

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン
[シュラウドサポート]
(第3版)

平成20年6月

有限責任中間法人 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、有限責任中間法人 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20年6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

炉内構造物点検評価ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：シュラウドサポート

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 12 年 3 月	初版発行		
平成 17 年 10 月	第 2 版	対象箇所を追加、最新知見の反映	
平成 20 年 6 月	第 3 版	未点検部位の取り扱い見直し	

※改訂の詳細は参考資料参照

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 20 年 5 月現在, 順不同, 敬称略)

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	班目 春樹	東京大学教授
幹事	坂下 彰浩	東京電力(株)
幹事	吉田 裕彦	関西電力(株)
幹事	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	小林 敏行	北海道電力(株)
委員	丹治 和宏	東北電力(株)
委員	松本 純	東京電力(株)
委員	石沢 順一	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(株)
委員	肥田 茂	中部電力(株)
委員	米田 貢	北陸電力(株)
委員	野村 友典	関西電力(株)
委員	平野 伸朗	関西電力(株)
委員	溝部 日出夫	中国電力(株)
委員	高木 敏光	四国電力(株)
委員	水繰 浩一	九州電力(株)
委員	青木 孝行	日本原子力発電(株)
委員	師尾 直登	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	工藤 保	原子力安全・保安院
参加者	菊池 正明	(独)原子力安全基盤機構
参加者	山本 豊	(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、有限責任中間法人 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

[シュラウドサポート]

目 次

第1章 目的及び適用	
1. 1 目 的	1
1. 2 適 用	1
1. 2. 1 適用範囲	1
1. 2. 2 適用時期	1
1. 3 用 語	1
第2章 点検対象	
2. 1 基本的考え方	1
2. 2 レグ型	2
2. 3 ブラケット型	2
2. 4 コーン型	2
第3章 点検及び評価	
3. 1 点検方法	6
3. 1. 1 点検手法	6
3. 1. 2 初回点検	6
3. 1. 3 再点検	7
3. 2 点検周期	8
3. 3 評価	9
3. 3. 1 判定基準	9
3. 3. 2 詳細評価	9
3. 3. 3 点検のフロー	10
解 説	
解説 1-1 「ガイドライン制定の目的」	15
解説 1-2 「シュラウドサポート及びアクセスホールカバーの選定理由」	15
解説 2-1 「原子炉の安全性確保」	15
解説 2-2 「シュラウドサポートに想定される経年変化事象」	16

解説 2-3	「構造強度上の重要性」	1 7
解説 2-4	「耐応力腐食割れ性」	1 7
解説 2-5	「SCC 予防保全対策」	1 8
解説 2-6	「コーン型シュラウドサポート」	1 8
解説 3-1	「渦流探傷試験」	1 9
解説 3-2	「初回点検」	1 9
解説 3-3	「残存断面積及び許容残存断面積」	2 0
解説 3-4	「点検における接近性」	2 4
解説 3-5	「点検必要範囲及び点検周期」	2 4
解説 3-6	「SCC 予防保全について」	2 6

付 録

付録A	インコネル溶接金属，低合金鋼及びインコネル X-750 の SCC 関連データ
付録B	原子炉圧力容器のき裂進展評価について
付録C	レグタイプシュラウドサポートの割れに関するき裂進展評価
付録D	レグ型の欠陥裕度評価
付録E	ブラケット型の欠陥裕度評価
付録F	安全率に対する検討
付録G	シュラウドサポートの変形による制御棒挿入性について
付録H	シュラウドサポートの点検における接近性について
付録I	点検必要範囲と点検周期の設定例
付録J	欠陥が検出されたときの評価法
付録K	未点検範囲の欠陥想定法

参 考 資 料

参考資料 1	BWR 環境中におけるニッケル基合金の SCC 研究動向について
参考資料 2	用語一覧表
参考資料 3	炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] の考え方
参考資料 4	炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] の概要
参考資料 5	改訂経緯

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

[シュラウドサポート]

第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 炉内構造物のうちシュラウドサポート及びアクセスホールカバーに適用する。（解説 1-2）

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

許容残存断面積：シュラウドサポートの構造健全性確保に必要な残存断面積をいう。

点検必要範囲：次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の範囲をいう。

初回点検：点検対象となるシュラウドサポートの溶接線、アクセスホールカバーのカバー溶接部及び取付けボルトのうち接近可能範囲に対して実施する点検であり、再点検において参照する基準の点検記録を保持するために実施する点検をいう。（第2章，付録 H 参照）

第2章 点検対象

2. 1 基本的考え方

(1) 本ガイドライン検討にあたって最も重要で基本的な事項として「原子炉の安全性確保」をあげ、これを厳守することを大前提に検討を進めることを基本とする。（解説 2-1）

(2) シュラウドサポート及びアクセスホールカバーに想定される経年変化事象としては、応力腐食割れ（SCC）を想定する。（解説 2-2）

(3) シュラウドサポートの型式毎（図 2-1～図 2-3）に、周方向溶接部、縦方向溶接部、径方向溶接部があるが、本ガイドラインでは、構造強度上重要な周方向溶接部を点検対象とする。なお、縦方向溶接部、径方向溶接部は構造強度上重要ではないため、点検対象外とする。（解説 2-3）

アクセスホールカバーについては、溶接取付けタイプ（図 2-4）はカバー溶接部を、ボルト締結タイプ（図 2-5）については取付けボルトを点検対象とする。

（4）材料としては、すべての材料を対象とする。（解説 2-4）

（5）具体的な点検対象部位の選定にあたっては、予防保全対策の実施状況を考慮して決定するものとする。（解説 2-5）

シュラウドサポートの型式毎の具体的な点検対象溶接部を以下に示す。

2. 2 レグ型（図 2-1）

（1）H8 溶接部

（シュラウドサポートプレートとシュラウドサポートシリンダとの溶接部）

（2）H9 溶接部

（シュラウドサポートプレートと原子炉圧力容器との溶接部）

（3）H10 溶接部

（シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグとの溶接部）

（4）H11 溶接部

（シュラウドサポートレグと原子炉圧力容器との溶接部）

2. 3 ブラケット型（図 2-2）

（1）H8 溶接部

（シュラウドサポートプレートとシュラウドサポートシリンダとの溶接部）

（2）B1～B3（ブラケット溶接部）

2. 4 コーン型（図 2-3）

（1）本ガイドラインの対象となる溶接部はない。（解説 2-6）

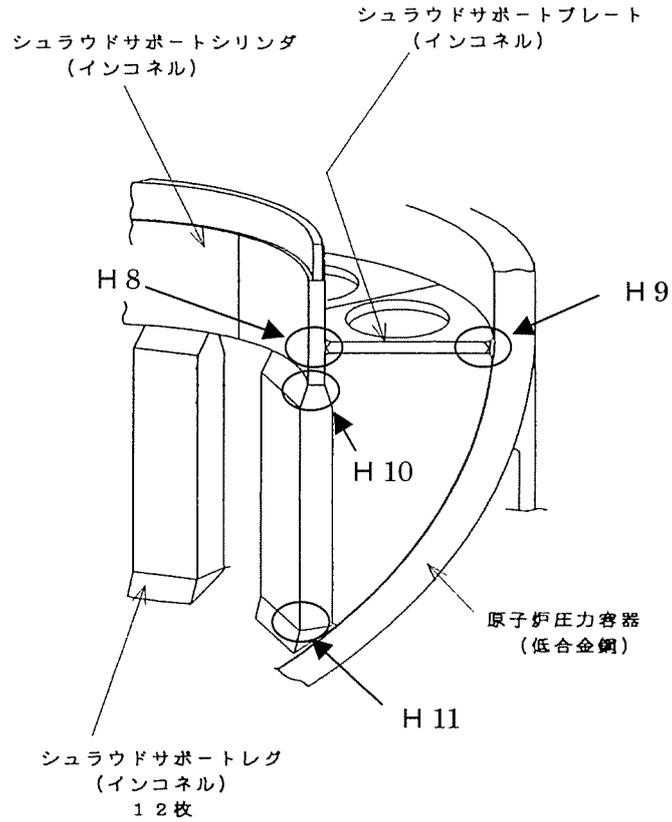


図 2-1 レグ型(例)

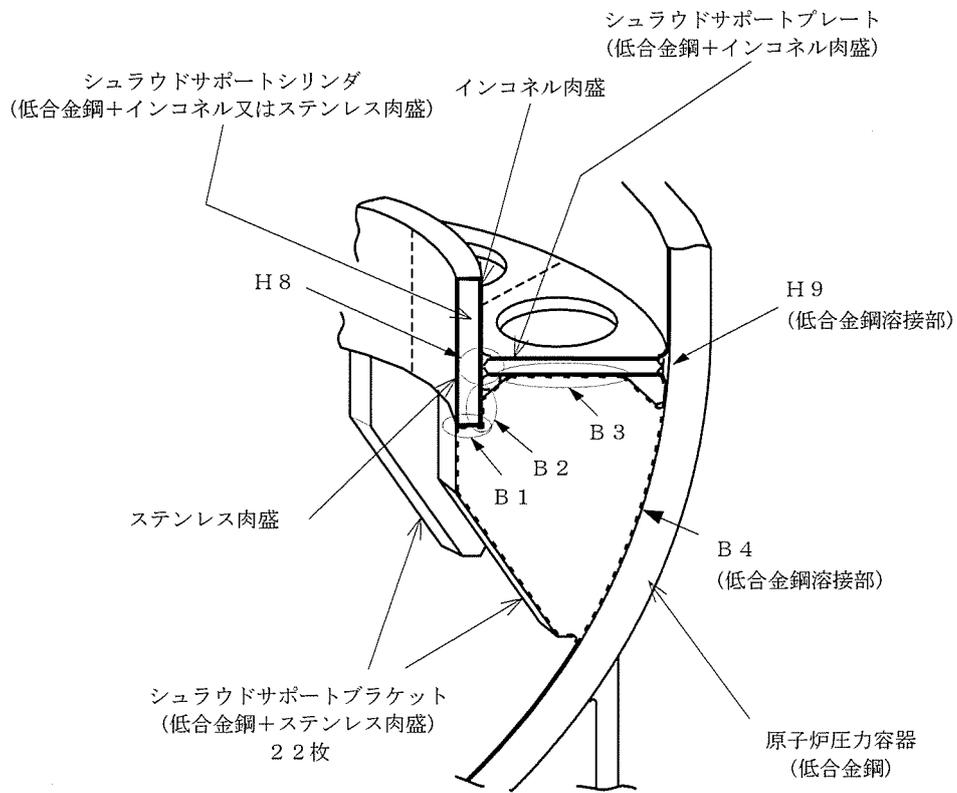


図 2-2 ブラケット型

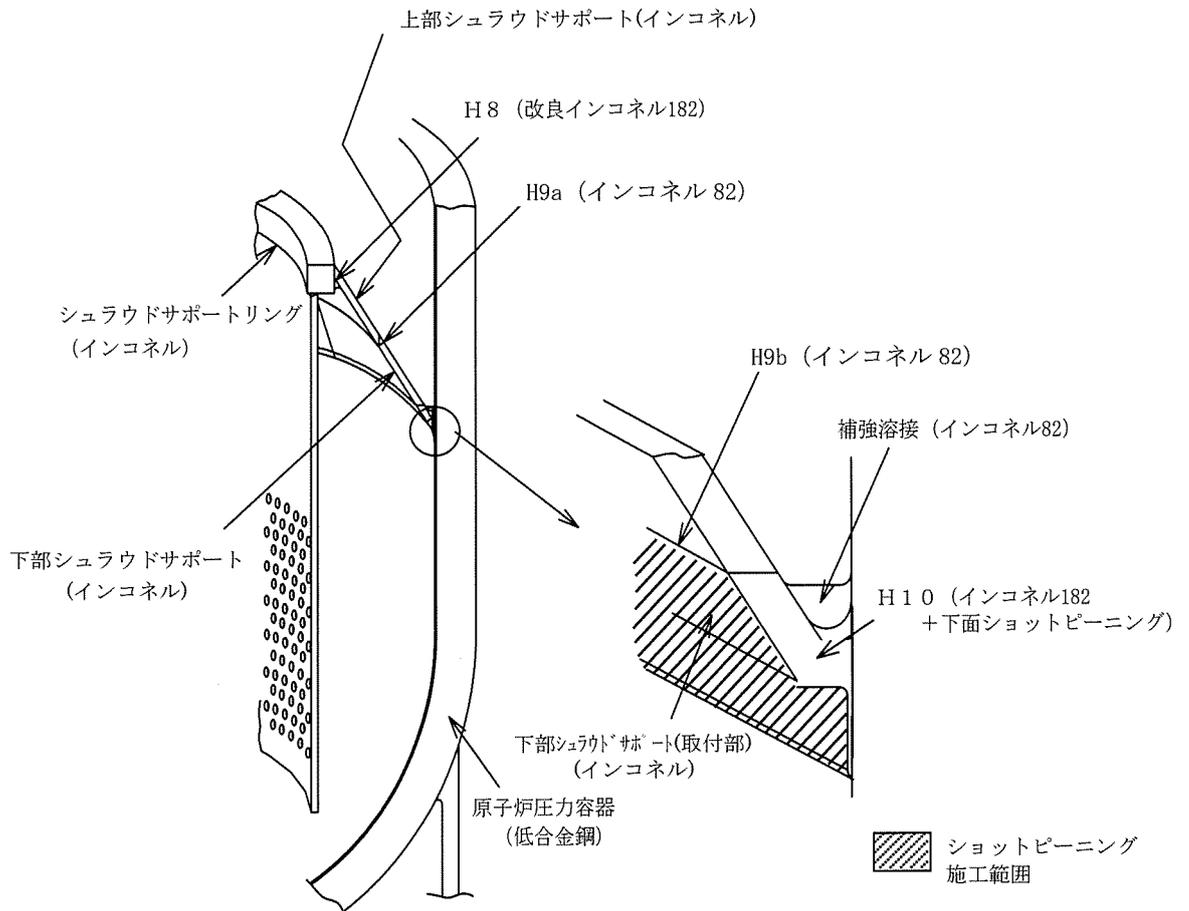


図 2-3 コーン型

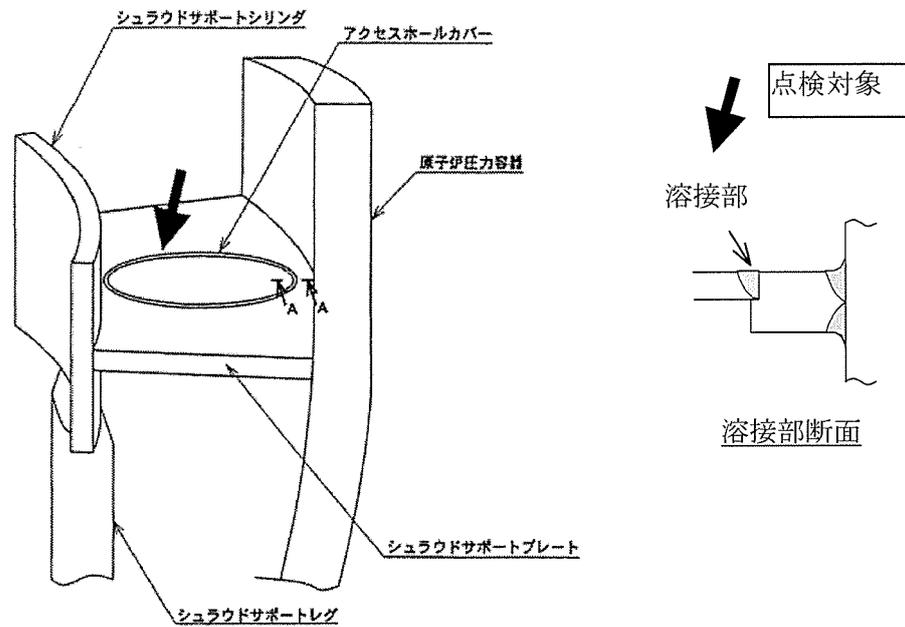


図 2-4 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）点検対象部位

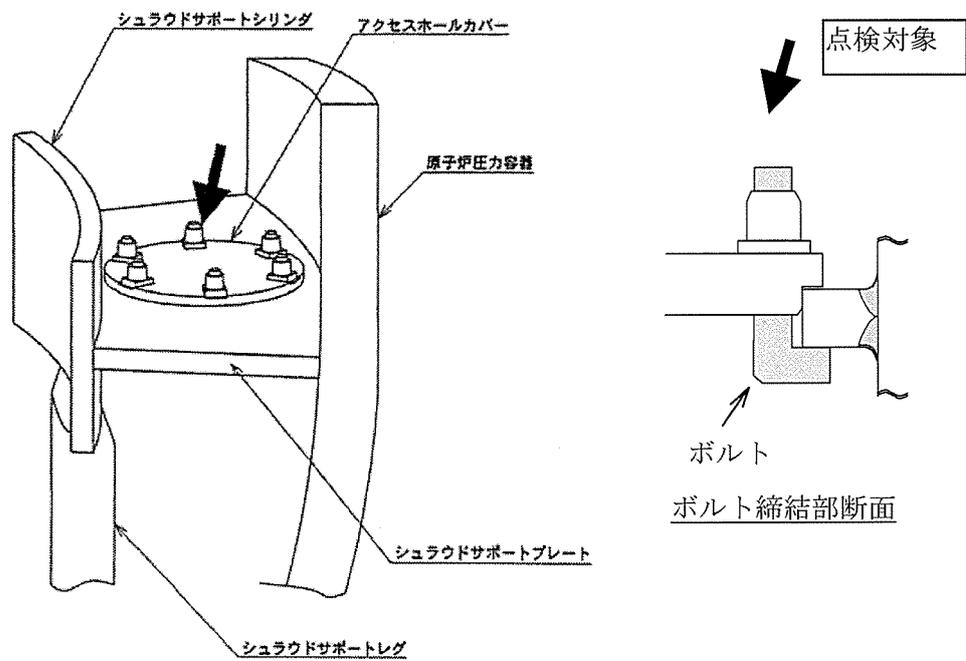


図 2-5 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検対象部位

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は、目視試験 (VT)、超音波探傷試験 (UT) 又は渦流探傷試験 (ET) とする。

(2) 目視試験 (VT)

a. MVT-1

表面に開口している欠陥の検出を目的として、1 mil (=0.025mm) 幅のワイヤの識別を可能とする。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、芯合わせ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び機器表面における異常を検出するために行う試験とする。

(3) 超音波探傷試験 (UT)

超音波探傷試験は、JEAG4207-2000「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、点検対象部位に対する検出感度が確認された手法を用いて実施してよい。(解説 3-1)

3.1.2 初回点検

(1) シュラウドサポート

インコネル 182 の溶接部は、プラント供用開始時点からの実運転時間が 15 年から 25 年の間に、改良インコネル 182 及びインコネル 82 の溶接部は、プラント供用開始時点から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施する。

点検対象部位は第 2 章に示す部位の接近可能な範囲とする。

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 3-2)

(2) アクセスホールカバー

a. 溶接取付タイプ

プラント供用開始時点から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施する。点検対象部位は 2 章に示す部位の接近可能な範囲とする。(解説 3-2)

b. ボルト締結タイプ

供用開始後実運転時間で 10 年を経過するまでに初回点検を実施する。点検対象部位は 2 章に示す部位の接近可能な範囲とする。(解説 3-2)

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。

3.1.3 再点検

(1) シュラウドサポート

a. 基本的考え方

次回点検時までのシュラウドサポートの構造健全性を確保するため、構造強度上影響のある部位に欠陥を想定し、その欠陥が進展しても残存断面積が許容残存断面積を満足するように点検時期を定める。(解説 3-3)

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。

b. 再点検の点検必要範囲及び点検方法

再点検における各部位の点検必要範囲及び点検方法を表 3.1-1 に示す。

表 3.1-1 シュラウドサポートの各部位の点検必要範囲及び点検方法

型式	点検対象	試験方法 ⁽¹⁾	点検部位 ⁽²⁾	点検必要範囲 ⁽³⁾⁽⁴⁾⁽⁵⁾
レグ型	H8 及び H9 溶接線	MVT-1	接近可能な 上面及び下面	溶接継手長さの A %
	H10 及び H11 溶接線	同上	接近可能な表面	溶接継手長さの B %
ブラケット型	H8 溶接線	MVT-1	接近可能な 上面及び下面	溶接継手長さの C %
	ブラケット溶接線	同上	接近可能な表面	溶接継手長さの D %

注：

(1) 必要に応じて、UT 又は ET を実施してもよい。

(2) 必要に応じて、接近に支障となる炉内構造物を可能な範囲で取外すこと。(解説 3-4)

(3) MVT-1 の場合、溶接線両面（例えば上面及び下面）の点検範囲の重なりが、点検必要範囲を満足すること。UT の場合は点検範囲が点検必要範囲を満足すること。ET の場合は MVT-1 の場合と同様とする。

(4) 点検必要範囲 A, B, C 及び D% は、3.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。(解説 3-5)

H10 及び H11 溶接線（レグ溶接線）又はブラケット溶接線は、各レグ又はブラケットについて、点検必要範囲と同程度を点検することが望ましい。

(5) 点検において欠陥指示が検出された場合は、健全な範囲を点検必要範囲以上とするために、点検範囲を拡大することができる。

(2) アクセスホールカバー（溶接取付タイプ）のカバー溶接部

a. 基本的考え方

当該点検で欠陥が検出されない場合は継続使用できる。

欠陥が検出された場合には、技術的に根拠のある詳細評価により点検周期を設定するか、補修等の措置を行う。

b. 再点検の点検範囲及び点検方法

カバー溶接部全長の MVT-1 を実施する。

なお、必要に応じて、UT 又は ET を実施してもよい。

(3) アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）のボルト

a. 基本的考え方

当該点検で欠陥が検出されない場合は継続使用できる。再点検周期は、供用開始後初回点検までの期間と同じく、実運転時間で 10 年以内とする。

欠陥が検出された場合には、技術的に根拠のある詳細評価により点検周期を見直すか、補修等の措置を行う。

b. 再点検の点検範囲及び点検方法

ボルト全数の上部（カバー上面部分）及び下部（カバー下面部分）の VT-3 を実施する。

なお、必要に応じて、ボルトの上部からの UT を実施してもよい。

3. 2 点検周期

(1) シュラウドサポート

再点検では、き裂進展による残存断面積の減少を想定し、残存断面積が許容残存断面積以上となるように、点検周期 N 年を決定して実施する。（解説 3-5）

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 3-6）

(2) アクセスホールカバー（溶接取付タイプ）のカバー溶接部

当該点検で欠陥が検出されない場合、再点検はシュラウドサポートの再点検時期に合わせて実施する。

(3) アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）のボルト

当該点検で欠陥が検出されない場合、再点検周期は、供用開始後初回点検までの期間と同じく、実運転時間で 10 年以内とする。

3. 3 評価

3. 3. 1 判定基準

シュラウドサポートの点検の結果は、下記の判定基準で評価する。

(1) 健全な範囲が点検必要範囲以上である場合は継続使用できる。

(2) 健全な範囲が点検必要範囲未満である場合は、

①点検範囲を拡大することにより、健全な範囲が点検必要範囲以上となれば、継続使用できる。

②点検範囲を拡大しても健全な範囲が点検必要範囲未満の場合は、健全な範囲が許容残存断面積以上であれば、点検周期を見直すことにより、継続使用できる。

③上記②項を満足しない場合は、3. 3. 2項に示す詳細評価を実施し、残存断面積が許容残存断面積以上となれば、点検周期を見直すことにより、継続使用できる。

上記(1)(2)に適合しない場合は、補修等の措置を行う。

なお、上記(1)(2)の健全な範囲は、健全部及び検出された欠陥のき裂進展を見込んだものである。(解説 3-5)

3. 3. 2 詳細評価

3. 3. 1項の判定基準において、健全な範囲が許容残存断面積以下である場合、又は、アクセスホールカバーで欠陥が検出された場合には、下記の詳細評価を実施できる。

(1) 残存断面積の評価

検出された欠陥のサイジング結果等に基づいて欠陥をモデル化し、構造強度を詳細評価することによって、残存断面積を求めることができる。また、欠陥のき裂進展挙動を、プラント個別の残留応力解析、水質評価、き裂進展量の実測値等に基づいて、詳細評価することができる。(解説 3-5)

(2) 許容残存断面積の詳細評価

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

3. 3. 3 点検のフロー

3. 1. 1 項から 3. 3. 2 項に従ったシュラウドサポート、アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）及びアクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）の点検フローを図 3.3-1～3 に示す。

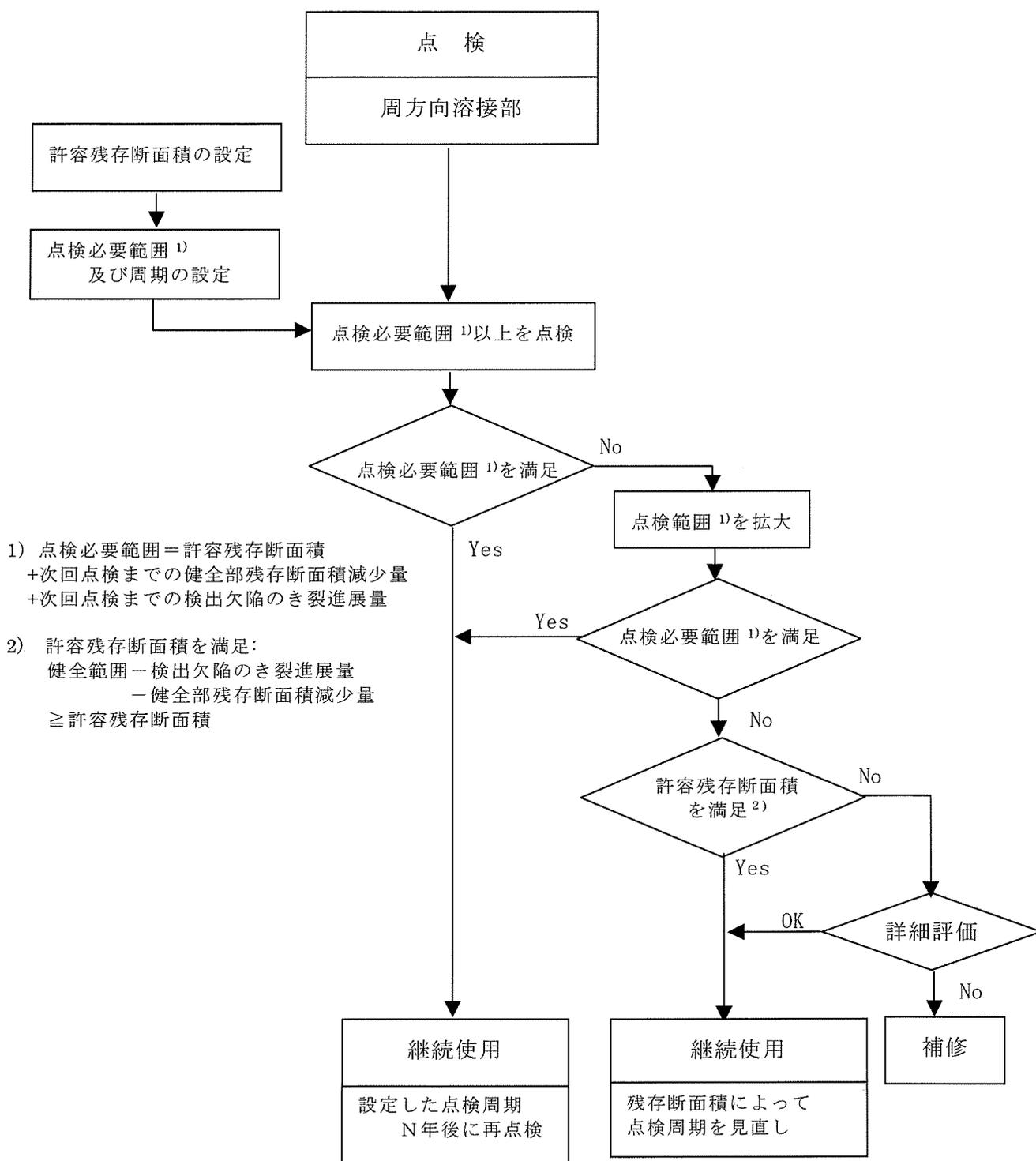


図 3.3-1 シュラウドサポート点検フロー

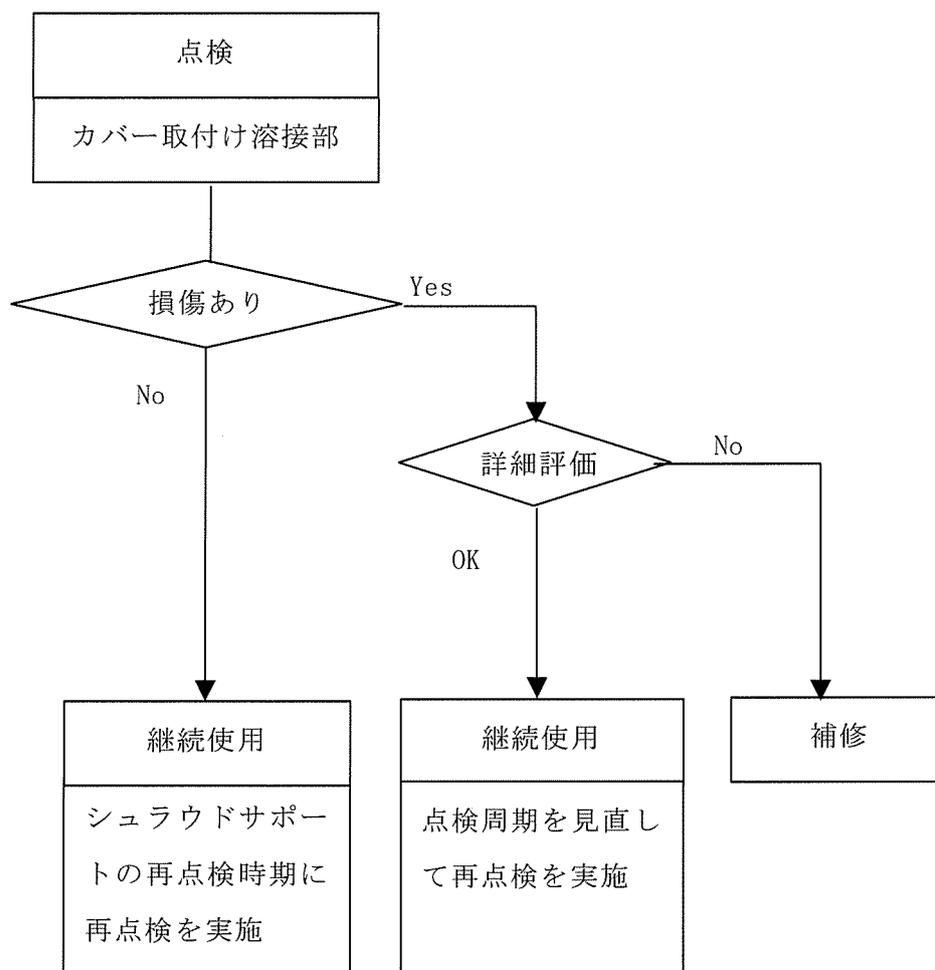


図 3.3-2 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）点検フロー

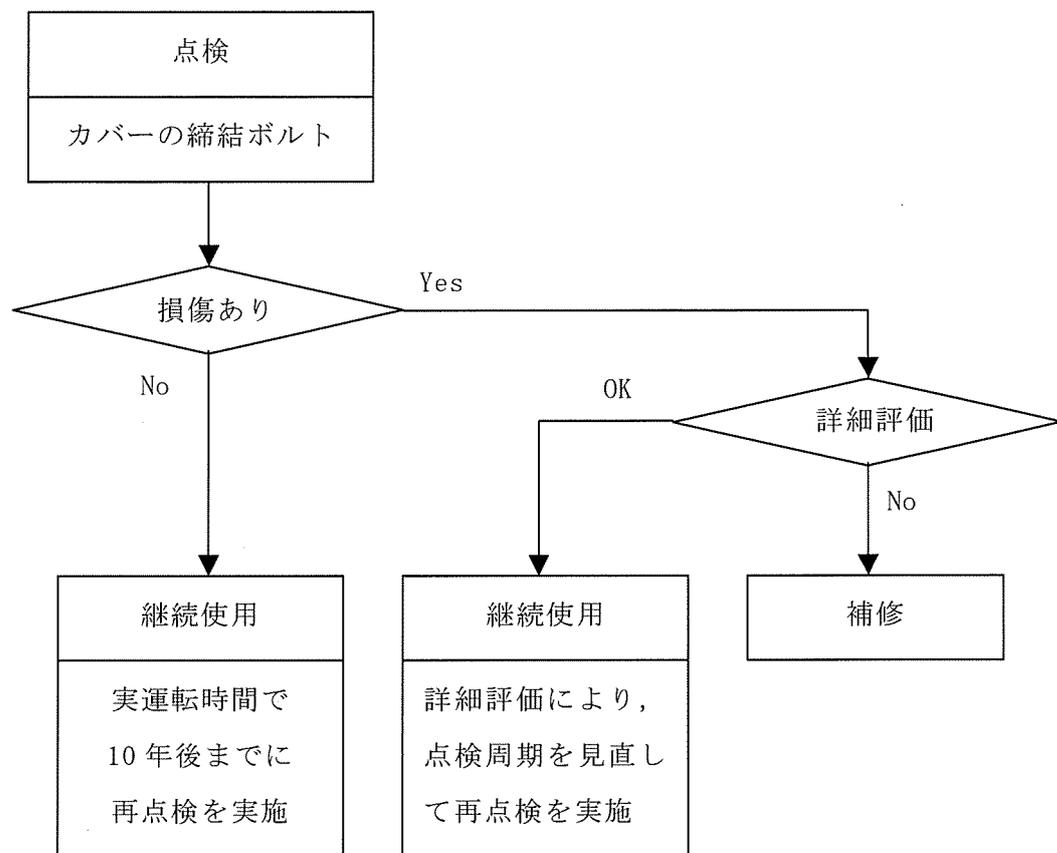


図 3.3-3 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検フロー

解 說

(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置いて、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 1-2) シュラウドサポート及びアクセスホールカバーの選定理由

炉内構造物のうち、シュラウドサポートは、最近、敦賀1号機において応力腐食割れに起因すると考えられるひび割れが認められており、今後、他プラントにおいても同様な事象の発生を否定できない状況にある。シュラウドサポートは、圧力容器に直接溶接固定され、炉心を支持する機能を有する安全上重要な機器であるが、「高経年化対策に関する報告書」には点検の充実の必要性が課題としてあげられている。しかしながら、シュラウドサポートは、構造上、点検や補修等のために各種装置を接近させることが最も制約される機器のひとつであり、ひび割れが認められた場合には、現状では、プラントの長期停止を強いられる可能性が高いと考えられる。一方、シュラウドサポートは、構造強度上の裕度が大きい機器であることから、炉心支持等の機能維持の観点からは、ひび割れの程度によっては、補修復旧が必ずしも必要とはならないことも考えられる。

以上より、シュラウドサポートに対する技術的に合理的な点検手法の確立、ひび割れが認められた場合の健全性評価手法の確立が急務となっているため、今回、検討対象をシュラウドサポートとした。

また、シュラウドサポートプレートに取付けられているアクセスホールカバーは、シュラウドサポートとともに原子炉冷却材圧力隔壁を構成し、炉心冷却機能を維持する上で重要な機器であることから、点検対象に選定した。

(解説 2-1) 原子炉の安全性確保

本ガイドラインでは、シュラウドサポートに要求される安全上重要な機能、すなわち、「炉心の支持」と「炉心冷却機能」を維持することはもとより、シュラウドサポートが原子炉圧力容器に接続されていることから、「原子炉圧力容器の健全性」を確保することも極めて重要と考えた。特に、原子炉圧力容器の健全性は、原子炉冷却材圧力隔壁として最

も重要であるため、原子炉压力容器と接続する溶接部については、重要な点検対象箇所として考えることとした。原子炉の安全性に関する評価結果を以下に示す。

①原子炉压力容器の健全性

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

②炉心の支持(制御棒挿入性)

仮にシュラウドサポートに全シュラウドサポートレグ板厚75%及びH8, H9溶接継手の90%破損の大きな欠陥が存在した状態で、設計用限界地震(S₂地震)を想定した場合でも、炉心が支持され、制御棒の挿入性は満足される。(付録G参照)

③炉心冷却機能(流路の確保、再冠水性)

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

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

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

(解説2-2) シュラウドサポートに想定される経年変件事象

シュラウドサポートの経年変件事象としては、過去のトラブル及び先行プラントでの高経年化に関する技術評価から、応力腐食割れ及び疲労の2つが想定される。このうち、本ガイドラインでは、経年変件事象として応力腐食割れを想定して策定することとした。

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(告示第501号)に基づく設計がなされていること及び先行プラントでの高経年化に関する技術評価より60年間の運転を想定しても有意な事象とはならないことから、本ガイドラインでは、対象外とした。

(解説 2-3) 構造強度上の重要性

シュラウドサポートの縦方向溶接部及び径方向溶接部は、構造強度評価の結果、それらが損傷してもシュラウドサポートの機能維持に有意な影響を及ぼさないことが確認されたので、点検対象から除外することができる。具体的に点検対象外とすることができる溶接部は以下のとおりである。(付録 D, E 参照)

(レグ型)

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

(ブラケット型)

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

(コーン型)

- ・シュラウドサポートの縦方向溶接部
- ・シュラウドサポートリングの縦方向溶接部

(解説 2-4) 耐応力腐食割れ性

シュラウドサポートの材料は一般にインコネル 600 である。なお、一部のプラントでは、サポートプレートやシリンダにインコネル肉盛あるいはステンレス肉盛の低合金鋼を使用している。これらの部材の溶接にはインコネル 182, 改良インコネル 182 又はインコネル 82 を使用している。(SUS 相互, 低合金鋼相互の溶接を除く)。

インコネル 182 は、溶接入熱によるクロム炭化物の析出に伴う Cr 欠乏に起因して、応力腐食割れが発生する可能性がある。これと比較して高 Cr, 高 Nb 含有のインコネル 82 及び高 Nb 含有の改良インコネル 182 は、応力腐食割れが発生する可能性は小さい。このようにインコネル 182, インコネル 82 及び改良インコネル 182 の耐応力腐食割れ性に相違があるが、損傷が発生した場合に原子炉安全性に影響を与える部位は、材料鋼種によらず点検対象とする。

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

アクセスホールカバーのカバー取付け溶接部には、改良インコネル 182 又はインコネル 82 が使用されており、応力腐食割れが発生する可能性は低いですが、念のため点検対象とする。

また、アクセスホールカバーの取付けボルトにはインコネル X-750 が使用されている。現在国内プラントで当該部に使用されているインコネル X-750 はすべて改良熱処理材であり、従来材に比べ応力腐食割れの発生の可能性が小さいが、念のため点検対象とする。（付録 A 参照）

（解説 2-5）SCC 予防保全対策

SCC の予防保全対策としては、環境、応力、材質の改善が考えられる。本ガイドラインでは、プラント毎に評価し、その効果が有効であると認められた予防保全対策が適用された部位については、本ガイドラインの点検対象から除外できるものとし、それらについては、通常の供用期間中検査（JEAC 4205 に基づく ISI）の対象とする。

実機への適用実績又は将来、適用が想定される予防保全対策の例は以下のとおりである。

なお、今後の技術開発等により下記以外の対策が実用化され、その効果が有効であると認められる対策が適用されている場合には、点検対象部位の選定にあたって、それを考慮することができるものとする。

（環境改善）

- ・ 水素注入
- ・ 貴金属コーティング
- ・ 貴金属注入

（応力改善）

- ・ ピーニング

（材質改善）

- ・ 貴金属クラディング
- ・ 耐食性金属クラディング
- ・ 脱鋭敏化处理

（解説 2-6）コーン型シュラウドサポート

コーン型は、国内では敦賀 1 号機のみであるが、シュラウド取替工事に伴う点検によりひび割れが発見されたことから、以下の再発防止対策が講じられることとなった。このため、シュラウドサポート溶接部は本ガイドラインの点検対象から除外する。

- ・ シュラウドサポートは基本的に全て耐応力腐食割れ性の優れた材料（SUS316L 及び NCF600）に取り替える。
- ・ 耐応力腐食割れ性の高い溶接材料（インコネル 82 又は改良インコネル 182）を用いて復旧する。

- ・継続使用する従来型のインコネル 182 溶接部分には、ショットピーニングを施し、表面残留応力を改善する。
- ・水素注入を継続する。

（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

（1）シュラウドサポート

初回点検とは、第 2 章で定義されたシュラウドサポートの溶接線のうち接近可能な溶接線に対して実施する最初の点検であり、適用する手法の基準となる試験条件（超音波探傷試験におけるキャリブレーションや目視試験における照明等）の設定を行うとともに、再点検の際に参照する点検記録を取得するために実施する基準となる点検である。（付録 H 参照）

インコネル 182 溶接部の実施時期をプラント供用開始時点から実運転時間で 15 年から 25 年の間とした根拠は以下のとおりである。

- ・ SCC によるき裂が発生・進展しても、プラント供用期間開始から実運転時間で 15 年以内では有意な大きさに成長するとは考えられず、また、この間にシュラウドサポートの構造健全性が損なわれる可能性は少ない。
- ・ シュラウドサポートの構造健全性に最も影響を及ぼすシュラウドサポートレグのき裂進展が顕著となる時期は 30 年ないし 40 年程度であり、これに余裕を持たせ 25 年と定めた。（付録 C 参照）

改良インコネル 182 及びインコネル 82 溶接部は、インコネル 182 に比べて応力腐食割れの発生の可能性が低いことから、高経年化に関する技術評価時期を念頭に供用運転開始時期から暦年で 30 年を経過するまでに初回点検を実施することとした。

（2）アクセスホールカバー

アクセスホールカバー（溶接取付タイプ）のカバー溶接部は改良インコネル 182 及びインコネル 82 製であり応力腐食割れの発生の可能性が低い、万一大きな損傷に至った場

合には再冠水機能に影響を及ぼす可能性があることから、念のため、高経年化に関する技術評価時期を念頭に、供用運転開始時期から暦年で30年を経過するまでに初回点検を実施することとした。

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

（解説 3-3）残存断面積及び許容残存断面積

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

注1：未点検範囲の取扱いについて

- A. 周溶接線において、当該溶接線のアクセス可能な範囲の点検を実施した場合で、点検実施範囲（点検割合）と未点検範囲とを比較して、SCCの発生又は進展に影響する要因に工学的に有意な相違が認められない場合には、以下により周溶接全体の想定欠陥割合を算定し、この範囲の引張り荷重伝達を考慮しないものとする。（付録K）

周溶接全体の想定欠陥割合は、図3-3-1に示す2直線上で点検割合(X)に対応する値とする。それぞれの直線は以下の通りに設定する。

1) 点検割合(X)50%以上：

点検実施範囲での点検欠陥比率Yを周溶接全体の想定欠陥割合(p)とする。

2) 点検割合(X)が0%から50%：

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

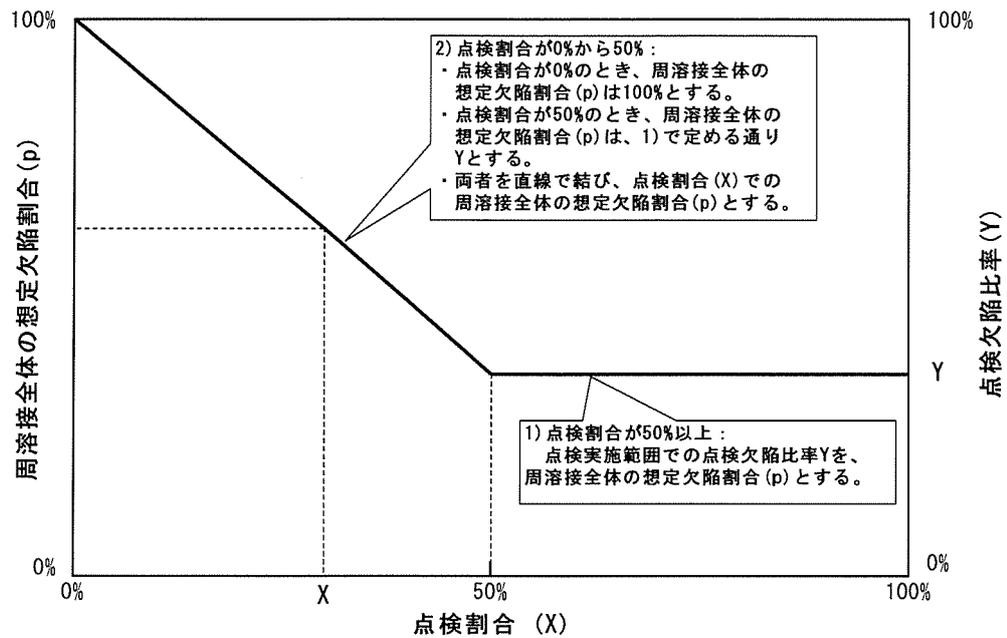


図 3-3-1 周溶接全体の想定欠陥割合を示す図

B. 上記 A 項に該当しない場合は、未点検範囲全域に欠陥を想定する。

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

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

本ガイドラインでは、許容残存断面積及び残存断面積を、全断面積に対する割合(%)で表す。

許容残存断面積の評価方法を以下に示す。設定手順は図 3-3-2 に示すとおりである。

(1) 解析モデル

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

(2) 荷重

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

(3) 崩壊荷重の算出と判断基準

崩壊荷重の算出は、告示 501 号第 96 条第 1 項第一号ハに規定する方法に従い、差圧及び死荷重を負荷した状態で地震荷重 S_2 を比例倍させる手順で行うこととした。これは、シュラウドサポートでは許容値との比較の上で S_2 地震荷重が實際上最も厳しい荷重となる場合が多いためである。なお、許容値との関係で S_1 地震荷重が厳しい荷重となる場合 (S_2 地震荷重が S_1 地震荷重の 1.5 倍以下となるような場合) には S_1 地震荷重で評価する必要がある。

(4) 想定する欠陥等

H8 及び H9 溶接線 (ブラケット型シュラウドサポートは H8 溶接線のみ) のうち、周上に分散している当該溶接線の上面 VT が困難な部分 (付録 H 参照) については、未点検範囲 (注 1) として取り扱い、想定欠陥範囲の荷重伝達機能を無視することとした。ただし、き裂が存在しても圧縮荷重についての伝達は期待できるので、この圧縮荷重の伝達は考慮してよい。また、H10 及び H11 溶接線 (レグ溶接線) 並びにブラケット溶接線については、き裂進展を想定して溶接部の板厚を均等に減肉させることとした。この場合も、圧縮荷重の伝達を考慮してよい。

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

(5) 許容値の評価

上記手順で求めた崩壊荷重が設計荷重の 1.5 倍以上になる場合の残存断面積を、許容残存断面積とすることができる。安全率の考え方については、付録 F を参照のこと。なお、上記残存断面積の条件で S_2 地震が作用した場合でも炉心支持板位置での変位は小さく、制御棒挿入性への影響はないので、崩壊荷重との比較で許容値を評価することができる。(付録 G 参照)

レグ型及びブラケット型プラントの許容残存断面積の評価例を、付録 D 及び E に示す。レグ型代表プラントの許容残存断面積は H10 及び H11 溶接線が 25%、H8 及び H9 溶接線が 10%、ブラケット型プラントの許容残存断面積はブラケット溶接線が 25%、H8 溶接線が 10% である。

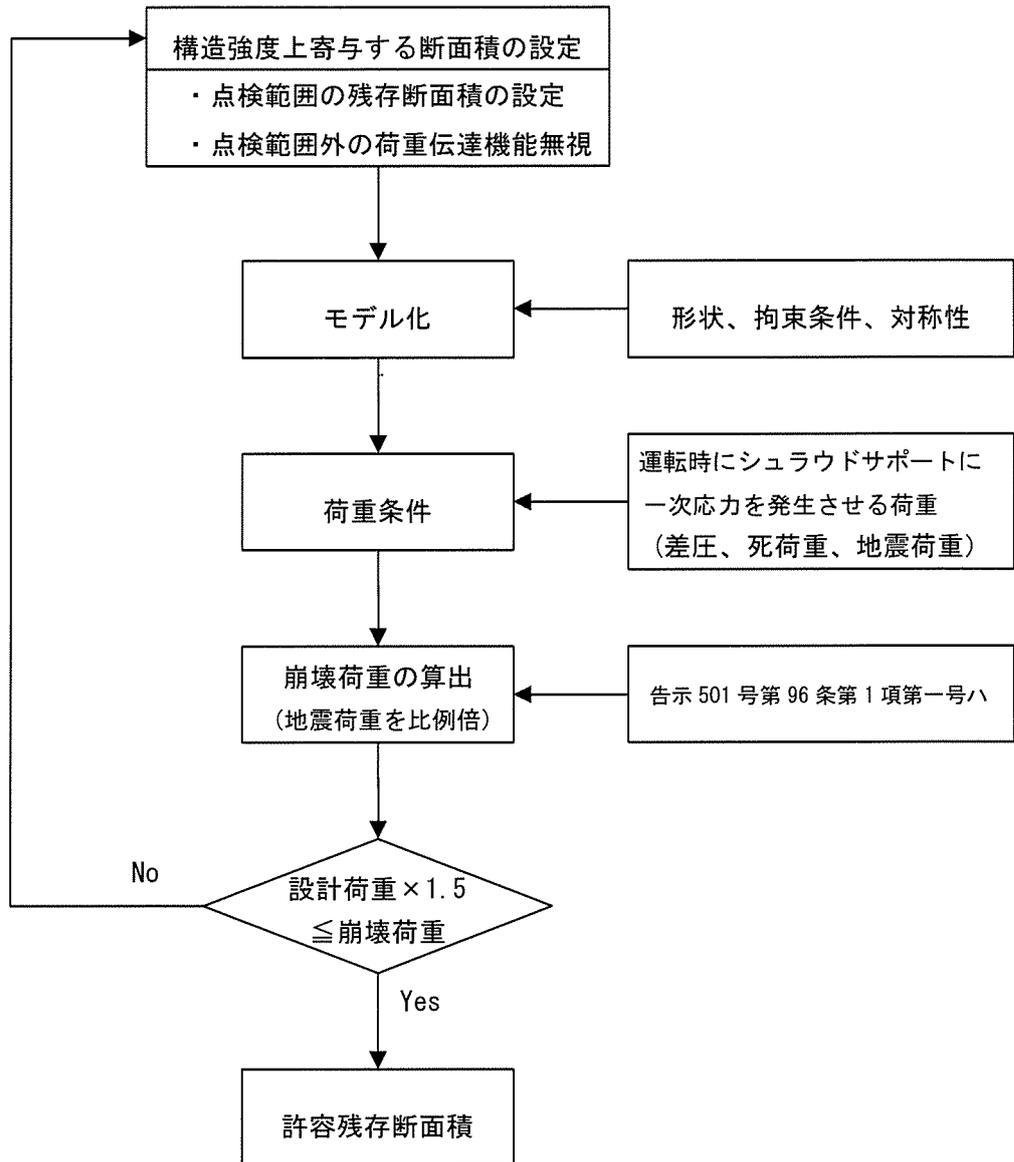


図 3-3-2 許容残存断面積の設定手順

(解説 3-4) 点検における接近性

シュラウドサポートは原子炉圧力容器下部にあるため、点検のための接近が制約される。従来の炉内構造物の供用期間中検査 (ISI) では、炉内構造物等を取外さずに水中テレビカメラが接近できる範囲の VT を実施しているが、表 3.1-1 に要求するシュラウドサポートの点検を実施する場合は、必要に応じて、接近に支障となる炉内構造物等を取外す必要がある。シュラウドサポートの各部位における接近性及び検査手段の詳細については、付録 H を参照のこと。

