

# BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[差圧検出／ほう酸水注入ライン]

(第2版)

平成27年3月

一般社団法人 原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

## はじめに

我が国の原子力発電所では、安全・安定運転を確保するため、炉内構造物等の健全性を確認あるいは保証することが、重要な課題となっています。本ガイドラインは、このような重要性に鑑み、損傷発生の可能性のある構造物について、点検・評価・補修等に関する要領を提案するものです。

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

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることと致します。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

最後に、本ガイドラインの制定にあたり、絶大なご助言を賜りました学識経験者、電力会社、メーカーの方々等、関係各位に深く感謝いたします。

平成 27 年 3 月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会  
委員長 野本敏治

# BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

## 改訂履歴

ガイドライン名：差圧検出／ほう酸水注入ライン

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 16 年 1 月	初版発行		
平成 27 年 3 月	第 2 版発行	適用する規格基準ほか見直し	

※ 改訂の詳細は参考資料 1 参照

### ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、原子力安全推進協会に設置された炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会において、専門知識と関心を持つ委員と参加者による審議を経て制定されたものである。

原子力安全推進協会はガイドライン記載内容に対する説明責任を有するが、ガイドラインを使用することによって生じる問題に対して一切の責任を持たない。またガイドラインに従って行われた点検、評価、補修等の行為を承認・保証するものではない。

従って本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

## 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(平成 27 年 3 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 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	大阪大学名誉教授 福井工業大学教授
委員	橋爪 秀利	東北大学教授
委員	望月 正人	大阪大学教授
幹事	村井 荘太郎	東京電力(株)
幹事	中野 守人	関西電力(株)
幹事	小林 広幸	日本原子力発電(株)
委員	勝海 和彦	北海道電力(株)
委員	清水 敬輔	東北電力(株)
委員	吉田 伸司	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(株)
委員	庄司 卓	中部電力(株)
委員	新屋 和彦	北陸電力(株)
委員	桑田 賢一郎	中国電力(株)
委員	松浦 正幸	四国電力(株)
委員	大久保 康志	九州電力(株)
委員	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	浦辺 守	日本原子力発電(株)
委員	枅 明彦	電源開発(株)
委員	増田 稔	日立GEニュークリア・エナジー(株)
委員	磯 敦夫	(株)東芝
委員	小山 幸司	三菱重工業(株)
委員	太田 丈児	電力中央研究所
委員	杉江 保彰	原子力安全推進協会
事務局	関 弘明	原子力安全推進協会

# BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [差圧検出／ほう酸水注入ライン]

## 目 次

第1章	目的及び適用	
1.1	目 的	1
1.2	適 用	1
第2章	点検対象	
2.1	基本的考え方	1
2.2	点検対象部位	1
第3章	点検及び評価	
3.1	点検方法	3
3.1.1	点検手法	3
3.1.2	点検時期	3
3.2	評 価	3
3.3	点検フロー	3
解 説		
解説 1-1	「ガイドライン制定の目的」	5
解説 1-2	「本ガイドラインの適用にあたって」	5
解説 2-1	「原子炉の安全性確保」	5
解説 2-2	「差圧検出・ほう酸水注入系配管に想定される経年変化事象」	6
解説 2-3	「対応力腐食割れ性」	6
解説 2-4	「点検対象」	6
解説 3-1	「点検方法及び点検時期」	10
解説 3-2	「SCC 予防保全対策」	10
解説 3-3	「補修技術」	11

## 付 録

付録A 差圧検出・ほう酸水注入系配管溶接部の残留応力評価

付録B 差圧検出・ほう酸水注入系配管溶接部の SCC 亀裂進展評価

付録C 差圧検出・ほう酸水系配管ノズル溶接部の欠陥裕度評価

付録D 差圧検出・ほう酸水系配管溶接部からの漏えいの影響評価

## 参考資料

参考資料-1 改訂経緯

参考資料-2 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [差圧検出/ほう酸水注入ライン] の  
概要

## 第1章 目的及び適用

### 1.1 目的

本ガイドラインは、軽水減速軽水冷却型原子力発電所用機器のうち、炉内構造物に要求される安全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 1-1)

### 1.2 適用

#### 1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは、炉内構造物のうち差圧検出・ほう酸水注入系配管に適用する。(解説 1-2)

#### 1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

## 第2章 点検対象

### 2.1 基本的考え方

- (1) 点検対象の選定にあたっては、原子炉の安全性確保を基本とする。(解説 2-1)
- (2) 差圧検出・ほう酸水注入系配管の経年変化事象として、応力腐食割れ (SCC) を想定する。(解説 2-2)
- (3) 差圧検出・ほう酸水注入系配管の機能上重要な部位を点検対象として選定する。
- (4) 材料としては、国内プラントで用いられているすべての材料を対象とする。(解説 2-3)

### 2.2 点検対象部位

耐圧機能を有する BWR5 プラントの差圧検出・ほう酸水注入系配管ノズル取付け溶接部 (図 2.2-1) を点検対象部位とする。(解説 2-4)

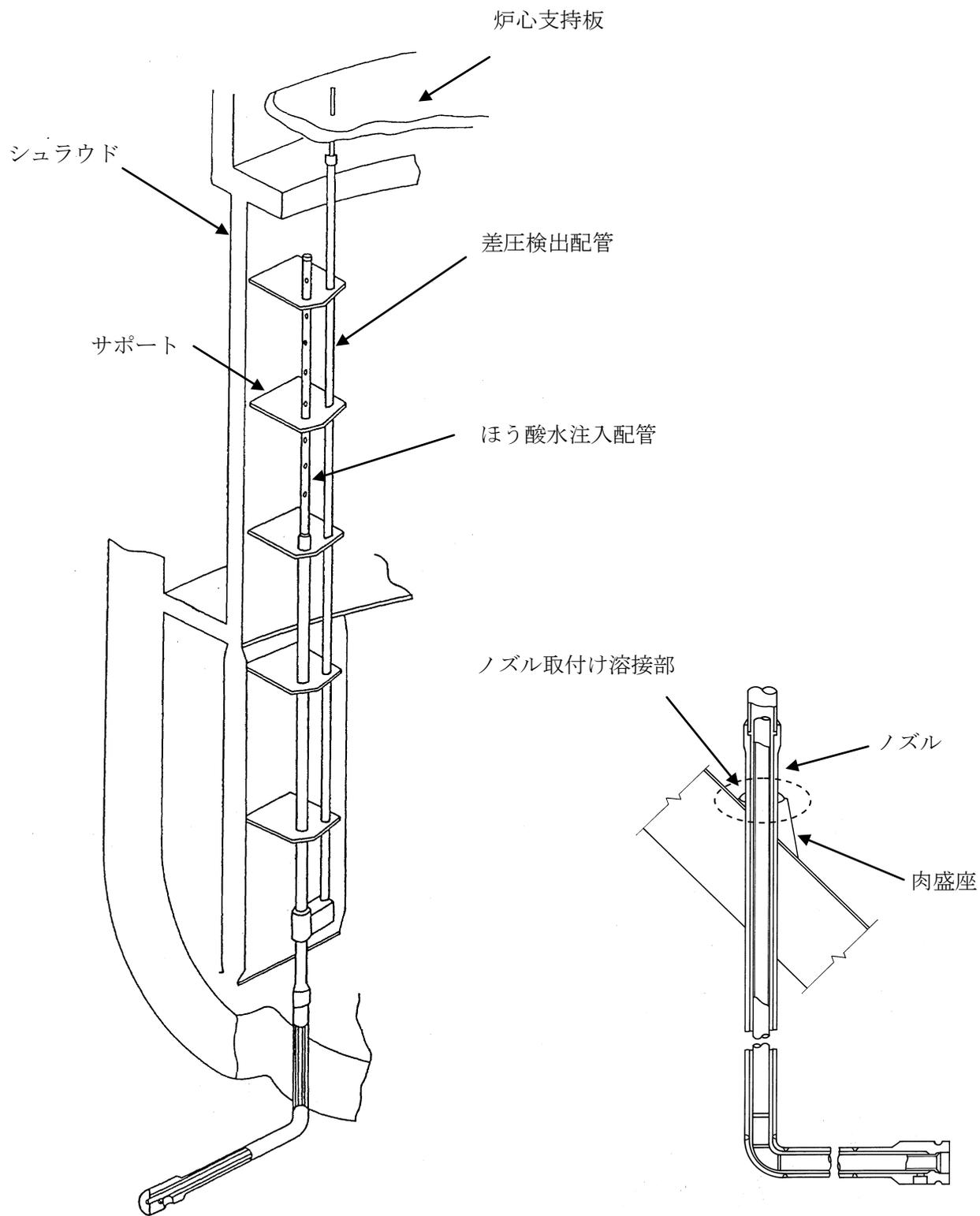


図 2.2-1 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (BWR5 タイプ) の点検対象部位

## 第3章 点検及び評価

### 3.1 点検方法

#### 3.1.1 点検手法

##### (1) 一般事項

点検に適用する非破壊試験は、目視試験(VT)とし、必要に応じて超音波探傷試験(UT)、渦流探傷試験(ET)を実施することとする。

##### (2) 目視試験(VT)

###### a. VT-2

漏えい試験において、耐圧部からの漏えいを検出する。

##### (3) 超音波探傷試験(UT)

超音波探傷試験は、JEAC 4207「軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に従って実施するか、これに類する手法等を用いて実施してもよい。

##### (4) 渦流探傷試験(ET)

渦流探傷試験は、JEAG 4217「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に準拠して実施するか、若しくはこれに類する手法を用いて実施してよい。

#### 3.1.2 点検時期

ノズル取付け溶接部(BWR5タイプ)について、実運転時間で10年以降の毎定検時に、VT-2により点検を行う。(解説3-1)

### 3.2 評価

下記の判定基準により点検の結果を評価する。

#### (1) ノズル取付け溶接部(BWR5タイプ)

- ① 漏えいがないことが確認された場合には、継続使用できる。
- ② 漏えいが検出された場合は、損傷の影響を評価し、補修等の措置を行う。(解説3-3)

### 3.3 点検フロー

3.1項及び3.2項に従った差圧検出・ほう酸水注入系配管の点検フローを図3.1に示す。

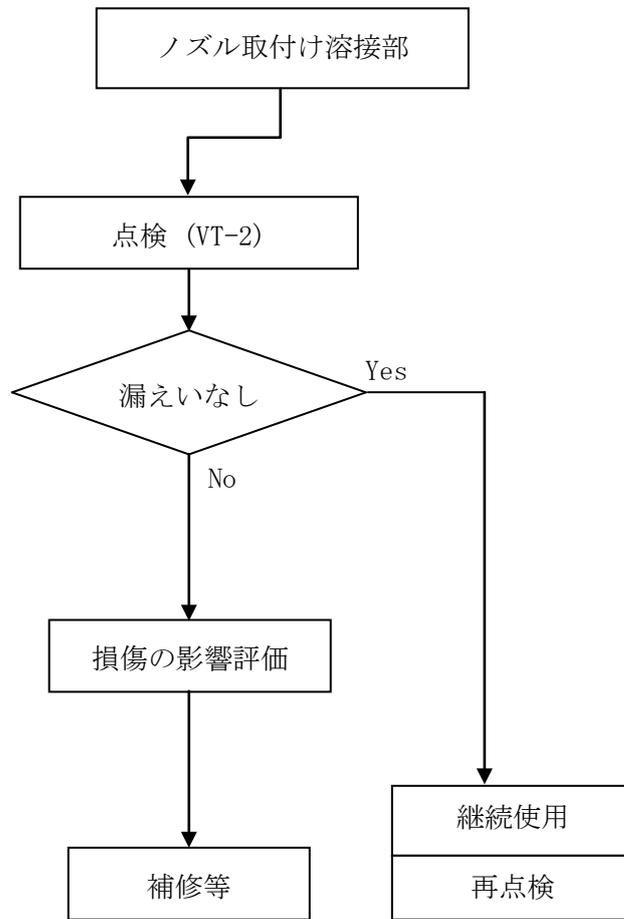


図 3.1 差圧検出・ほう酸水注入系配管の点検フロー

## 解 説

### (解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物の点検については、構造上、点検装置の接近が制限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、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報告されている。このため、複雑構造ゆえに点検範囲の制限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) 本ガイドラインの適用にあたって

本ガイドラインで適用する点検及び評価は、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメント規程 (JEAC4111)」及び「原子力発電所の保守管理規程 (JEAC4209)」に基づき実施されることを前提としている。

本ガイドラインでは、引用する学協会規格の改訂年度を記載していない。学協会規格は新知見反映等の理由で定期改訂されるため、利用者は最新版の適用可否を確認するとともに、原子力規制委員会による技術評価等の状況を総合的に勘案して、適切に判断する必要がある。

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

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

### (解説 2-1) 原子炉の安全性確保

差圧検出・ほう酸水注入系配管 (DP/LC 配管) は、万一緊急時に制御棒の挿入ができない事態が生じた際に、ほう酸水を炉内へ注入することにより炉を停止する後備炉停止機能と、炉心支持板の上下差圧を計測する機能を有している。また、BWR5 タイプの DP/LC ノズル取付け部は耐圧バウンダリを構成している。万一、差圧検出・ほう酸水注入系配管の損傷が生じたとしても下部プレナムへのほう酸水注入は可能であり、原子炉の安全性に影響を及ぼすことはない。また、BWR5 タイプの DP/LC ノズル取付け部に万一貫通欠陥が生じたとしても、漏洩量は小さく原子炉の安全性は確保可能である。

### (解説 2-2) 差圧検出・ほう酸水注入系配管に想定される経年変化事象

本ガイドラインは、過去の損傷事例を考慮し、差圧検出・ほう酸水注入系配管の経年変化事象として応力腐食割れを想定して策定したものである。

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

### (解説 2-3) 耐応力腐食割れ性

差圧検出・ほう酸水注入系配管の材料には、オーステナイト系ステンレス鋼の SUS304, SUS304L 若しくは SUS316L が用いられている。また、BWR5 プラントの下鏡肉盛座とノズルの取付け部には、ニッケル基合金の 182 合金（JIS DNiCr-3 または ENi6182）、ニッケル基合金の 82 合金（JIS YNiCr-3 または SNi6082）が用いられている。

