以下のようにして設定した。

鋭敏化 SUS304 の水素注入環境中の SCC 進展速度は SKIFS では通常水質の 1/10 以下に設定していること、JSME 維持規格においては 1/8 程度に設定していることから、低炭素ステンレス鋼の水素注入環境中の SCC 進展速度を通常炉内水質環境中の 1/10 の進展速度として設定すれば保守側に評価する線図となると考えられる。

また、低K値領域では通常炉内水質環境中のき裂進展速度と同様に 2.0×10^{-9} mm/sをSCC進展速度とする。一方、高K値領域では鋭敏化SUS304の通常炉内水質環境中のSCC進展速度と同じK値以上でSCC進展速度が一定になるとして設定した。

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-8} \text{ mm/s} \quad (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \quad (4)$$

図 D-10 には本評価線図と水素注入環境中における非鋭敏化 SUS304 を対象とした PLEDGE モデルを合わせて示すが、ほぼ同等の値を示しており、低炭素ステンレス鋼の線図としては保守側となると判断される。

3. 2 高照射領域 (中性子照射量 $\geq 5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$)

中性子照射により発生する現象を取り入れた SUS304 の SCC 進展速度式 (PLEDGE) が、発電技検プラント長寿命化技術開発 (PLEX, 昭和 60 年度～平成 8 年度) において作成されている。同進展式を以下に示す。低炭素ステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L, 316NG) は耐 SCC 性が SUS304 よりも高いと考えられるが、同進展速度式を高照射領域の SUS304 及び低炭素ステンレス鋼の SCC 進展速度式として使用する。

$$da/dt = 7.8 \times 10^{-2} n^{3.6} (CK^4)^n \quad (5)$$

ここに、a はき裂の深さ

n は、腐食電位，導電率，鋭敏化度及び中性子照射量をパラメータとするき裂先端電流密度変化に対する定数

C は、き裂先端ひずみ速度補正係数で以下の通りである。

(i) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23}(\text{n}/\text{m}^2)$ 以下の場合

$$C=4.1 \times 10^{-14} \quad (6)$$

(ii) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23}(\text{n}/\text{m}^2)$ を超え, $3 \times 10^{25}(\text{n}/\text{m}^2)$ 以下の場合

$$C=1.14 \times 10^{-13} \ln(\text{中性子照射量}) - 4.98 \times 10^{-12} \quad (7)$$

(iii) 中性子照射量が $3 \times 10^{25}(\text{n}/\text{m}^2)$ を超える場合

$$C=6.59 \times 10^{-13} \quad (8)$$

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

4. まとめ

以上から, 鋭敏化 SUS304 及び低炭素ステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L, 316NG) の低照射領域及び高照射領域の SCC 進展速度線図の定式化を検討した。その結果, 以下に示す進展速度式が提案された。

4. 1 低照射量領域 (中性子照射量 $< 5 \times 10^{24} \text{n}/\text{m}^2$)

4. 1. 1 通常炉内水質環境中 (導電率 $< 0.2 \mu \text{S}/\text{cm}$, $ECP \geq 150 \text{mVSHE}$)

(1) 鋭敏化 SUS304

$$da/dt = 1.43 \times 10^{-10} K^{2.161} \quad (3.4 \leq K \leq 57.9) \quad (9)$$

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

$$da/dt = 9.2 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9) \quad (11)$$

(2) 低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-11} K^{2.161} \quad (6.7 \leq K \leq 57.9) \quad (12)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 6.7) \quad (13)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9) \quad (14)$$

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

以上, 通常炉内水質環境中の SCC 進展評価線図を図 D-11 に示す。

4. 1. 2 水素注入環境中 (導電率 $< 0.2 \mu \text{S}/\text{cm}$, $ECP \leq -200 \text{mVSHE}$)

(1) 鋭敏化 SUS304

$$da/dt = 7.94 \times 10^{-12} K^{2.161} \quad (12.9 \leq K \leq 57.9) \quad (15)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 12.9) \quad (16)$$

$$da/dt = 5.1 \times 10^{-8} \quad (K > 57.9) \quad (17)$$

(2) 低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-12} K^{2.161} \quad (19.3 \leq K \leq 57.9) \quad (18)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 19.3) \quad (19)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-8} \quad (K > 57.9) \quad (20)$$

(単位 : da/dt (mm/s) , K (MPa√m))

以上、水素注入環境中の SCC 進展評価線図を図 D-12 に示す。

4. 2 高照射量領域 (中性子照射量 $\geq 5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$)

SUS304 及び低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 7.8 \times 10^{-2} n^{3.6} (CK^4)^n \quad (21)$$

ここに、a はき裂の深さ

n は、腐食電位、導電率、鋭敏化度及び中性子照射量をパラメータとするき裂先端電流密度変化に対する定数

C は、き裂先端ひずみ速度補正係数で以下の通りである。

(i) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ 以下の場合

$$C = 4.1 \times 10^{-14} \quad (22)$$

(ii) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23} \text{n/m}^2$ を超え、 $3 \times 10^{25} (\text{n/m}^2)$ 以下の場合

$$C = 1.14 \times 10^{-13} \ln(\text{中性子照射量}) - 4.98 \times 10^{-12} \quad (23)$$

(iii) 中性子照射量が $3 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ を超える場合

$$C = 6.59 \times 10^{-13} \quad (24)$$

(単位 : da/dt (mm/s) , K (MPa√m))

なお、鋭敏化 SUS304 及び低炭素ステンレス鋼の通常炉内水質環境中及び水素注入環境中の低 K 領域及び高 K 領域のデータは現在民間研究で取得中である。また、照射を考慮した SCC 進展データも現在国プロで取得予定である。従って、今後、新たなデータが取得された場合には本資料で検討した低照射領域及び高照射領域の進展速度式を適時に見直して行くこととする。

(参考文献)

- 1) (社) 日本機械学会, 「発電用原子力設備規格維持規格」, JSME S NA1-2000, 平成12年5月.
- 2) ASME Boiler and Pressure Vessel Code Sec. XI, The American Society of Mechanical Engineers, 1995, p397.
- 3) Hazelton W.S. and Koo W.H, Technical Report on Material Selection and Processing Guidelines for BWR Coolant Pressure Boundary Piping, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-0313 Rev.2, July 1987.
- 4) DRAFT SKIFS 1996:1 The Swedish Nuclear Power Inspectorate's Regulations Concerning Structural Components in Nuclear Installations, SKIFS 1994:1 including changes in accordance with SKIFS 1995:1, Department of Structural Integrity Swedish Nuclear Power Inspectorate, August 1996.
- 5) BWRVIP BWR Vessel and Internals Project, "Evaluation of Crack Growth in Stainless Steel RPV Internals (BWRVIP-14)", EPRI TR-105873, March 1996.
- 6) C.Jansson and U.Morin, "Assessment of Crack Growth Rates in Austenitic Stainless Steels in Operating BWRs," Proc. of the 8th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, ANS, La Grange Park, IL, August 1997.
- 7) R.L.Jones, "Some Critical Corrosion Issues and Mitigation Strategies Affecting Light Water Reactors," Material Performance, July 1996.
- 8) A.Molander and C.Janssen, "In Situ Corrosion Potential Monitoring in Swedish BWRs," Proc. of the 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, ANS, La Grange Park, IL, p.118 August 1991.
- 9) A.Molander et al, "Influence of Flow-rate on Critical Potential for IGSCC of Stainless Steel in Simulated BWR Environment – A SSRT Study," Proc. of the 8th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, ANS, La Grange Park, IL, August 1997.
- 10) E.Kikuchi et al, "Intergranular Stress Corrosion Crack Growth of Sensitized Type 304 Stainless Steel in a Simulated Boiling-Water Reactor Environment," Corrosion Vol.53, No.4, P.307 (1997).
- 11) L.Lungberg, "BWR Water Chemistry Impurity Studies, Volume 3: Fracture Mechanics Studies," EPRI NP-6773-SD (March, 1990).

- 12) A.Sudo and M.Itow, “ SCC Propagation of Sensitized Materials in BWR Environment,” Proc. of the International Symposium on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures, p.903, May 15-18, 1995, Sapporo, Japan.
- 13) 電力共同研究「長期水素注入による腐食環境改善技術評価研究」平成 8 年度下半期（最終報告書）（平成 9 年 3 月）.
- 14) 電力共同研究「原子炉腐食環境及び材料耐食性評価に関する研究」平成 6 年度下半期（最終報告書）（平成 7 年 3 月）.
- 15) M.R.Horn et al., ”The Growth of and Stability of Stress Corrosion Cracks in Large Diameter BWR Piping, Electric Power Research Institute, NP-2472, vol.1, 2, July1982.
- 16) Section XI Task Group for Piping Flaw Evaluation, ASME Code,” Evaluation of Flaws in Austenitic Steel Piping, J. Of Pressure Vessel Technology, vol.8, p.366, ASME, 1986.
- 17) U.Morin and C.Jansson, ”Stress Corrosion Growth in BWR Environment,”MD-01 Rev.2 (in Swedish) 、Sydkraft Konsult、Malmo,Sweden,1996.
- 18) M.Itow et al., “SCC Crack Growth Rates of Type 304 Stainless Steel at High K Region in Simulated BWR Environment,”CORROSION 2000, Paper 00221.
- 19) 電力共同研究「低炭素系ステンレス鋼の耐 IGSCC 評価研究」平成 12 年度上半期（最終報告書）（平成 12 年 9 月）.
- 20) (財)発電設備技術検査協会, “プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書”平成 8 年 3 月, pp113-118.
- 21) F.P.Ford, “Quantitative Prediction of Environmentally Assisted Cracking,” CORROSION Vol.52, No.5, pp375-395, May (1996).
- 22) 電力共同研究「実機水素注入プラントにおける材料き裂進展及び腐食電位評価」平成 11 年度下半期（最終報告書）（平成 12 年 3 月）.

表 D-1 オーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展速度に関する国内外の規定状況

項目	NUREG-0313 Rev.2	SKIFS Draft	JSME 維持規格
進展速度式 da/dt(mm/s) K(MPa√m)	(配管) da/dt= $2.0655 \times 10^{-10} \times K^{2.161}$ (シュラウド) 11mm/年	(NWC) da/dt= $9.5 \times 10^{-12} \times K^3$ (HWC) da/dt= $2.5 \times 10^{-13} \times K^3$	(NWC) da/dt= $6.31 \times 10^{-11} \times K^{2.161}$ (HWC) da/dt= $7.94 \times 10^{-12} \times K^{2.161}$
対象材料	Type304	SS23 33 (Type304 相当)	SUS304
パラメータ	K	K	K
特徴	<ul style="list-style-type: none"> ・高導電率, 高腐食電位, 及び腐食疲労データ等のデータに基づく ・過度に保守的 	<ul style="list-style-type: none"> ・線図の根拠データの詳細不明 	<ul style="list-style-type: none"> ・一次系配管が対象 ・一次系配管の環境(腐食電位, 酸素濃度)によるデータを基に設定

表 D-2 SKIFS における SCC 進展評価線図の規定

Material	Fatigue crack propagation da/dN , (inches/ cycle) in		Stress corrosion cracking propagation, da/dt (mm/s) in		
	air	water	BWR environment		PWR environment
			NWC	HWC	
Low alloyed steel	1)	3)			
Austenitic stainless steel, type SS 23 33	2)	2)	$9.5 \cdot 10^{-12} \cdot K_1^3$	$2.5 \cdot 10^{-13} \cdot K_1^3$	
Nickel base alloys type Alloy 182	2)	2)	$2.8 \cdot 10^{-11} \cdot K_1^3$	$3.3 \cdot 10^{-12} \cdot K_1^3$	
Nickel base alloys type Alloy 600	2)	2)	$1.5 \cdot 10^{-11} \cdot K_1^3$	$1.5 \cdot 10^{-11} \cdot K_1^3$	$1.3 \cdot 10^{-4} \cdot (K_1 - 9)^{1.2}$

表 D-3 発電技検 PLEX プロジェクトにおける炉水環境中での
SUS304 の照射材及び非照射材のき裂進展予測方法

き裂進展速度式	$da/dt=7.8 \times 10^{-2} n^{3.6} (CK^4)^n$ (単位: da/dt (mm/s)、K (MPa \sqrt{m}))
a	き裂の深さ
t	時間
K	応力拡大係数
n	<p>き裂先端電流密度変化に対する定数</p> <p>これは導電率 κ ($\mu S/cm$)、鋭敏化度 EPR (C/cm^2) 及び腐食電位 ϕ (mV SHE) の関数で、次式で表わされる。</p> $n = \left\{ \frac{e^{f(\kappa)}}{e^{f(\kappa)} + e^{f(\phi)}} \right\}^{g(EPR)}$ <p>なお、ここで EPR は、初期鋭敏化度 EPR₀ に対して $EPR = EPR_0 + 3.36 \times 10^{-24} \times (\text{照射量})^{1.17}$ 実際に n を求める際には、以下のようなグラフ (一例) * から 読み取って求める。</p>
C	<p>き裂先端ひずみ速度補正係数</p> <p>(i) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23} n/m^2$ 以下の場合 $C = 4.1 \times 10^{-14}$</p> <p>(ii) 中性子照射量が $1.4 \times 10^{23} n/cm^2$ を超え、$3 \times 10^{25} (n/m^2)$ 以下の場合 $C = 1.14 \times 10^{-13} \ln(\text{中性子照射量}) - 4.98 \times 10^{-12}$</p> <p>(iii) 中性子照射量が $3 \times 10^{25} n/m^2$ を超える場合 $C = 6.59 \times 10^{-13}$</p>

* 出典) F.P.Ford et al, "Corrosion-Assisted Cracking of Stainless and Low-Alloy Steels in LWR Environment," EPRI, NP-5064S (1987).

表 D-4 通常炉内水質環境中のステンレス鋼の SCC 進展速度データ

応力拡大係数 K(MPa√m)	SCCき裂進展速度(mm/s)		
	SUS304		SUS316L
	Ref.18	Ref.19	Ref.19
63.9	8.00E-07		
63.3	9.20E-07		
32.2		2.60E-07	
31.7		2.50E-07	
22.0		5.50E-08	
22.1		5.50E-08	
31.1		1.10E-07	
30.5		1.10E-07	
20.7		6.50E-08	
20.8		4.40E-08	
30.5			4.60E-08
30.3			5.30E-08
28.8			2.40E-08

(判定基準)

R比(K_{min}/K_{max})	≥ 0.9
荷重繰り返し周波数	$\leq 2.5 \times 10^{-4}$ Hz
導電率	$< 0.2 \mu$ S/cm
腐食電位(ECP)	≥ 150 mVSHE
硫酸イオン濃度	≤ 5 ppb
塩酸イオン濃度	≤ 5 ppb
冷間加工材は除く	

表 D-5 水素注入環境中のステンレス鋼の SCC 進展速度データ

応力拡大係数 K(MPa√m)	SCCき裂進展速度(mm/s)						
	SUS304					SUS304L	SUS316L
	Ref.10	Ref.11	Ref.12	Ref.13	Ref.14	Ref.22	Ref.22
31.0	<1.00E-09						
31.0	<1.00E-09						
31.0	<1.00E-09						
27.0		<5.00E-09					
32.0		<5.00E-09					
37.0		<5.00E-09					
36.0		1.80E-08					
31.0			<1.00E-09				
35.7				2.10E-09			
22.8				<1.00E-09			
33.2					<1.00E-09		
30.9						<1.00E-09	
31.6							<1.00E-09

(判定基準)

R比(K_{min}/K_{max})	≥ 0.9
荷重繰り返し周波数	$\leq 2.5 \times 10^{-4}$ Hz
導電率	$< 0.2 \mu$ S/cm
腐食電位(ECP)	≤ -200 mVSHE
硫酸イオン濃度	≤ 5 ppb
塩酸イオン濃度	≤ 5 ppb
冷間加工材は除く	

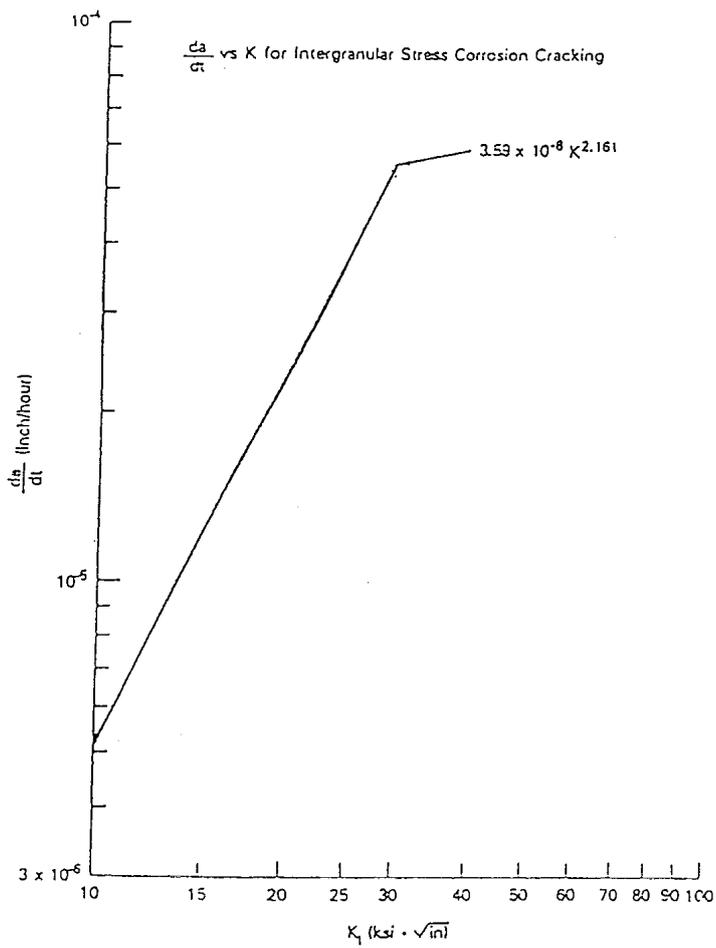
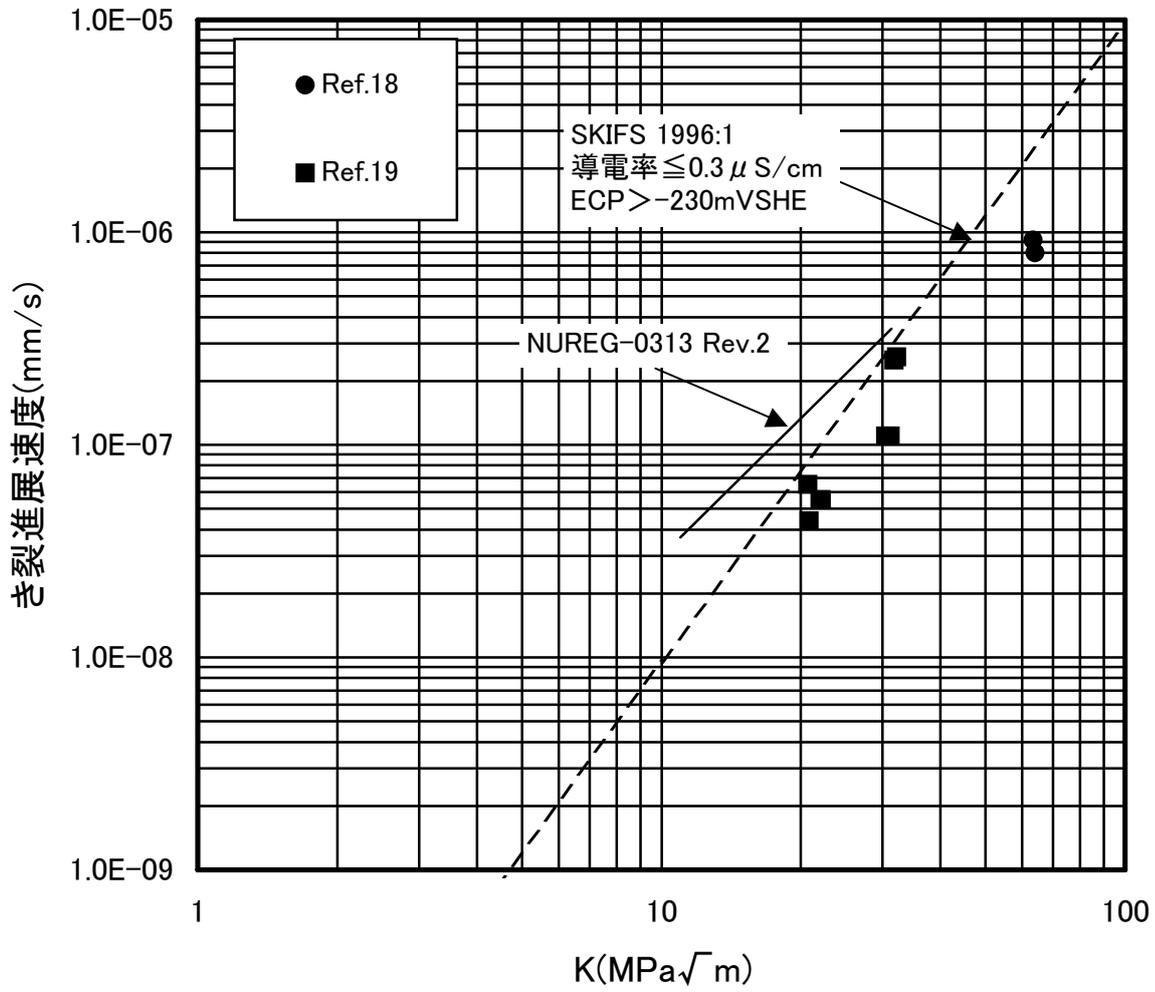


