

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3版)

2026年4月

一般社団法人 原子力エネルギー協議会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

本ガイドの位置づけ

本ガイドライン（以下「本ガイド」）は、従前より(一社)原子力安全推進協会(以下、JANSI)が策定・管理してきた「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[差圧検出／ほう酸水注入ライン]（第3版）」（以下「従来のガイド」）を原文のまま原子力エネルギー協議会（以下、ATENA）の管理体制下で引き継いで使用するものである。本ガイドの内容については、ATENA 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂が決定されるまでの間、変更は行わない。

運用時期

本ガイドの運用開始日は 2026 年 4 月とする。

運用上の注意

1. 本ガイドは従来のガイドを踏襲したものであり、運用上の変更はない。
2. ATENA は必要に応じて、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂しますが、その場合は別途改訂履歴を明示する。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本書の作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本書の内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本書の使用により使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。使用者は、自己の責任において本書を使用するものとする。

（権利帰属）

本書の著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本書の使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本書の使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

2026 年 4 月
原子力エネルギー協議会

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[差圧検出／ほう酸水注入ライン]

(第3版)

2023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。

2000年に（社）火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」は、2007年より日本原子力技術協会に継承され、さらに2012年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査及び収集に努めることと致します。検討会では、点検評価ガイドライン（個別及び一般）の改訂審議の都度、国内外の運転実績に関する情報活用と、点検評価手法の在り方について議論を重ねており、その成果をガイドラインのなかに反映しつつあります。今後も継続的な改善提案に取り組み、より効果的な保全活動への合理的な資源配分を目指すことも検討課題といたします。

原子力発電の位置づけは地球温暖化防止のためにも重要であり、その具体化施策として原子力発電所の長期的な安全・安定運転への期待は高まりつつあります。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

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

2023年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 望月正人

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：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	JANSI-VIP-13 第2版
2023 年 3 月	第 3 版発行	ABWR の追加 点検の考え方の明確化	JANSI-VIPB-03-03 JANSI-VIP-44 第3版

※ 改訂の詳細は参考資料 2 参照

ガイドラインの責任範囲

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

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

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

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(2023年3月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	望月 正人	大阪大学
委員	笠原 直人	東京大学
委員	竹田 陽一	東北大学
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授
委員	水谷 義弘	東京工業大学
委員	森下 和功	京都大学
委員	堂崎 浩二	東北大学
委員	浅山 泰	日本原子力研究開発機構
委員	古川 敬	発電設備技術検査協会
幹事	今井 直人	東京電力ホールディングス (株)
幹事	棚橋 晶	関西電力 (株)
幹事	寺門 剛	日本原子力発電 (株)
委員	渡辺 健介	北海道電力 (株)
委員	新藤 智也	東北電力 (株)
委員	神長 貴幸	東京電力ホールディングス (株)
委員	稲垣 哲彦	中部電力 (株)
委員	網谷 宏和	北陸電力 (株)
委員	天野 洋一	関西電力 (株)
委員	荒芝 智幸	中国電力 (株)
委員	松原 克幸	四国電力 (株)
委員	木元 健悟	九州電力 (株)
委員	町田 栄治	日本原子力発電 (株)
委員	高村 賢也	電源開発 (株)
委員	内山 好司	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	三橋 忠浩	東芝エネルギーシステムズ (株)
委員	和地 永嗣	三菱重工業 (株)
委員	新井 拓	電力中央研究所
委員	関 弘明	原子力安全推進協会
委員	成宮 祥介	原子力安全推進協会
参加者	小林 広幸	EPRI International, Inc.
参加者	町田 秀夫	(株) テプコシステムズ
事務局	大畑 仁史	原子力安全推進協会
事務局	佐藤 寿志	原子力安全推進協会

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン [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	点検の考え方	1
第3章	点検対象	2
第4章	点検手法	7
第5章	点検範囲	8
第6章	点検時期	
6.1	初回点検	8
6.2	再点検	8
第7章	点検結果の評価	8
第8章	まとめ	10
解 説		
解説 1-1	ガイドライン制定の目的	11
解説 1-2	本ガイドラインの運用にあたって	11
解説 2-1	差圧検出／ほう酸水注入ラインに要求される安全機能	12
解説 2-2	差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検対象の選定	12
解説 2-3	差圧検出／ほう酸水注入ラインに想定される経年変化事象	13
解説 4-1	点検手法	14
解説 4-2	渦電流探傷試験	14
解説 5-1	溶接部の点検幅	15
解説 6-1	SCC 予防保全技術	16
解説 6-2	点検時期	16
解説 7-1	補修技術	17

付 録

- 付録A 差圧検出／ほう酸水注入ラインの各構造体に対する点検の考え方について
- 付録B 差圧検出／ほう酸水注入ライン溶接部の残留応力評価
- 付録C 差圧検出／ほう酸水注入ライン溶接部の SCC 亀裂進展評価
- 付録D 差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル溶接部の欠陥裕度評価
- 付録E 差圧検出／ほう酸水注入ライン溶接部からの漏えいの影響評価

参考資料

- 参考資料 1 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
- 参考資料 2 改訂経緯

第1章 目的及び適用

1.1 目的

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

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

1.2 適用

本ガイドラインは，BWR の炉内構造物のうち差圧検出／ほう酸水注入ラインと，ABWR の炉内構造物のうち炉心支持板差圧検出配管と原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管に適用する。本ガイドラインの適用期間は，商業運転開始後の供用期間中とする。

なお，炉型を指定せずに差圧検出／ほう酸水注入ラインと記載した場合は，BWR の差圧検出／ほう酸水注入ライン，ABWR の炉心支持板差圧検出配管と原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管を含むものとする。

第2章 点検の考え方

点検の基本的な考え方を，以下に示す。

- (1) 原子炉に対して差圧検出／ほう酸水注入ラインが持つ安全機能に着目し，差圧検出／ほう酸水注入ラインを構成する各種の構造体の経年劣化事象による損傷が安全機能の維持に影響を与えると考えられる構造体を点検対象とする。（解説 2-1，解説 2-2）
- (2) 差圧検出／ほう酸水注入ラインに想定される経年変化事象として，応力腐食割れ（以下，SCC と称する）を想定する。（解説 2-3）
- (3) 点検手法，点検範囲，点検時期は，点検対象の機能，形状及び材質，想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験，損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し，必要な手法，範囲，及び時期をそれぞれ選定する。

第3章 点検対象

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検対象と点検対象部位は，点検対象の機能，形状及び材質，想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験，損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し，差圧検出／ほう酸水注入ラインと原子炉圧力容器ノズルの取付け溶接部（図3-1～3）と定めた。

点検対象部位を図3-1～3及び表3-1に示す。（解説2-2）

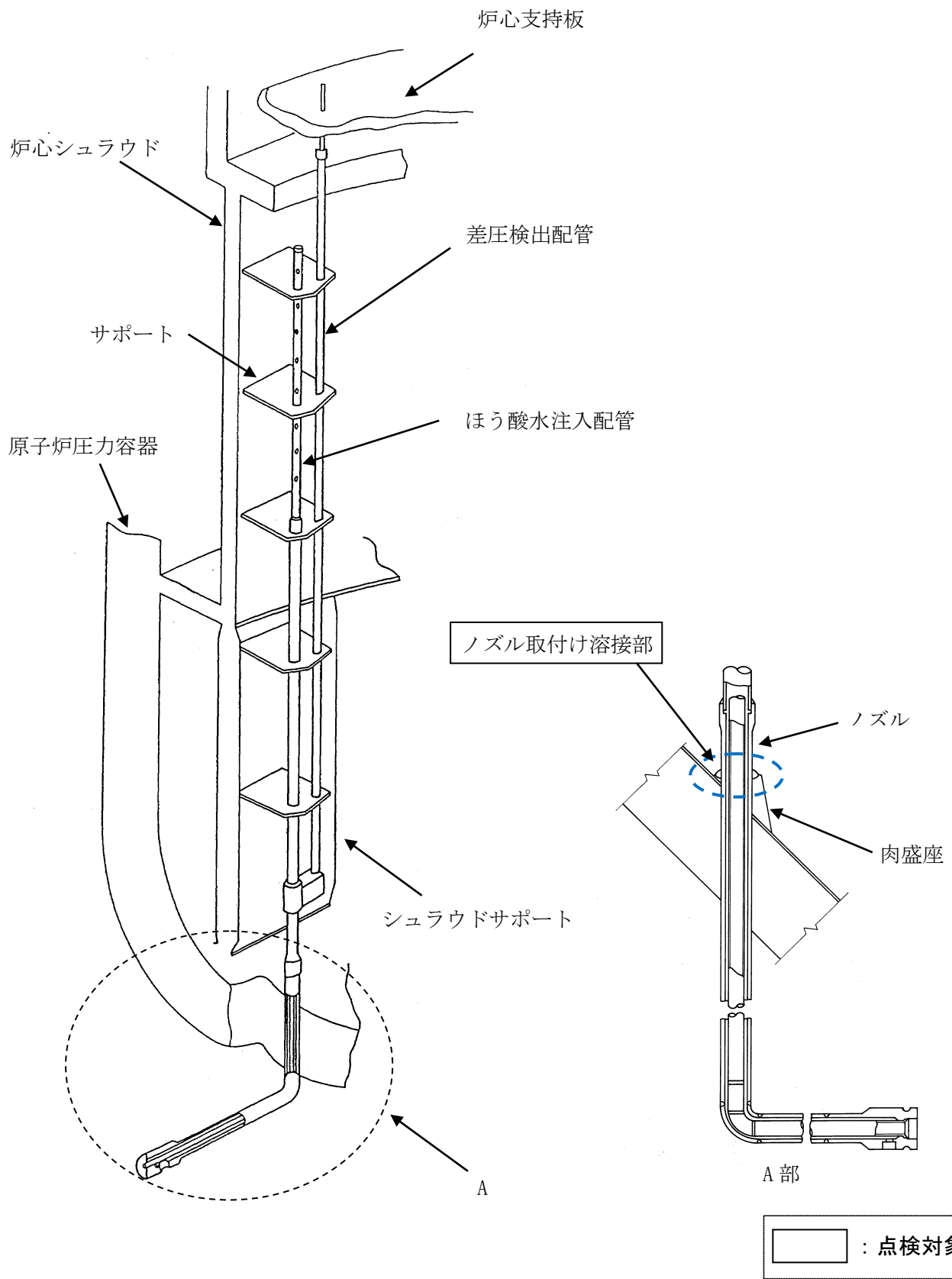


図 3-1 差圧検出/ほう酸水注入ライン (BWR5 タイプ) の点検対象部位

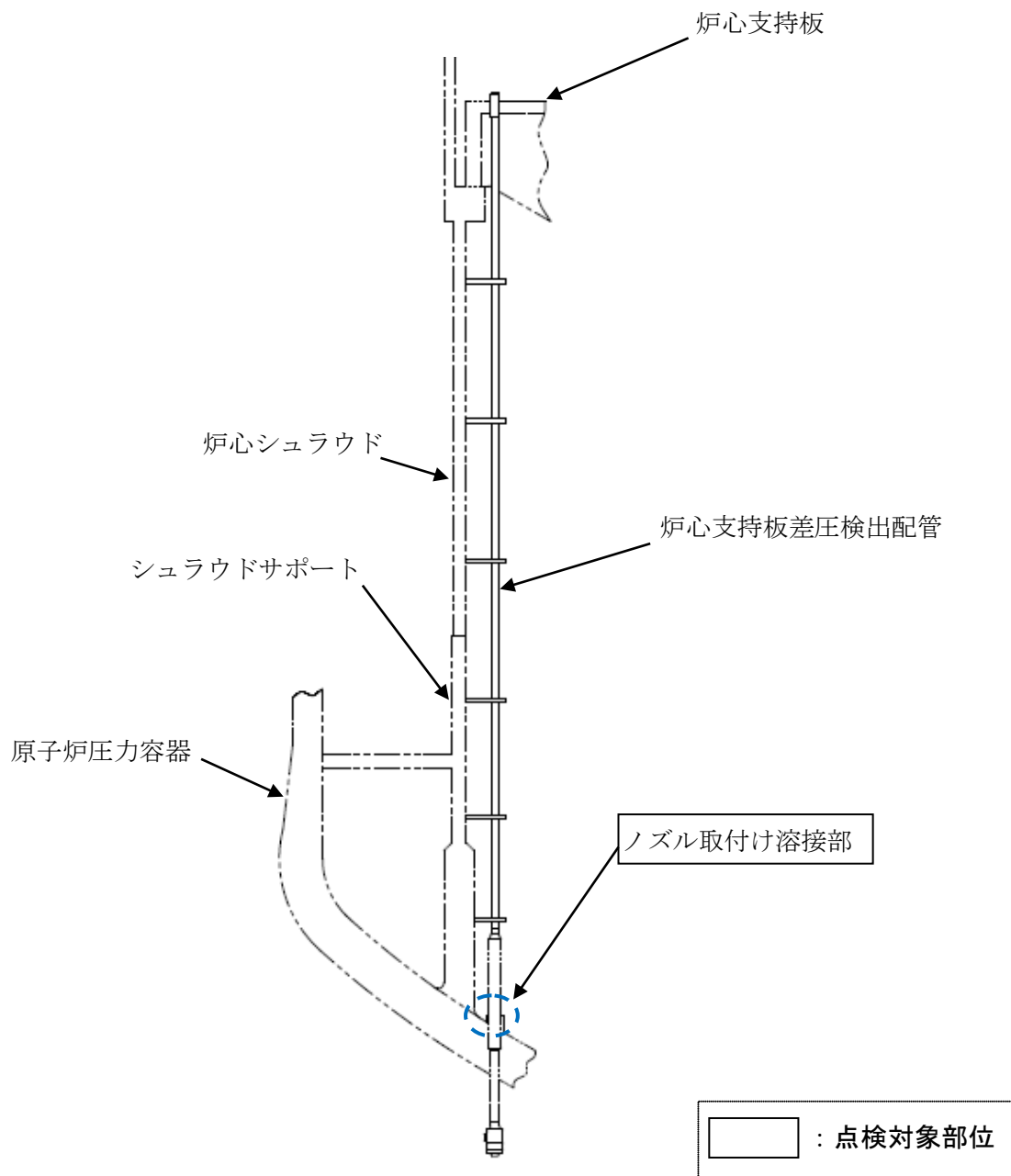


図 3-2 炉心支持板差圧検出配管（ABWR タイプ）の点検対象部位

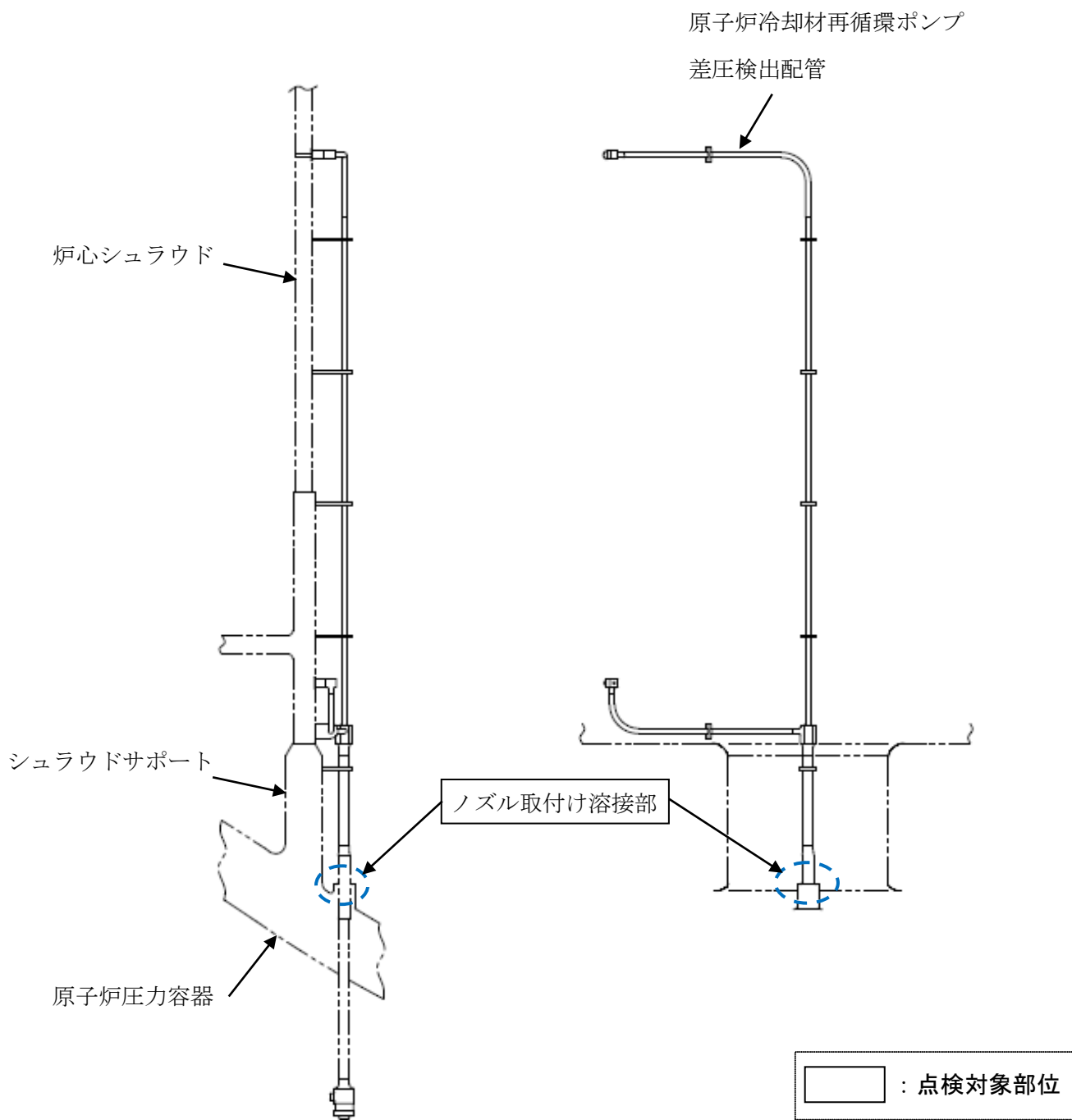


図 3-3 原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管（ABWR タイプ）の点検対象部位

表 3-1 差圧検出／ほう酸水注入ライン点検対象部位

点検対象部位	
差圧検出／ほう酸水注入ライン (BWR タイプ)	原子炉压力容器ノズルの取付け溶接部
炉心支持板差圧検出配管 (ABWR タイプ)	原子炉压力容器ノズルの取付け溶接部
原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管 (ABWR タイプ)	原子炉压力容器ノズルの取付け溶接部