鋭敏化を受けた炭素含有量が 0.03% を超えるオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）はクロム炭化物の粒界析出による粒界近傍の Cr 欠乏に起因して耐応力腐食割れ性が低い。これと比較して炭素含有量を 0.03% 以下に下げたオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304L, SUS316L）は優れた耐応力腐食割れ性を示す。また、ニッケル基合金の 182 合金（JIS YNiCr-3 または SNi6082）は、SUS304 と同様に、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の感受性を有する。

これと比較して高 Cr、高 Nb 含有のニッケル基合金の 82 合金（JIS YNiCr-3 または SNi6082）及び高 Nb 含有の改良 182 合金は優れた耐応力腐食割れ性を示す。

上述のように、材料鋼種により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の安全性に影響を与える部位については、材料鋼種に依らず点検対象とする。

### (解説 2-4) 点検対象

点検対象部位の選定に関する考え方を以下に示す。

#### (1) ノズル取付け溶接部（BWR5 タイプ）

BWR5 の取付け構造は、肉盛座（600 系のニッケル基合金（JIS NCF600））にノズル（ステンレス鋼）を 600 系のニッケル基合金溶接材料で取付け溶接されている。万一、取付け溶接部に欠陥が発生、進展した後、貫通に至ると漏洩を生じる可能性があることから、点検対象とした。

#### (2) その他溶接部

差圧検出・ほう酸水検出配管は、炉内において二重管構造からほう酸水注入配管と差圧検出配管に分岐する構造である。内側管は、ほう酸水を下部プレナムに注入する孔を有しており、外側管は炉心支持板上面の圧力を計測し、ほう酸水注入孔を兼ねた内側管で計測される炉心支持板下面

の圧力から炉心支持板上下面の差圧を計測している。

万一、溶接部に損傷が生じたとしても、下部プレナムへのほう酸水注入は可能である。また、炉心支持板上下の差圧測定に支障をきたすような損傷が生じたとしても、この差圧は運転管理に直接使用していないことから、プラントの継続運転に影響を及ぼすことはないと考えられるので、個別点検対象外とした。

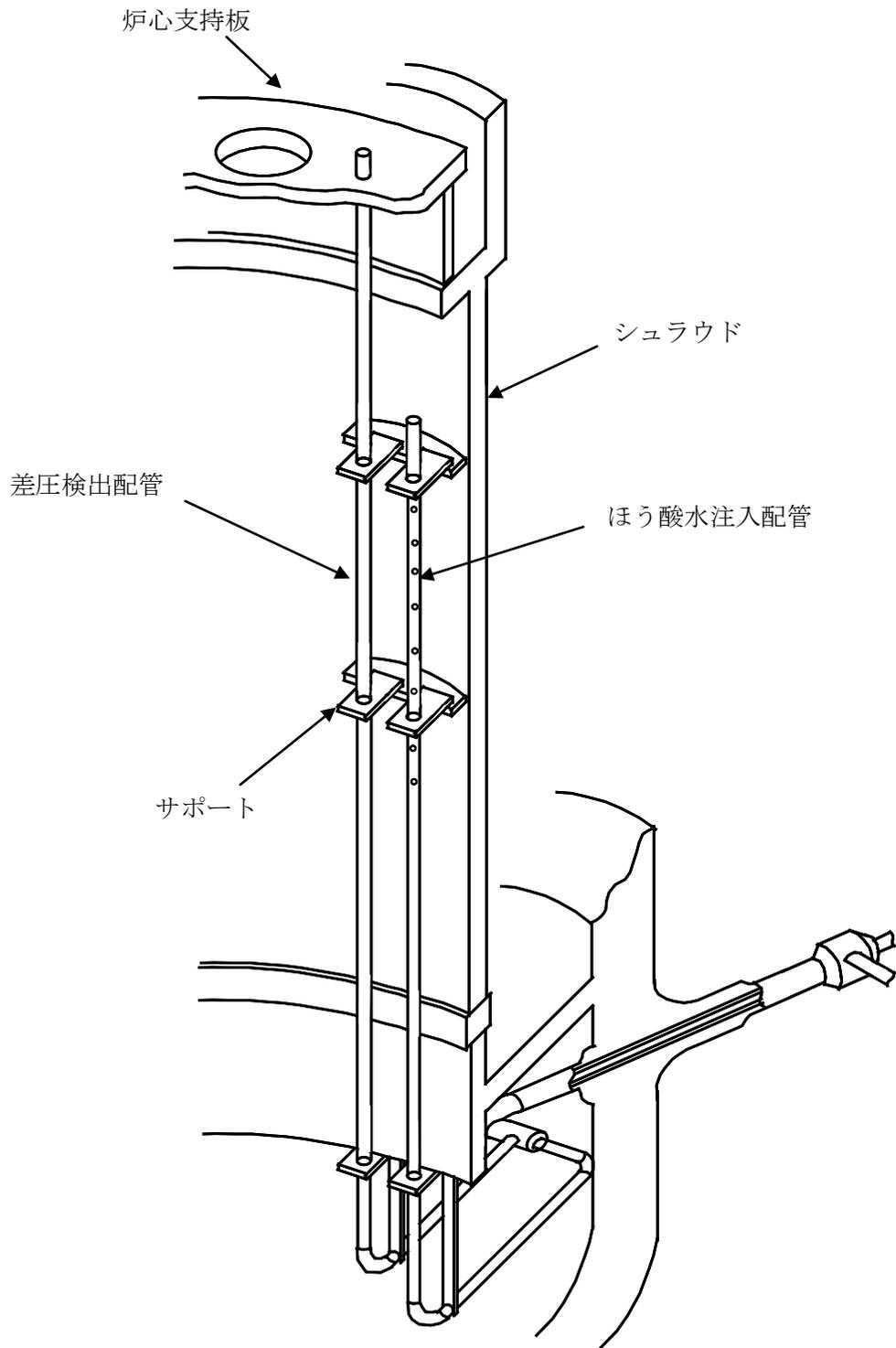


図 2-4-1 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (BWR2~4 タイプ)

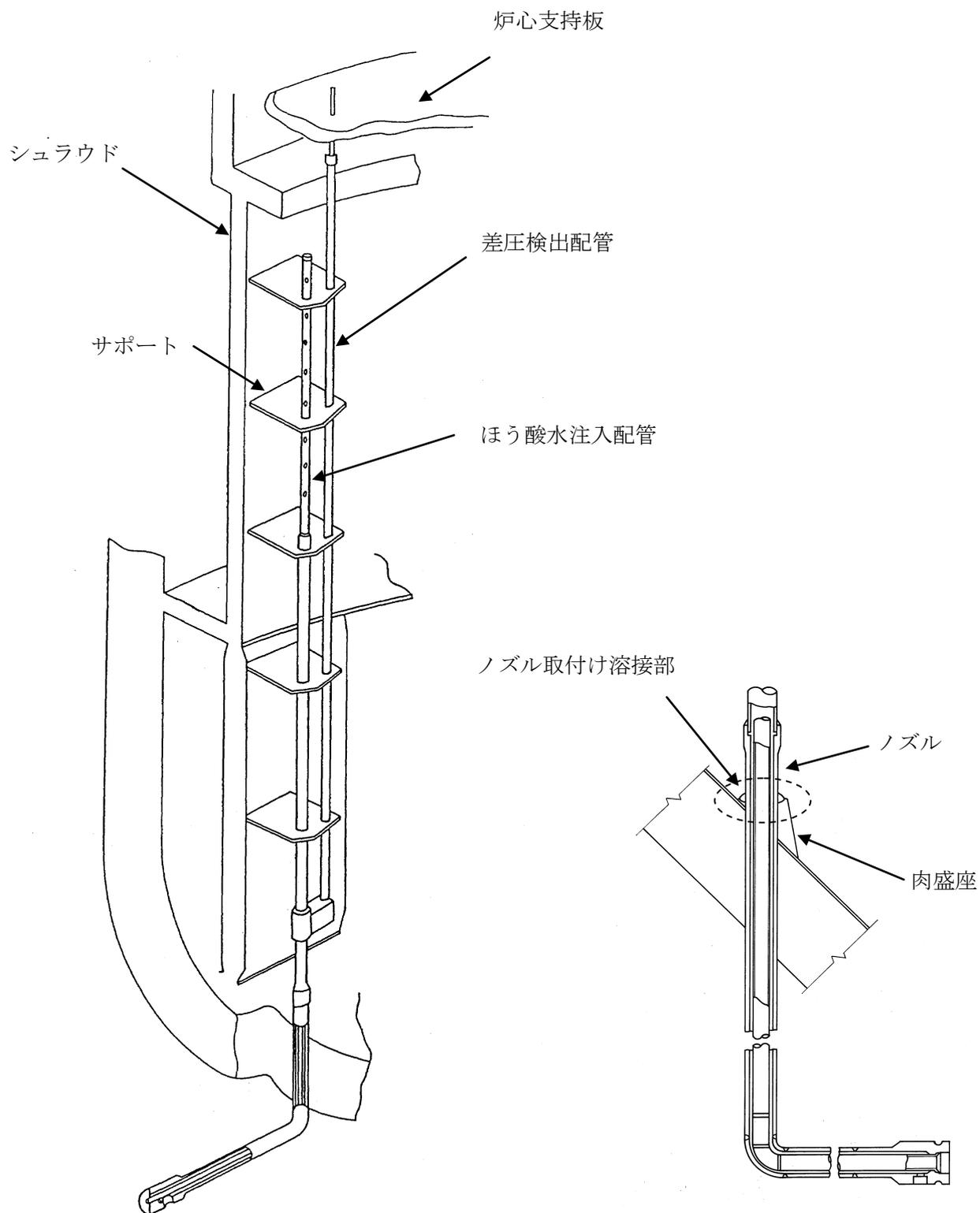


図 2-4-2 差圧検出・ほう酸水注入系配管 (BWR5 タイプ) の点検対象部位

### (解説 3-1) 点検方法及び点検時期

BWR5 プラントのノズル取付け溶接部に対する点検方法の考え方を以下に示す。

BWR5 のノズル取付け溶接部である肉盛溶接部（肉盛座）及びノズル／肉盛座溶接部に供用開始時点で深さ 50 $\mu\text{m}$  の初期亀裂を仮定した場合の亀裂進展挙動評価結果は以下のとおりである。（付録 A, B）

- ・ノズル／肉盛座溶接部

軸方向の亀裂の進展が早く、約 13 年で貫通する評価となる。

- ・肉盛溶接部（肉盛座）

周方向の亀裂の進展が早く、約 20 年から 40 年で貫通する評価となる。

ノズル／肉盛座溶接部の軸方向亀裂の進展が最も早く、万一軸方向亀裂が貫通しても、漏えい量は微小であり、CRD 冷却水で補給可能である。（付録 C）

したがって、ノズル／肉盛座溶接部の軸方向亀裂による漏えいを検知することで、耐圧機能を維持できることから VT-2 による点検を行うこととした。

また、点検時期の考え方は以下のとおりである。

供用開始時点で深さ 50 $\mu\text{m}$  の初期亀裂を仮定した場合の亀裂進展挙動評価によると、ノズル／肉盛座溶接部の軸方向亀裂は実運転時間で約 11 年以降急速に進展し、約 13 年で貫通する。したがって、実運転時間で 10 年以降の毎定検時に VT-2 による点検を行うこととした。

### (解説 3-2) SCC 予防保全対策

SCC は、SCC 感受性を有する材質、引張残留応力及び腐食環境の三因子が重畳して発生するため、三因子の一つ以上の因子を改善することにより、SCC の発生又は進展を抑制できる。予防保全工法を適用した場合は、その有効性を考慮して、点検実施時期を設定できる。実機への適用実績があるか、又は将来適用が可能と考えられる予防保全技術の例を、表 3-2-1 に示す。

表 3-2-1 予防保全の例

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

SCC 発生を抑制するための一般的な注意事項は、JSME 設計・建設規格事例規格 NC-CC-002：発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」に纏められている。また、差圧検出・ほ

う酸水注入系配管に適用可能なものとして、制定済みの予防保全工法ガイドラインには以下がある。

- ・ JANTI-VIP-03 「ピーニング工法」
- ・ JANTI-VIP-10 「研磨による応力改善工法」
- ・ JANTI-VIP-13 「水素注入による環境改善効果の評価方法」

### (解説 3-3) 補修技術

万一、差圧検出・ほう酸水系配管に欠陥が検出され、補修が必要となった場合の補修工法として、実機への適用実績があるか、又は将来適用が可能と考えられる補修例は以下のとおりである。

- ・ 溶接等による補修：水中溶接，封止溶接等

また、差圧検出・ほう酸水系配管に適用可能な補修工法ガイドラインとして以下がある。

- ・ JANTI-VIP-01 「封止溶接工法」
- ・ JANTI-VIP-16 「水中レーザー肉盛溶接工法」

## 付録A 差圧検出・ほう酸水注入系配管溶接部の残留応力評価

### 1. 検討目的

BWR5/1100MWe プラントの差圧検出・ほう酸水注入系配管（以下、DP/LC ノズル）溶接部の残留応力解析を実施する。

### 2. 検討内容

#### 2. 1 解析モデル

DP/LC ノズルの解析モデルを図 A-1 に示す。原子炉压力容器下鏡との溶接部は、谷側と山側で溶接形状が相違した形状であり、一般に溶接残留応力は谷側の値が高いことから、本評価においては、谷側の溶接部について軸対称モデルを用いて解析を実施する。

#### 2. 2 解析手順

解析手順を図 A-2 に、溶接順序を図 A-3 に、溶接施工過程を図 A-4 に示す。まず、肉盛座を手順通りに母材に成層し、次に機械加工により肉盛座の一部および RPV の一部を除去した後、DP/LC ノズルを挿入して再び溶接を行う。このときの非定常温度分布変化を各溶接パス毎に求める。次に、温度解析の手順と同様に各パス毎に溶接金属を成層し、これに当該温度分布の時刻歴変化を与えて弾塑性解析を実施し、溶接施工課程での発生応力を算出する。このようにして最終溶接が終了した状態での応力状態が、残留応力となる。溶接パスについては、同一施工条件の溶接パスをいくつかのグループにまとめて解析する。なお、機械加工で除去される部分については、機械加工の工程に相当する時点で要素を除去することでモデル化する。解析モデルの総節点数は 14333、総要素数は 4137 である。

#### 2. 3 物性値

伝熱解析および熱応力解析には表 A-1 に示す材料物性値を用いた。温度分布解析では溶接金属と母材の材料特性を同一とする。

#### 2. 4 入熱の想定

単位時間当たりの入熱の想定を図A-5 に示す。入熱の時間変化としては、この図に示すように、入熱が増加する時間（トーチが近づく時間） $t_1$ 、溶接中の時間 $t_2$ 、入熱が減少する時間（トーチが離れて行く時間） $t_3$  の比率を $t_1 : t_2 : t_3 = 1 : 1 : 1$  とし、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。除熱は、母材及びビードの雰囲気と接する面から対流伝熱により生じるものとし、熱伝達率を  $11.6 \text{ J/m}^2 \text{ sec}$  とする。

### 3. 残留応力解析結果

残留応力解析結果を図 A-6 に示す。図は、残留応力の鉛直方向成分（ノズル軸方向成分）、周方向成分、径方向成分及び mises 応力成分の分布を示したものである。

表 A-1 伝熱解析および熱応力解析用の物性値

Table 1 Physical properties for heat conduction analysis.