(解説 3-5) 点検必要範囲及び点検周期

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

点検必要範囲 A, B, C 及び D % 並びに点検周期 N 年は、次回点検までの期間における各溶接線の残存断面積の減少を下記 (1), (2) のように考慮して設定する。設定手順を図 3-5-1 に示す。

(1) 健全部に想定する残存断面積減少

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

(2) 検出された欠陥部に想定する残存断面積減少

検出された欠陥については、適切にモデル化して、当該欠陥のき裂進展による残存断面積の減少を評価する。詳細は付録 J による。

点検必要範囲の例を付録 I に示す。点検周期を 10 年とした場合、レグ型代表プラントの H8 及び H9 溶接線の残存断面積は 20% 以上、H10 及び H11 溶接線は 39% 以上の残存断面積が必要である。

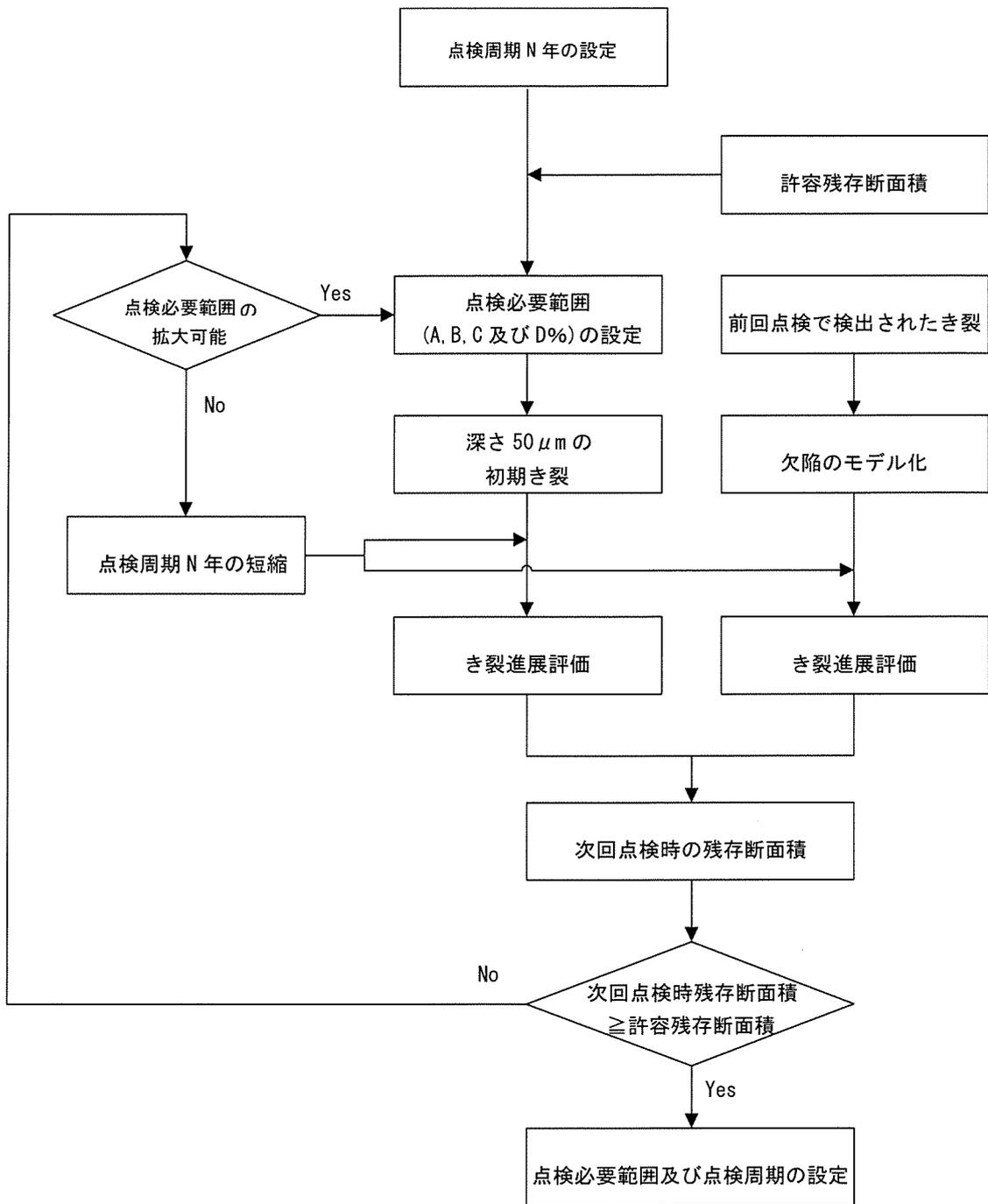


図 3-5-1 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

(解説 3-6) SCC 予防保全について

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、点検対象部位及び点検周期を設定できる。予防保全の例を以下に示す。

(1) 耐食材肉盛

(a) 工法概要

インコネル 82、インコネル 182 改良材等の耐 SCC 性の高い材料で、施工対象面を肉盛溶接する。

(b) 有効性

表面が耐 SCC 性の高い肉盛材で覆われるため、耐 SCC 性材料と同様に、SCC の発生を抑制できる。貴金属を添加した材料で肉盛る場合は、(4) 項の貴金属表面処理と同様の水質改善効果も期待できる。図 3-6-1 に、インコネル 182 及びインコネル 182 改良材の SCC 感受性試験結果の比較を示す。

(c) 点検周期

SCC 発生の可能性が耐 SCC 性材料と同等に小さいため、施工範囲を点検対象から除外できる。

(2) ピーニング

(a) 工法概要

施工対象面に衝撃圧を付与することにより、表面層を圧縮応力とする。衝撃圧の付与方法により、ショットピーニング、ウォータジェットピーニング、レーザピーニング等がある。施工条件は、確性試験の条件又はこれと同等の確認を行った条件とする。ピーニングは、欠陥のない部位へ適用する。

(b) 有効性

図 3-6-2、図 3-6-3 及び表 3-6-1、表 3-6-2 に、ショットピーニング及びウォータジェットピーニングを施工したインコネル 182 の圧縮応力分布測定結果及び SCC 感受性試験結果の例を示す。ピーニングにより表面層が圧縮応力となり、SCC 発生が抑制される。

(c) 点検周期

SCC が発生しない応力状態となるため、施工範囲を点検対象から除外できる。

(3) 水素注入

(a) 手法概要

炉水に水素を注入し、酸化性成分との再結合を促進して水質を改善する。水素注入による水質改善効果と、副次影響である主蒸気線量率の上昇を考慮して、注入量を設定する。水素注入は、欠陥のある部位へも適用できる。

(b) 有効性

水素注入により、炉水の腐食環境の指標となる腐食電位を低減できるため、SCCの発生及び進展を抑制できる。腐食電位とインコネル 182 の SCC 感受性及びき裂進展速度の関係の測定例を図 3-6-4 及び図 3-6-5 に示す。腐食電位低下に伴い SCC 破面率 (SCC 感受性の指標) 及びき裂進展速度が減少する。約 -50mV 以下では、SCC 感受性が認められず、これがしきい値と考えられる。(図 3-6-4) 水素注入量と腐食電位の関係の測定例を図 3-6-6 に示す。

(c) 点検周期

水素注入量に対応する当該部位の腐食電位を水質解析結果等から評価し、腐食電位とき裂進展速度との相関に基づいて、想定欠陥又は検出された欠陥からのき裂進展量を求め、点検周期を設定する。き裂進展速度式は付録 C による。

(4) 貴金属表面処理

(a) 工法概要

水素注入と併用する。施工対象面を Pt, Pd 等の貴金属で表面処理することにより、水素注入による水質改善効果を高めるものであり、比較的少ない水素注入量で腐食電位を低減できる。貴金属錯体の薬液を炉水に注入する手法 (貴金属注入)、貴金属を含む材料を施工対象面へ溶射する手法 (貴金属コーティング) 等がある。貴金属注入は、欠陥のある部位へも適用できる。

(b) 有効性

貴金属表面処理による腐食電位低減の概念図を図 3-6-7 に示す。少ない水素注入量で、腐食電位を大幅に低減できる。図 3-6-8 に、貴金属表面処理を施したインコネル 182 の腐食電位の測定例を示す。

(c) 点検周期

水素注入量に対応する当該部位の腐食電位を水質解析結果等から評価し、腐食電位とき裂進展速度との相関に基づいて、想定欠陥又は検出された欠陥からのき裂進展量を求め、点検周期を設定する。き裂進展速度式は付録 C による。

表3-6-1 インコネル182のショットピーニングによるSCC発生抑制効果²⁾

CBB試験条件	試験温度：288℃ 溶存酸素濃度：8 ppm	導電率：1 μ S/cm 浸漬時間：500時間
---------	---------------------------	----------------------------

鋼種	ショットピーニング未施工材	ショットピーニング施工材
インコネル182	5 / 5	0 / 5

*SCC発生試験片/総試験片数

表3-6-2 ウォータージェットピーニング(WJP)によるSCC発生抑制効果²⁾

<u>WJP施工条件</u>	圧力：60 MPa 噴射角度：90°	噴射距離：160 mm 噴射時間：40 min/m (10min/m×4回)時間
<u>CBB試験条件</u>	試験温度：288℃ 溶存酸素濃度：8 ppm	導電率：1 μ S/cm 浸漬時間：500時間

PWHT模擬処理:621℃/24h, LTS処理模擬:500℃/24h

材料条件	WJP未施工材	WJP施工材
インコネル600/インコネル182/SUS304 PWHT + 溶接 + LTS	4 / 4	0 / 4

*SCC発生試験片/総試験片数

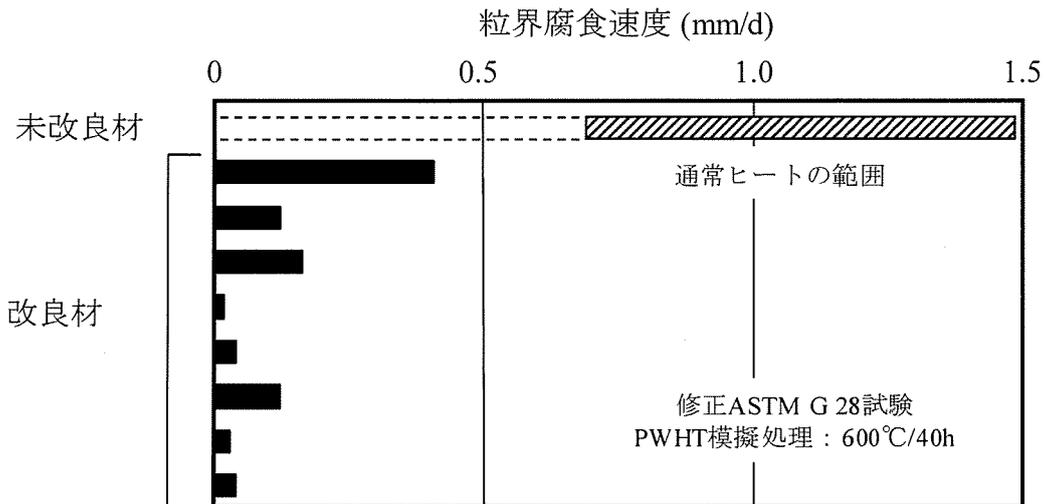


図3-6-1 インコニ182改良材の耐SCC性評価(粒界腐食試験結果) ¹⁾

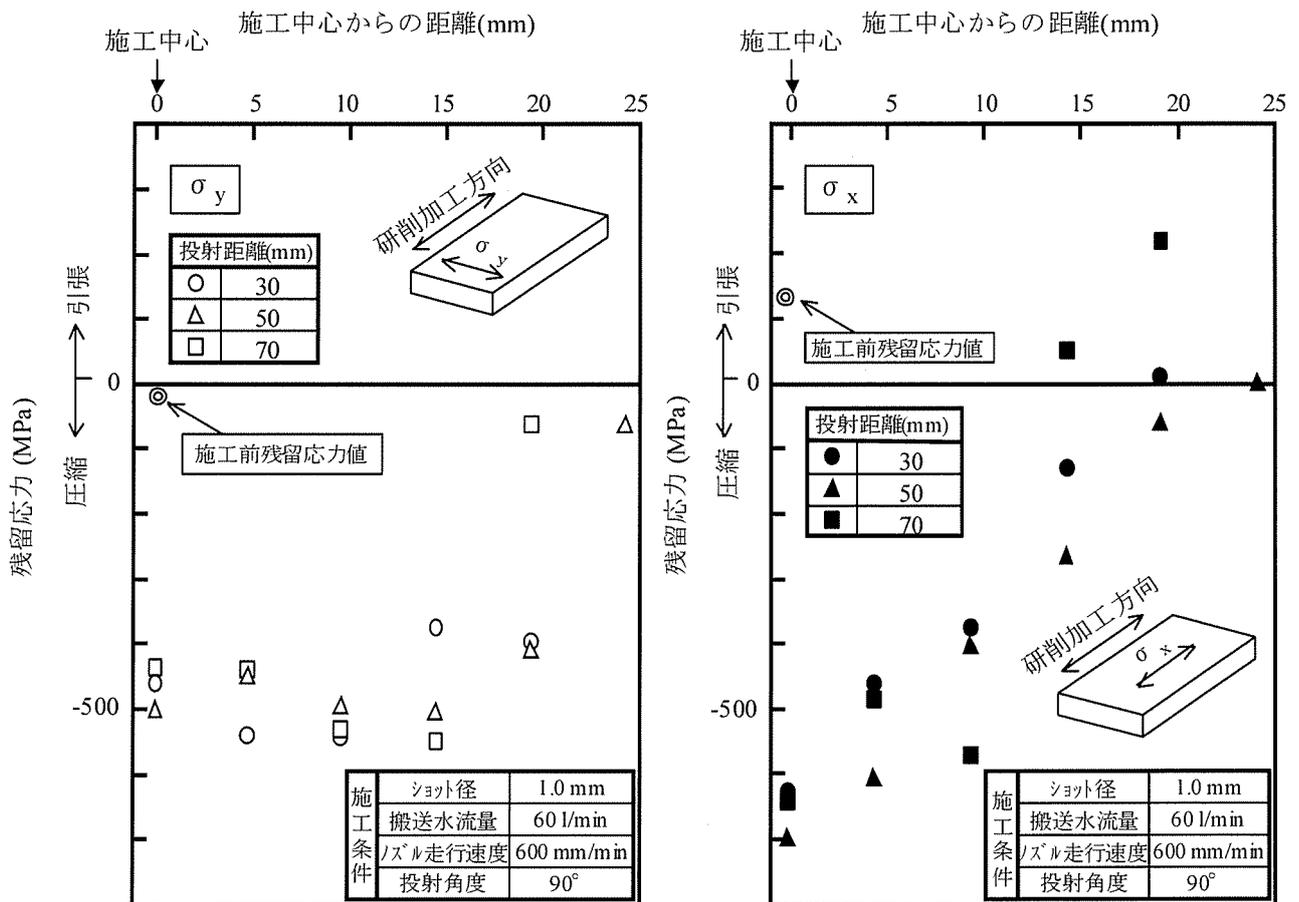
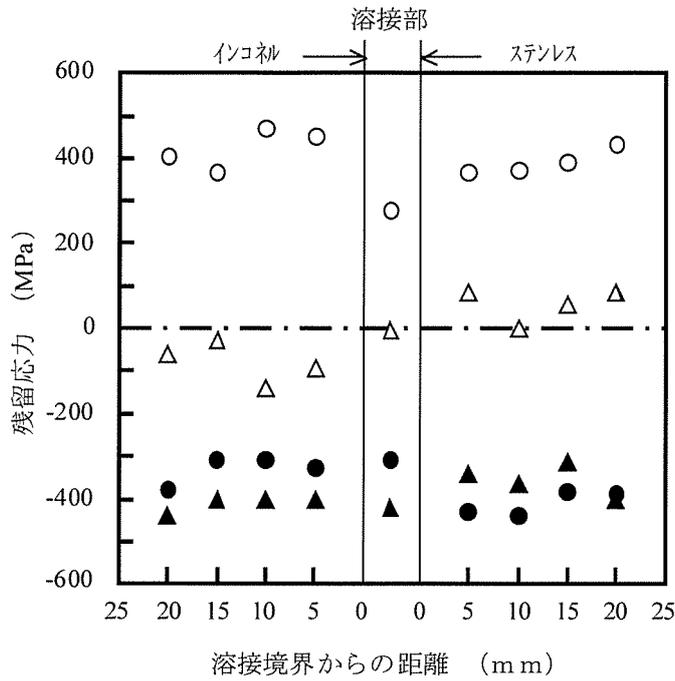
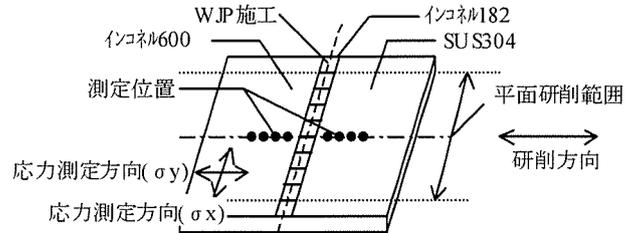


図 3-6-2 インコニ182のショットピーニングによる応力改善効果²⁾



W J P 施工条件	噴射圧力(MPa)	60
	噴射角度(°)	90
	噴射距離(mm)	160
	噴射時間(min/m)	40 (10min/m×4回)



△	σx	未施工材
○	σy	
▲	σx	施工材
●	σy	

図3-6-3 ウォータージェットピーニングによる応力改善効果²⁾

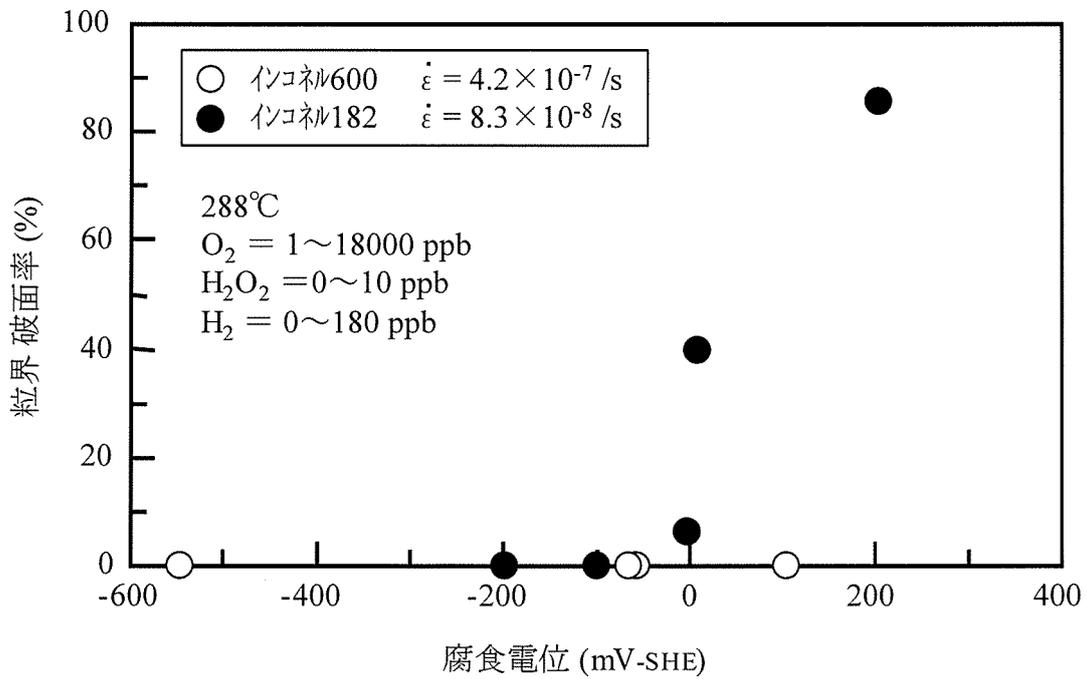


図3-6-4 粒界破面率の腐食電位依存性測定結果³⁾

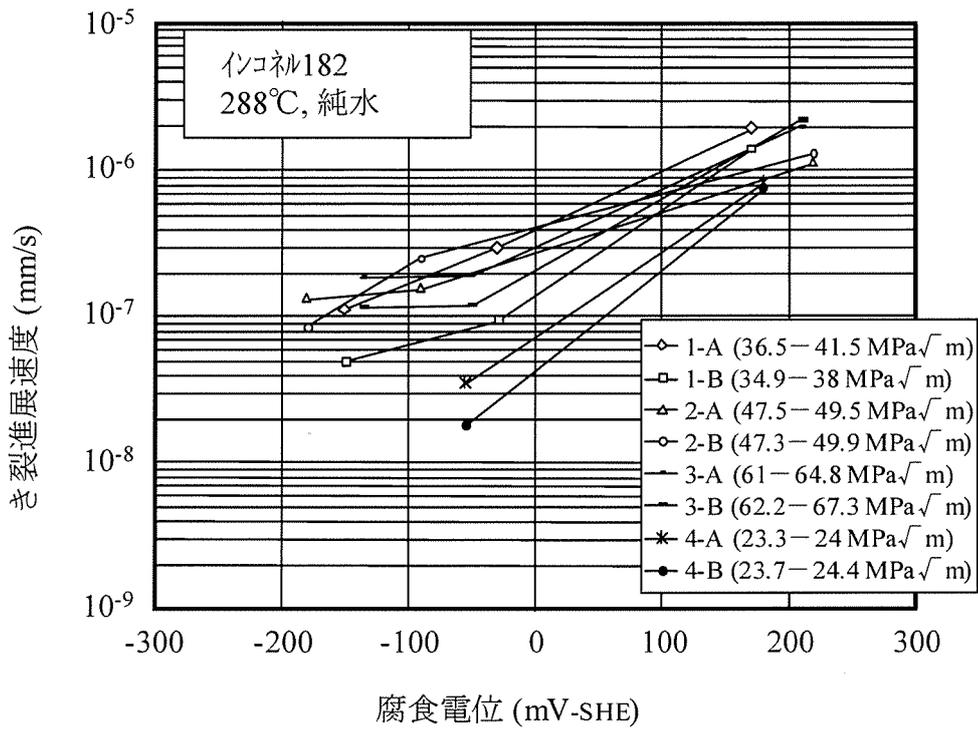


図3-6-5 インコネル182のき裂進展速度の腐食電位依存性測定結果⁴⁾

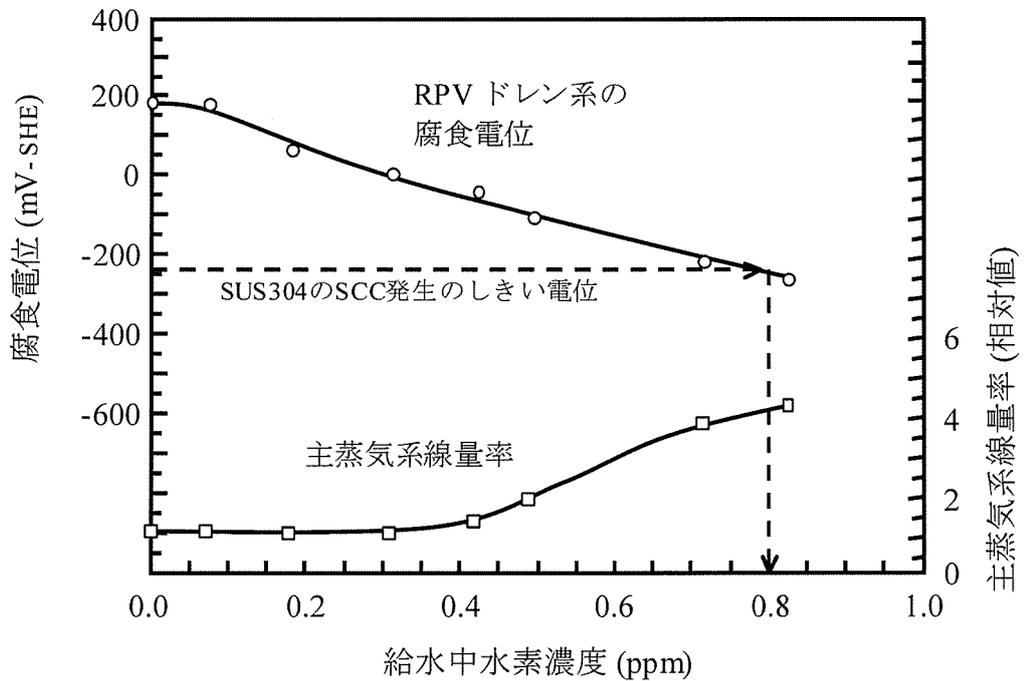


図3-6-6 国内BWRプラントのボトムドレン系で測定した腐食電位の
水素注入量依存性⁵⁾

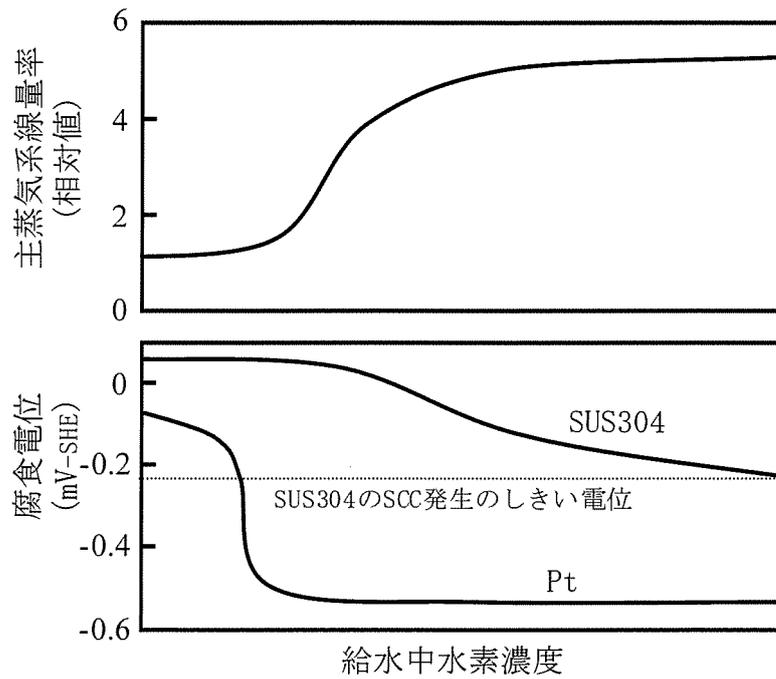


図3-6-7 貴金属注入概念図

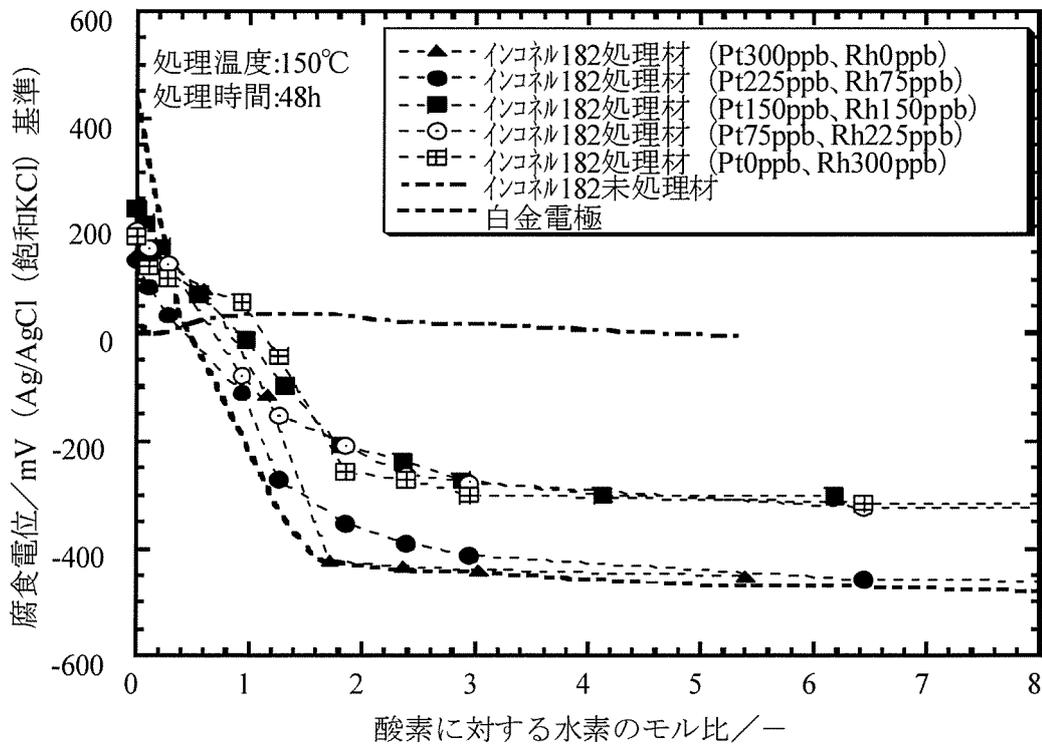


図3-6-8 貴金属表面処理したインコネル182の腐食電位の水素濃度依存性⁷⁾
[処理温度：150℃、処理時間：48時間]

[出典]

- 1) 山内 清 他：「安定化パラメータのコントロールによるニッケル基溶接金属の耐粒界腐食性並びに耐粒界型応力腐食割れ性の向上」、防食技術、35 (1986) 605.
- 2) 共同研究報告書「CRDスタブチューブの予防保全に関する研究」最終報告書 (平成9年3月)
- 3) 斎藤 宣久 他：「BWR構造材料のSCC発生特性に及ぼす水の放射線分解生成物の影響」、第40回腐食防食討論会講演集、(1993) 171.
- 4) M.Itow et al.：“The Effect of Corrosion Potential on Alloy 182 Crack Growth Rate in High Temperature Water”, Proc. 8th Int. Symp. on Environmental Degradation of Mater. in Nuclear Power Systems- Water Reactors, NACE, (1997) 712.
- 5) J. Takagi et al.：“Long Term Verification Program on Hydrogen Water Chemistry at Japanese BWR”, Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 7, BNES (1996).
- 6) S.Hettiarachchi et al.：“The concept of Noble Metal Chemical Addition Technology for IGSCC Mitigation of Structural Materials”, Proc. 7th Int. Symp. on Environmental Degradation of Mater. in Nuclear Power Systems- Water Reactors, NACE, (1995) 735.
- 7) 共同研究報告書「原子炉貴金属注入による腐食環境改善技術評価研究(Phase-1)」経過報告書 (平成11年9月)

付 録

現状得られている SCC 関連データの概要は以下のとおりである。

1. インコネル溶接部の特徴

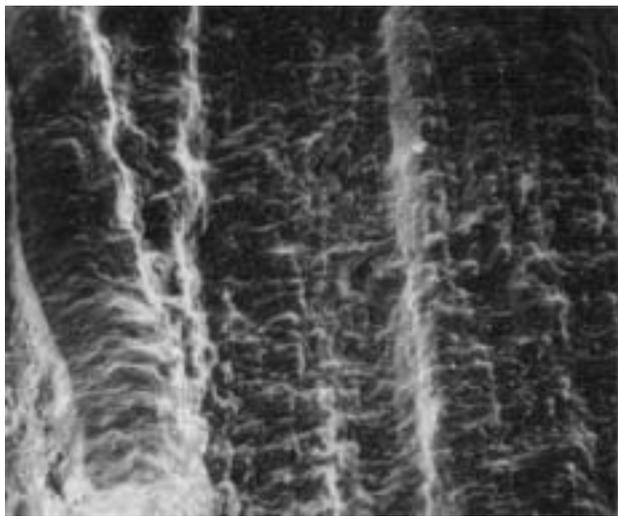
- インコネル 182 はデンドライト構造（柱状晶）であり，高腐食電位環境下で SCC 感受性を有する。（図 A-1, A-2, A-3）
- インコネル 182 の SCC は，ステンレス鋼と同様に，溶接入熱によるクロムカーバイド析出に伴う Cr の枯渇に起因する。（図 A-4）
- 高 Cr，高 Nb 含有のインコネル 82 及び高 Nb 含有の改良 182 合金は，インコネル 182 と比較して優れた耐 SCC 性を示す。（表 A-1, A-2, 図 A-5）
- インコネル 600 溶接熱影響部（HAZ）は，すき間環境下では SCC 感受性を示し，その形態は粒界割れである。（表 A-2, 図 A-1, A-6）
- インコネル 182 の SCC 発生寿命は，腐食電位を下げることにより長寿命となる。（図 A-7）
- インコネル 182 の SCC 進展速度は，応力拡大係数（K 値）依存性及び腐食電位依存性を示す。（図 A-8, A-9）
- インコネル 182 の SCC 進展速度は，進展面のデンドライトに対する方向に依存し，デンドライト構造を横切って進展する場合の速度は，並行に進展する場合の約 10 分の 1 となる。（図 A-10）

2. 低合金鋼の特徴

- 低合金鋼は耐 SCC 性に優れ，高荷重条件下においてのみ粒内割れ感受性を示す。（図 A-11）
- 環境中のき裂は高 K 領域以外では有意な進展速度を示さない。（図 A-12）

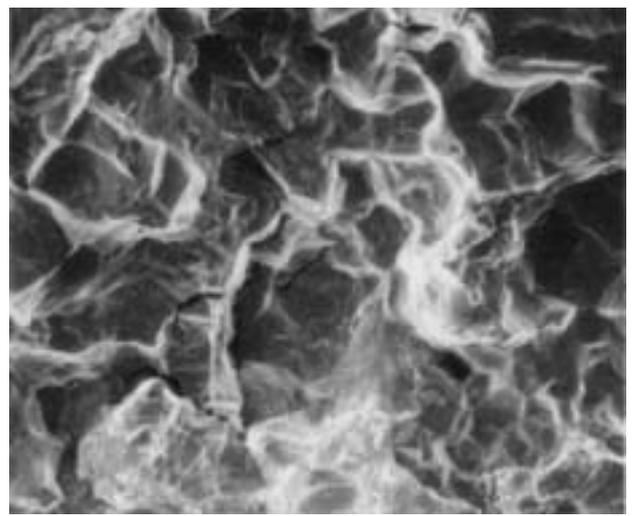
3. インコネル X-750 の特徴

- インコネル X-750 (JIS 規格 : NCF750) は，金属化合物の時効析出を利用した析出強化型の Ni 基合金であり，炉内構造物においては，ジェットポンプビーム等の高強度部材として適用されている。（表 A-3）
- 高温水中で SCC 感受性を示し，その形態は粒界割れである。（図 A-13）
- SCC 感受性は，熱処理条件に依存し，溶体化処理後に時効処理を施す直接時効材（改良熱処理材）は，溶体化処理後に中間熱処理を経てから時効処理を施す二段時効材（従来熱処理材）と比較して，優れた耐 SCC 性を示す。（図 A-14）



75 μm

a) Alloy182



75 μm

b) Alloy600 HAZ

図 A-1 Alloy182/600 溶接継手における単軸定荷重試験後の SCC 破面の SEM 観察結果

(出典) 鈴木、福田、国谷、山内、中城：高温水中におけるAlloy600、182及び82の粒界型応力腐食割れ挙動、腐食防食協会 材料と環境2000講演集、2000A-307、p. 87(2000)

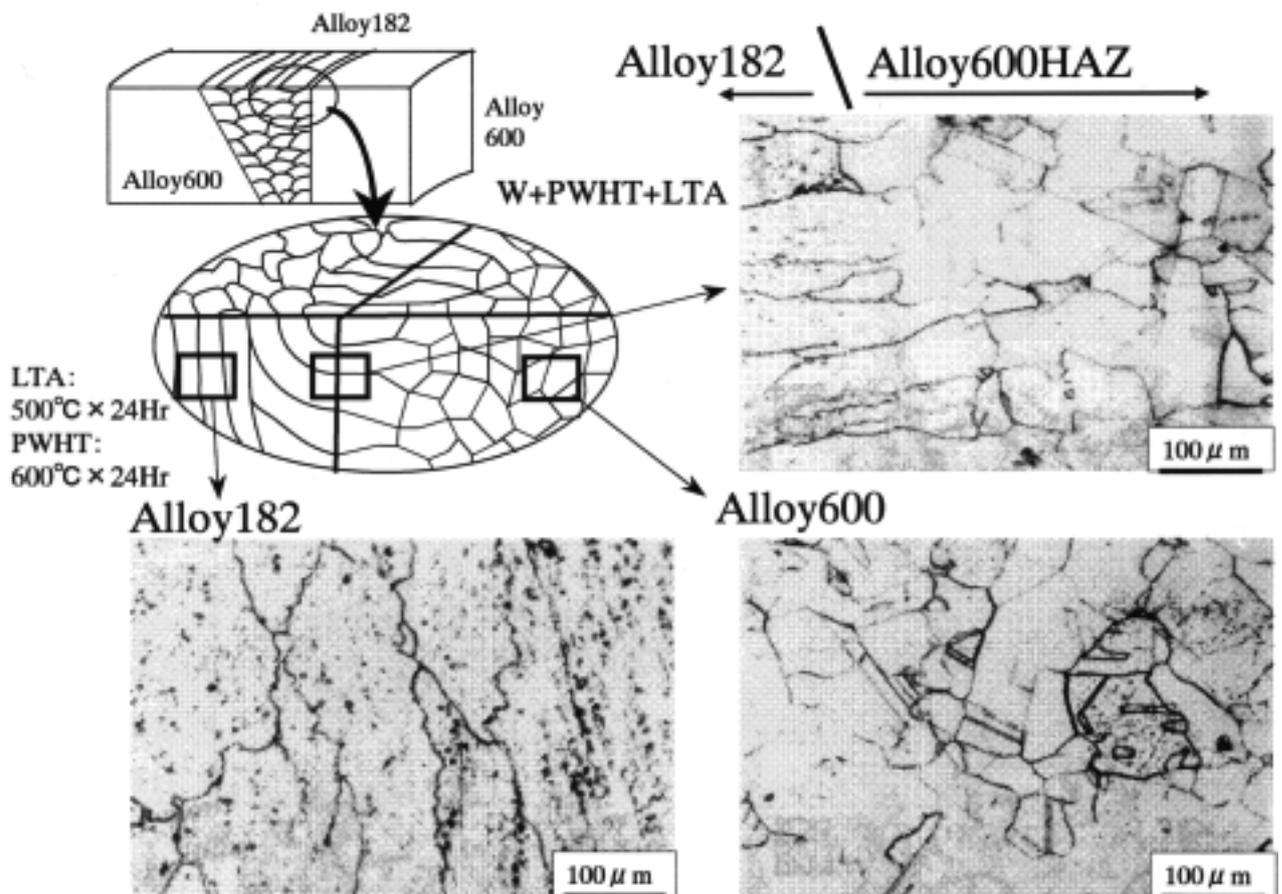


図 A-2 Alloy182/600 溶接継手の組織観察結果

(出典) 鈴木、福田、国谷、山内、中城：高温水中におけるAlloy600、182及び82の粒界型応力腐食割れ挙動、腐食防食協会 材料と環境2000講演集、2000A-307、p. 87(2000)

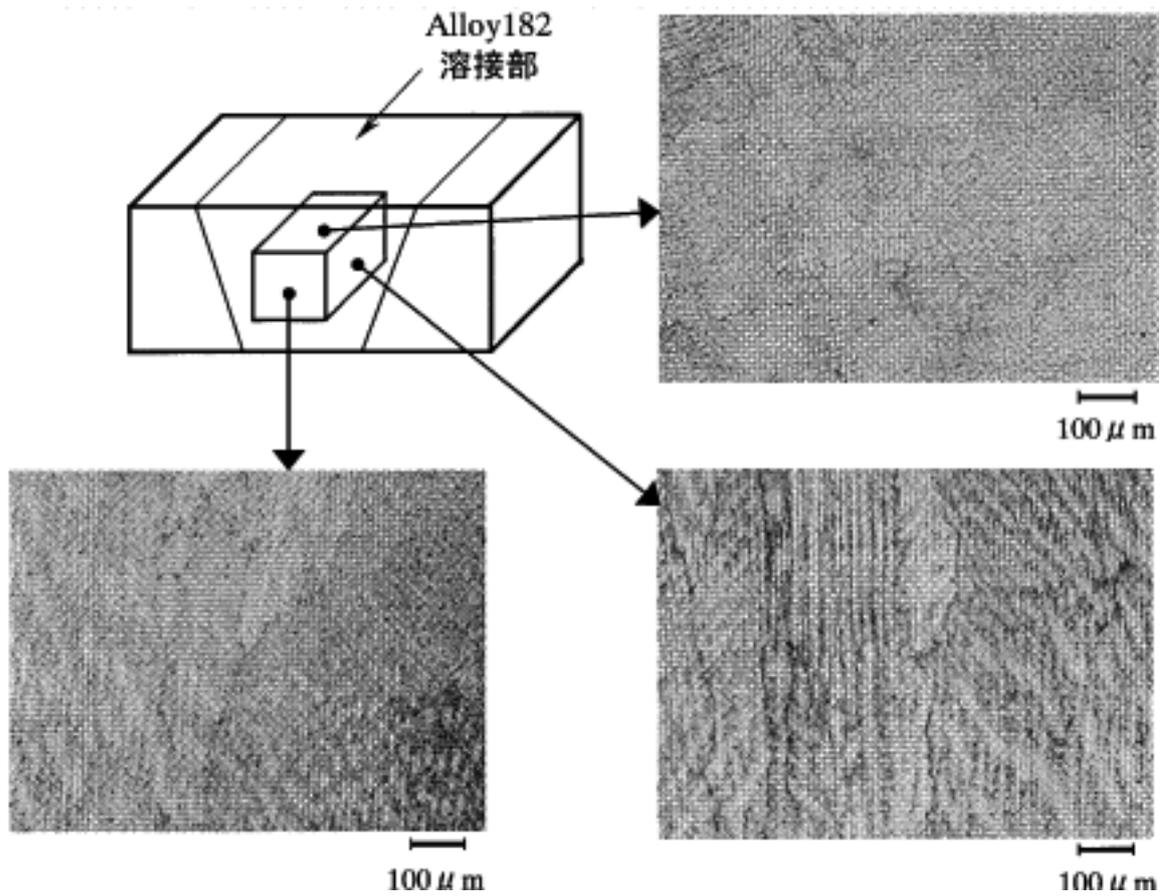
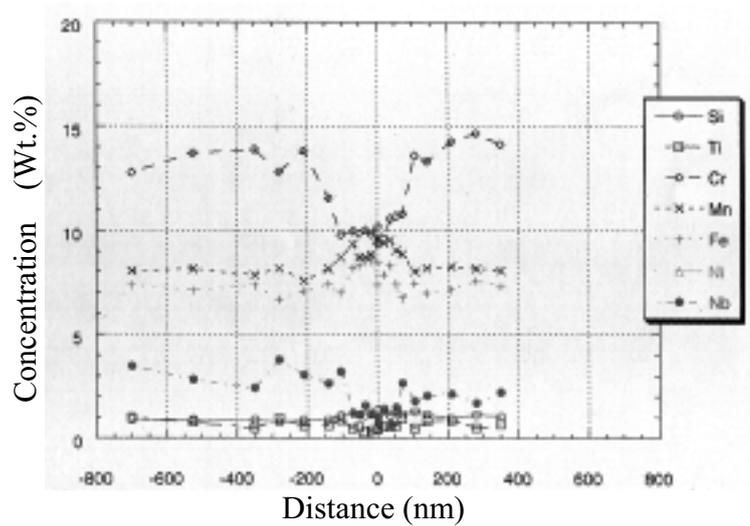


図 A-3 Alloy182 溶接部組織観察結果

AW+621°C × 24Hours



Grain boundary with
M₂₃C₆, Nb-rich MC



Compositional profile
Cr and Nb depletion

図 A-4 Alloy182 の粒界組成

(出典) 鈴木、福田、国谷、山内、中城：高温水中におけるAlloy600、182及び82の粒界型応力腐食割れ挙動、腐食防食協会 材料と環境2000講演集、2000A-307、p. 87 (2000)

表 A-1 インコネル溶接部の材料組成

(重量%)

材料名	C	Ni	Cr	Fe	Nb(+Ta)
600合金	≤0.15	≥72.0	14.0~ 17.0	6.0~ 10.0	—
182合金	≤0.10	≥59.0	13.0~ 17.0	≤10.0	0.5~ 3.0
改良 182合金	≤0.10	≥59.0	13.0~ 17.0	≤10.0	2.5~ 4.5
82合金	≤0.10	≥67.0	18.0~ 22.0	≤3.0	2.0~ 3.0

- ・600合金はNbの規定なし。
- ・82合金は182合金よりCr量が高い。
- ・改良182合金及び82合金は、182合金よりNb量が高い。

表 A-2 インコネル溶接部の SCC 感受性

材料	600合金 HAZ		182合金		改良182合金		82合金	
	無	有	無	有	無	有	無	有
SCC 試験結果	○	●	—	●	—	○	—	○
実機事例 有無	○	●	●	●	○	○	○	○

* HAZ: 熱影響部(Heat Affected Zone)

○: SCC 試験において耐 SCC 性に裕度有り。実機事例無し。

●: SCC 試験において SCC 感受性有り。実機事例有り。

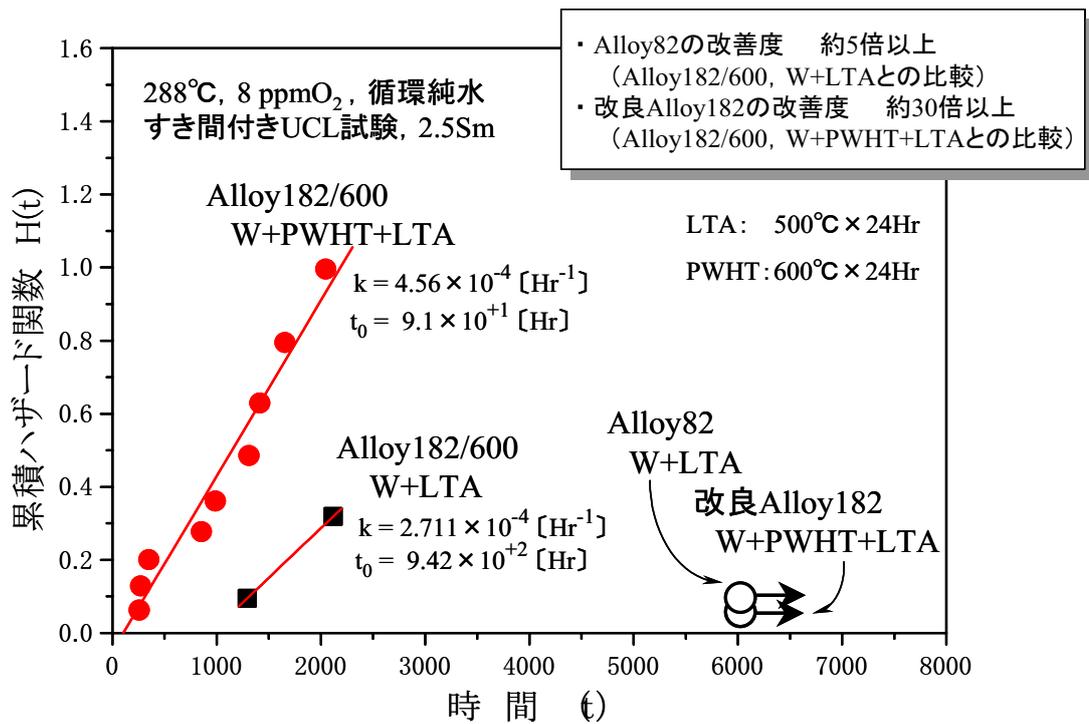


図 A-5 Alloy82 及び改良 182 の SCC 裕度

(出典) 鈴木、福田、国谷、山内、中城：高温水中におけるAlloy600、182及び82の粒界型応力腐食割れ挙動、腐食防食協会 材料と環境2000講演集、2000A-307、p. 87 (2000)

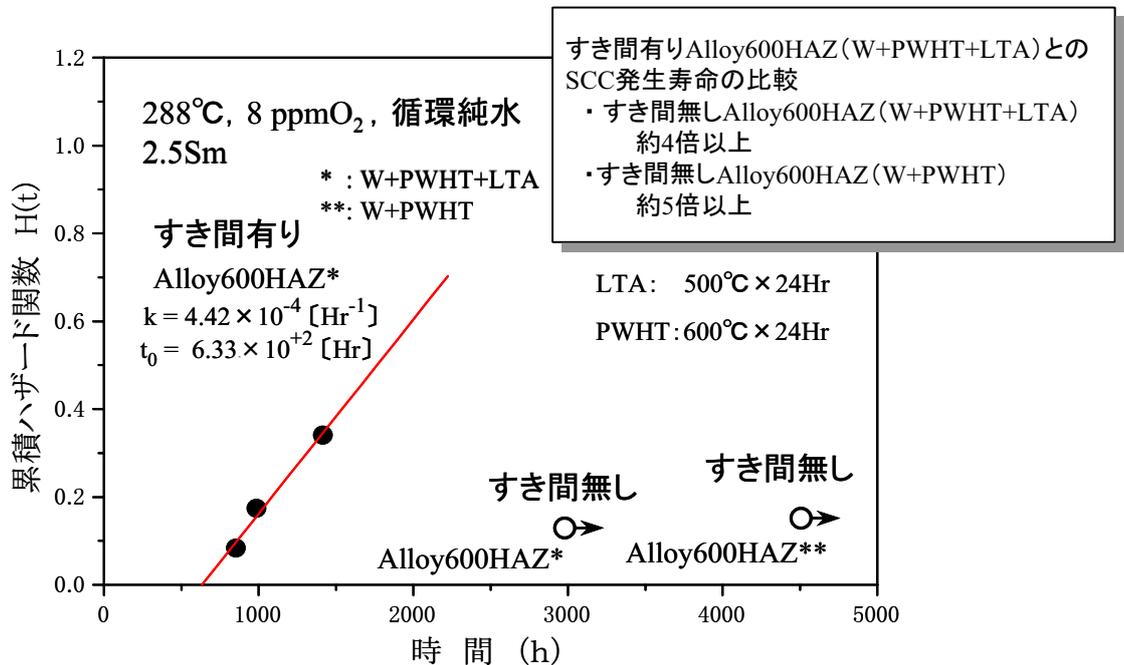


図 A-6 Alloy600HAZ の SCC 発生寿命に及ぼす すき間の影響

(出典) 鈴木、福田、国谷、山内、中城：高温水中におけるAlloy600、182及び82の粒界型応力腐食割れ挙動、腐食防食協会 材料と環境2000講演集、2000A-307、p. 87 (2000)

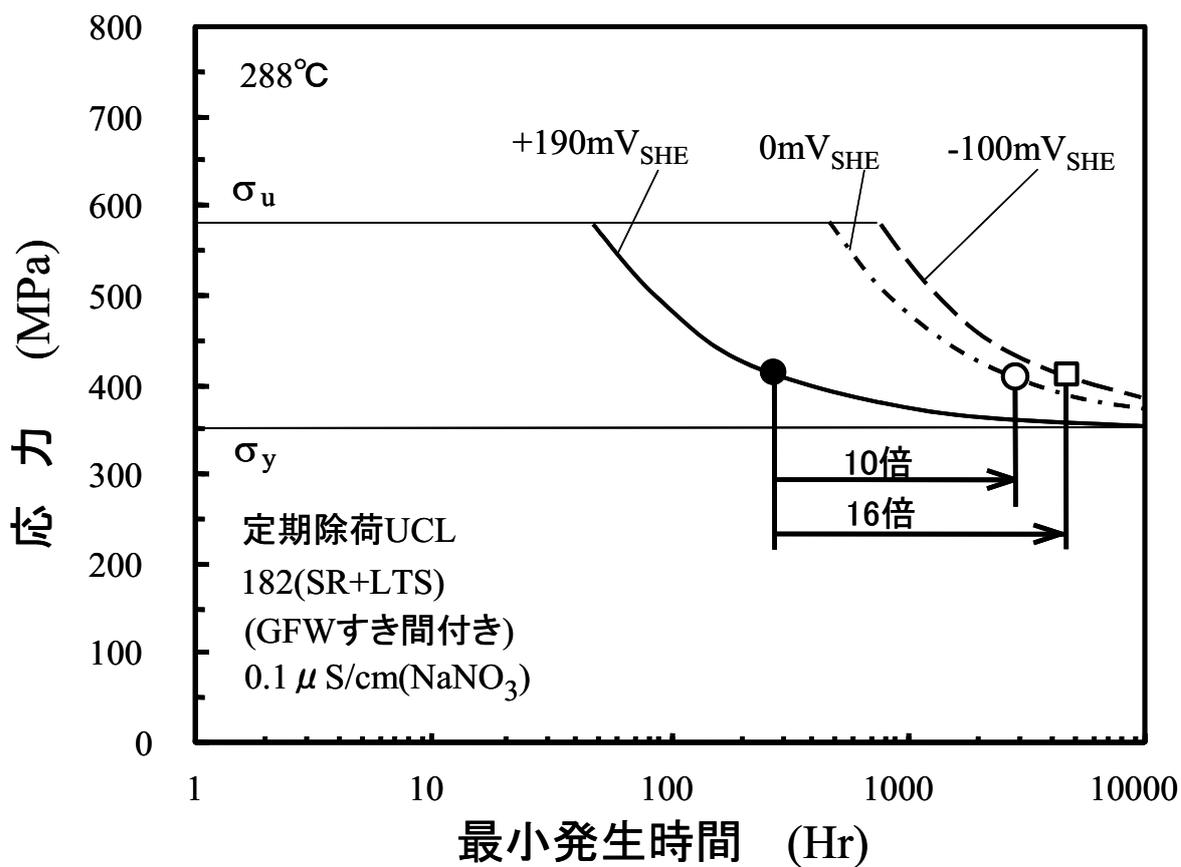
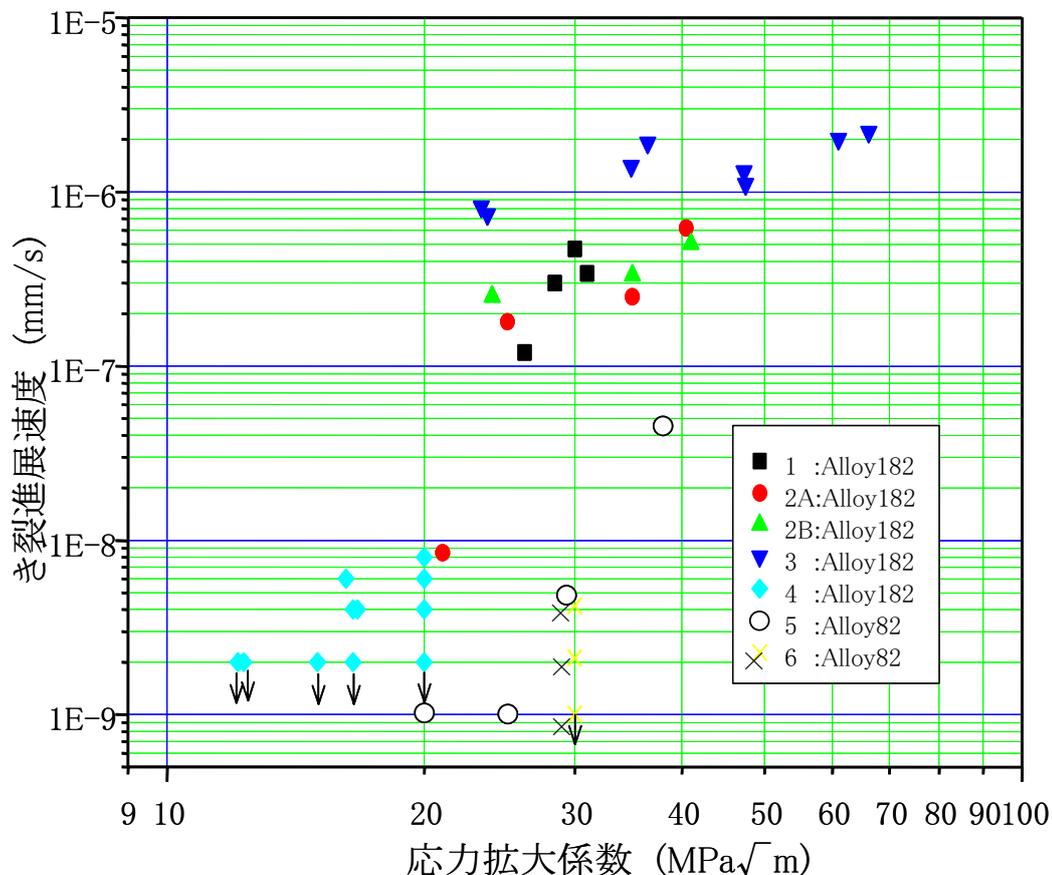


図 A-7 Alloy182 の SCC 発生寿命に及ぼす腐食電位の影響

(出典)

斎藤ら, 182 溶接金属の高温水中 SCC 発生寿命に対する腐食電位の影響, 第 45 回 材料と環境討論会講演集 (1998. 8) pp. 271-272.