図 D-1 NUREG0313 Rev. 2 のオーステナイト系ステンレス鋼の
 SCC 進展速度線図



図D-2 通常炉内水質環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展データ
 と NUREG 及び SKIFS との比較

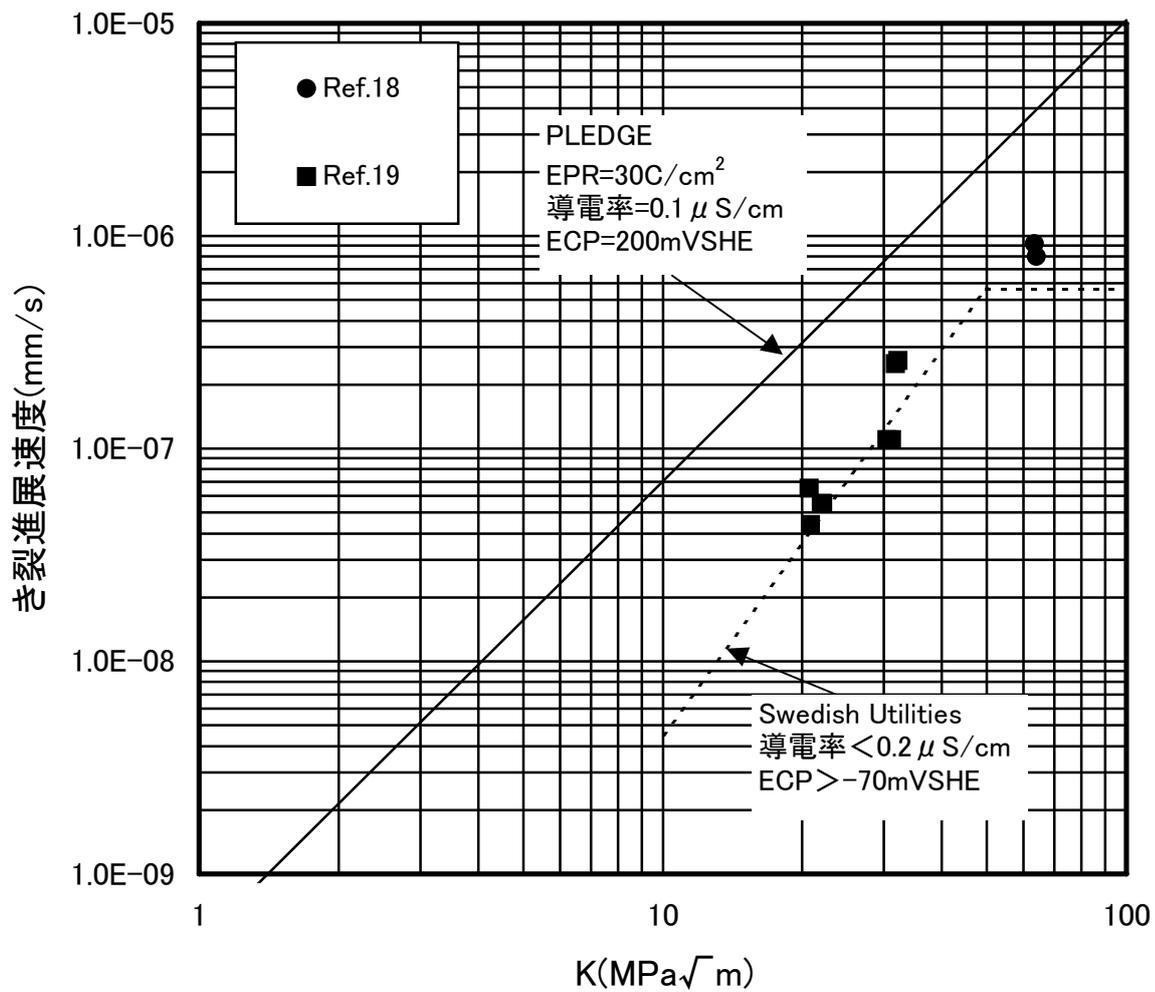


図 D-3 通常炉内水質環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展データと PLEDGE 及びスウェーデン電力提案との比較

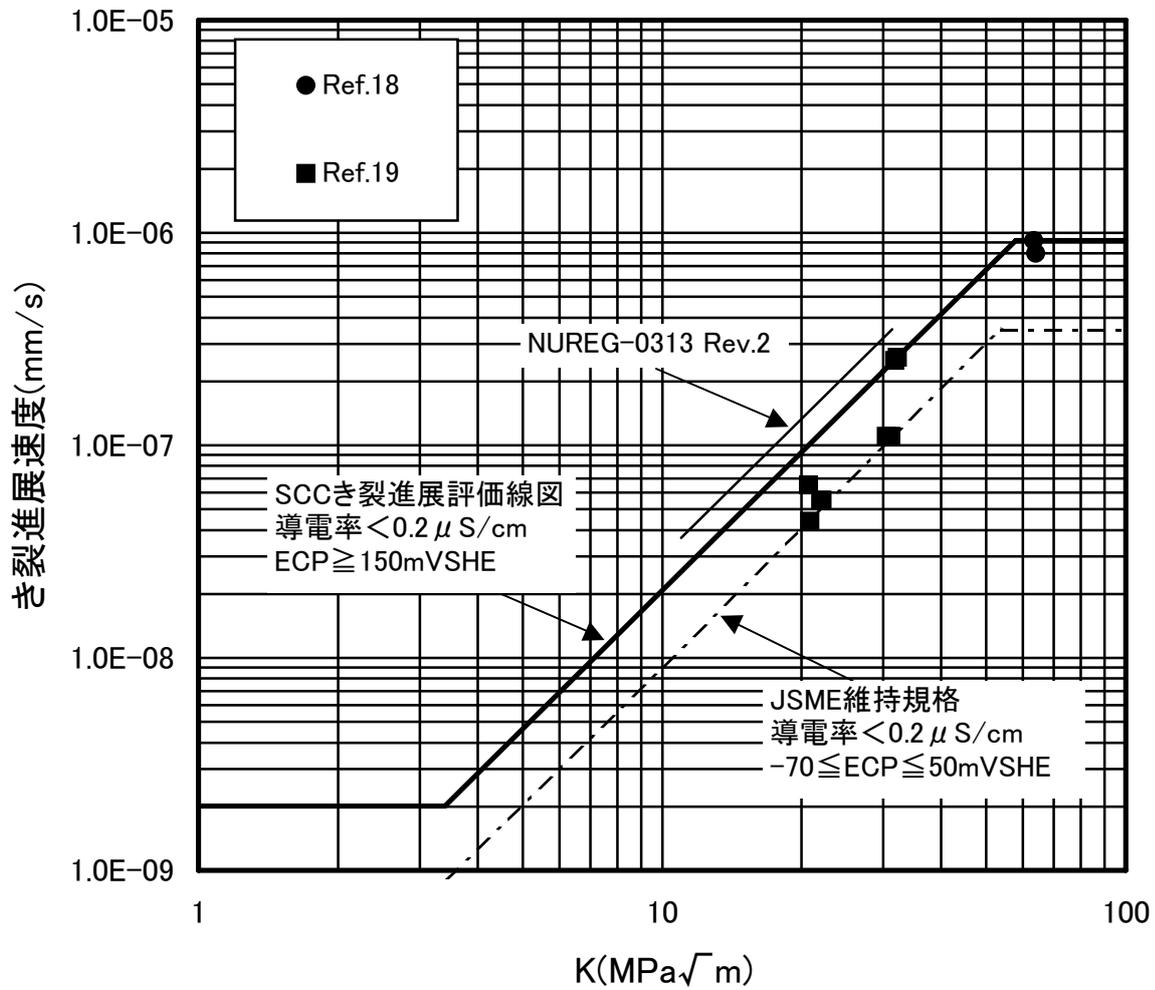


図 D-4 通常炉内水質環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展評価線図

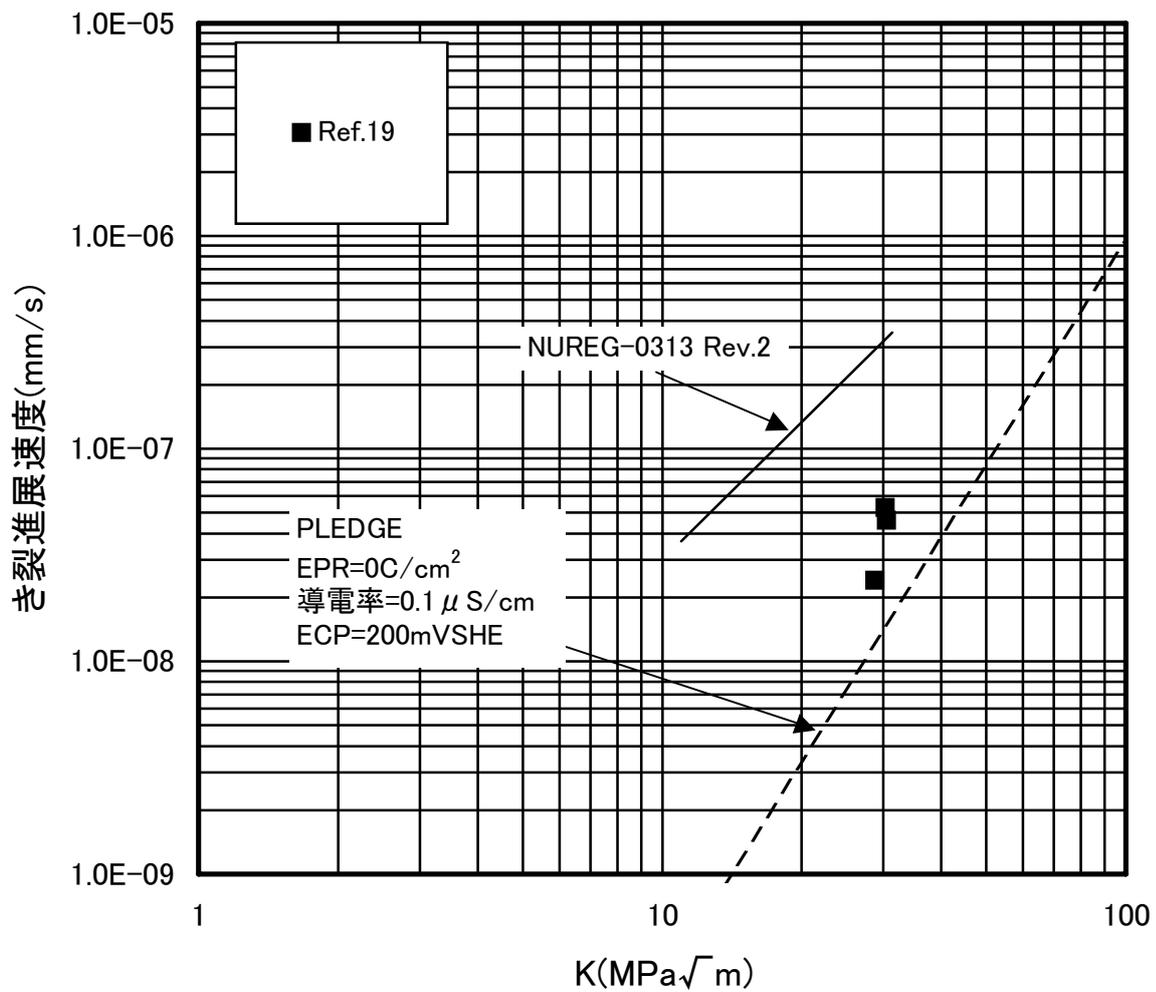


図 D-5 通常炉内水質環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展データと NUREG 及び PLEDGE との比較