第4章 点検手法

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検手法は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、点検対象部位ごとに必要な手法を選択する。点検対象部位に対し適用する手法の例を表4-1に示す。（解説4-1）

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

(1) 目視試験（VT）

a. 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。

b. VT-3

機器の変形、傾き、隙間の異常、部品の破損、脱落及び機器表面における異常を検出するために行う試験とする。

(2) 超音波探傷試験（UT）

超音波探傷試験は、JEAC4207「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」に従って実施するか、又はこれに類する手法等を用いて実施してよい。

(3) 渦電流探傷試験（ET）

渦電流探傷試験は、JEAG4217「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」に準拠して実施するか、又はこれに類する手法を用いて実施してよい。（解説4-2）

表 4-1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検手法の例

点検対象部位		点検手法の例*
差圧検出／ほう酸水注入ライン（BWR タイプ）	原子炉圧力容器ノズルの取付け溶接部	VT-2
炉心支持板差圧検出配管（ABWR タイプ）	原子炉圧力容器ノズルの取付け溶接部	VT-2
原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管（ABWR タイプ）	原子炉圧力容器ノズルの取付け溶接部	VT-2

*：必要に応じて他の点検手法による点検を実施してもよい。

第5章 点検範囲

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検範囲は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、差圧検出／ほう酸水注入ラインと原子炉圧力容器ノズルの取付け溶接部とする。

溶接部を直接点検する場合は、溶接金属及びその両側の25mmの幅（熱影響部を含む）に対して行う。
（解説5-1）

なお、技術的根拠がある場合は、別途、設定することができる。

第6章 点検時期

差圧検出／ほう酸水注入ラインの初回点検と再点検は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、以下に示す時期に実施するものとする。

なお、技術的根拠がある場合は、別途、設定することができる。

また、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6-1）

6.1 初回点検

差圧検出／ほう酸水注入ラインの初回点検時期は、プラント供用開始時点からの実運転年数が10年を経過するまでとする。（解説6-2）

6.2 再点検

差圧検出／ほう酸水注入ラインの再点検は、初回点検後、毎定検時に行うものとする。
（解説6-2）

第7章 点検結果の評価

差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部の点検フローを、図7-1に示す。

点検の結果は、以下の判定基準により評価する。

- 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7-1）

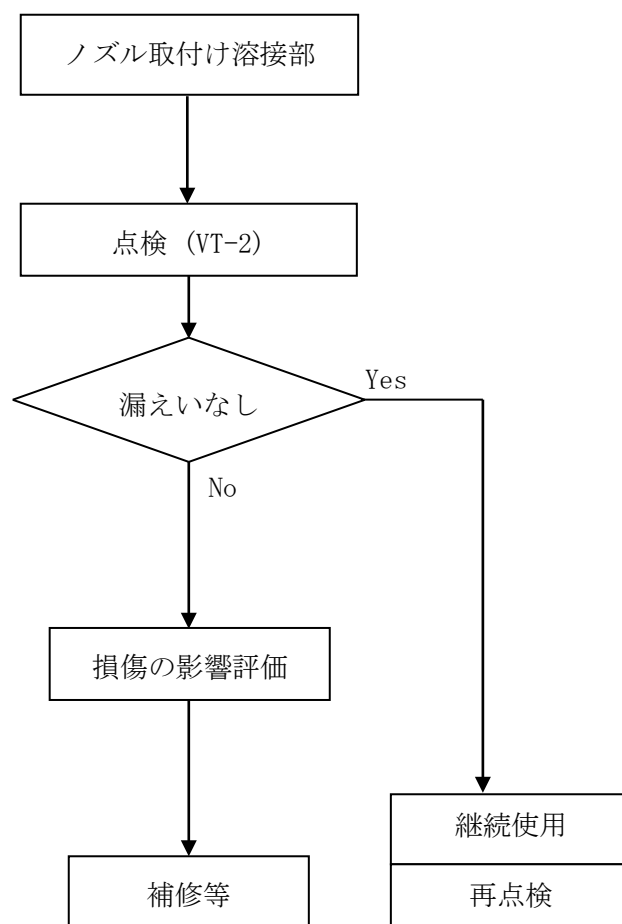


図 7-1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検フロー

第8章 まとめ

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検方針を表 8-1 に示す。

表 8-1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検方針

点検対象	点検対象部位	点検手法*	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
差圧検出／ ほう酸水 注入ライン (BWR)	ノズル取付け 溶接部	VT-2	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点から実運転で 10 年を経過するまで	漏えいがな いこと
炉心支持板 差圧検出 配管 (ABWR)			初回点検の点検範囲 全数	
原子炉 冷却材 再循環 ポンプ 差圧検出 配管 (ABWR)			再点検の点検時期 初回点検後，毎定検 再点検の点検範囲 全数	
*：必要に応じて，UT 又は ET を実施してもよい。				

(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物の点検については、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、点検技術の向上と運転経験の蓄積に努めてきている。

原子力安全確保のためには、これらの運転経験の評価と研究活動を通じて、過去の教訓を活かし我々が学ぶことにつれて発展するプロセスを構築するとともに、これを継続していくことが求められる。このため、本ガイドラインは、炉内構造物に対して、運転経験と最新知見を整理・評価し、部位毎に要求される安全上重要な機能、有意な劣化モード、及び最新知見の整理に基づく合理的な点検のあり方を示すことを目的としている。

(解説 1-2) 本ガイドラインの運用にあたって

炉内構造物の保全活動は、確立された原子力発電所の品質保証マネジメントシステムのもとで行われる保守管理の一環として行われなければならない。よって、本ガイドラインで適用する点検及び評価は、品質保証活動全般の基本的事項を規定した日本電気協会の JEAC4111「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」及び品質保証活動のうち、事業者が供用期間中に実施すべき保守管理の基本要件を規定した JEAC4209「原子力発電所の保守管理規程」に基づき実施されることを前提としている。

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

また、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。

(解説 2-1) 差圧検出／ほう酸水注入ラインに要求される安全機能

BWR の差圧検出／ほう酸水注入ラインに要求される安全機能は、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「反応度制御」機能である。また、差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部は「バウンダリの確保」機能を有している。

ABWR の炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管に要求される安全機能は無く、それぞれのノズル取付け溶接部が「バウンダリの確保」機能を有している。(付録 A 参照)

したがって、仮に差圧検出／ほう酸水注入ラインやそれぞれのノズル取付け溶接部に損傷が生じて、想定した地震荷重に対して、反応度制御及びバウンダリの確保が維持されることを評価条件とする。

(解説 2-2) 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検対象の選定

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検対象は、各部品に要求されている安全機能確保の観点から設定する。

「反応度制御」を考えると、万一 BWR の差圧検出／ほう酸水注入ライン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ため、「反応度制御」の観点から要求される点検対象は無い。

「バウンダリの確保」の観点から、BWR の差圧検出／ほう酸水注入ライン、ABWR の炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部を点検対象とした。

(解説 2-3) 差圧検出／ほう酸水注入ラインに想定される経年変換事象

本ガイドラインでは、過去の損傷事例を考慮し、差圧検出／ほう酸水注入ラインの経年変換事象として応力腐食割れを想定した。

差圧検出／ほう酸水注入ラインの材料には、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、下鏡肉盛座とノズルの取付け部には、ニッケル合金の 182 合金 (JIS DNiCr-3 又は ENi6182), ニッケル合金の 82 合金 (JIS YNiCr-3 又は 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、ニッケル合金の 182 合金 (JIS DNiCr-3 又は ENi6182) 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 含有のニッケル合金の 82 合金 (JIS YNiCr-3 又は 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、材料鋼種によらず点検対象とする。

(解説 4-1) 点検手法

点検手法を VT-2 (漏えい試験) としたのは、下記の理由による。

ニッケル合金の 182 合金の差圧検出/ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部において、供用開始時点で深さ 50 μm の初期亀裂を仮定した場合の亀裂進展挙動は軸方向の進展が早く、軸方向亀裂は実運転年数約 13 年で貫通するのに対して、周方向亀裂では約 20 年から 40 年で貫通する評価となる。

軸方向と周方向の亀裂進展挙動の相対的な関係は、82 合金でも同様と考えられる。(付録 B, C, D 参照)

万一軸方向亀裂が貫通しても、漏えい量は微少であり、CRD 駆動水圧系で補給可能である。(付録 E 参照)

また、軸方向亀裂が貫通した場合でも、周方向の残存断面積のため、Ss 地震を想定しても破断することがなく、バウンダリの確保 (耐圧機能) を維持できる。(付録 E 参照)

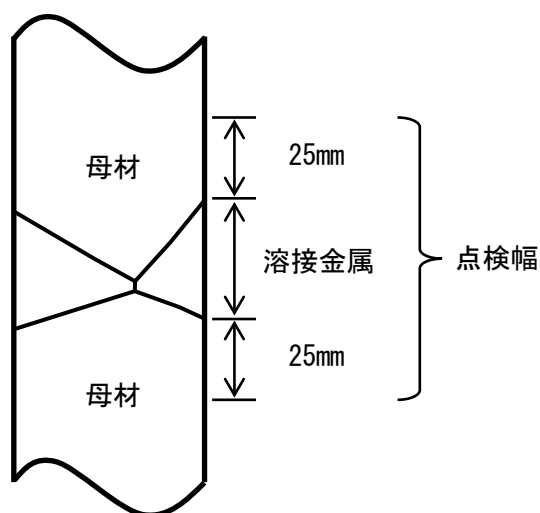
したがって、軸方向亀裂による漏えいを検知できれば、差圧検出/ほう酸水注入ラインに要求される安全機能を維持できるため、VT-2 による点検とする。

(解説 4-2) 渦電流探傷試験

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

(解説 5-1) 溶接部の点検幅

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



(解説 6-1) SCC 予防保全技術

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 6-1 に示す。

表 6-1 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
水素注入	点検部位の腐食電位の評価結果に基づいて亀裂進展速度を求め点検実施時期を設定することができる。
貴金属注入	同上

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、BWR の差圧検出／ほう酸水注入ライン、ABWR の炉心支持板差圧検出配管、及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出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」
- ・ JANSI-VIP-18 「水素注入による環境改善効果の評価方法」

(解説 6-2) 点検時期

ニッケル合金の 182 合金溶接部においては、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、軸方向亀裂の貫通に実運転年数で 13 年を要する。82 合金溶接部の場合には、SCC 亀裂進展はさらに遅くなると考えられる。このため、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、点検開始を供用開始後実運転年数で 10 年とする。

また、182 合金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評価において、ノズル／肉盛座溶接部の軸方向亀裂は実運転年数で約 11 年以降に急速に進展することから、再点検は毎定検時に行うこととした。

(解説 7-1) 補修技術

万一、差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部に欠陥が検出され、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／ほう酸水注入ライン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／ほう酸水注入ラインの各構造体に対する点検の考え方について

1. 目的

本付録は、差圧検出／ほう酸水注入ラインを構成する構造体について、①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤損傷を考慮した安全機能への影響を考慮した点検の考え方を示したものである。

2. 差圧検出／ほう酸水注入ラインの各構造体に対する点検方針

点検方針を策定するにあたり、差圧検出／ほう酸水注入ラインの①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象、④国内外の運転経験、⑤損傷による安全機能への影響を以降に整理する。

2.1 安全機能などの整理

2.1.1 安全機能

差圧検出／ほう酸水注入ラインは安全機能として、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「反応度制御」の機能を有する。

差圧検出／ほう酸水注入ラインを原子炉圧力容器に接続するノズル取付け溶接部は、「バウンダリの確保」の機能を有する。

また、差圧検出／ほう酸水注入ラインは炉心支持板上下の差圧を測定する機能を有するが、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、差圧を測定する機能は安全機能には含まれない。

2.1.2 形状及び材料

2.1.2.1 形状（図 A-2.1.2.1, 図 A-2.1.2.2）

差圧検出／ほう酸水注入ラインは、管状構造物であり、RPV 貫通部において二重管構造であるが、炉内でほう酸注入配管と差圧検出配管に分岐する構造である。内側管の上端は炉心支持板の下に位置して炉心支持板下面の圧力を計測し、外側管は炉心支持板を貫通し炉心支持板上面の圧力を計測することで、炉心支持板上下面の差圧を計測している。また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いる。

2.1.2.2 材料

差圧検出／ほう酸水注入ラインの材料は、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取付け溶接部には、ニッケル合金の 182 合金（JIS DNiCr-3 又は ENi6182）、ニッケル合金の 82 合金（JIS YNiCr-3 又は SNi6082）が用いられている。

差圧検出／ほう酸水注入ラインの材料を表 A-2.1.2.1 に示す。

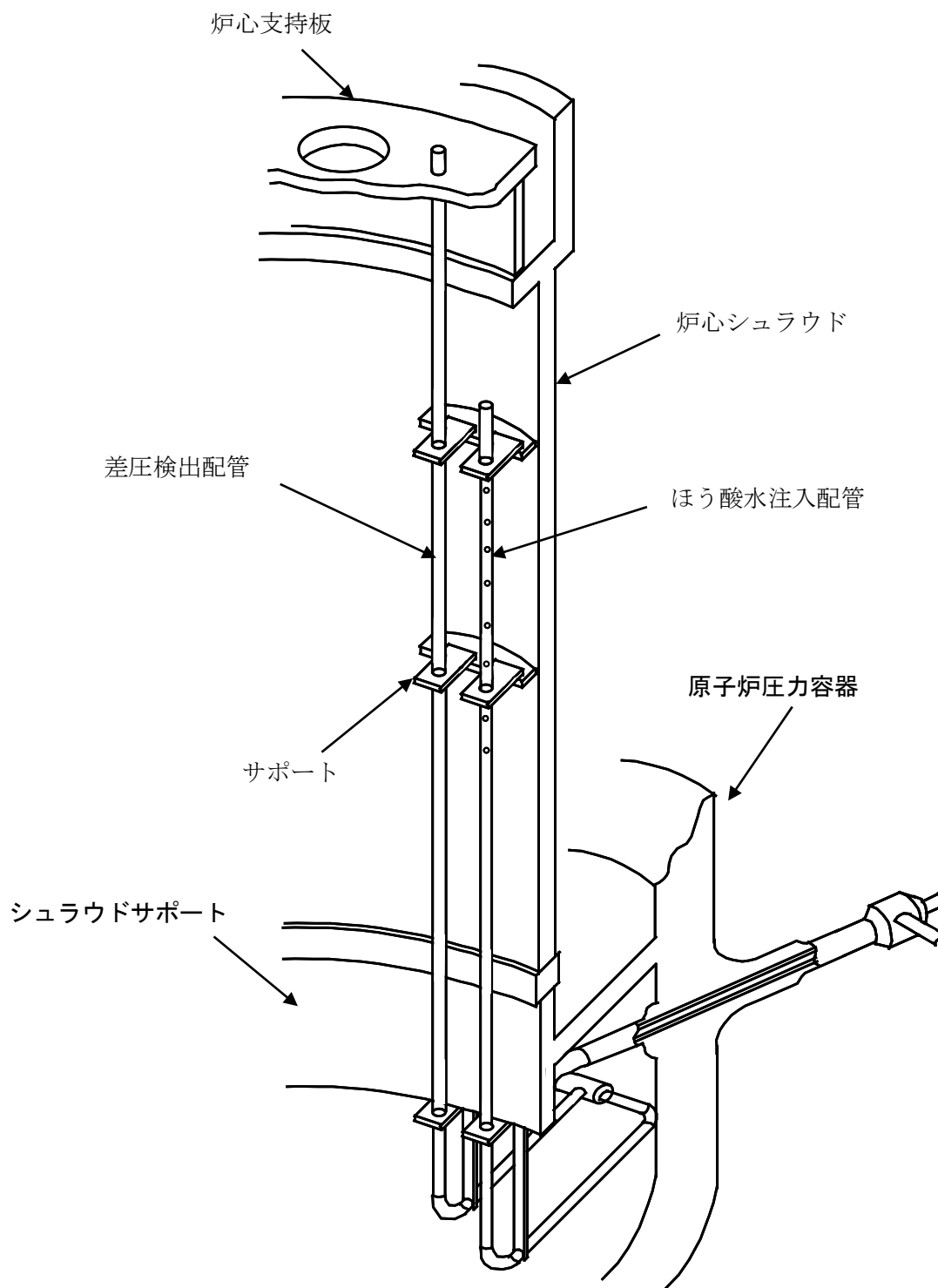


図 A-2. 1. 2. 1 差圧検出／ほう酸水注入ライン (BWR2～4 タイプ)