各データの試験条件,

- 1 :インコネル182, PWHT, 288°C, 12~36ppmO₂, 高温純水, 0.2 μ S/cm以下(出口)
- 2A:インコネル182, PWHT, 288°C, 250ppbO₂, 高温純水, 0.1 μ S/cm以下(入口)
- 2B:インコネル182, AW, 288°C, 250ppbO₂, 高温純水, 0.1 μ S/cm以下(入口)
- 3 :インコネル182, PWHT+LTA, 288°C, NWC,ECP170 ~ 220mV, 高温純水, 0.1 μ S/cm以下(入口)
- 4 :インコネル182, AW&PWHT, 288°C, > 250ppbO₂, >50mV, 高温純水, <0.3 μ S/cm
- 5 :インコネル82, AW, 288°C, 150~610ppbO₂, 高温純水, 0.06~0.45 μ S/cm
- 6 :インコネル82, PWHT+LTA, 288°C, NWC, 高温純水, 実機導電率

図 A-8 BWR 模擬環境中でのインコネル 182 及び 82 の SCC 進展速度

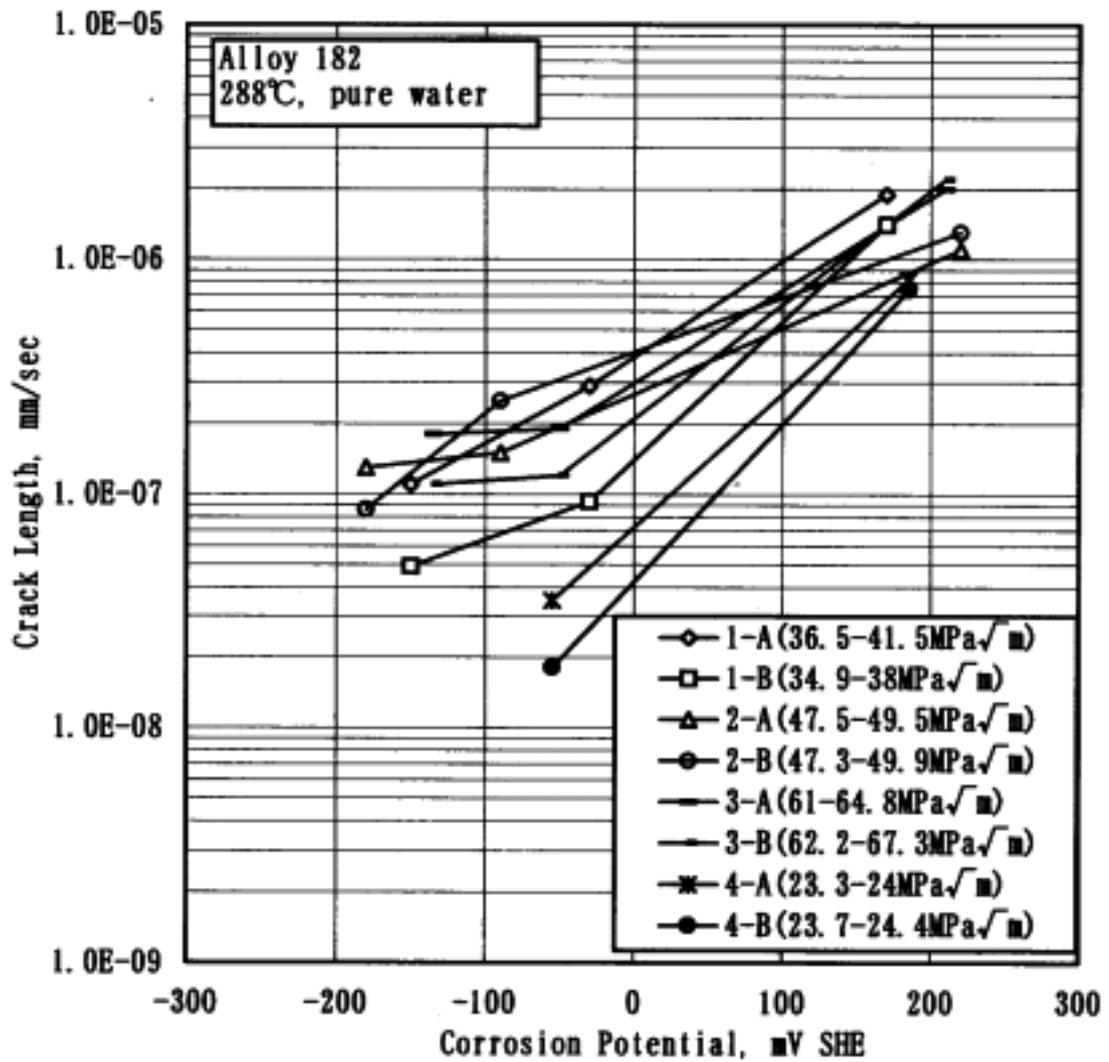


図 A-9 Alloy182 における SCC 進展速度の環境依存性

(出典)

M. Itow, Y. Abe, H. Sakamoto, S. Hida, K. Takamori, S. Suzuki, "The Effect of Corrosion Potential on Alloy 182 Crack Growth Rate in High Temperature Water," Proc. of 8th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, Amelia Island, USA, pp.712-719 (1997).

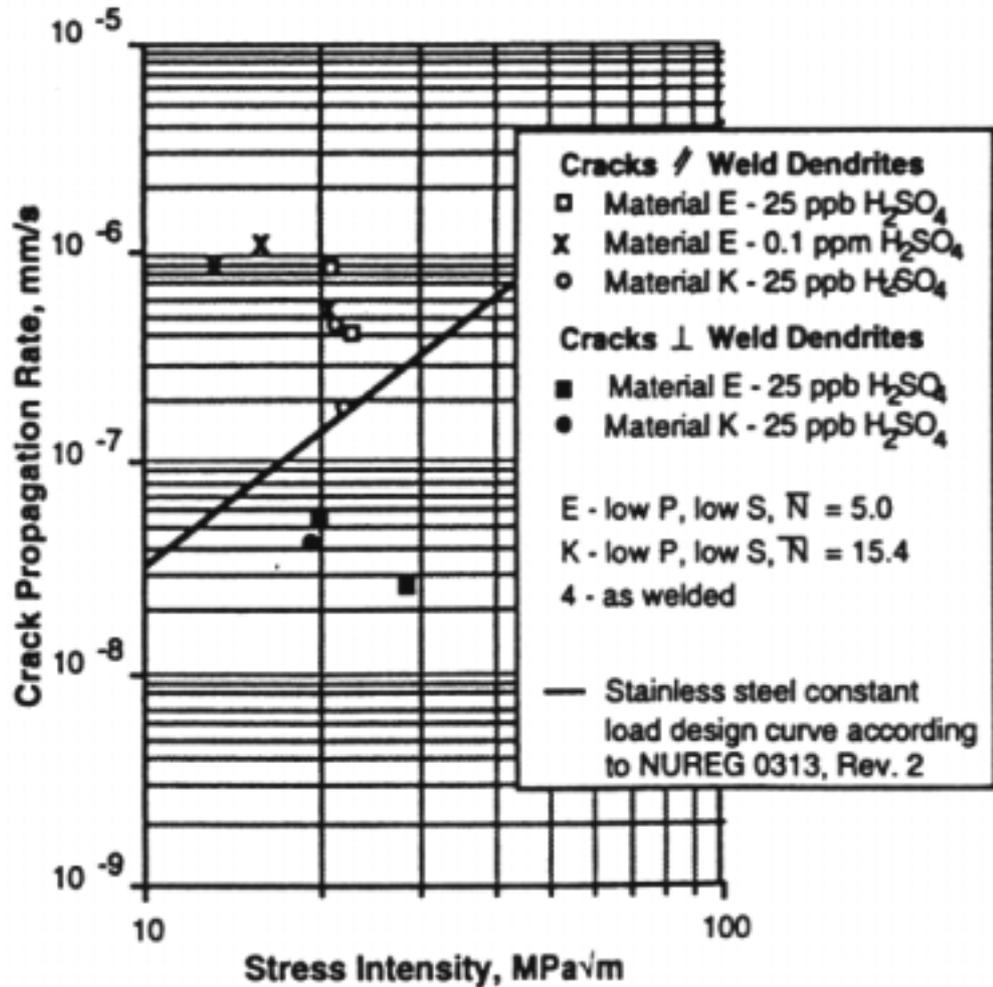
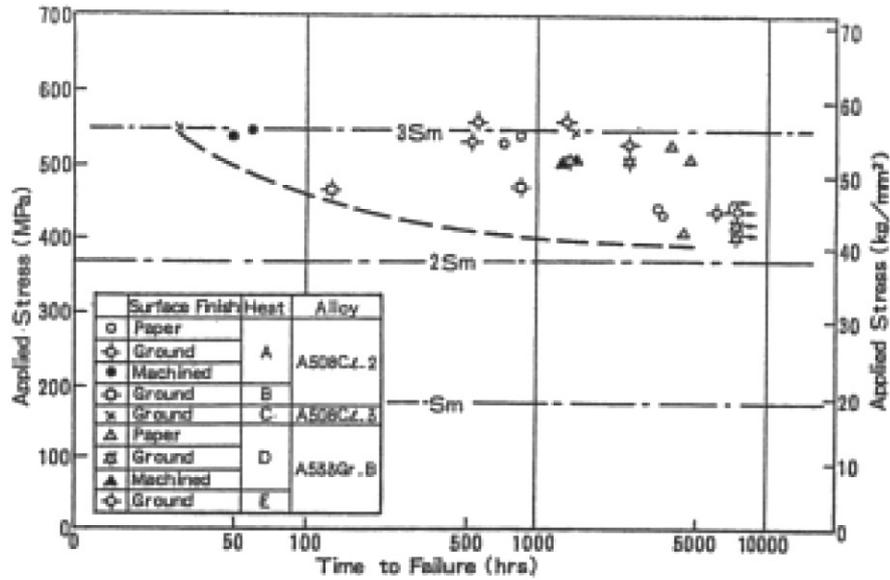


図 A-10 Alloy182 のデンドライト組織における SCC 進展速度の方向依存性

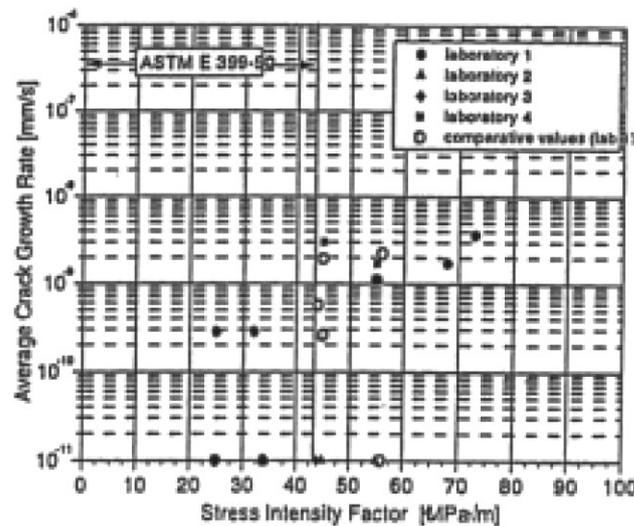
(出典)

L. G. Ljungberg M. Stigenberg, K. Gott, U. Morin, J. L. Nelson, B. Bengtsson and C. Jansson, "Propagation of Stress Corrosion Cracking in Weld Structures of the Nickel-Base Alloy182," Proceedings of the International Symposium on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures, Japan, pp.911-920 (1995).



図A-11 低合金鋼のEAC発生に及ぼす応力依存性
(単軸定荷重試験; 288°C, 8 ppmO₂, Sm = 184MPa)

J.Kuniya, I.Masaka, K.Sasaki, H.Itoh and T.Okazaki
Jl of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME
 p430-436, Vol.107, November 1985



A508Cl.3相当, 0.009%S
 BWR NWC模擬水質 (289°C, 0.4 ppmO₂, 導電率<0.2 μS/cm(出口))

図A-12 低合金鋼のEAC進展速度

<出典>

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

表 A-3 インコネル X-750 の化学組成

化学成分 (wt%)						
C	Ni	Cr	Fe	Al	Ti	Nb+Ta
<0.08	>70.00	14.0～ 17.0	5.0～9.0	0.40～ 1.00	2.25～ 2.75	0.70～ 1.20

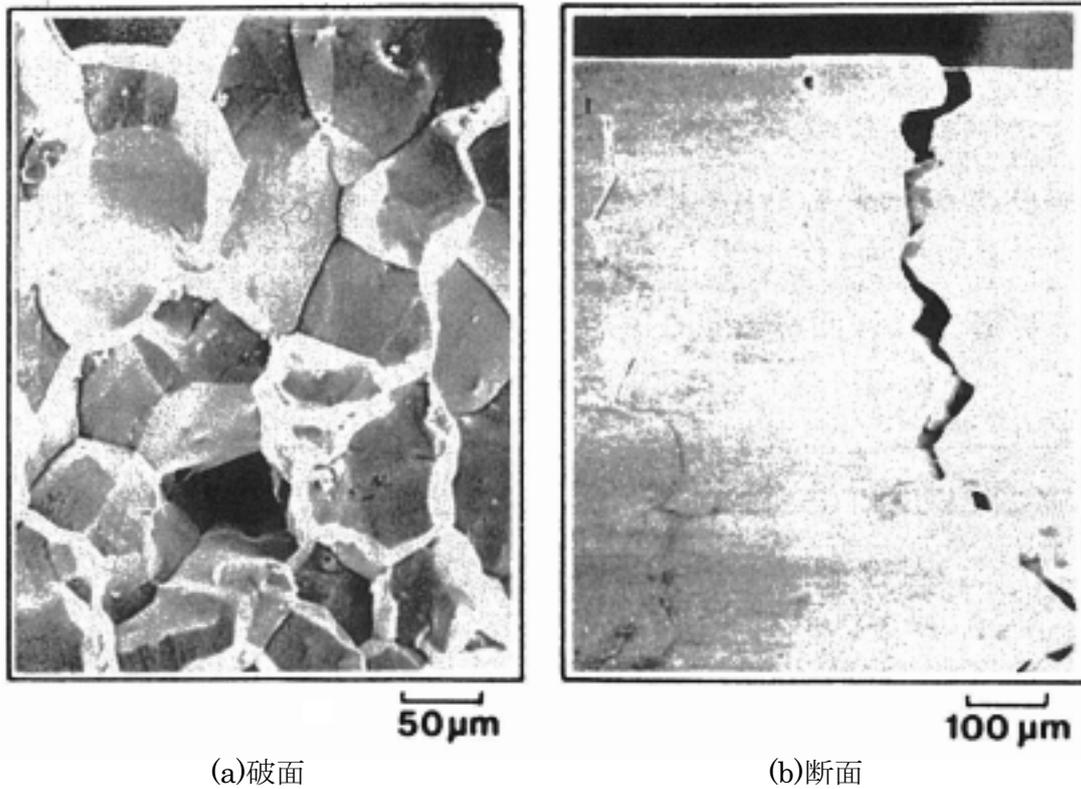


図 A-13 インコネル X-750 の SCC 形態の例

<出典>

服部成雄, 「原子力用高強度ニッケル基合金の耐応力腐食割れ性に関する研究」大阪大学工学部学位論文 (1994)

改良熱処理材 (直接時効材) → Direct aging : 1066°C, 1h + 704°C, 20h

従来熱処理材 (2段時効材) → 2-step aging : 1066°C, 1h + 843°C, 24h + 704°C, 20h

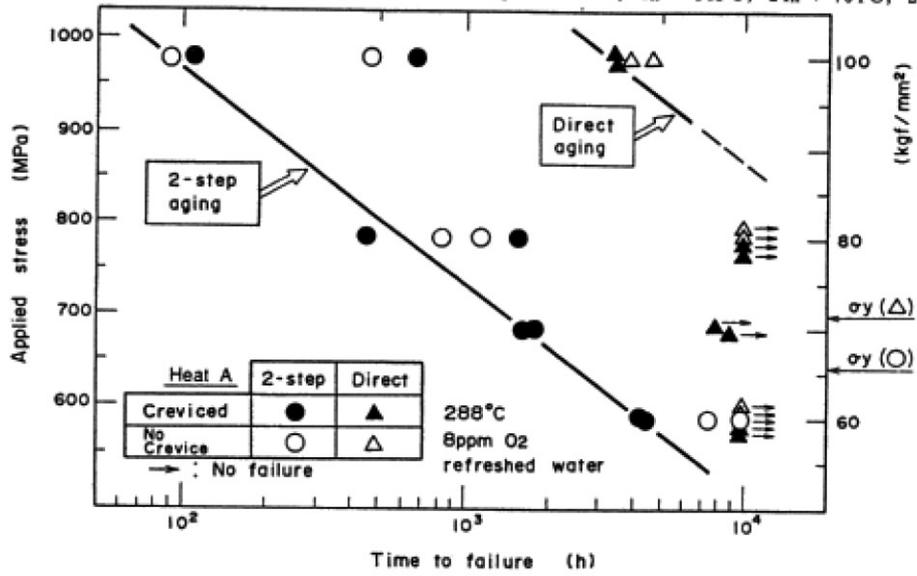


図 A-14 インコネル X-750 の SCC 破断時間の応力依存性

<出典>

服部成雄, 森康彦, 正岡功, 佐々木良一, 防食技術, 第 33 巻, 86 (1984)

付録B 原子炉圧力容器のき裂進展評価について

1. 目的

RPV（原子炉圧力容器）材である低合金鋼に、仮にインコネル 182 からのき裂進展を想定した場合の、き裂進展量を概略評価する。

2. き裂進展量の概略評価

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

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

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

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

を本評価において設定した。

本式を用いてき裂進展量を評価するには、応力拡大係数の算出に応力分布が必要であるが、圧力容器板厚内部の応力分布の評価値がないため、ここでは、300MPa の周方向引張り応力が板厚内部まで一様に作用していると仮定する。RPV は溶接後熱処理(PWHT)を受けるため、約 100MPa 程度の運転応力の重畳を考慮しても、これは十分に保守的な仮定である。図 B-1 に示すように、初期条件として、厚さ 8.5mm のクラッド部分を貫通した状態を仮定し、このときの応力拡大係数を、Newman & Raju の平板表面半楕円き裂に対する評価式を用いて求めると、約 $49\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ となり、き裂進展速度として(B-2)式が適用される。したがって、低合金鋼側へのき裂進展速度は、応力拡大係数に依らない一定値 $4.0 \times 10^{-9}\text{mm/s}$ を用いる。き裂進展量の時間依存を、図 B-3 に示す。低合金鋼へのき裂進展量は、年間 0.13mm、40 年で 5mm である。40 年経過後のき裂深さ 13.5mm（＝初期き裂深さ

8.5mm+進展量 5mm)における応力拡大係数は $62 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下であり、低合金鋼の上部棚の破壊靱性値 $220 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ に比較して十分低い値を示している。

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

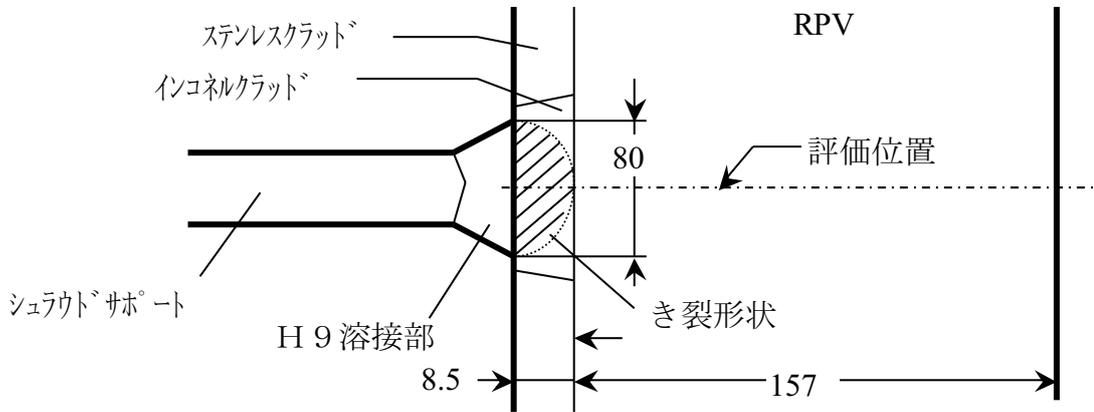
3. まとめ

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

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

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

- ① き裂深さ : R P V母材到達深さを設定
- ② き裂形状 : 縦割れ (軸方向き裂を仮定),
半楕円 (アスペクト比はき裂深さによらず一定と仮定 ; $a/l = 0.1$)

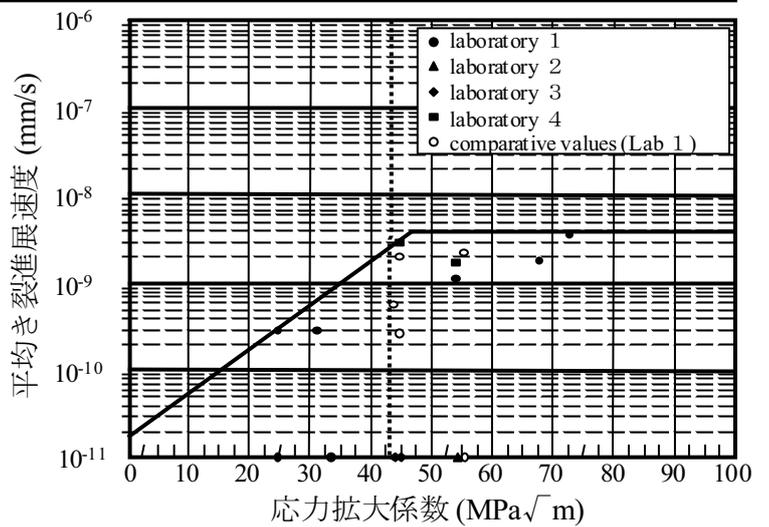


図B-1 評価対象部位及び初期き裂条件

- ヨーロッパ (MPA Stuttgart, PSI, Siemens KWU, VTT) ラウンドロビンテストの最新データ使用
- 試験条件 : BWR NWC模擬水質 (289°C, 溶存酸素0.4ppm, 導電率 $< 0.2 \mu S/cm$ (出口))
- 材料 : A 508Cl.3相当, 0.009% S

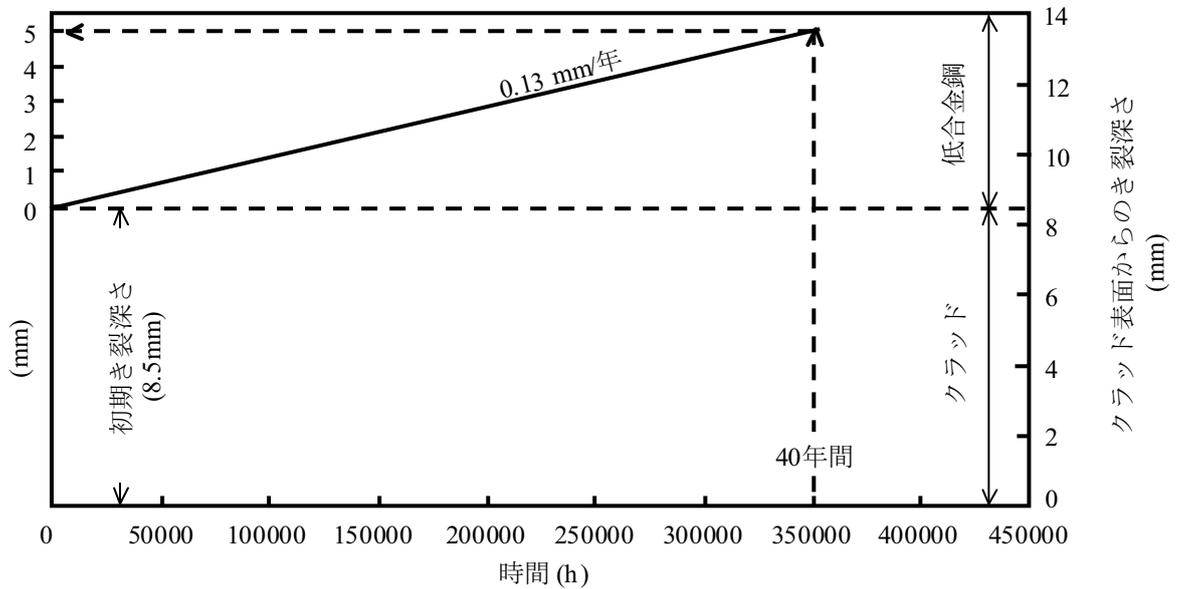
応力拡大係数 $K < 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$
 $: da/dt = 1.69 \times 10^{-11} \exp(0.115 K) \text{ (mm/s)}$

応力拡大係数 $K \geq 47.5 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$
 $: da/dt = 4 \times 10^{-9} \text{ (mm/s)}$



図B-2 高温純水中における低合金鋼のき裂進展速度データ及び速度式

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



図B-3 低合金鋼のき裂進展深さの時間依存

表B-1 原子炉圧力容器の円筒胴のき裂進展解析条件および結果

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

*40年間のき裂進展量

<出典> 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格維持規格 (2004年版) 表9-3, 解説3-2-41

付録C レグタイプシュラウドサポートの割れに関するき裂進展評価

1. き裂進展評価

レグタイプシュラウドサポート継手（インコネル 182 溶接金属）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. 1 評価方法

(1) 評価モデル（図 C-1）

シュラウドサポートの H8, H9, H10 継手を板厚 52 mm, H11 継手を板厚 72mm の平板にそれぞれモデル化した。

(2) 想定初期欠陥（図 C-1）

平板の内表面（あるいは外表面）に $50\mu\text{m}$ の深さの半楕円き裂（欠陥アスペクト比 $a/l=0.1$ ）を想定した。

(3) 応力条件

当該部には、残留応力及び運転応力が作用している。

残留応力は、2 項に示すシュラウドサポート継手（H8, H9, H10, H11）の残留応力解析結果を用いた。なお、H11 継手に関しては内外表面ともに引張応力であり、き裂進展の可能性のあるケース A の分布を評価に用いた。

（図 C-2）

運転応力は実機計算値から 9.8kN/m^2 とし、残留応力に加算した。

(4) 応力拡大係数

応力拡大係数（K）の表示式としては、Wang¹⁾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り、 S_{in} はき裂面に垂直に作用する応力を多項分解したときの n 次の値である。なお、 $n=0$ は一様引張り応力が、また $n=1$ は曲げ応力が作用する場合であり、式(1)で計算される応力拡大係数は Raju-Newman の解²⁾にほぼ等しいことを確認している。

(5) SCC き裂進展速度

BWR 模擬環境中におけるインコネル 182 の SCC き裂進展速度の民間デー

タ^{3),4),5)}より、き裂進展速度式を以下のように設定した。データ選定条件は、NWC条件（導電率 $\leq 0.1 \mu\text{ S/cm}$ ）とした。なお、低K領域を主に対象としてMorinらのNWC条件のデータ（導電率 $< 0.3 \mu\text{ S/cm}$ ）も一部用いた⁶⁾。

(a)最適曲線（図C-3）

選定した全データの累乗近似により、SCCき裂進展速度の最適曲線を以下のように設定した。ここに da/dt (m/sec)、 K (MPa $\sqrt{\text{m}}$)である。

$$da/dt = 3 \times 10^{-18} K^{5.186} \quad (13.3 \leq K \leq 50.3) \quad (2)$$

なお、低K領域では、き裂進展が観察されず 2×10^{-12} m/sec以下と考えられる領域が存在するため、(2)式で 2×10^{-12} m/secとなる $K=13.3$ MPa $\sqrt{\text{m}}$ 以下の低K領域を以下のように設定した。

$$da/dt = 2 \times 10^{-12} \quad (K < 13.3) \quad (3)$$

一方、高K領域では、データが 2×10^{-9} m/secで一定となる傾向にあることから、(2)式で 2×10^{-9} m/secとなる $K=50.3$ MPa $\sqrt{\text{m}}$ を超える高K領域を以下のように設定した。

$$da/dt = 2 \times 10^{-9} \quad (K > 50.3) \quad (4)$$

インコネル82及び改良インコネル182については、き裂進展速度データが得られていないため、インコネル182と同じ扱いとする。なお、民間及び国プロにおいてき裂進展速度データを取得中である。今後、新たなデータが取得された場合には、本資料で検討した進展速度式を適時に見直して行くこととする。

1. 2 計算結果

(1)板厚方向のK値分布（図C-4）

H8継手では、上面側から下面側へのK値分布が、下面側から上面側へのそれに比べ大きく、上面側から下面側へき裂が進展するとした場合、最大18MPa $\sqrt{\text{m}}$ 程度、下面側から上面側へき裂が進展するとした場合、最大15MPa $\sqrt{\text{m}}$ 程度である。従って、上面側から下面側へのSCC進展を考えればよく、この場合K値は上面側から板厚の30%付近で0となり、最大でもこの位置までがき裂進展深さとなる。

H9継手では、上面側から下面側へのK値分布が、下面側から上面側へのそれに比べ大きく、上面側から下面側へき裂が進展するとした場合、最大20MPa $\sqrt{\text{m}}$ 程度、下面側から上面側へき裂が進展するとした場合、最大13MPa $\sqrt{\text{m}}$ 程度である。従って、上面側から下面側へのSCC進展を考えればよく、この場合K値は上面側から板厚の70%付近で0となり、最大でもこの位置

までがき裂進展深さとなる。

H10 継手では、内表面側から外表面側への K 値分布が、外表面側から内表面側へのそれに比べ大きく、内表面側から外表面側へき裂が進展するとした場合、最大 $19\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度、外表面側から内表面側へき裂が進展するとした場合、最大 $13\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度である。従って、内表面側から外表面側への SCC 進展を考えればよく、この場合 K 値は内表面側から板厚の 65%付近で 0 となり、この位置までがき裂進展深さとなる。

H11 継手では、内表面側から外表面側への K 値分布が、外表面側から内表面側へのそれに比べ大きく、内表面側から外表面側へき裂が進展するとした場合、最大 $36\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度、外表面側から内表面側へき裂が進展するとした場合、最大 $21\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度である。H11 継手の SCC き裂進展量及び評価の詳細については、以下の 1. 3 節以降に示す。

1. 3 SCC き裂進展量の時間依存性の評価 (図 C-5)

H11 継手はレグ付根部にあたり、構造上の重要度が高いため、ここでは H11 継手でのき裂進展量の計算結果を示す。なお、H8, H9, H10 継手の結果は補足資料 1 に示す。初期欠陥が内表面から板厚方向へ進展した場合と、外表面から板厚方向へ進展した場合の 2 通りで計算を行った。以下には H11 継手の場合の結果をまとめた。

(1)内表面からの SCC き裂進展

内表面からき裂が板厚方向に進展を開始した場合、大幅に進展するまでの時間は 35 年程度を要した。その後、き裂は 35mm 程度まで急速に進展し、その後停留する傾向を示した。

(2)外表面からの SCC き裂進展

外表面からき裂が板厚方向に進展を開始した場合、大幅に進展するまでの時間は 75 年程度を要した。

(3)内外表面からの SCC き裂進展の時間依存性

低 K 領域のき裂進展速度データが少ないため、き裂停止までの時間には不確定要素はあるが、内外表面からき裂が板厚方向に進展を開始した場合、外表面からのき裂が板厚方向に大幅に進展するまでの時間は、内表面からのそれに比べおよそ 40 年の遅れであった。

1. 4 まとめ

(1) 許容値との関係

付録 D の所定の安全率を考慮した許容残存断面積評価結果から、き裂深さは、崩壊条件に相当するき裂寸法（リガメントが板厚の 25%残存）まで許容される。内表面からのき裂が板厚方向に大幅に進展してからおよそ 40 年後においては、外表面から板厚方向にも大幅に進展する。供用期間 60 年時点で内表面及び外表面からのき裂の最大深さそれぞれ板厚の 54%程度及び 6%程度であり、それぞれのき裂深さが許容条件を十分に満足している状態である。

また、補足資料 2 にて、き裂進展速度式を最適曲線の 1/10 とした場合のき裂進展量の計算結果を示すが、内表面からのき裂が板厚方向に大幅に進展する時点は供用期間 50 年を経過してからであり、また、これから外表面のき裂が大幅に進展するまでには数 10 年以上の時間差があり、き裂深さが許容条件を十分に満足している。

以上より、いくつかの前提条件を仮定してき裂進展評価を行ったが、内表面からのき裂進展は板厚の約 60%で停留する傾向にある。一方、外表面からのき裂進展は供用期間 60 年を超えても大幅に増加せず、60 年時点で約 6%である。それぞれのき裂が同一断面を進展したと仮定し、最大限進展しても供用期間 60 年時点では残存部が 40%程度存在すると考えられ、許容条件を十分に満足する。

(参考文献)

- 1) G.S.Wang “Weight Function Estimation of SIF for Mode I Part-Elliptical Crack under Arbitrary Load,” Engineering Fracture Mechanics Vol.41, No.5, PP659- 684,(1992).
- 2) I.S.Raju and J.C.Newman Jr., NASA Technical Paper 1578(1979).
- 3)電力共同研究経過報告書「インコネル溶接部のき裂進展評価研究」(平成 9 年 3 月).
- 4) M.Itow et al., “Crack Growth Rates of Alloy 182 in High Temperature Water, ” Seventh International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 1995.
- 5) M.Itow et al., “The Effect of Corrosion Potential on Alloy 182 Crack Growth Rate in High Temperature Water, ” Eighth International

Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 1997.

- 6) U.Morin et al., "Crack Growth Rates for Ni-Base Alloys with the Application to an Operating BWR," Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 1993.

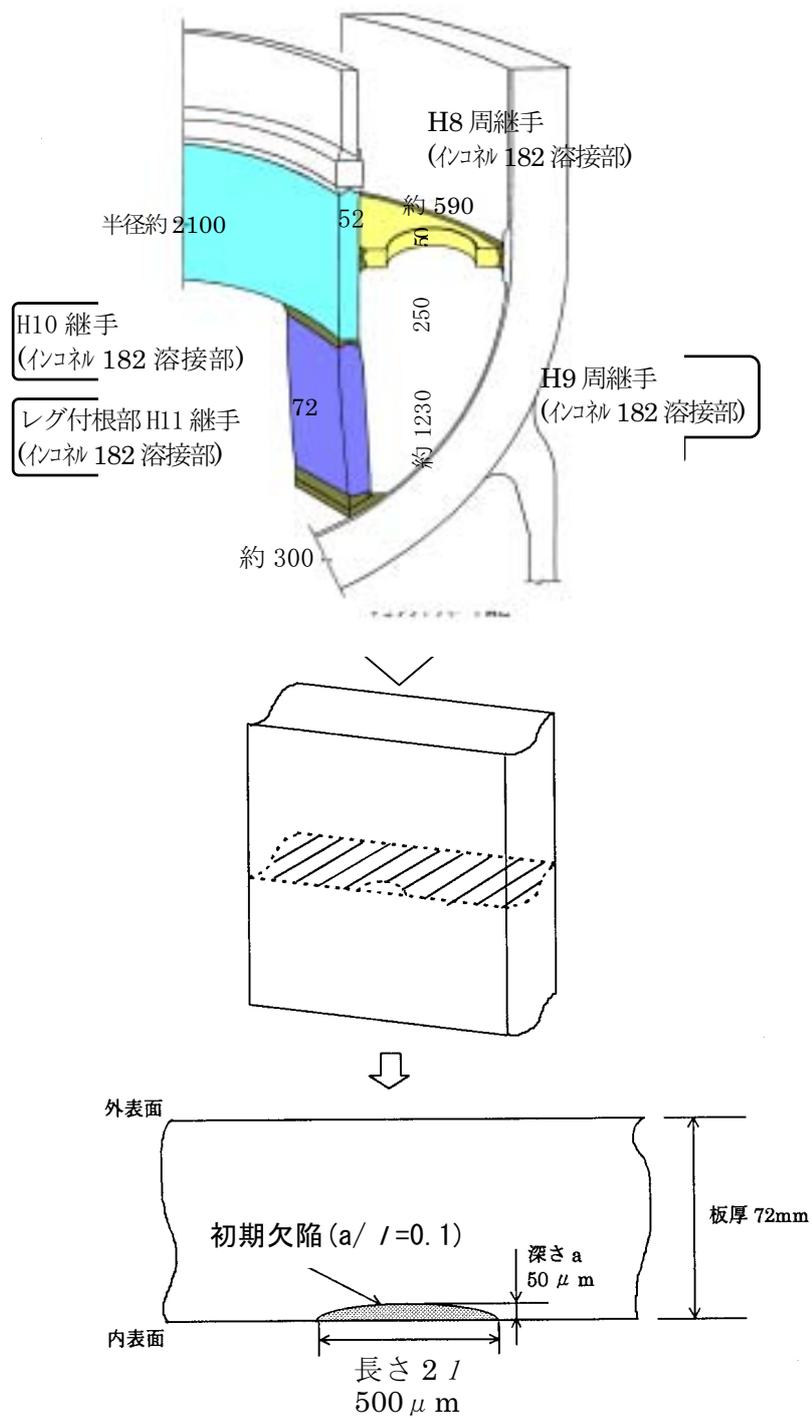
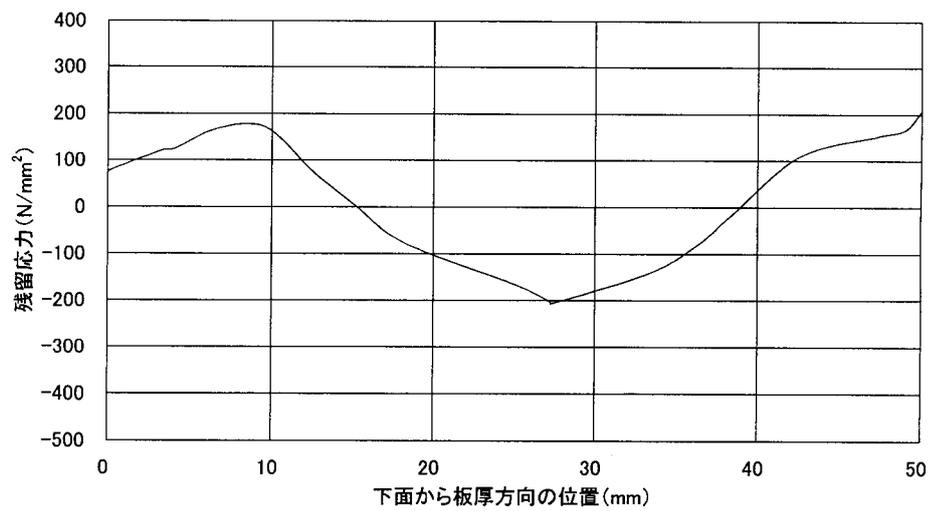
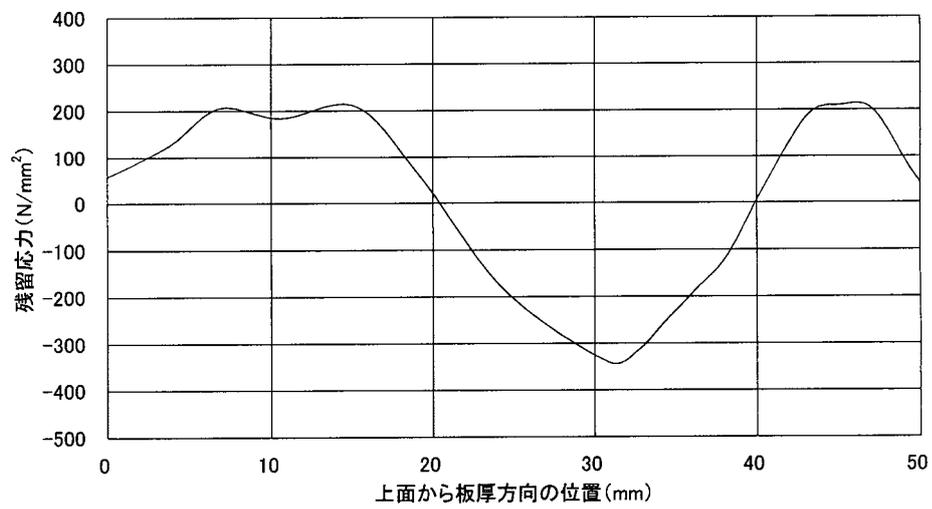


図 C-1 当該部のモデル化 (H11 継手の内表面に欠陥を想定した場合)