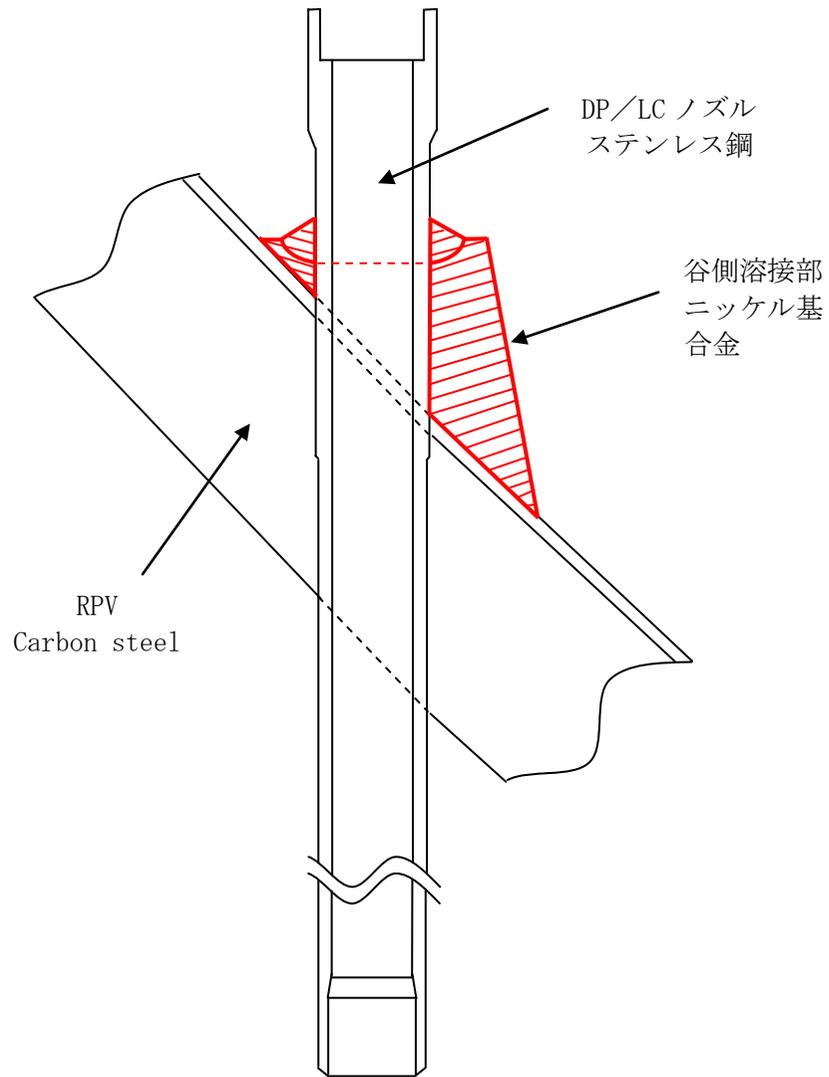
Carbon steel		20	149	288	427	566	704	815	2000
Temperature	°C								
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	$2.47 \times 10^{-5}$	$2.57 \times 10^{-5}$	$2.61 \times 10^{-5}$	$2.59 \times 10^{-5}$	$2.56 \times 10^{-5}$	$2.56 \times 10^{-5}$	$2.63 \times 10^{-5}$	$2.63 \times 10^{-5}$
Specific gravity	$\text{kg/mm}^3$	$7.85 \times 10^{-6}$							
Specific heat	$\text{kJ/kg}\cdot\text{°C}$	1.90	1.70	1.47	1.23	0.992	0.657	0.791	0.791
Inconel		20	149	288	566	815	1000	1500	2000
Temperature	°C								
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	$1.49 \times 10^{-5}$	$1.66 \times 10^{-5}$	$1.87 \times 10^{-5}$	$2.34 \times 10^{-5}$	$2.77 \times 10^{-5}$	$3.10 \times 10^{-5}$	$3.98 \times 10^{-5}$	$4.89 \times 10^{-5}$
Specific gravity	$\text{kg/mm}^3$	$8.50 \times 10^{-6}$							
Specific heat	$\text{kJ/kg}\cdot\text{°C}$	0.645	0.670	0.720	0.800	0.871	0.913	1.05	1.17
304 and 316L stainless-steel		20	100	200	400	600	1000	1500	2000
Temperature	°C								
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	$1.46 \times 10^{-5}$	$1.66 \times 10^{-5}$	$1.70 \times 10^{-5}$	$1.97 \times 10^{-5}$	$2.24 \times 10^{-5}$	$2.76 \times 10^{-5}$	$3.43 \times 10^{-5}$	$4.12 \times 10^{-5}$
Specific gravity	$\text{kg/mm}^3$	$7.85 \times 10^{-6}$							
Specific heat	$\text{kJ/kg}\cdot\text{°C}$	0.452	0.493	0.523	0.553	0.578	0.620	0.678	0.737
Coefficient of heat transfer $\text{kJ/mm}^2\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$		Air		Water					
		$1.16 \times 10^{-8}$		$5.55 \times 10^{-6}$					

Table 2 Material properties for thermal elasto-plastic analysis.

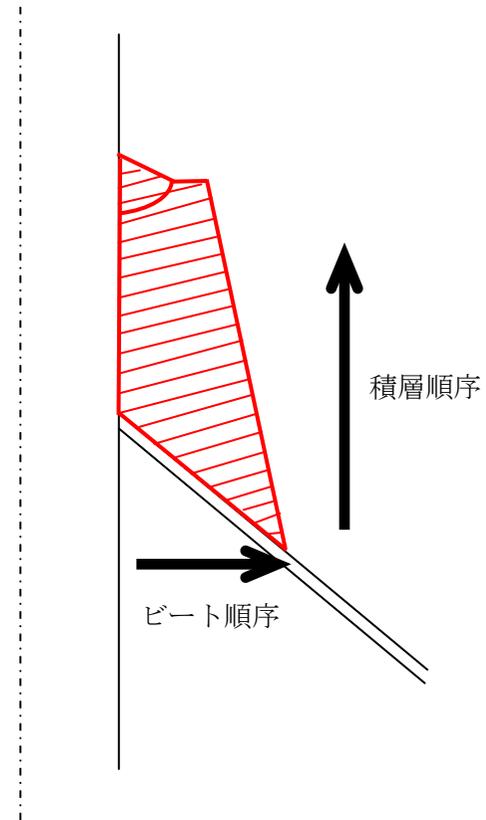
Carbon steel		20	100	400	570	800	1000	1050	2000
Temperature	°C								
Young's moduli	GPa	210	207	186	150	20.0	6.00	0.010	0.010
Poisson's ratio		0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300
Yield stresses	MPa	500	475	360	275	62.5	45.0	1.00	1.00
Coefficient of strain hardening	GPa	6.00	6.00	5.00	5.00	5.00	5.00	0.001	0.001
Coefficient of linear expansion	$1/\text{°C}$	$1.16 \times 10^{-5}$	$1.21 \times 10^{-5}$	$1.36 \times 10^{-5}$	$1.47 \times 10^{-5}$	$1.59 \times 10^{-5}$	$1.69 \times 10^{-5}$	$1.70 \times 10^{-5}$	$2.02 \times 10^{-5}$
Inconel		20	100	400	550	800	1000	1050	2000
Temperature	°C								
Young's moduli	GPa	223	212	200	158	98.0	20.0	0.010	0.010
Poisson's ratio		0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300
Yield stresses(d < 20mm)	MPa	450	410	370	340	240	85.0	1.00	1.00
Yield stresses(d ≥ 20mm)	MPa	400	365	330	305	210	70.0	1.00	1.00
Coefficient of strain hardening	GPa	3.00	3.00	3.00	3.00	3.00	3.00	0.001	0.001
Coefficient of linear expansion	$1/\text{°C}$	$1.21 \times 10^{-5}$	$1.36 \times 10^{-5}$	$1.45 \times 10^{-5}$	$1.49 \times 10^{-5}$	$1.54 \times 10^{-5}$	$1.57 \times 10^{-5}$	$1.58 \times 10^{-5}$	$1.74 \times 10^{-5}$
304 and 316L stainless-steel		20	100	300	600	800	1000	1050	2000
Temperature	°C								
Young's moduli	GPa	199	194	190	152	97.0	48.0	0.010	0.010
Poisson's ratio		0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300
Yield stresses(d < 10mm)	MPa	430	380	330	250	195	80.0	1.00	1.00
Yield stresses(10mm ≤ d < 20mm)	MPa	350	310	270	205	160	65.0	1.00	1.00
Yield stresses(d ≥ 20mm)	MPa	270	240	210	160	120	50.0	1.00	1.00
Coefficient of strain hardening	GPa	18.0	18.0	18.0	18.0	18.0	18.0	0.001	0.001
Coefficient of linear expansion	$1/\text{°C}$	$1.52 \times 10^{-5}$	$1.58 \times 10^{-5}$	$1.72 \times 10^{-5}$	$1.86 \times 10^{-5}$	$1.94 \times 10^{-5}$	$2.00 \times 10^{-5}$	$2.01 \times 10^{-5}$	$2.36 \times 10^{-5}$