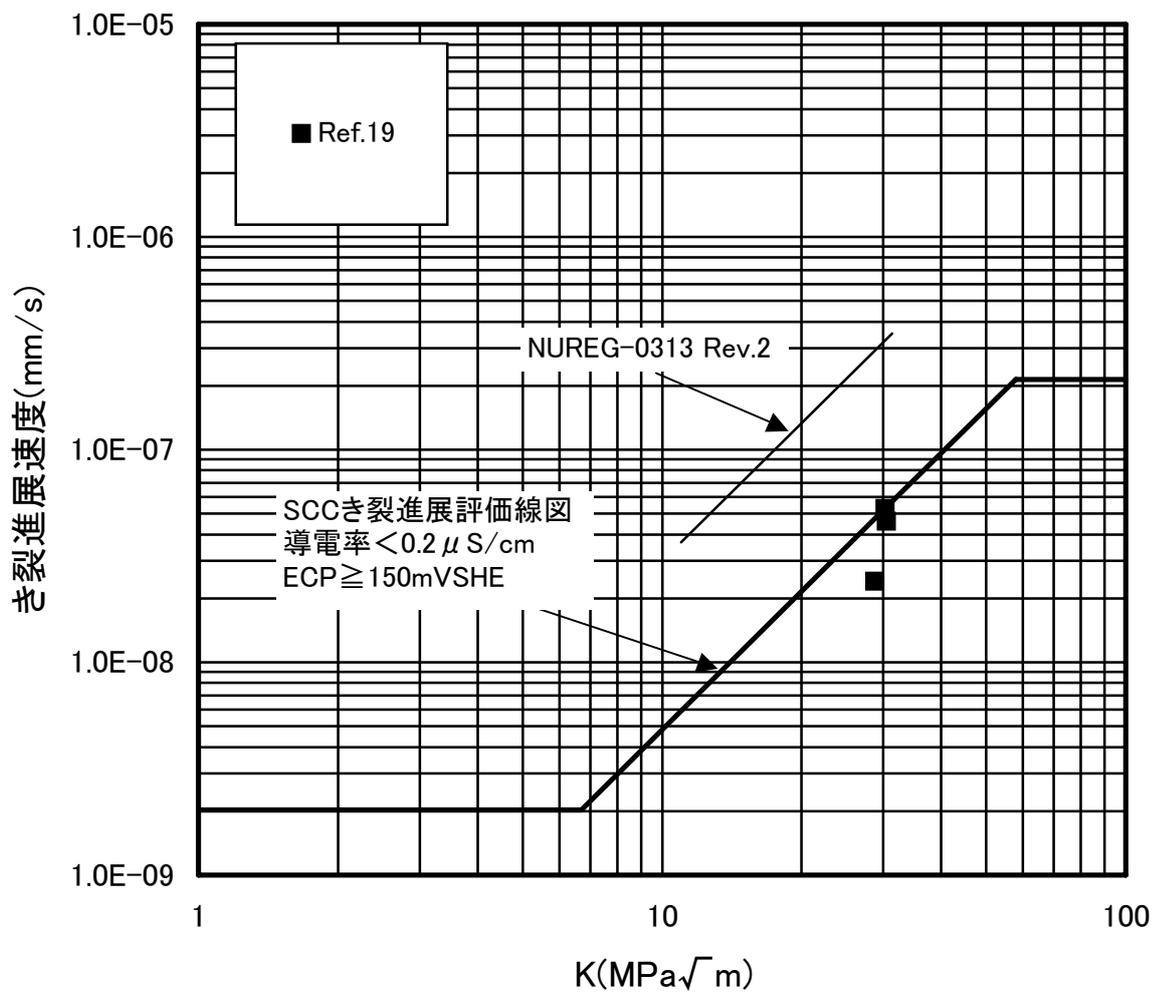


図 D-6 通常炉内水質環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展評価線図

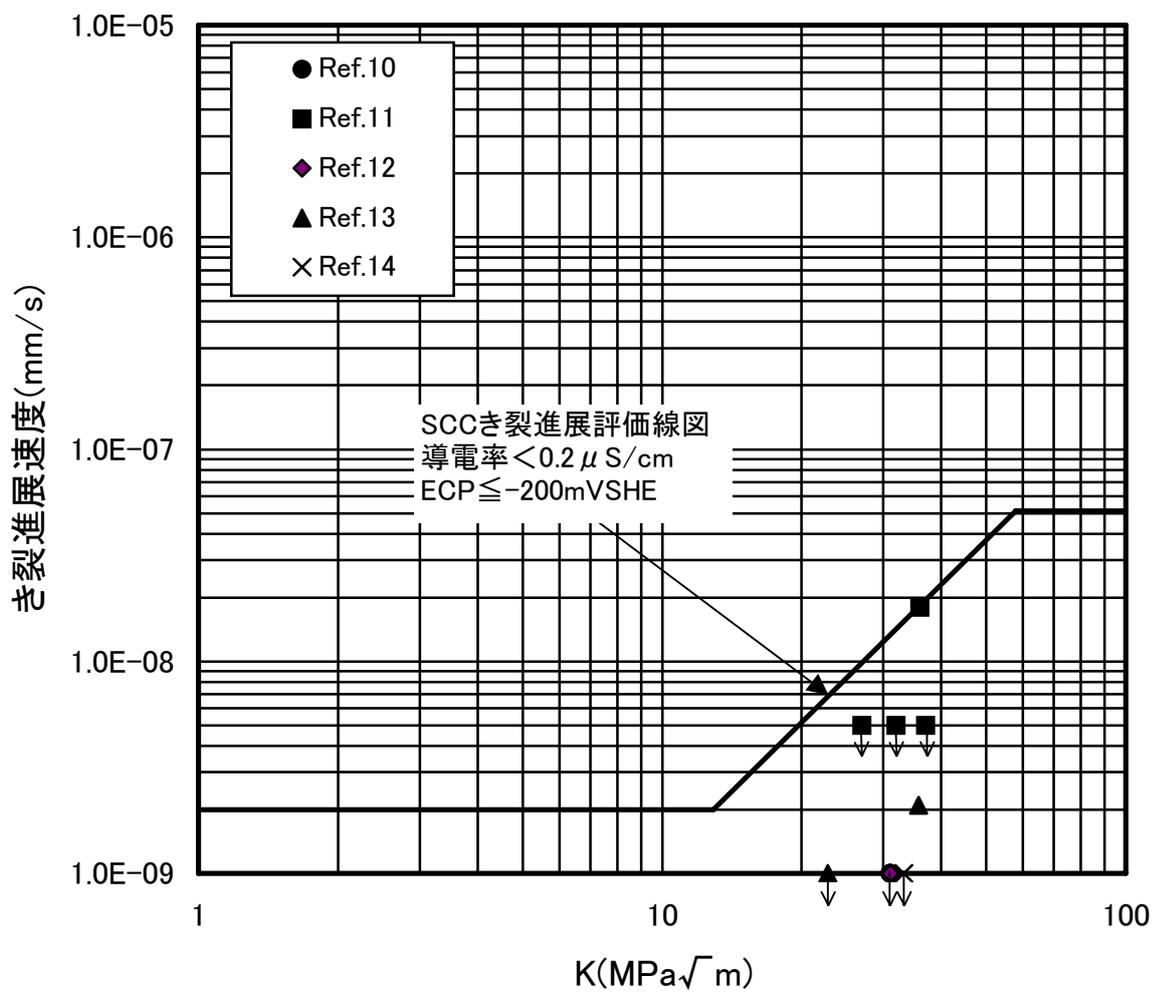


図 D-7 水素注入環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展評価線図

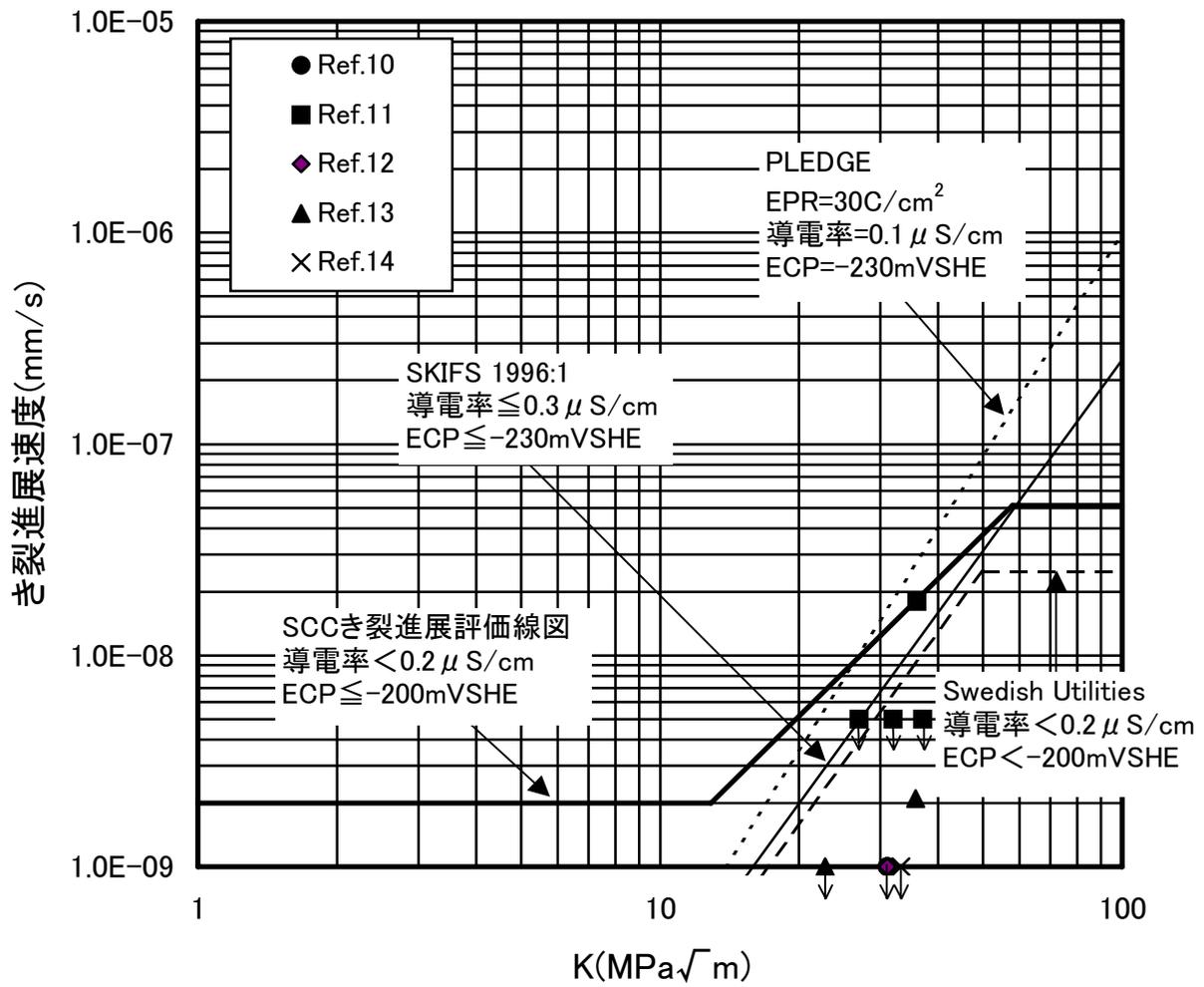


図 D-8 水素注入環境中における鋭敏化 SUS304 の SCC 進展評価線図と他の線図との比較

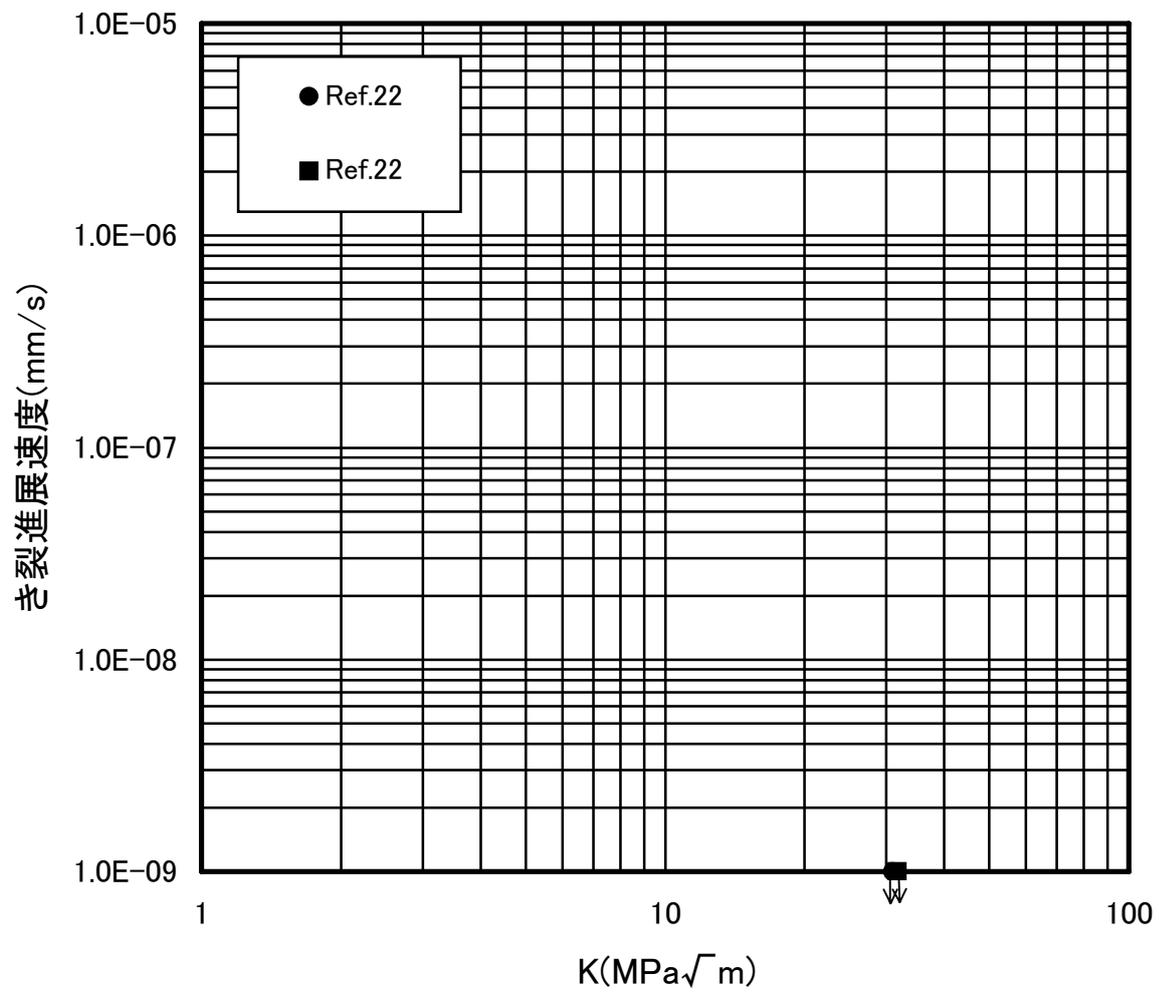


図 D-9 水素注入環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展データ

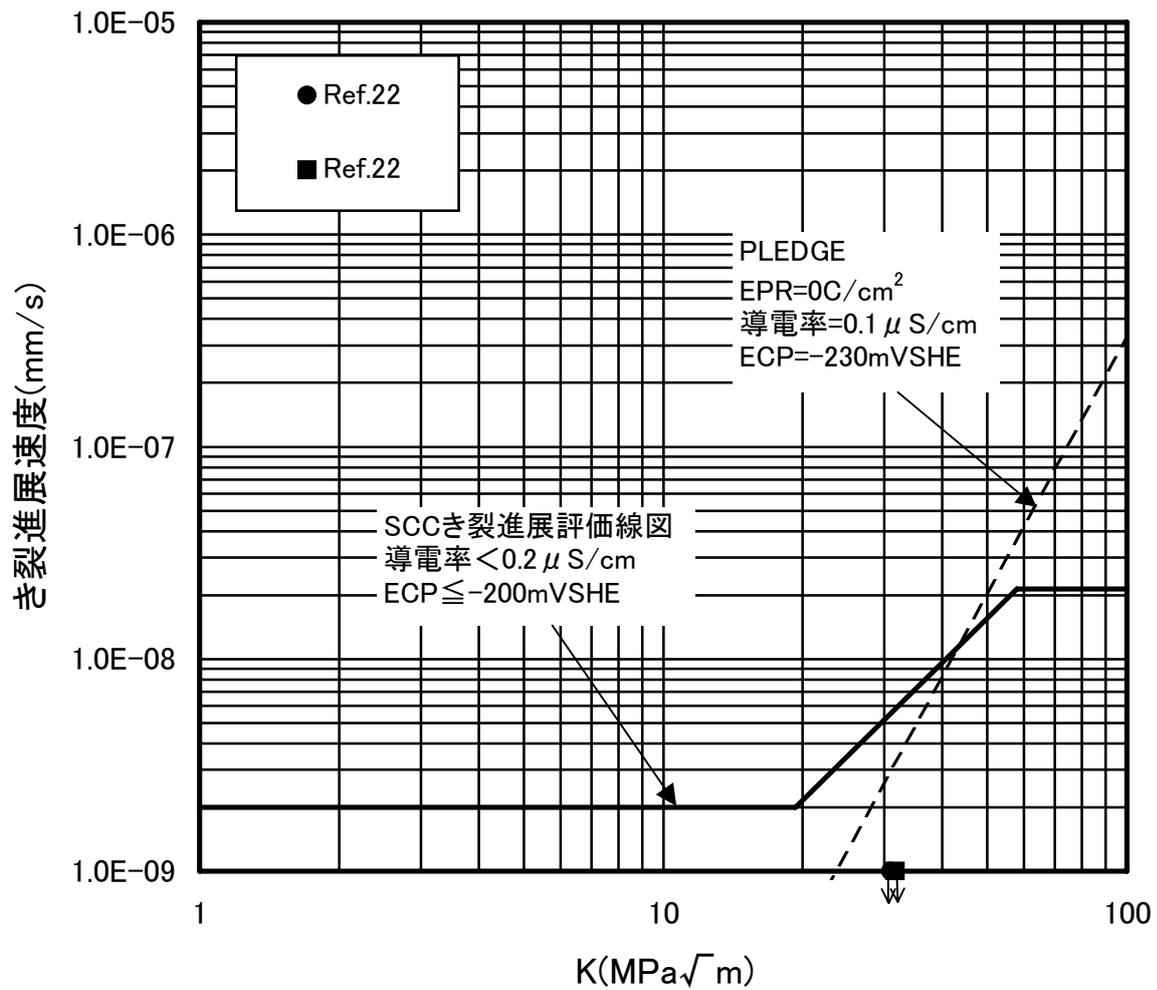


図 D-10 水素注入環境中における低炭素ステンレス鋼の SCC 進展評価線図と PLEDGE との比較

通常炉内水質環境中(導電率 $<0.2 \mu\text{ S/cm}$ 、 $\text{ECP} \geq 150\text{mVSHE}$)の
SCC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 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

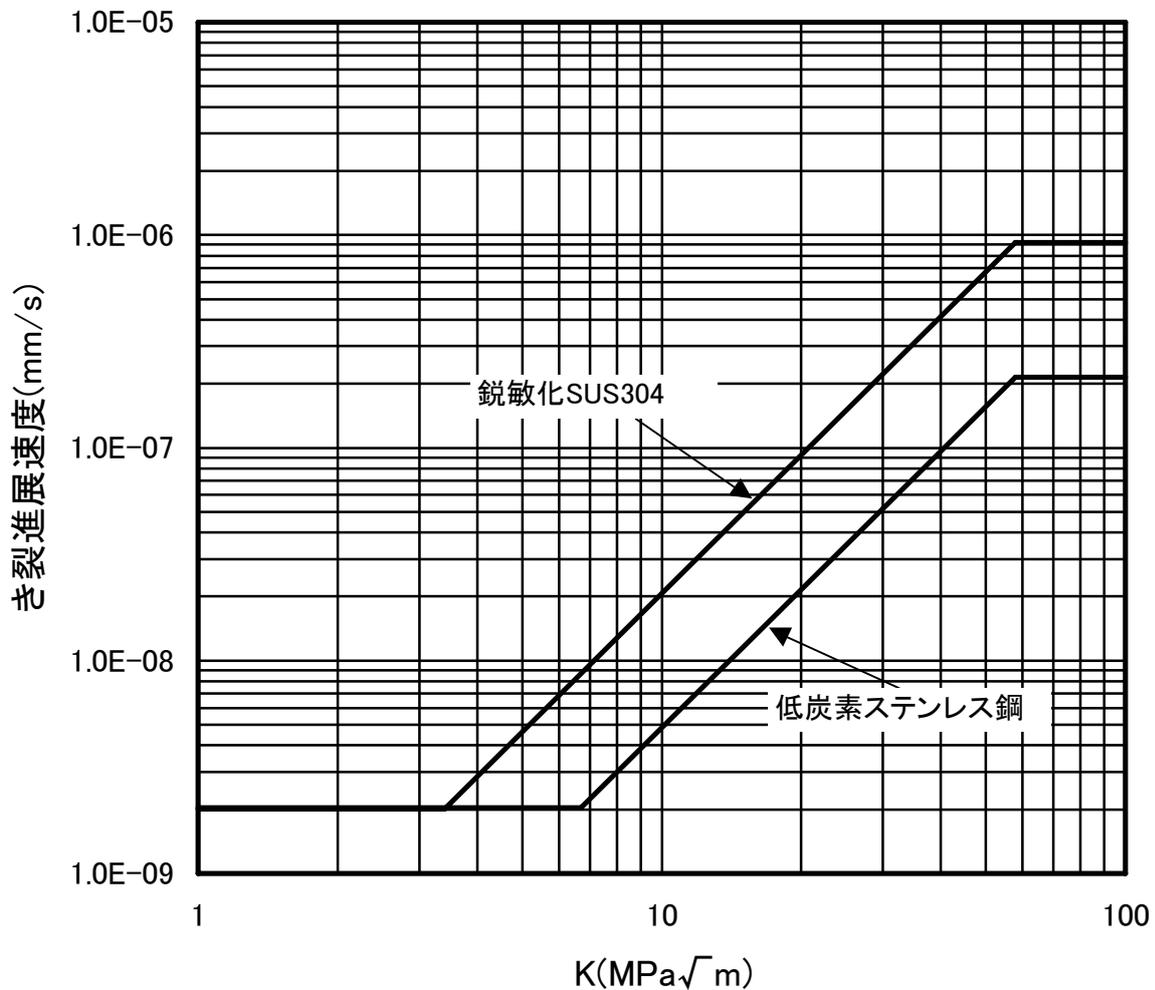


図 D-11 通常炉内水質環境中における鋭敏化 SUS304 及び低炭素ステンレス鋼の SCC 進展評価線図

水素注入環境中(導電率 $<0.2 \mu\text{ S/cm}$ 、 $\text{ECP} \leq -200\text{mVSHE}$)の
SCC進展評価線図

(1) 鋭敏化SUS304

$$da/dt = 7.94 \times 10^{-12} K^{2.161} \quad (12.9 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 12.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 5.1 \times 10^{-8} \quad (K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

(2) 低炭素ステンレス鋼

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-12} K^{2.161} \quad (19.3 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 19.3 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-8} \quad (K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}})$$

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

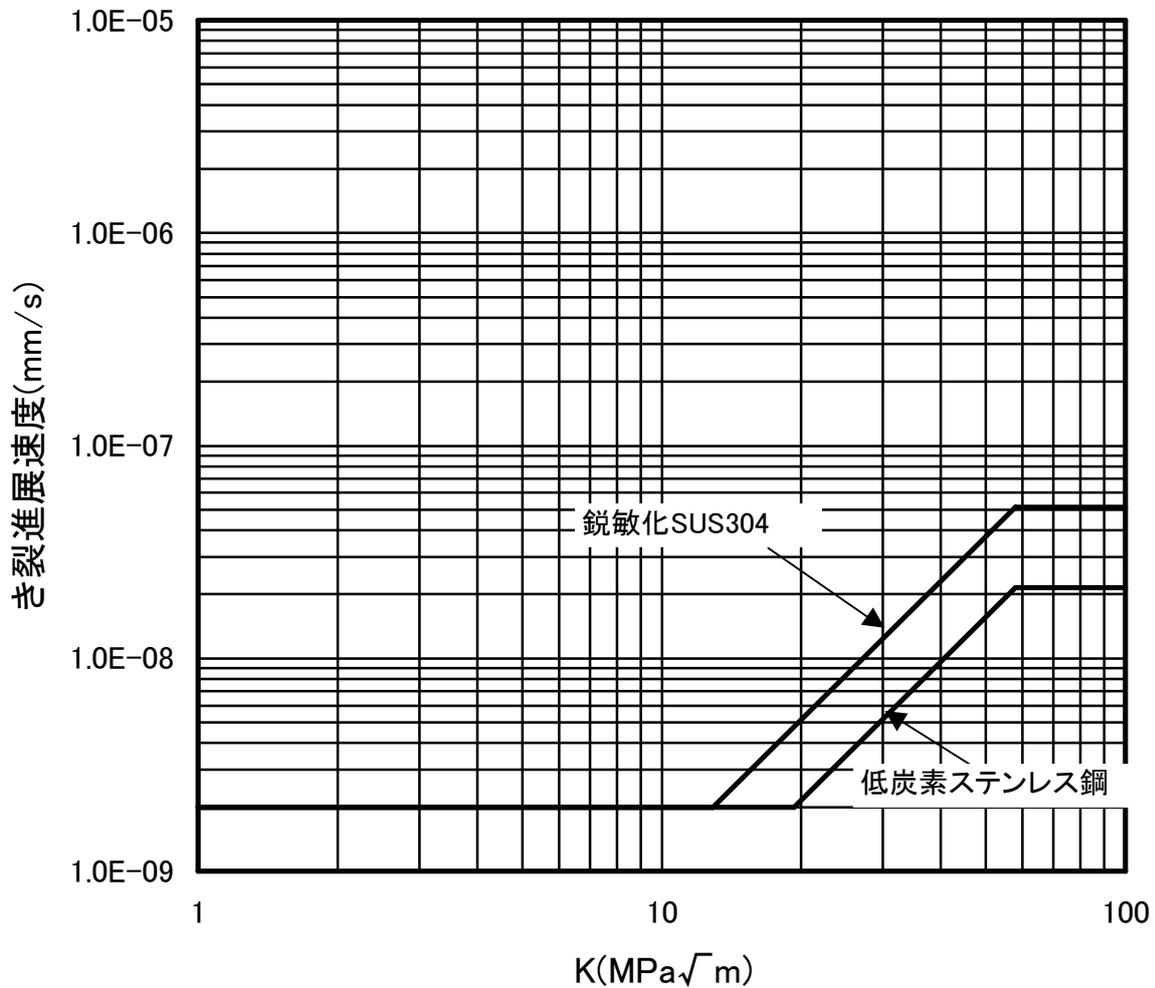


図 D-12 水素注入環境中における鋭敏化 SUS304 及び低炭素ステンレス鋼の SCC 進展評価線図

付録 E 炉心スプレイ配管のき裂進展評価

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き裂進展評価を行った。

1. 評価方法

(1) 評価モデル (図 E-1)