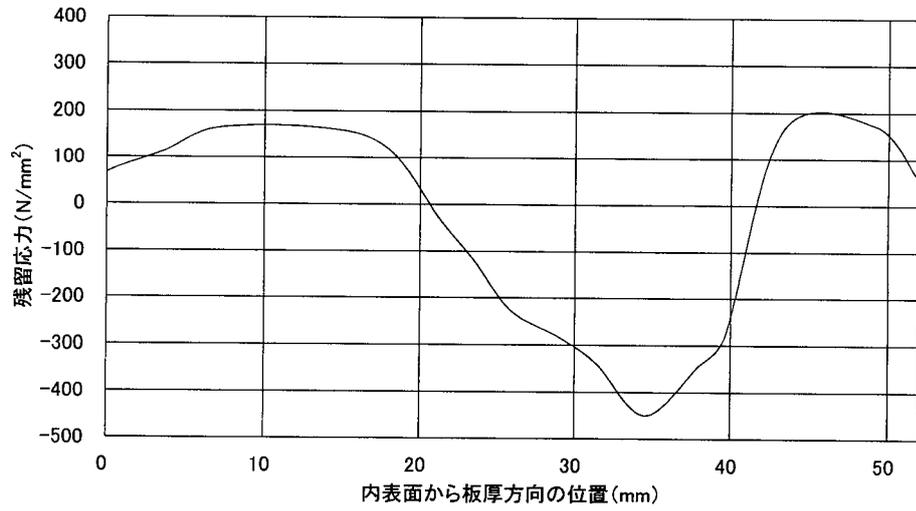


(a) H8 継手

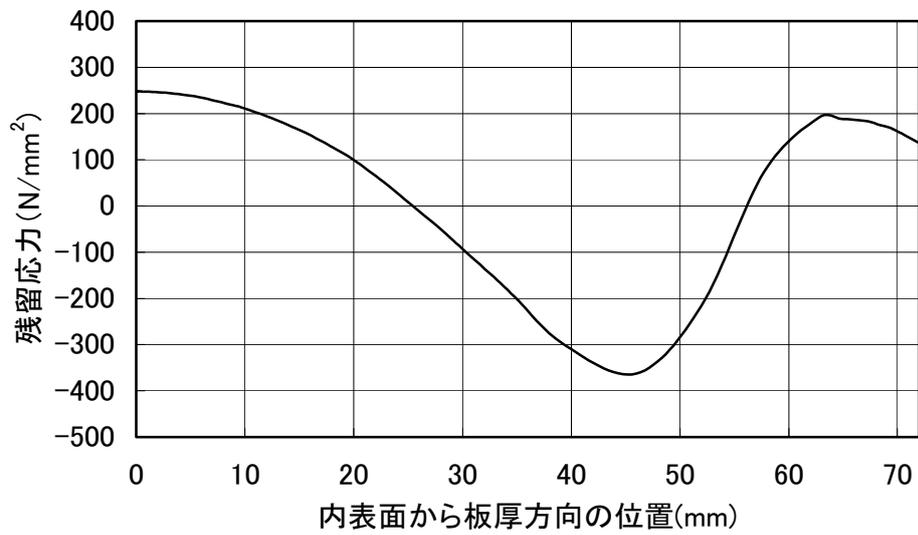


(b) H9 継手

図 C-2 シュラウドサポート継手の残留応力分布



(c) H10 継手



(d) H11 継手

図 C-2 シュラウドサポート継手の残留応力分布

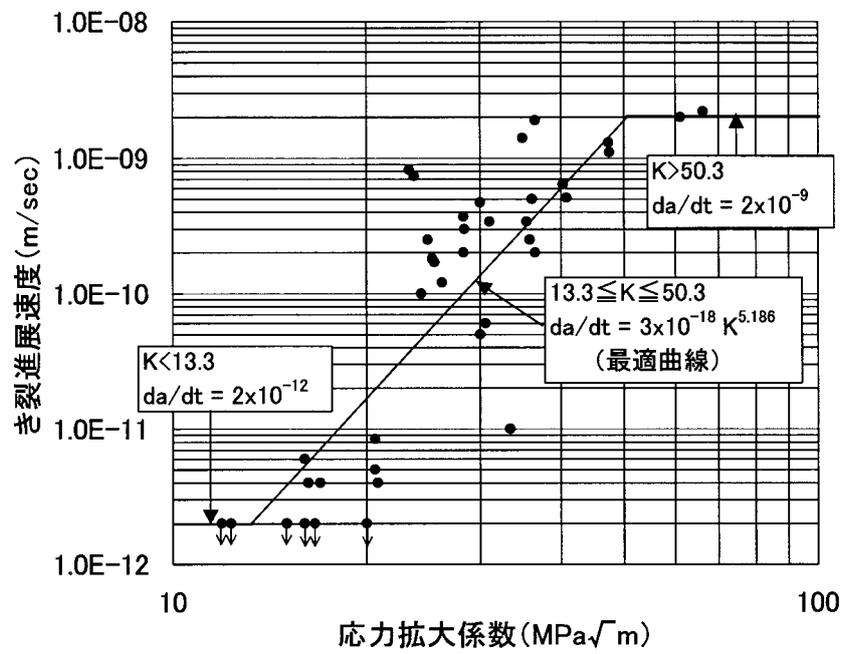


図 C-3 BWR 模擬環境中でのインコネル 182 の SCC き裂進展速度

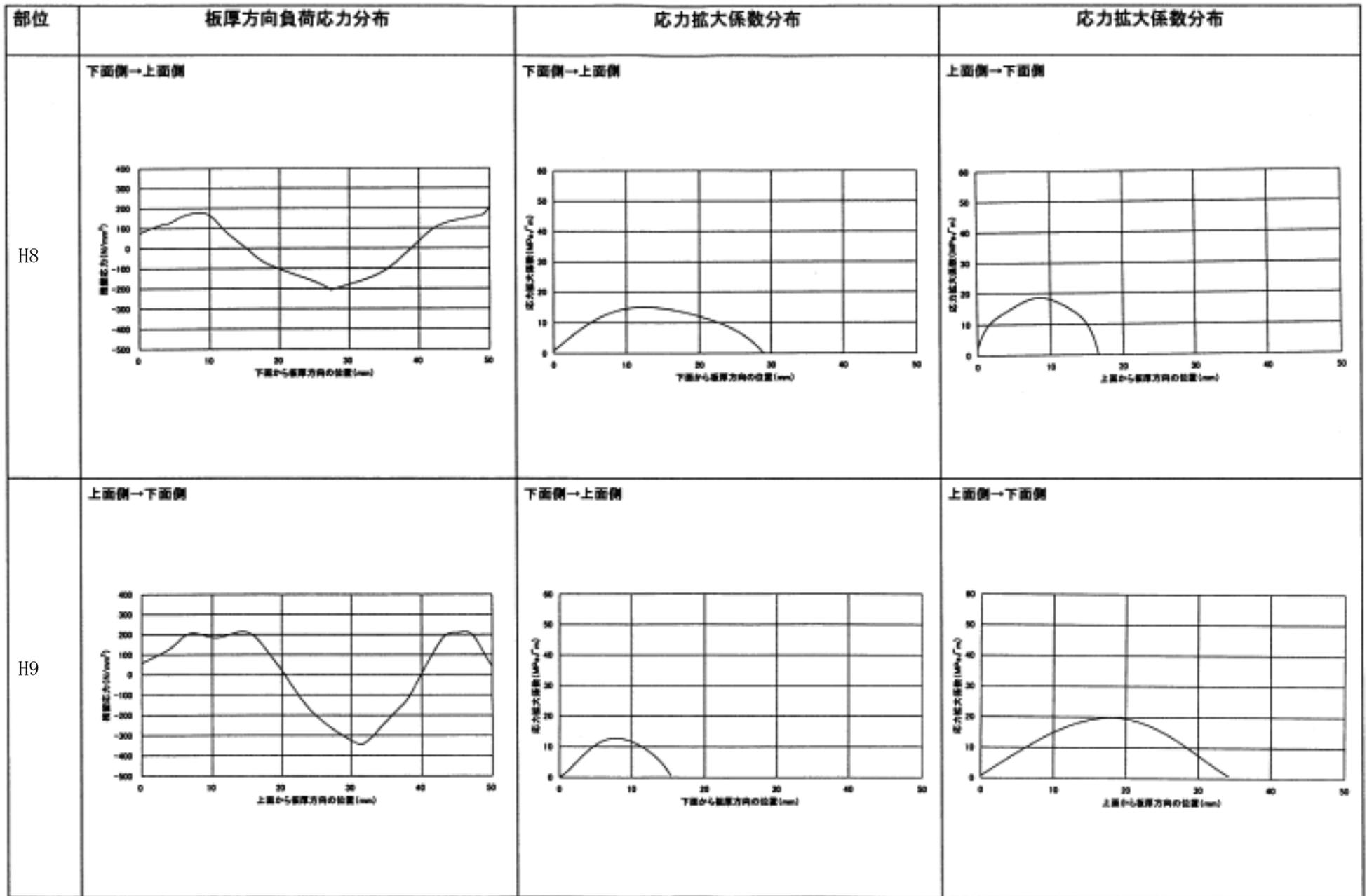


図 C-4 負荷応力と応力拡大係数分布

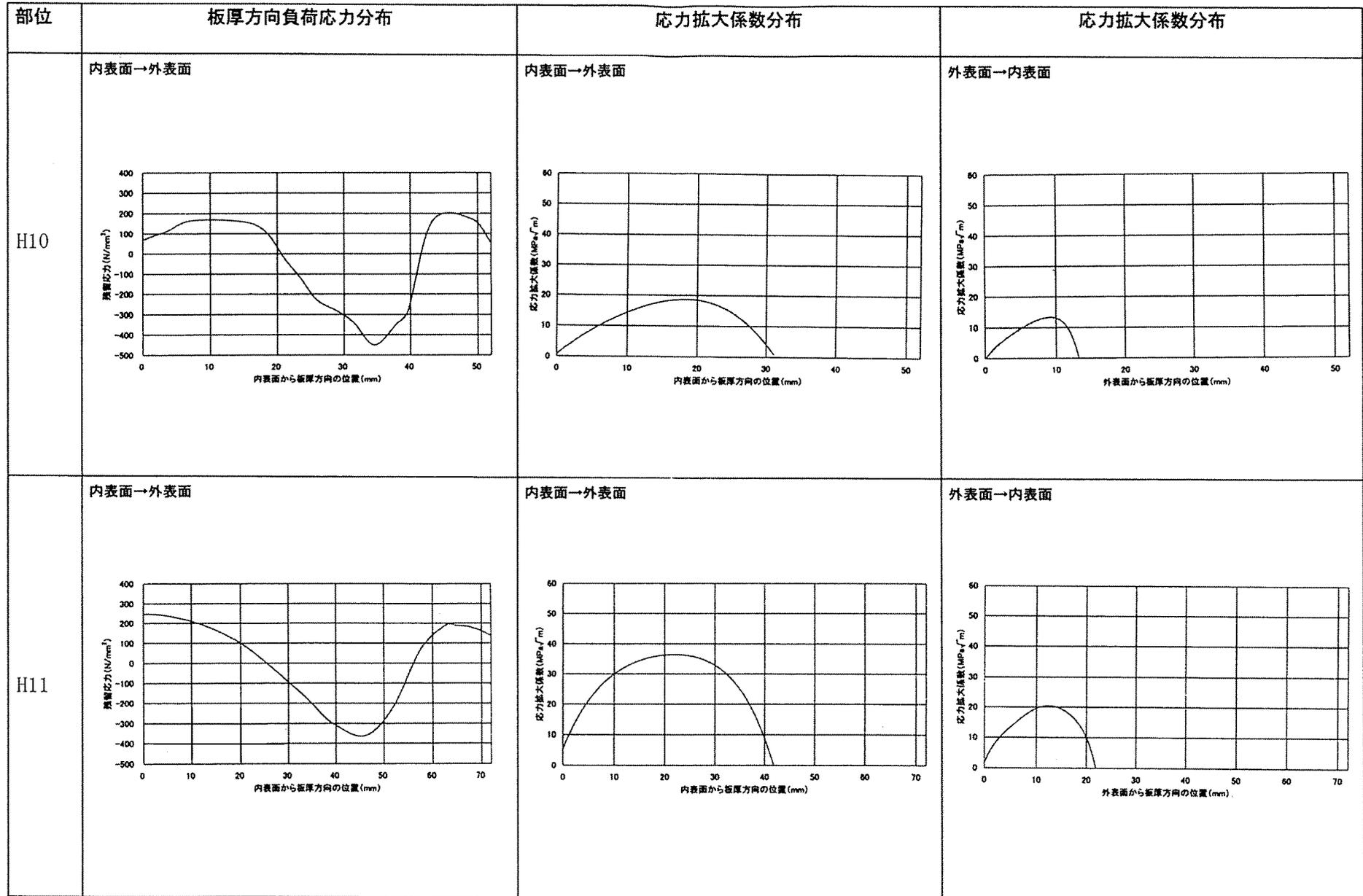


図 C-4 負荷応力と応力拡大係数分布

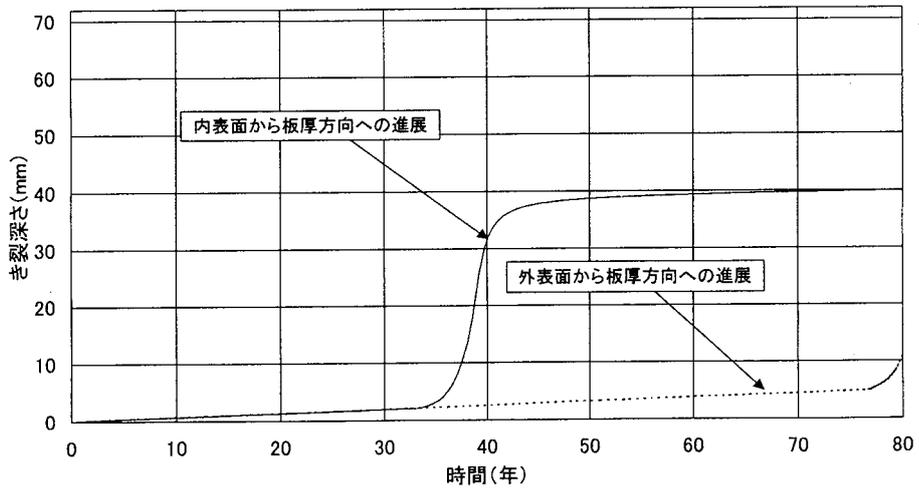


図 C-5 SCC き裂進展の時間依存性(H11 継手(ケース A)の残留応力)

SCC き裂進展速度線図を最適曲線とした場合の各部位のき裂進展挙動

SCC き裂進展速度線図を最適曲線とした場合の H8, H9, 及び H10 各部位のき裂進展量の時間依存性を補図 1 に示す。なお、評価モデル、想定初期欠陥、応力条件及び応力拡大係数は本文 1 節の評価方法 (1)～(4) と同じである。評価の結果はいずれの継手部位においても、いずれか一方の面からの進展の可能性はあるが、供用期間 60 年を考慮すれば進展深さは、板厚の 20%未満となる結果となった。

以下に、各継手のき裂進展量の評価を示す。

(1)H8 継手の場合

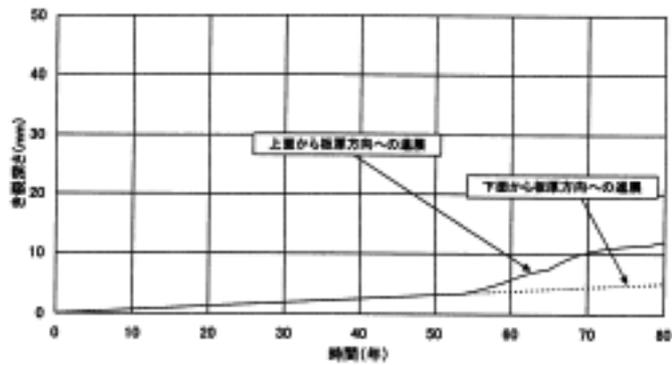
H8 継手では板厚方向の応力拡大係数分布から、上面から板厚方向への進展の可能性はある。補図 1 (1)に示すように、上面から板厚方向への進展が増加するのは約 55 年後となる。下面からの進展は応力拡大係数が $13.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下のため板厚方向への進展は小さい。

(2)H9 継手

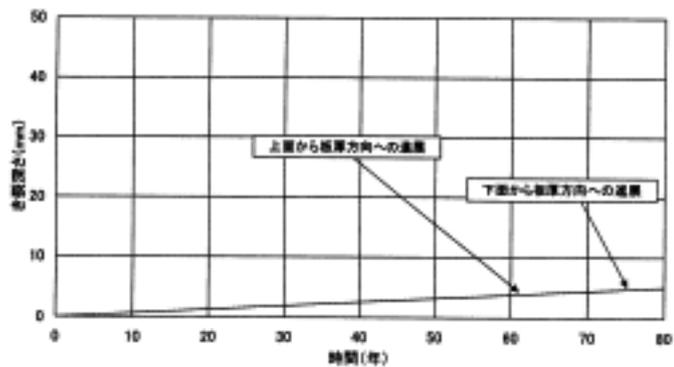
H9 継手では板厚方向の応力拡大係数分布から、下面から板厚方向に進展する可能性がある。ただし、補図 1 (2)に示すように、下面から板厚方向への進展は 60 年後においても大幅に増加しない傾向にある。上面からの進展は H8 継手と同様、応力拡大係数が $13.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 未満であり、板厚方向への進展量は小さい。

(3)H10 継手の場合

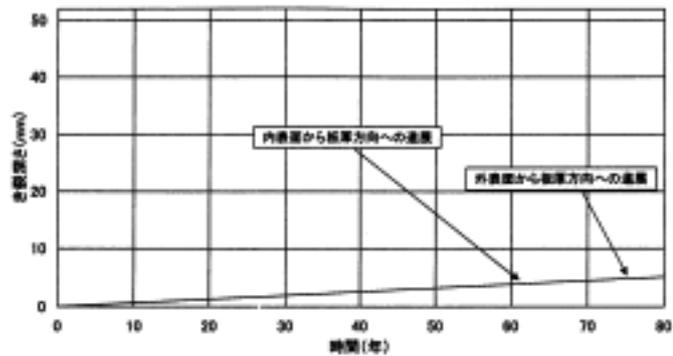
H10 継手では板厚方向の応力拡大係数分布から、外面側から板厚方向への進展の可能性はある。ただし、補図 1 (3)に示すように、外表面から板厚方向への進展は 60 年後においても大幅に増加しない傾向にある。内表面から板厚方向への進展は応力拡大係数が $13.3\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 近傍であり、板厚方向への進展量は小さい。



(1)H8 継手



(2)H9 継手



(3)H10 継手

補図1 SCCき裂進展線図をデータ最適曲線とした場合の各部位のき裂進展の時間依存性

その他のき裂進展速度式によるき裂進展量の計算結果

H11 継手でのき裂進展速度式を最適曲線の 1/10 とした場合のき裂進展量の計算結果（き裂進展速度依存性）を補図 2 に示す。なお、評価モデル、想定初期欠陥、応力条件及び応力拡大係数は、本文 1 節の評価方法 (1)～(4) と同じである。ただし、ここで用いたき裂進展速度式は以下の仮定をおいている。

(1) 最適曲線の 1/10 の設定

インコネル 182 溶接金属のき裂の進展方向が、デンドライトの軸に垂直に進んだ場合のき裂進展速度は、デンドライトの軸に平行に進んだ場合の 1/10 程度になることが示されている¹⁾。従って、デンドライトの軸に垂直に進んだ場合の進展も考慮し、最適曲線の 1/10 の速度式を以下のように設定した。ここに da/dt (m/sec), K (MPa \sqrt{m}) である。

$$da/dt = 3 \times 10^{-19} K^{5.186} \quad (20.7 \leq K \leq 50.3) \quad (1)$$

なお、低 K 値領域では、き裂進展が観察されず 2×10^{-12} m/sec 以下と考えられる領域が存在するため、(1) 式で 2×10^{-12} m/sec となる $K=20.7$ MPa \sqrt{m} 以下の低 K 値領域を以下のように設定した。

$$da/dt = 2 \times 10^{-12} \quad (K < 20.7) \quad (2)$$

一方、高 K 値領域では、データが 2×10^{-9} m/sec で一定となる傾向にあることから、(1) 式でその 1/10 の 2×10^{-10} m/sec となる $K=50.3$ MPa \sqrt{m} 以上の高 K 値領域を以下のように設定した。

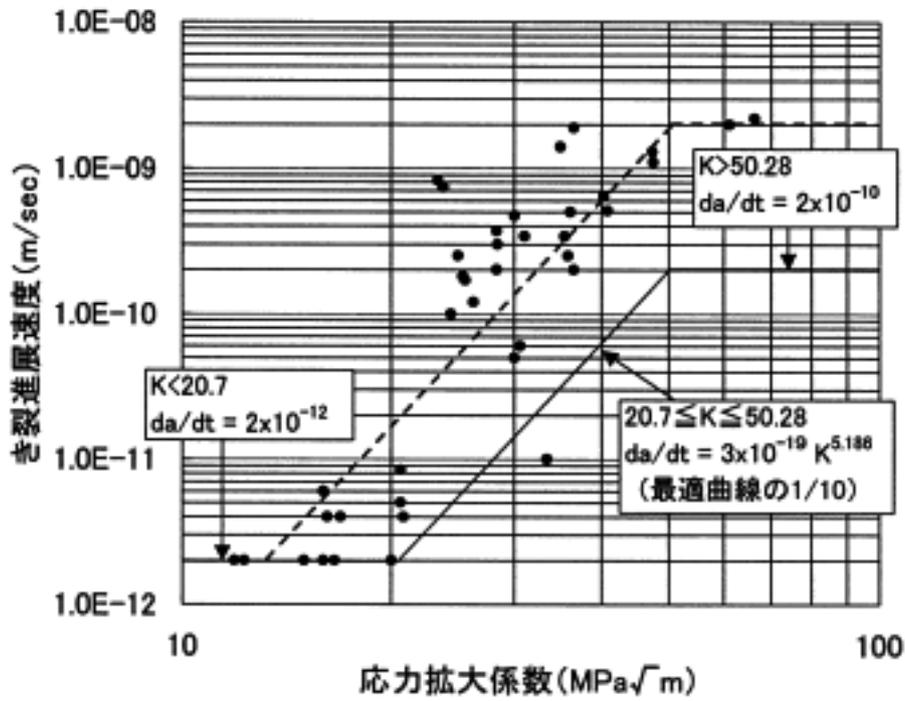
$$da/dt = 2 \times 10^{-10} \quad (K > 50.3) \quad (3)$$

(2) 結果

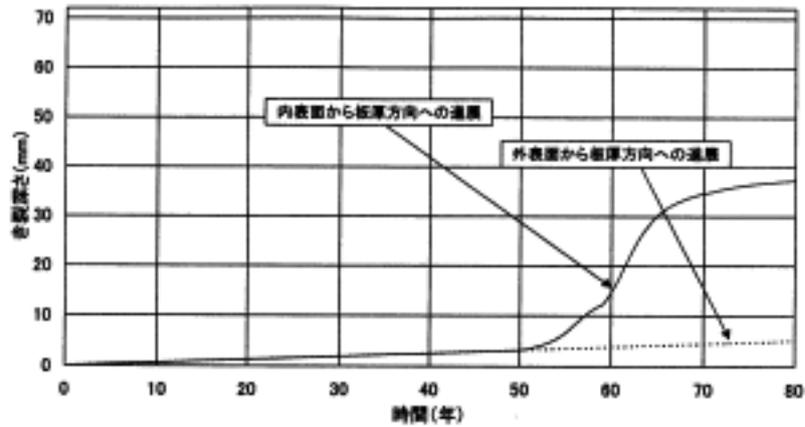
最適曲線を用いた場合に比べき裂が大幅に進展するまでの時間が長時間側に移行し、また、大幅に進展するまでの内外面の時間差が大きくなる傾向にある。

(参考文献)

- 1) L.G.Ljungberg et al., "Propagation of Stress Corrosion Cracking in Weld Structures of The Nickel-Base Alloy 182," International Symposium on Plant Aging and Life Predictions of Corrodible Structures, p.991, May 15-18, Sapporo (1995).



補図 2-1 最適曲線の 1/10 のき裂進展速度線図



補図 2-2 最適曲線の 1/10 のき裂進展速度線図を用いた場合のき裂深さと時間の関係

2. シュラウドサポートの溶接残留応力の影響評価

2. 1 目的

レグタイプのシュラウドサポートの溶接部の残留応力を解析により推定しその影響を検討した。対象としては BWR4 : 800MWe タイプのシュラウドサポート部である。

2. 2 検討内容

(1) 解析モデル

解析モデルは、図 C-6 に示す 2 次元軸対称モデルである。解析においては、実際のシュラウドサポートの製作手順を模擬するために、図 C-6 に示すように溶接数パスをグルーピングして、順次溶金を盛っていく手順にて解析を実施した。

(2) 解析手順

溶接金属を図 C-7 に示す手順に従い、グルーピングした各溶接パスを成層させ、非定常温度分布変化を求めた。次に、成層化される溶接金属をモデル化した要素に当該温度時刻歴変化を加えて大変形弾塑性解析を実施することにより解析を実施した。なお、新たに成層される溶金はひずみ 0 の状態で全体解析モデルに組み込まれるとした。

(3) 物性値

熱伝導解析に用いたインコネル及び炭素鋼の物性値を表 C-1 に示す。また、熱応力解析に用いた物性値を図 C-8 に示す。なお、溶金は 1050°C 以上で剛性が無くなると想定した。

(4) 入熱の想定

考慮した入熱を図 C-9 に示す。入熱の時間変化は、この図に示すように、昇温時間（トーチが近づく時間）、溶接中時間、降温時間（トーチが離れてゆく時間）を同一 t_w と想定し、ビードの最高温度が $1100 \pm 50^\circ\text{C}$ となるよう時間を決定した。また、層間温度は 20°C とした。

2. 3 残留応力解析結果

以上の手順で得られた各継手の残留応力解析結果を図 C-10~C-13 に示す。なお、これらの図では、横軸は板厚で無次元化している。なお、図 C-13 に示す H11 継手に関しては、図 C-6 に示す溶接手順（ケース A と表示）のうち 19 と 20 を逆にした場合（ケース B と表示）も示している。

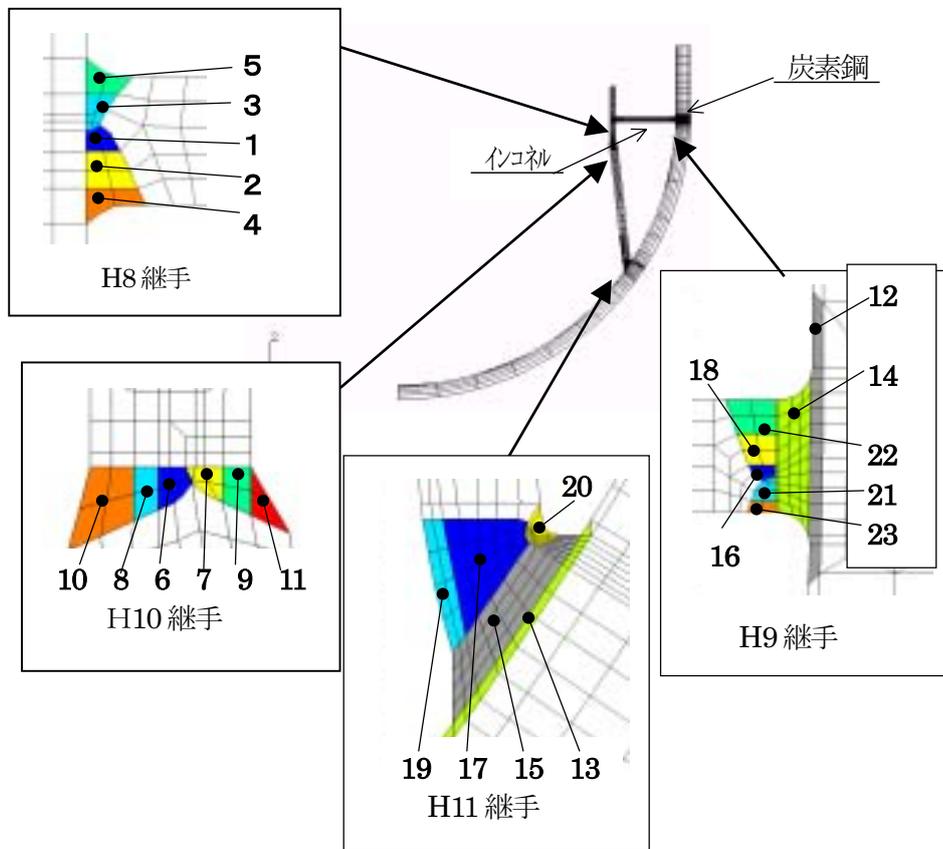
2. 4 まとめ

本節では、国内プラントの溶接条件を反映して解析的に残留応力分布を算出した。

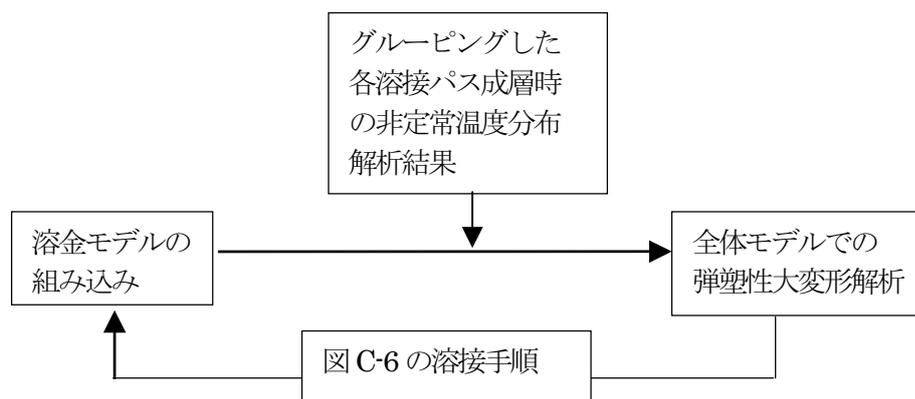
表 C-1 熱伝導解析に用いた物性値

炭素鋼									
温度	°C	20	149	288	427	566	704	815	2000
熱伝導率	$\text{kJ}/\text{mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	2.47×10^{-5}	2.57×10^{-5}	2.61×10^{-5}	2.59×10^{-5}	2.56×10^{-5}	2.58×10^{-5}	2.63×10^{-5}	2.83×10^{-5}
密度	Kg/mm^3	7.85×10^{-6}							
比熱	$\text{KJ}/\text{kg}\cdot\text{°C}$	1.90	1.70	1.47	1.23	0.992	0.657	0.791	0.791
インコネル									
温度	°C	20	149	288	566	815	1000	1500	2000
熱伝導率	$\text{kJ}/\text{mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	1.49×10^{-5}	1.66×10^{-5}	1.87×10^{-5}	2.34×10^{-5}	2.77×10^{-5}	3.10×10^{-5}	3.98×10^{-5}	4.89×10^{-5}
密度	Kg/mm^3	8.50×10^{-6}							
比熱	$\text{KJ}/\text{kg}\cdot\text{°C}$	0.645	0.670	0.720	0.800	0.871	0.913	1.05	1.17

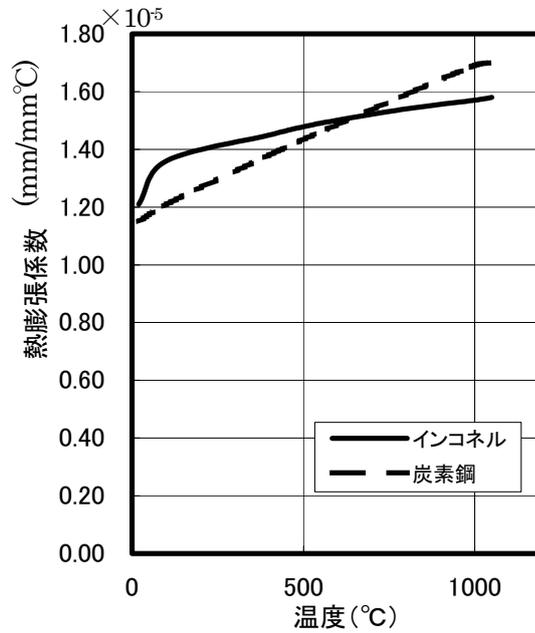
出典：溶接学会論文集第 12 巻(1994) 第4号 563



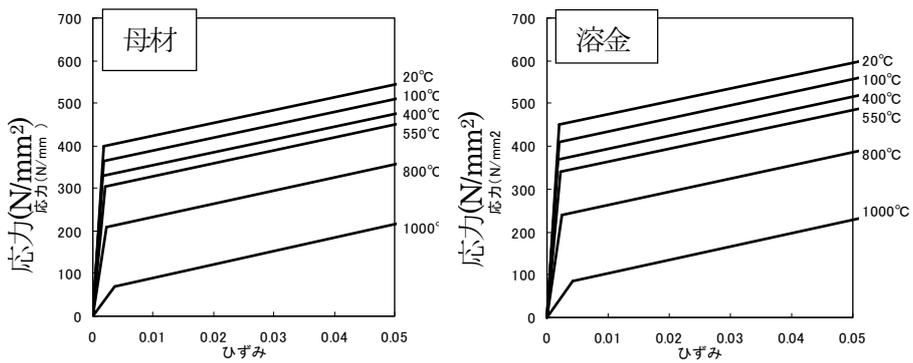
図C-6 レグ型シュラウドサポートの溶接手順と解析モデル（2次元軸対称モデル）
（上記（ケースA）と19と20が逆順の場合（ケースB）も考慮）



図C-7 解析のフロー



a. 熱膨張係数



b. 応力・ひずみ関係

図 C-8 熱応力解析に用いたインコネルの物性値

出典: 溶接学会論文集第 12 巻(1994) 第4号 563

継手	H8	H9	H10	H11
溶接入熱 ^{注)} (kJ/cm)	8.8	7.0	7.2	6.9

注) 溶接1パス (断面 約4mm×4mm) に対する値

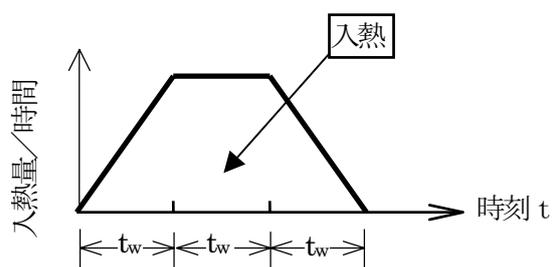
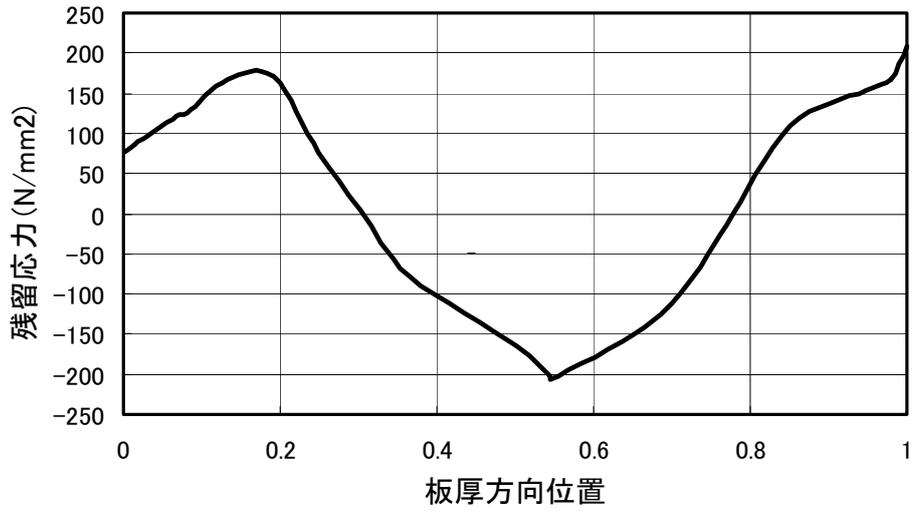
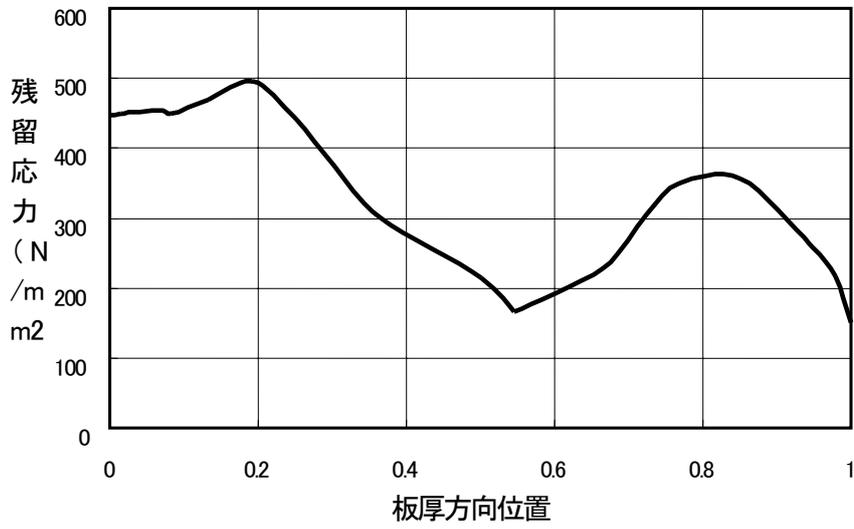
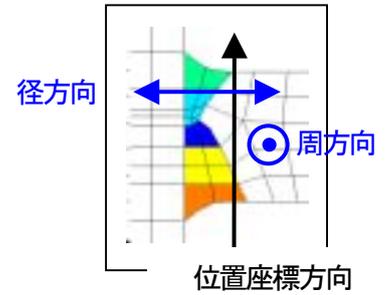


図 C-9 想定した入熱

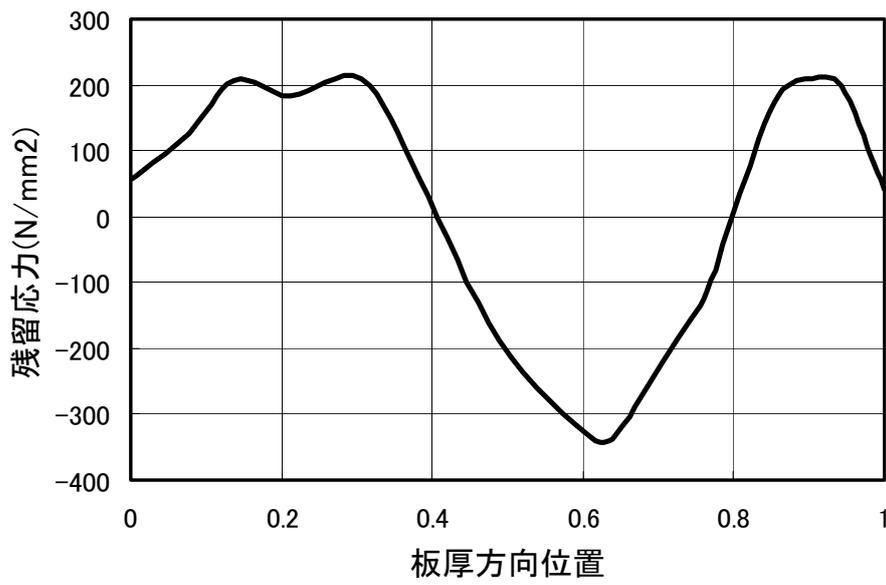


(a) 径方向残留応力分布

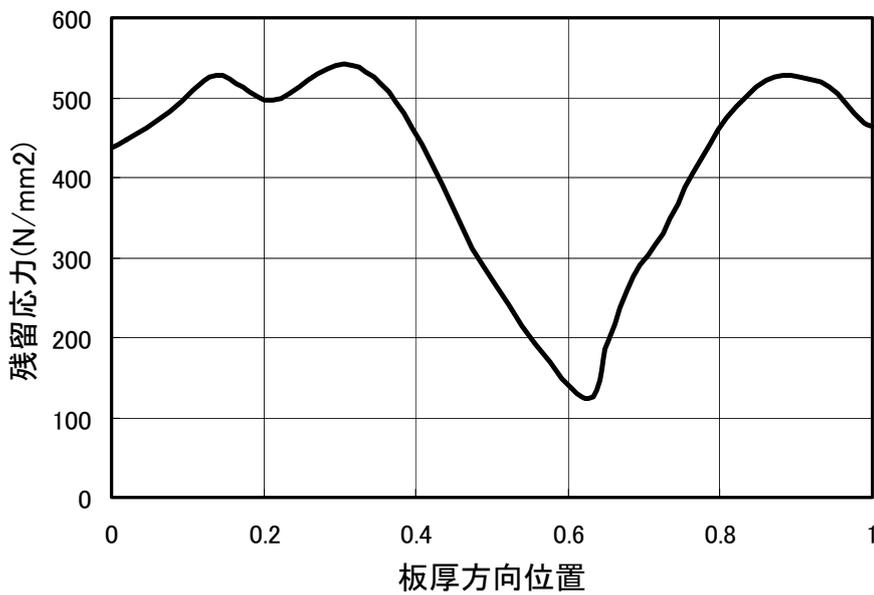
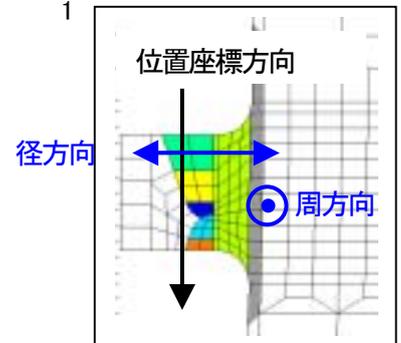


(b) 周方向残留応力分布

図 C-10 H8 継手の残留応力分布

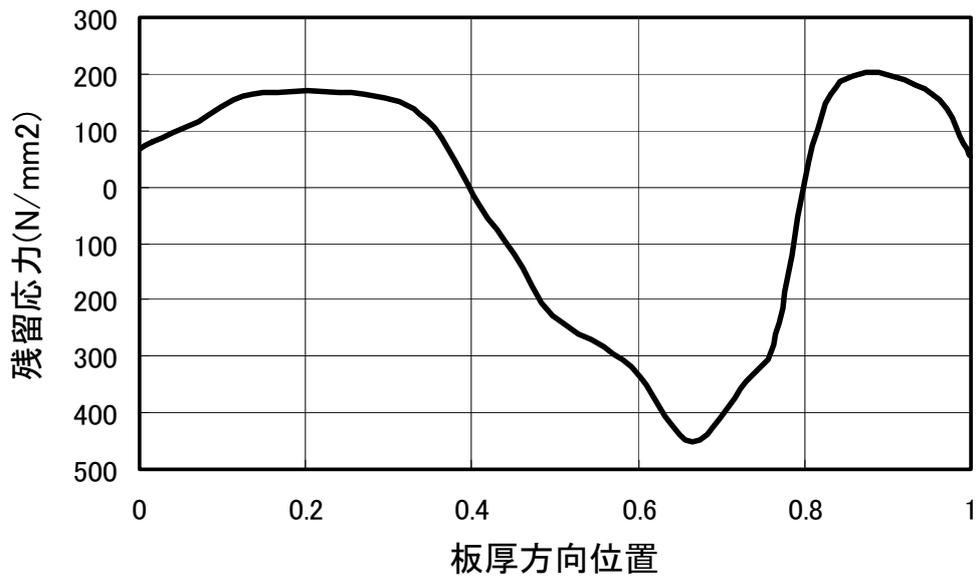


(a) 径方向残留応力分布

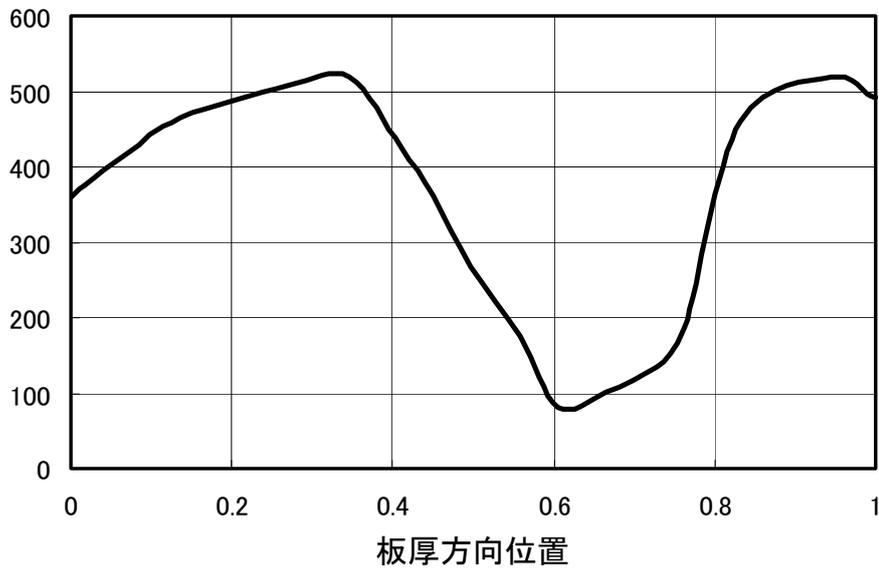
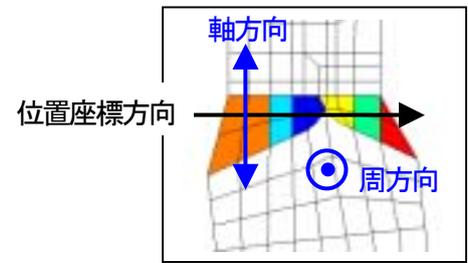


(b) 周方向残留応力分布

図 C-11 H9 継手の残留応力分布

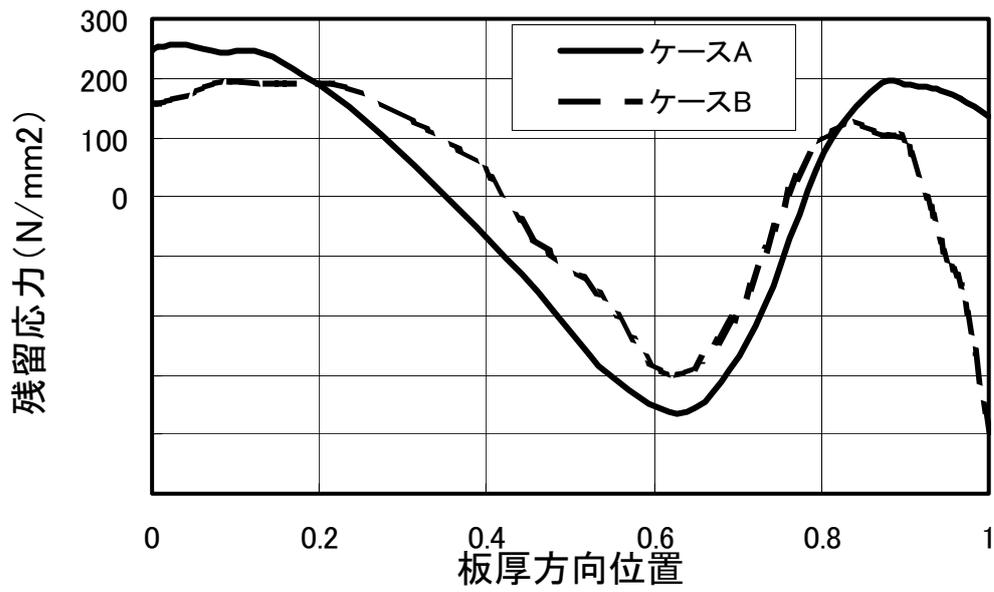


(a) 軸方向残留応力分布

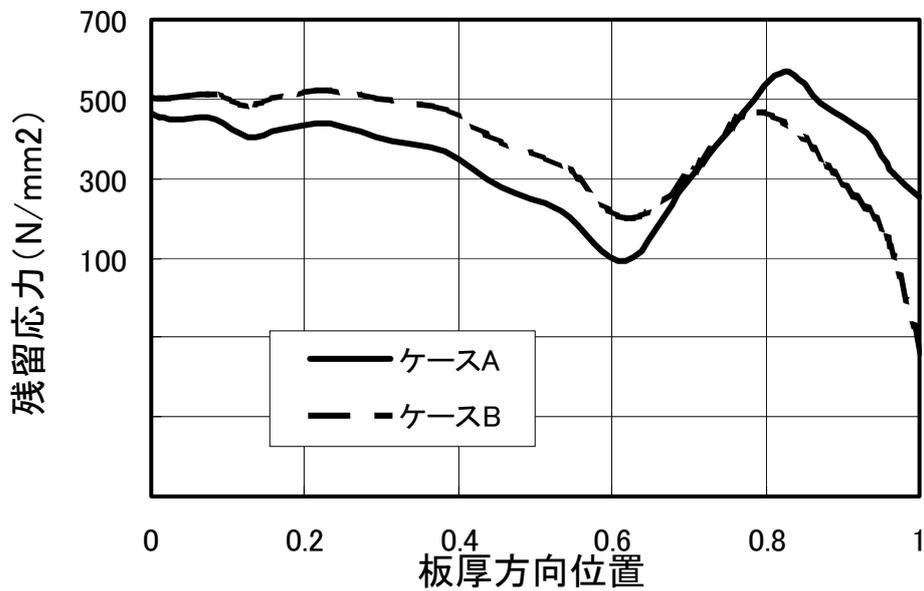
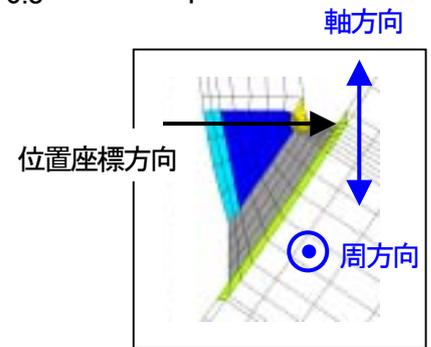


(b) 周方向残留応力分布

図 C-12 H10 継手の残留応力分布



(a) 軸方向残留応力分布



(b) 周方向残留応力分布

図 C-13 H11 継手の残留応力分布

付録D レグ型の欠陥裕度評価

1. 目的

レグ型のシュラウドサポートにおける各溶接線の破損の影響を評価する。

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

次に、この結果を受けてH8及びH9溶接線及びレグ付根（H11継手）の破損の影響を評価し、シュラウドサポートの欠陥に対する裕度を評価する。

2. 解析の内容

2. 1 検討対象プラント

対象とする代表プラントは福島第一5号機（BWR 4:784MWe）とする。

2. 2 解析モデル

福島第一5号機のシュラウドサポート部の構造概念図を図D-1に示す。シュラウド構造は、サポートレグと呼ばれる12本のレグ及びプレートを介して圧力容器に支持されている。シュラウドサポートの溶接線には、シリンダ軸方向溶接部線、プレート径方向溶接線、プレートとシリンダを結合するH8溶接線、プレートと原子炉圧力容器を結合するH9溶接線、シリンダとレグを結合するH10溶接線及び、レグと原子炉圧力容器を結合するH11溶接線がある。

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

2. 3 想定した破損箇所

想定した破損箇所を表D-1に示す。

- (1) シリンダの軸方向溶接線の破損の影響を見るために周方向に60度ピッチで設置されている6本の軸方向溶接線の破損を想定する。破損想定箇所を図D-3に示す。
- (2) プレート径方向溶接線の破損並びにH8溶接線及びH9溶接線に想定した径方

向き裂の影響を見るため、図 D-4 に示す箇所の破損を想定した。

(3) H10 溶接線及び H11 溶接線に軸方向のき裂を想定した解析を実施した。破損想定箇所を図 D-5 に示す。

(4) H8 及び H9 継手の周方向き裂の影響を評価するため、周方向の貫通き裂の周長に対する割合をパラメータに評価を実施する。想定箇所の選定に当たっては図 D-6 に示す点検が可能な範囲を参考とし、図 D-7 のように定めた。レグの溶接線 H10 及び H11 の破損の影響を見るために、H11 継手を代表に板厚方向のき裂を想定し、き裂の深さをパラメータに評価を実施する。

2. 4 荷重条件

シュラウドサポートに作用する最大荷重は地震荷重であることから、地震荷重を負荷する。地震荷重は、水平方向と上下方向の荷重を同時に負荷し、これを比例倍することで弾塑性解析を実施した。また、シュラウドサポートに作用する差圧を考慮した。解析に用いた荷重値を表 D-2 に、地震荷重の負荷位置及び変位評価点を図 D-8 に示す。

2. 5 物性値

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

3. 解析結果

すべてが健全の場合の崩壊荷重の算出結果を図 D-9 に示す。すべての溶接線が健全の場合、崩壊荷重はモデルプラントの S 2 地震荷重の 3.05 倍となる。

3. 1 シリンダ軸方向溶接部の破損の影響

シリンダの軸方向溶接線の破損の影響を見るために 6 本の軸方向溶接線を破損させた解析を実施した（破損想定箇所は、図 D-3 参照）。弾塑性解析の結果を図 D-10 及び表 D-4 に示す。崩壊荷重のモデルプラントの S 2 地震荷重に対する比率は、シリンダが健全な場合の 1.87 に対して 1.84 である。したがって、シリンダの軸方向溶接線の破損は、シュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3. 2 プレート径方向溶接線の破損並びに H8 及び H9 溶接線径方向き裂の影響

プレート径方向溶接線の破損の影響並びに H8 及び H9 溶接線の径方向き裂の影響を解析した（破損想定箇所は、図 D-4 参照）。弾塑性解析の結果を図 D-11 に示す。崩壊荷重のモデルプラントの S 2 地震荷重に対する比率は、この部分が健全

な場合の値 2.80 から 2.67 に低下するが影響は小さくプレート径方向溶接線の破損，並びに H8 及び H9 溶接線径方向き裂はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3. 3 H10 及び H11 の軸方向き裂の影響

レグの溶接線 H10 及び H11 の軸方向き裂の影響を解析した(破損想定箇所は，図 D-5 参照)。弾塑性解析の結果を図 D-12 に示す。崩壊荷重のモデルプラントの S 2 地震荷重に対する比率は，この部分が健全な場合の値 2.59 から 2.58 にわずかに低下する程度であり H10 及び H11 の軸方向き裂はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を与えることは無い。

3. 4 H8 及び H9 及びレグの溶接線の周方向き裂

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

上記を組み合わせた欠陥の想定と解析ケースを表 D-7 に示す。

図 D-13 は，H8 及び H9 溶接線に周方向き裂を想定する場合の崩壊荷重を示しているが，H8 及び H9 溶接線の周方向のき裂の影響は大きくないことが読みとれる。

一方，図 D-14 に H8 及び H9 継手の周長の 90%にき裂を想定した場合のレグ付根 (H11 溶接線) の残存面積と崩壊荷重の関係を示す。これによると，レグの溶接線の破損がシュラウドサポートの構造健全性に影響を及ぼすことが読みとれる。

なお，図 D-15～D-25 にこれらの荷重変位曲線を示す。

4. まとめ

以上の検討の結果，下記が明らかとなった。

- ・ シリンダの軸方向溶接線及びプレートの径方向溶接線の破損はシュラウドサポートの構造健全性に有意な影響を及ぼさない。
- ・ H8 及び H9 溶接線の径方向き裂並びに H10 及び H11 溶接線の軸方向き裂はシュ

ラウドサポートの構造健全性に有意な影響を及ぼさない。

- H8 及び H9 溶接線の周方向のき裂がシュラウドサポートの構造健全性に及ぼす影響は大きくない。

以上から、安全率を 1.5 確保することを前提にすると、下記となる。

- H8 及び H9 継手が 10%以上残存しており、各レグの溶接線の板厚が母材部板厚の 25%以上残っていれば健全性を確保できる。

表 D-1 シュラウドサポート各溶接線の破損想定

解析ケース	破 損 想 定					備 考
	シリンダ 軸方向 溶接線	プレート 径方向 溶接線	H8及びH9 溶接線	H10 溶接線	H11 溶接線	
シリンダ 軸方向溶接線 破損の影響	健全 貫通き裂	健全	周長の90% に貫通き裂	健全	板厚の75% 深さのき裂	破損想定箇所 図D-3
プレート 径方向溶接線 + H8及びH9 径方向き裂の 影 響	健全	健全 貫通き裂	健全 径方向き裂	健全	板厚の75% 深さのき裂	破損想定箇所 図D-4
H10及び H11の 軸方向 き裂の影響	健全	健全	周長の90% に貫通き裂	健全 軸方向 き裂	健全 軸方向 き裂	破損想定箇所 図D-5
H8及びH9 溶接線の 周方向き裂 の影響 + レグ溶接線の 板厚方向き裂 の影響	健全	健全	周方向貫通 き裂の周長 に対する割合 をパラメータ ↓ 40,60,90%を 想 定	健全	レグの周方向に き裂を想定 ↓ き裂深さ/ レグ一般部板厚 50,75,90%を 想 定	破損想定箇所 図D-7