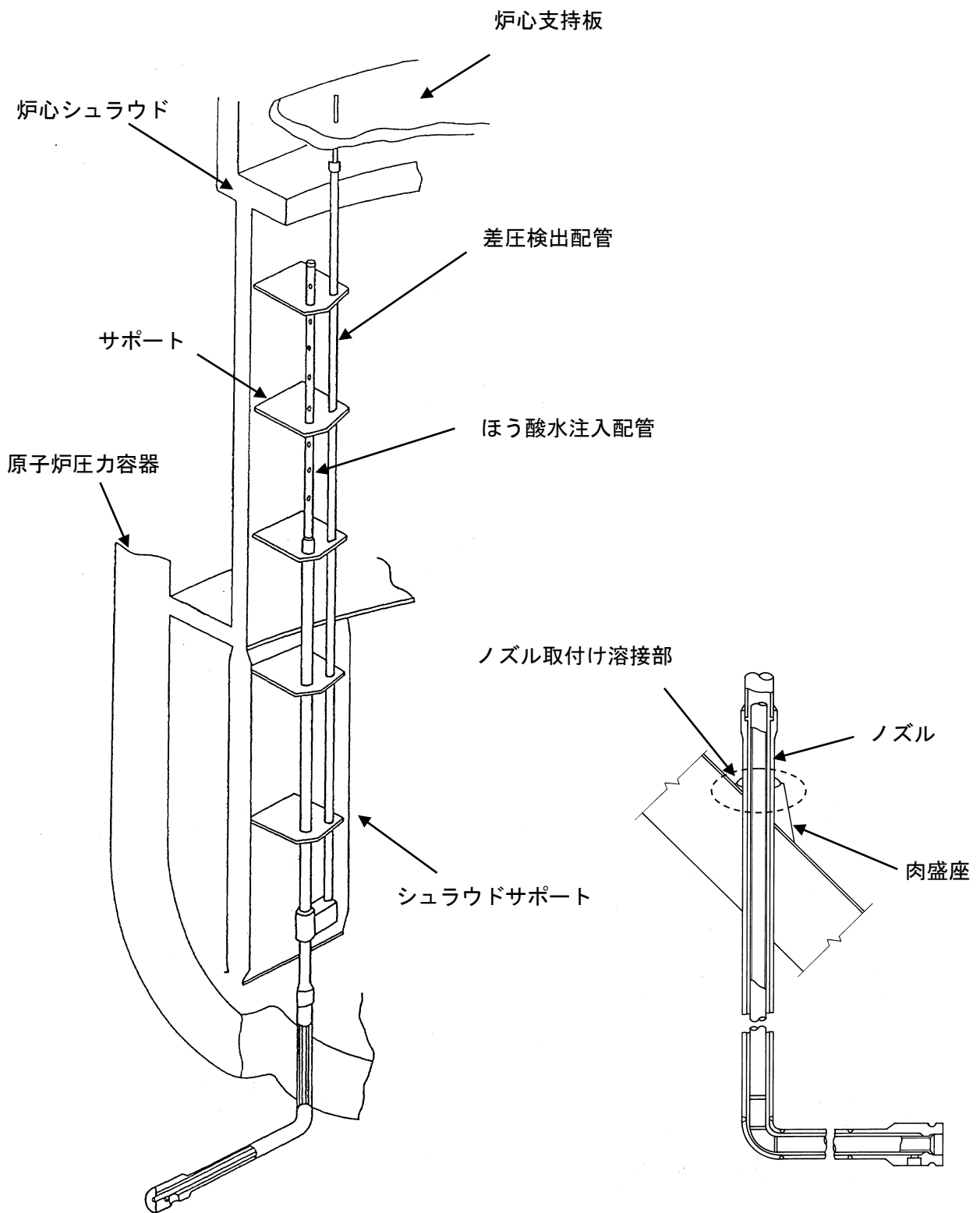


図 A-2.1.2.2 差圧検出／ほう酸水注入ライン (BWR5 タイプ)

表 A-2. 1. 2. 1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの材料

形状	部品	材料
図 A-2. 1. 2. 1	差圧検出／ほう酸水注入ライン	ステンレス鋼
図 A-2. 1. 2. 2	ノズル取付け溶接部	ニッケル合金

2. 1. 3 想定される劣化事象

差圧検出／ほう酸水注入ラインの材料はステンレス鋼であり、溶接部に応力腐食割れ（以下、SCC と称す。）発生の可能性がある。

なお、炭素含有量が 0.030%を超えるステンレス鋼（SUS304：以下、「SUS304」と称する。）に比べて、炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼（SUS304L, SUS316L 等：以下、「低炭素ステンレス鋼」と称する。）では、SCC 発生の可能性は低い。ただし、機械加工による表面硬化や溶接残留応力の影響も考慮する必要がある。なお、国内プラントでは低炭素ステンレス鋼が多用されている。

2. 1. 4 国内外の運転経験

差圧検出／ほう酸水注入ラインについては、国内外で損傷事例は報告されていない。

なお、比較的形状の近い ICM ハウジングのスタブチューブと RPV 下鏡の取付溶接部に、SCC による損傷事例が報告されている。

2. 1. 5 損傷による安全機能への影響

差圧検出／ほう酸水注入ライン本体は圧力バウンダリではないので、溶接部に損傷が生じたとしても「バウンダリの確保」に影響を与えることはない。また溶接部が損傷したとしても、下部プレナムへのほう酸水の注入は可能であり、「反応度制御」の機能にも影響を与えることはない。

差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部は、原子炉圧力容器の一部としてバウンダリを構成しており、損傷により「バウンダリの確保」の機能に影響を与える可能性がある。

2.2 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検方針

差圧検出／ほう酸水注入ラインの①安全機能，②形状及び材質，③想定される経年劣化事象，④国内外の運転経験，⑤損傷による安全機能への影響に基づき，差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検方針として，点検対象，点検手法，点検範囲並びに点検時期を策定する。

2.2.1 点検対象の選定

差圧検出／ほう酸水注入ライン本体及び原子炉圧力容器との取付溶接部については国内外のプラントでの運転経験において損傷は確認されていないが，形状が類似している ICMハウジングには溶接部に対する損傷事例が確認されていることから，溶接部には損傷のポテンシャルがあると考えられる。また，損傷による安全機能に対する影響の評価結果から，差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部が損傷した場合には安全機能に対する影響が生じると考えられる。これらのことから，差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部を個別点検の対象とする。

上記を含めたその他の部位については，一般点検により健全性の確認を行うものとする。(表 A-2.2.1，図 A-2.2.1 参照)



図 A-2. 2. 1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検対象^(注)

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

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

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

表 A-2.2.1 差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検方針

検討対象		機能	安全機能との関連	想定される劣化モード	損傷による安全機能への影響	個別点検要否*
①	差圧検出／ほう酸水注入ライン	<ul style="list-style-type: none"> ・ほう酸水注入による反応度制御 ・炉心支持板の上下差圧の検出 	有(反)	SCC	<ul style="list-style-type: none"> ・損傷してもほう酸水は下部プレナムに注入されるため、損傷による安全機能への影響はない。 	不要
②	ノズル取付け溶接部	<ul style="list-style-type: none"> ・バウンダリの確保 	有(バ)	SCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ノズル取付け溶接部は、原子炉圧力容器の一部としてバウンダリを構成しており、損傷は安全機能（バウンダリの確保）に影響を与える。 	点検対象

反：反応度制御

バ：バウンダリの確保

*：個別点検の要否にかかわらず，一般点検により健全性の確認を行う。

2.2.2 点検手法の選定

点検対象である差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部に想定される経年劣化事象は、ニッケル合金及びステンレス鋼の溶接部に対する SCC である。

ここで、SCC 亀裂からの炉水の漏えい量は微少であり、制御棒駆動機構冷却水により補給可能と考えられることから、漏えいを検知できれば差圧検出／ほう酸水注入ラインに要求される安全機能を維持できる。

このため、差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル取付け溶接部については、VT-2 により炉水の漏えいがないことを確認するものとする。

2.2.3 点検範囲の選定

差圧検出／ほう酸水注入ラインの点検範囲（個数）は、安全機能維持を確認するために必要な個数として、全数（1 体）を点検範囲とする。

2.2.4 点検時期の選定

点検時期は、差圧検出／ほう酸水注入ライン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、供用開始時点で初期亀裂を想定した亀裂進展評価法を用い、漏えいが発生する可能性のある実運転年数 10 年以降、毎定検時に点検を行うものとする。

3. 炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の各構造体に対する点検方針

3.1 安全機能などの整理

点検方針を策定するにあたり，ABWR の炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管に関する①安全機能，②形状及び材質，③想定される経年劣化事象，④国内外の運転経験，⑤損傷による安全機能への影響を以降に整理する。

3.1.1 安全機能

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管を原子炉圧力容器に接続するノズル取付け溶接部は，「バウンダリの確保」の機能を有する。

また，炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管は，それぞれ炉心支持板上下の差圧及び原子炉冷却材再循環ポンプの上下の差圧を測定する機能を有するが，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おらず，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ことから，差圧を測定する機能は安全機能には含まれない。

3.1.2 形状及び材料

3.1.2.1 形状（図 A-3.1.2.1，図 A-3.1.2.2）

炉心支持板差圧検出配管は，二重管構造の管状構造物であり，内側管の上端は炉心支持板の上に位置して炉心支持板上面の圧力を計測し，外側管は炉心支持板下面の圧力を計測することで，炉心支持板上下面の差圧を計測している。

原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管は，管状構造物であり，RPV 貫通部において二重管構造であるが，炉内で分岐する構造である。内側管の上端は原子炉冷却材再循環ポンプの上に位置して原子炉冷却材再循環ポンプ上面の圧力を計測し，外側管は原子炉冷却材再循環ポンプ下面の圧力を計測することで，原子炉冷却材再循環ポンプ上下面の差圧を計測している。

3.1.2.2 材料

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の材料は，オーステナイト系ステンレス鋼の SUS316L が用いられている。また，RPV 下鏡肉盛座とノズル取付け溶接部には，ニッケル合金の 82 合金（JIS YNiCr-3 又は SNi6082）が用いられている。

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の材料を表 A-3.1.2.1 に示す。

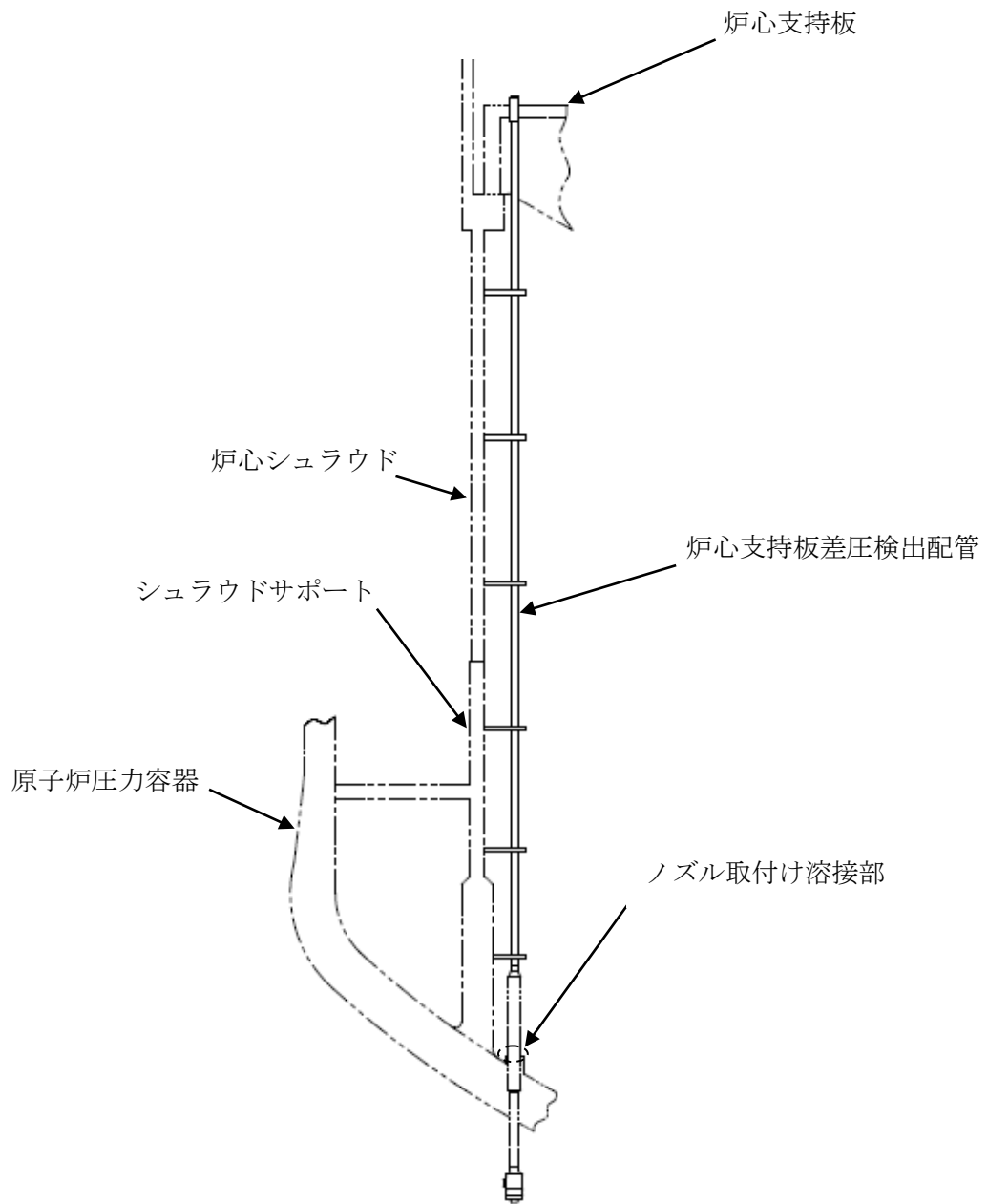


図 A-3. 1. 2. 1 炉心支持板差圧検出配管 (ABWR タイプ)