評価対象部位は T-ボックス部、および管-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-BOX 部と管との溶接部、およ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) 板厚方向き裂進展(図 E-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 $50\mu\text{m}$ の半楕円き裂 (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き裂進展(図 E-1(2))

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

付録 G の許容欠陥評価ではき裂検出困難部位の長さ (30 度) を考慮するが、このき裂検出困難部位ではき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 C から、以下のような残留応力を仮定した。

1) T-BOX と管との溶接部 (図 E-2(1))

- ・ 内面 204N/mm^2 、外面 183N/mm^2 の板厚方向直線分布

2) 炉心スプレイ配管 (図 E-2(2))

- ・ 内面 216N/mm^2 、外面 -167N/mm^2 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。

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

ここで、 S_n はき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_m はき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⁾にはほぼ等しいことを確認している。

(5) SCC き裂進展速度 (図 E-3)

炉心シュラウドのステンレス鋼の SCC き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き裂進展速度式を適用した。

- ・ 低照射量領域 (照射量 $< 5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$)

通常一次系水質環境中 (導電率 $< 0.2 \mu \text{ S/cm}$, $\text{ECP} \geq 150 \text{mVSHE}$)

(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-BOX と管との溶接継手部 (図 E-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 $2.7 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 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 E-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 き裂進展量（き裂深さ）の時間依存性の評価

1) T-BOX と管との溶接継手部（図 E-5(1)）

き裂深さは、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 E-5(2)）

き裂深さは、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 き裂進展量（き裂長さ）の時間依存性の評価

板厚貫通後のき裂の進展量はき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、板厚方向に一様なき裂と仮定し、両端がそれぞれ図 E-3 の SCC き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-BOX と管との溶接継手部（図 E-6(1)）

き裂長さは、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、き裂長さが許容欠陥長さ 197 mm(140 度)、低炭素ステンレス鋼は約 9.1 年で、き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 E-6(2)）

き裂長さは、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 253 mm(180 度)、低炭素ステンレス鋼は約 11.2 年で、き裂長さが許容欠陥長さ 253mm（180 度）に達する。

以上、SCC き裂進展評価結果を表 E-1 にまとめた。

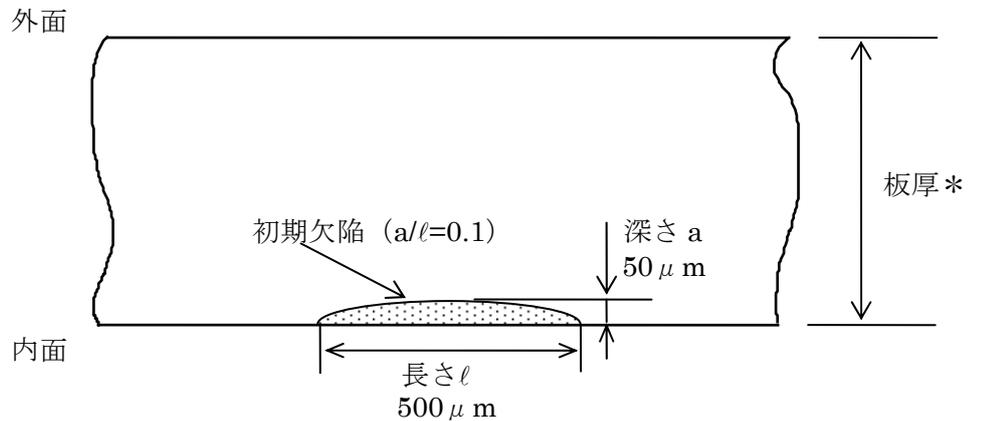
(参考文献)

- (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 E-1 SCC き裂進展評価結果のまとめ

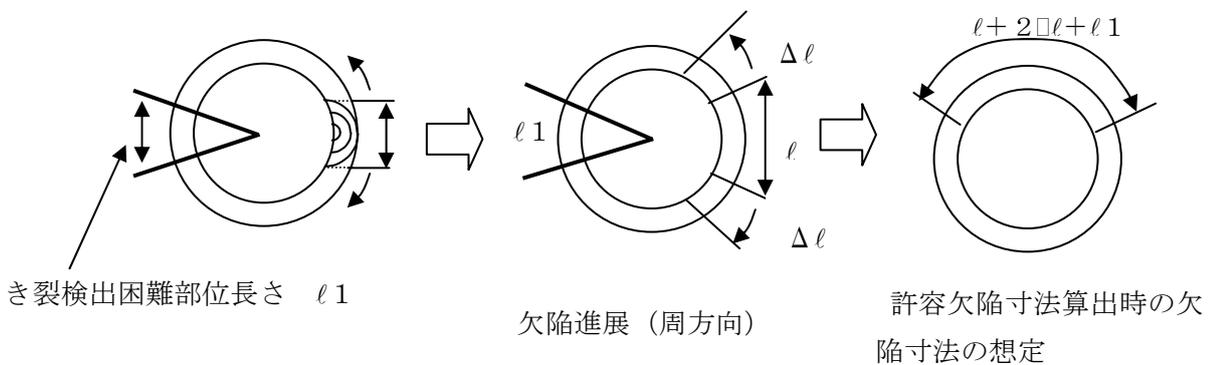
部位	材料 (水質は NWC)	板厚貫通まで のおおよその 年数	板厚貫通時の周方 向欠陥長さ(mm)	許容欠陥寸法ま でのおよその 年数	許容欠陥角度
T-ボックス	鋭敏化 SUS304	9	18.5	2.4	140度
	低炭素ステンレス鋼	23	19.6	9.1	130度
管一管	鋭敏化 SUS304	16	61.8	2.6	180度*
	低炭素ステンレス鋼	50	61.9	11.2	180度*

*周方向許容貫通欠陥角度は180度以下に制限した。



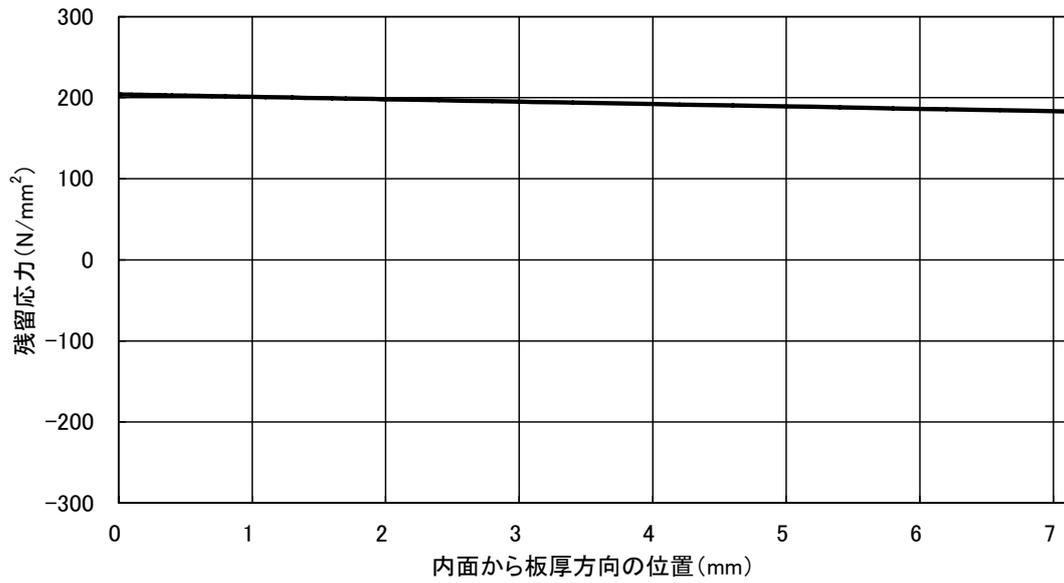
* 炉心スプレイ配管 : 7.11mm

(1) 板厚方向き裂進展の形状および初期欠陥のモデル化

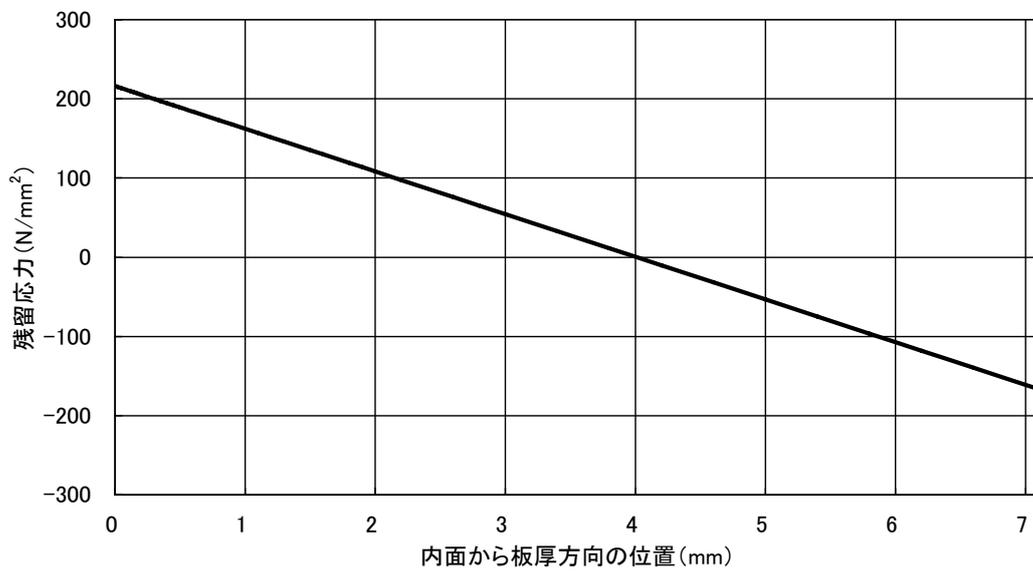


(2) 板厚貫通後の周方向き裂進展のき裂のモデル化

図 E-1 板厚方向および貫通後のき裂の想定



(1) T-BOX と管の溶接継手



(2) 管と管の溶接継手

図 E-2 板厚方向残留応力分布

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

(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 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

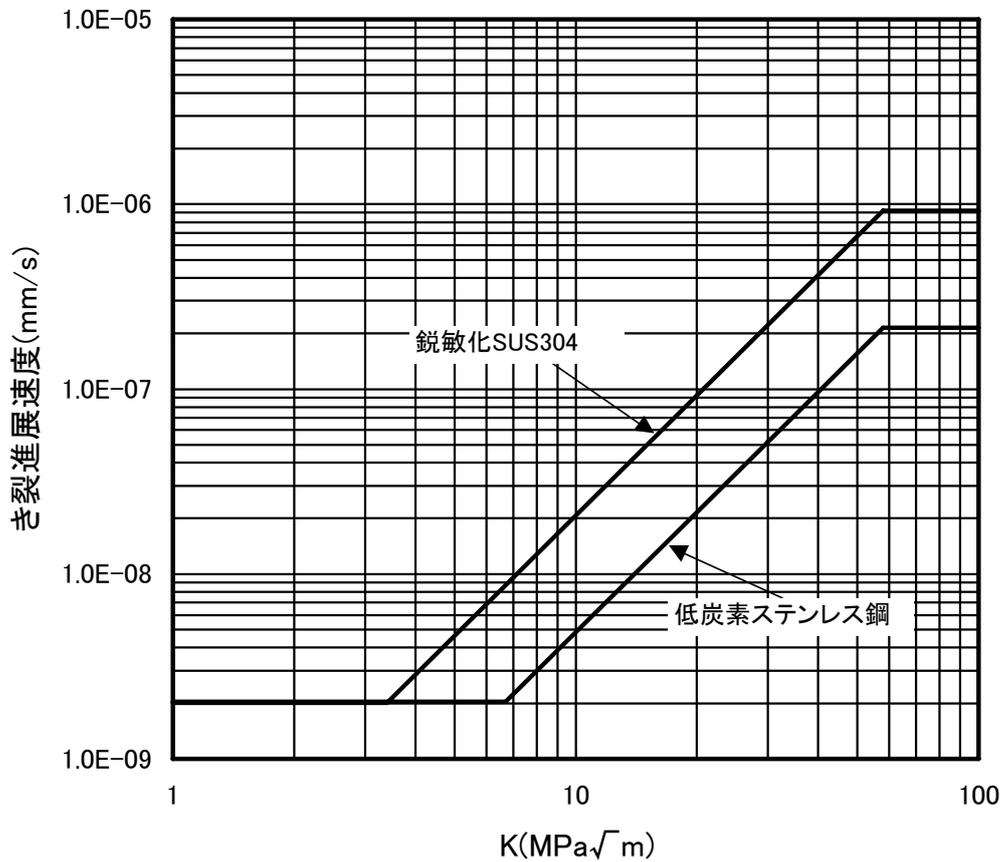
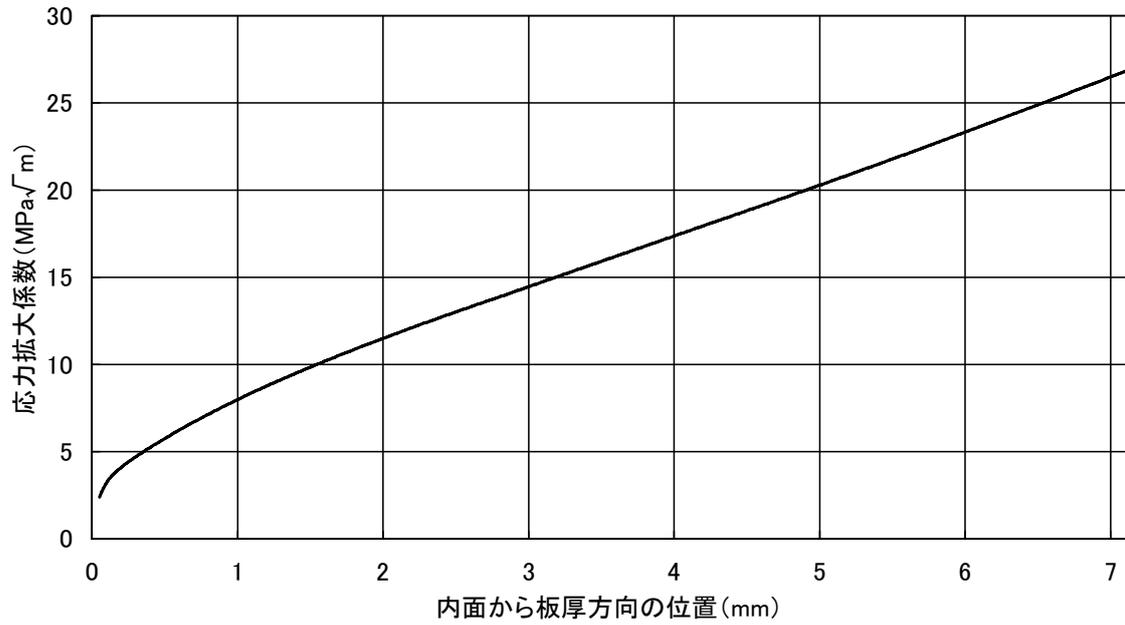
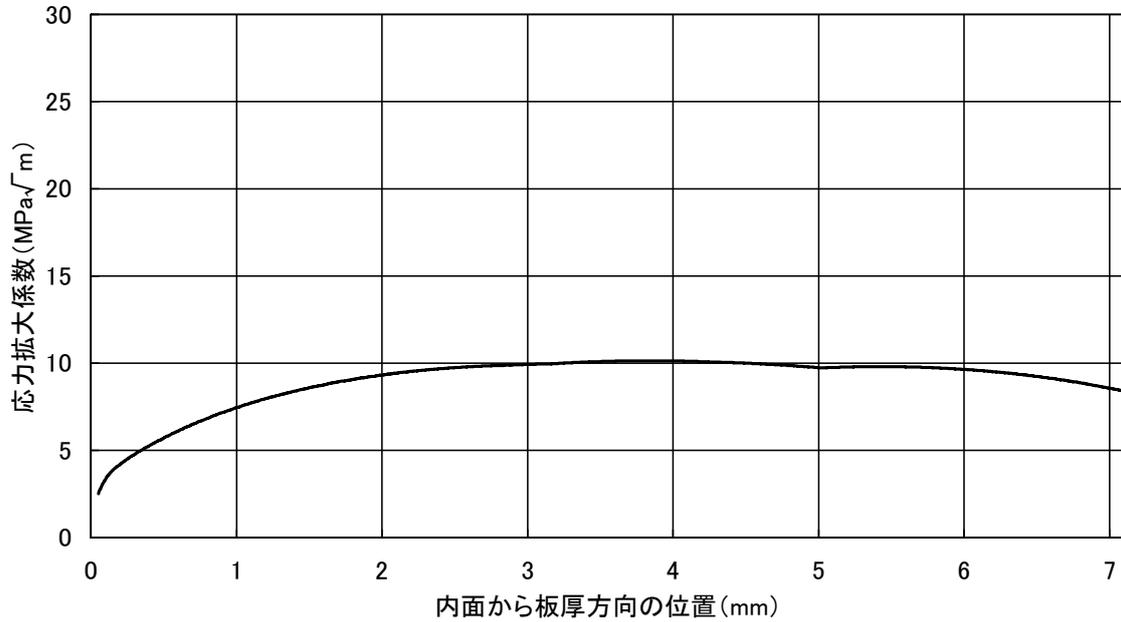