表 D-2 荷重条件

想定する荷重		鉛直力	水平力	モーメント	圧力
		V(kN)	H(kN)	M(kNm)	P(MPa)
通常運転時の荷重	死荷重	1300	—	—	—
	差 圧	—	—	—	0.25
地震時の荷重	地震荷重 S ₂	387	6770	34900	—

表 D-3 構造強度解析に用いる物性値

材 質	温度 (°C)	S _m (N/mm ²)	完全弾塑性 における 弾性限界 (=2.3・S _m) (N/mm ²)	E (N/mm ²)	加工硬化係数 h (N/mm ²)
NCF-60 0P	302	164	377	201900	E/1000 =201.9

表 D-4 シリンダ軸方向溶接線の破損の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ モデルプラントのS ₂ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接線	プレート 径方向 溶接線	H8 及び H9 溶接線	H10 溶接線	H11 溶接線	
シリンダ 軸方向溶接線 破損の影響	健全	健全	周長の90% に貫通き裂	健全	板厚の75% 深さのき裂	1.87
	破損 (図D-3)					1.84

表 D-5 プレート径方向溶接線の破損並びに H8 及び H9 溶接線径方向き裂の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ モデルプラントのS ₂ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接線	プレート 径方向 溶接線	H8 及び H9 溶接線	H10 溶接線	H11 溶接線	
プレート 径方向溶接線 + H8 及び H9 径方向き裂の 影 響	健全	健全	健全	健全	板厚の75% 深さのき裂	2.80
		貫通き裂 (図D-4)	径方向き裂 (図D-4)			2.67

表 D-6 レグ溶接部 (H10 及び H11) 軸方向き裂の影響

解析ケース	破 損 想 定					崩壊荷重/ モデルプラントのS ₂ 地震荷重
	シリンダ 軸方向 溶接線	プレート 径方向 溶接線	H8 及び H9 溶接線	H10 溶接線	H11 溶接線	
H10 及び H11 の 軸方向 き裂の影響	健全	健全	周長の90% に貫通き裂	健全	健全	2.59
				軸方向 き裂	軸方向 き裂	2.58

表 D-7 周方向き裂の想定と解析ケース

レグの残存 断面率	サポートプレート周方向き裂の周長に対する割合			
	健全	40%	60%	90%
100%	○	-	-	○
50%	○	○	○	○
25%	○	○	○	○
10%	○	-	-	○

○：解析実施

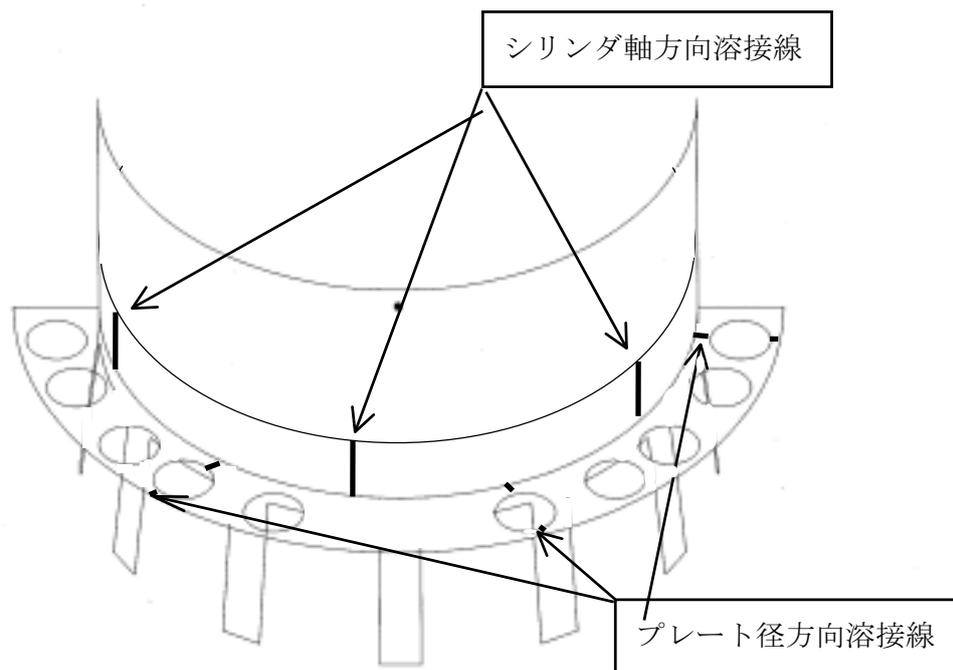
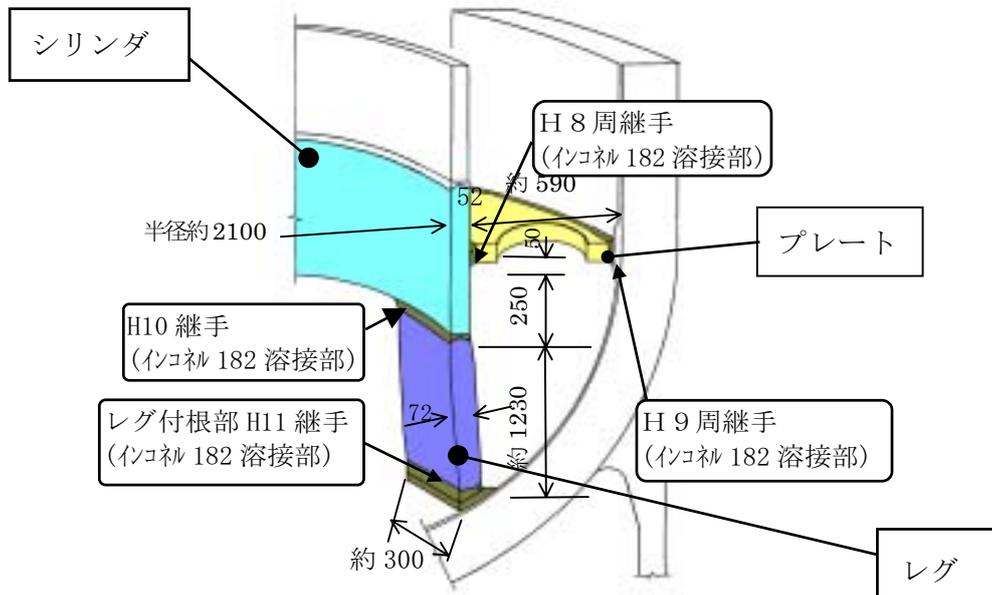


図 D-1 レグ型シュラウドサポート構造

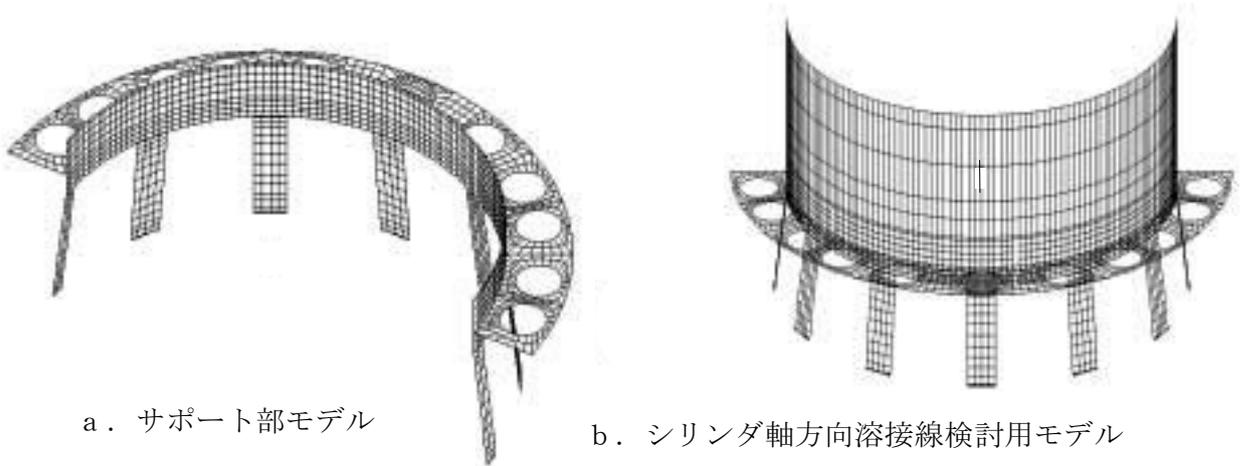


図 D-2 解析モデル

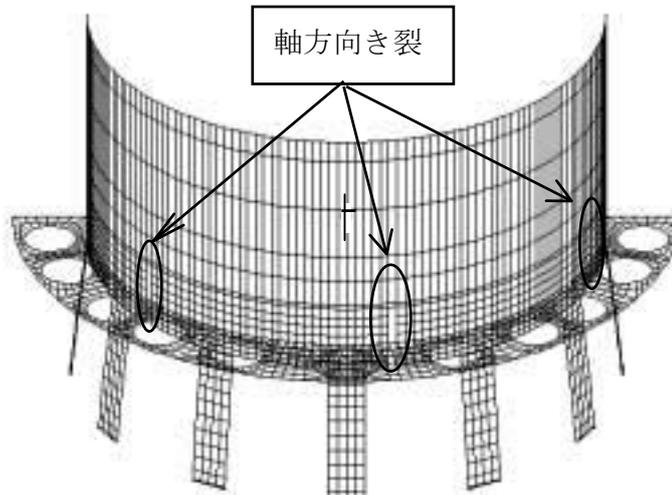


図 D-3 シリンダ軸方向溶接線の破損想定

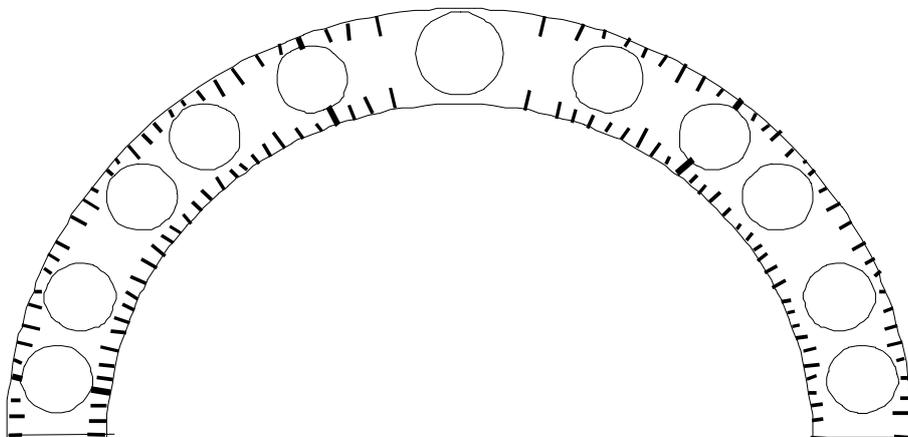


図 D-4 プレート径方向溶接線破損及び H8 及び H9 溶接線の径方向き裂想定

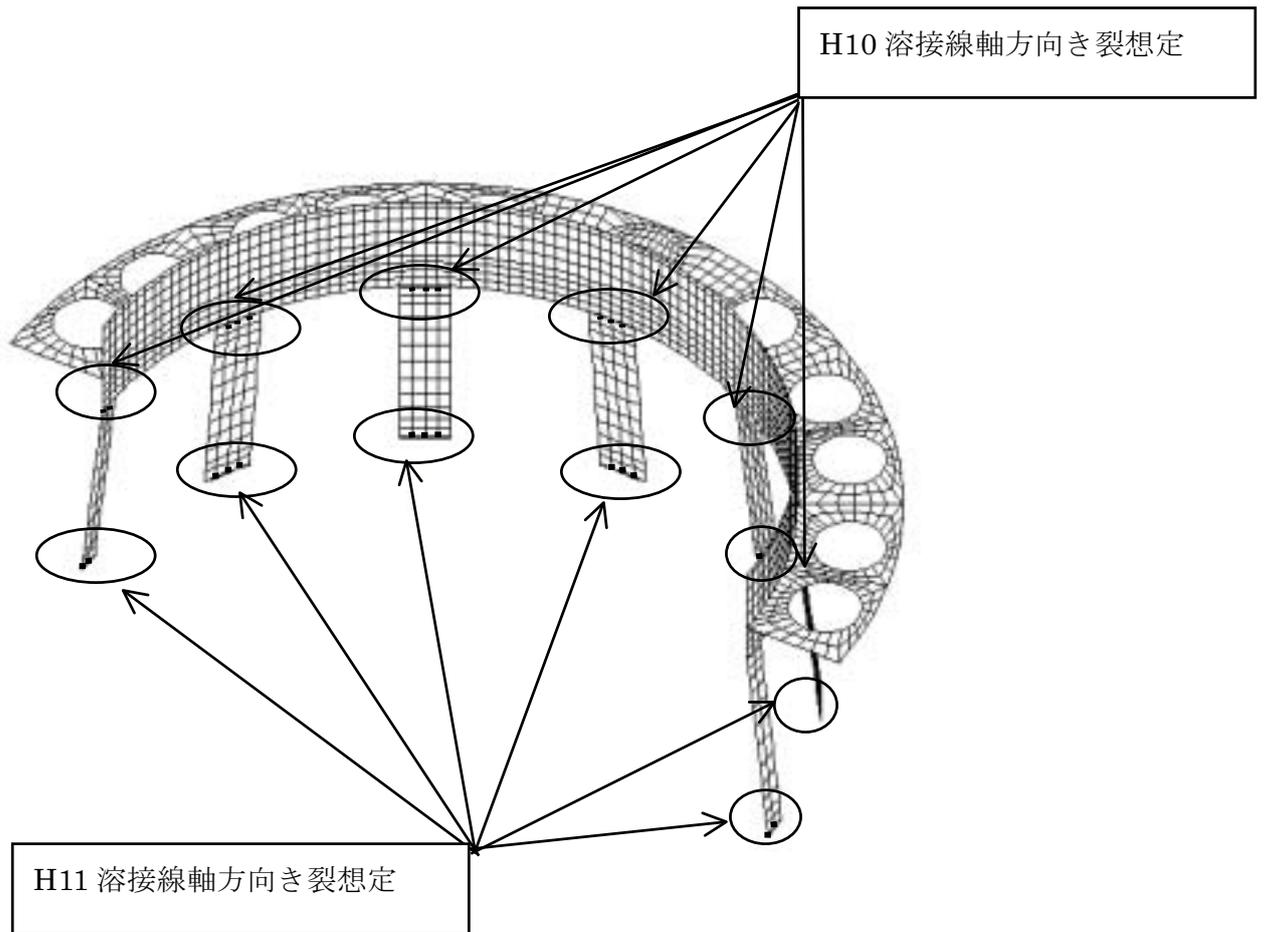


図 D-5 H10 及び H11 溶接線軸方向き裂の想定

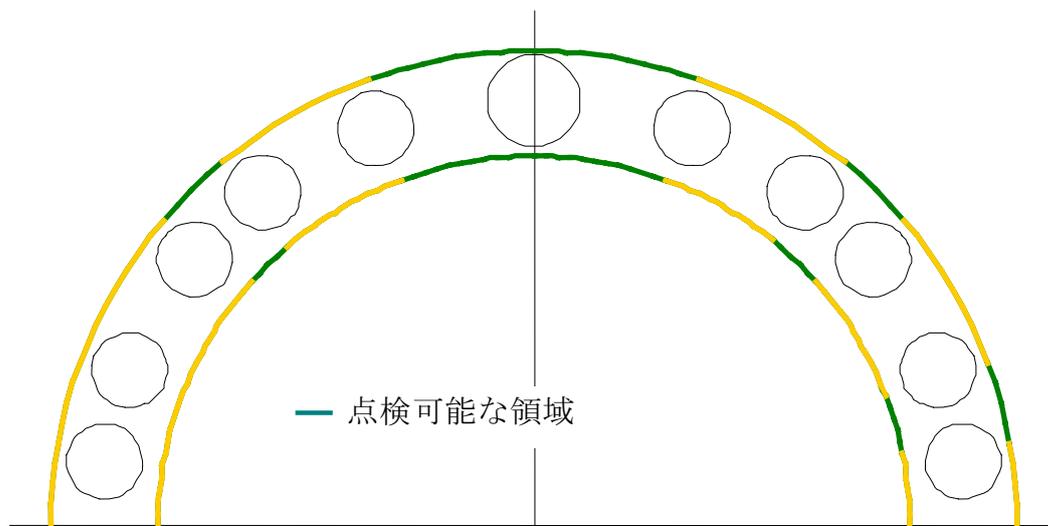
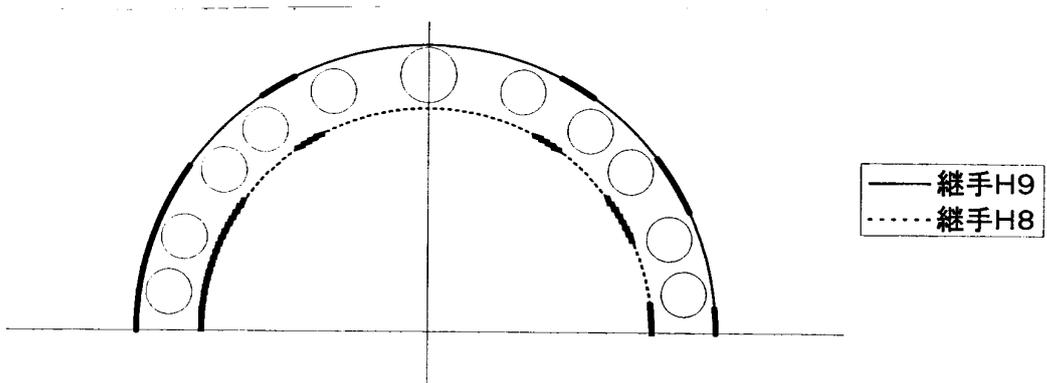
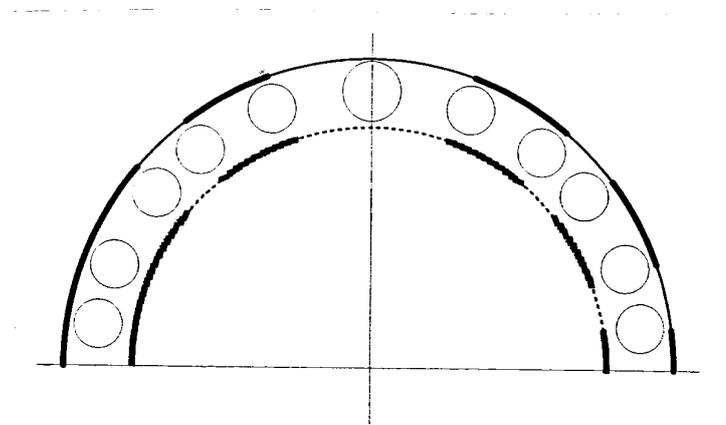


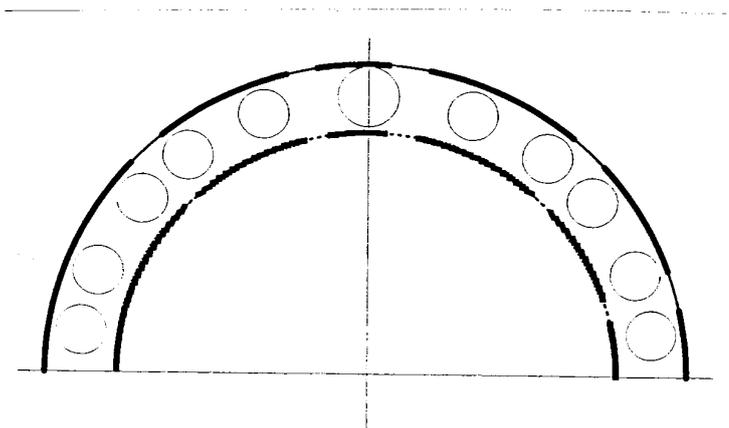
図 D-6 点検可能な領域 (H8 及び H9 溶接線)



周長40%に貫通き裂想定



周長60%に貫通き裂想定



周長90%に貫通き裂想定

注記：図の太線がき裂
想定領域を示す

図 D-7 H8 及び H9 溶接線の周方向の破損想定

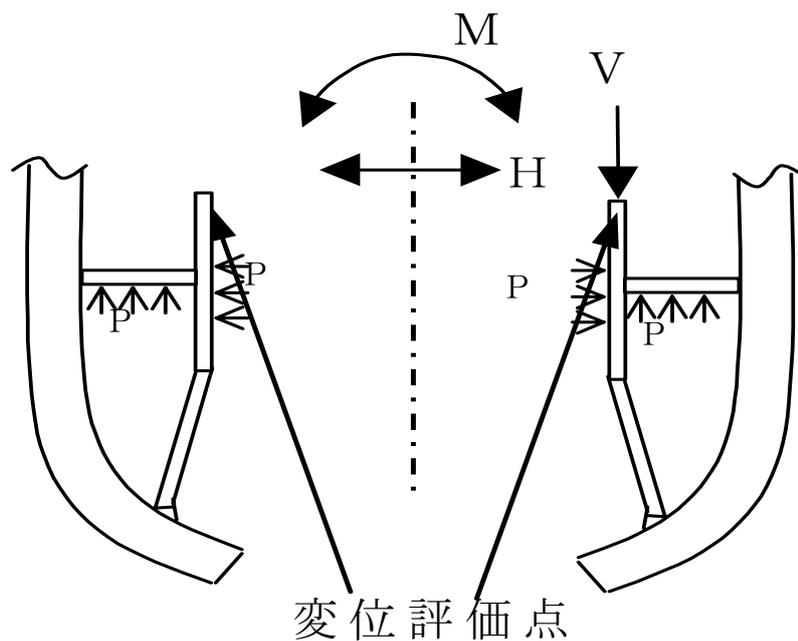


図 D-8 荷重の作用点

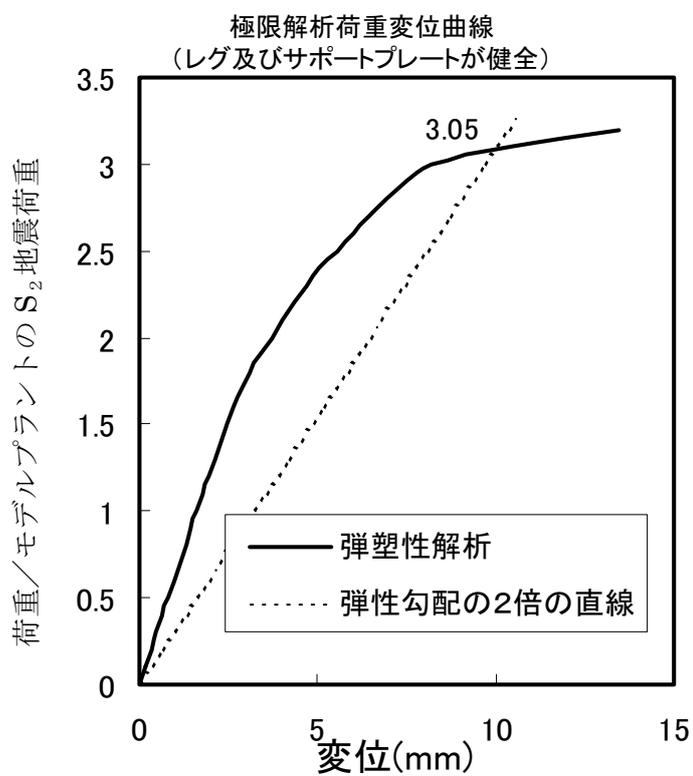


図 D-9 全ての溶接線が健全な場合の荷重-変位関係

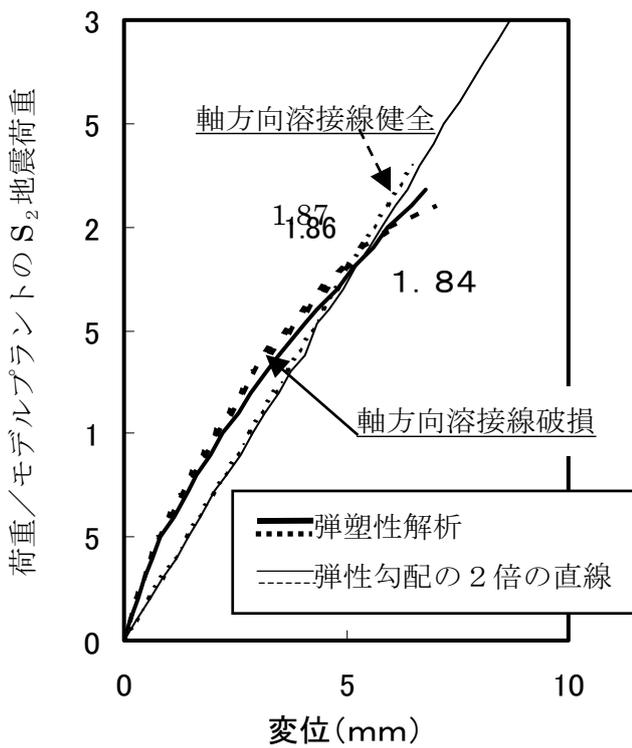


図 D-10 シリンダ軸方向溶接線破損の影響 (レグ付根 (H11) 板厚 75%き裂、H8 及び H9 周方向 90%破損)

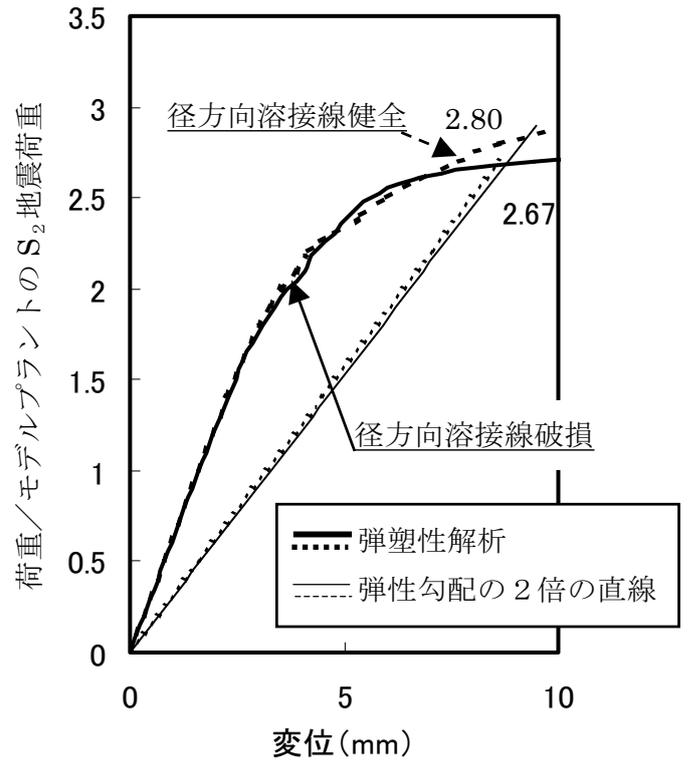


図 D-11 プレート径方向溶接線破損並びに H8 及び H9 径方向き裂の影響 (レグ付根 (H11) 板厚 75%き裂)

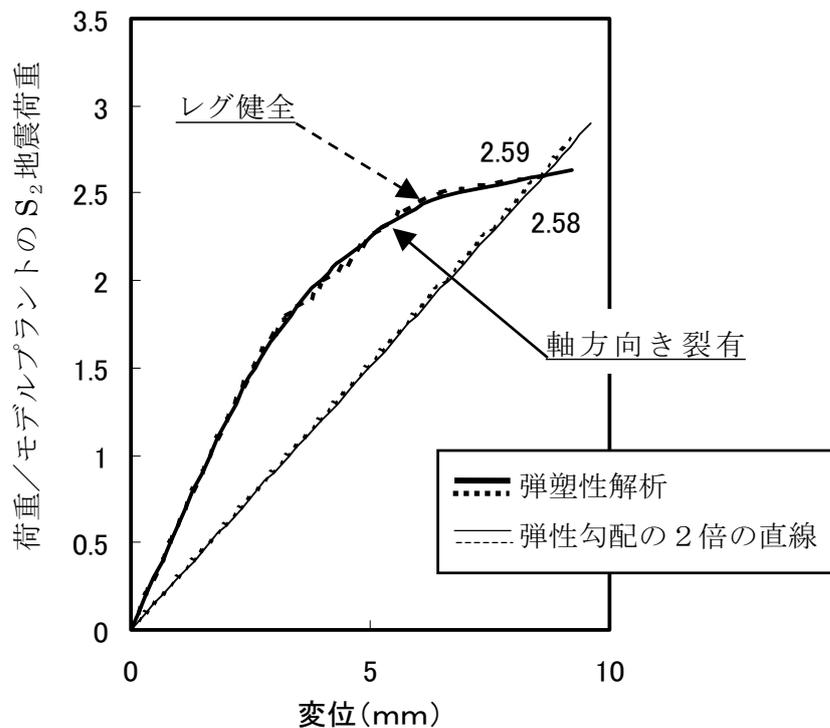


図 D-12 レグ溶接部 (H10 及び H11) の軸方向き裂の影響 (H8 及び H9 周方向 90%破損)

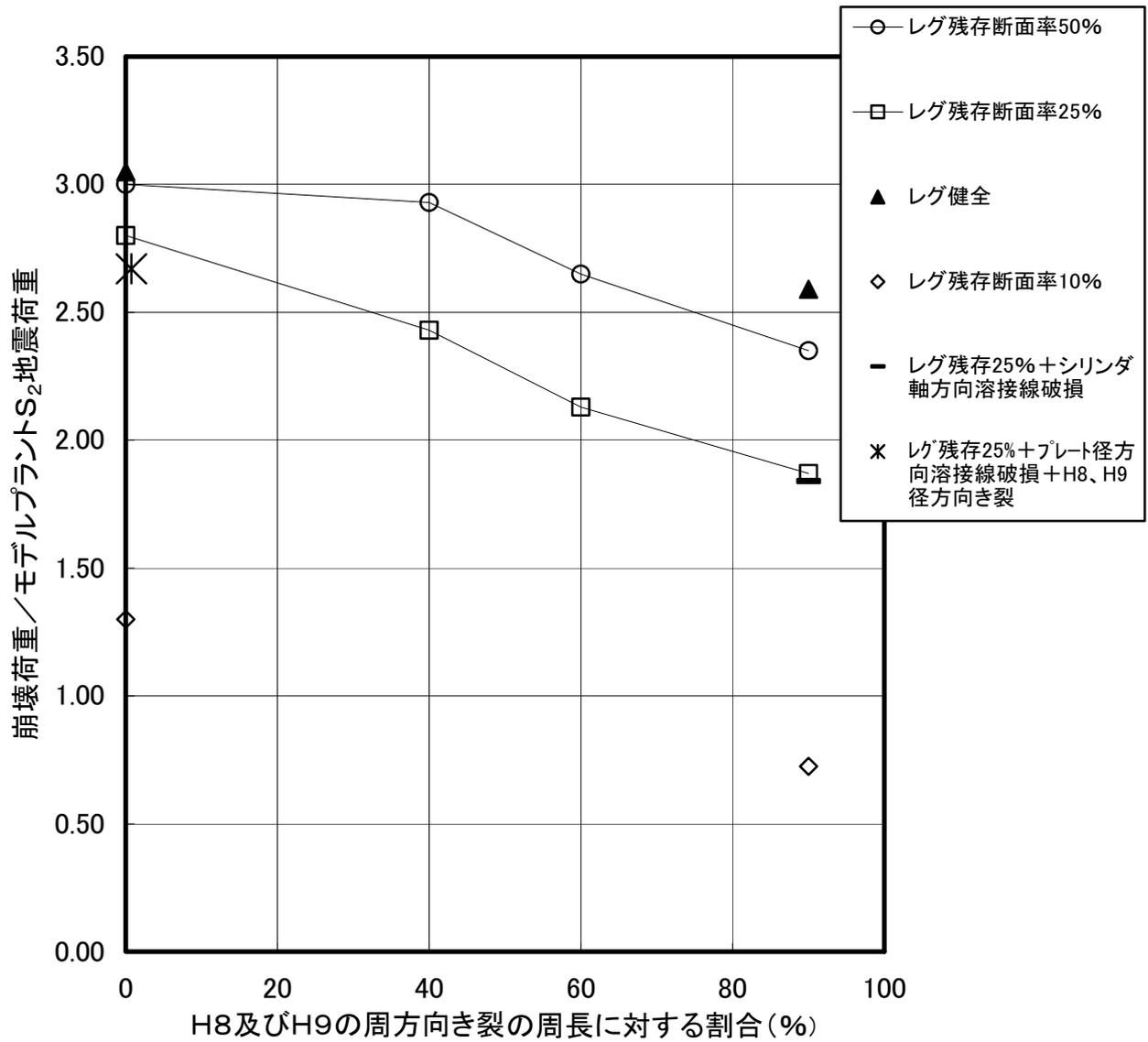


図 D-13 H 8 及び H 9 溶接線の周方向き裂の影響

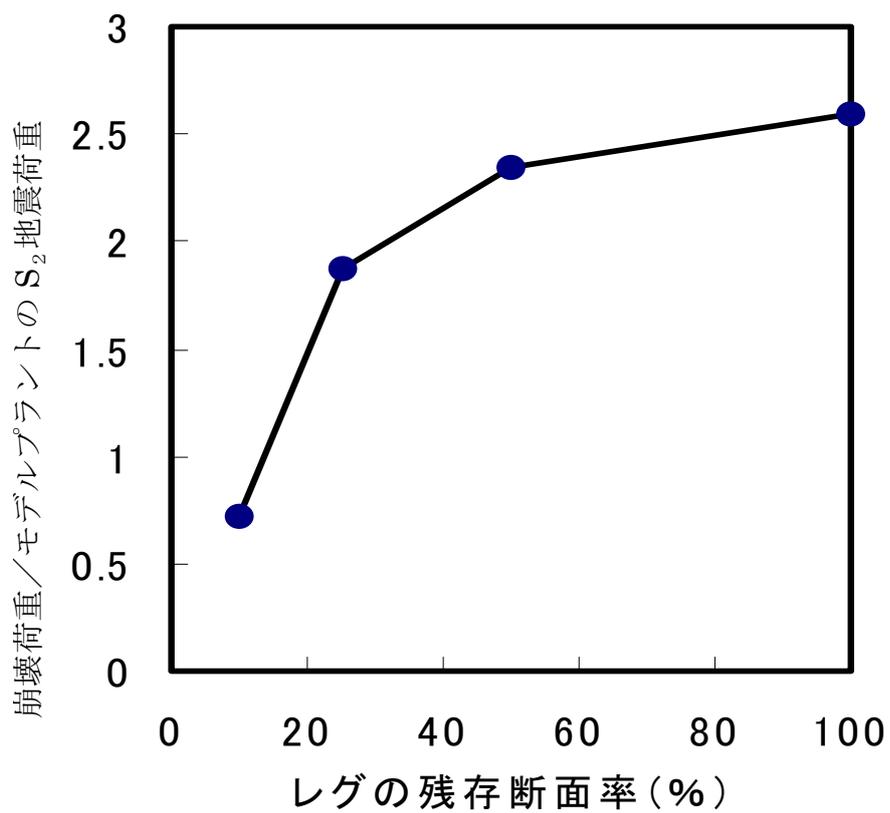


図 D-14 レグ付根 (H11 溶接線) の破損の影響

極限解析荷重変位曲線(レグ板厚90%き裂及びサポートプレートが健全)

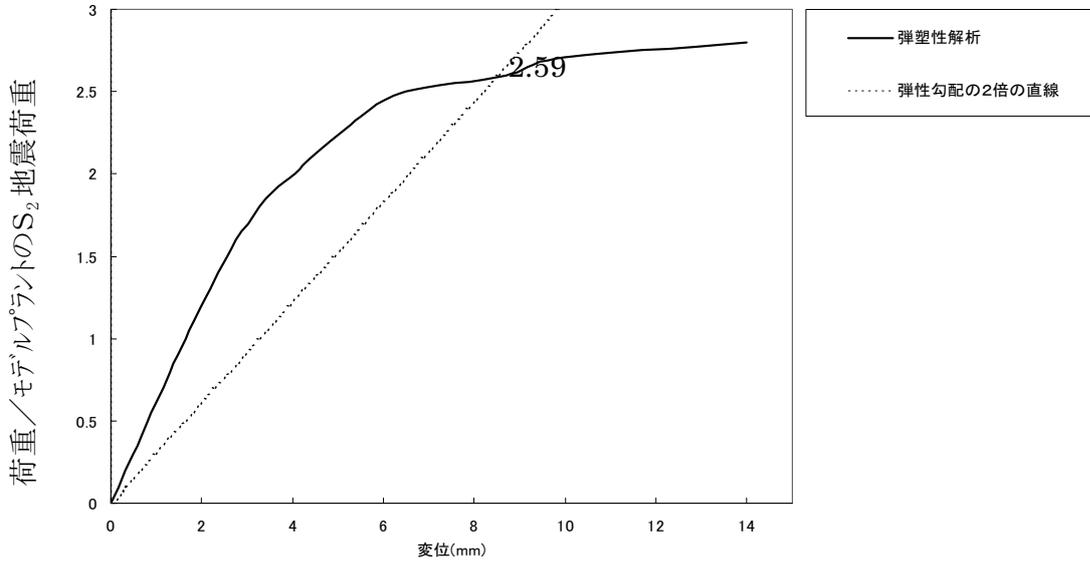


図 D-15 弾塑性解析結果 (レグ健全, H8 及び H9 周方向 90%き裂)

極限解析荷重変位曲線(レグ板厚50%き裂,サポートプレート健全)

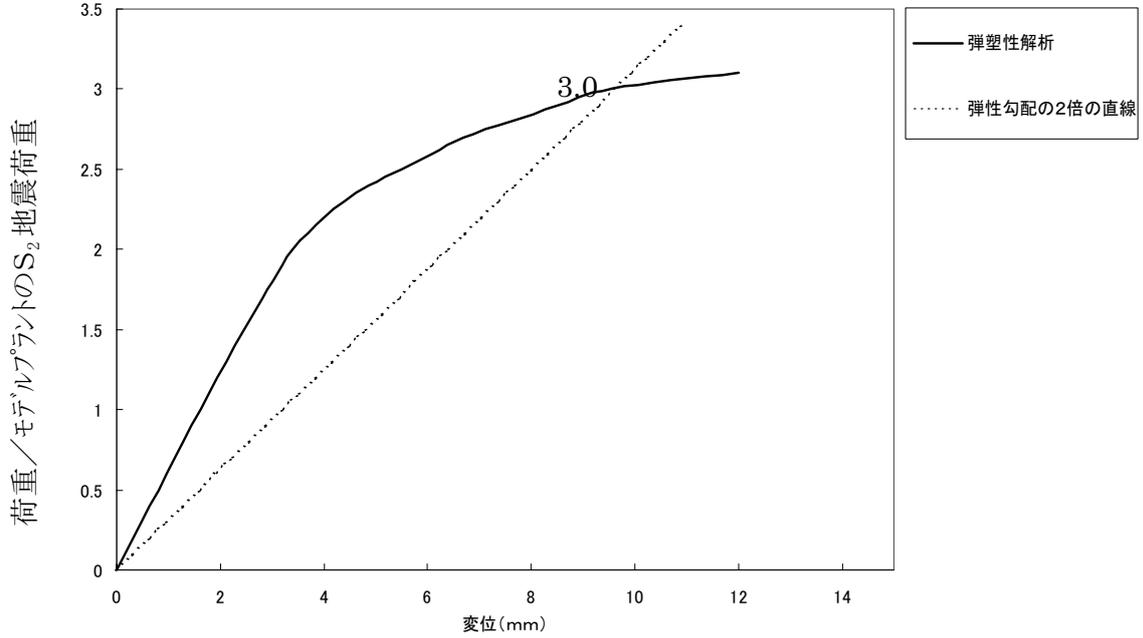


図 D-16 弾塑性解析結果 (レグ板厚 50%き裂,サポートプレート健全)

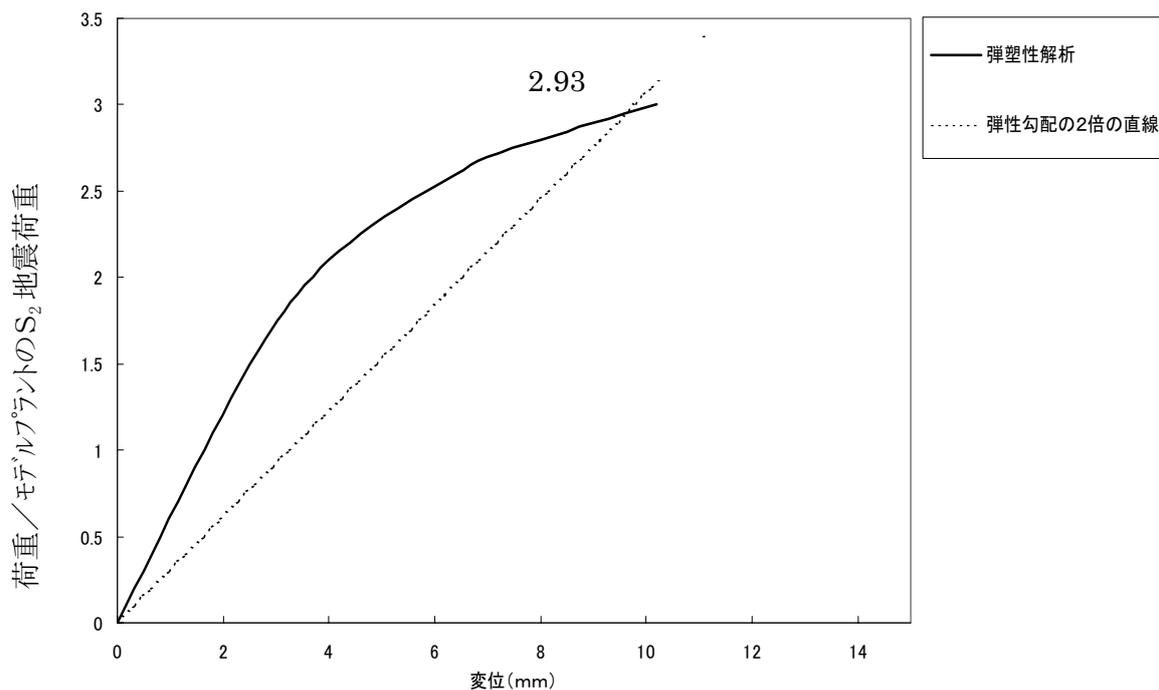


図 D-17 弾塑性解析結果（レグ板厚 50%き裂, H8 及び H9 周方向 40%き裂）

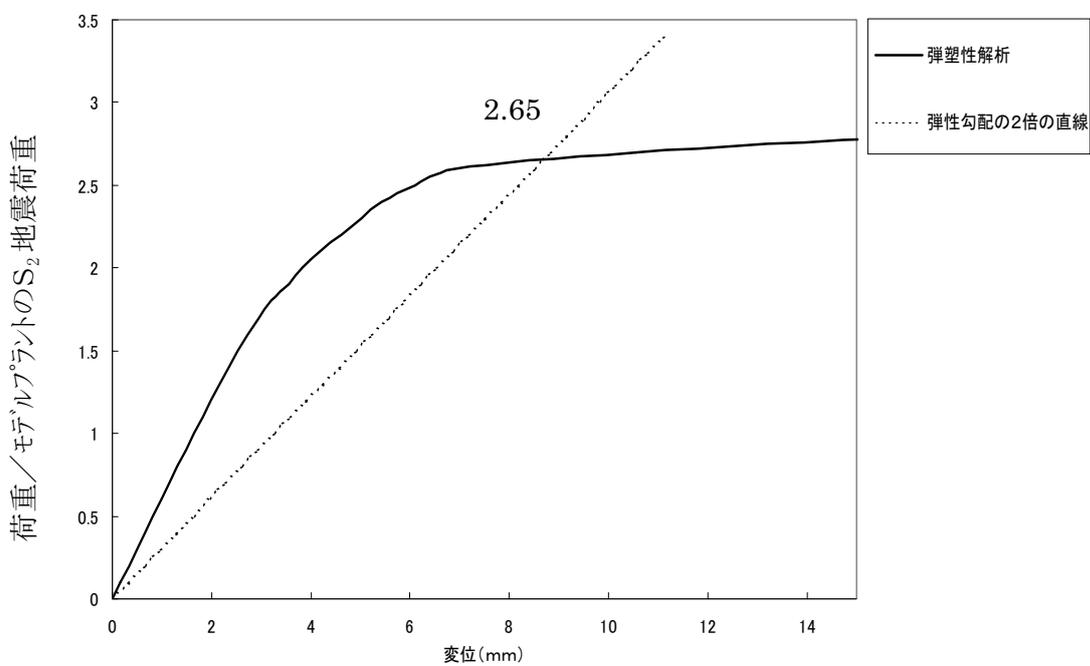


図 D-18 弾塑性解析結果（レグ板厚 50%き裂, H8 及び H9 周方向 60%き裂）

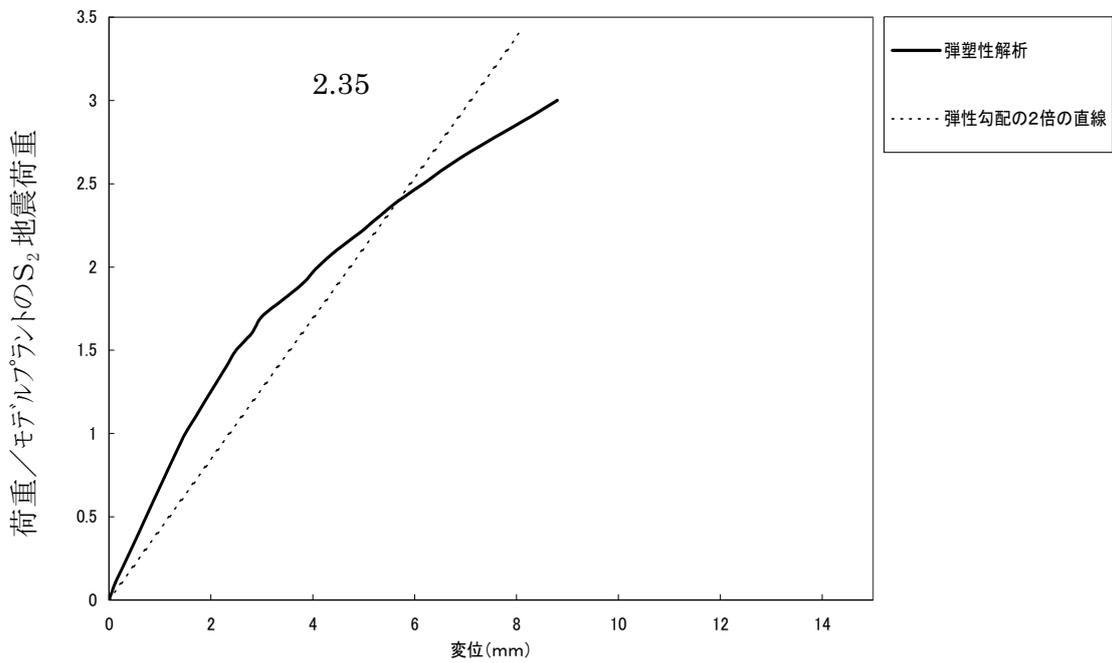


図 D-19 弾塑性解析結果 (レグ板厚 50%き裂, H8 及び H9 周方向 90%き裂)

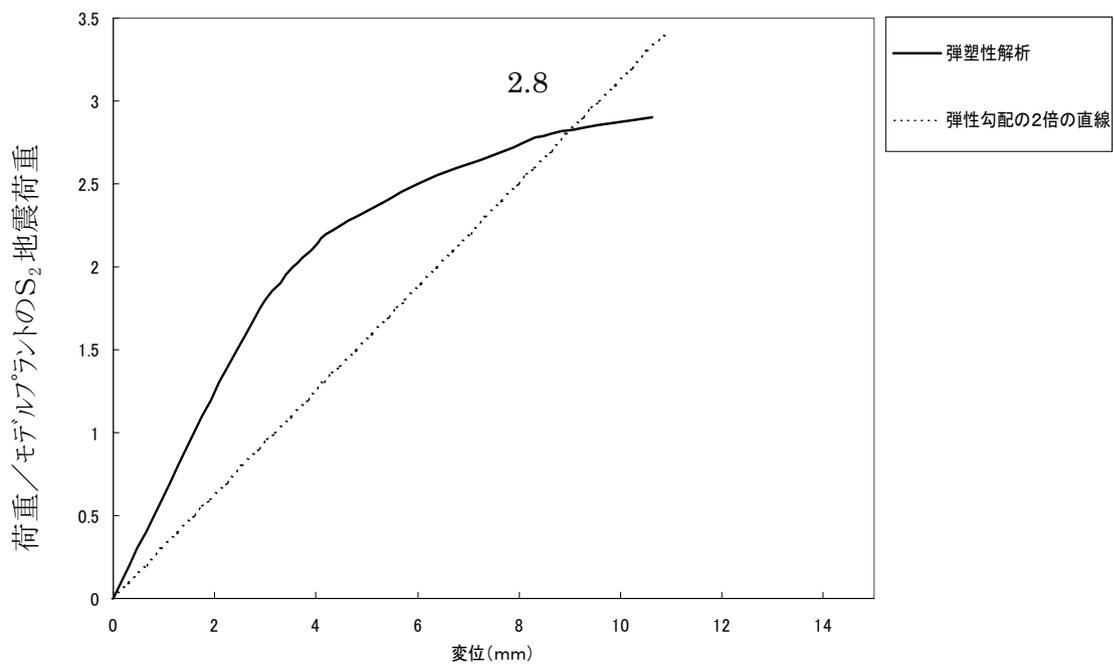


図 D-20 弾塑性解析結果 (レグ板厚 75%き裂, サポートプレート健全)