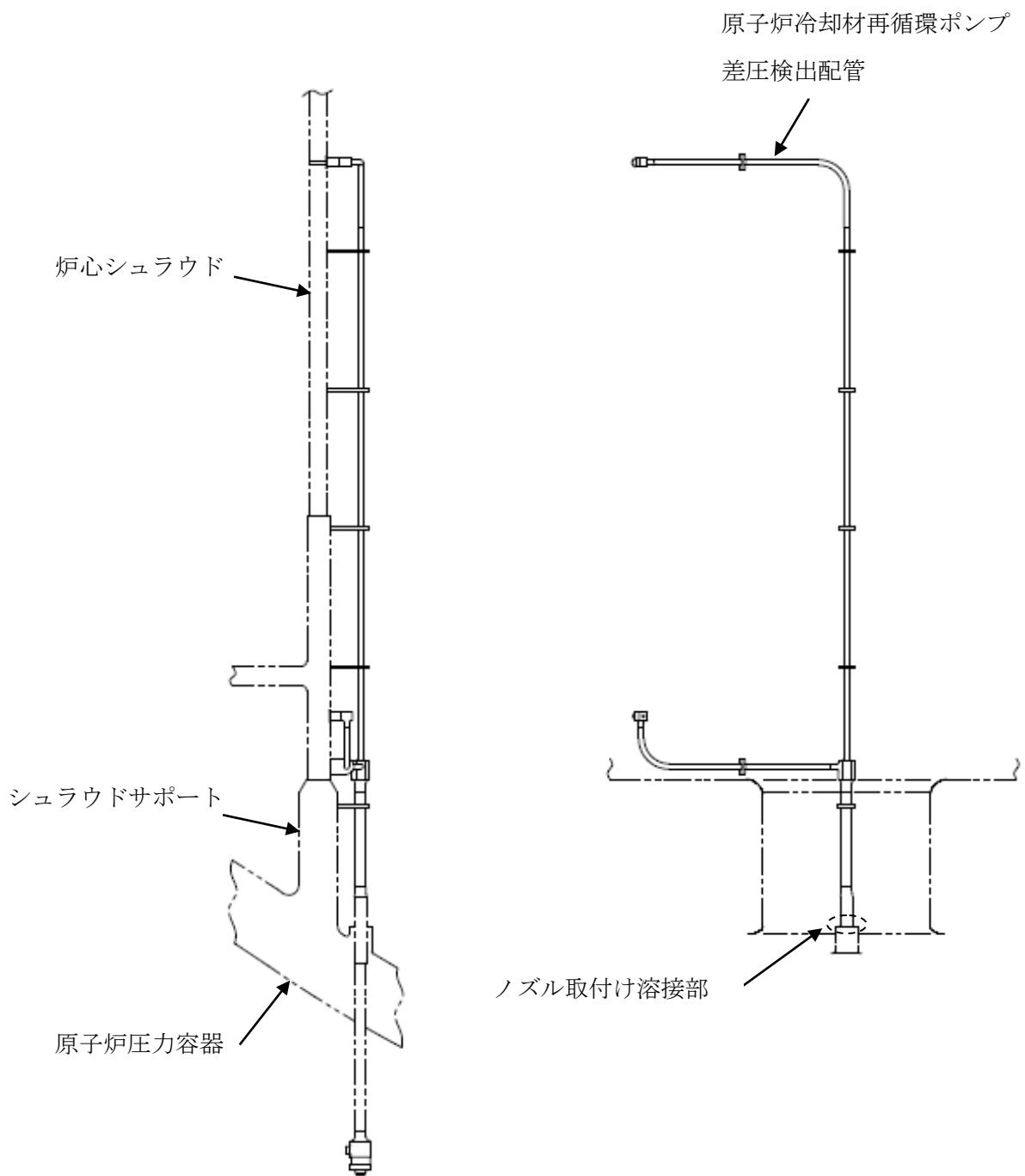


図 A-3. 1. 2. 2 原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管 (ABWR タイプ)

表 A-3. 1. 2. 1 炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の材料

形状	部品	材料
図 A-3. 1. 2. 1	炉心支持板差圧検出配管	ステンレス鋼
図 A-3. 1. 2. 2	原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管	ステンレス鋼
図 A-3. 1. 2. 1 図 A-3. 1. 2. 2	ノズル取付け溶接部	ニッケル合金

3. 1. 3 想定される劣化事象

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の材料はステンレス鋼であり、溶接部に応力腐食割れ（以下、SCC と称す。）発生の可能性がある。

なお、炭素含有量が 0. 030%を超えるステンレス鋼（SUS304：以下、「SUS304」と称する。）に比べて、炭素含有量が 0. 030%以下のステンレス鋼（SUS304L, SUS316L 等：以下、「低炭素ステンレス鋼」と称する。）では、SCC 発生の可能性は低い。ただし、機械加工による表面硬化や溶接残留応力の影響も考慮する必要がある。なお、国内プラントでは、すべての炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管に、低炭素ステンレス鋼が使用されている。

3. 1. 4 国内外の運転経験

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管については、国内外で損傷事例は報告されていない。

なお、比較的形状に近い ICMハウジングのスタブチューブと RPV 下鏡の取付溶接部に、SCC による損傷事例が報告されている。

3. 1. 5 損傷による安全機能への影響

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管本体は安全機能を持たない。

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部は、原子炉圧力容器の一部としてバウンダリを構成しており、損傷により「バウンダリの確保」に影響を与える可能性がある。

3.2 炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の点検方針

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の①安全機能，②形状及び材質，③想定される経年劣化事象，④国内外の運転経験，⑤損傷による安全機能への影響に基づき，炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の点検方針として，点検対象，点検手法，点検範囲並びに点検時期を策定する。

3.2.1 点検対象の選定

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管本体及び原子炉压力容器との取付溶接部については国内外のプラントでの運転経験において損傷は確認されていないが，形状が類似している ICMハウジングには溶接部に対する損傷事例が確認されていることから，溶接部には損傷のポテンシャルがあると考えられる。また，損傷による安全機能に対する影響の評価結果から，炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部が損傷した場合には安全機能に対する影響が生じると考えられる。これらのことから，炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部を個別点検対象とする。

上記を含めたその他の部位については，一般点検により健全性の確認を行うものとする。(表 A-3.2.1，図 A-3.2.1 参照)



図 A-3. 2. 1 炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の点検対象^(注)

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

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

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

表 A-3. 2. 1 炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の点検方針

検討対象	機能	安全機能との関連	想定される劣化モード	損傷による安全機能への影響	個別点検要否*
① 炉心支持板差圧検出配管	・炉心支持板の上下差圧の検出	無	SCC	・測定する差圧は運転管理に直接使用しておらず、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ことから、損傷による安全機能への影響はない。	不要
② 原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管	・原子炉冷却材再循環ポンプの上下差圧の検出	無	SCC	・測定する差圧は運転管理に直接使用しておらず、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ことから、損傷による安全機能への影響はない。	不要
③ ノズル取付け溶接部	・バウンダリの確保	有 (バ)	SCC	・ノズル取付け溶接部は、原子炉圧力容器の一部としてバウンダリを構成しており、損傷は安全機能（バウンダリの確保）に影響を与える。	点検対象

バ：バウンダリの確保

*：個別点検の要否にかかわらず、一般点検により健全性の確認を行う。

3.2.2 点検手法の選定

点検対象である炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部に想定される経年劣化事象は、ニッケル合金及びステンレス鋼の溶接部に対する SCC である。

ここで、SCC 亀裂からの炉水の漏えい量は微少であり、制御棒駆動機構冷却水により補給可能と考えられることから、漏えいを検知できれば炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管に要求される安全機能を維持できる。

このため、炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部については、VT-2 により炉水の漏えいがないことを確認するものとする。

3.2.3 点検範囲の選定

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の点検範囲（個数）は、安全機能維持を確認するために必要な個数として、全数（各 4 体）とする。

3.3.4 点検時期の選定

炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管のノズル取付け溶接部は、国内外の運転経験では損傷事例の報告はなく、これらの運転経験から供用期間中における損傷の可能性は極めて低いと考えられるが、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、機器の供用開始時点からの実運転年数で 10 年以降の毎定検に点検を実施するものとする。

付録B 差圧検出／ほう酸水注入ライン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／ほう酸水注入ライン（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 B-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 B-2 に、溶接順序を図 B-3 に、溶接施工過程を図 B-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及び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、溶接施工過程での発生応力を算出する。このようにして最終溶接が終了した状態での応力状態が、残留応力となる。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

伝熱解析及び熱応力解析には表 B-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 B-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 B-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、径方向成分及びミーゼス応力成分の分布を示したものである。

表 B-1 伝熱解析及び熱応力解析用の物性値

Table 1 Physical properties for heat conduction analysis.

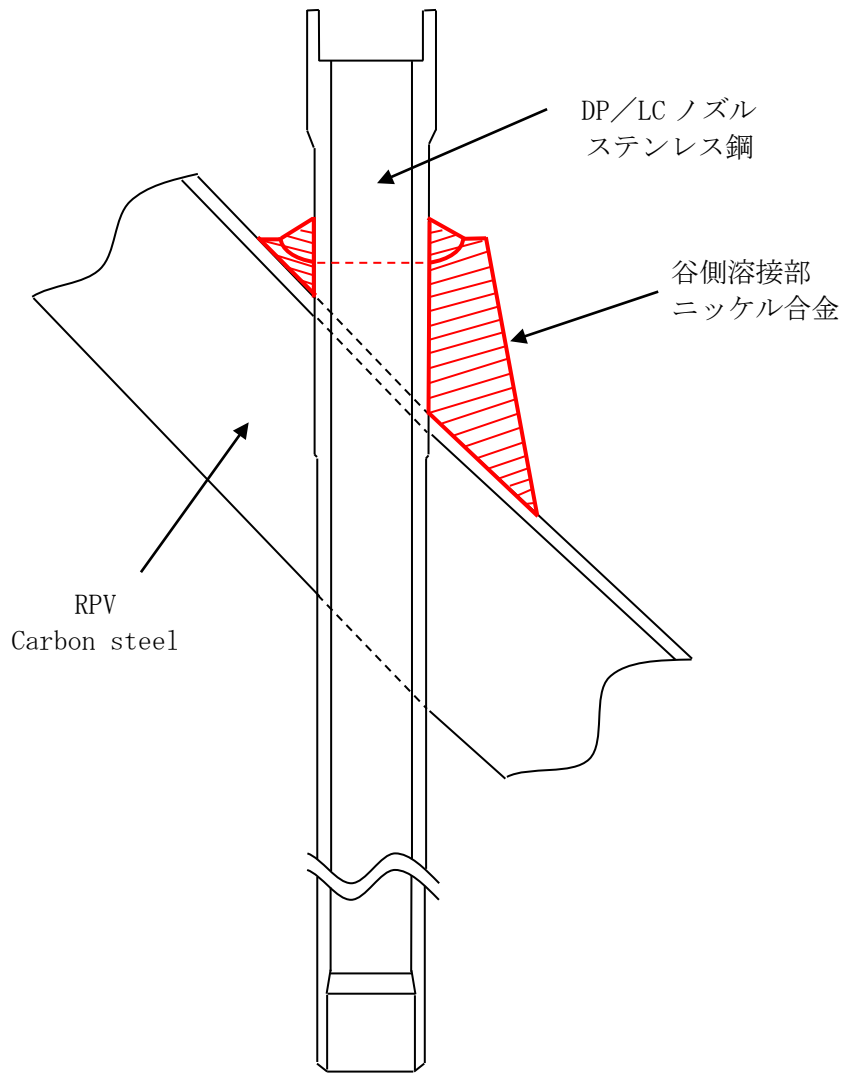
Carbon steel		20	149	288	427	566	704	815	2000
Temperature	°C	20	149	288	427	566	704	815	2000
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	2.47×10^{-5}	2.57×10^{-5}	2.61×10^{-5}	2.59×10^{-5}	2.56×10^{-5}	2.56×10^{-5}	2.63×10^{-5}	2.83×10^{-5}
Specific gravity	kg/mm^3	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-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	20	149	288	566	815	1000	1500	2000
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	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}
Specific gravity	kg/mm^3	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-6}	8.50×10^{-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	20	100	200	400	600	1000	1500	2000
Thermal conductivity	$\text{kJ/mm}\cdot\text{s}\cdot\text{°C}$	1.46×10^{-5}	1.66×10^{-5}	1.70×10^{-5}	1.97×10^{-5}	2.24×10^{-5}	2.76×10^{-5}	3.43×10^{-5}	4.12×10^{-5}
Specific gravity	kg/mm^3	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-6}	7.85×10^{-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 1.16×10^{-8}		Water 5.55×10^{-6}					

Table 2 Material properties for thermal elasto-plastic analysis.

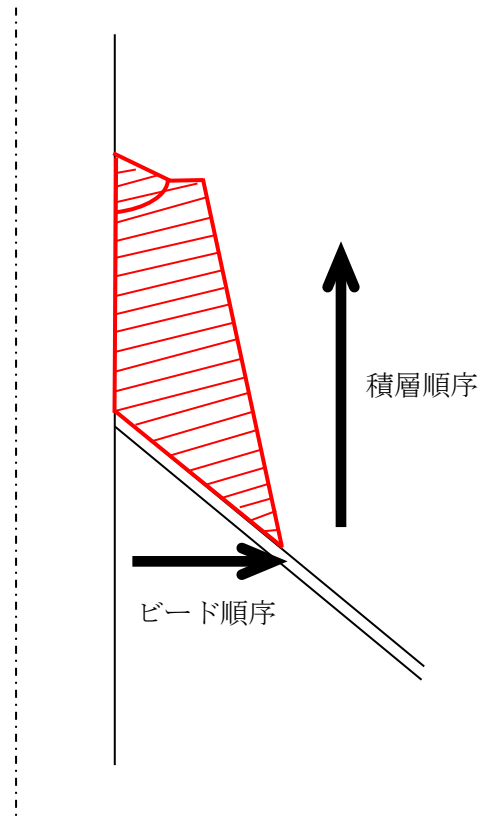
Carbon steel		20	100	400	670	800	1000	1050	2000
Temperature	°C	20	100	400	670	800	1000	1050	2000
Young's moduli	GPa	210	207	186	150	20.0	6.00	0.010	0.010
Poisson's ratio		0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300	0.300
Yield stresses	MPa	500	475	360	275	62.5	45.0	1.00	1.00
Coefficient of strain hardening	GPa	5.00	5.00	5.00	5.00	5.00	5.00	0.001	0.001
Coefficient of linear expansion	$1/\text{°C}$	1.16×10^{-5}	1.21×10^{-5}	1.36×10^{-5}	1.47×10^{-5}	1.59×10^{-5}	1.69×10^{-5}	1.70×10^{-5}	2.02×10^{-5}
Inconel		20	100	400	550	800	1000	1050	2000
Temperature	°C	20	100	400	550	800	1000	1050	2000
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($d < 20\text{mm}$)	MPa	450	410	370	340	240	85.0	1.00	1.00
Yield stresses($d \geq 20\text{mm}$)	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	$1/\text{°C}$	1.21×10^{-5}	1.36×10^{-5}	1.45×10^{-5}	1.49×10^{-5}	1.54×10^{-5}	1.57×10^{-5}	1.58×10^{-5}	1.74×10^{-5}
304 and 316L stainless-steel		20	100	300	600	800	1000	1050	2000
Temperature	°C	20	100	300	600	800	1000	1050	2000
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($d < 10\text{mm}$)	MPa	430	380	330	250	195	80.0	1.00	1.00
Yield stresses($10\text{mm} \leq d < 20\text{mm}$)	MPa	350	310	270	205	160	65.0	1.00	1.00
Yield stresses($d \geq 20\text{mm}$)	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	$1/\text{°C}$	1.52×10^{-5}	1.58×10^{-5}	1.72×10^{-5}	1.86×10^{-5}	1.94×10^{-5}	2.00×10^{-5}	2.01×10^{-5}	2.36×10^{-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 B-1 DP/LC ノズルの形状と解析モデル