図 E-3 オーステナイト系ステンレス鋼の通常炉内水質環境中の
SCC き裂進展速度線図

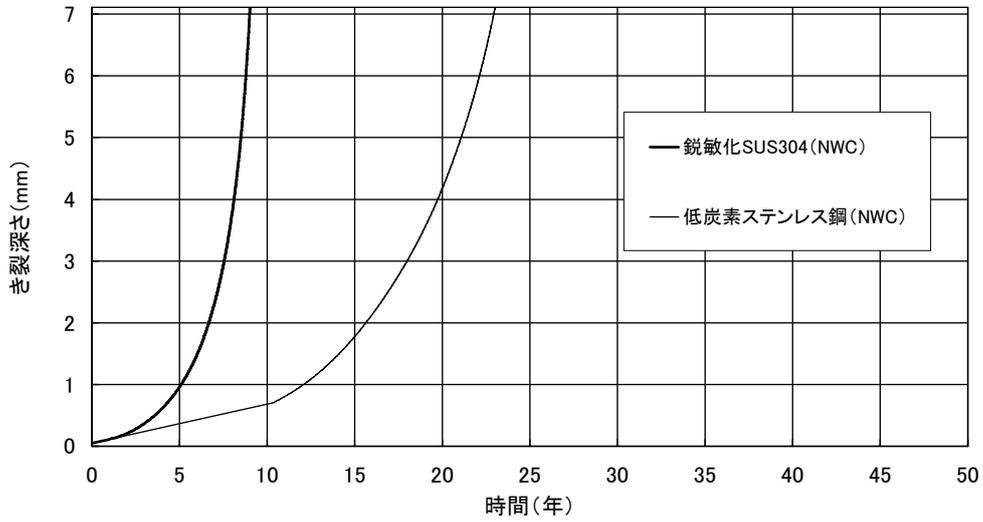


(1)T-BOX と管の溶接継手

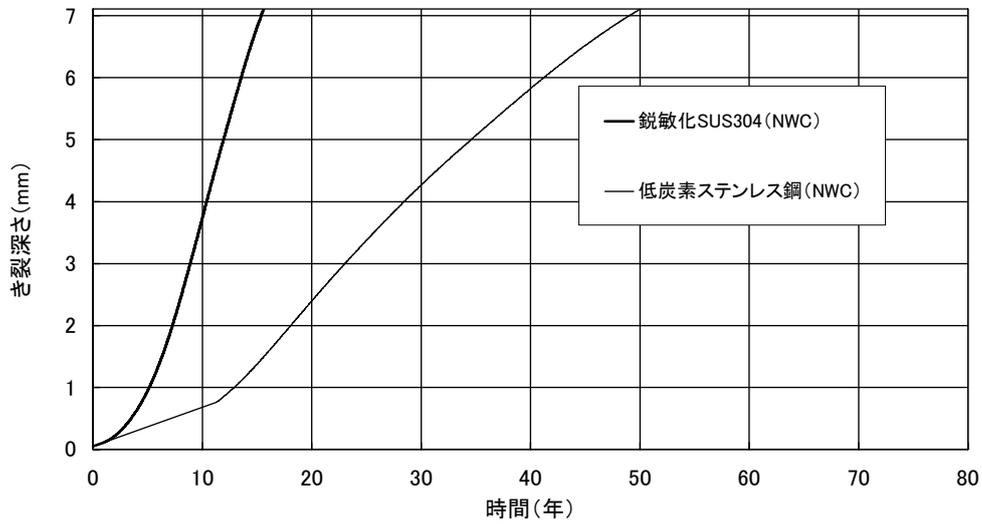


(2)管と管の溶接継手

図 E-4 板厚方向の応力拡大係数分布

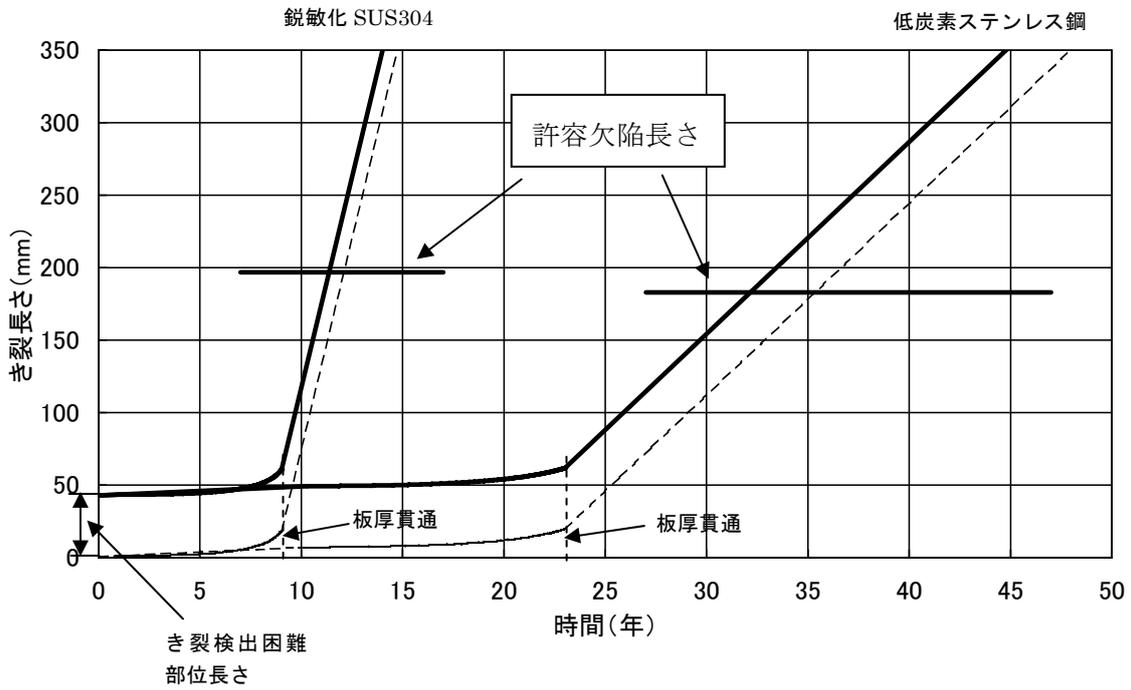


(1) T-BOX と管との溶接継手

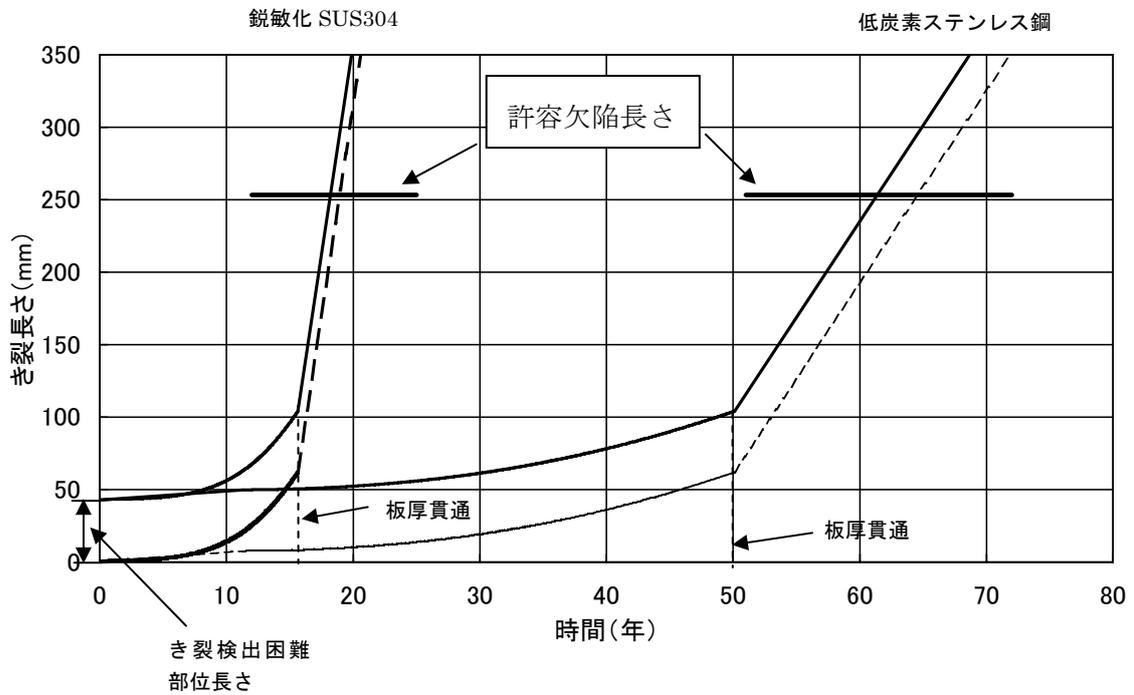


(2) 管と管との溶接継手

図 E-5 板厚方向の SCC き裂進展量の時間の関係



(1)T-BOX と管の溶接継手



(2)管と管との溶接継手

図 E-6 貫通き裂の周方向へのき裂進展量と時間の関係

付録F：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、このなかでは地震時荷重（ 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き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F-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。

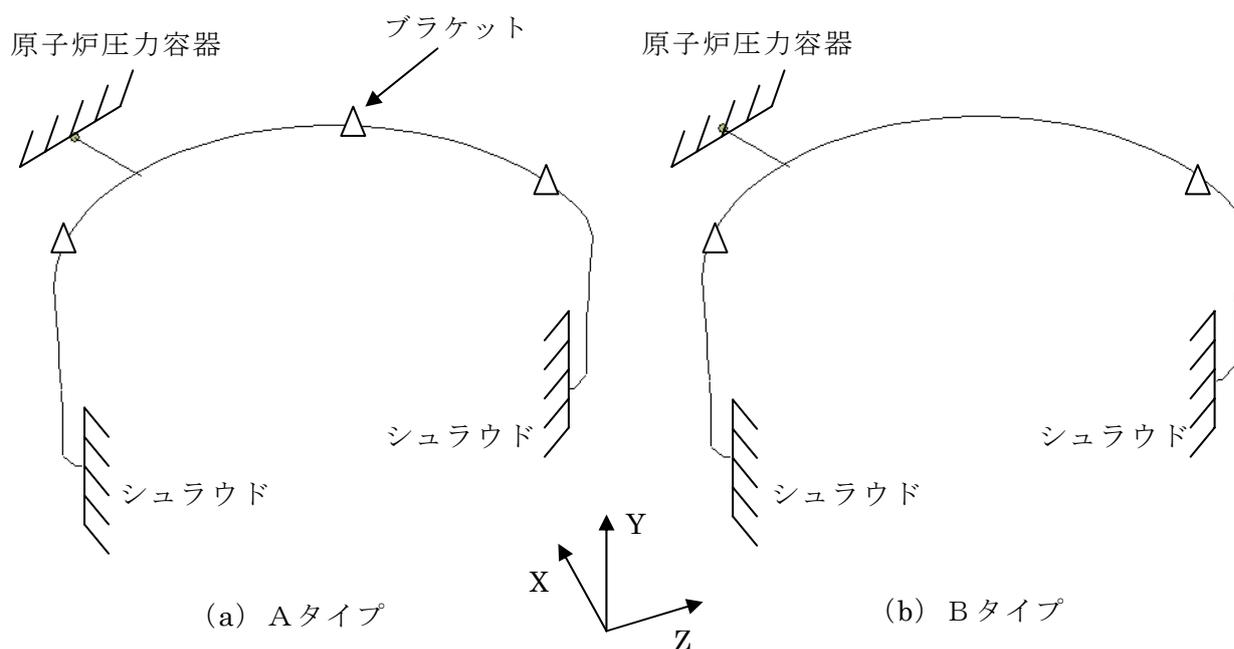


図 F-1 高圧・低圧炉心スプレイ配管の形状

2. 2 解析条件

解析モデルを図F-2 に示す。支持条件は，原子炉圧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F-1 に示す地震加速度を与えた。水平方向の荷重は，工認同様，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 F-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)

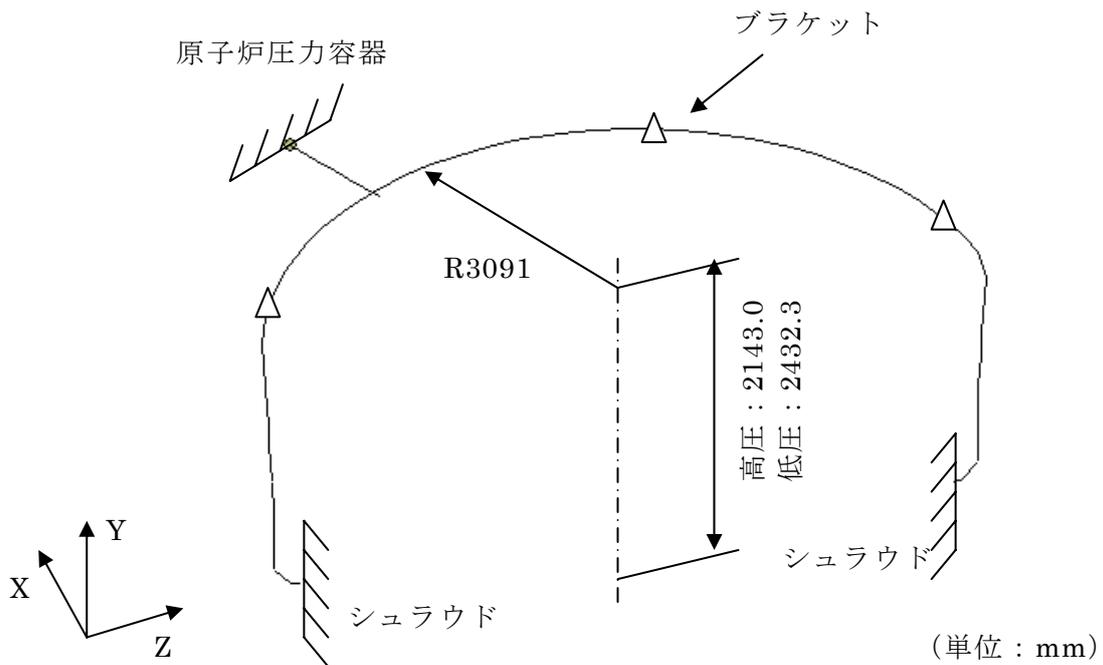


図 F-2 解析モデル

3. 解析結果

図 F-3 及び図 F-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-BOX) 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-BOX 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-BOX 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。

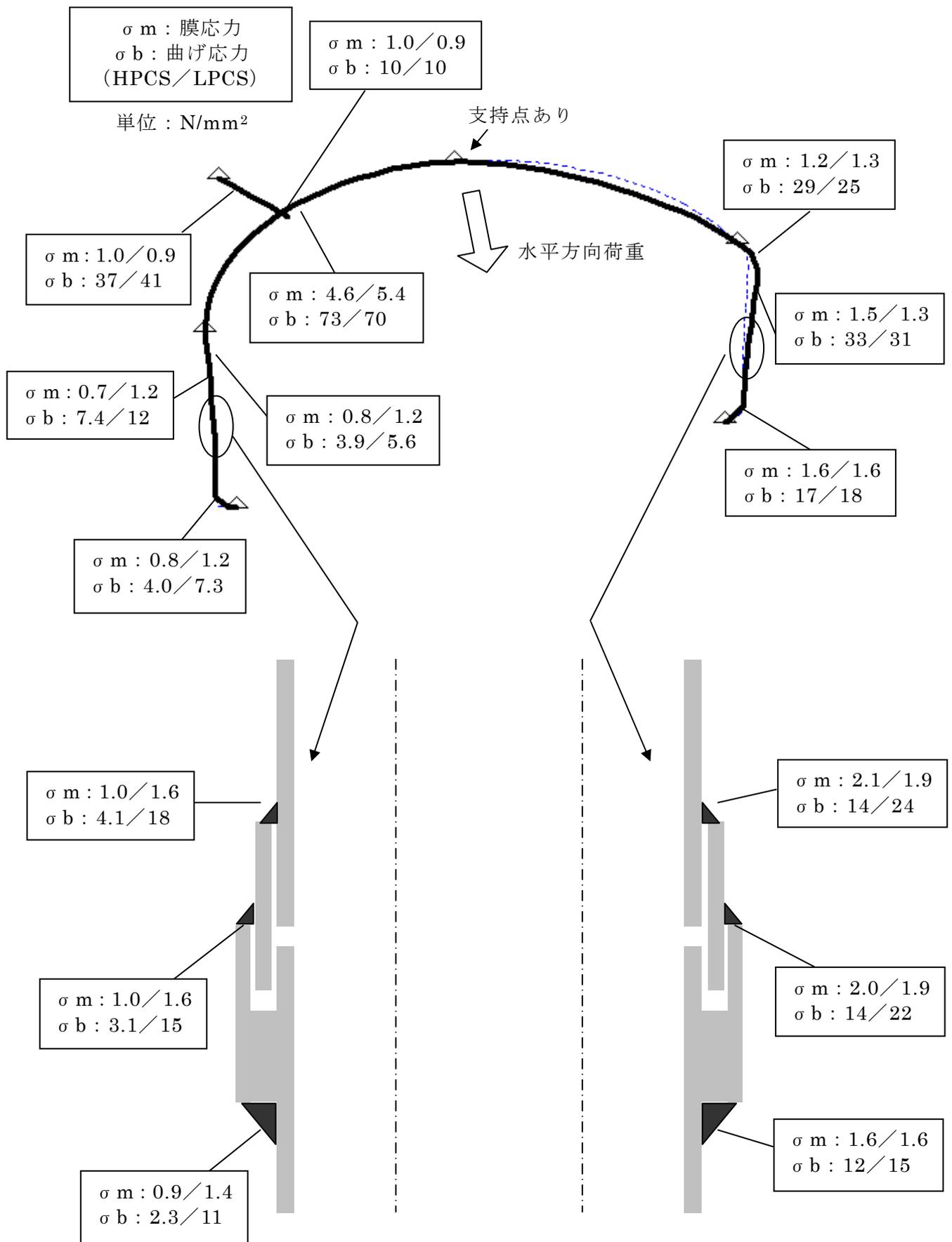


図 F-3 発生応力 (Aタイプの例)

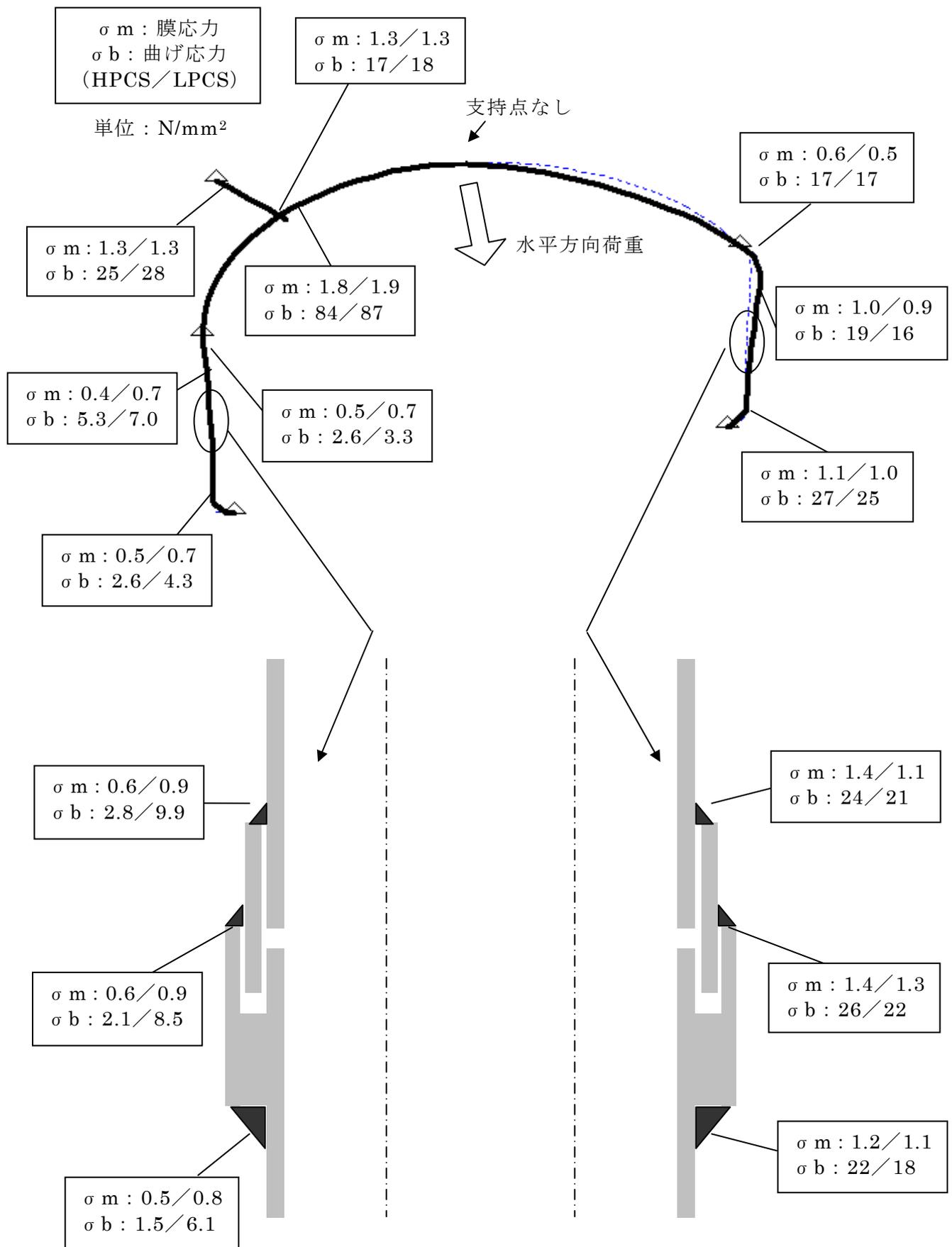


図 F-4 発生応力 (Bタイプの例)

付録 G 炉心スプレイ配管の欠陥裕度評価

1. 目的

構造強度およ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き裂を想定し、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 で肉厚 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-BOX との継手部位 (低圧炉心スプレイ配管)

一次一般膜応力 5N/mm^2 、一次一般膜+一次曲げ応力 92N/mm^2

2) 直管部 (高圧炉心スプレイ配管)

一次一般膜応力 5N/mm^2 、一次一般膜+一次曲げ応力 38N/mm^2

一次一般膜応力 5N/mm^2 、一次一般膜+一次曲げ応力 17N/mm^2

4. 破壊評価法

対象部位は SUS304 および 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、維持規格 (JSME S NA1-2000) 添付-8 極限荷重評価法による許容欠陥寸法およ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。