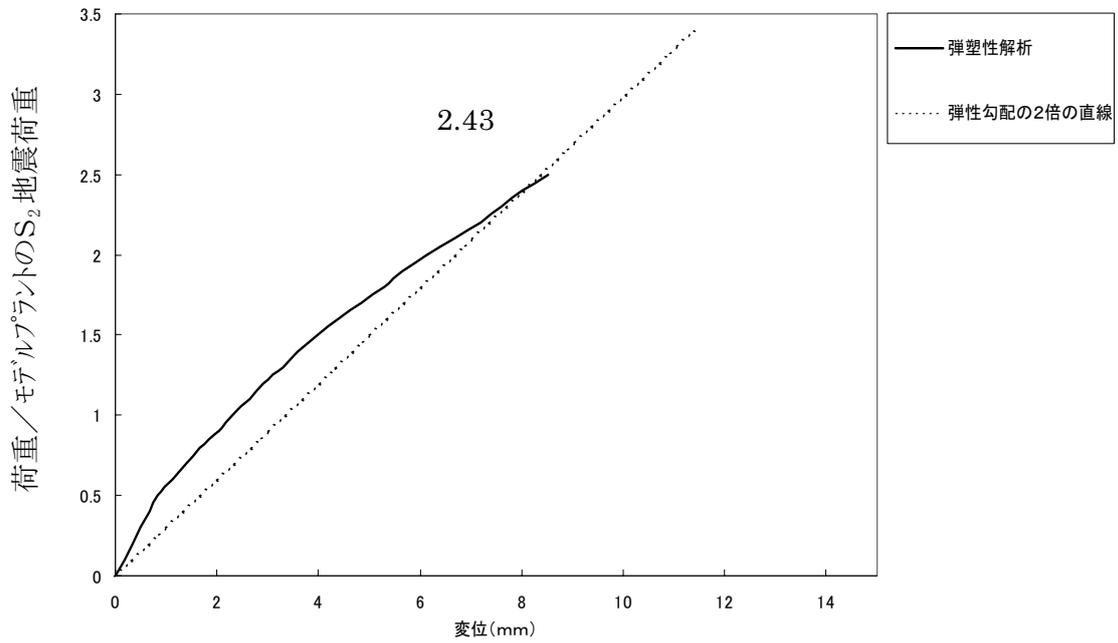
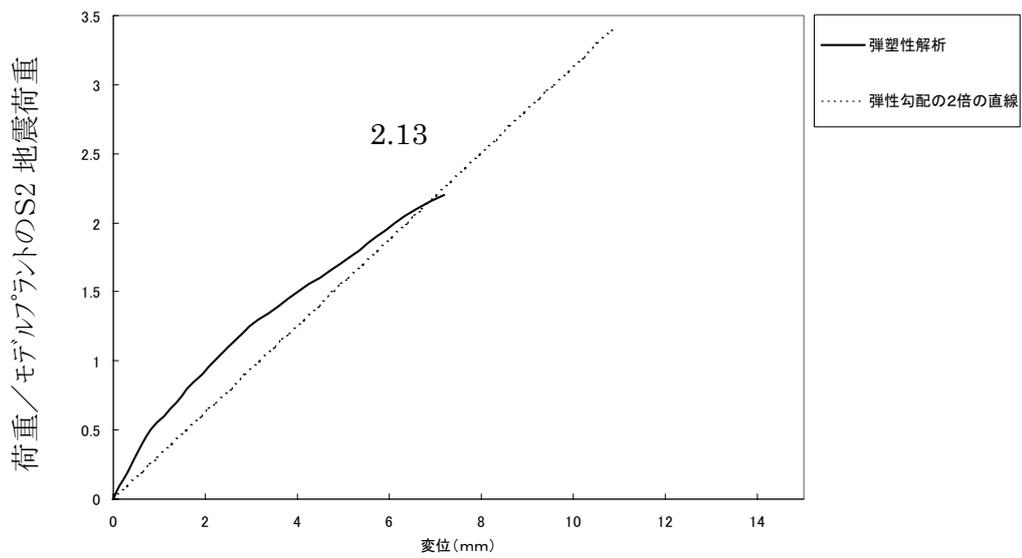


図 D-21 弾塑性解析結果（レグ板厚 75%き裂, H8 及び H9 周方向 40%き裂）



図D-22 弾塑性解析結果（レグ板厚 75%き裂, H8 及びH9 周方向 60%き裂）

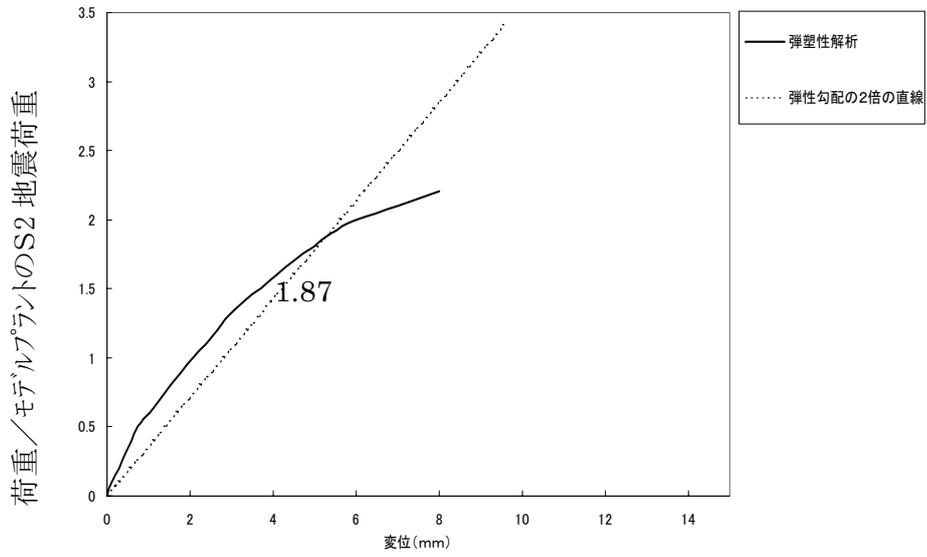


図 D-23 弾塑性解析結果 (レグ板厚 75%き裂, H8 及び H9 周方向 90%き裂)

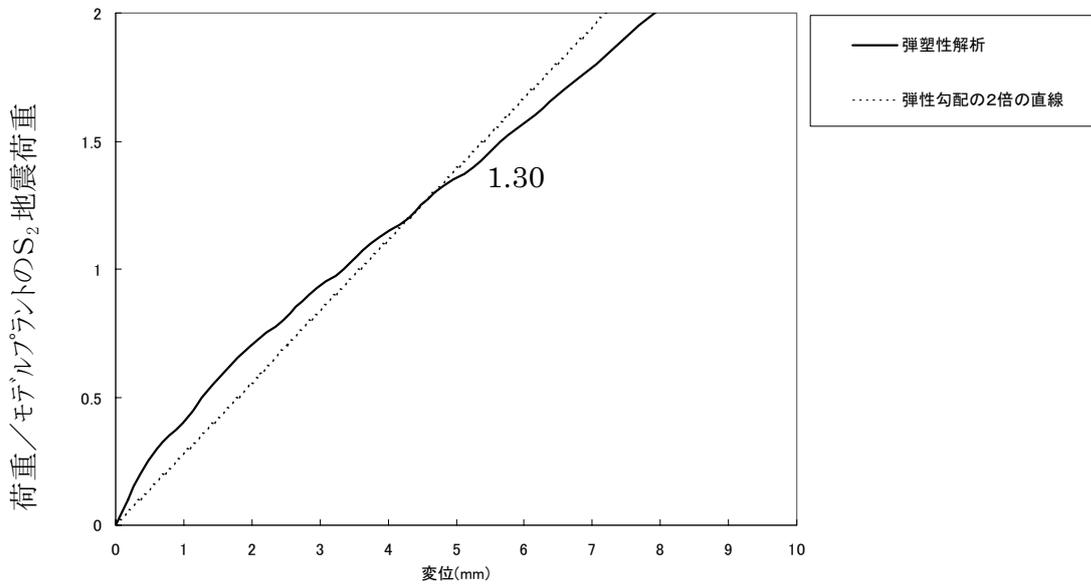


図 D-24 弾塑性解析結果 (レグ板厚 90%き裂, サポートプレート健全)

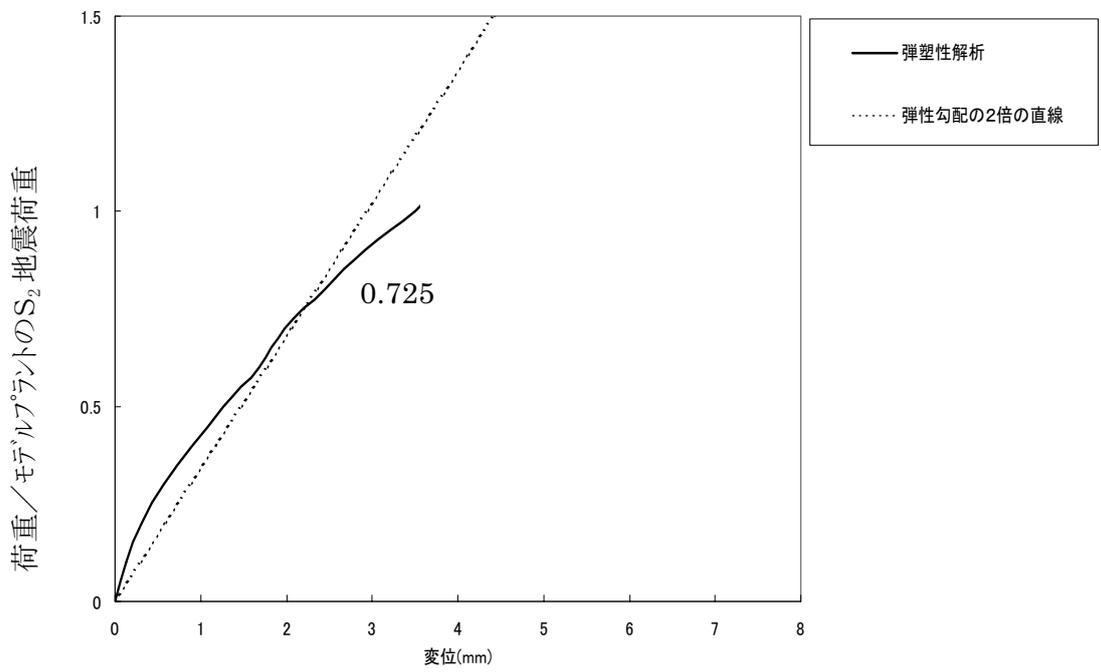


図 D-25 弾塑性解析結果 (レグ板厚 90%き裂,H8 及び H9 周方向 90%き裂)

圧力容器のモデル化の影響検討

1. 目的

圧力容器をモデル化の有無が崩壊荷重に及ぼす影響を検討する。

解析モデルを補図 D-1 に示す。

2. 検討条件

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

3. 解析結果

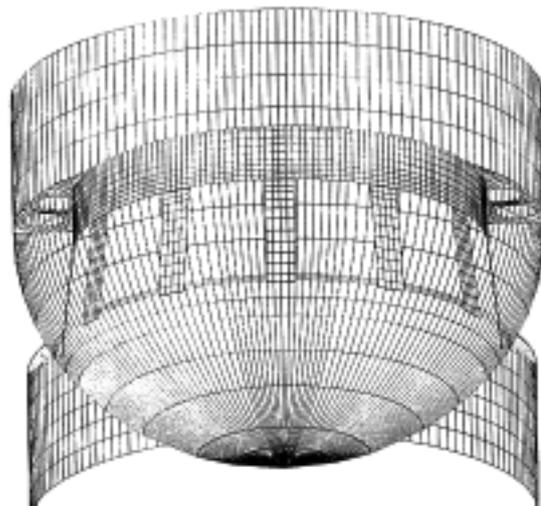
解析結果を, 圧力容器をモデル化しない場合と比較して補表 D-1 に示す。

補表 D-1 圧力容器モデル化の影響

圧力容器 モデル化	レグ破損 想定	H8 及び H9 破損想定	崩壊荷重/ モデルプラントの S ₂ 地震荷 重
有	板厚 75% 深さのき裂	周長の 90% に貫通き裂	1.90
無			1.87

4. 結論

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



補図 D-1 圧力容器を模擬した解析モデル

付録E ブラケット型の欠陥裕度評価

1. 目的

ブラケットタイプのシュラウドサポートにおいて、溶接継手部に欠陥を想定し、想定される最大荷重が作用したときの構造強度解析を行い、シュラウドサポートの崩壊に対して許容される残存断面積を評価する。

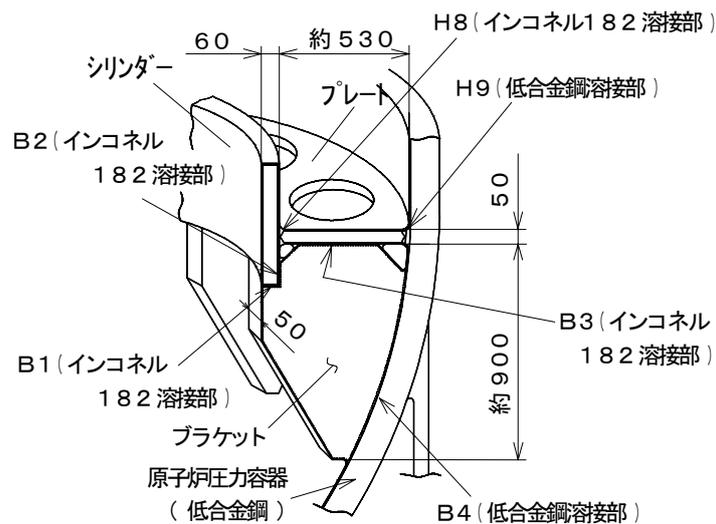
2. 解析対象プラント

解析対象とする代表プラントは、島根1号機（BWR3：460MWe）とする。

3. 解析モデル

島根1号機のシュラウドサポート部の構造概念図を図E-1に示す。ブラケット、プレート及びシリンダーは、インコネル又はステンレスのクラッドで覆われた低合金鋼である。溶接線は、H8溶接線、H9溶接線、ブラケットとシュラウドサポートとの溶接部B1、B2、B3、及びブラケットと圧力容器の溶接線B4がある。H9とB4の溶接線は低合金鋼の溶接継手であり、H8、B1、B2、B3溶接線はインコネル182の溶接継手である。表E-1に示すように、SCC感受性を有するインコネル溶接部に欠陥を想定した。

シュラウドサポート部を3次元シェルモデルにより180°モデル化して、弾性及び弾塑性有限要素解析を行う。シュラウドサポートの上にシュラウドが存在すると、シュラウドサ



図E-1 シュラウドサポートの構造（ブラケットタイプ）

ポートの振れ変形を防止するようになり、シュラウドサポートの剛性を向上させるが、保守的評価としてシュラウドをモデル化しない。解析に用いたシェルモデルを図E-2に示す。解析上の欠陥の位置の例を図E-3に示す。なお、解析コードはABAQUSを用いた。

表 E-1 欠陥の想定と解析ケース

H9 低合金鋼 溶接線	H8 インコ 溶接線	ブラケット板厚	
		B1、B2、B3 インコ 溶接線	B4 低合金鋼溶接線
健全	健全	健全	健全
	周長の 90% に貫通き裂 (10%残存)	100% 健全	健全
		50%	健全
		25%	健全
		10%	健全

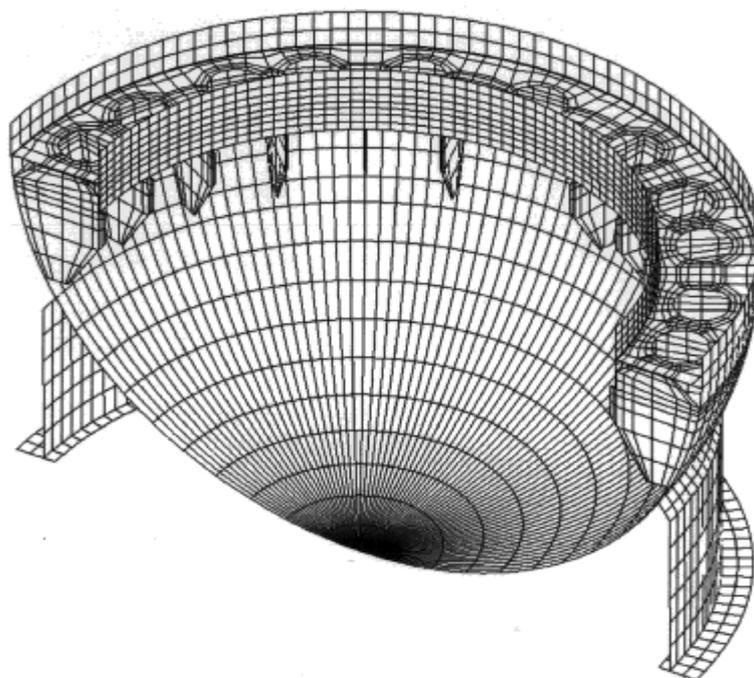


図 E-2 解析モデル（島根 1 号機）

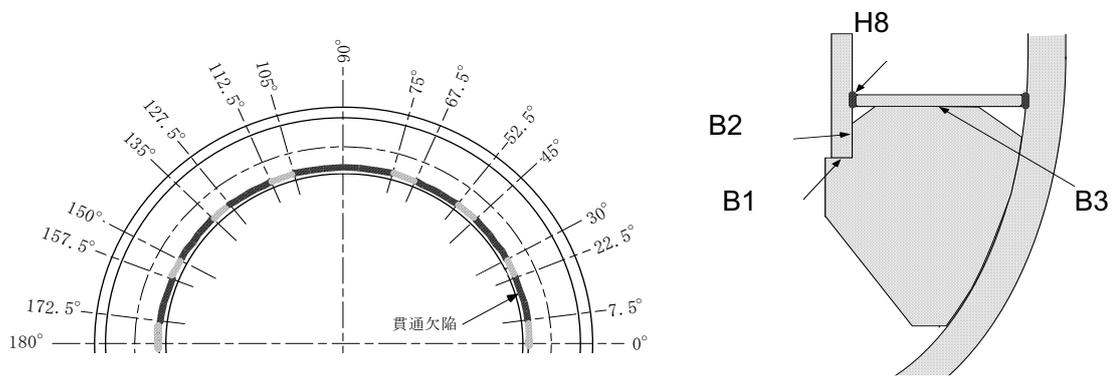


図 E-3 欠陥の想定位置

4. 荷重条件

シュラウドサポートに作用する最大荷重は地震荷重であることから、地震荷重を負荷する。地震荷重は、水平方向と上下方向の荷重を同時に負荷し、これを比例倍することで弾塑性解析を実施した。また、シュラウドサポートに作用する差圧を考慮した。解析に用いた荷重値を表 E-2 に、荷重負荷時の変位評価点を図 E-4 に示す。

表 E-2 荷重条件

荷重名称		鉛直力		水平力	モーメント
		V_1	V_3	H	M
		(kN)	(kN)	(kN)	(kN・m)
通常運転荷重	死荷重	893	67	—	—
地震時の荷重	地震 S_2	±259	±20	±5003	±29421

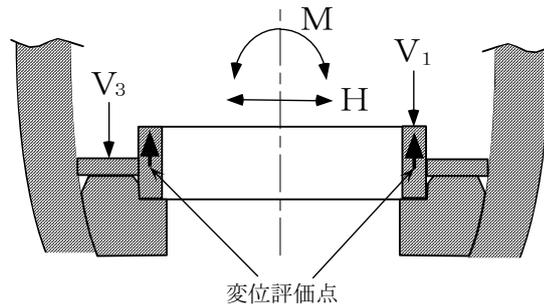


図 E-4 地震荷重の負荷位置

5. 材料物性

材料物性は、告示 501 号に記載された値より算出した 302℃の値を用いる。これらの物性値を表 E-3 に示す。H8、B1、B2、及び B3 溶接線はインコネル 182 であるものの、ブラケット、プレート、シリンダーは低合金鋼で製作されていることから、材料物性値は低合金鋼の値を用いた。

表 E-3 物性値

材質	温度 (℃)	S_m (N/mm ²)	σ_v (=2.3 S_m) (N/mm ²)	$0.9\sigma_v$ (N/mm ²)	E (N/mm ²)	加工硬化係数 n (N/mm ²)
SQV2A	302	184	423	381	183、000	E/1000 =183

6. 弾塑性解析結果

すべての溶接線が健全の場合を図 E-5 に示す。崩壊荷重は地震荷重に対し 3.56 倍の裕度がある。

H9 溶接線を健全にし、H8 溶接線は、検査が容易でない部分として 90%を貫通欠陥とし、ブラケットの板厚を減じた場合の荷重—変位曲線を、図 E-6 から図 E-9 に示す。ブラケットの残存断面積が減じると崩壊荷重が低下することがわかる。

ブラケットの残存断面積と崩壊荷重の関係を図 E-10 に示す。ブラケットの板厚がおよそ 10%でもシュラウドサポートは崩壊しないことがわかる。

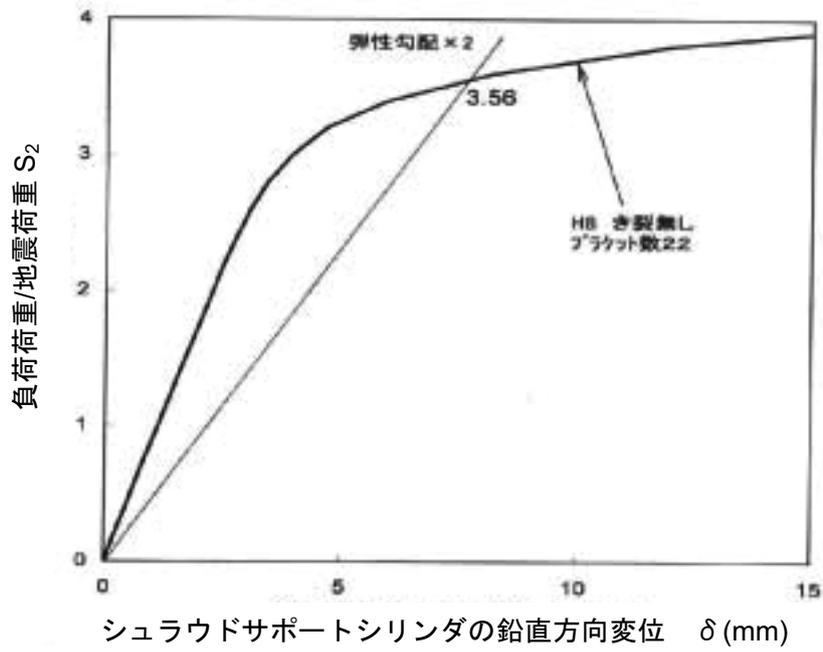


図 E-5 弾塑性解析結果 (溶接線健全)

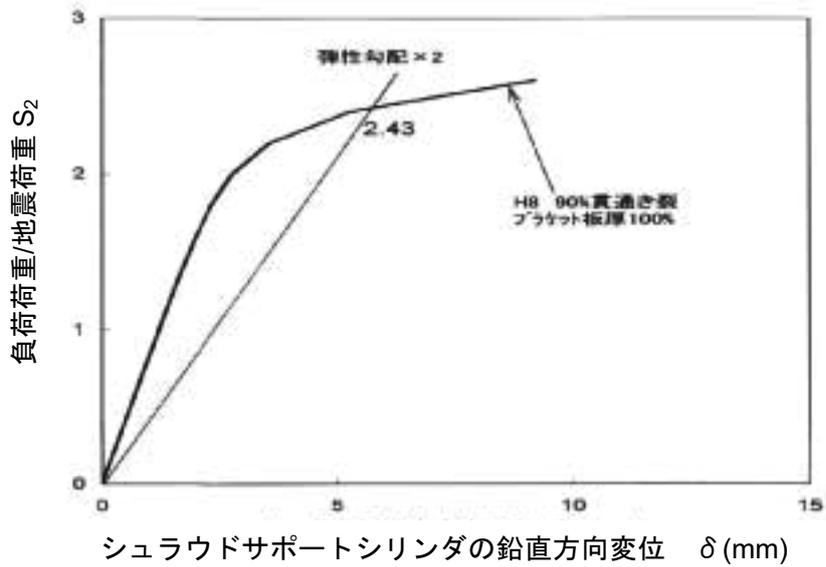


図 E-6 弾塑性解析結果 (H8 90%貫通、ブラケット板厚 100%)

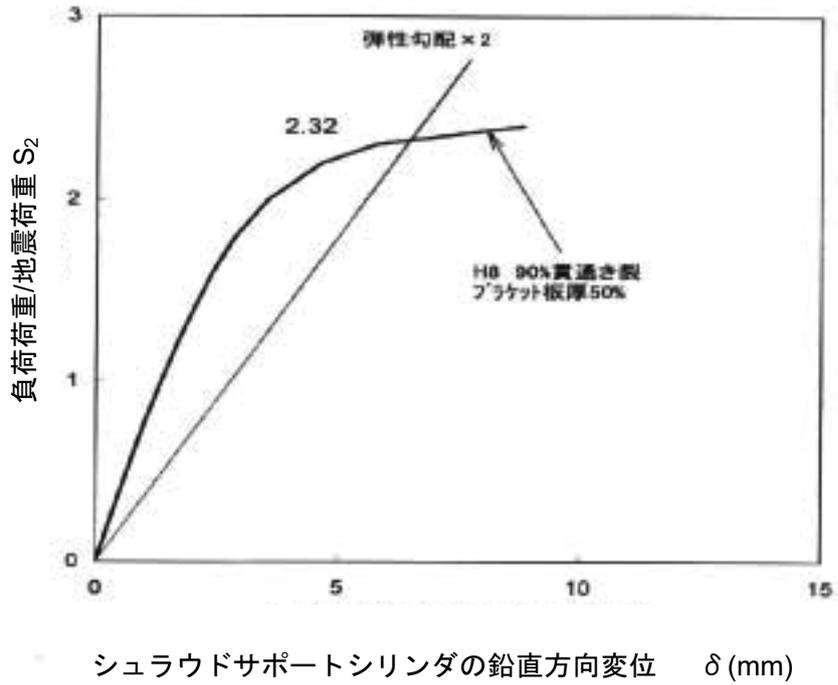


図 E-7 弾塑性解析結果 (H8 90%貫通、ブラケット板厚 50%)

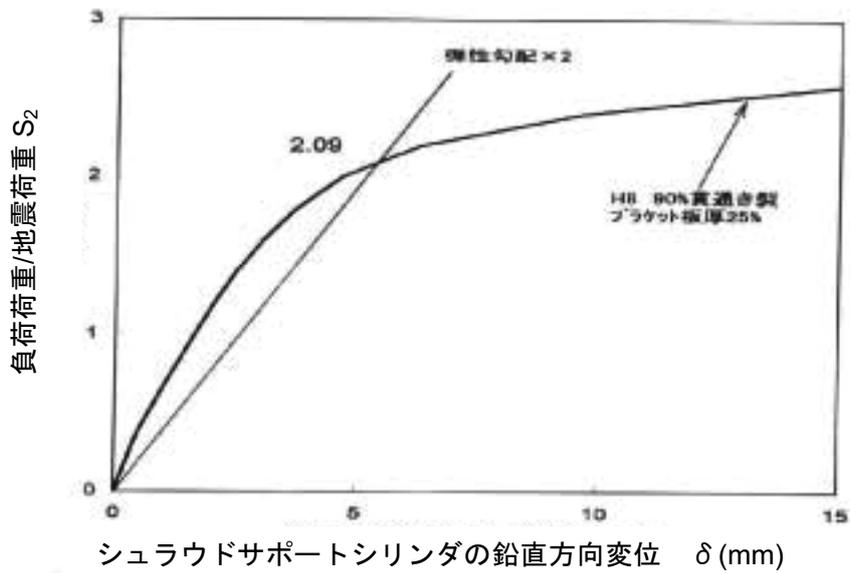


図 E-8 弾塑性解析結果 (H8 90%、ブラケット板厚 25%)

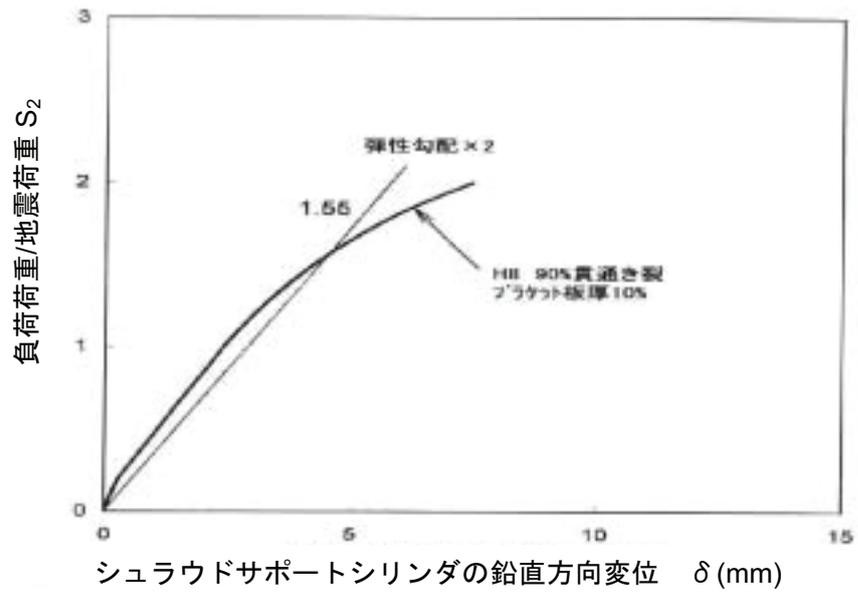


図 E-9 弾塑性解析結果 (H8 90%貫通、ブラケット板厚 10%)

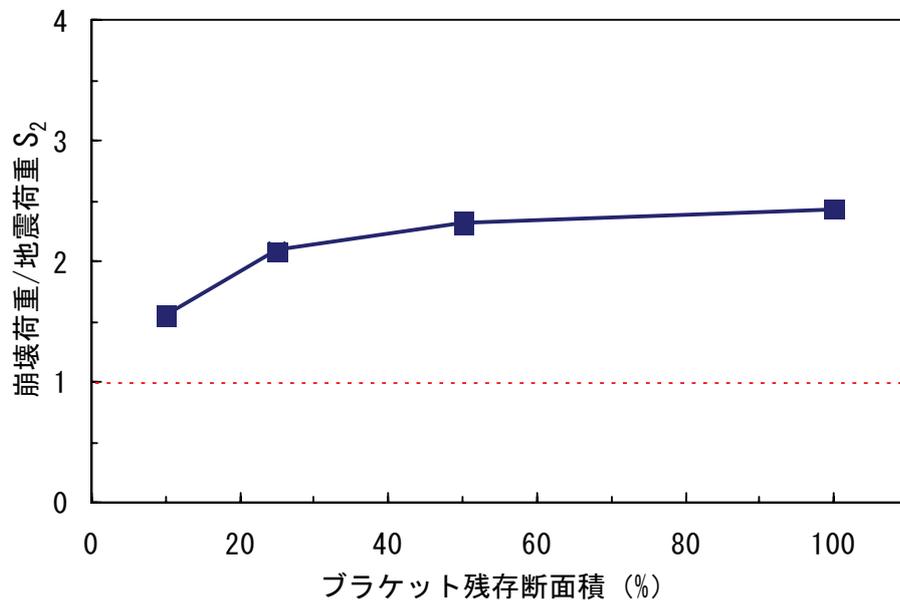


図 E-10 崩壊荷重とブラケットの残存断面積の関係

径方向割れに対する考察

島根 1 号機のブラケット型のシュラウドサポートに径方向割れを仮定した場合の変形挙動を弾性解析で実施した。解析モデルにおける径方向割れの位置を図 E-11 に示す。

変形挙動の解析結果を、径方向割れが無い場合と比較して図 E-12 に示す。弾性範囲内であるが、シュラウドの鉛直方向の変位と負荷荷重の関係は、径方向割れの有り、無しでほとんど差がなく、径方向割れが存在していたとしても強度的には大きな影響がないことがわかる。

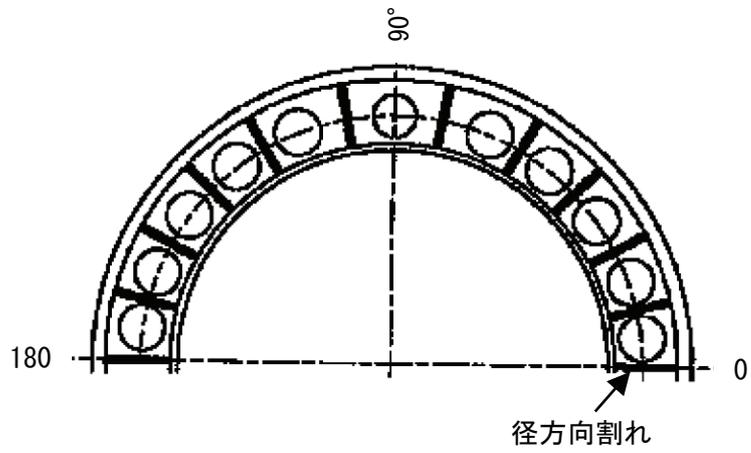


図 E-11 解析モデルにおける径方向割れの位置

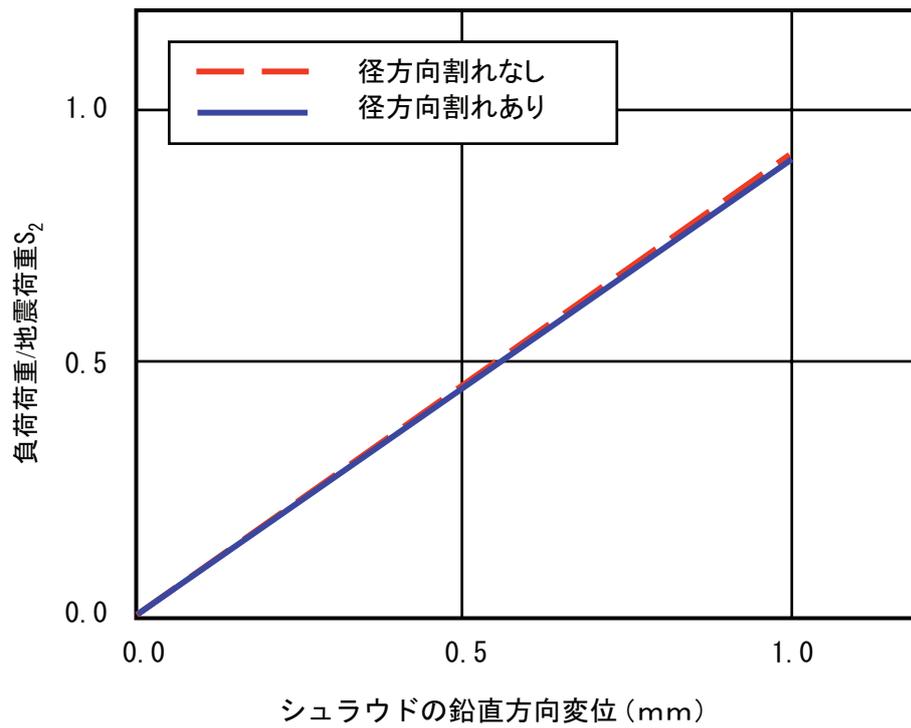


図 E-12 径方向割れを仮定した場合としない場合の変形挙動 (弾性解析)

付録 F 安全率に対する検討

1. 崩壊解析に含まれる裕度

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

表 F-1 解析に含まれる保守性

項目	安全裕度
き裂形状	H8、H9 溶接線は 90%の大きな貫通欠陥を想定した。他の溶接線は板厚の 75%の深い欠陥を想定した。
応力一ひずみ	加工硬化による応力増分を考慮せず、弾完全塑性体とした。
作用荷重	引張荷重の作用する点は、貫通欠陥がある部位と仮定した。
崩壊荷重評価	崩壊荷重は最大荷重を用いず、2 倍勾配法を用いた。

2. 安全率

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

表 F-2 ASME Code Section XI における安全率

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

一方、サポートレグ付け根(H11 溶接線)の残存断面積が 25%で、H8 及び H9 溶接線の 90%が破損のとき、 S_2 地震に対する崩壊荷重は 1.87 であった。 S_2 地震は損傷状態であるため、この事象に対応する安全率は 1.5 もしくは 1.39 である。残存断面積 25% (板厚 75%深さのき裂) は安全率 1.5 もしくは 1.39 以上であり、許容される残存断面積を 25%としてよいと考える。

付録G シュラウドサポートの変形による制御棒挿入性について

1. 目的

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

2. 検討条件

検討条件は以下に示すとおりである。

(1) 対象プラント

BWR 4タイプ 福島第一5号機とする。

(2) 想定欠陥

シュラウドサポートに想定した欠陥は下記のとおりである。

- ・全レグの板厚 75%き裂
- ・H8 及び H9 溶接継手の 90%破損

(3) S₂地震時における炉心支持板での水平方向変位

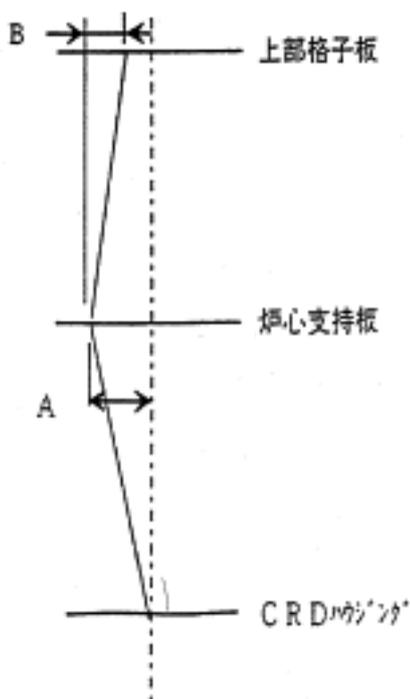
上記(2)の想定欠陥状態でのS₂地震時において、シュラウドサポートの傾きにより炉心支持板位置で 3.5mmの水平方向変位が生じることから、この変位量を炉心支持板位置でのミスアライメントとして考慮する。

3. 検討

(1) 地震時における制御棒挿入性

BWR 4プラントに対する制御棒の地震時挿入性を確認するために、下記のようなミスアライメントを付与し、燃料振幅 40mmまで加振させた制御棒の挿入性解析及び試験評価を行っている。

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



表G-1 解析のケース (単位: mm)

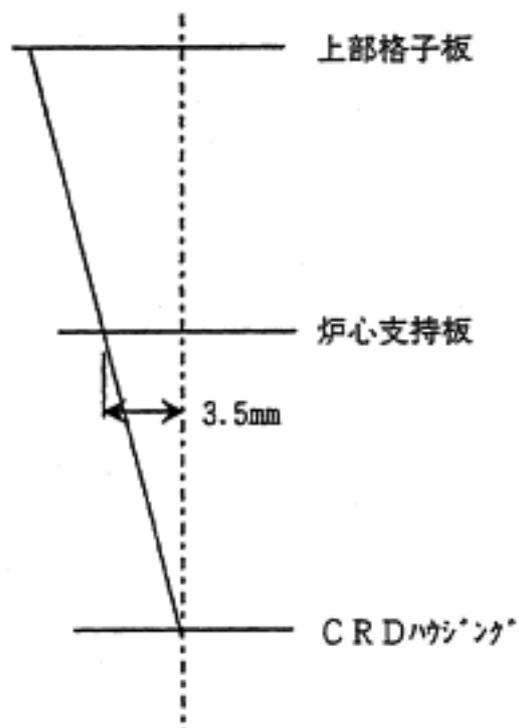
	ケース 1	ケース 2	ケース 3
A	3.6	7.1	10.9
B	2.4	5.8	9.6

表G-2 試験のケース (単位: mm)

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

(2) シュラウドサポートの変形による地震時挿入性

シュラウドサポートの想定欠陥による炉心支持板位置でのミスアライメント量は 3.5mm であり、(1) で確認しているミスアライメント量 10.9mm に比べて小さく、かつ下記に示すように CRDハウジング～炉心支持板～上部格子板において直線的なミスアライメント（くの字形状のミスアライメントがより厳しい）となることから、 S_2 地震時における制御棒挿入性は十分確保できるといえる。



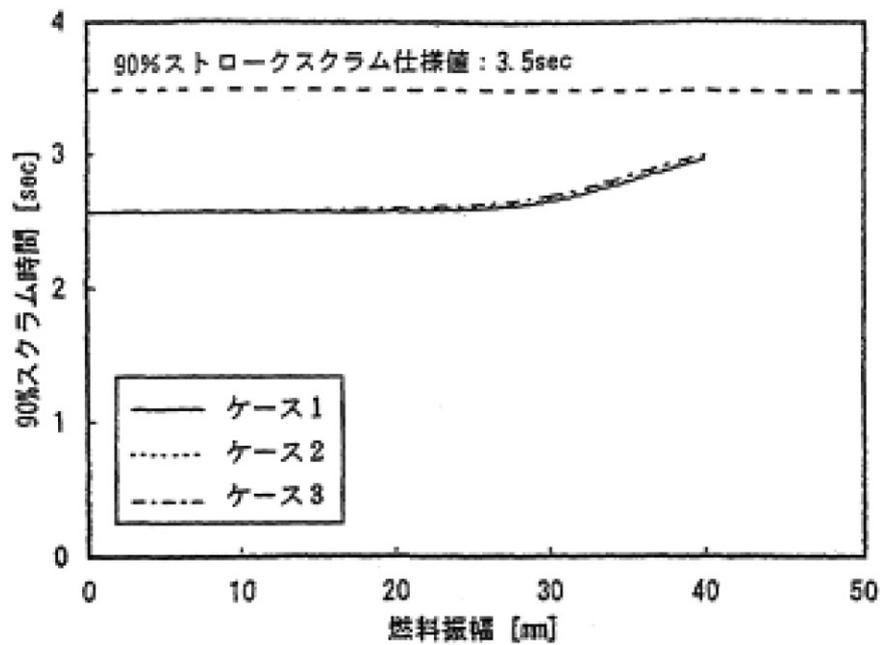


図 G-1 地震時挿入性解析結果

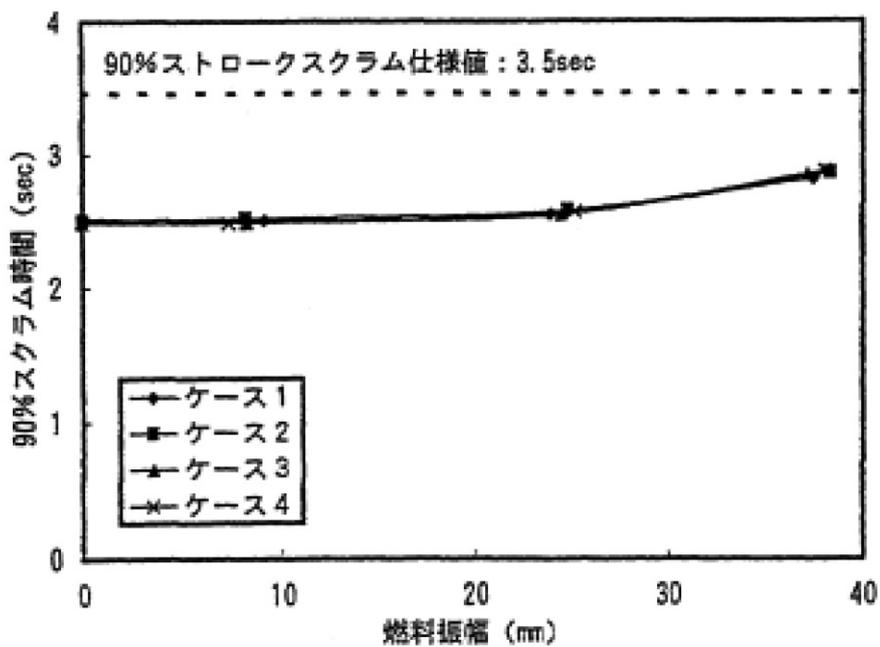


図 G-2 地震時挿入性試験結果

付録H シュラウドサポートの点検における接近性について

1. 各検査手法の概要

1. 1 水中テレビカメラによる VT

図 H-1 に水中テレビカメラによりシュラウドサポートの VT（目視試験）を実施する場合の概要を示す。

水中テレビカメラで VT を実施する場合、ロープ等を装着して所定の位置まで吊降ろし、燃料取替機若しくは作業台車上から操作することにより検査を実施する。本手法は炉内の供用期間中検査 (ISI) 作業において一般的に用いられている手法である。

シュラウドサポートの検査では、シュラウドサポートプレートの上端（H8 及び H9 溶接線）については、ジェットポンプとの干渉のない範囲は接近可能である。

シュラウドサポートプレートの下端については、通常定期検査では実施していないが、燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管の一部、あるいはジェットポンプの一部を分解・取外すことにより接近することができる。

また、準備・復旧作業に期間を要するが、アクセスホールカバーを取外すことにより、シュラウドサポートプレート下端の一部へ接近することができる。ただし、作業の合理性の観点からは、シュラウドサポート下端の検査については、1.2 項に示す検査方法が望ましい。

シュラウドサポートレグ（H10 及び H11 溶接線）については、上記と同様に燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管の一部、あるいはジェットポンプの一部を分解・取外すことにより接近することができる。

1. 2 水中 ROV による VT

図 H-2 に水中 ROV（水中遊泳ロボット）によりシュラウドサポートの VT を実施する場合の概要を示す。水中 ROV により VT を実施する場合、水中 ROV は水中を自走して遊泳し、検査部位へ接近する。

シュラウドサポートプレートの下端及びシュラウドサポートレグ（H10 及び H11 溶接線）を検査するためには、燃料及び炉内構造物の一部（燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管等）を取外すことが必要である。その上で ROV を操作し、炉心部を通過し下部プレナム部へ接近する。ROV の操作は燃料取替機若しくは作業台車上で実施する。

シュラウドサポート下端については、下部プレナム部から上方へ ROV を操作して接近することができる。

シュラウドサポートレグ（H10 及び H11 溶接線）については、ROV を操作することにより RPV

側及び炉心側の両面へ接近することができる。

1. 3 炉内からの UT

図 H-3 に炉内からシュラウドサポート部の UT（超音波探傷試験）を実施する場合の概要を示す。

アニュラス部から接近する場合、図 H-3-1 に示すような吊降ろし式 UT スキャナを用いることにより UT を実施することができる。下部プレナム部から接近する場合、図 H-3-2 に示すように水中 ROV 等の遠隔移動機構に UT スキャナを装着することにより UT を実施することができる。

シュラウドサポートの上面（H8 及び H9 溶接線）については吊降ろし式 UT スキャナによりジェットポンプによる干渉のない範囲で接近することができる。

水中 ROV によるシュラウドサポートへの接近にあたり、燃料及び炉内構造物の一部（燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管等）を取外すことが必要である。その上で ROV を操作し、炉心部を通過し下部プレナム部へ接近する。ROV の操作は燃料取替機若しくは作業台車上で実施する。シュラウドサポートレグ（H10 及び H11 溶接線）については、ROV を操作することにより RPV 側、炉心側の両面へ接近することができる。

1. 4 炉外からの UT

図 H-4 に炉外からシュラウドサポート部の UT を実施する場合の概要を示す。

図 H-4 に示すように、保温材等を取外し、仮設の軌道を設置して駆動装置により探触子を走査して UT を実施する。

シュラウドサポートレグと RPV の取付溶接線（H8）及びシュラウドサポートレグと RPV の取付溶接線（H11）については上記装置により接近することができる。

2. 原子炉の構造別の接近性について

2. 1 レグ型シュラウドサポート

(a) アニュラス部の点検

図 H-5-1 に各試験手法による接近可能範囲の概要を示す。

ジェットポンプ計装管の集まる部分を除き、ジェットポンプとジェットポンプの間へ接近できる。

H8 及び H9 溶接線全長の約 30%~40%について、図 H-1 に示す方法により VT 装置を接近させることが可能である。UT 及び ET 装置では、全長の約 10%について、図 H-3-1 に示す方法

により上面側から接近可能である。

(b) 下部プレナム部の点検

図 H-5-2 に各試験手法による接近可能範囲の概要を示す。

下部プレナム部への接近のためには、燃料及び炉内構造物（燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管等）の一部、あるいはジェットポンプの一部を取外すことが必要である。その上でシュラウドサポートの大半の溶接線がある下部プレナムへ接近できる。

H8 及び H9 溶接線全長の約 90% について、図 H-1 及び図 H-2 に示す方法により VT 装置の接近が可能である。

H10 溶接線のほぼ全長について、ほぼ全長が図 H-2 に示す方法で VT 装置の接近が可能である。UT 及び ET 装置は、ほぼ全長について、図 H-3-2 に示す方法により接近可能である。

H11 溶接線のほぼ全長について、図 H-2 に示す方法により VT 装置の接近が可能である。UT 及び ET 装置は、ほぼ全長について、図 H-3-2 に示す方法により接近可能である。

(c) 圧力容器外面からの点検

図 H-5-3 に各検査手法による接近可能範囲の概要を示す。

圧力容器への取付溶接部である H9 及び H11 溶接線の UT については、圧力容器外面から全溶接線長の約 80% を図 H-4 に示す方法で装置の接近が可能であるが、ISI の胴体用軌道がない一部のプラントでは、周辺の保温材により、接近可能な範囲が制約される。ISI 胴体用軌道があるプラントでは、基本的に ISI 軌道を用いて UT 装置を接近可能である。

2. 2 ブラケット型シュラウドサポート

(a) アニュラス部の点検

ジェットポンプ計装配管の集まる部分を除き、ジェットポンプとジェットポンプの間へ接近できる。

H8 及び H9 溶接線全長の約 30%～40% について、図 H-1 に示す方法により VT 装置を接近可能である。UT 及び ET 装置では、全長の約 10% について、図 H-3-1 に示す方法により接近可能である。

(b) 下部プレナム部の点検

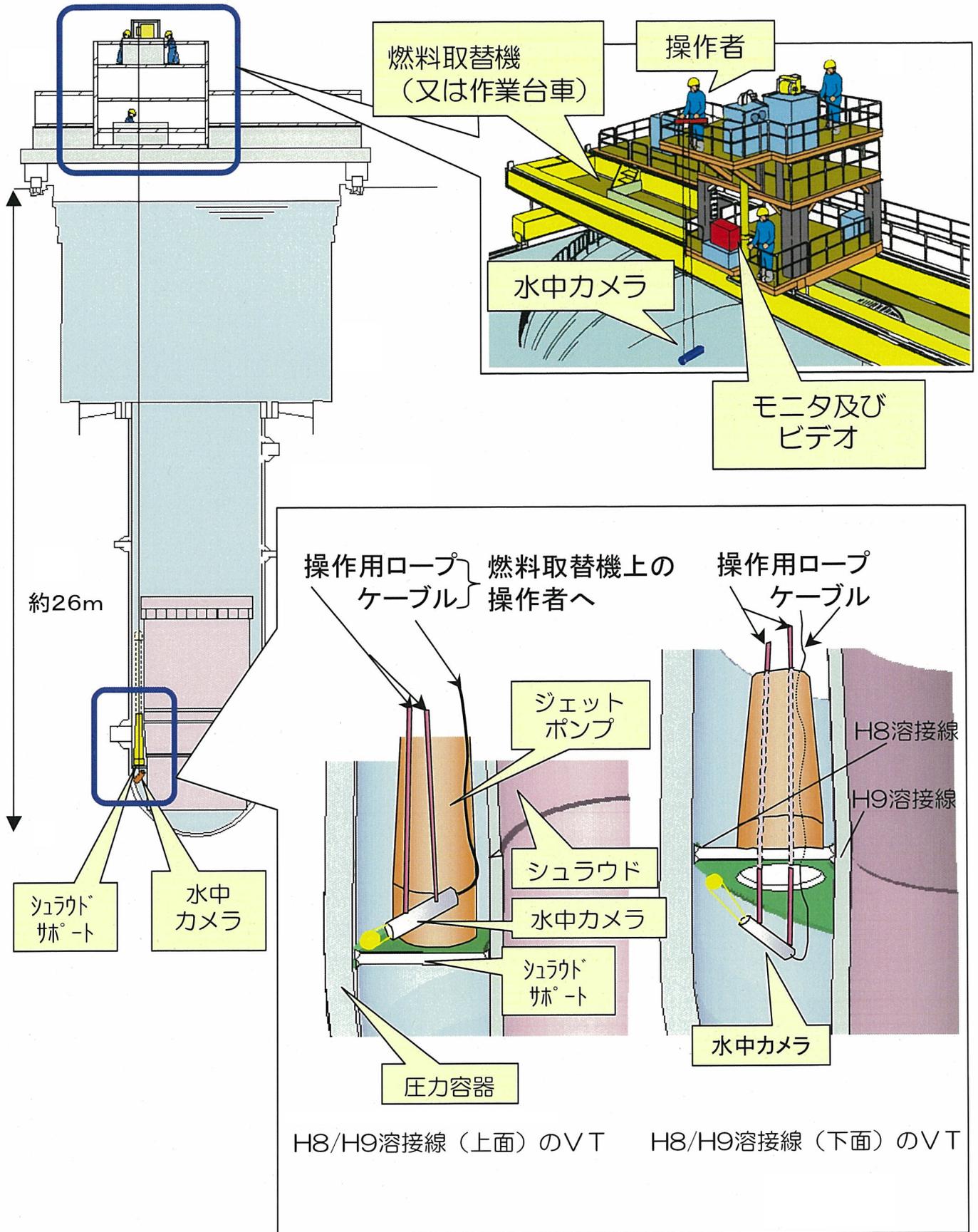
下部プレナム部への接近のためには、燃料及び炉内構造物（燃料支持金具、制御棒、制御棒案内管等）の一部、あるいはジェットポンプの一部を取外すことが必要である。その上でシュラウドサポートの大半の溶接線がある下部プレナムへ接近できる。