d : Distance from melting zone

出典：溶接学会論文集第12巻（1994） 第4号 563



(a) 解析対象概略構造



(b) 積層順序

図 A-1 DP/LC ノズルの形状と解析モデル

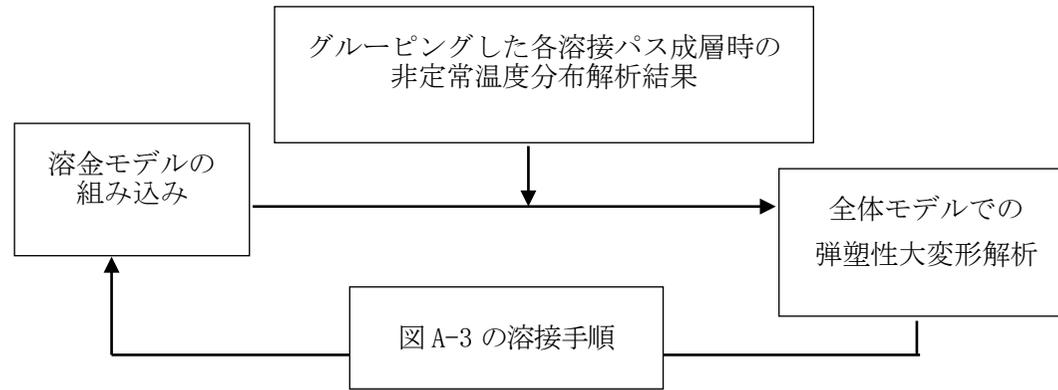


図 A-2 解析手順

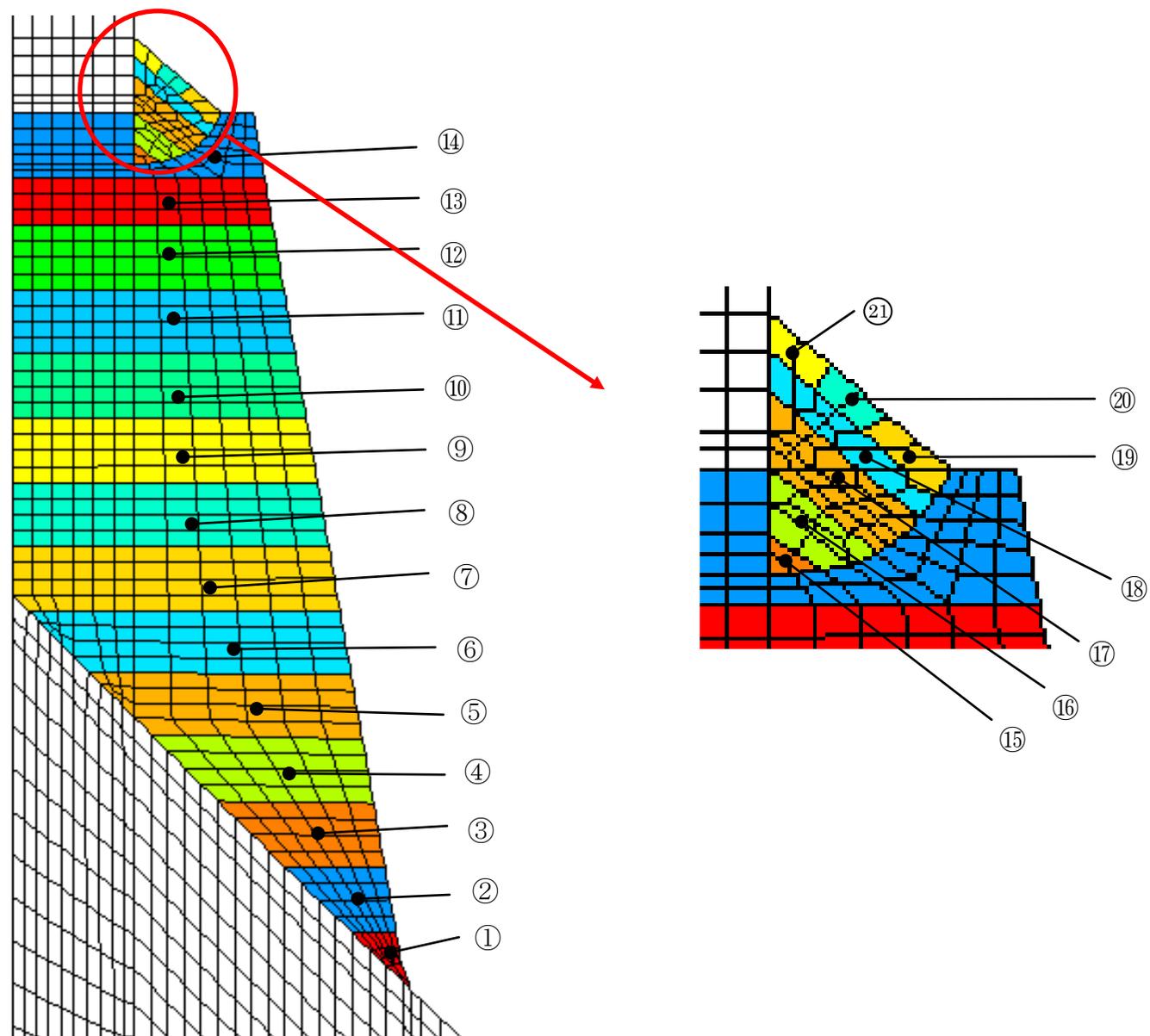


图 A-3 溶接順序

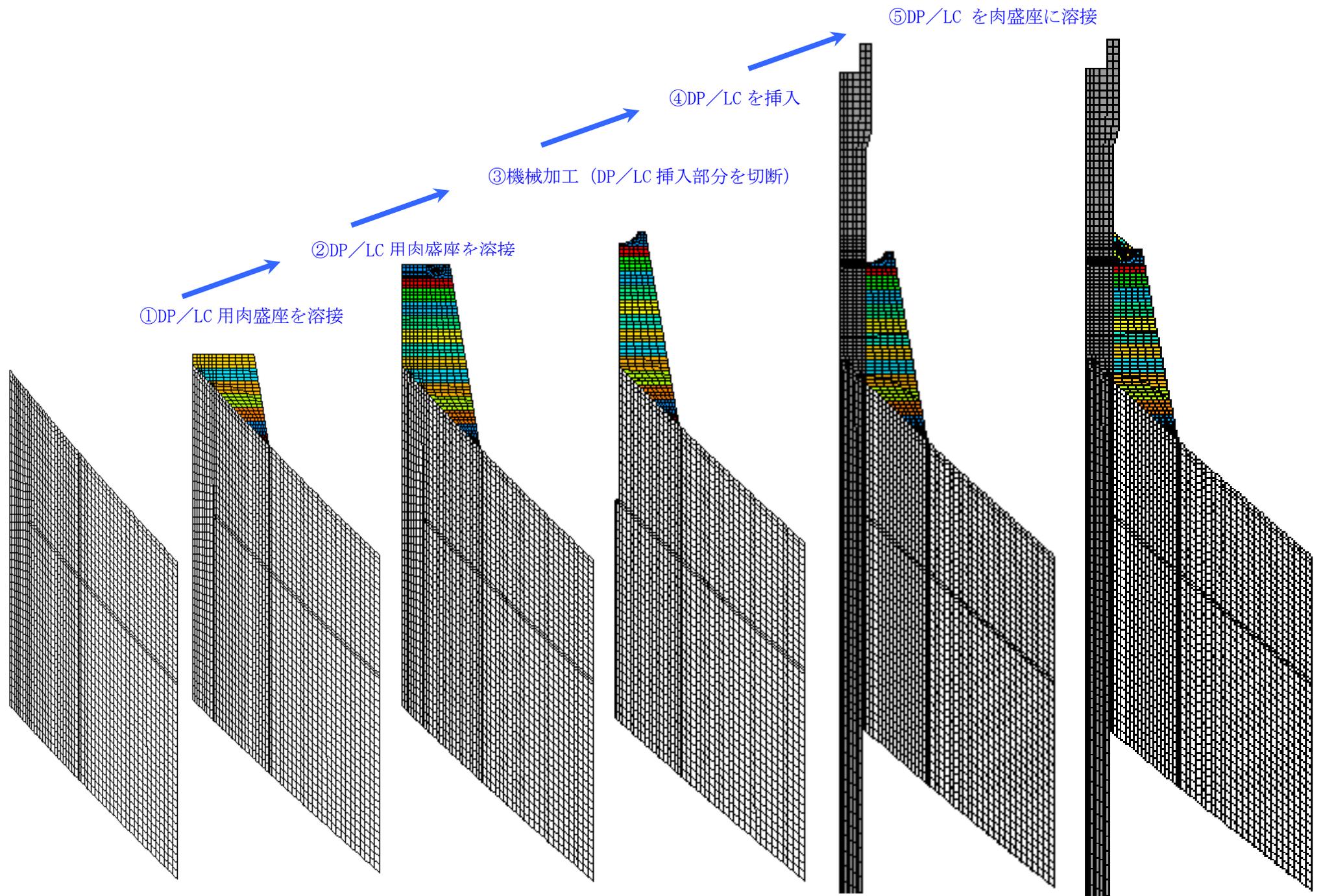


図 A-4 DP/LC 溶接施工過程

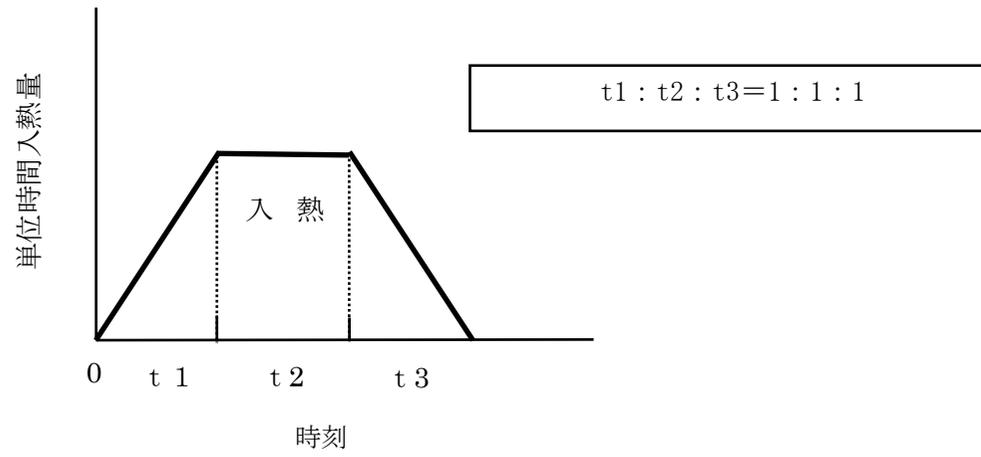
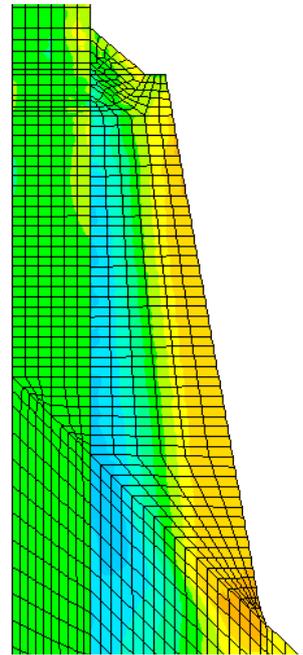
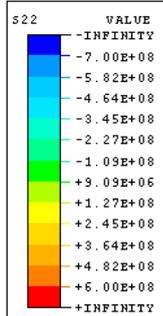
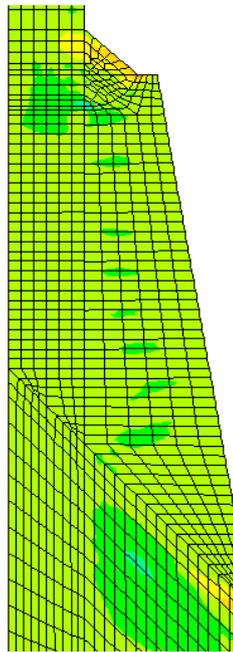
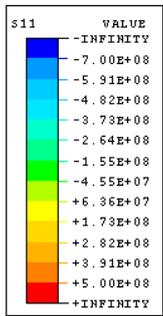
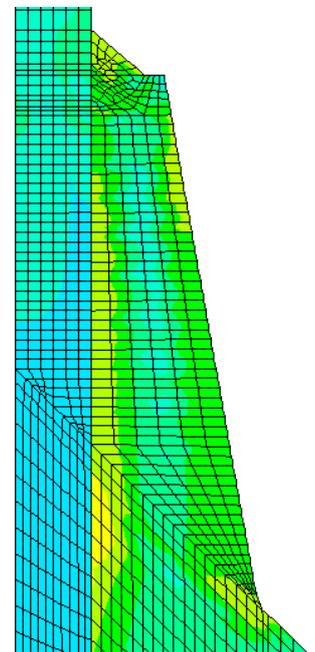
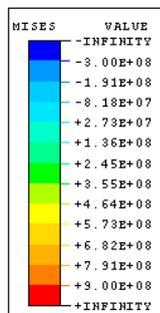
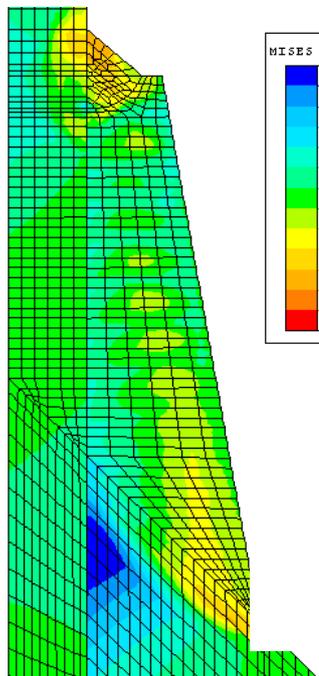
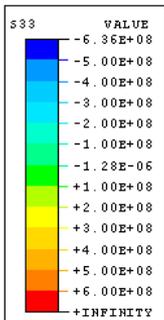


図 A-5 入熱の想定



a. 径方向

b. 軸方向



c. 周方向

d. ミーゼス

図 A-6 残留応力解析結果

## 付録 B 差圧検出・ほう酸水注入系配管溶接部の SCC 亀裂進展評価

差圧検出・ほう酸水注入系配管（以下，DP/LC ノズル）溶接部（ニッケル基合金の 182 合金（JIS DNiCrFe-3 または ENi6182）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亀裂進展評価を行った。

### 1. 評価方法

#### (1) 想定する亀裂進展経路（図 B-1）

DP/LC ノズル溶接部の亀裂進展評価において，想定する亀裂進展経路を図 B-1 に示す。各想定亀裂においては，亀裂進展経路長さを板厚として平板にモデル化した。

#### (2) 想定初期欠陥（図 B-1）

平板の外表面に  $50\ \mu\text{m}$  の深さの半楕円亀裂（欠陥アスペクト比  $a/l=0.1$ ）を想定した。

#### (3) 応力条件（図 B-2）

当該部には，残留応力が作用している。

残留応力は，付録 A に示す DP/LC ノズル溶接部の残留応力解析結果を用いた。

#### (4) 応力拡大係数

応力拡大係数（ $K$ ）の表示式としては，Wang<sup>1)</sup>の影響関数法に基づく下式を用いた。

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

ここで  $S_n$  は亀裂面位置に深さ方向に  $n$  次の応力分布  $((x)=(x/a)^n)$  が作用する場合の無次元化応力拡大係数であり， $S_{in}$  は亀裂面に垂直に作用する応力を多項分解したときの  $n$  次の値である。なお， $n=0$  は一様引張り応力が，また  $n=1$  は曲げ応力が作用する場合であり，式(1)で計算される応力拡大係数は Raju-Newman の解<sup>2)</sup>にほぼ等しいことが確認されている。

#### (5) SCC 亀裂進展速度

BWR 模擬環境中におけるニッケル基合金の 182 合金（JIS DNiCrFe-3 または ENi6182）の SCC 亀裂進展速度の民間データ<sup>3),4),5)</sup>より，亀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<sup>6)</sup>。

##### (a) 最適曲線（図 B-3）

選定した全データの累乗近似により，SCC 亀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。

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

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

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

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

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

## 2. 計算結果

### (1) 板厚方向の応力拡大係数 K 値分布 (図 B-4)

評価ライン① (軸方向亀裂) の応力拡大係数は、経路全長 17.1mm のうち、外表面から約 8mm の位置で最大  $50 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  程度となる分布を示しており、その後の進展においても約  $45 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  である。

評価ライン② (周方向亀裂) の応力拡大係数は、経路全長 14.7mm のうち、外表面から約 13mm の位置で最大  $40 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  程度となる分布を示している。

評価ライン③ (周方向亀裂) の応力拡大係数は、経路全長 23.3mm のうち、外表面から約 11mm の位置で最大  $38 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  程度となる山型の分布を示している。その後の進展において応力拡大係数は減少するものの、約  $10 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を下回ることはない。

評価ライン④ (周方向亀裂) の応力拡大係数は、経路全長 58.1mm のうち、外表面から約 20mm の位置で最大  $57 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  程度となる山型の分布を示している。その後の進展において応力拡大係数は減少するものの、約  $20 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を下回ることはない。

### 3. SCC 亀裂進展量の時間依存性の評価 (図 B-5)

評価ライン① (軸方向亀裂) では、亀裂は緩やかに進展し、10年を経ると亀裂進展量が大幅に増加し、約 13年で貫通する。

評価ライン② (周方向亀裂) では、亀裂は緩やかに進展し、20年を経ると亀裂進展量が大幅に増加し、約 27年で貫通する。

評価ライン③ (周方向亀裂) では、亀裂は緩やかに進展し、20年前後から亀裂進展量が大幅に増加し、約 40年で貫通する。

評価ライン④ (周方向亀裂) では、亀裂は緩やかに進展し、18年前後から亀裂進展量が大幅に増加し、約 24年で貫通する。

#### 4. まとめ

以上より、いくつかの前提条件を仮定して亀裂進展評価を行ったが、外表面からの亀裂進展は、いずれの場合も貫通に至るものと推定された。評価ライン①の軸方向亀裂の場合が最も早く、約13年で貫通に至るものと推定された。

(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) 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.