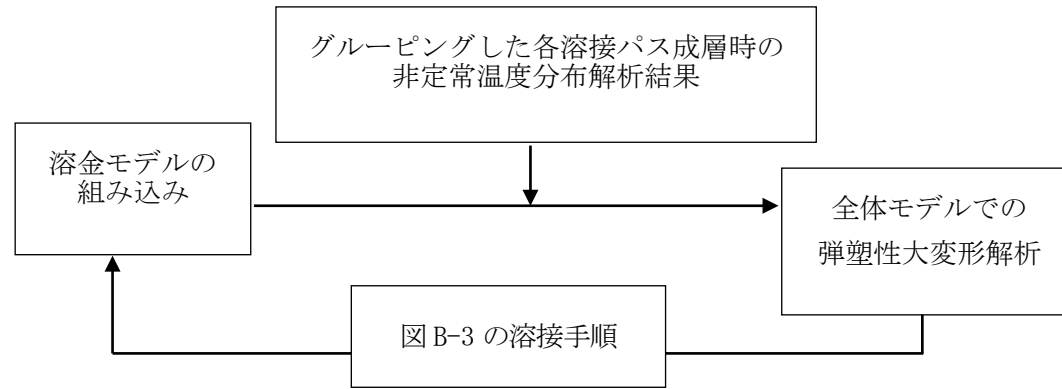


図 B-2 解析手順

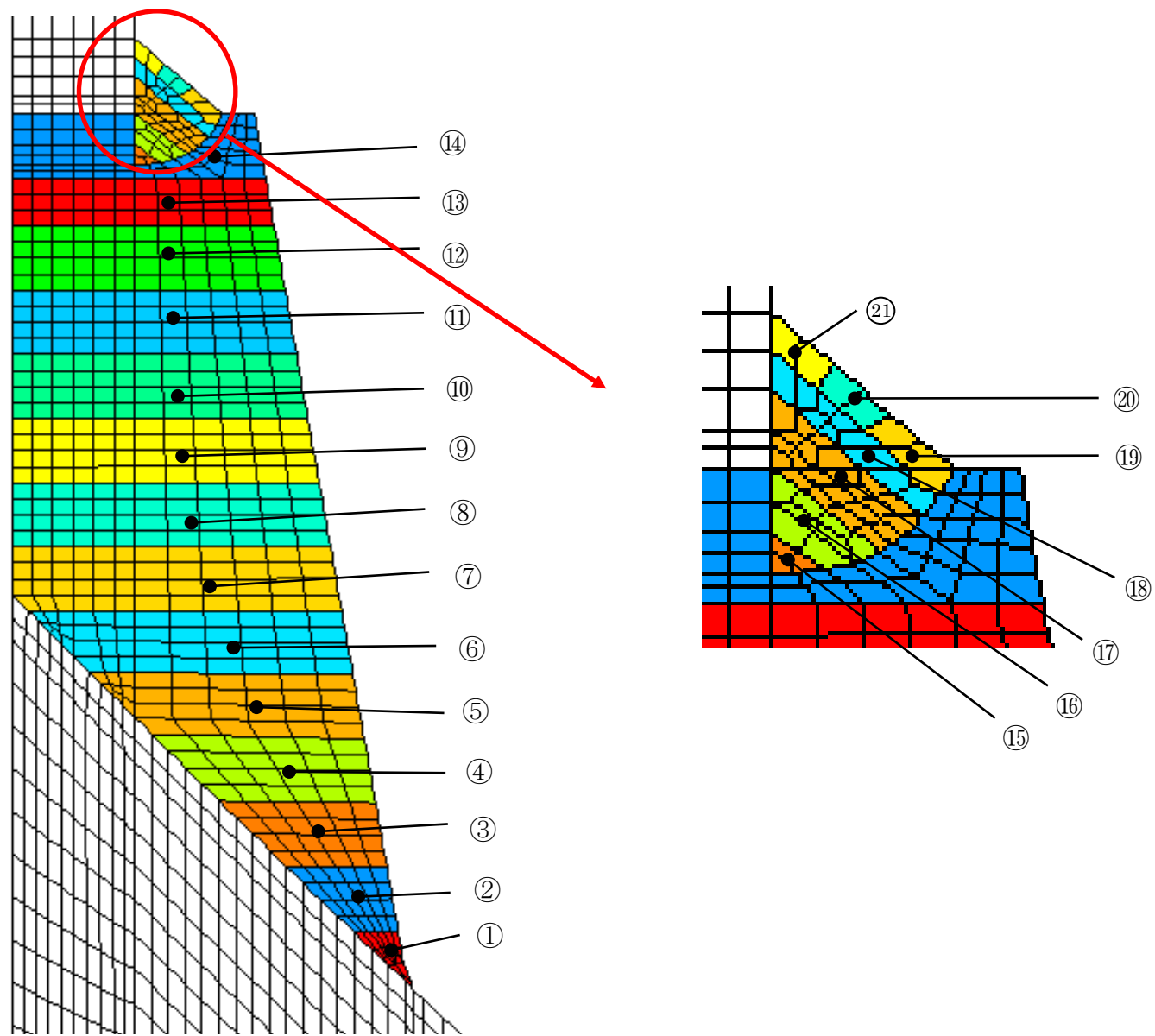


图 B-3 溶接順序

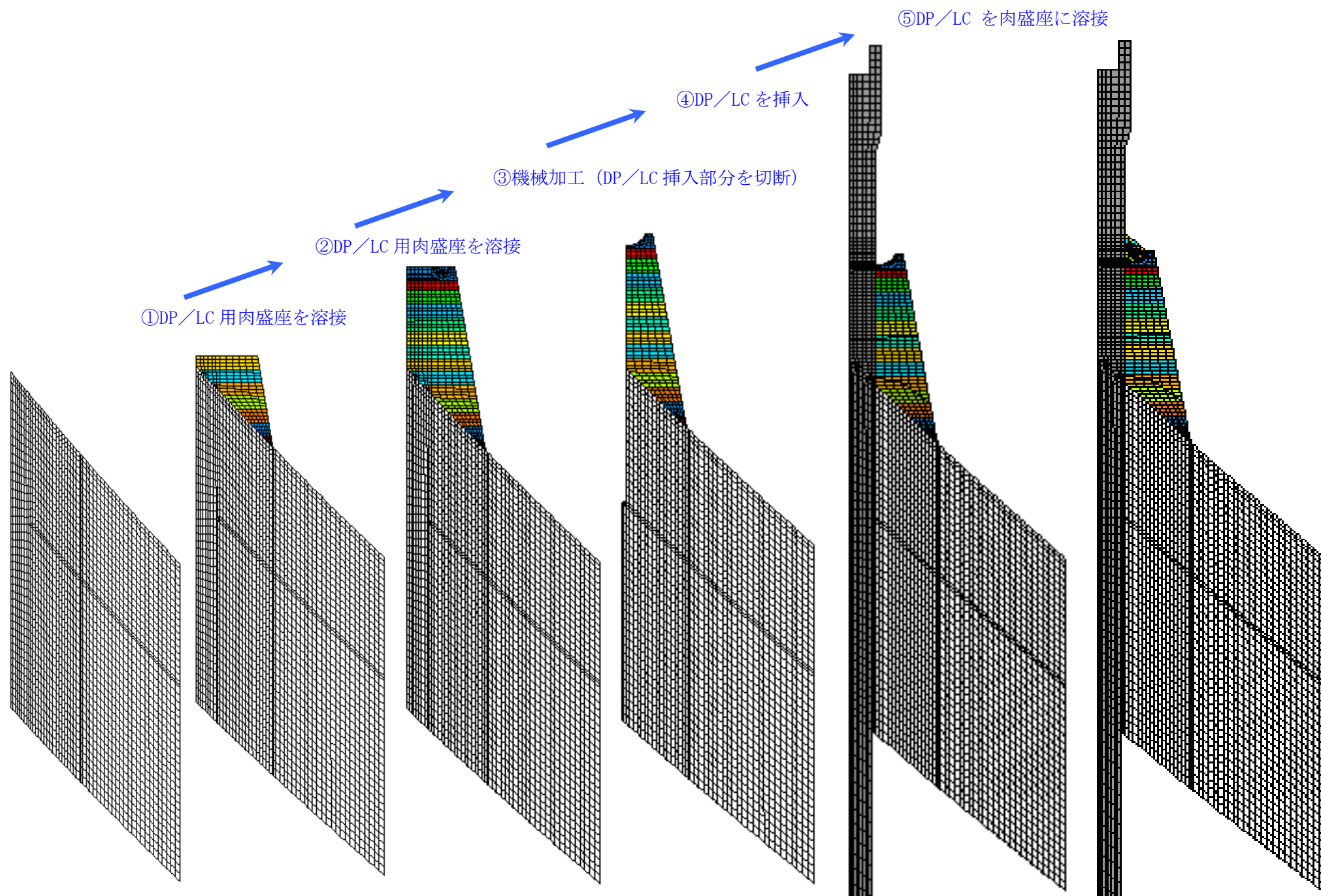


図 B-4 DP/LC 溶接施工過程

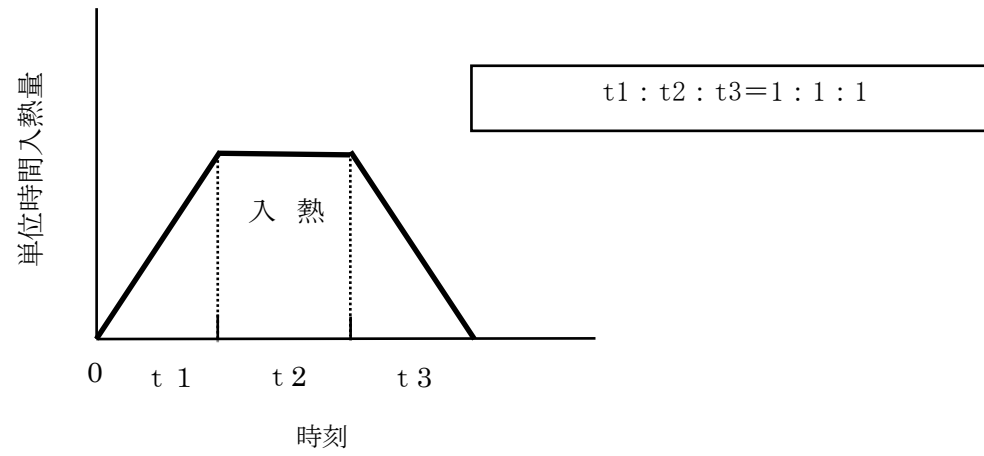
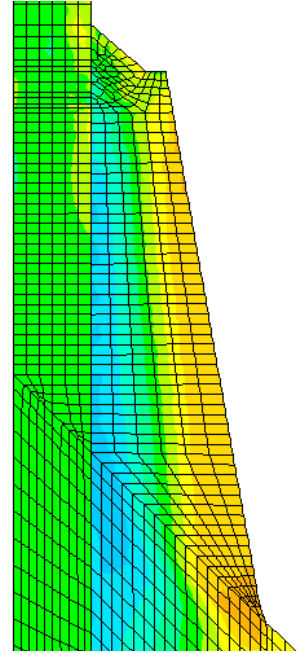
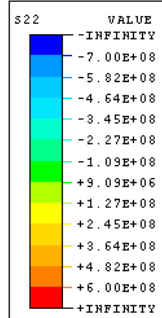
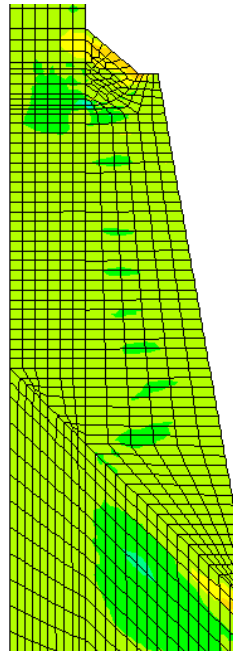
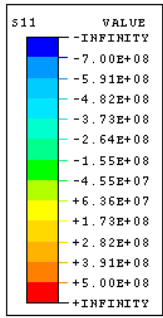
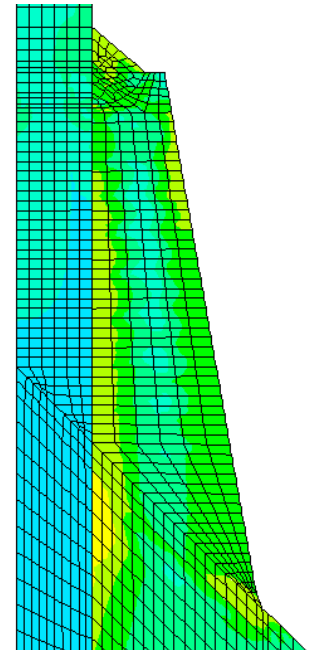
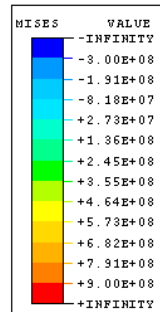
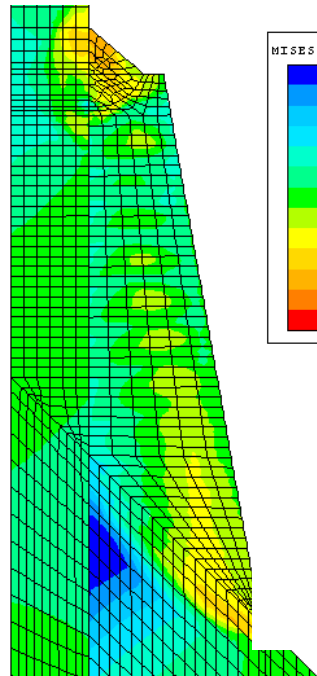
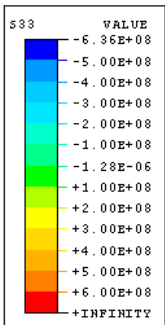


図 B-5 入熱の想定



a. 径方向

b. 軸方向



c. 周方向

d. ミーゼス

図 B-6 残留応力解析結果

付録C 差圧検出／ほう酸水注入ライン溶接部の SCC 亀裂進展評価

差圧検出／ほう酸水注入ライン（以下、DP/LC ノズル）溶接部（ニッケル合金の 182 合金（JIS DNiCrFe-3 又は 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 C-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 C-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 C-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 C-2）

当該部には、残留応力が作用している。

残留応力は、付録 B 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、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²⁾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合金の 182 合金（JIS DNiCrFe-3 又は ENi6182）の SCC 亀裂進展速度の民間データ^{3), 4), 5)}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 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 (mm/sec), K (MPa \sqrt{m})である。

$$da/dt=3 \times 10^{-15} K^{5.186} \quad (13.3 \leq K \leq 50.3) \quad \dots \quad (2)$$

なお, 低 K 領域では, 亀裂進展が観察されず 2×10^{-15} mm/sec 以下と考えられる領域が存在するため, (2)式で 2×10^{-9} mm/sec となる $K=13.3$ MPa \sqrt{m} 以下の低 K 領域を以下のように設定した。

$$da/dt=2 \times 10^{-9} \quad (K < 13.3) \quad \dots \quad (3)$$

一方, 高 K 領域では, データが 2×10^{-6} mm/sec で一定となる傾向にあることから, (2)式で 2×10^{-6} mm/sec となる $K=50.3$ MPa \sqrt{m} 以上の高 K 領域を以下のように設定した。

$$da/dt=2 \times 10^{-6} \quad (K > 50.3) \quad \dots \quad (4)$$

(b) その他の最適曲線

本書においては, 溶接部の材料としてニッケル合金の 182 合金溶接金属を想定し, (a)に示す SCC 亀裂進展速度式により評価を行うが, 溶接材料としてニッケル合金の 82 合金を使用するプラントについては, 参考文献⁷⁾より設定した下記の数式による評価を行っても良い。本数式は, 材料の規格内での化学成分変動を含む複数の材料ヒートを使用し, 炉内構造物に用いられる溶接方法で国内プラントメーカーが溶接施工した試験体の SCC 進展速度データベースにより策定され, 溶接ままと溶接後熱処理及び通常一次水質環境下と水素注入環境下で異なる線図を定義している。

なお, 本付録では, 選定されたデータ群の平均線による数式について, 点検時期を評価するにあたり, 亀裂進展速度に 2.0×10^{-9} mm/s の下限値を設けた。

(b-1) 通常一次水質環境下 (NWC : Normal Water Chemistry)

(a) 溶接まま (As-Welded)

$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0) \quad (1)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (0 < K < 13.7) \quad (2)$$

$$da/dt = 1.1 \times 10^{-15} K^{5.5} \quad (13.7 \leq K \leq 22.5) \quad (3)$$

$$da/dt = 6.0 \times 10^{-11} K^{2.0} \quad (K > 22.5) \quad (4)$$

上式において, 亀裂進展速度 da/dt の単位は mm/s, 応力拡大係数 K の単位は MPa \sqrt{m} である。また, 上式で表される 82 合金の SCC 亀裂進展特性を図 C-6 に示す。

(b) 溶接後熱処理 (PWHT)

$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0) \quad (5)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (0 < K < 16.7) \quad (6)$$

$$da/dt = 3.7 \times 10^{-16} K^{5.5} \quad (16.7 \leq K \leq 22.5) \quad (7)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-11} K^{2.0} \quad (K > 22.5) \quad (8)$$

上式において、亀裂進展速度 da/dt の単位は mm/s, 応力拡大係数 K の単位は $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ である。また、上式で表される 82 合金の SCC 亀裂進展特性を図 C-6 に示す。

(b-2) 水素注入環境下 (HWC : Hydrogen Water Chemistry)

(a) 溶接まま (As-Welded)

$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0) \quad (9)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (0 < K < 16.7) \quad (10)$$

$$da/dt = 1.1 \times 10^{-15} K^{5.5} \quad (16.7 \leq K \leq 22.5) \quad (11)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-11} K^{2.0} \quad (K > 22.5) \quad (12)$$

上式において、亀裂進展速度 da/dt の単位は mm/s, 応力拡大係数 K の単位は $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ である。また、上式で表される 82 合金の SCC 亀裂進展特性を図 C-7 に示す。

(b) 溶接後熱処理 (PWHT)

$$da/dt = 0 \quad (K \leq 0) \quad (13)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (0 < K < 16.7) \quad (14)$$

$$da/dt = 1.2 \times 10^{-16} K^{5.5} \quad (16.7 \leq K \leq 22.5) \quad (15)$$

$$da/dt = 6.7 \times 10^{-12} K^{2.0} \quad (K > 22.5) \quad (16)$$

上式において、亀裂進展速度 da/dt の単位は mm/s, 応力拡大係数 K の単位は $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ である。また、上式で表される 82 合金の SCC 亀裂進展特性を図 C-7 に示す。

2. 計算結果

(1) 板厚方向の応力拡大係数 K 値分布 (図 C-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 C-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.
- 7) P. L. Andresen et al., “Proposed Crack Growth Rate Disposition Curves For Stress Corrosion Cracking of ALLOY 82 in BWR Environments”, 20th Int. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (2022).