H8 及び H9 溶接線全長の約 90%について、図 H-1 及び図 H-2 に示す方法で、VT 装置の接近が可能である。

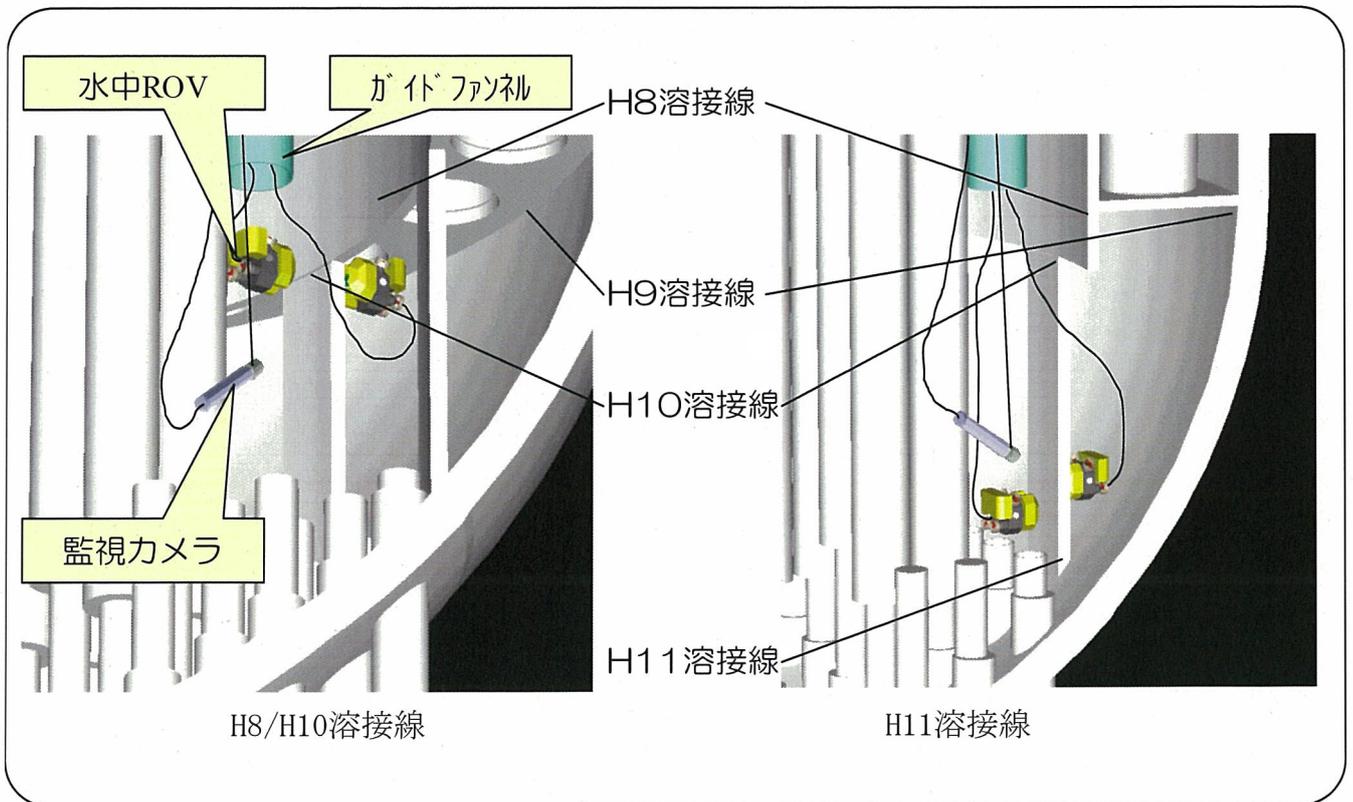
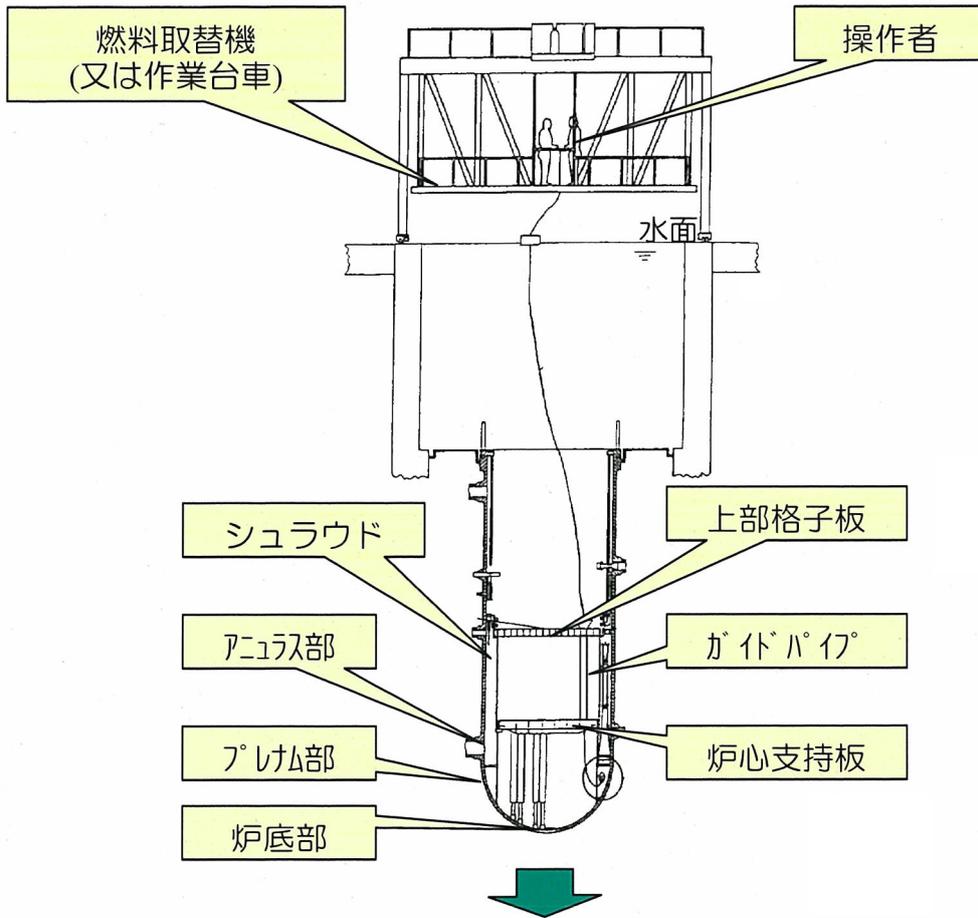
ブラケット溶接線全長の約 97%について、図 H-1 及び図 H-2 に示す方法で、VT 装置の接近が可能である。

(c) 圧力容器外面からの点検

圧力容器への取付溶接部である H9 及びブラケット溶接線については、全長の約 20%（取外し可能な保温材のある再循環系ノズルの周囲）を、図 H-4 に示す方法で、UT 装置の接近が可能である。

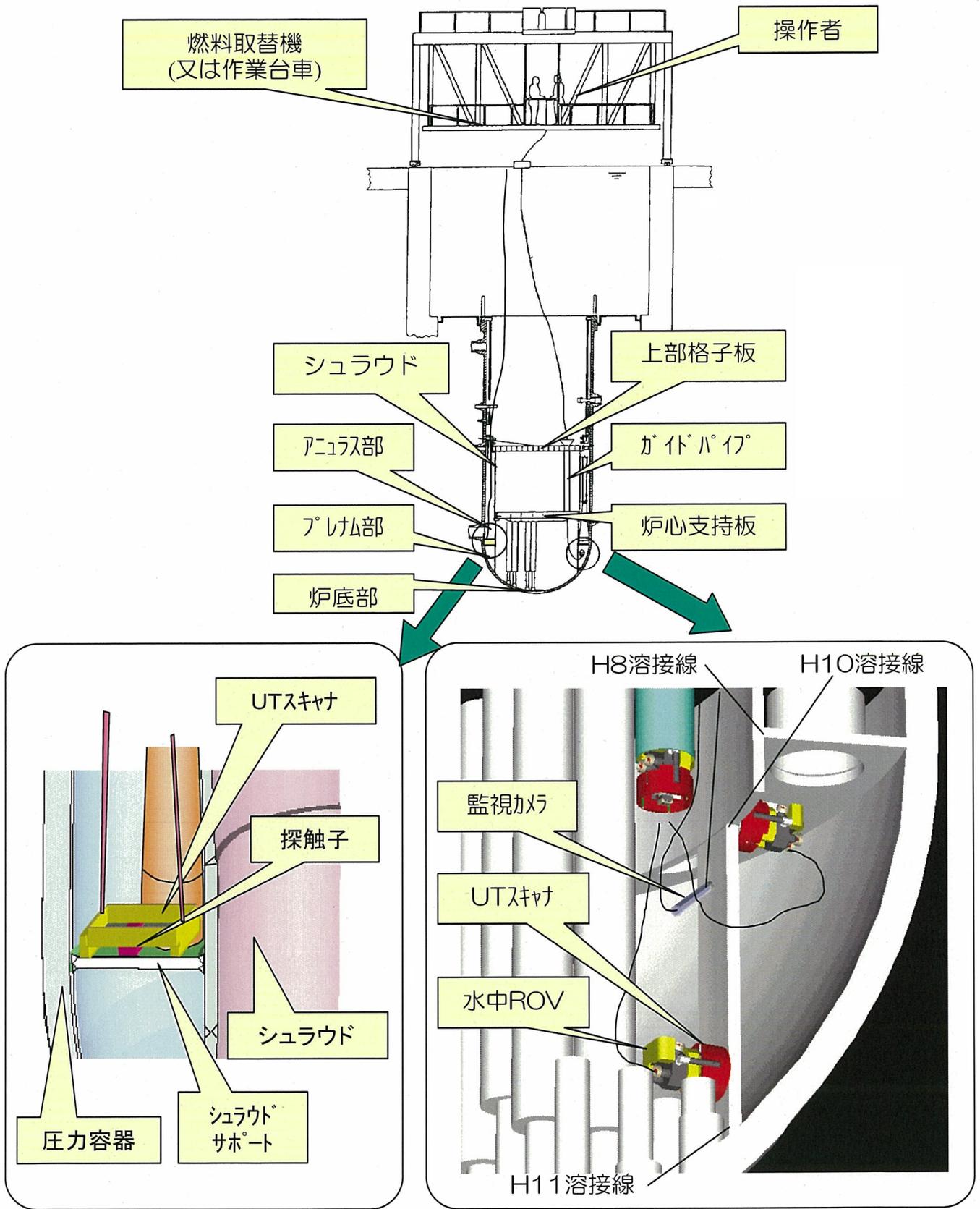


図H-1 水中テレビカメラによるVT概要



水中ROVによるVTの状況

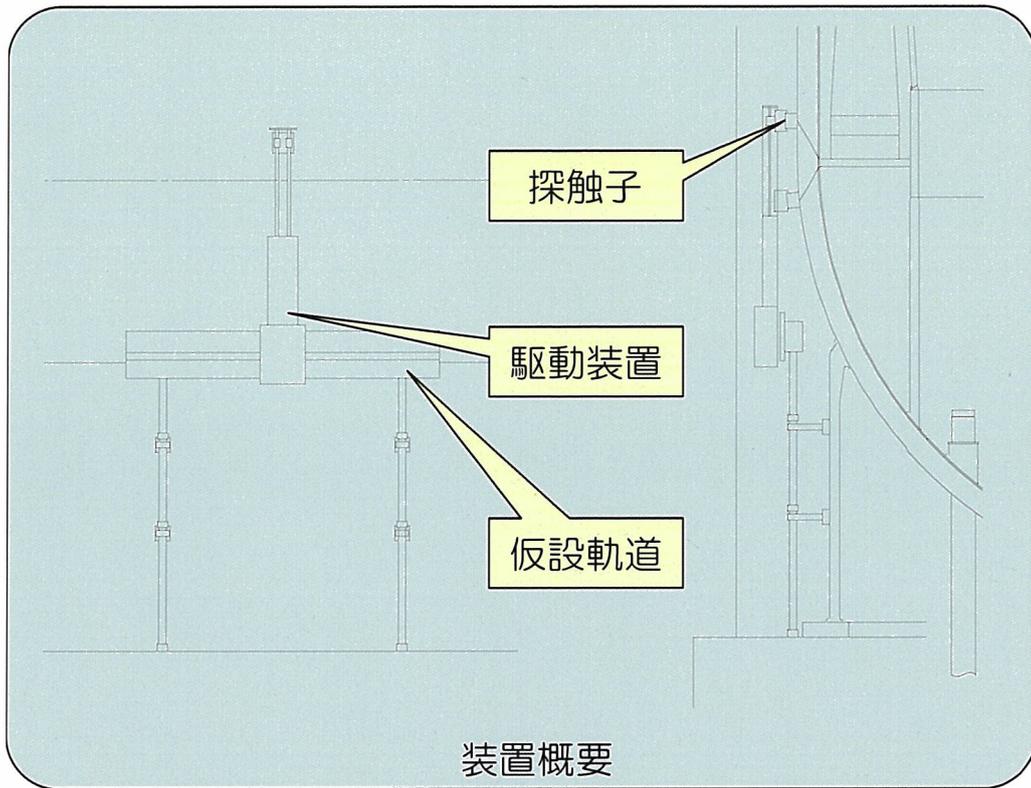
図H-2 水中ROV (水中遊泳ロボット)によるVT概要



図H-3-1 吊降ろし式UTスキャナによるUTの状況

図H-3-2 水中ROV+UTスキャナによるUTの状況

図H-3 炉内からのUT概要



接触媒質

エア

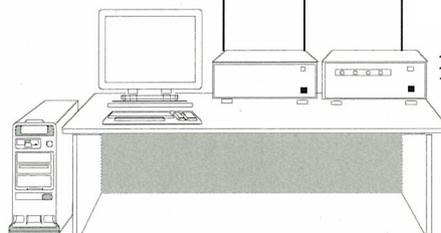
制御信号

探傷信号

接触媒質
供給装置

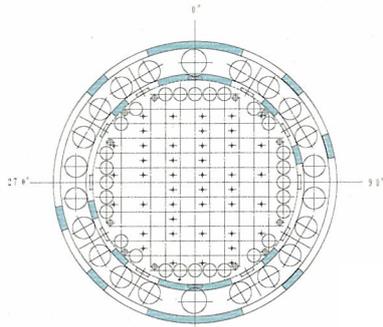
制御装置

探傷器



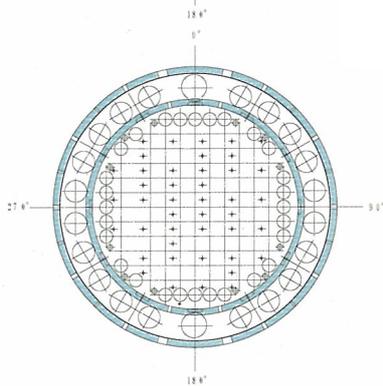
図H-4 炉外からのUT概要

H8/H9溶接線 VT(Visual Test)



【水中テレビカメラによる点検（上面側）】

・アクセス性：30～40%



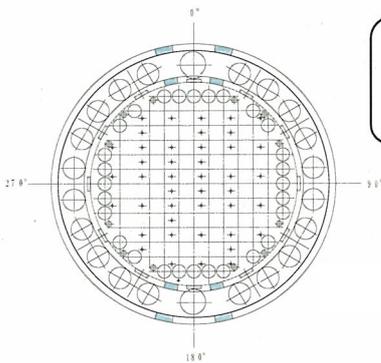
【水中テレビカメラによる点検（下面側）】

・アクセス性：70～80% (ジェットポンプよりアクセス)
約90% (アクセスホール併用)

■ 接近可能範囲

- ・表面開口欠陥を検出（長さのみ検出。深さは不可）
- ・検出性は1milワイヤ(25 μ m)以上の割れを検出（ただし接近距離、照明、表面状態等による）
- ・必要に応じ、クラッドの除去（磨き）要

H8/H9溶接線 UT(Ultrasonic Test)



【吊降ろし式UTスキャによる点検（上面側）】

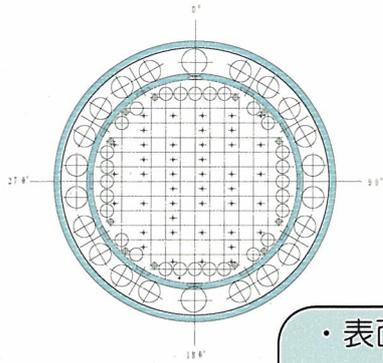
・アクセス性：約10%

■ 接近可能範囲

- ・上／下面の検査可能
- ・深さ方向の検出可能

図H-5-1 シュラウドサポート検査手法のアクセス可能範囲
(アニュラス部の点検)

H8/H9溶接線 VT(Visual Test)



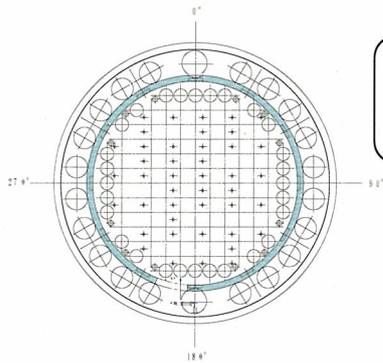
■ 接近可能範囲

【水中ROVによる点検（下面側）】

・アクセス性：ほぼ全周

- ・表面開口欠陥を検出（長さのみ検出。深さは不可）
- ・検出性は1milワイヤ(25 μ m)以上の割れを検出（ただし接近距離、照明、表面状態等による）
- ・必要に応じ、クラッドの除去（磨き）要

H8/H9溶接線 UT(Ultrasonic Test)



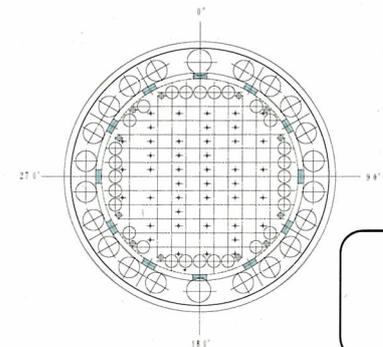
■ 接近可能範囲

【水中ROV+UTスキャナによる点検（下面側）】

・アクセス性：約10%

- ・上/下面の検査可能
- ・深さ方向の検出可能

レグ溶接部 VT/UT



■ 接近可能範囲

【VT：水中ROVによる点検(H10/H11)】

・アクセス性：ほぼ全周

【UT：水中ROV+UTスキャナによる点検(H10)】

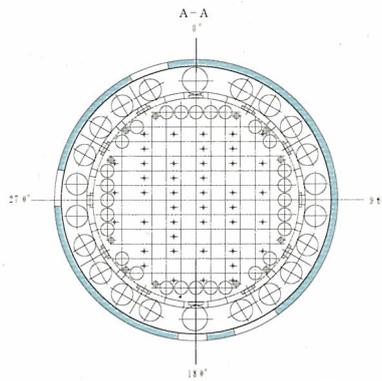
・アクセス性：ほぼ全周

図H-5-2 シュラウドサポート検査手法のアクセス可能範囲
（下部プレナム部の点検）

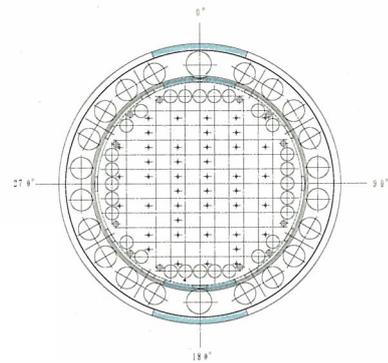
H9溶接線 UT (Ultrasonic Test)

【RPV外面用UTスキャナによる点検】

- ・アクセス性：約80%(保温材の取外が可能な場合)
約20%(保温材の取外が困難な場合)



保温材の取外が可能な場合



保温材の取外が困難な場合

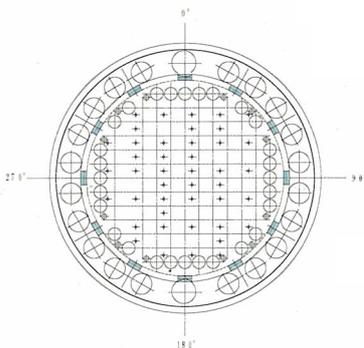
■ 接近可能範囲

- ・上/下面の検査可能
- ・深さ方向の検出可能

レグ溶接部 (H11) UT (Ultrasonic Test)

【RPV外面用UTスキャナによる点検】

- ・アクセス性：ほぼ全周



■ 接近可能範囲

- ・上/下面の検査可能
- ・深さ方向の検出可能

図H-5-3 シュラウドサポート検査手法のアクセス可能範囲
(圧力容器外面からの点検)

付録 I 点検必要範囲と点検周期の設定例

1. はじめに

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

なお、本付録では、点検しない部位については、保守側の設定として、解説 3-3 「注 1：未点検範囲の取扱いについて」の B 項を適用して点検しない部位全域に欠陥を想定し、この欠陥範囲の引張の荷重伝達機能を無視し、圧縮荷重が作用したときには荷重が伝達されるものとした。また、荷重伝達機能を無視した部位は、実際に貫通き裂が存在するのではないため、溶接線方向へのき裂進展までは考慮しないことにした。

2. SCC のき裂成長

H11 溶接線の SCC き裂深さと年数との関係を図 I-1 に示す(付録 C 参照)。内表面から板厚方向へ進展するき裂は、約 35 年を経て急速に成長し、深さ 35mm 程度で減速する傾向を示している。

一方、き裂が VT により検出される寸法はおよそ長さ 10mm 程度であり、アスペクト比を 0.1 と仮定すると、深さは 1mm となる。したがって、欠陥が検出可能になるのは、図 I-1 からおよそ 15 年以降である。このき裂が急速に立ち上がり、減速するときの年数はおよそ 44 年程度である。この平均的なき裂進展速度は破線の直線で示され、その速度は、1.3mm/年である。き裂の進展速度 V_1 は次のように設定する。

$$V_1 = 1.3\text{mm/年} \quad (\text{I-1})$$

3. 点検時の H8、H9 溶接線

H8、H9 溶接線は、許容残存断面積は 10% である。H8、H9 溶接線の直径を、簡単のため 4000 mm とすると、全周は約 12000 mm となる。再点検時に引張荷重伝達機能を考慮しない部位を 90% とすると 10800mm になり、1200 mm が残存部である。これを図 I-2(1) に示す。

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

N 年間のき裂進展により減少する断面積と引張荷重伝達機能を無視する断面積を除いた残存断面積（図 I-2(2) の残存断面積）は、許容残存断面積以上でなければならない。すなわち、

$$12000 \times t - [2(12000 - \ell)V_1 \times N + t \times \ell] \geq 0.1 \times 12000 \times t \quad (\text{I-2})$$

となる。ここで、 t は板厚である。ここで、 $t=52\text{mm}$ とし、 $N=10$ 年として、(I-2)式を用いて l を求めると、 $l=9600\text{mm}$ となる。したがって、残存部は 2400mm である必要があり、溶接線全長の20%に相当する。すなわち、H8、H9溶接線の点検必要範囲は、20%である。

4. 点検時のレグとブラケット溶接線

レグとブラケットの溶接線の許容残存断面積は25%である。H8、H9溶接線と同様に、レグとブラケット溶接線の点検必要範囲について述べる。

レグとブラケットは全数点検することになるが、一本のレグあるいはブラケットの溶接線の両面を点検した場合、片面を点検した場合、あるいは一部の溶接線を点検できない場合を想定し、このときの点検周期及び点検必要範囲について、レグの例で記述する。

(1) 溶接線の両面を点検した場合

図 I-3 に示すように、一本のレグで両面の点検が実施され、欠陥が検出されなかった場合、き裂は板の両面から速度 V_1 で進展すると仮定し、 N 年後の残存断面積が25%以上であるためには、

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

となる。 $V_1=1.3\text{mm/年}$ 、 $W=300\text{mm}$ 、 $t=72\text{mm}$ とし、 $N=10$ 年とすると、10年は(I-3)式を満足する。また、25%に達する年数を(I-3)式から求めると

$$N = 20.8 \text{ 年}$$

となる。この値を参考に点検周期を定められる。

(2) 溶接線の片側を点検した場合

図 I-4 に示すように、一本のレグで片面の点検が実施され、欠陥が検出されなかった場合、点検していない面は板厚50%の引張荷重伝達機能を考慮しないとした。き裂は板の片面から速度 V_1 で進展すると仮定すると、 N 年後の残存断面積が25%以上であるためには、

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

となる。ここで、 $V_1=1.3\text{mm/年}$ 、 $W=300\text{mm}$ 、 $t=72\text{mm}$ とし、 $N=10$ 年とすると、10年は(I-4)式を満足する。また、25%に達する年数を(I-4)式から求めると

$$N = 13.8 \text{ 年}$$

となる。この値を参考に点検周期を定められる。

(3) 溶接線の一部を点検しない場合

図 I-5 に示すように、一本のレグを部分的に点検する場合、点検しない領域の荷重伝達機能を考慮しないこととする。レグの断面積25%が残存断面積であるためには、

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

となる。ここで、レグの長さを $W=300\text{mm}$ 、板厚 $t=72\text{mm}$ 、引張荷重伝達機能を考慮しない長

さを l と仮定すると、 N 年後の残存断面積が25%であるためには、

$$300 \times 72 - [2(300 - l) 1.3 \times N + 72 \times l] = 0.25 \times 300 \times 72$$

となり、点検周期 $N=10$ 年とすると

$$l = 183 \text{ mm}$$

となる。すなわち、引張荷重伝達機能を考慮しない長さ l は183mm以下でなければならない。したがって、一本のレグでは健全な部分が117mm以上残存する必要があり、39%以上に相当する。すなわち、レグ溶接線の点検必要範囲は39%である。

5. まとめ

点検必要範囲と点検周期について、簡易的に評価する方法について述べた。

点検周期10年の場合、H8、H9溶接線の点検必要範囲は、点検時に20%、レグ溶接線点検必要範囲は39%である。

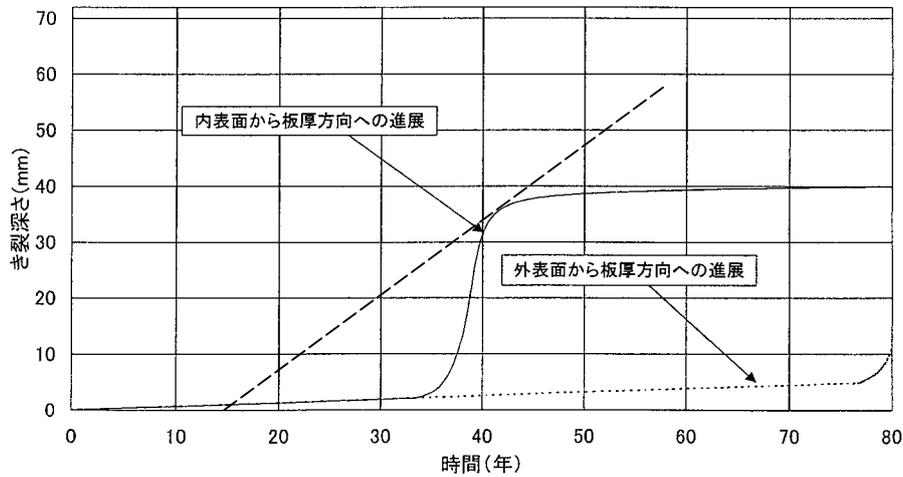
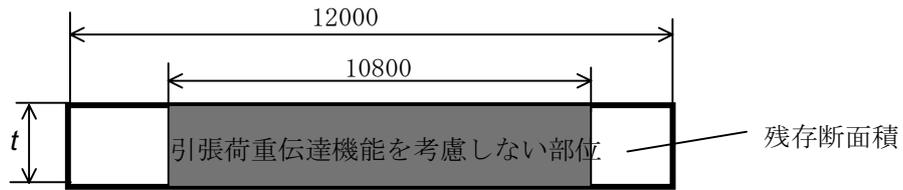
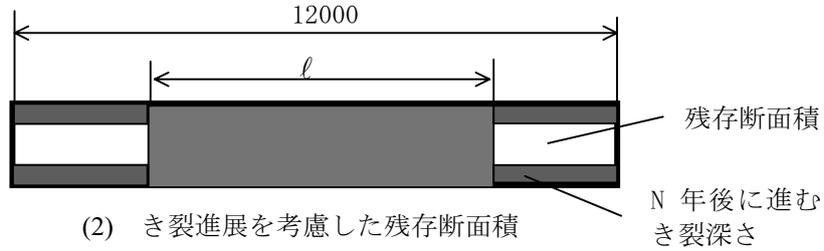


図 I-1 き裂の成長速度の仮定



(1) H8、H9 溶接線の N 年後の残存断面積



(2) き裂進展を考慮した残存断面積

図 I-2 H8、H9 溶接線の点検時の残存断面積

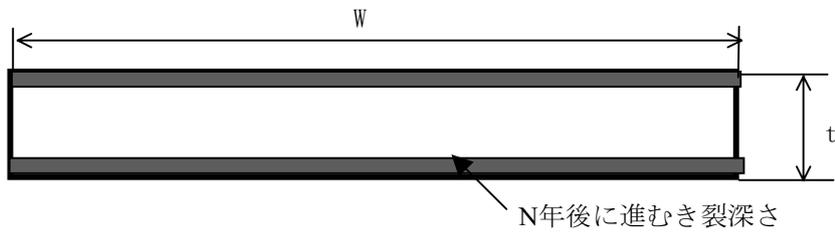


図 I-3 両面点検したときの H11 レグ溶接線の残存断面積

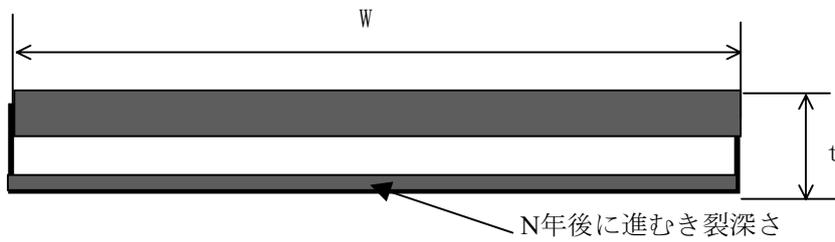


図 I-4 片面点検したときの H11 レグ溶接線の残存断面積

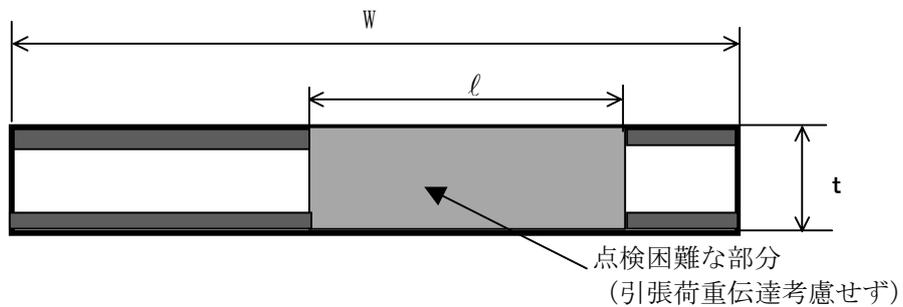


図 I-5 点検困難な部分があるときのレグ溶接線の残存断面積

付録 J 欠陥が検出されたときの評価法

1. 目的

本付録は、レグ型シュラウドサポートを対象として、点検時に欠陥が検出された場合の残存断面積の評価手法と評価例を示すものである。

2. SCCき裂進展速度

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

$$V_1 = 1.3 \text{ mm/年}$$

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

$$V_2 = 63.0 \text{ mm/年}$$

とした。(付録 C 参照)

3. 欠陥が検出された H11 溶接線

H11 溶接線の両面の VT により片面のみに欠陥が検出された場合を想定する。この場合、図 J-2 に示すように、(欠陥長さ ℓ) \times (板厚の 1/2) の矩形欠陥に置換え、板幅方向の SCC き裂進展量を考える。ここで、レグの板幅を W 、板厚を t とし、一本のレグ全域を点検して一個の欠陥が検出されたと仮定する。また、欠陥の両側へのき裂進展による残存断面積減少が最大となる板幅中央に欠陥が存在する場合を考え、欠陥は板厚中央で停留すると仮定する。

点検した部位で欠陥が検出されなかった部分の板厚方向のき裂進展速度を V_1 、検出された欠陥の板幅方向のき裂進展速度を V_2 とすると、 N 年後の次回点検時に残存断面積が 25%以上あるためには、

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

となる。ここで、 $W=300\text{mm}$ 、 $t=72\text{mm}$ とし、検出された欠陥長さ ℓ と点検期間 N 年との関係を表 J-1 に示す。検出された欠陥の長さ及び板幅方向のき裂進展速度によらず、裏面が健全であれば、13.8 年以上経過すると許容残存断面積 25%を割ることになる。換言すれば、欠陥が 1 つレグに検出された場合には 13.8 年以内に点検すればよい。欠陥の長さによらないのは、残存断面積が 25%となる前に板幅両端へき裂が到達するため、裏面での板厚方向のき裂進展が決定因子となるためである。

表 J-1 H11 溶接線の中央に長さ l の 1 個の欠陥がある場合の残存断面積 25%
になる時の年数 ($V_1=1.3\text{mm/年}$ 、 $V_2=63.0\text{mm/年}$ の場合)

欠陥長さ l 、 mm	230	170	107	75
年数、 Y	13.8	13.8	13.8	13.8

なお、一本のレグに複数の欠陥が検出された場合は、各々の欠陥からの SCC の進展を考慮し残存断面積 25%を割る年数を求めることになる。

4. まとめ

- (1) レグ型シュラウドサポートの H11 溶接線を対象に、欠陥が検出された場合の残存断面積の評価手法と評価例を示した。レグ型シュラウドサポートの他の溶接線及びブラケット型シュラウドサポートの溶接線についても、同様に扱うことができる。
- (2) 検出された欠陥が UT によりサイジングされた場合は、欠陥形状を板厚の 1/2 の矩形き裂と置かず、サイジングした欠陥として評価してよい。また、サイジングした欠陥を残留応力分布を用い、Paris 則による SCC き裂進展評価を行う詳細評価を実施してもよい。

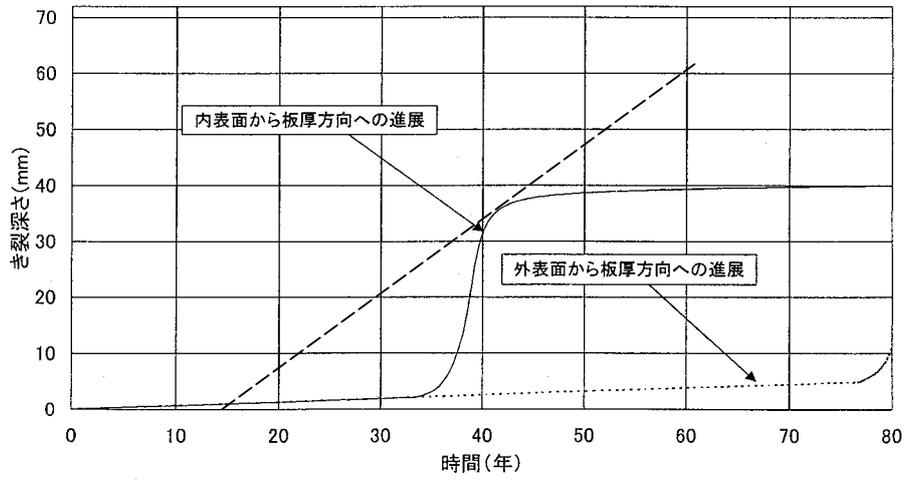


図 J-1 SCC によるき裂進展挙動

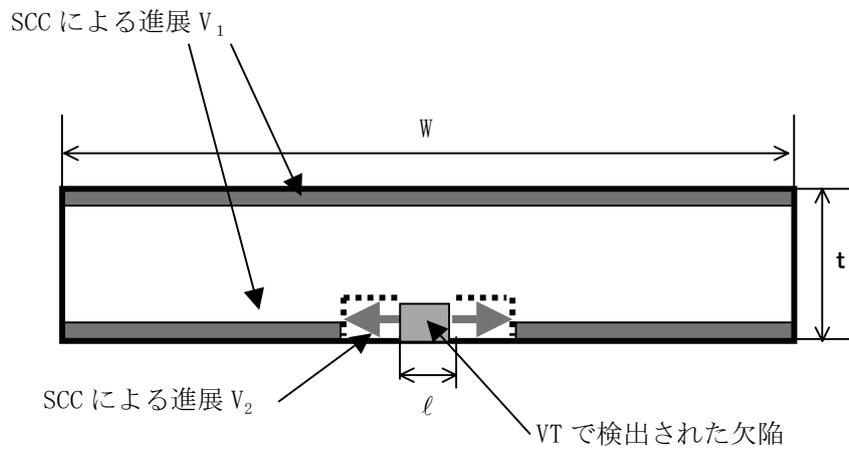


図 J-2 レグの中央に長さの 1 個の欠陥があった場合の残存断面積

付録K 未点検範囲の欠陥想定法

1. 概要

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

2. 未点検範囲の欠陥想定法の検討

2.1 未点検範囲の欠陥想定のお考え方

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

ケース A；点検未実施範囲は、全て欠陥とみなす。

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

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

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

ケース A～C の具体的計算方法を図 K-1 に示す。

ケース D の具体的計算方法を図 K-2 に示す。

図 K-2 において、

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

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

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

M の値は、シュラウド周溶接の点検最小単位をどのように考えるかによって決められる。炉心シュラウドの目視点検実績で、数mm～十数mmのひびが数多く確認されていることから、炉心シュラウドのガイドラインで、目視点検によって検知可能な SCC によるひび割れを、長さ 10mm（深さ 1mm）としていることは保守側の適切

な設定と考えられる。このことから、ケース D において、周溶接線の点検最小単位を 10mm とし、シュラウド周溶接線の全周がおよそ 10~15m (=10000~15000mm) であることから、シュラウド全周の母数 M を、(10000~15000mm) / 10mm \div 1000 とすることとした。

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

2.2 欠陥想定ケースの比較、検討

点検実施範囲の欠陥割合毎にケース A~D の周溶接全体の想定欠陥割合の比較を図 K-5 に示す。

図 K-5 から以下のことが判る。

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

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

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

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

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

3. 未点検範囲の欠陥想定方法

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

- (1) 点検割合 (X) 50%以上 :

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

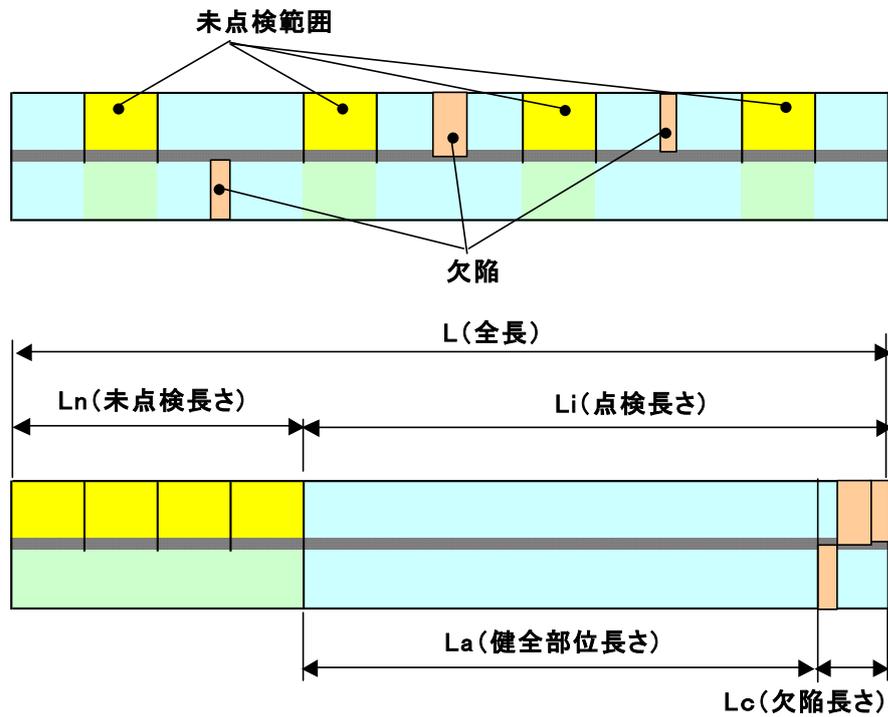
- (2) 点検割合 (X) が 0% から 50% :

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

4. 未点検範囲の欠陥想定方法の適用条件

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

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



想定欠陥割合: P

ケースA $P = (L_c + L_n) / L$

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

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

点検割合 = $X = L_i / L$

点検範囲での欠陥割合 = $Y = L_c / L_i$

ケースA $P = (L_c + L_n) / L$
 $= (Y-1) \cdot X + 1$

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

ケースC $P = (L - (L_a + L_n \times (L_a / L))) / L$
 $= (1-Y) \cdot X^2 - 2 \cdot (1-Y) \cdot X + 1$

図 K-1 欠陥想定方法 (ケース A~C) の具体的計算方法

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

母比率pの $100(1-\alpha)\%$ 信頼区間は、

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

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



シュラウド全周の欠陥割合の99%信頼上限推定

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

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

図 K-2 ケース D の計算方法

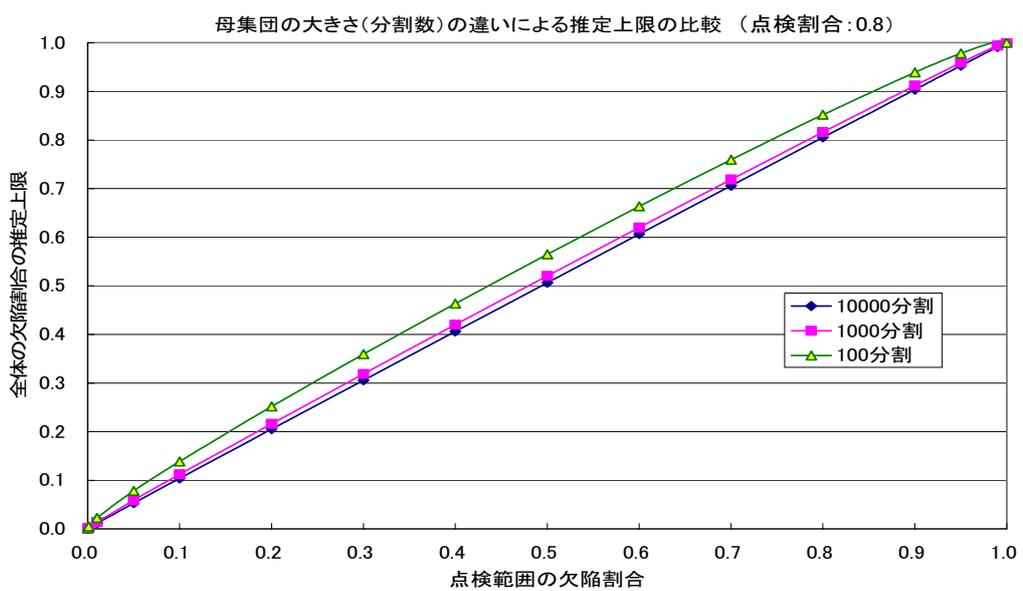
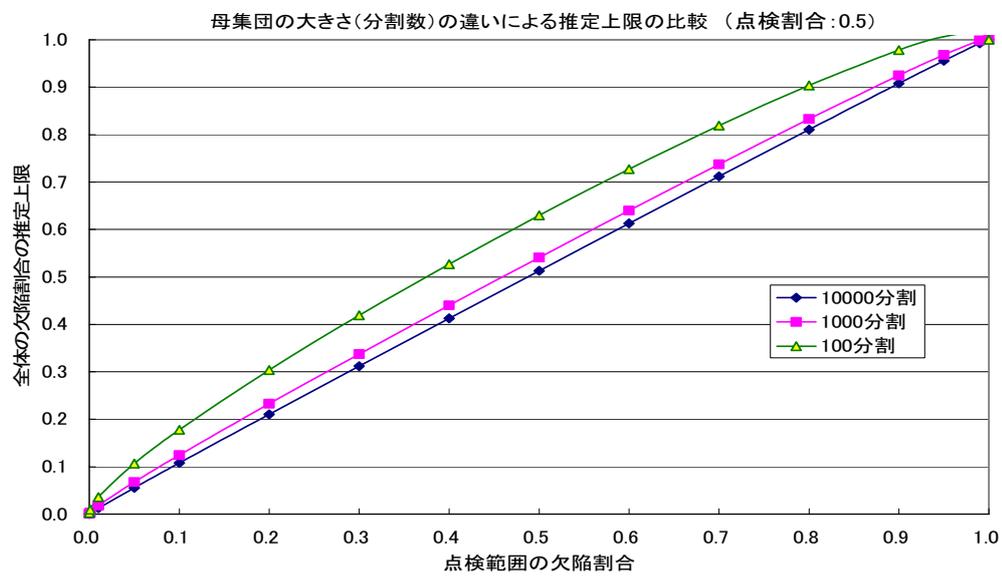
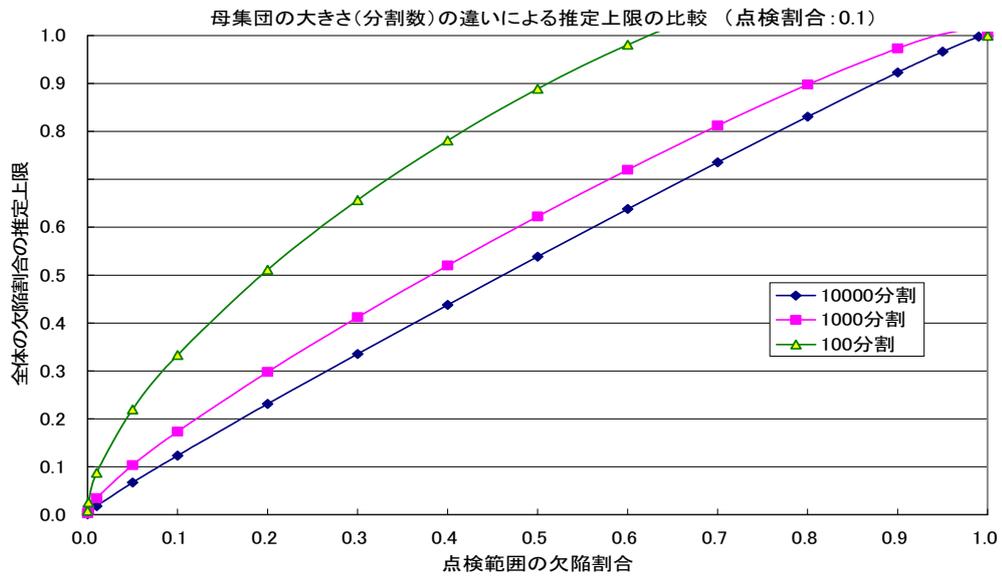


図 K-3 母数の大きさと信頼上限の比較

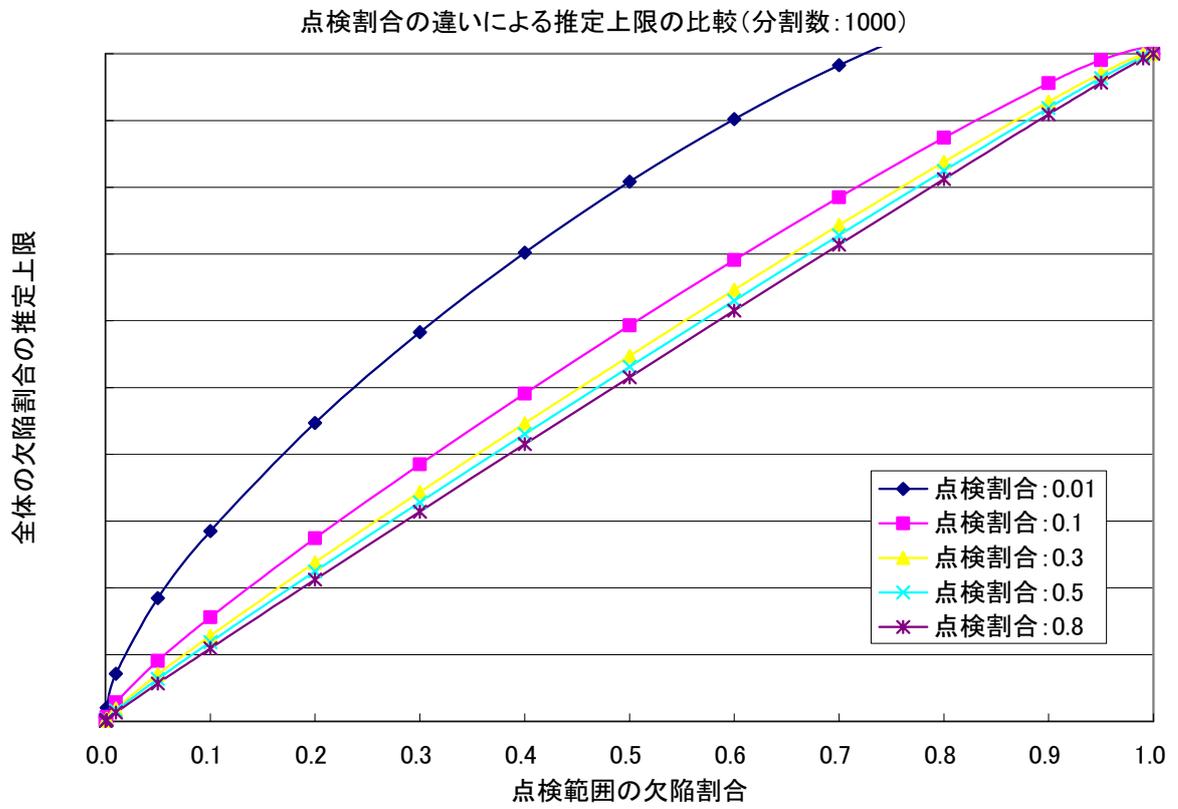


図 K-4 シュラウド全周を 1000 分割した場合の推定上限

想定欠陥割合(点検欠陥比率 $Y=0.1$)