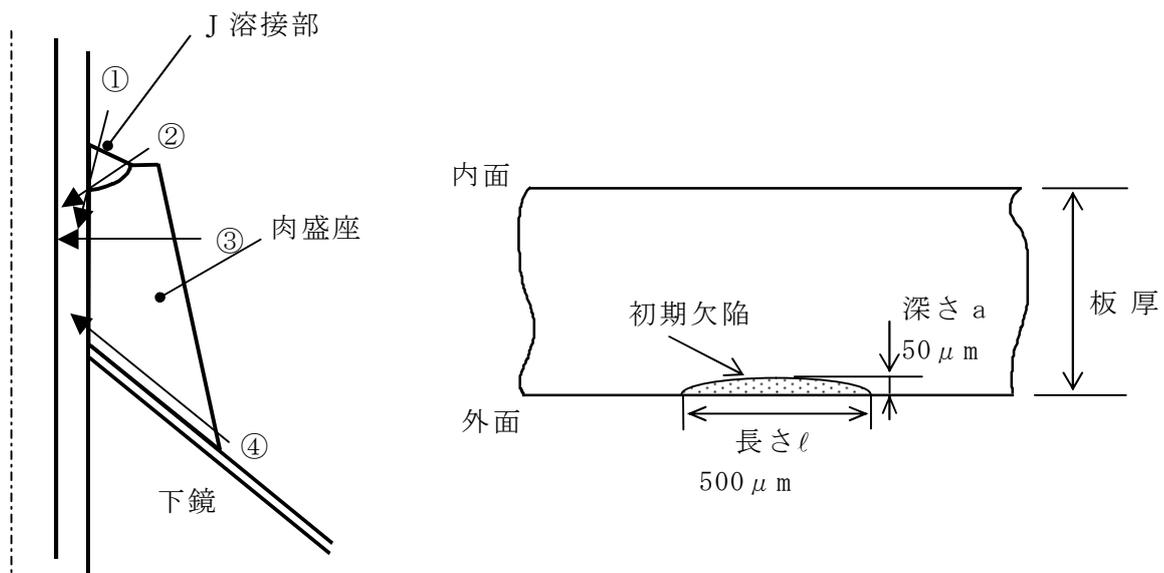
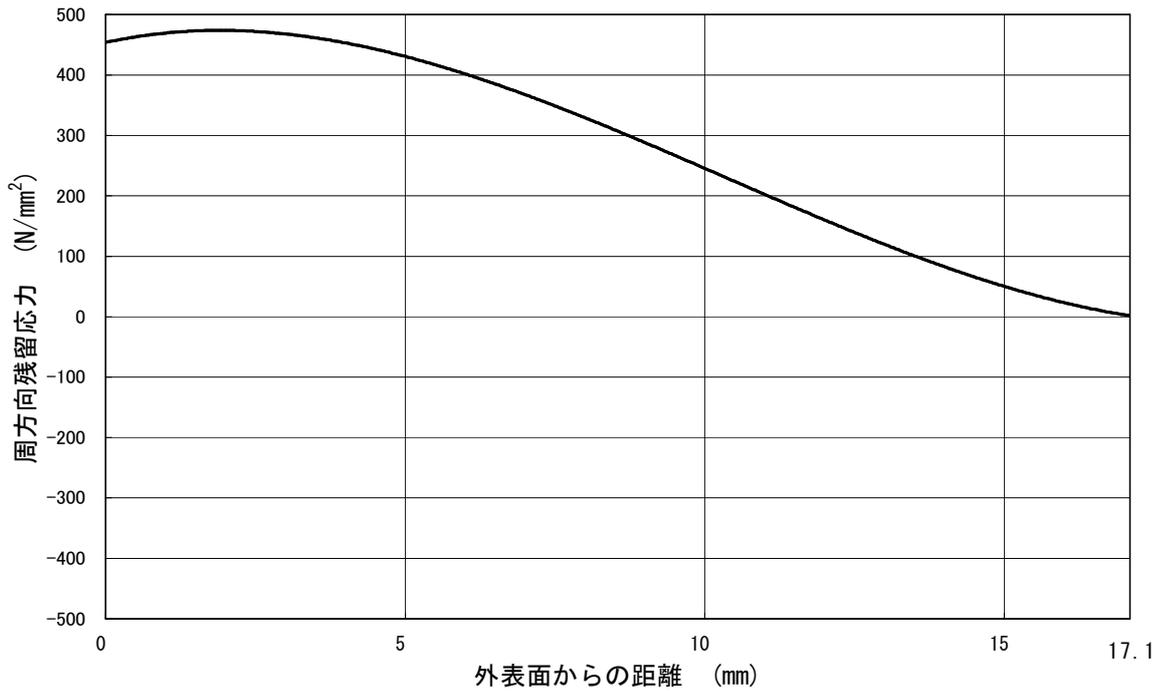
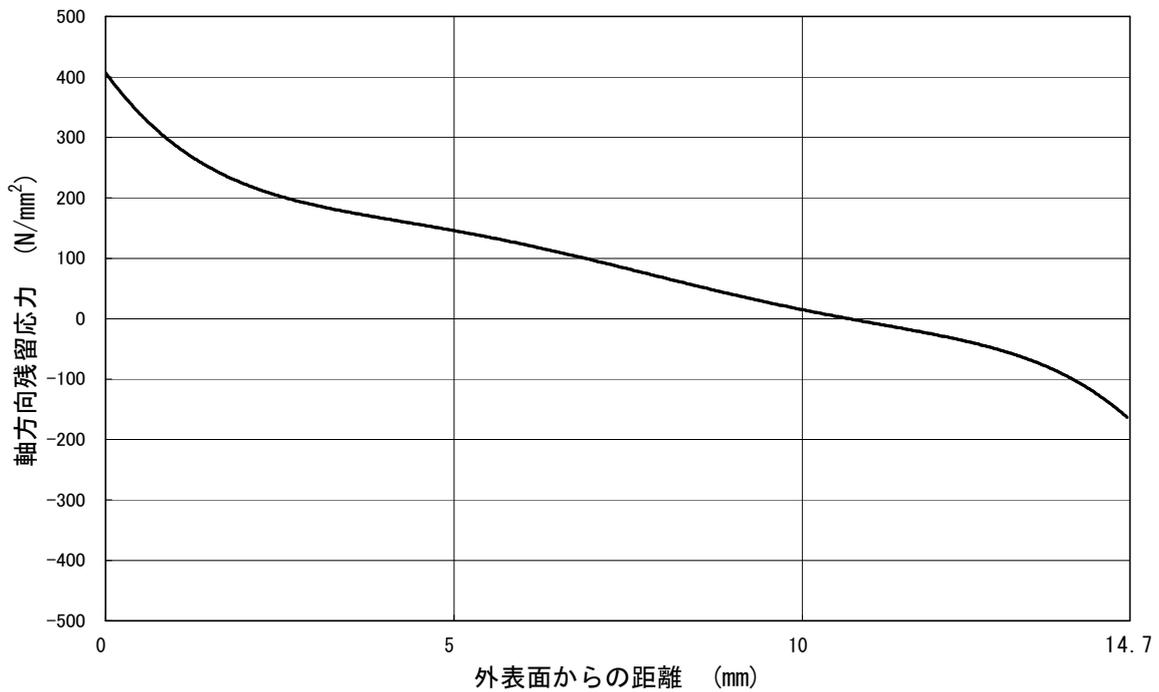