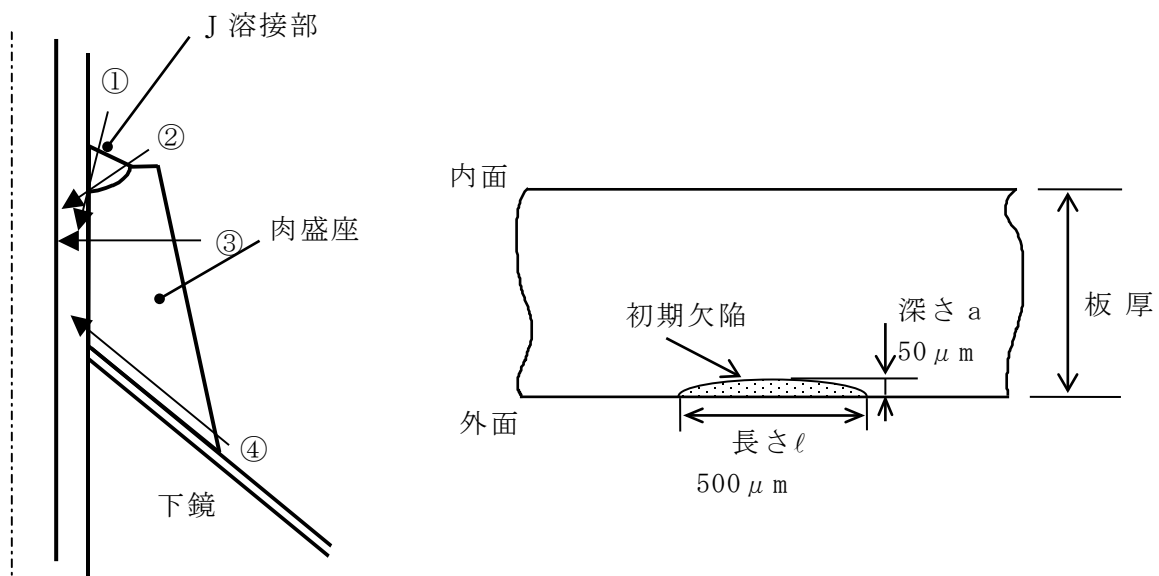
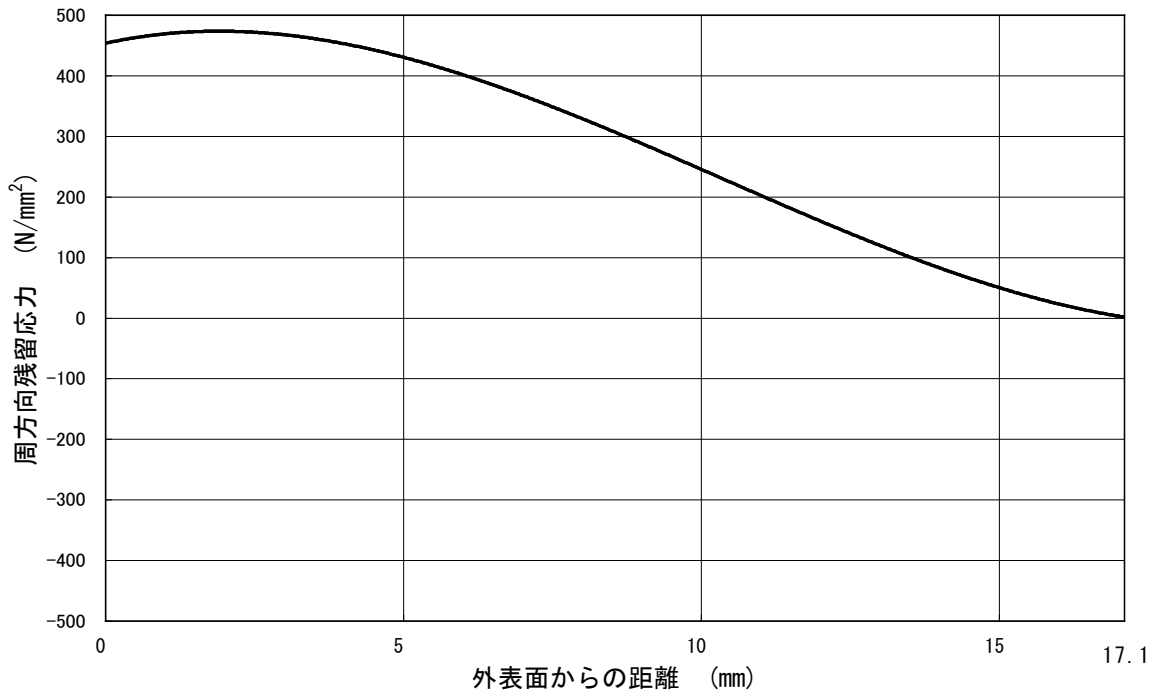
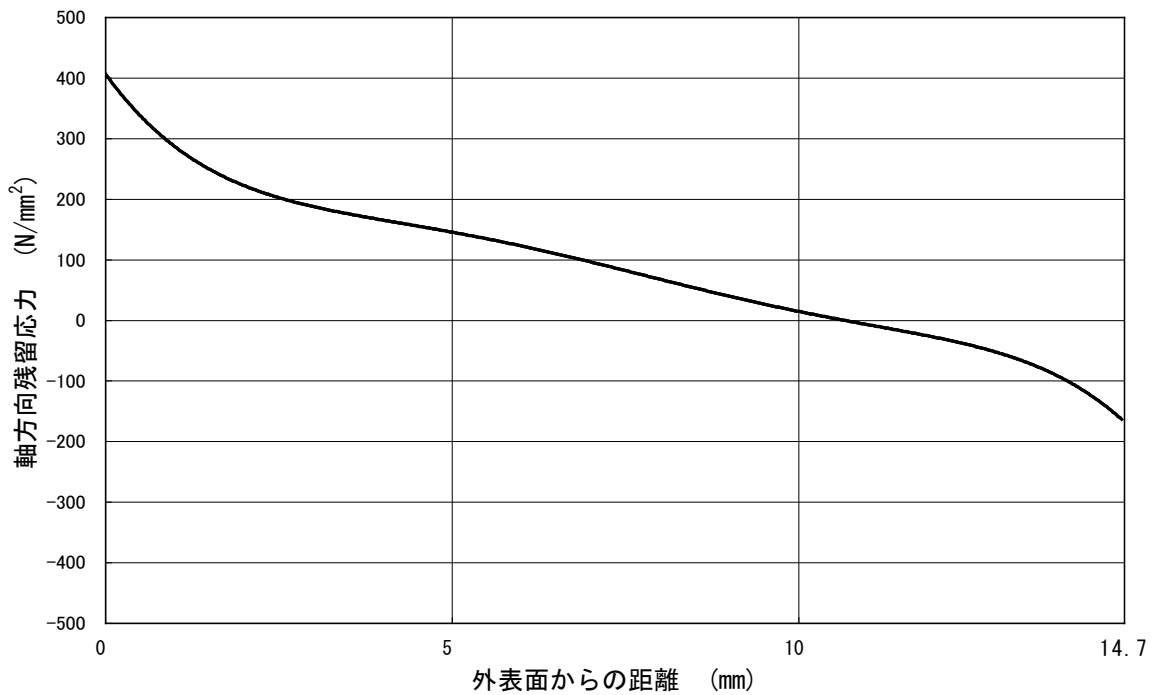


図 C-1 評価対象部位と当該部のモデル化

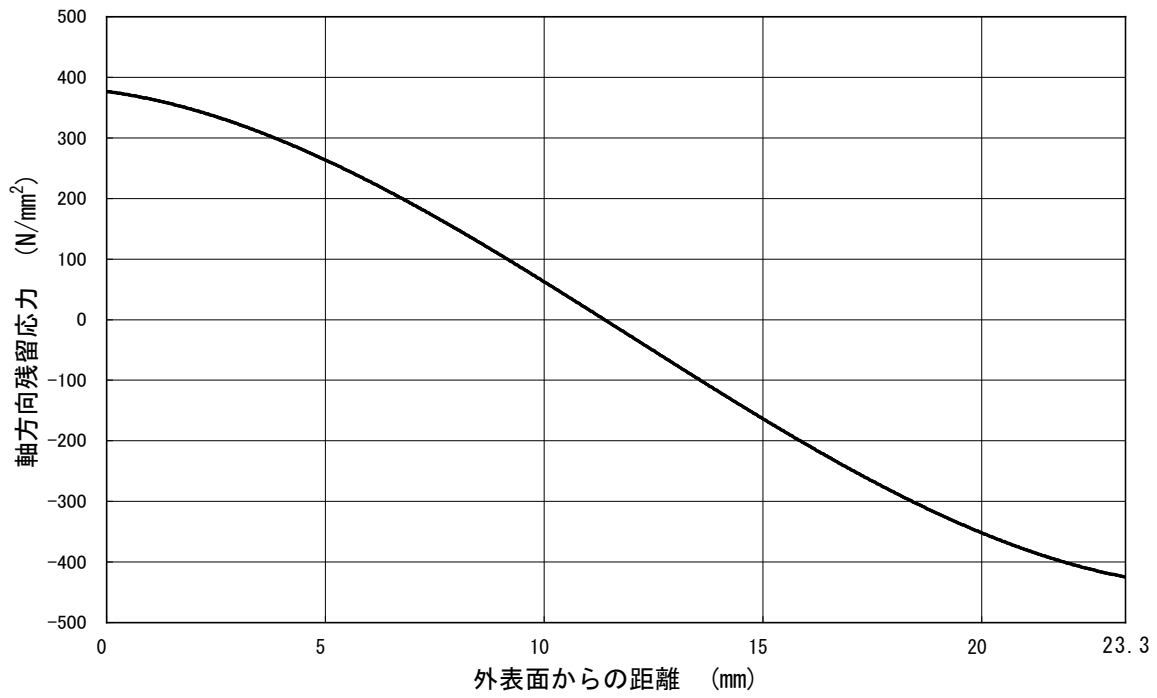


(a) 評価ライン①

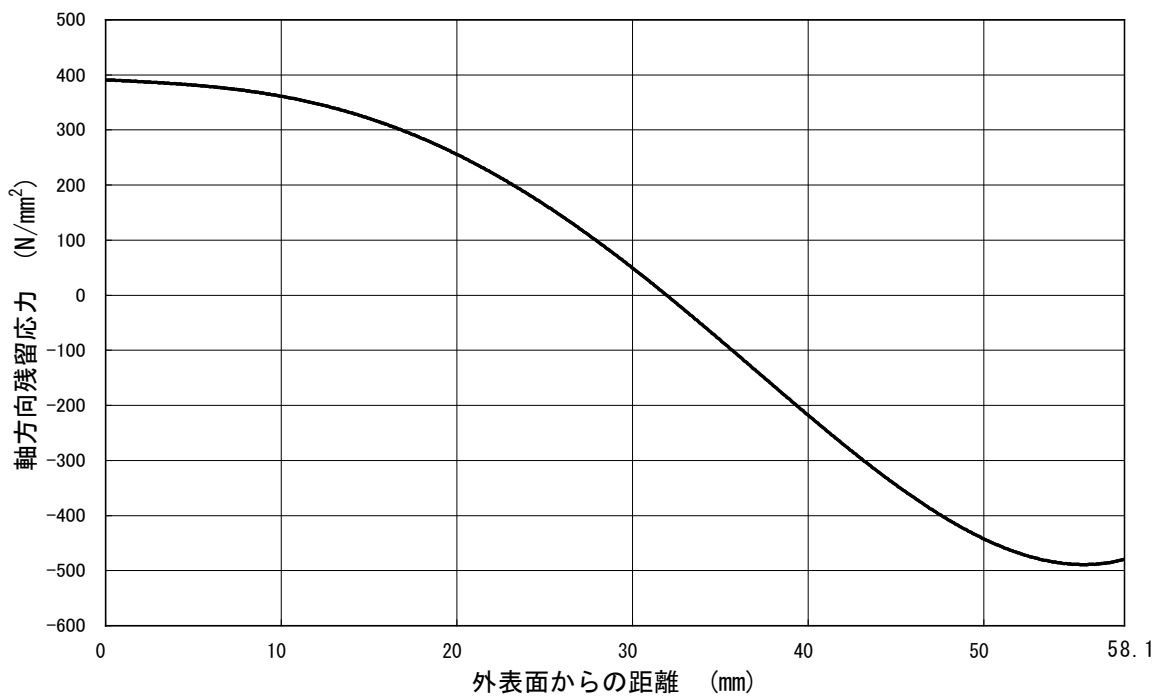


(b) 評価ライン②

図 C-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 C-2 DP/LC 溶接部の残留応力分布

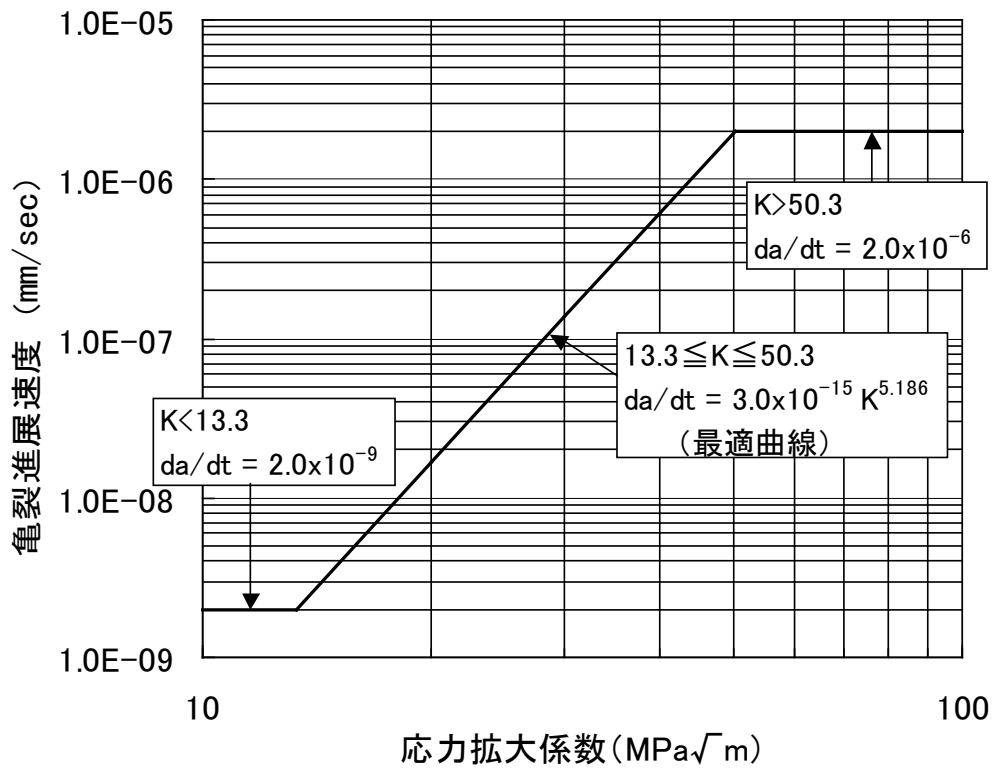
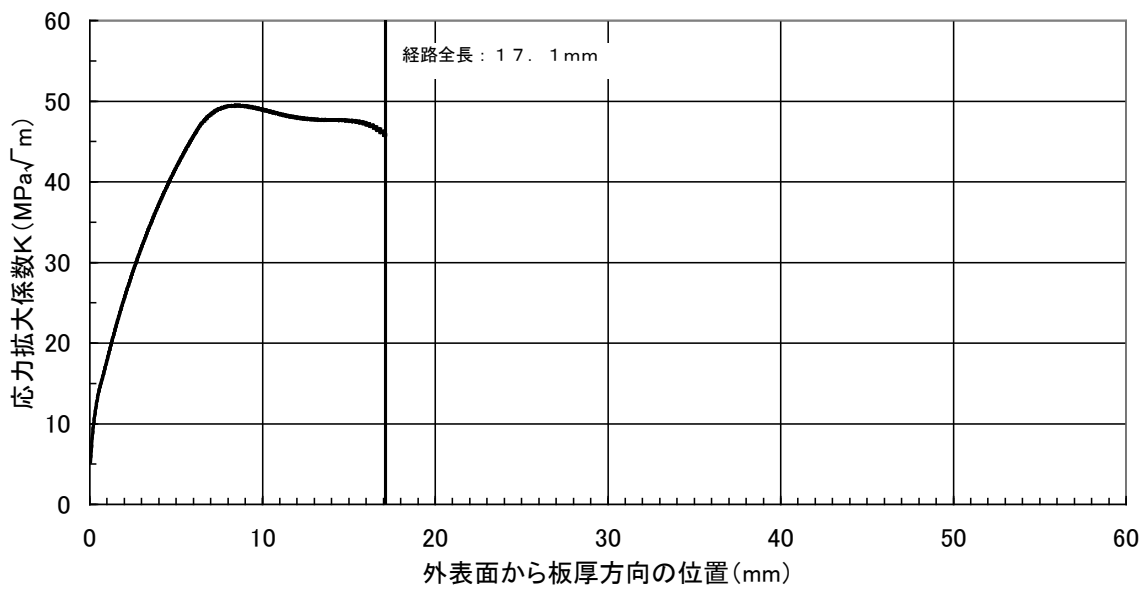
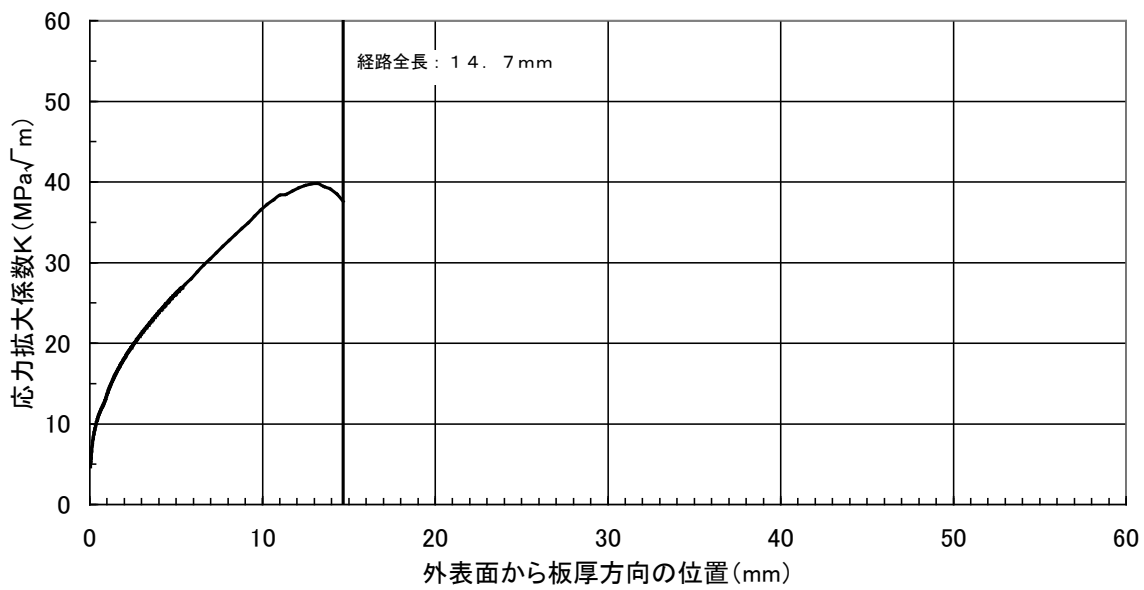