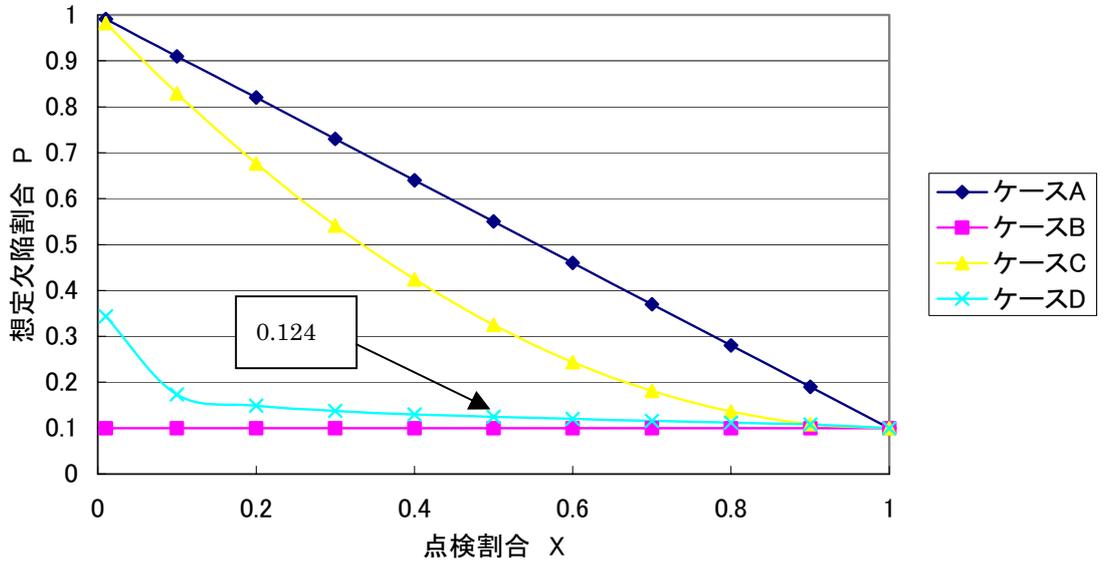


図 K-5 (1) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.1)

想定欠陥割合(点検欠陥比率 $Y=0.2$)

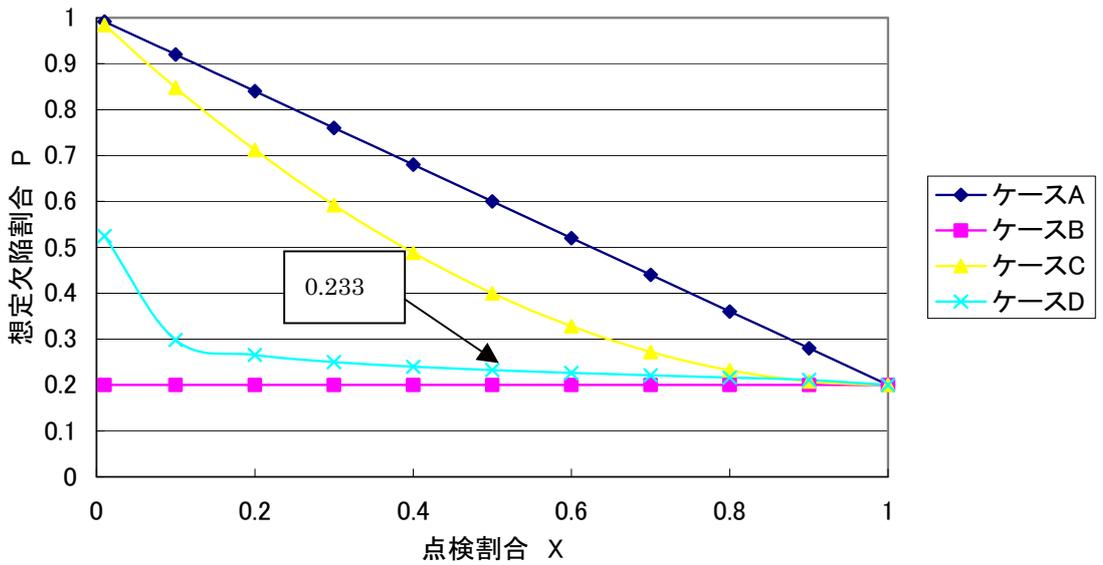


図 K-5 (2) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.2)

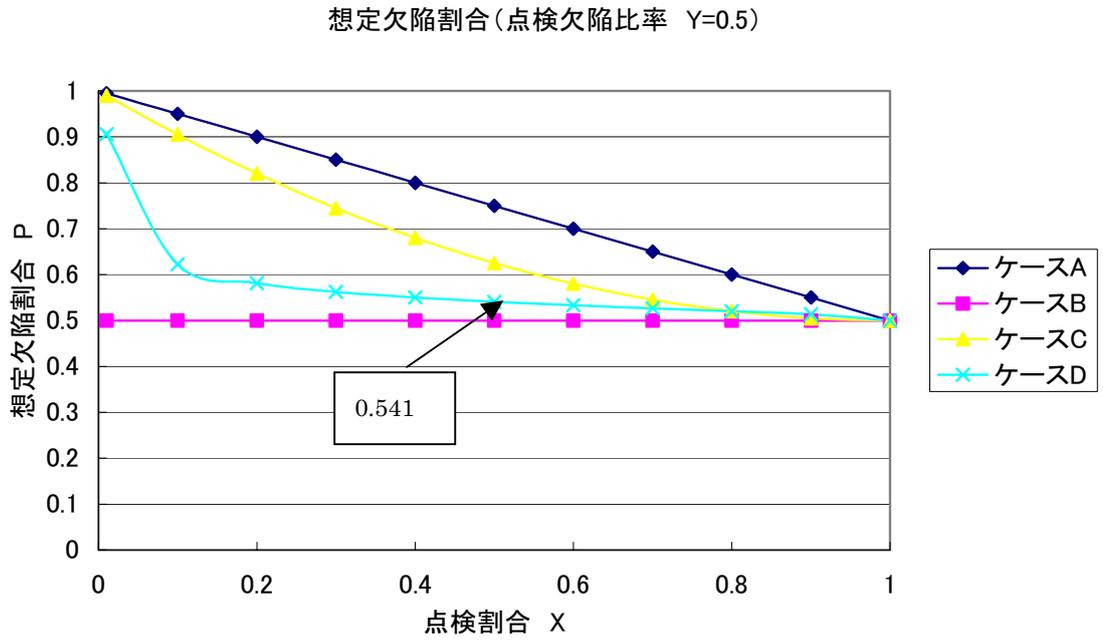


図 K-5 (3) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.5)

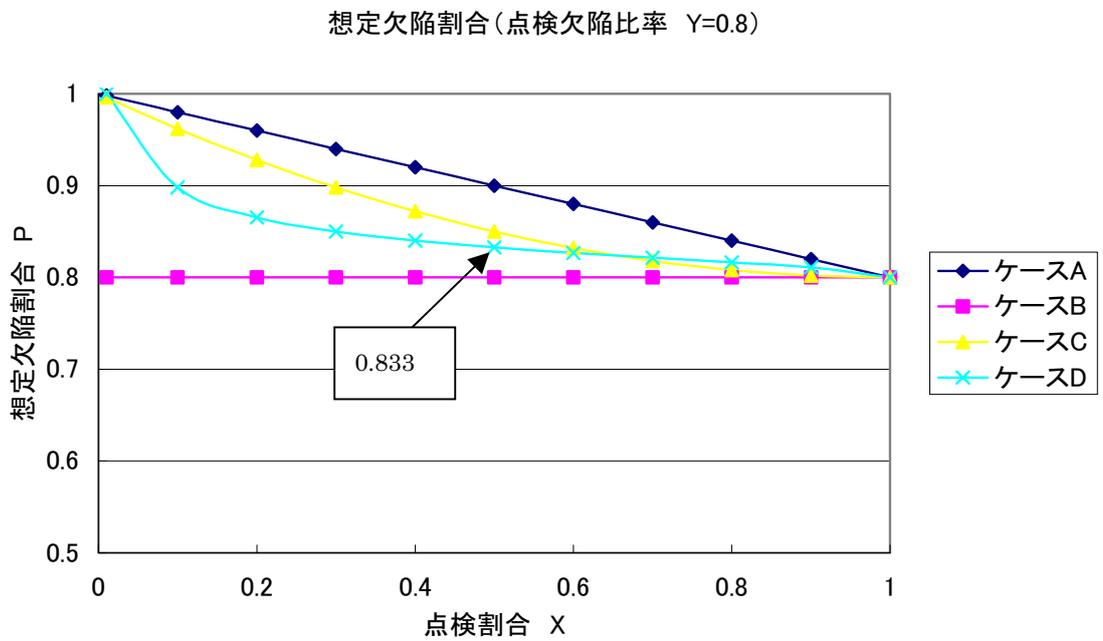


図 K-5 (4) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.8)

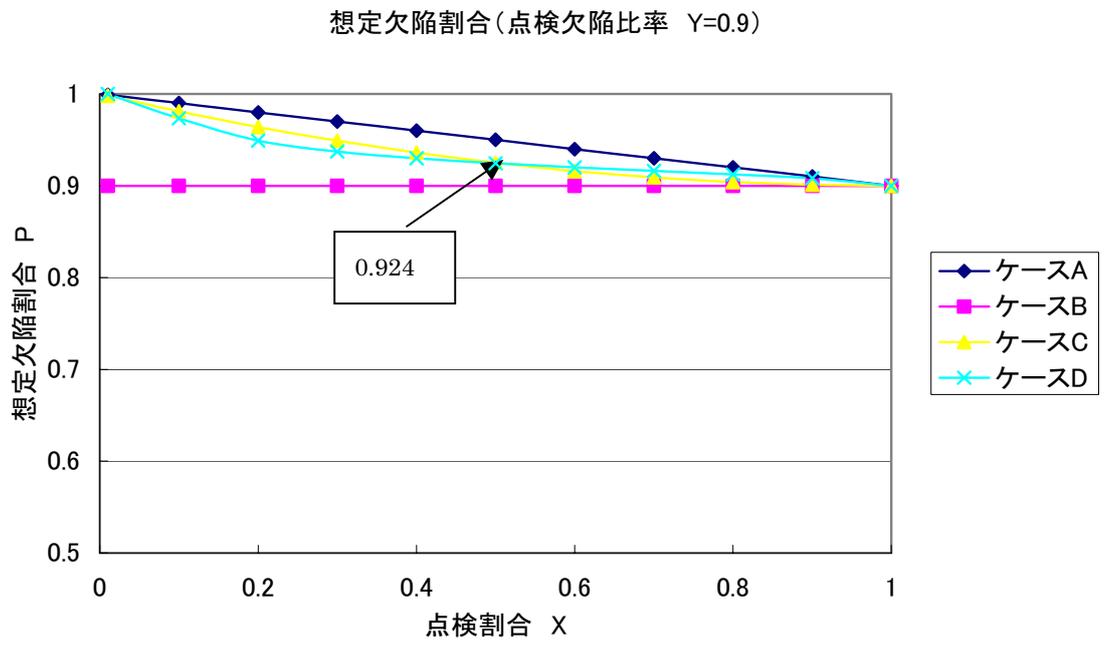
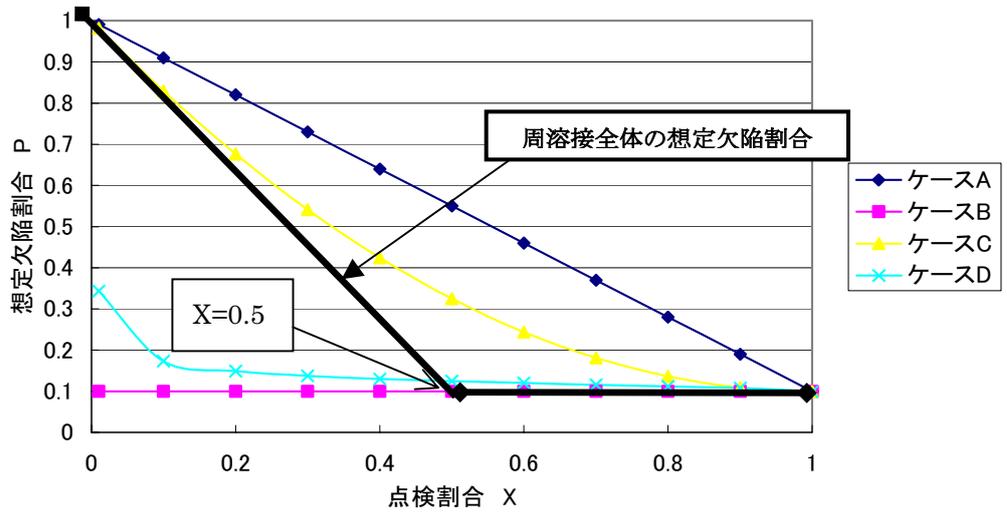
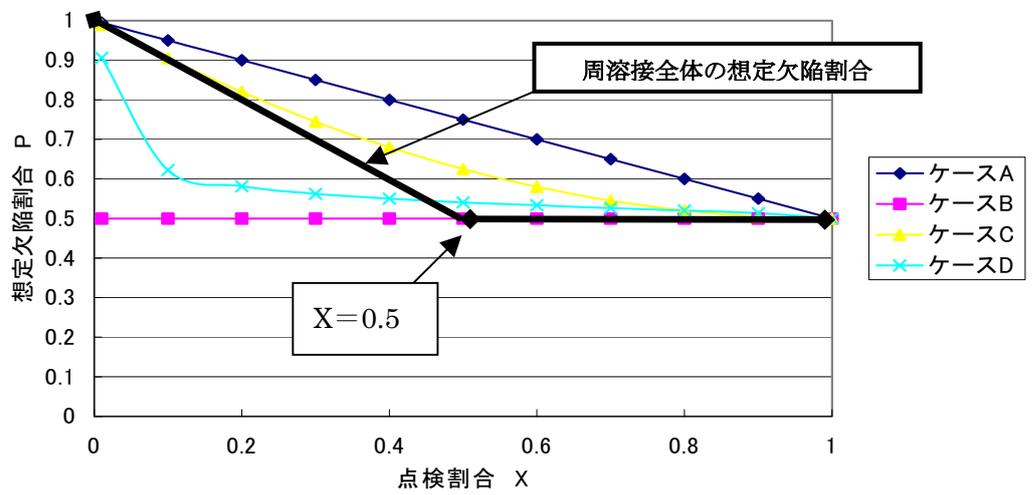


図 K-5 (5) 周溶接全体の想定欠陥割合の比較 (点検欠陥比率 0.9)

想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.1$)



想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.5$)



想定欠陥割合 (点検欠陥比率 $Y=0.8$)

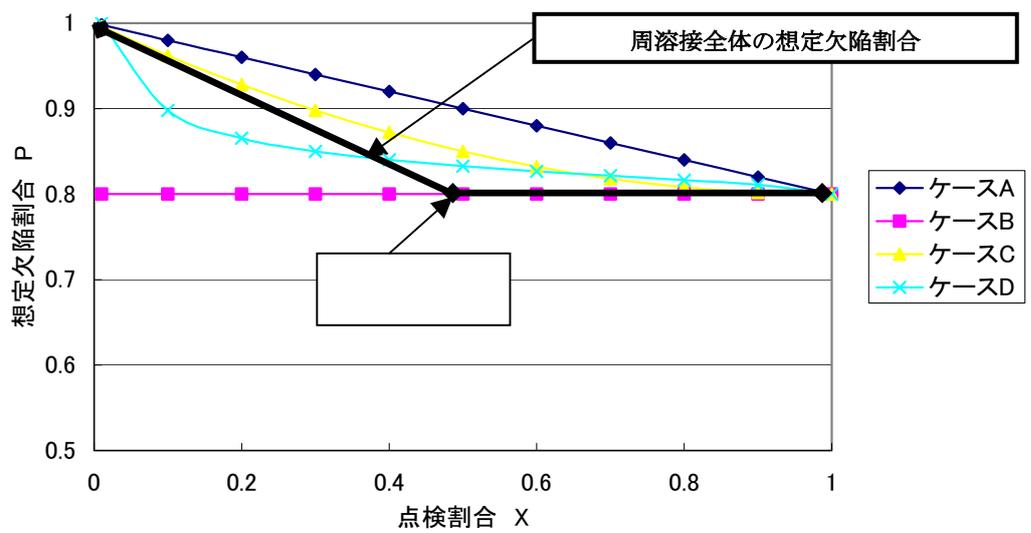


図 K-6 点検割合に応じた周溶接全体の想定欠陥割合

参 考 资 料

BWR 環境中におけるニッケル基合金の SCC 研究動向について

1. SCC 評価の現状

軽水炉は今後も我が国の原子力発電の中核を担っていくと考えられるが、万一、重要構造物に欠陥が検出された場合、き裂進展挙動の評価により、安全かつ合理的にプラントを運用するための基準を制定する必要がある。

従来より疲労に関しては評価不要欠陥寸法の概念があるが、SCC に対しては信頼性の高いき裂進展速度等のデータが十分に蓄積されていなかったこともあり、基準化には至っていなかった。しかしながら、近年、米国やスウェーデンでは、SCC 進展量を評価する動きがあり、一部、基準化が検討されている。また我が国においても日本機械学会維持規格として、オーステナイト系ステンレス鋼の SCC き裂進展評価線図及び疲労き裂進展評価線図が整備されつつある。

ニッケル基合金の SCC については発生、進展、メカニズム等材料基礎特性評価、構造物残留応力評価、欠陥検査技術及び取替・補修技術等の研究が官民協力のもと、広範囲に実施されている。また構造維持基準の基本材料データとなる SCC 進展速度及び破壊靱性については、水質環境依存性あるいは温度依存性、K 値依存性等のデータを拡充すべく、現在、国プロジェクトや民間研究において積極的に研究が実施されている。

以下に、今まで国内で実施されたあるいは実施中のニッケル基合金に関する SCC 関連研究項目を示す（表-1 参照）。

①SCC 発生評価	民間（一部取得済）
②SCC 発生メカニズム評価	民間（一部取得済）
③高耐食ニッケル基合金の開発	民間（取得済）
④き裂進展データの取得	
④-1 SCC 進展速度	国プロ（発電技検/JNES, PLIM/NiSCC） （一部取得済）
	民間（含む表面き裂）（一部取得済）
④-2 変動荷重下のき裂進展速度	国プロ（発電技検/JNES, PLEX, PLIM/NiSCC） （一部取得済）
⑤負荷応力	
ICM/CRD 残留応力	民間（取得済）
⑥応力拡大係数算出法	日本機械学会維持規格
⑦破壊靱性データ	国プロ（発電技検, PLEX, PLIM）（取得済） 民間（取得予定）
⑧破壊評価手法	日本機械学会維持規格 新規国プロ（JNES, NFA）（取得予定）
⑨欠陥のサイジング/検出性	国プロ（発電技検, SGF-UTS）（取得済）
⑩補修技術	

⑩-1 溶接補修技術	国プロ（NUPEC，炉内構造物取替）（実証済） 国プロ（発電技検，WIN）（取得済） 民間（取得済）
⑩-2 表面改質技術	国プロ（発電技検，PMT）（取得済） 民間（取得済）

2. 整備すべき SCC 評価基準の考え方

ニッケル基合金の SCC に対して整備すべき評価フローを上記関連項目と併せて図-1 に示す。SCC 欠陥を想定した構造物の評価には、

- ・有意なき裂にまで SCC が成長するまでの運転期間
- ・検査で発見された欠陥の進展評価
- ・想定荷重下で構造物が破壊しない許容欠陥寸法の評価

が必要である。

対象部位の検査優先度は使用されている材料の SCC 感受性評価等により、また検査開始時期は進展挙動解析、破壊基準等により評価される。

供用期間中検査（ISI）で欠陥指示があった場合には、詳細な欠陥寸法の計測を行い、検査基準で欠陥指示がなければ運転継続が判断される。検査基準を満足しない欠陥の場合には具体的な機器等の運転応力評価や残留応力評価を行い、検出された欠陥寸法からき裂先端の応力拡大係数を算出し、き裂進展量を評価する。また破壊評価により限界欠陥寸法を設定し、継続供用可能期間を設定する。

このような評価を行うために、今後、①各種ニッケル基合金の SCC 進展線図の整備、②ニッケル基合金の破壊限界に関するデータ整備、③残留応力下のき裂進展評価手法の妥当性検証、④き裂のサイジング評価の向上等を検討していく。

表-1 ニッケル基合金に関する SCC 関連研究一覧

研究項目		研究名	種別	研究期間
①	SCC 発生評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非ステンレス材料の耐食性に関する研究 ・ インコネル 600 溶接部の耐食性に関する研究 ・ 原子炉腐食環境及び材料耐食性評価に関する研究 ・ 原子炉腐食環境の改善と材料の SCC 緩和に関する研究 ・ SCC 及び腐食疲労に関する寿命評価基礎研究 ・ 実機構造物の SCC 寿命評価研究 ・ インコネル溶接部の SCC 発生・進展挙動評価研究 	BWR 電力共研 BWR 電力共研 BWR 電力共研 BWR 電力共研 東京電力自社研 BWR 電力共研 BWR 電力共研	S55 上～S57 下 S60 上～S62 下 H4 上～H6 下 H7 上～H9 下 H6 下～H8 下 H9 上～H12 下 H13 下～H17 上
②	SCC 発生メカニズム評価	<ul style="list-style-type: none"> ・ SCC 及び腐食疲労に関する寿命評価基礎研究 ・ 実機構造物の SCC 寿命評価研究 	東京電力自社研 BWR 電力共研	H6 下～H8 下 H9 上～H12 下
③	高耐食ニッケル基合金の開発	<ul style="list-style-type: none"> ・ 非ステンレス材料の耐食性に関する研究 ・ 高耐食性ニッケル基合金の確証 	BWR 電力共研 BWR 電力共研	S55 上～S57 下 S60 上～S62 下
④	き裂進展データの取得			
④-1	SCC 進展データ	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力プラント機器高度化技術開発(PLIM) – 応力腐食割れ評価技術の開発 – ・ 高経年化対策関連技術開発(NiSCC) – Ni 基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究 ・ Ni 基合金応力腐食割れ進展評価技術調査(NSC) ・ 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研究 ・ SCC 及び腐食疲労に関する寿命評価基礎研究 ・ 実機構造物の SCC 寿命評価研究 ・ インコネル 182 のき裂進展速度評価研究 ・ インコネル溶接部のき裂進展評価研究 ・ インコネル溶接部の SCC 発生・進展挙動評価研究 	国プロ(発電技検) 国プロ(発電技検) 国プロ(JNES) 国プロ(JNES) BWR 電力共研 東京電力自社研 BWR 電力共研 東京電力自社研 BWR 電力共研 BWR 電力共研	H10～H11 H12～H15 上 H15 下～H17 H17～H21 H9 上～H11 下 H6 下～H8 下 H9 上～H12 下 H7 下 H7 上～H9 下 H13 下～H17 上
④-2	変動荷重下のき裂進展データ	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラント長寿命化技術開発(PLEX) – 低合金鋼ステンレス鋼等腐食環境材料試験 – ・ 原子力プラント機器高度化技術開発(PLIM) – 応力腐食割れ評価技術の開発 	国プロ(発電技検) 国プロ(発電技検)	S62～H7 H10～H17

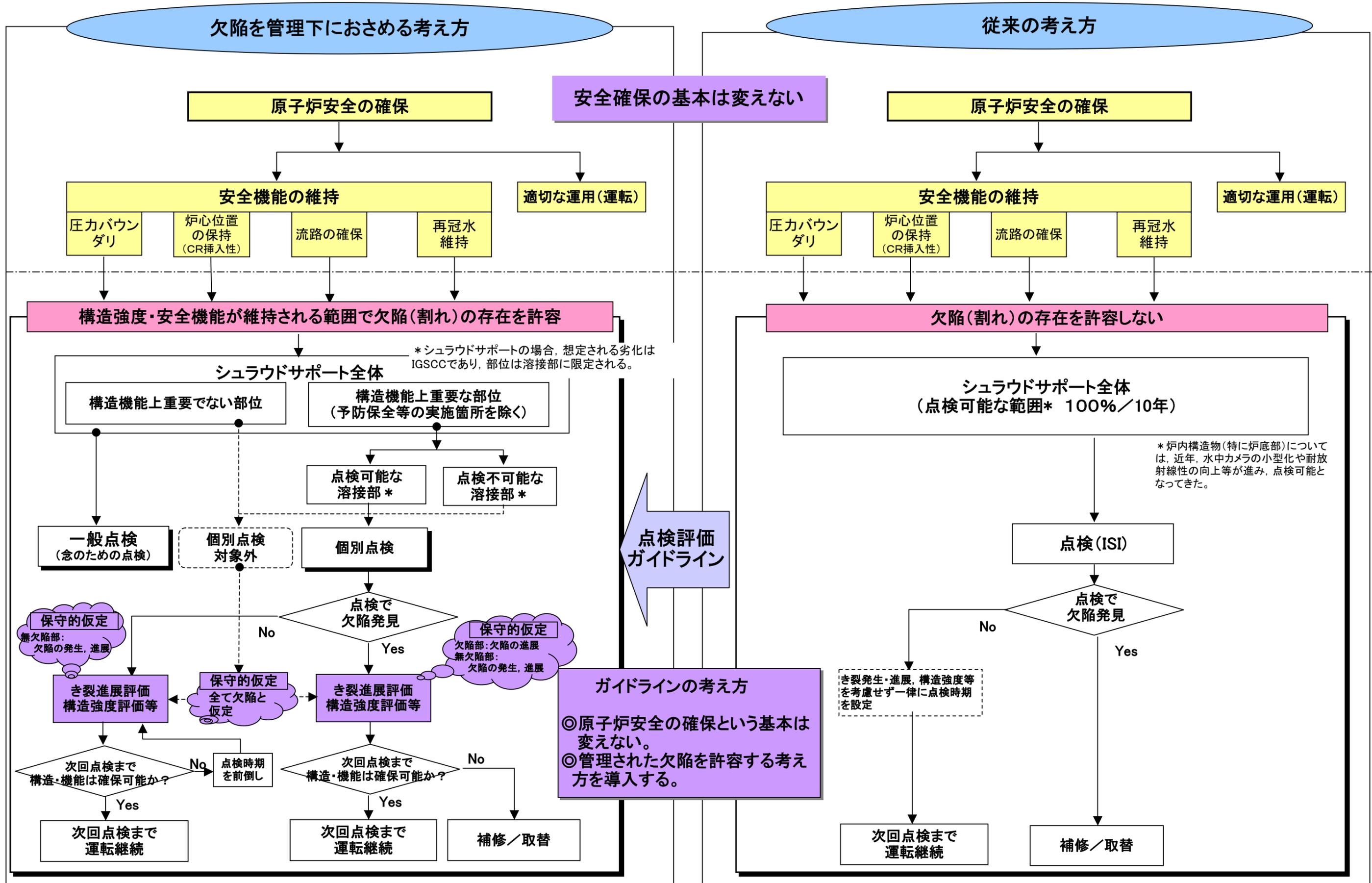
資料3

研究項目	研究名	種別	研究期間
④-2 変動荷重下のき裂進展データ	<ul style="list-style-type: none"> 高経年化対策関連技術開発(NiSCC) <ul style="list-style-type: none"> - Ni 基合金応力腐食割れ進展評価手法の調査研究 Ni 基合金応力腐食割れ進展評価技術調査(NSC) SCC 及び腐食疲労に関する寿命評価基礎研究 材料健全性に及ぼす過酸化水素の影響評価研究 	国プロ(発電技検) 国プロ(JNES) 国プロ(JNES) 東京電力自社研 BWR 電力共研	H12~H15 上 H15 下~H17 H17~H21 H6 下~H8 下 H10 下~H11 下
⑤ 負荷応力			
残留応力	<ul style="list-style-type: none"> 複雑形状部機器配管健全性実証事業(IAF) インコネル溶接部のき裂進展評価研究 	国プロ(JNES) BWR 電力共研	H13~H19 H7 上~H9 下
⑥ 応力拡大係数算出法	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子力設備規格 維持規格 	日本機械学会	H11
⑦ 破壊靱性データ	<ul style="list-style-type: none"> プラント長寿命化技術開発(PLEX) <ul style="list-style-type: none"> - 低合金鋼ステンレス鋼等腐食環境材料試験- ニッケル基合金の破壊靱性評価研究 炉心シュラウドサポート廃材を用いた材料特性変化確認試験研究 	国プロ(発電技検) BWR 電力共研 BWR 電力共研	S62~H7 H11 上~H12 下 H15 上~H17 下
⑧ 破壊評価手法	<ul style="list-style-type: none"> 発電用原子力設備規格 維持規格 	日本機械学会	H11
⑨ 欠陥のサイジング/検出性	<ul style="list-style-type: none"> 実用原子力発電施設検査技術等開発(SGF) <ul style="list-style-type: none"> - 超音波探傷試験による欠陥検出性及びサイジング精度に関する確証試験(UTS) 	国プロ(発電技検)	H7~H15
⑩ 補修技術	<ul style="list-style-type: none"> ・ 		
⑩-1 溶接補修技術	<ul style="list-style-type: none"> 原子力プラント保全技術信頼性実証試験 <ul style="list-style-type: none"> - シュラウド取替工法 - ICM ハウジング取替工法実証試験 - スタブチューブ取替工法実証試験 原子力プラント照射材料の補修溶接技術確証試験(WIM) <ul style="list-style-type: none"> - 原子炉圧力容器の補修溶接技術確証試験 - 原子炉炉内構造物の補修溶接技術確証試験 照射材の補修溶接技術と継手特性評価研究 原子炉炉内構造物等への水中被覆アーク溶接法適用に関する確証試験 常温テンパービード工法確証試験 水中 YAG レーザ溶接工法確証試験 	国プロ(NUPEC) 国プロ(NUPEC) 国プロ(NUPEC) 国プロ(発電技検) 国プロ(発電技検) BWR 電力共研 発電技検確証試験 発電技検確証試験 発電技検確証試験	H7~H9 H7~H9 H7~H12 H9~H15 H9~H15 H7 上~H11 下 H5 H10~H11 H10~H11

研究項目		研究名	種別	研究期間
⑩-2	表面改質技術	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子力プラント機器材料劣化対策技術開発 － BWR 炉内構造物構成材料－(PMT) ・ 原子炉炉内構造物へのショットピーニング法適用に関する確性試験 ・ 原子炉炉内構造物へのウォータジェットピーニング法適用に関する確性試験 ・ 原子炉炉内構造物へのノーブルメタルコーティング法適用に関する確性試験 ・ 原子炉炉内構造物へのレーザピーニング法適用に関する確性試験 ・ 原子炉炉内構造物等へのレーザ脱鋭敏化処理法適用に関する確性試験 	国プロ(発電技検) 発電技検確性試験 発電技検確性試験 発電技検確性試験 発電技検確性試験 発電技検確性試験	H8～H14 H8 H8 H9 H10 H10～H11

用語一覧表

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
溶接線	溶接金属，熱影響部，及び，熱影響部近傍の母材を含む領域
ET	渦流探傷試験（Eddy Current Test）の略称
H8～H11 溶接線	H は水平を表し，シュラウド上部の溶接線から番号がつけられ，番号により表示された溶接線位置の表示
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
S ₁ 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，設計用最強地震
S ₂ 地震	起こることを可能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，設計用限界地震
UT	超音波探傷試験（Ultrasonic Test）の略称
VT	目視試験（Visual Test）の略称



炉内構造物点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、シュラウドサポートに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 経年変化事象：応力腐食割れ
 - ② シュラウドサポート（アクセスホールカバーを含む）に要求される安全機能：
 - 原子炉圧力容器の健全性、制御棒挿入製、炉心冷却材流路の確保、事故時炉心再冠水機能
 - ③ 対象材料：インコネル182、インコネル82及び改良インコネル182の溶接部、並びにインコネル X-750（アクセスホールカバーのボルト材）
 - 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及びアクセスホールカバー
 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（ピーニング、貴金属コーティング等）についても考慮する。

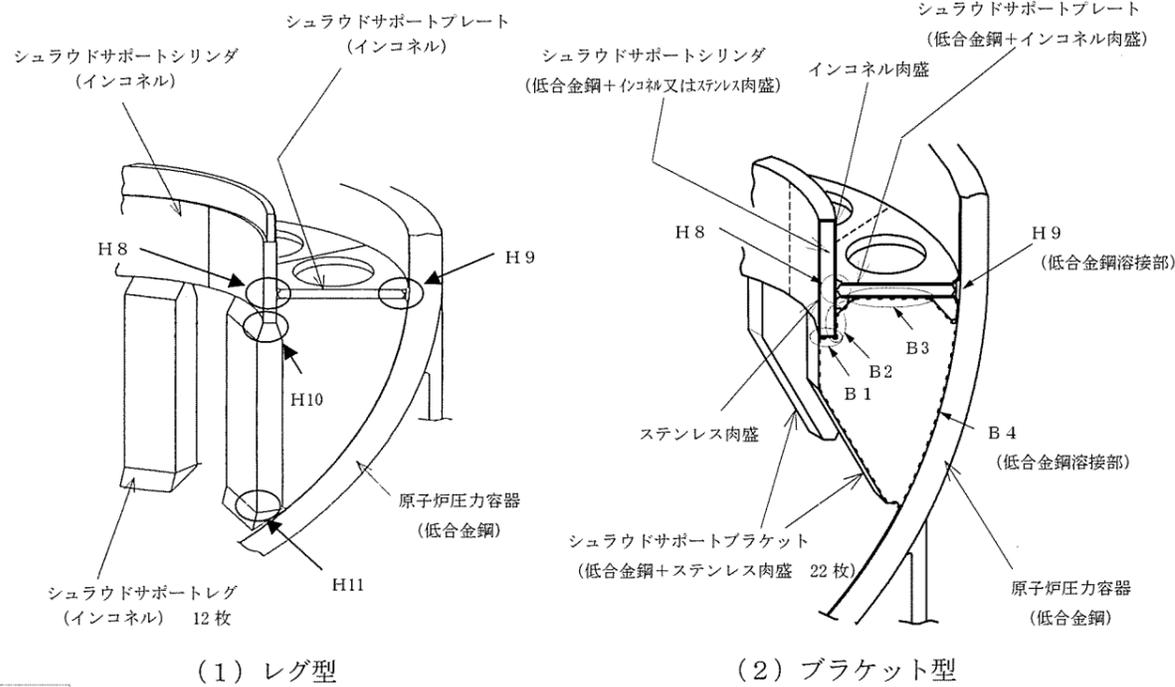
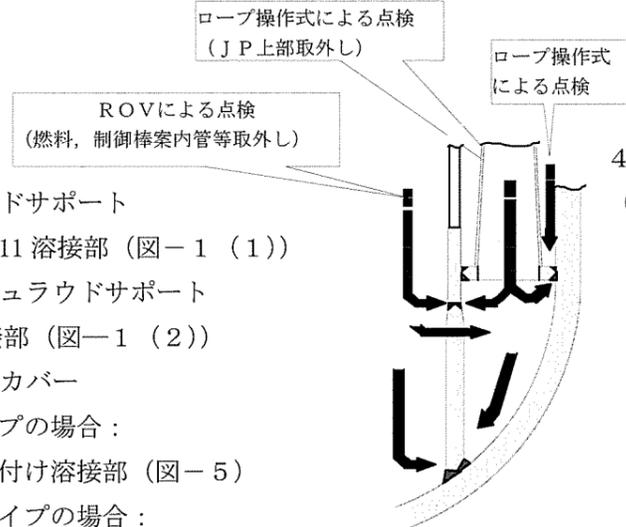


図-1 シュラウドサポートの構造

2. 具体的な点検対象箇所

- (1) レグ型シュラウドサポート
 - H8, H9, H10, H11 溶接部 (図-1 (1))
- (2) ブラケット型シュラウドサポート
 - H8, B1~B3 溶接部 (図-1 (2))
- (3) アクセスホールカバー
 - ・溶接取付タイプの場合：
 - カバーの取付け溶接部 (図-5)
 - ・ボルト締結タイプの場合：
 - カバーの締結ボルト (図-6)



3. 点検方法

- (1) シュラウドサポート及び溶接取付タイプのアクセスホールカバー
 - 目視試験又は適切な超音波探傷試験、渦流探傷試験にて実施する。
 - 目視検査 (MVT-1) 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。
- (2) ボルト締結タイプのアクセスホールカバー
 - 締結ボルト全数の上部及び下部の目視検査 (VT-3) を実施する。
 - 必要に応じて、ボルトの上部から UT を実施してもよい。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- (1) シュラウドサポート
 - インコネル182溶接部は運開後、実運転時間で15年~25年の間に初回点検を実施する。また、改良インコネル182及びインコネル82溶接部は運開後、暦年で30年以内に初回点検を実施する。
 - 個別プラントの荷重条件等を考慮し、点検不可範囲については、点検実施範囲とその欠陥割合から所定の範囲の荷重伝達機能がないものと仮定し、構造強度と安全機能を維持するために必要な溶接部の断面積（許容残存断面積）を算出する。(図-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な断面積が許容残存断面積より大きくなるように次回点検時期及び点検（必要）範囲を設定する。(図-3)
 - 以上より、次回点検までのき裂進展を想定しても、必ず許容残存断面積以上の健全部が確保されるように点検を行い、確保できない場合には補修等の対策を実施する（点検フローを図-4に示す）。
- (2) アクセスホールカバー
 - 溶接取付タイプは運開後、暦年で30年以内に初回点検を実施する（点検フローを図-7に示す）。
 - ボルト締結タイプは運開後、実運転時間で10年以内に初回点検を実施する（点検フローを図-8に示す）。

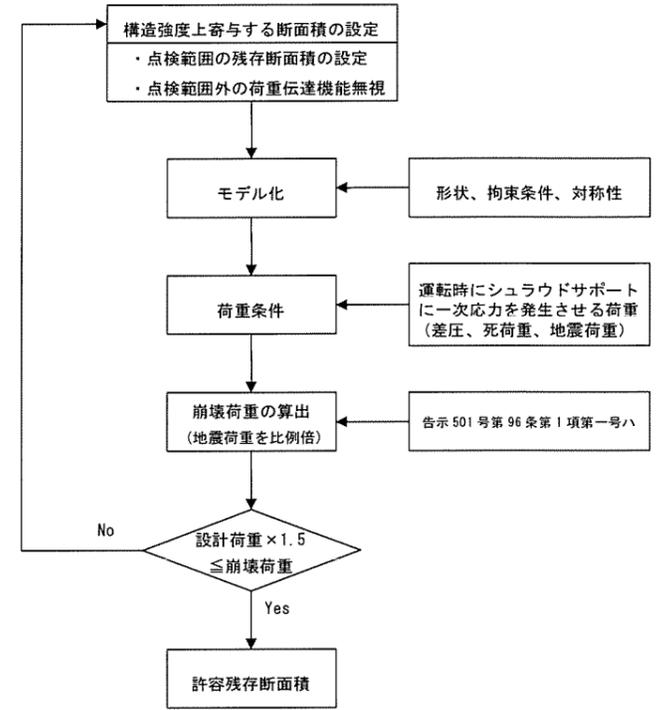


図-2 許容残存断面積の設定手順
(点検範囲外を全て荷重伝達機能を無視した場合)

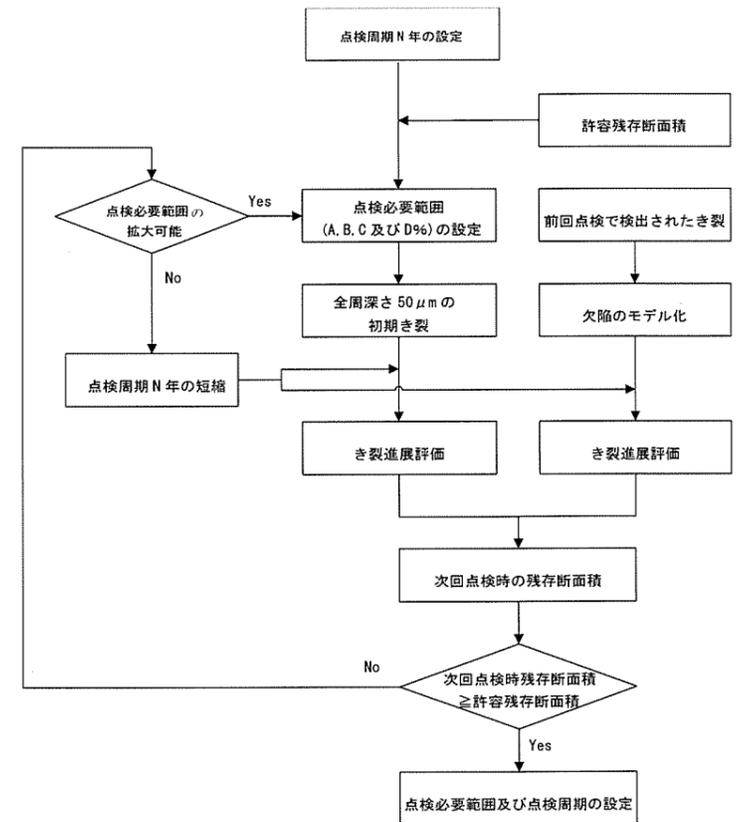


図-3 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

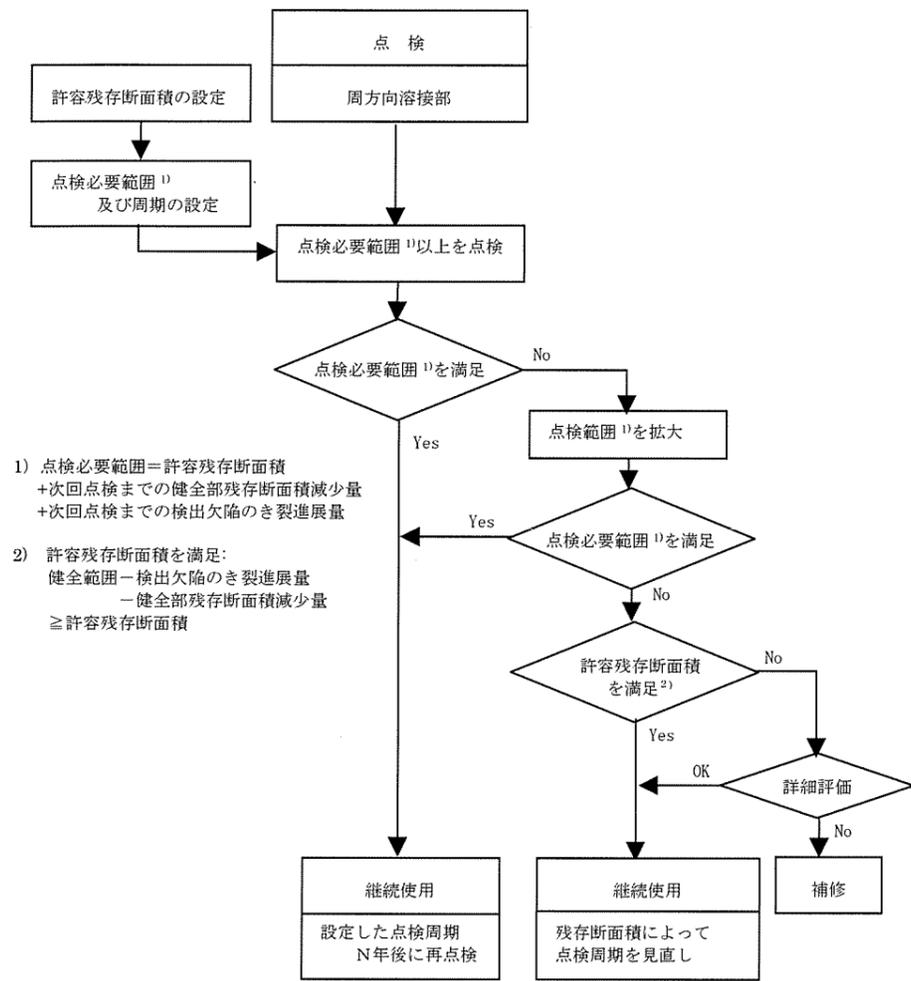


図-4 シュラウドサポート点検フロー

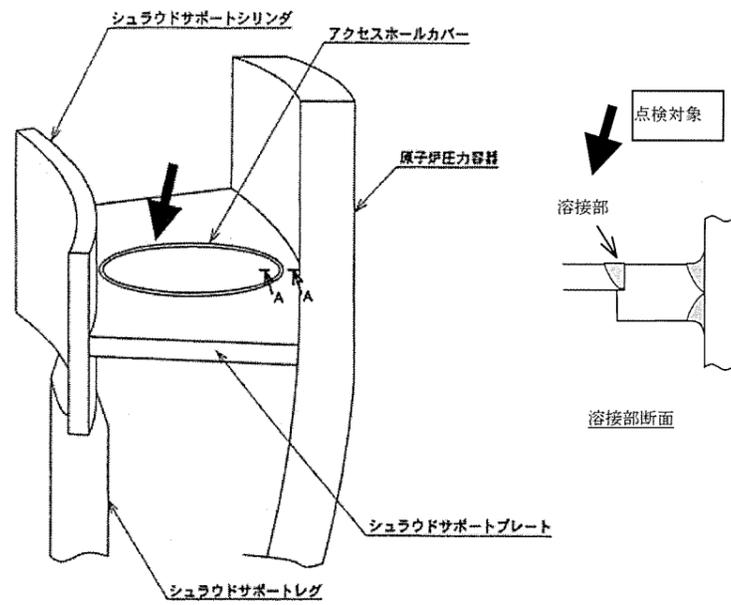


図-5 アクセスホールカバー（溶接取付タイプ）点検対象部位

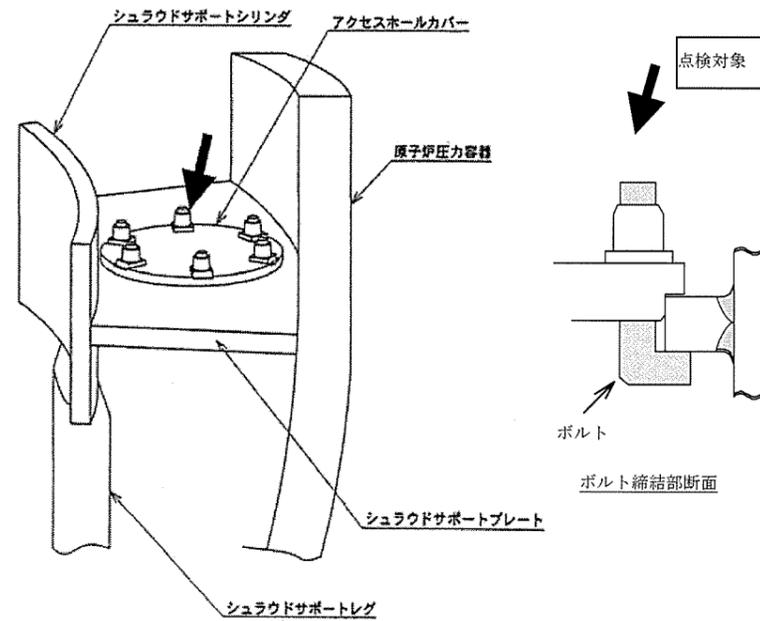


図-6 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検対象部位

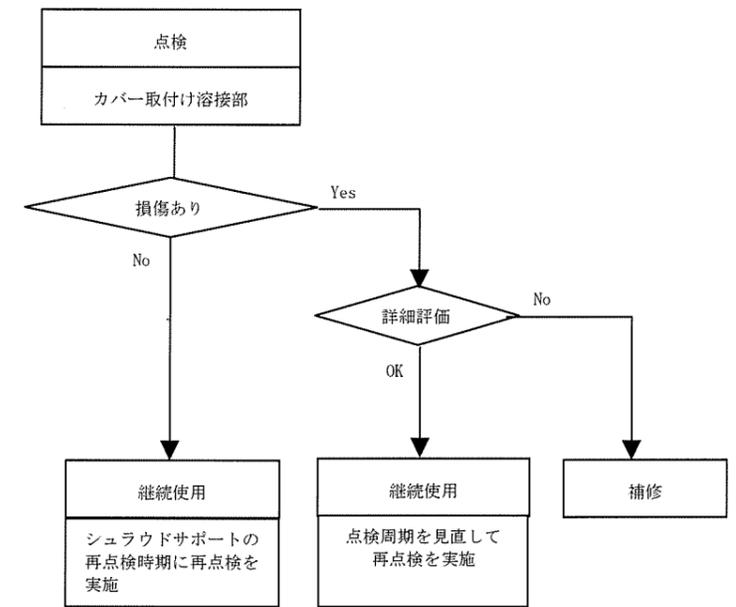


図-7 アクセスホールカバー（溶接取付タイプ）点検フロー

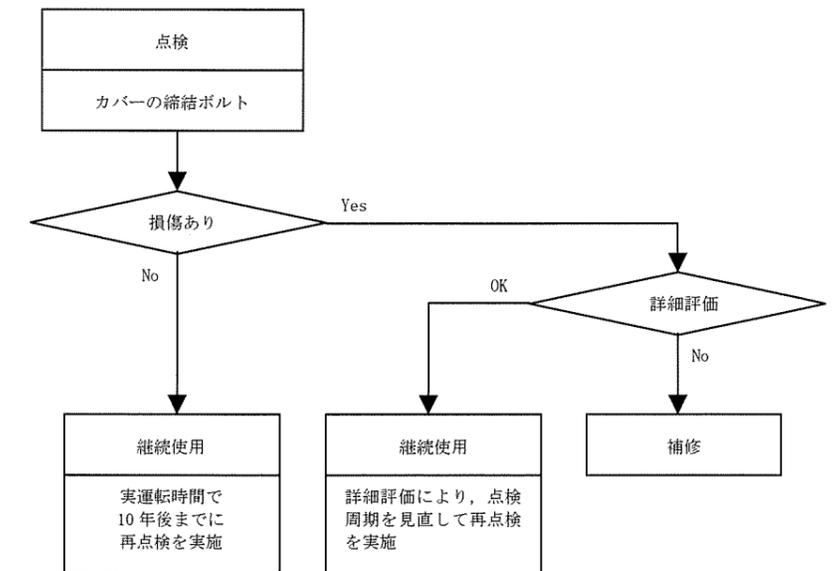


図-8 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検フロー

改訂経緯

- | | |
|--------------|---|
| 平成 12 年 3 月 | 初版発行 |
| 平成 17 年 10 月 | 第 2 版改訂発行
点検対象の部位としてアクセスホールカバーを、材料としてインコネル 82、改良インコネル 182 及びインコネル X-750 を追加した。付録 A 及び C に、点検対象の追加に関連した記述と最新知見を加えた。 |
| 平成 20 年 6 月 | 第 3 版改訂発行
これまでの炉心シュラウド点検状況を踏まえて、未点検範囲の欠陥想定法の検討を加えた結果を付録 K として追加し、解説 3-3 の未点検範囲の取扱いに関する記述を見直した。 |

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[シュラウドサポート]
(第3版)

編集者 有限責任中間法人 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 有限責任中間法人 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

©日本原子力技術協会, 2008

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