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

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。

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

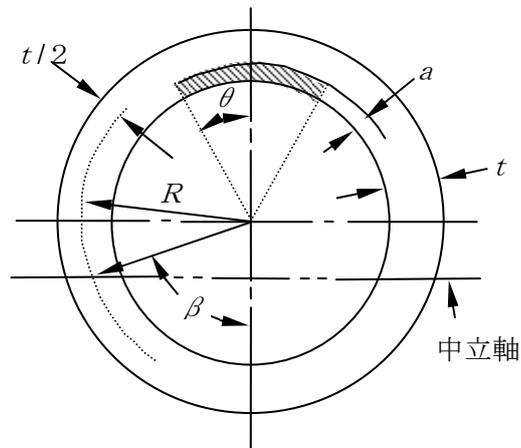


図1 周方向欠陥形状

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き裂を想定し、炉心冷却必要流量の裕度分への影響評価を実施する。

き裂開口幅は、炉心スプレイ注入時に貫通き裂が存在する場合を対象に、一次一般膜応力が 9.8N/mm^2 （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、残留応力によるき裂開口幅を約 0.35mm （残留応力によるき裂開口幅は、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）として加算したき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2～図7に示す。また表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 38N/mm^2 ）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、き裂開口幅に及ぼす応力の影響を検討した。図 8 に貫通き裂角度とき裂開口幅の関係を示す。炉心注入時の一次一般膜応力 9.8N/mm^2 が負荷される場合、貫通き裂角度が大きくなるとともにき裂開口幅も大きくなり、半周欠陥（180度）を超えると、き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、き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。

貫通き裂（角度 140度）に対するき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 9.8N/mm^2 ）
- ② 約 0.45mm（①+残留応力によるき裂開口量 0.35mm）

貫通き裂（角度 180度）に対するき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 9.8N/mm^2 ）
- ② 約 1.35mm（①+残留応力によるき裂開口量 0.35mm）

上記のき裂開口幅（き裂角度）をもとに炉心スプレイ注入時の漏洩量評価を行った。き裂開口幅 0.45mm（き裂角度 140度）について図 9 に示す。き裂 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ヶ所にき裂を想定した場合には約 10% であった。

き裂開口幅 1.35mm（き裂角度 180度）における炉心スプレイ注入時の漏洩量評価を図 10 に示す。き裂 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ヶ所にき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 2 に許容貫通欠陥寸法をまとめた。

表 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 (N/mm ²)	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 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

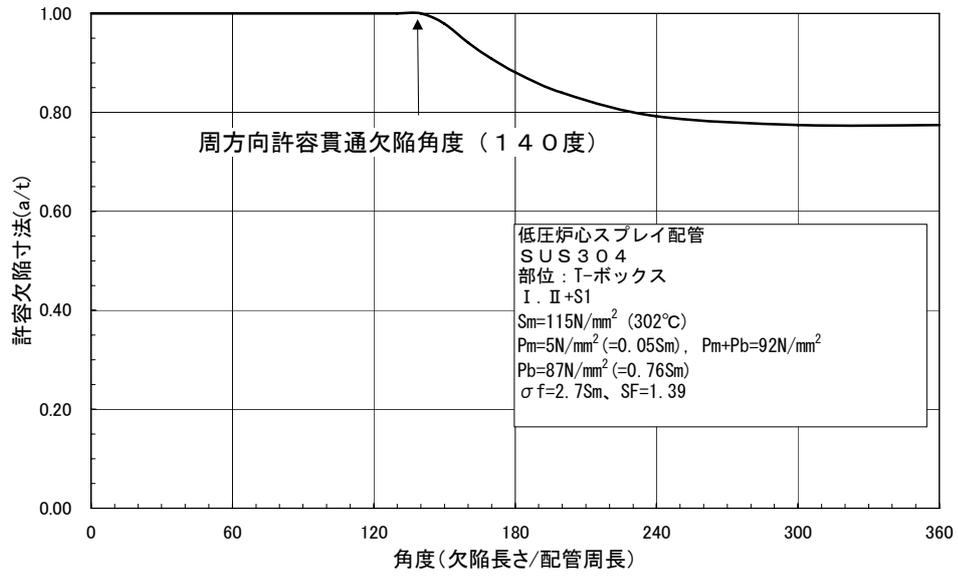


図2 SUS304 鋼の許容欠陥寸法
 $(P_m+P_b=92\text{N/mm}^2)$

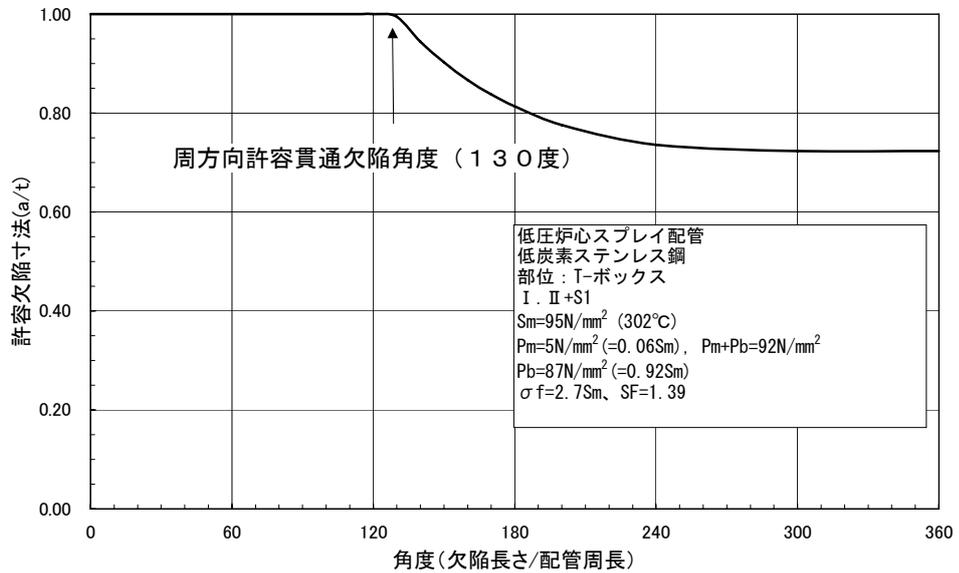


図3 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
 $(P_m+P_b=92\text{N/mm}^2)$

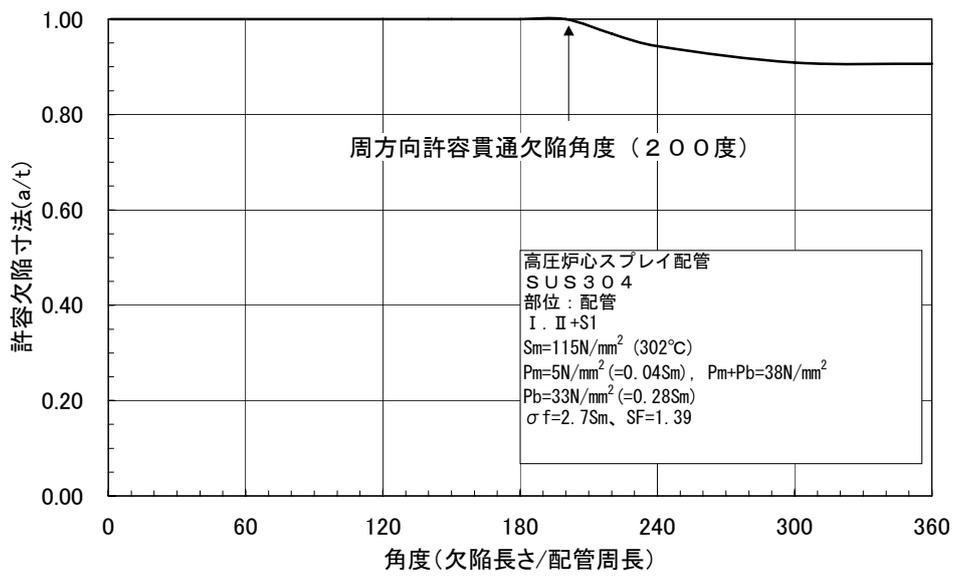


図4 SUS304鋼の許容欠陥寸法
(Pm+Pb=38N/mm²)

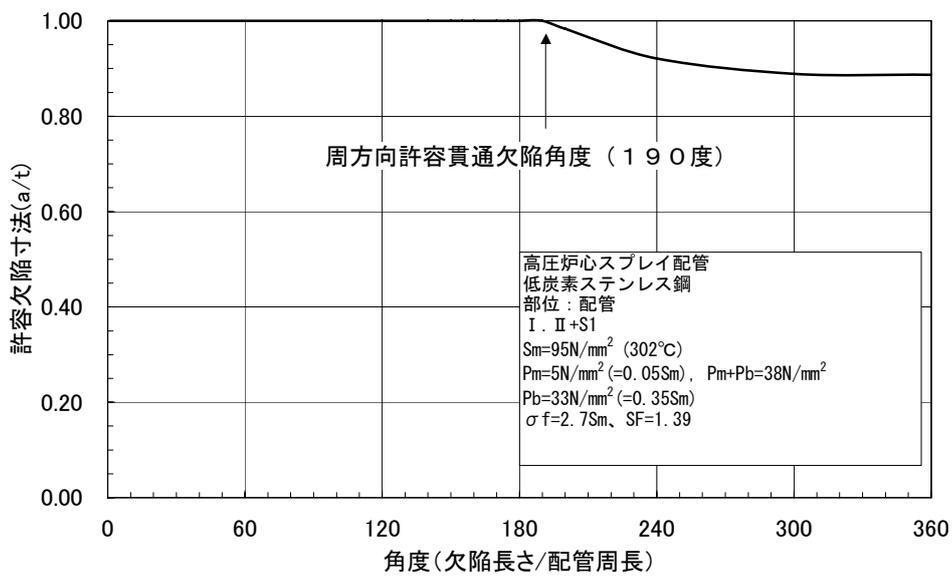


図5 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
(Pm+Pb=38N/mm²)

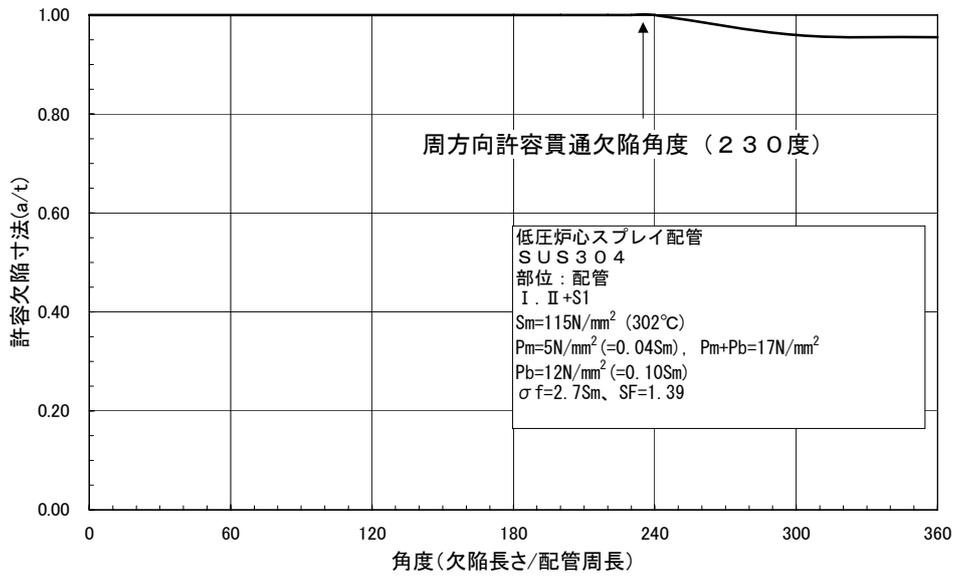


図 6 SUS304 鋼の許容欠陥寸法
($Pm+Pb=17N/mm^2$)

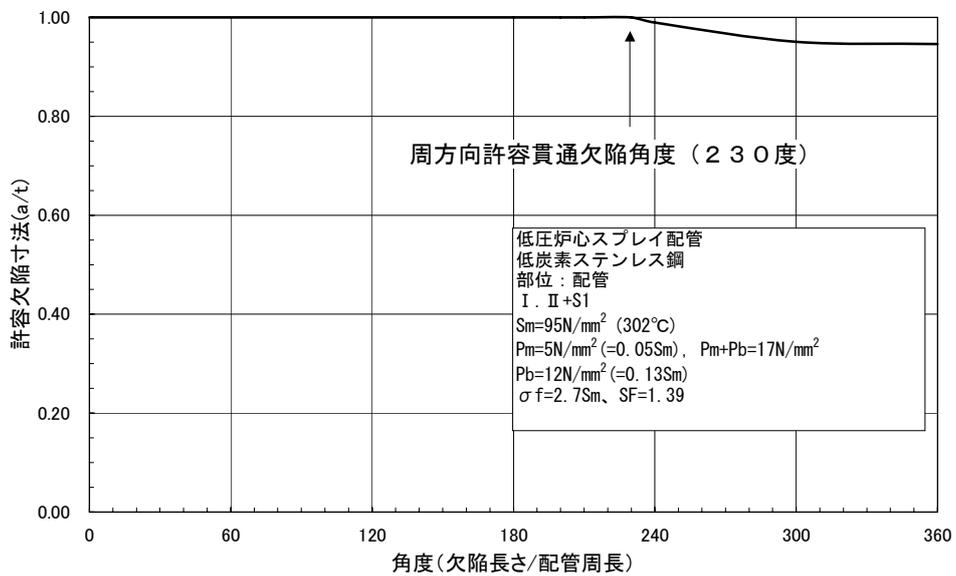


図 7 低炭素ステンレス鋼の許容欠陥寸法
($Pm+Pb=17N/mm^2$)

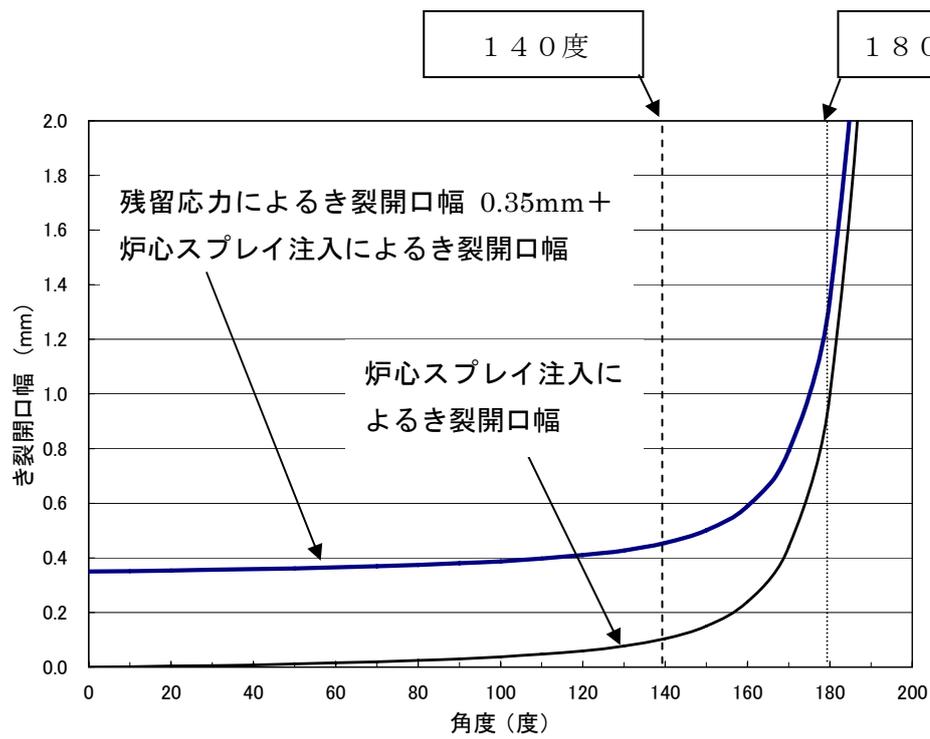


図8 貫通き裂角度とき裂開口幅の関係

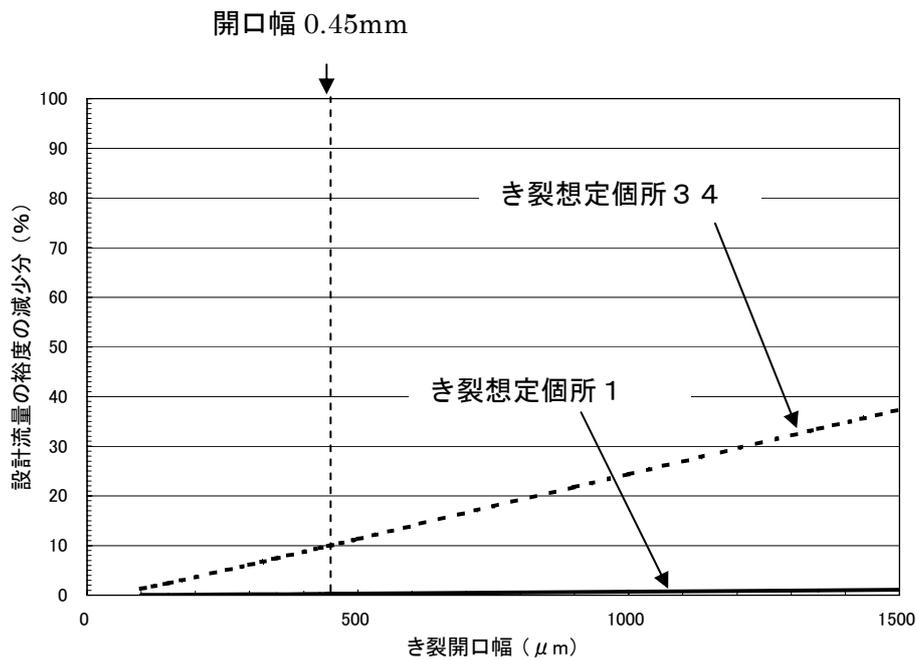


図9 設計流量の裕度の減少分に及ぼすき裂開口幅の影響
(き裂角度 140度)

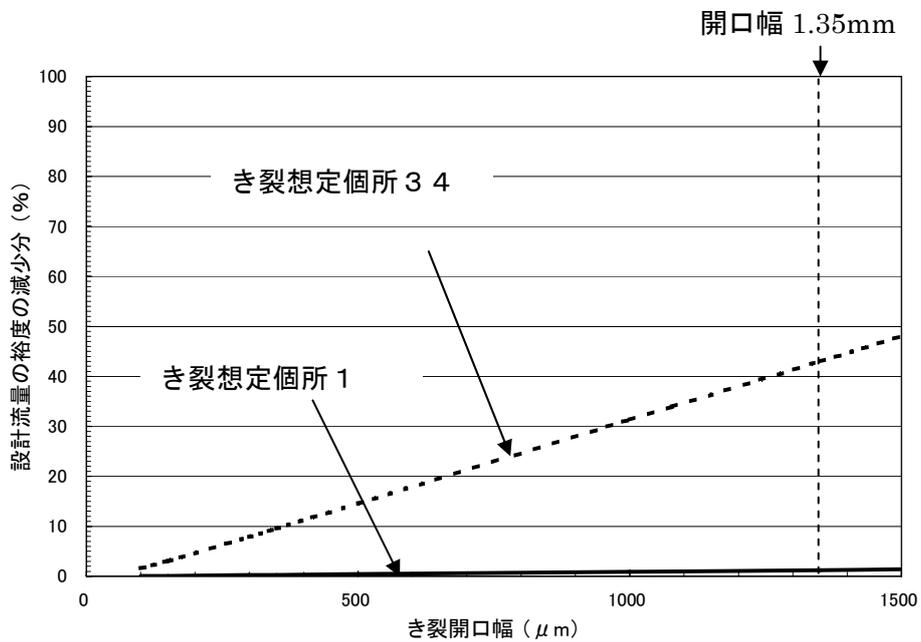


図10 設計流量の裕度の減少分に及ぼすき裂開口幅の影響
(き裂角度 180度)