図 C-3 BWR 模擬環境中でのニッケル合金の 182 合金の
SCC 亀裂進展速度

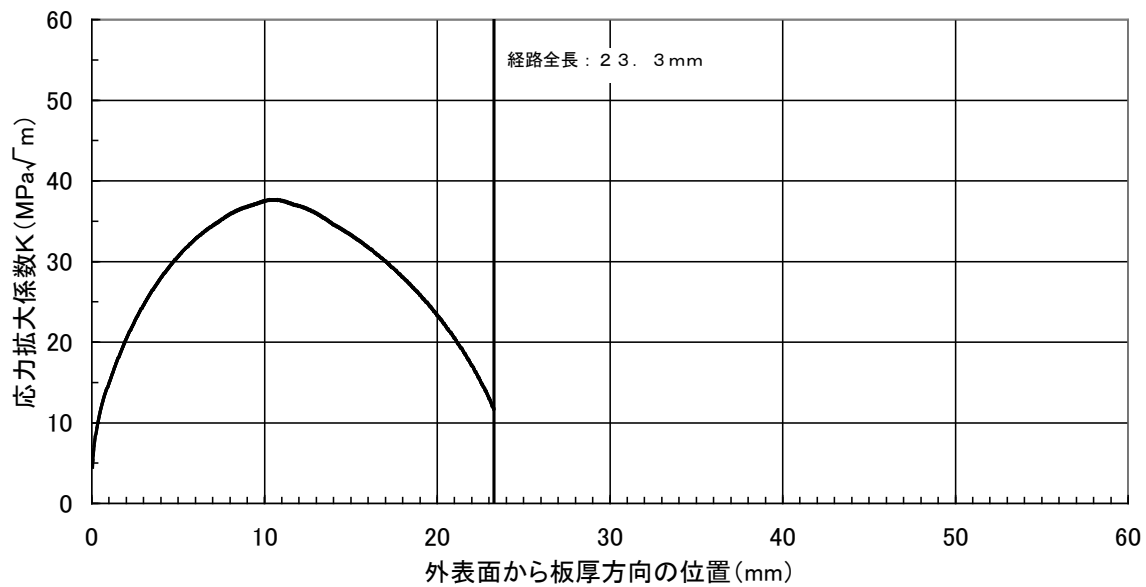


(a) 評価ライン① (軸方向亀裂)

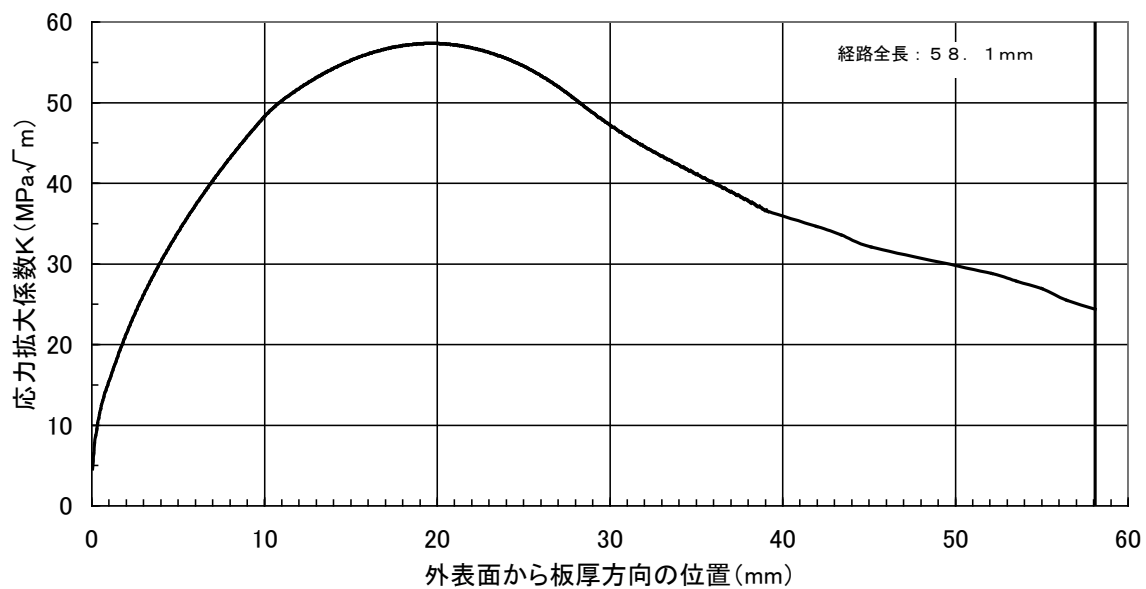


(b) 評価ライン② (周方向亀裂)

図 C-4 応力拡大係数分布

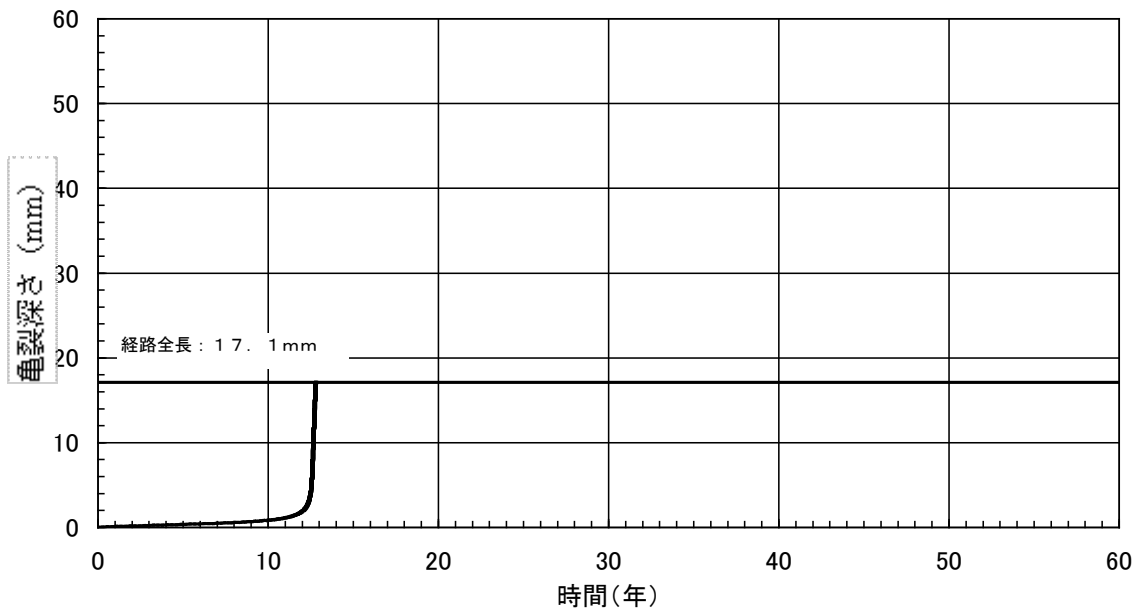


(c) 評価ライン③ (周方向亀裂)

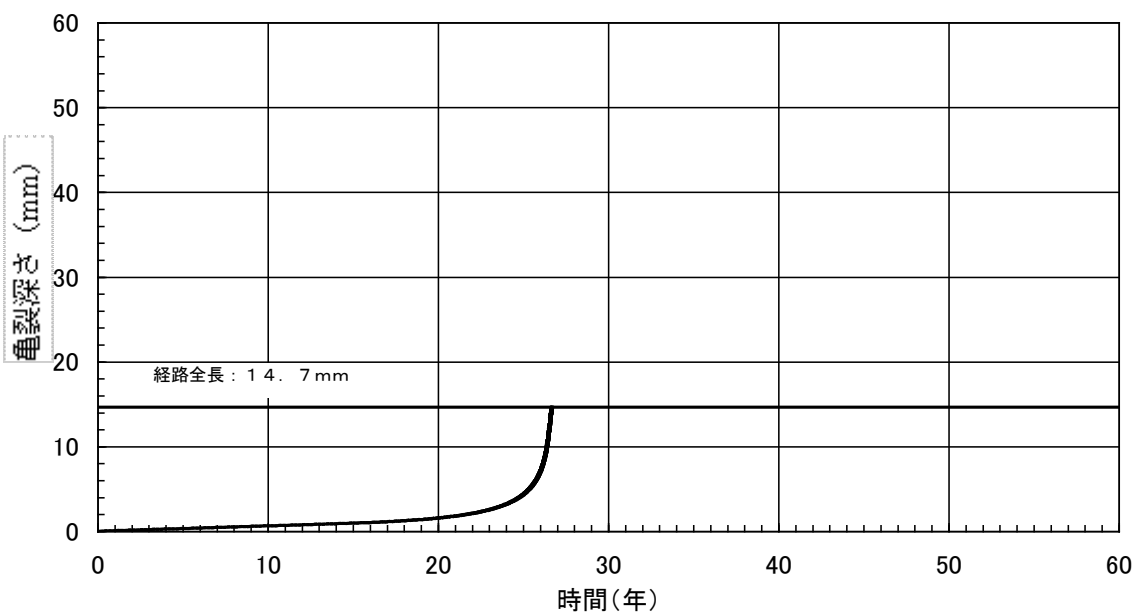


(d) 評価ライン④ (周方向亀裂)

図 C-4 応力拡大係数分布

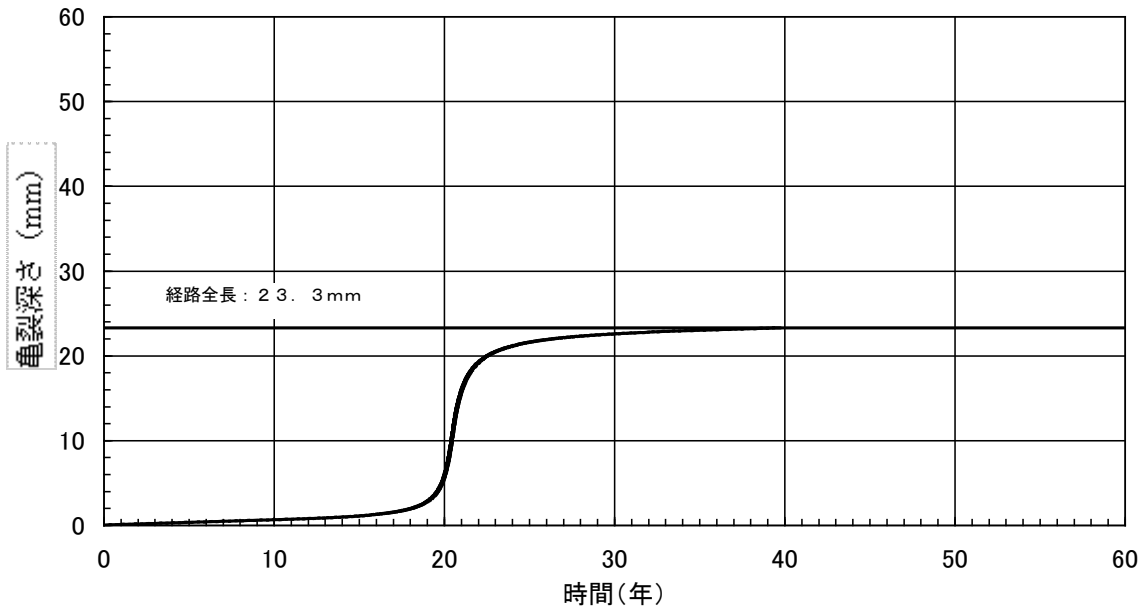


(a) 評価ライン① (軸方向亀裂)

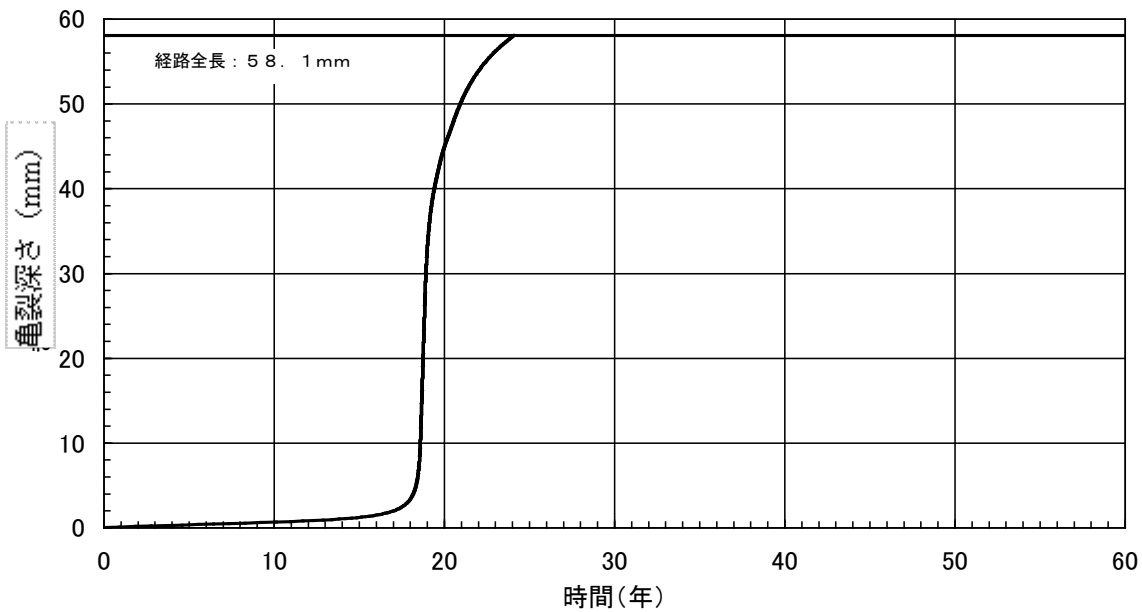


(b) 評価ライン② (周方向亀裂)

図 C-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 C-5 亀裂深さと時間の関係

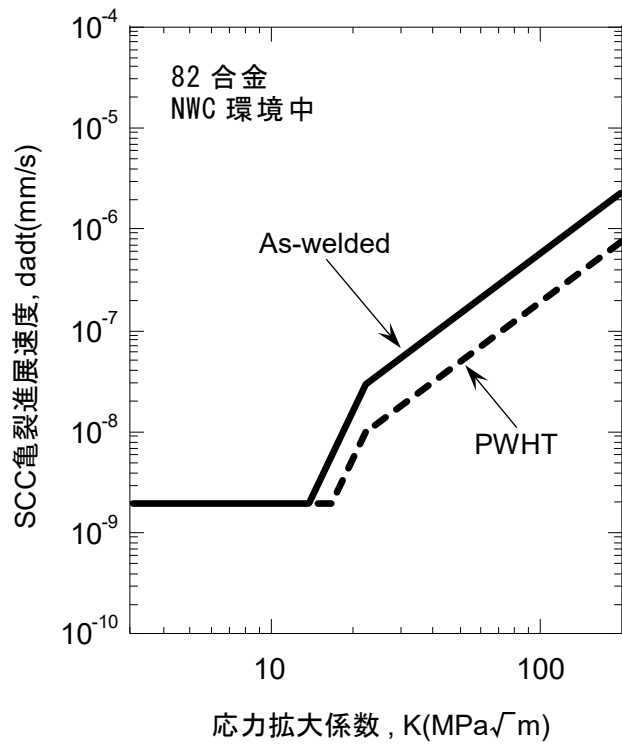


図 C-6 NWC 環境中における 82 合金の SCC 亀裂進展特性

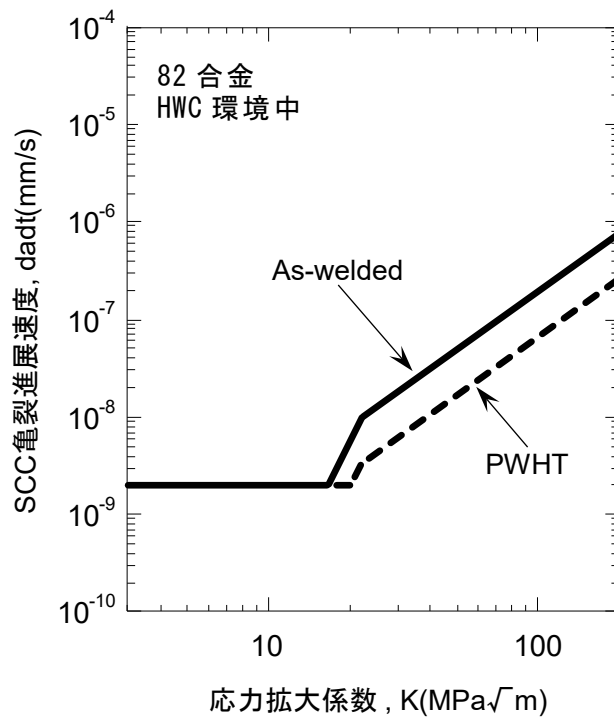


図 C-7 HWC 環境中における 82 合金の SCC 亀裂進展特性

付録D 差圧検出／ほう酸水注入ラインのノズル溶接部の欠陥裕度評価

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 D-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。