図 B-1 評価対象部位と当該部のモデル化

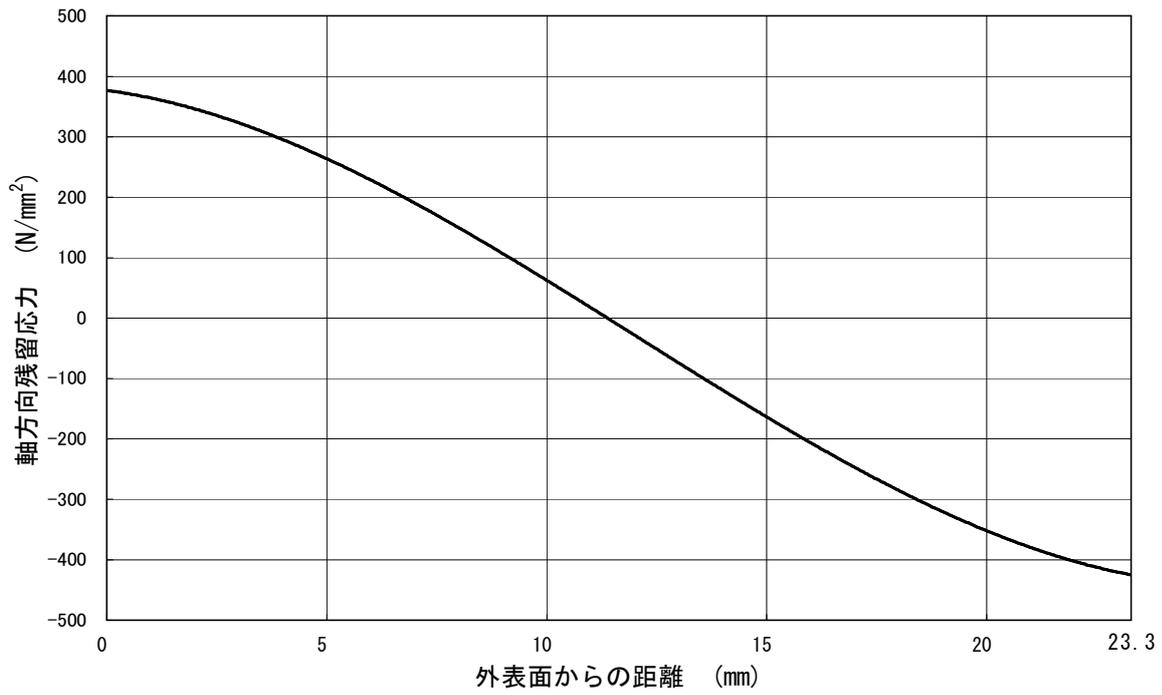


(a) 評価ライン①

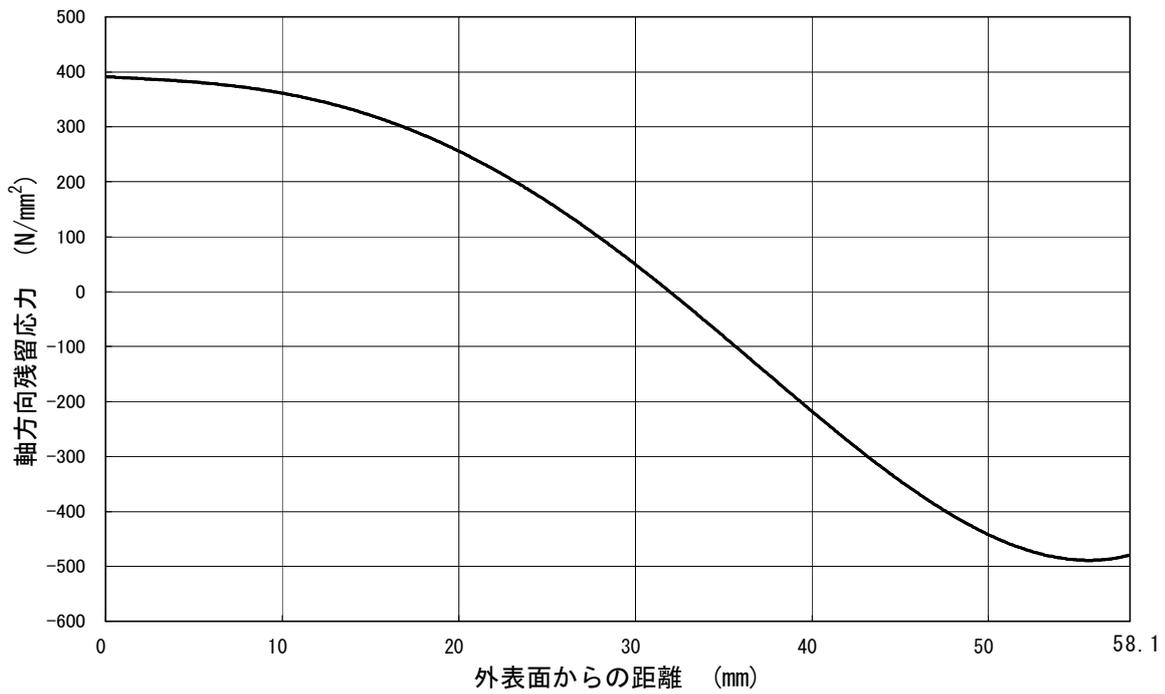


(b) 評価ライン②

図 B-2 DP/LC 溶接部の残留応力分布



(c) 評価ライン③



(d) 評価ライン④

図 B-2 DP/LC 溶接部の残留応力分布

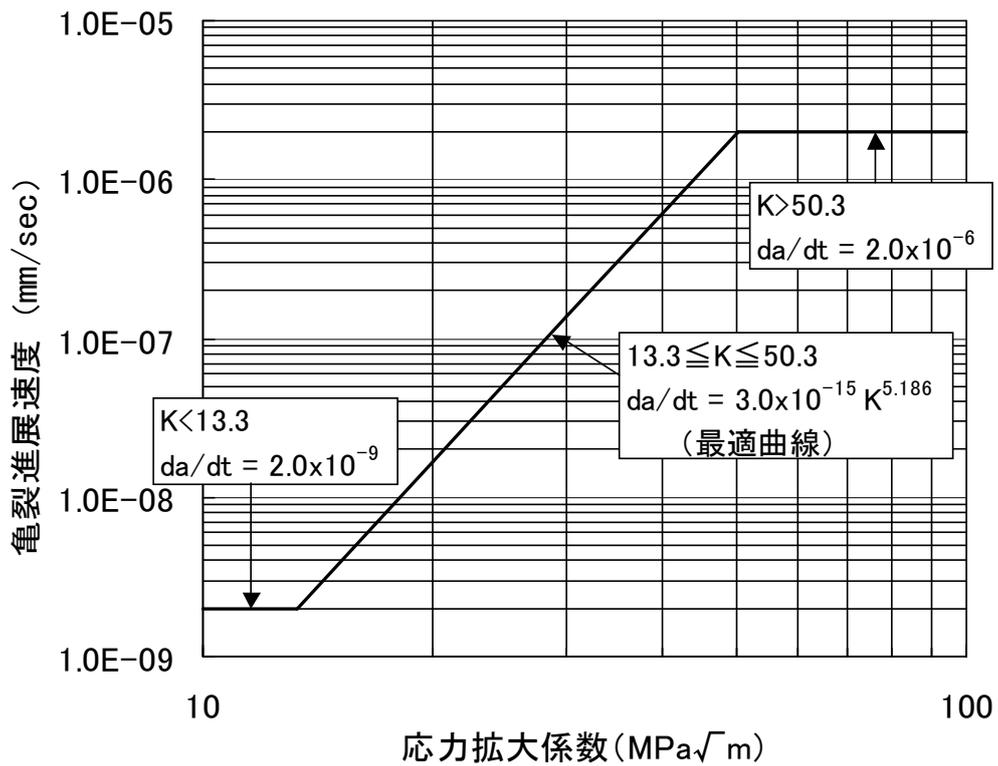
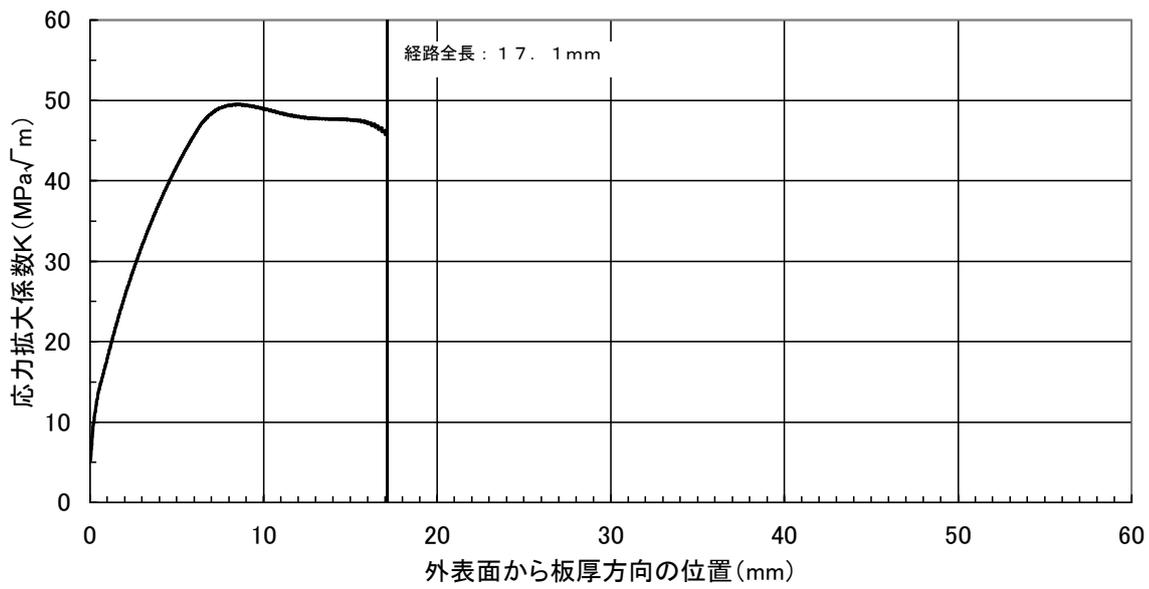
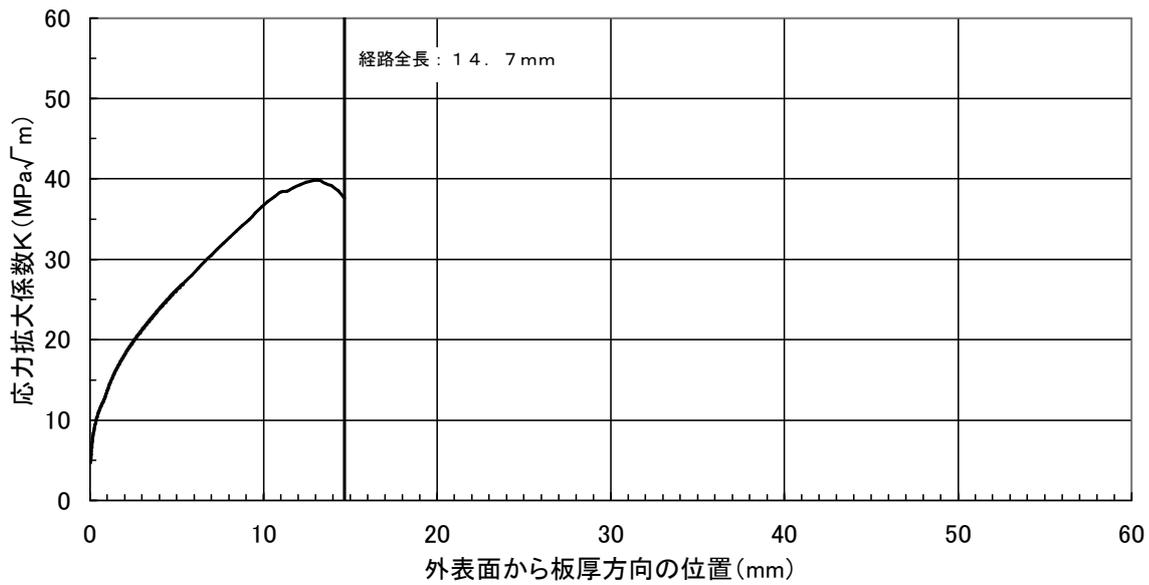


図 B-3 BWR 模擬環境中でのニッケル基合金の 182 合金の  
SCC 亀裂進展速度

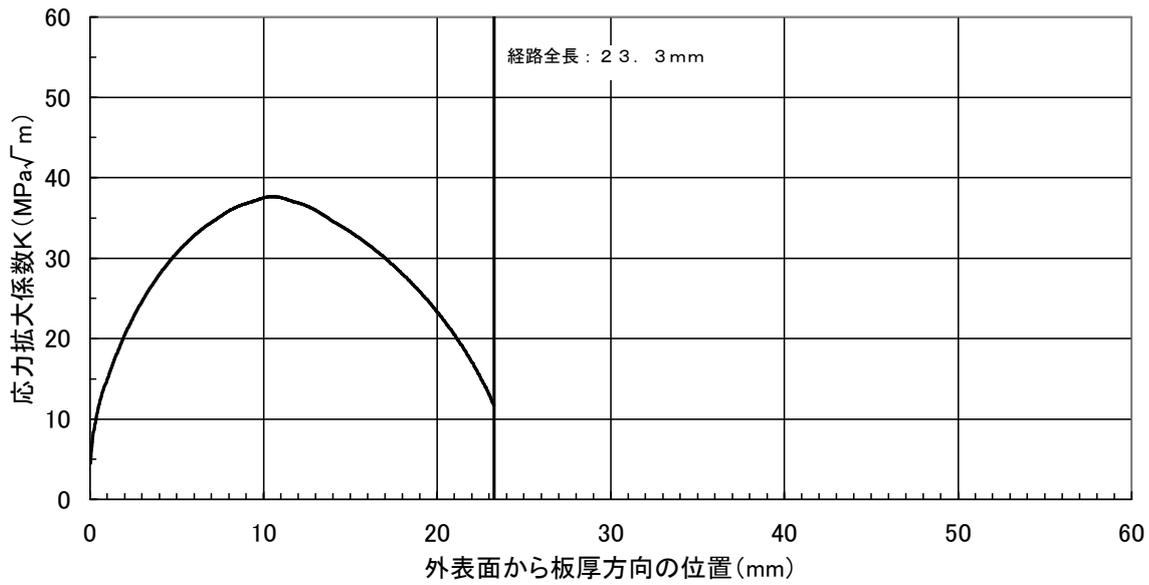


(a) 評価ライン① (軸方向亀裂)

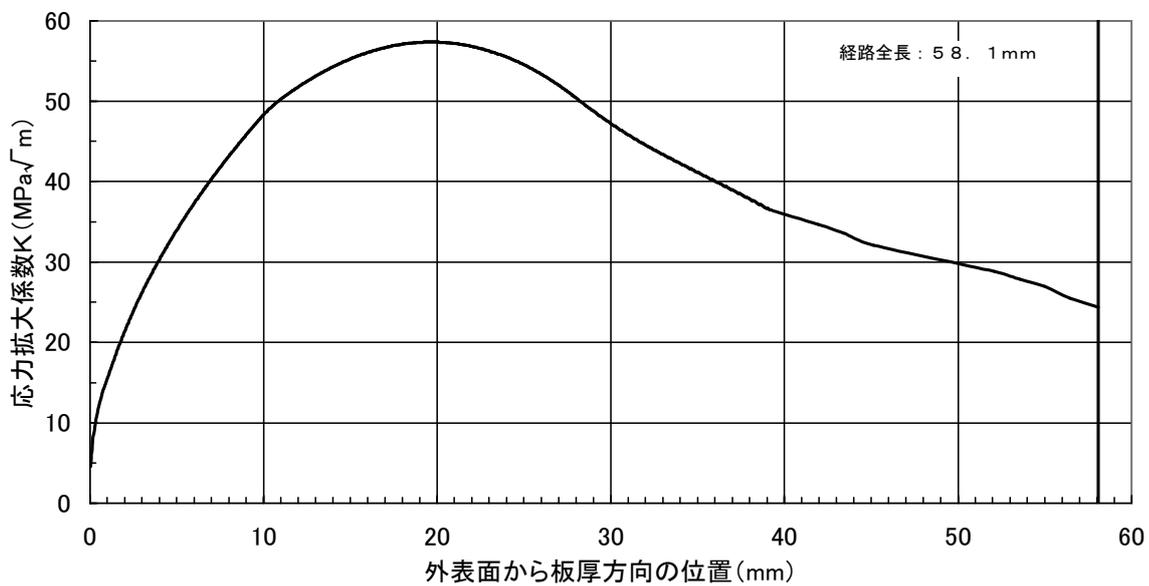


(b) 評価ライン② (周方向亀裂)

図 B-4 応力拡大係数分布

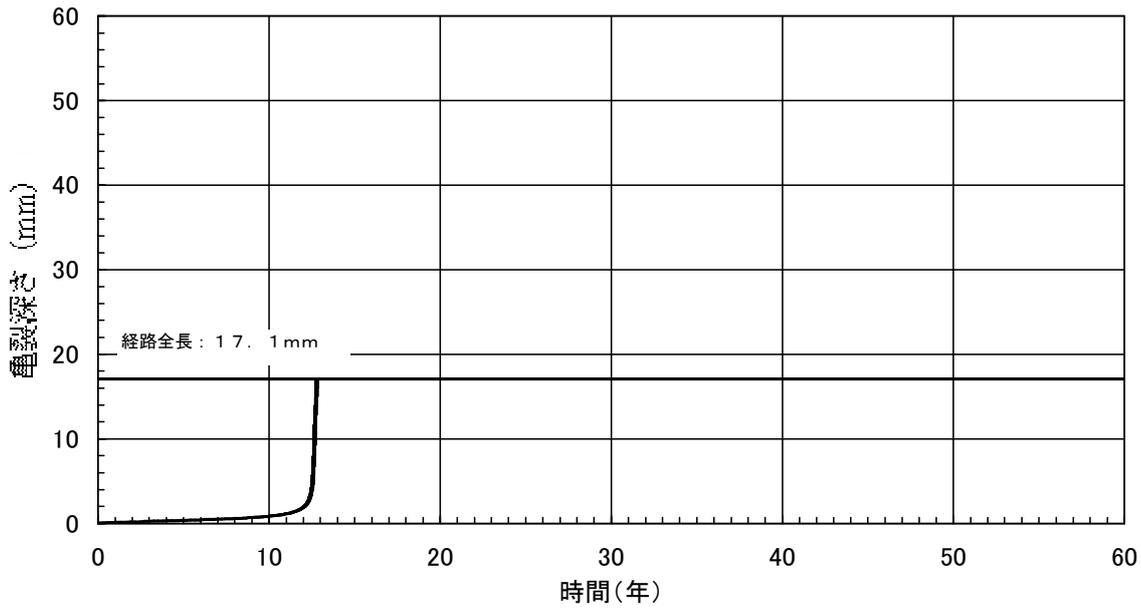


(c) 評価ライン③ (周方向亀裂)