付録H 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

1 1 0 0 MWe 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 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 1 に示す。

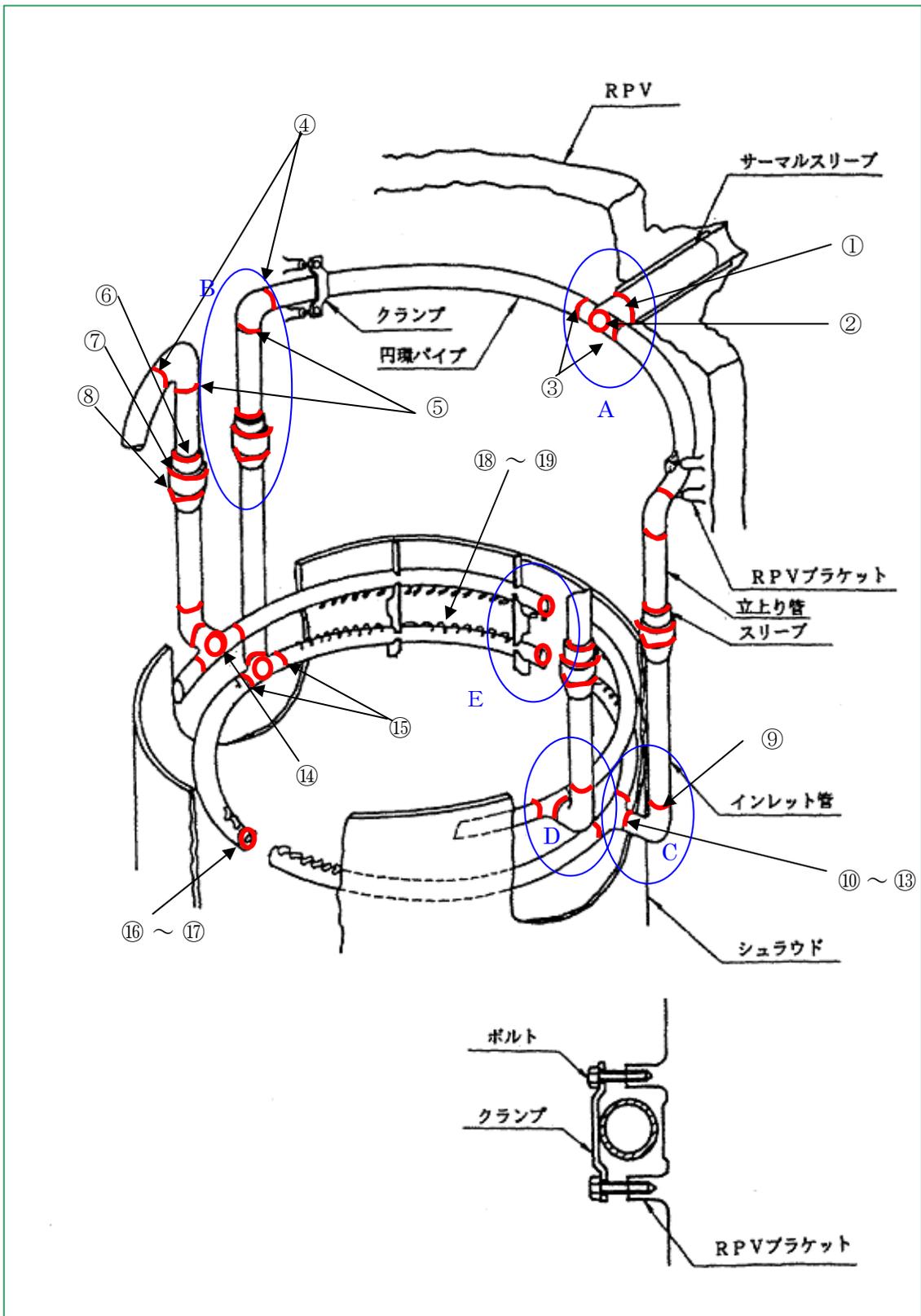


図1 炉心スプレイ配管・スパージャ概略図

表 1 (1) 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 (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	ヘッダーサーマルスリーブ 溶接部 (2箇所)	0%	ヘッダの内面溶接のため。	0%	炉外配管を切断しなければ、アクセス不可。
②	カバープレート溶接部 (2箇所)	100%	—	0%	炉外配管を切断しなければ、アクセス不可。
③	円環パイプとヘッダの溶接 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	円環パイプー 90° 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° エルボー立ち上がり 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	立ち上がり管ースリーブ溶 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	スリーブーインレットスリ 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ーイン 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、アクセス不可。
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、アクセス不可。
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、アクセス不可。
⑫	リングブラケット—シュラウド 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、アクセス不可。
⑬	接続管—ヘッダ溶接部 (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、アクセス不可。
⑭	フタ溶接部 (4箇所)	100%	—	0%	炉外配管を切断しなければ、アクセス不可。
⑮	ヘッダ—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、アクセス不可。

表 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
⑩	スパージャパイプー端板溶接部 (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。
⑪	端板ーオリフィス溶接部 (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。
⑫	スパージャパイプーノズル 90°エルボ溶接部 (260箇所)	50%	ス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
⑬	90°エルボーノズル溶接部 (260箇所)	50%	ス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 I 想定する周方向初期き裂の数の検討

1. 実機配管 SCC 事例における周方向き裂の配置

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き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き裂の長さ、配置と、本ガイドラインで想定される板厚貫通時のき裂長さ（注 1）とを比較して、それぞれ図 I-1～5 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き裂に包絡されている。実機事例 5 については、想定貫通き裂に包絡されていないが、想定貫通き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）：周方向初期き裂（深さ $50\ \mu\text{m}$ 、長さ $500\ \mu\text{m}$ ）がアスペクト比を保ったまま板厚貫通した場合の貫通き裂（き裂長さが板厚の 10 倍）

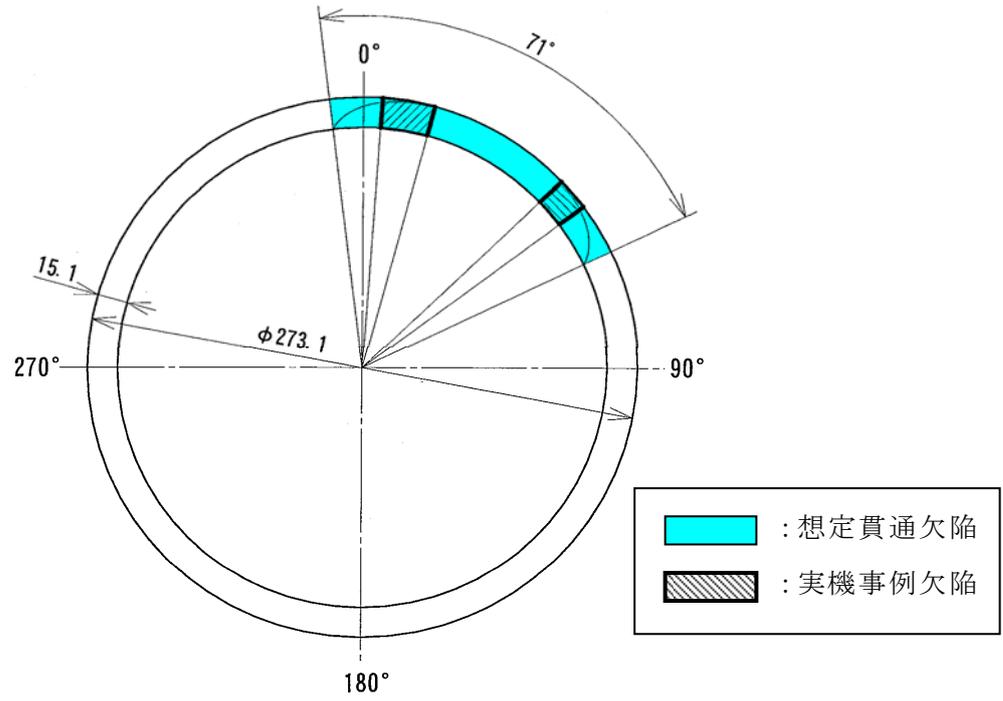


図 I -1 実機事例 1 の欠陥配置

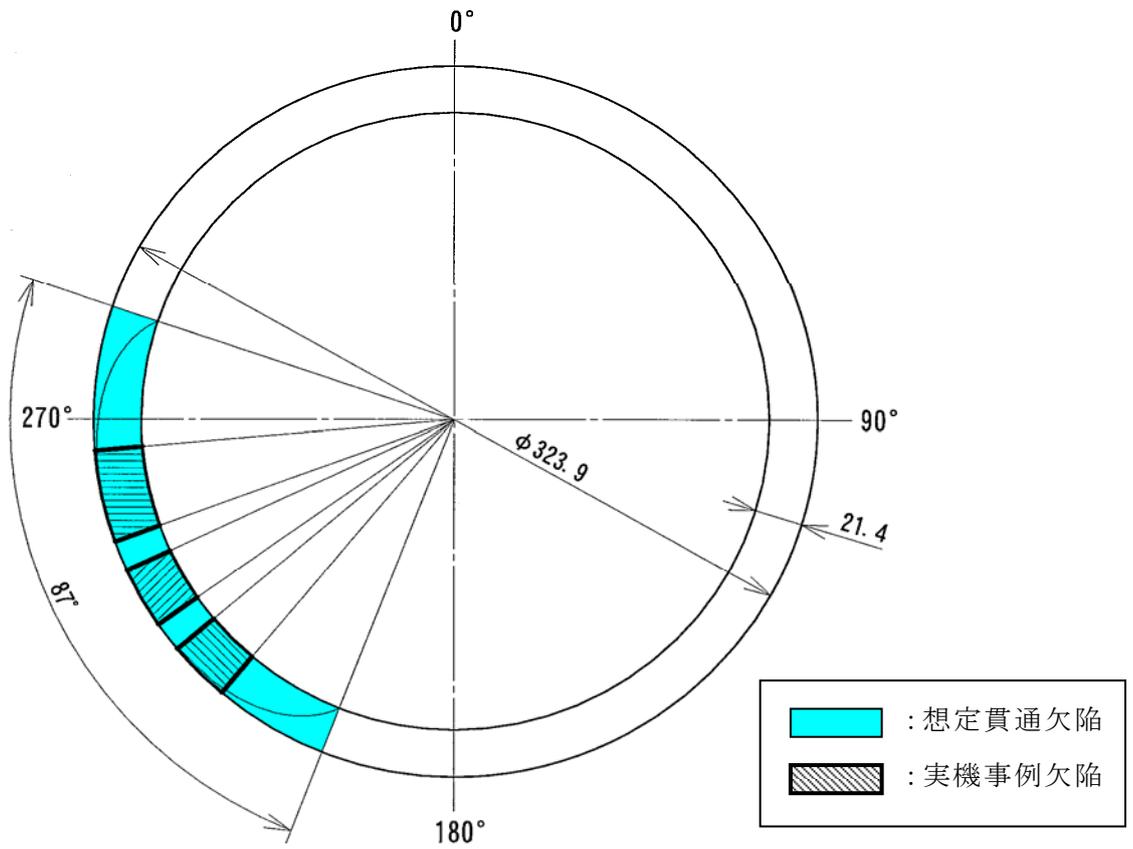


図 I -2 実機事例 2 の欠陥配置

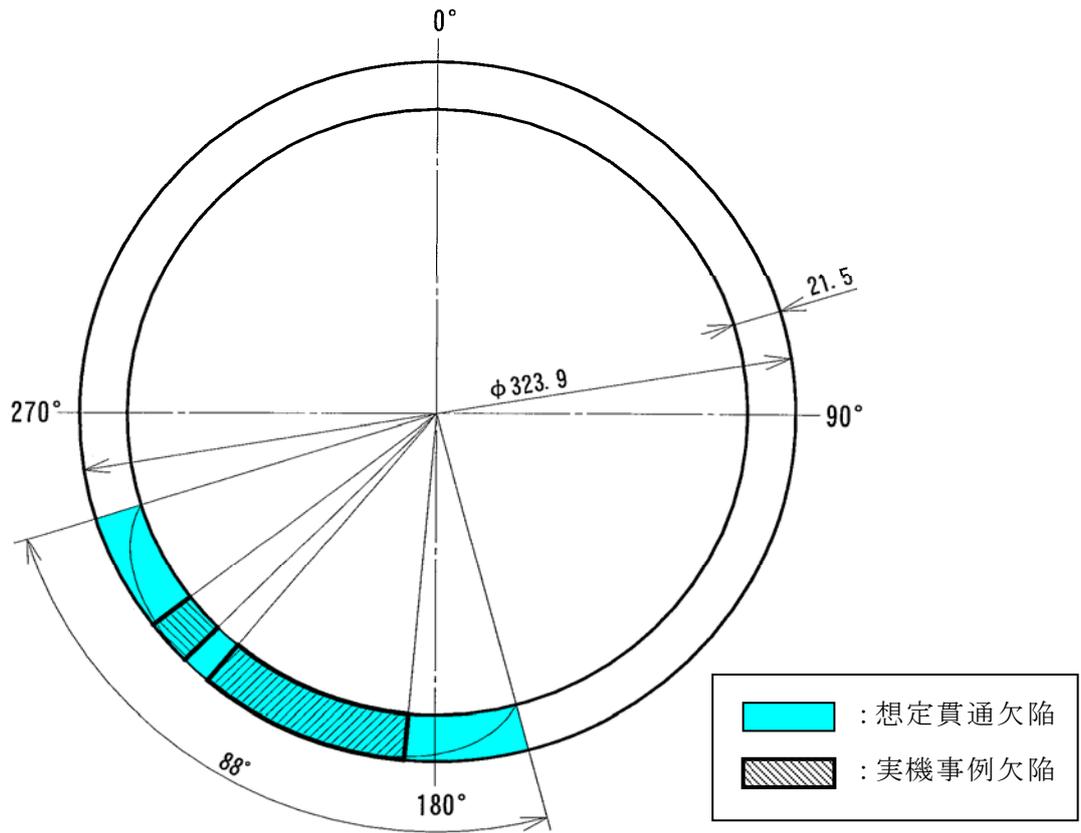


図 I -3 実機事例 3 の欠陥配置

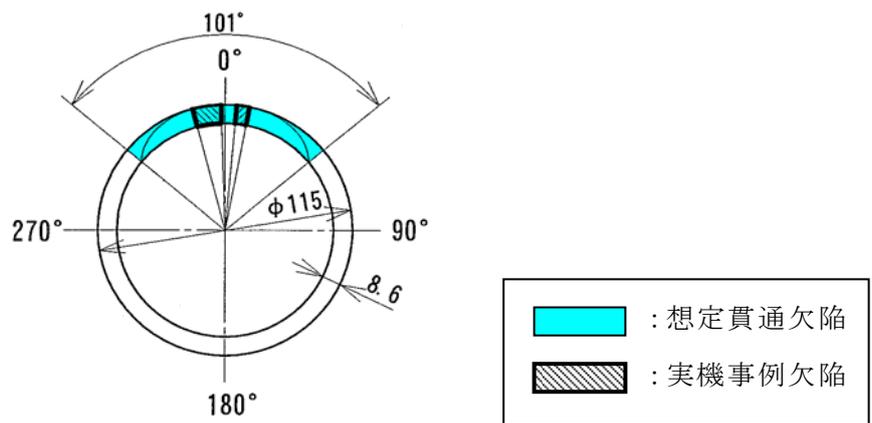


図 I -4 実機事例 4 の欠陥配置

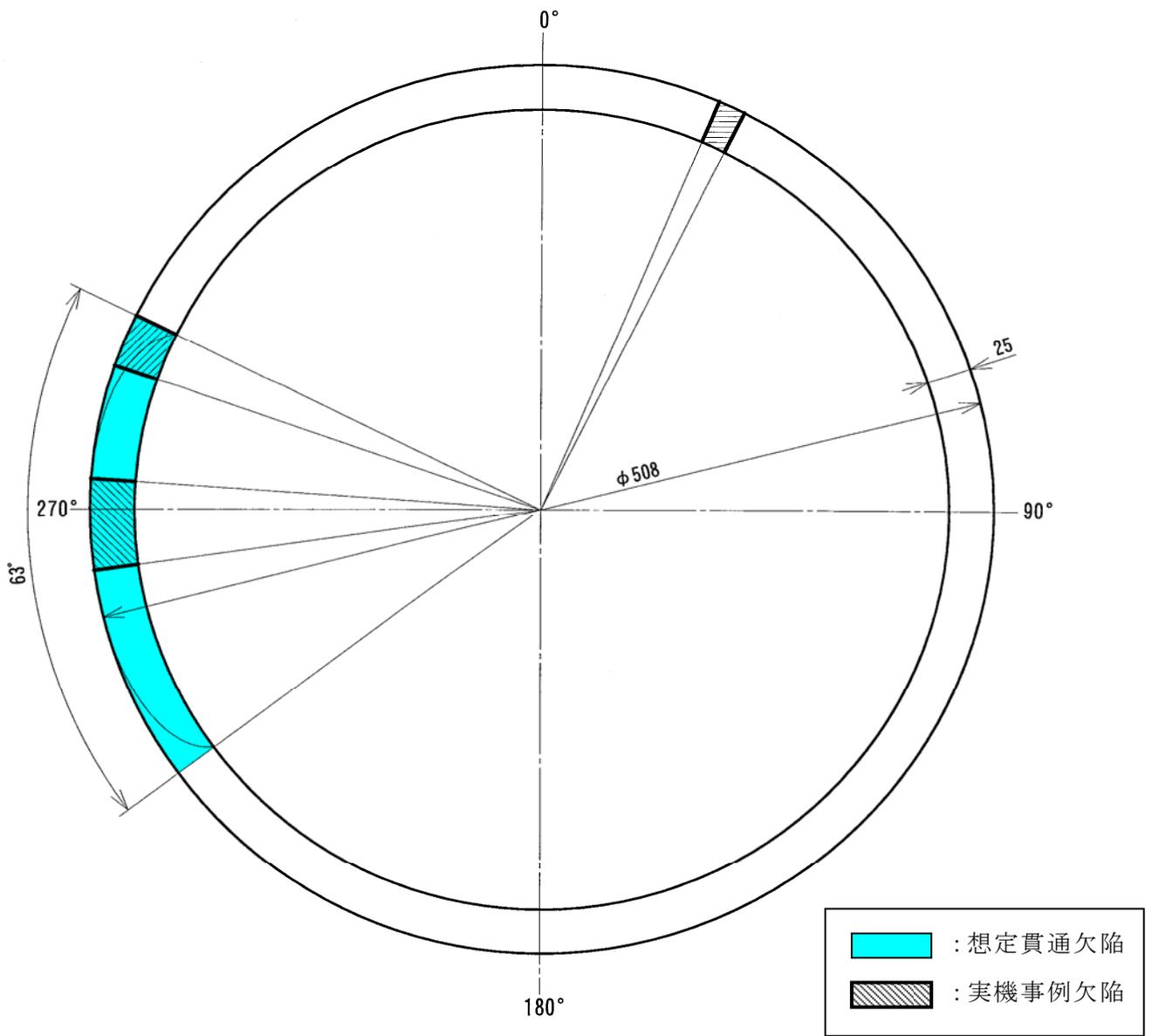


図 I -5 実機事例 5 の欠陥配置

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 I-1 に示す。

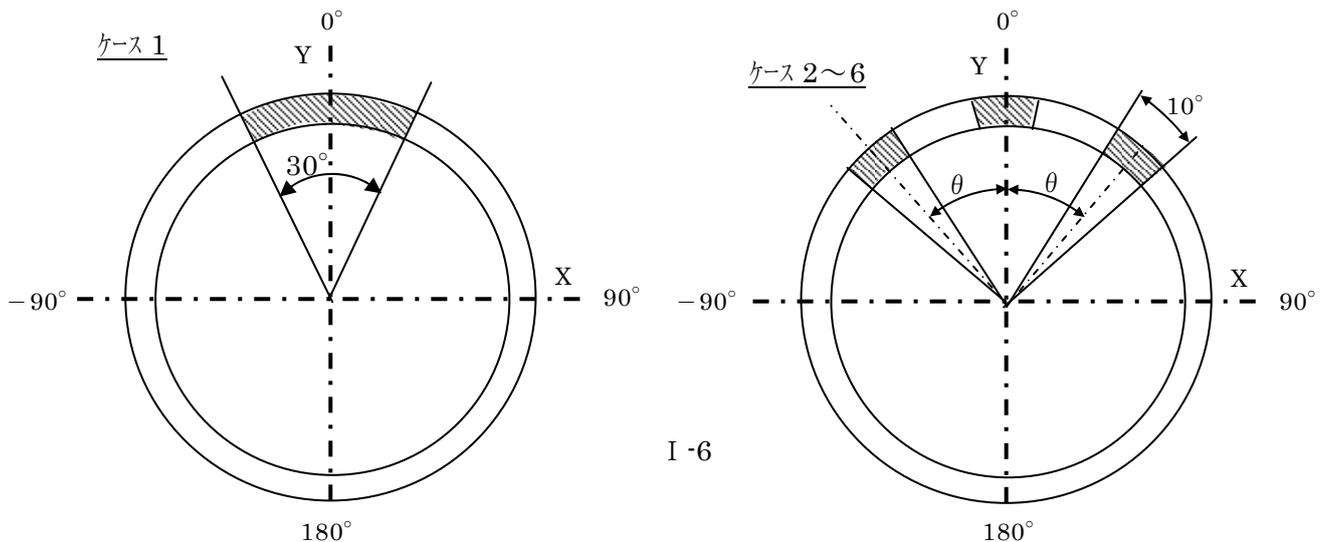
表 I-1 から、比較的大きな1つの貫通欠陥がある場合の断面2次モーメントの最小値は、3つの小さな欠陥がいずれの配置となった場合の断面2次モーメントよりも小さくなっていることが分かる。