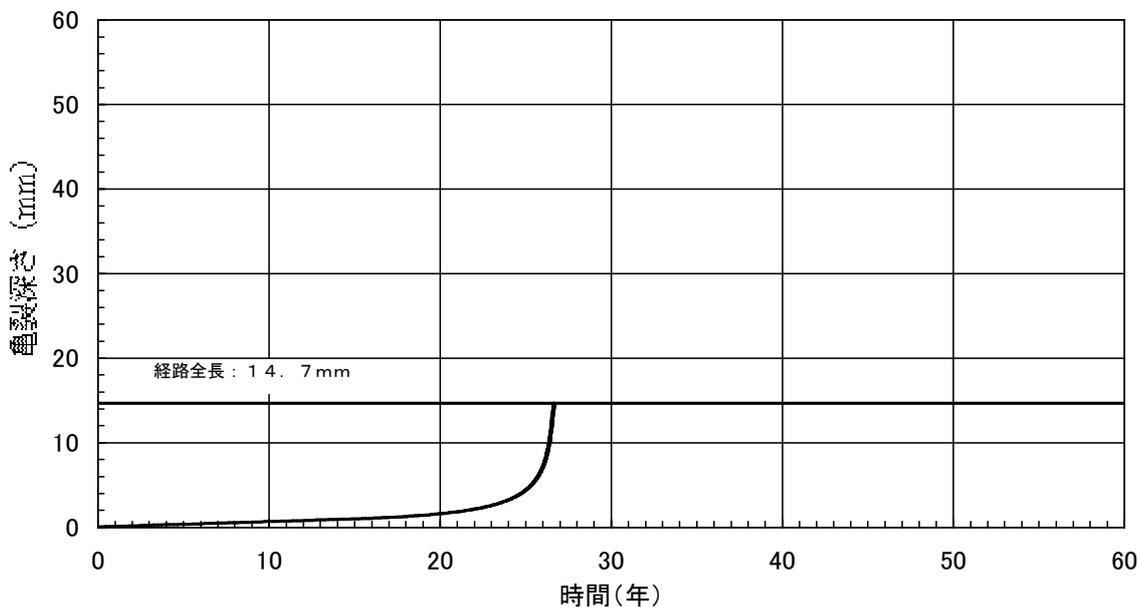


(d) 評価ライン④ (周方向亀裂)

図 B-4 応力拡大係数分布

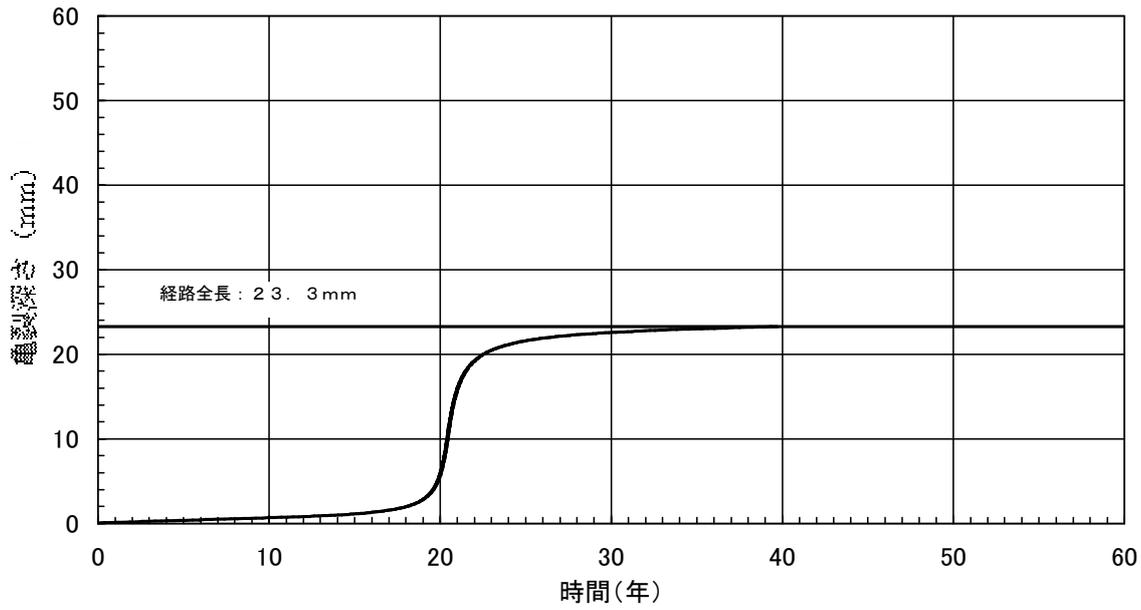


(a) 評価ライン① (軸方向亀裂)

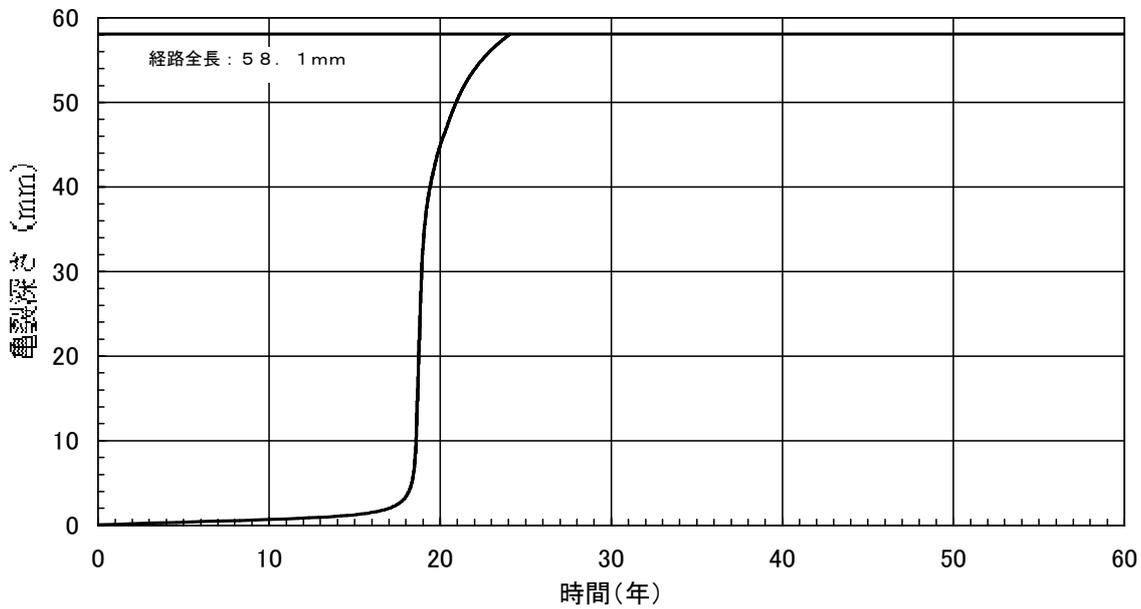


(b) 評価ライン② (周方向亀裂)

図 B-5 亀裂深さと時間の関係



(c) 評価ライン③ (周方向亀裂)



(d) 評価ライン④ (周方向亀裂)

図 B-5 亀裂深さと時間の関係

1. はじめに

本付録は、耐圧機能維持を有するノズル取付け溶接部に地震荷重が作用した場合の欠陥裕度について評価結果をまとめたものである。

2. 許容残存厚さ

ノズル取付け溶接部に地震荷重が作用したときの許容残存厚さを、破壊評価により求める。

2.1 破壊評価手法

ノズル取付け溶接部は、材料が 600 系のニッケル基合金 (JIS NCF600) であることから、破壊荷重は、正味断面に作用する応力が流動応力に達したときに破壊すると考える極限荷重評価法によるものとする。評価対象部は、図 1 に示すように、溶接部の厚さを板厚とする管としてモデル化する。

塑性崩壊発生時の曲げ応力  $P'_b$  と欠陥深さ  $a$  の関係は ASME Section XI より

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

と示される。

ここで、

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

である。

また、塑性崩壊時の曲げ応力は負荷荷重と安全率の式として次の様に与えられている。

$$P'_b = SF \left( P_m + P_{b \max} + \frac{P_e}{SF} \right) - P_m$$

両式より  $P'_b$  を消去し、 $P_{b \max}$  について整理すると下式となる。

$$P_{b \max} = \frac{2\sigma_f}{SF \cdot \pi} \left( 2 - \frac{a}{t} \right) \sin \beta - \frac{P_e}{SF} - P_m + \frac{P_m}{SF}$$

ここで、 $P_{b \max}$  が地震時に生じる曲げ応力： $P_b$  を超えることがなければ、ノズル取付け溶接部が地震時において崩壊することはないと評価される。

なお,

$a$  : 平面欠陥の深さ

$P_b$  : 一次曲げ応力 (運転状態 I, II+S1 : 54MPa, 運転状態 I, II+S2 : 75MPa)

$P_b'$  : 塑性崩壊時の曲げ応力

$P_e$  : 熱膨張応力 (0MPa)

$P_m$  : 一次一般膜応力 (運転状態 I, II+S1 : 78MPa, 運転状態 I, II+S2 : 108MPa)

$t$  : 板厚 (14mm)

SF : 安全率 (1.39)

$\beta$  : 周方向欠陥付き管の中立軸に対応する角度

$\theta$  : 周方向欠陥半長に対応する角度

$\sigma_f$  : 流動応力 ( $2.7S_m=2.7 \times 164=443$  (MPa) (@294°C) )

## 2.2 許容残存厚さ

図 2 に示す破壊評価による亀裂深さと限界荷重の関係から許容残存厚さを求める。

評価された許容残存厚さを表 1 にまとめて示す。

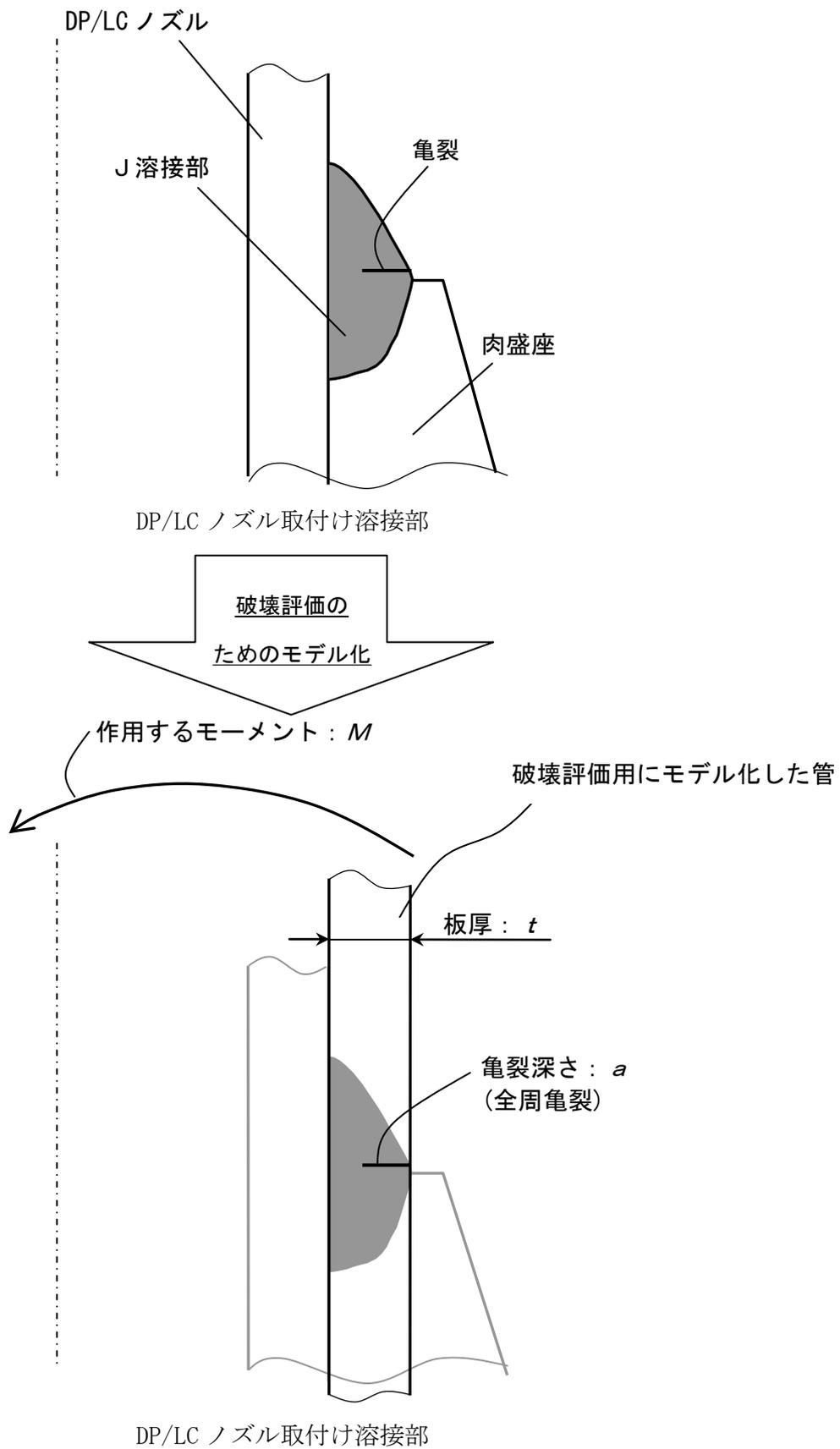


図1 破壊評価に用いる溶接部のモデル化の概念図

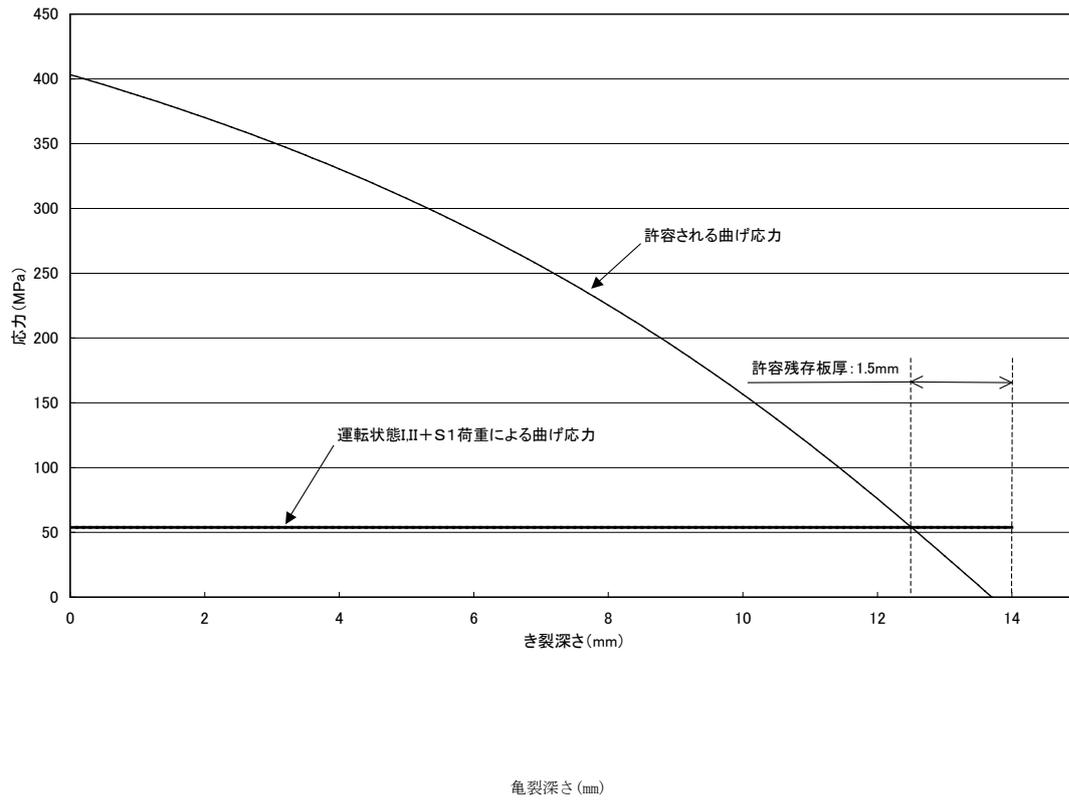


図 2(1) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (運転状態 I, II + S 1 荷重)

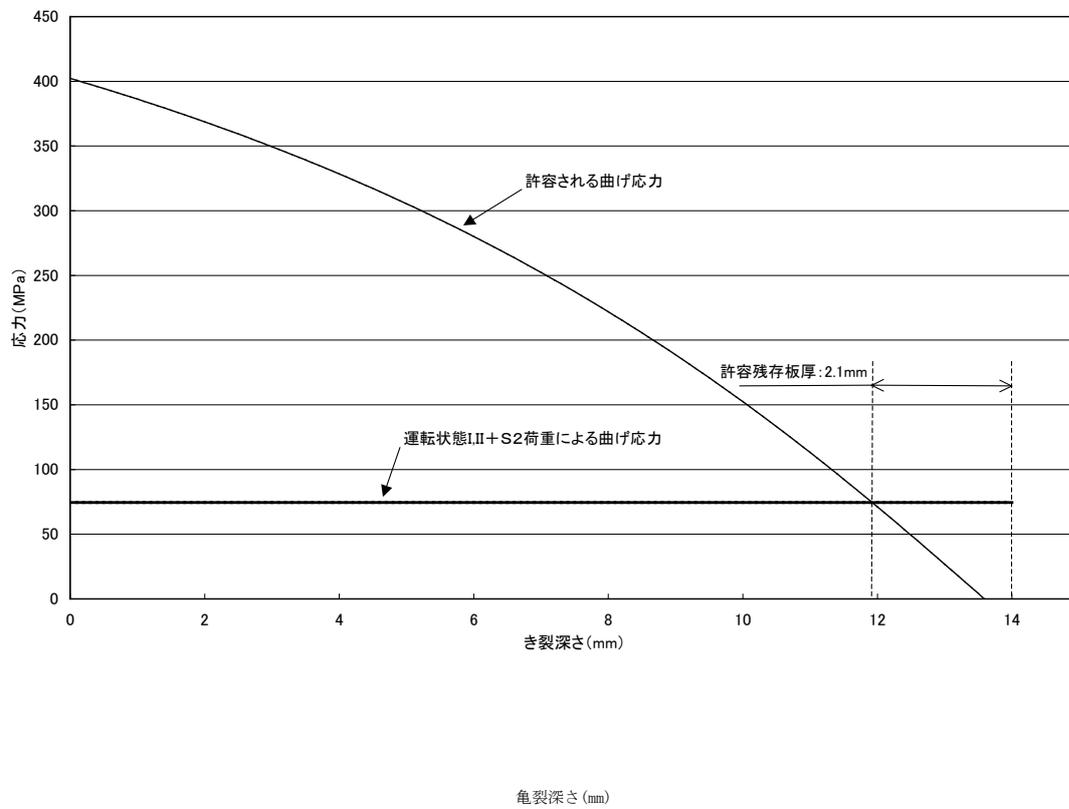


図 2(2) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (運転状態 I, II + S 2 荷重)

表 1 評価結果

	荷 重	許容残存厚さ
ノズル取付け溶接部 (J溶接)	運転状態 I, II+S1	1.5 mm
	運転状態 I, II+S2	2.1 mm

## 付録D 差圧検出・ほう酸水系配管溶接部からの漏えいの影響評価

### 1. 目的

本付録は、差圧検出・ほう酸水系配管溶接部（以下、DP/LC ノズル溶接部）において、万一周方向亀裂が全周にわたって貫通した場合の冷却材漏えいの影響を評価したものである。

### 2. 評価

#### 2.1 想定する亀裂

DP/LC ノズル溶接部の貫通亀裂による漏洩評価としては、軸方向の貫通亀裂による漏洩評価より、周方向の全周亀裂による評価が厳しい評価となることから、本付録では、周方向の全周貫通亀裂を想定した漏洩評価を行うこととする。

#### 2.2 想定する開口面積

周方向の全周貫通亀裂を想定した場合、流路面積として最も大きくなる部位は、DP/LC ノズルとRPV貫通部との隙間である。DP/LC ノズル外径とRPV貫通部内径の加工公差から隙間面積を計算すると、隙間面積：37.9mm<sup>2</sup>となる。

#### 2.3 流出流量

DP/LC ノズルとRPV貫通部の隙間を流れ出る炉水の流量は、Moodyの論文[1]より求まる破断部からの臨界質量速度と、以下の式より算出すると、約5500kg/hrとなり、BWR5/1100MWeプラントのCRD本数185本の冷却水量は7770kg/hrであることから、CRD冷却水で補給可能であると評価される。

$$W = A \times G$$

ここで、

W：流出流量（kg/hr）

A：破断面積（mm<sup>2</sup>）

G：破断部からの臨界質量速度（kg/mm<sup>2</sup>・hr）=145.0 kg/mm<sup>2</sup>・hr

## 改訂経緯

平成 16 年 1 月 初版発行

平成 27 年 4 月 第 2 版発行

- ・ 解説 1-2 にガイドライン適用にあたっての留意事項を記載した。
- ・ 旧版付録のうち、旧知のSCC関連データ等について削除するとともに、参照すべき規格等の新たな知見を加味して全体構成を見直すとともに、文章表現適正化の見直しを実施した。なお第 4 版は原技協HPよりアーカイブ参照できる。

## BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [差圧検出/ほう酸水注入ライン] 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、差圧検出・ほう酸水注入系配管（図-1）に要求される機能を維持できるように合理的な点検範囲、点検実施時期を規定する。
  - (1) 原子炉安全機能：耐圧機能を維持する。
  - (2) 経年変化事象：応力腐食割れ（SCC）を想定する。
  - (3) 点検対象部位：構造強度評価，安全機能維持の評価結果から，重要な部位を選定する。

### 2. 点検対象部位

- 耐圧機能の維持に必要な下記の部位を点検対象とする。（図-1）
  - (1) 差圧検出・ほう酸水注入系配管ノズル取付け溶接部

### 3. 点検方法及び点検時期

- 点検手法
  - (1) 一般事項  
点検に適用する非破壊試験は、目視試験（VT）とし、必要に応じて超音波探傷試験（UT），渦流探傷試験（ET）を実施することとする。
  - (2) 目視試験（VT）  
漏えい試験（VT-2）において、耐圧部からの漏えいを検出する。
  - (3) 超音波探傷試験（UT）  
超音波探傷試験は、JEAC 4207「軽水型原子力発電用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に従って実施するか、これに類する手法等を用いて実施してもよい。
  - (4) 渦流探傷試験（ET）  
渦流探傷試験は、JEAG 4217「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に準拠して実施するか、若しくはこれに類する手法を用いて実施してよい。

- 点検時期  
ノズル取付け溶接部（BWR5タイプ）について、実運転時間で10年以降の毎定検時に、VT-2により点検を行う。

### 4. 評価

- 下記の判定基準により点検の結果を評価する。（図-2）
  - (1) 漏えいがないことが確認された場合には、継続使用できる。
  - (2) 漏えいが検出された場合は、損傷の影響を評価し、補修等の措置を行う。

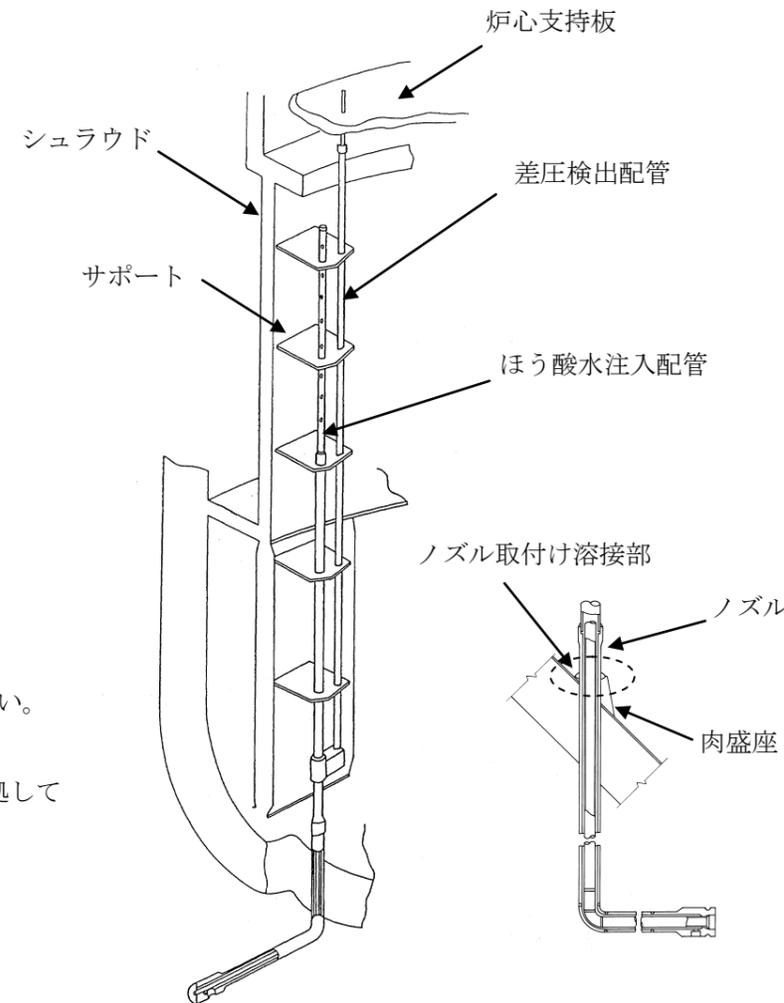


図-1 差圧検出・ほう酸水注入系配管の点検対象部位

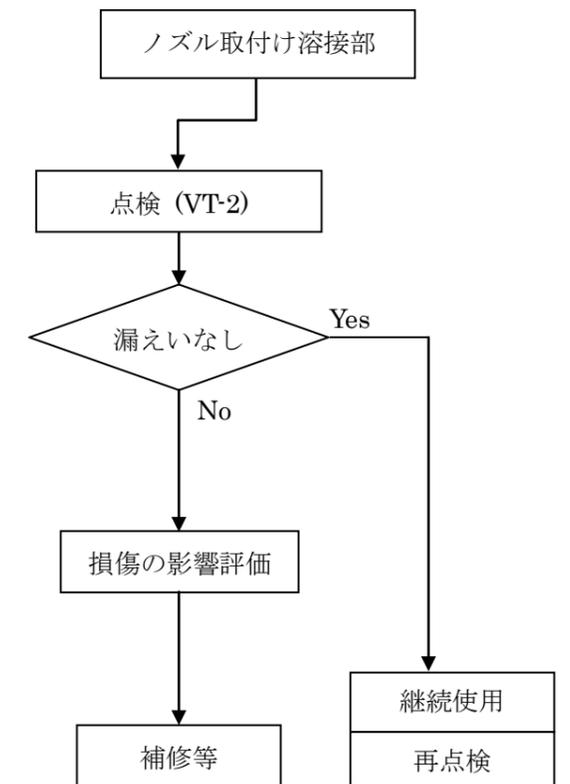


図-2 差圧検出・ほう酸水注入系配管の点検フロー

---

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン  
[差圧検出／ほう酸水注入ライン]  
(第2版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会

〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階

TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

---

©原子力安全推進協会，2015

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