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 I-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 J 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（炉心スプレィ配管（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 付録C) 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 (炉心スプレー配管/スパージャガイドライン 付録H) 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ー配管) 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ー配管) 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、

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

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

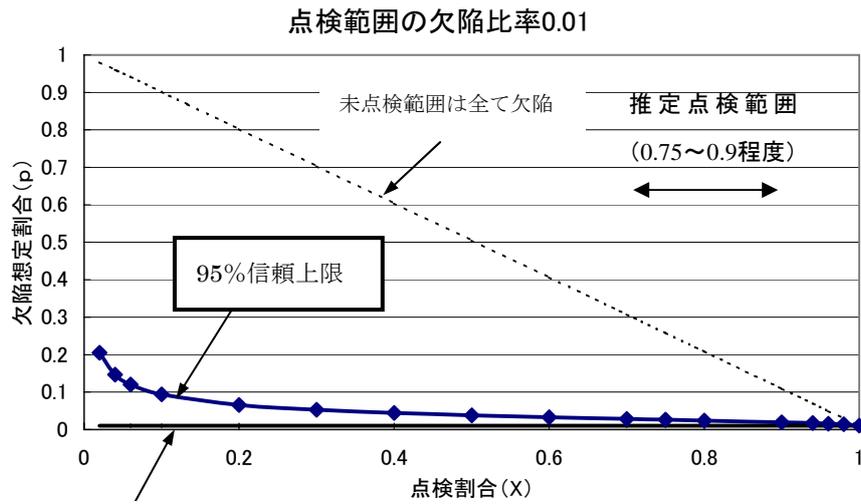


炉内配管全周の欠陥割合の95%信頼上限推定

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
$m/N + \Delta p$	炉内配管全周の欠陥割合の上限
$m/N - \Delta p$	炉内配管全周の欠陥割合の下限
Δp	$Z(\alpha/2) \times \text{SQRT}((M-N)/(M-1) \times (m/N) \times (1-m/N)/N)$

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

図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

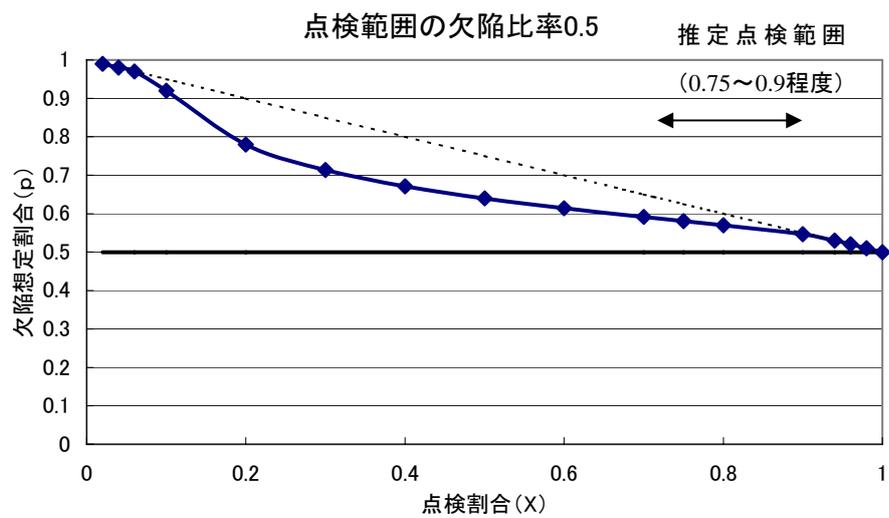
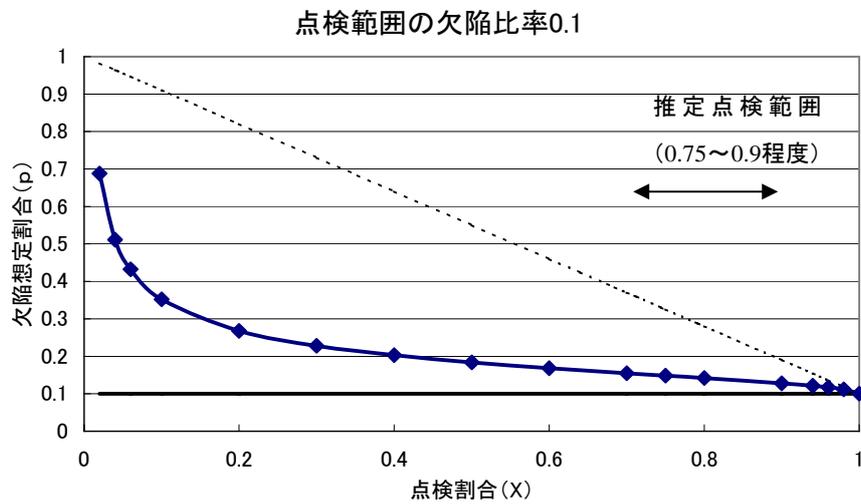


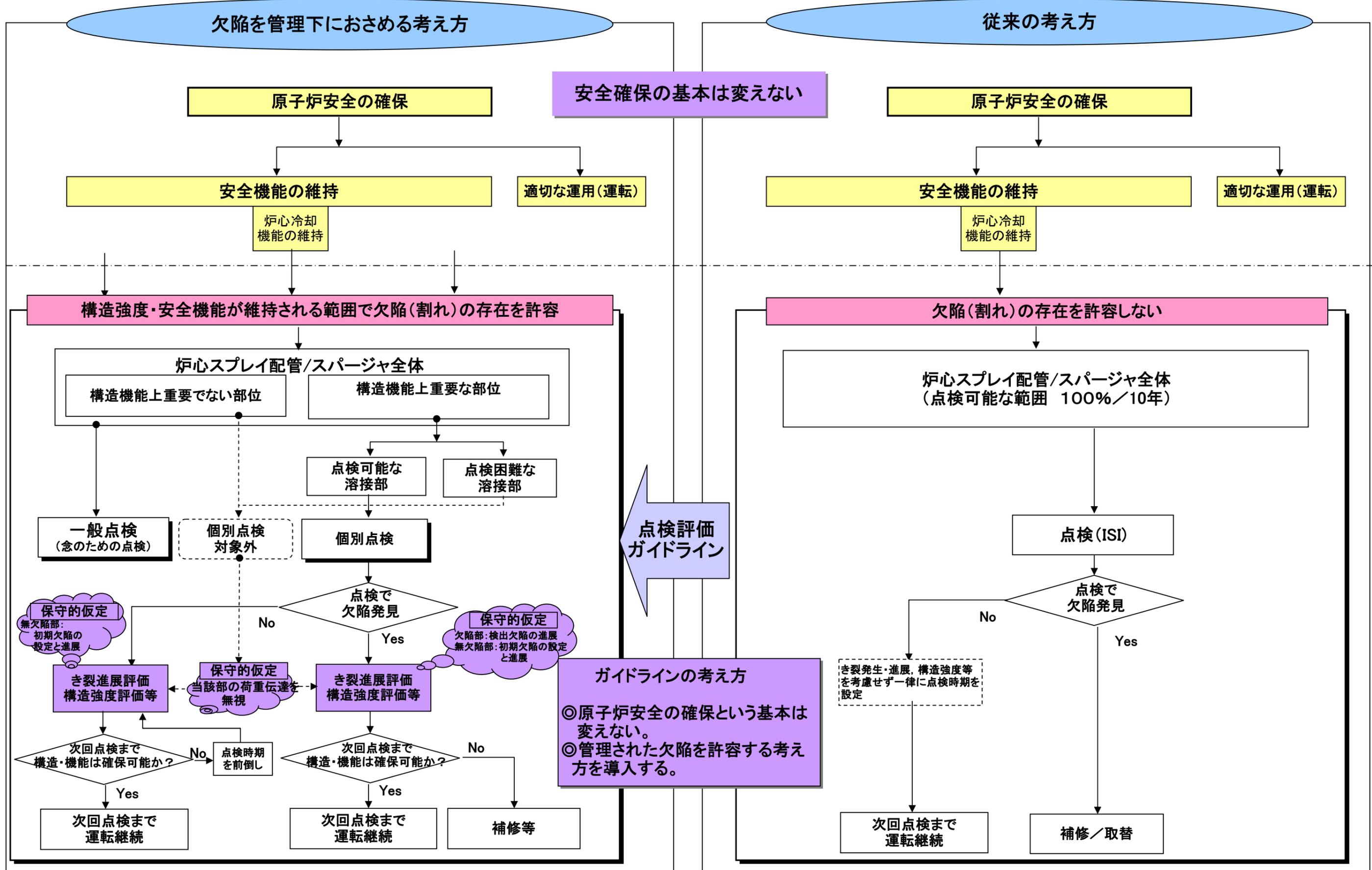
図2 全周の想定欠陥割合 (p) の信頼上限計算結果

参 考 資 料

用語一覧表

健全部の長さ	点検により異常が認められなかった長さに次回点検までの想定欠陥、検出欠陥のき裂進展による長さ減少分を考慮した長さ
許容残存断面積	炉心シュラウドの構造健全性確保に必要な残存断面積
点検必要範囲	次回の点検時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の点検範囲
初回点検	点検対象となる炉心スプレイ配管/スパージャの接近可能な溶接線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
告示501号	発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)
点検周期	初回点検以降の再点検の頻度
崩壊荷重	対象とする部位の断面全体が塑性状態となり、構造物が不安定になる荷重
ISI	供用期間中検査(In-service Inspection)の略称
JEAG	日本電気協会発行の電気技術指針(Japan Electric Association Guideline)の略称
LOCA	冷却材喪失事故(Loss of Coolant Accident)の略称
SCC	応力腐食割れ(Stress Corrosion Cracking)の略称
S1地震	起こることを予期することが適切と考えられる地震のうち、敷地の基盤に最強の地震動を与える地震で、設計用最強地
VT	目視試験(Visual Test)の略称
ET	渦流探傷試験(Eddy Current Test)の略称
UT	超音波探傷試験(Ultrasonic Test)の略称

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。

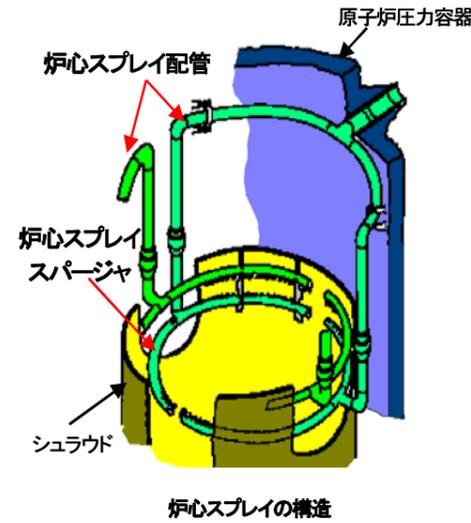


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造

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 JEAG4207 に準拠するか、同等な手法で実施する。
- 渦流探傷試験は、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、次回点検までのき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）

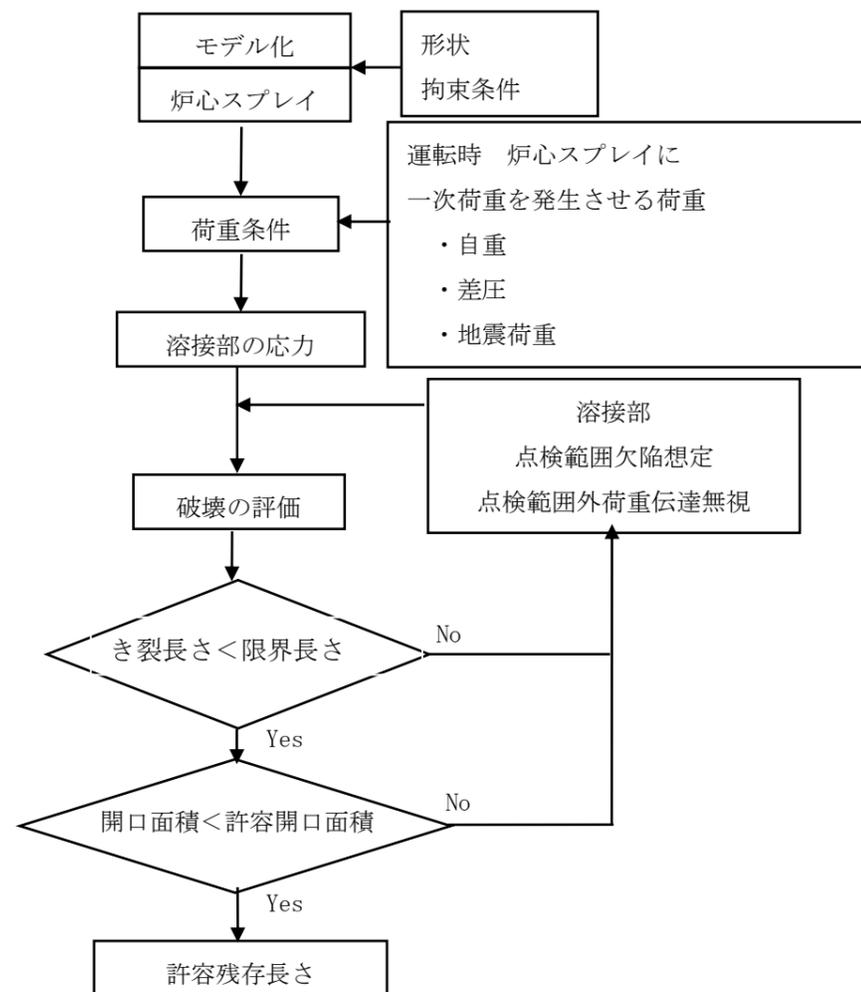


図2 許容残存長さの算出フロー

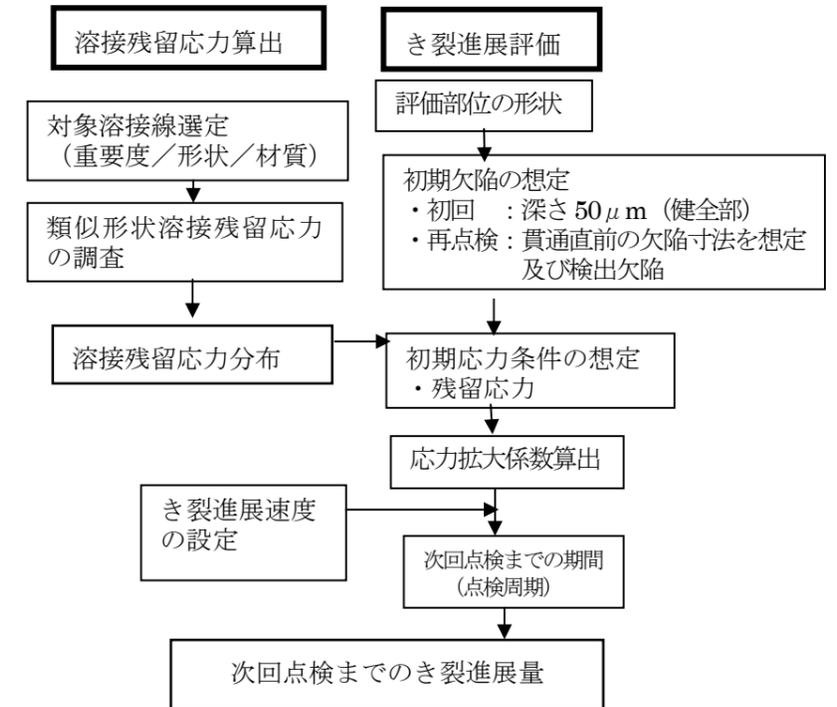


図3 き裂進展量算定の手順

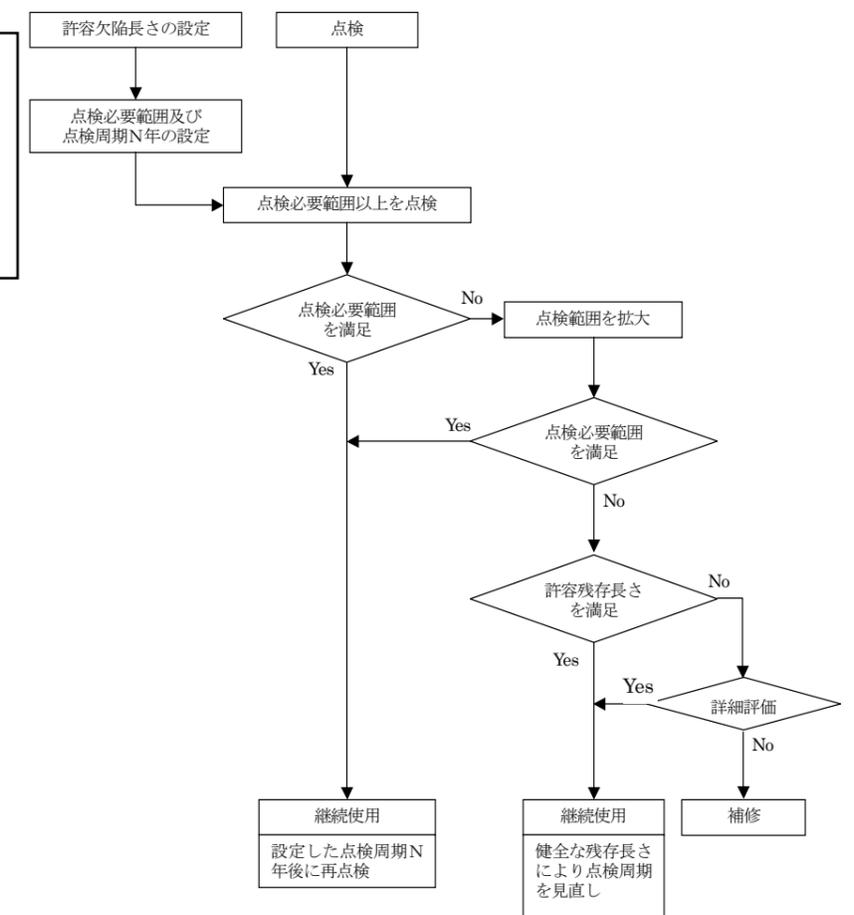


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[炉心スプレィ配管・スパージャ]

編集者 一般社団法人 日本原子力技術協会
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 日本原子力技術協会
〒108-0014 東京都港区芝4-2-3 NOF芝ビル7階
電 話 03 (5440) 3603 (代)
FAX 03 (5440) 3606