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

両式より P_b' を消去し、 P_{bmax} について整理すると下式となる。

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

ここで、 P_{bmax} 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+Sd : 109MPa, 運転状態 I, II+Ss : 121MPa)

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+Sd : 40MPa, 運転状態 I, II+Ss : 51MPa)

t : 板厚 (BWR : 14mm, ABWR : 11.5mm)

SF : 安全率 (1.39)

β : 周方向欠陥付き管の中立軸に対応する角度

θ : 周方向欠陥半長に対応する角度

σ_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 D-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 D-1 にまとめて示す。

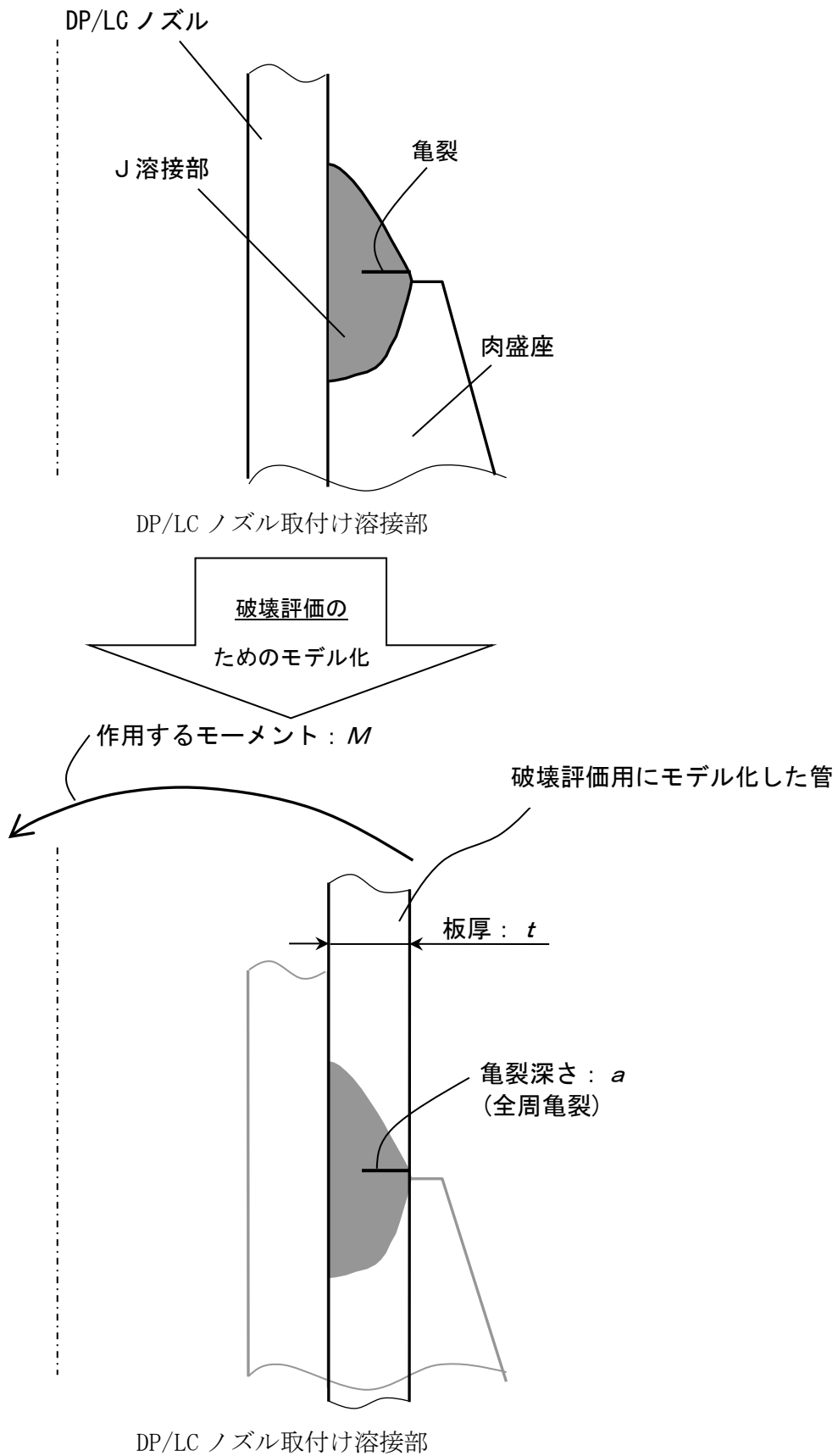


図 D-1 破壊評価に用いる溶接部のモデル化の概念図

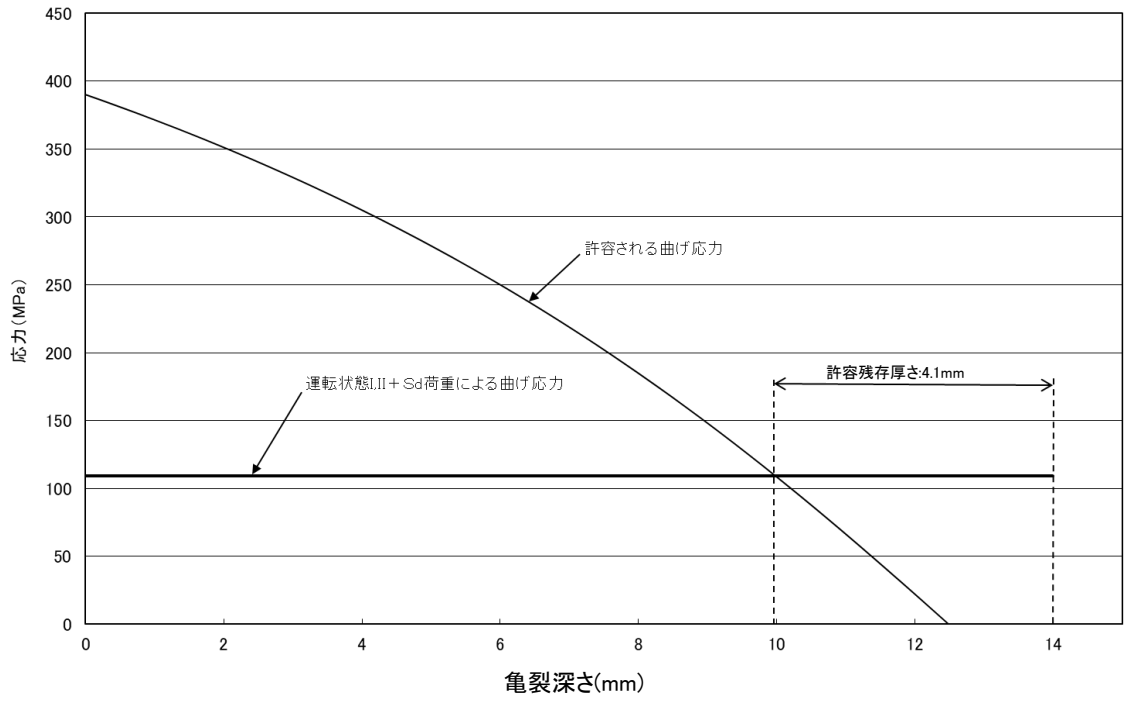


図 D-2(1) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (BWR, 運転状態 I, II + S d 荷重)

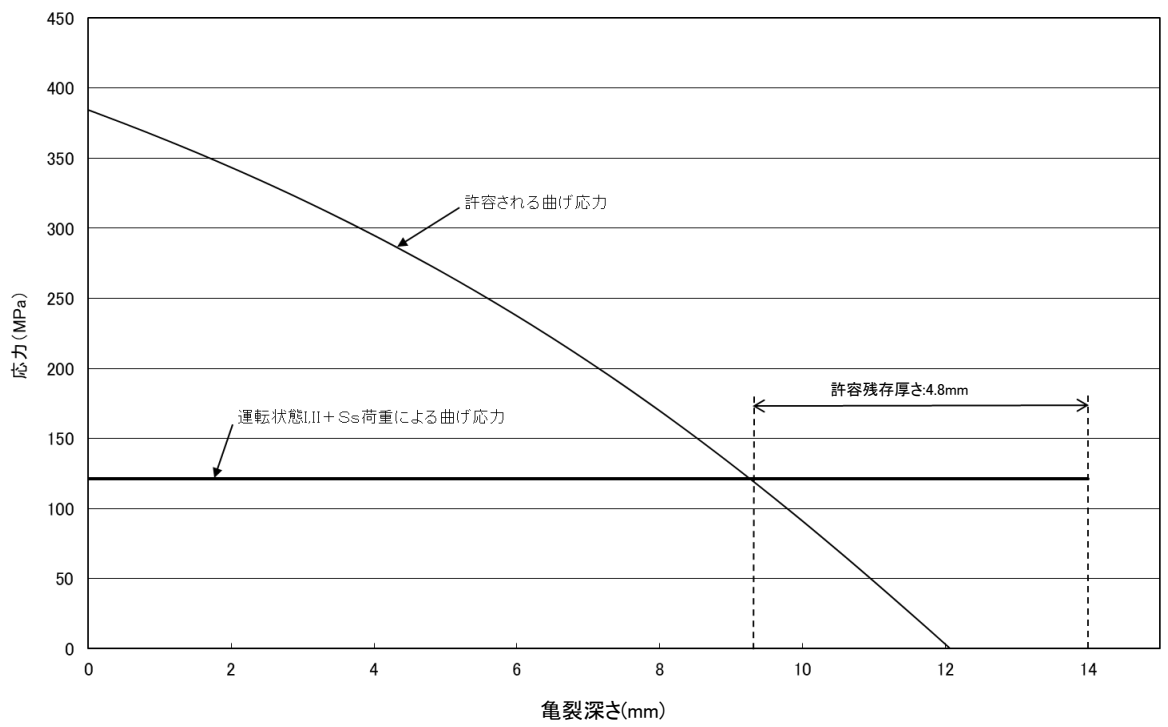


図 D-2(2) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (BWR, 運転状態 I, II + S s 荷重)

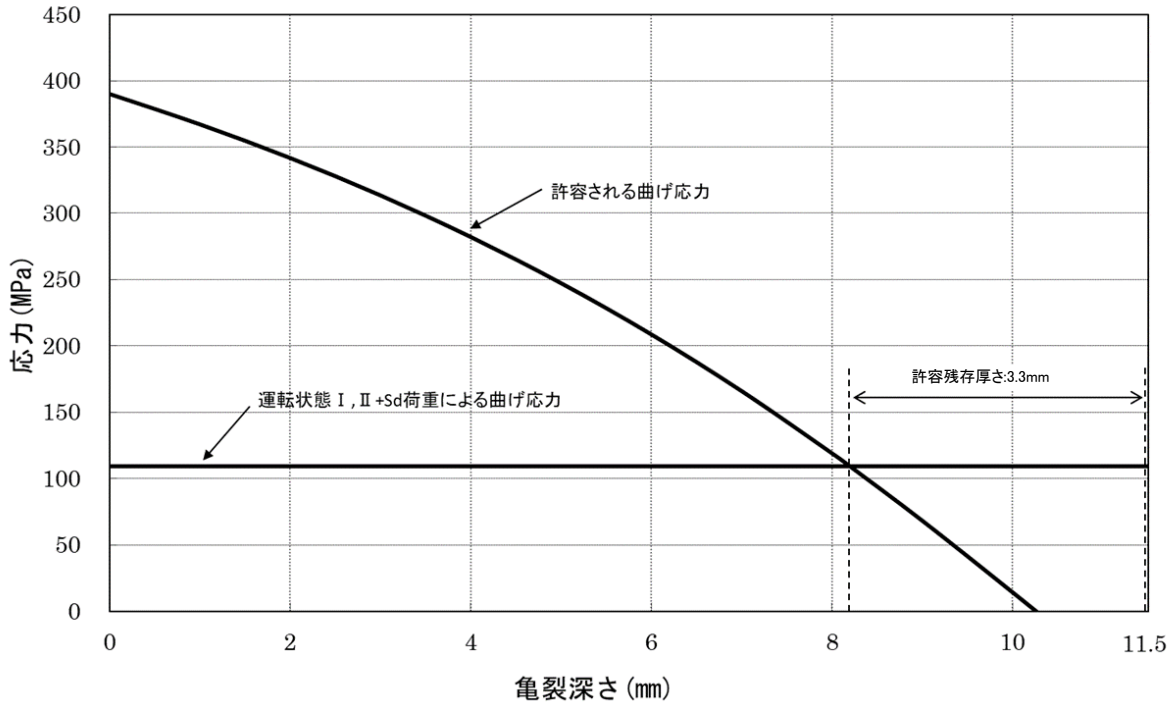


図 D-2(3) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (ABWR, 運転状態 I, II + S d 荷重)

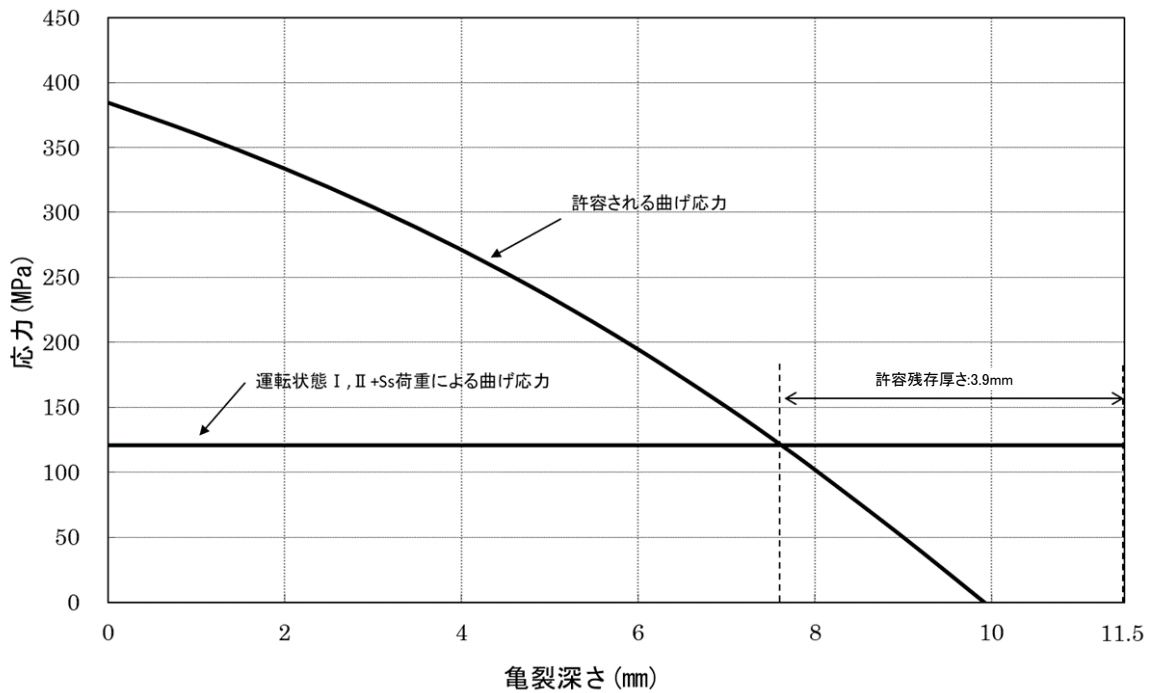


図 D-2(4) ノズル取付け溶接部に作用する応力と許容曲げ応力 (ABWR, 運転状態 I, II + S s 荷重)

表 D-1 評価結果

評価部位		荷 重	許容残存厚さ
差圧検出／ほう酸水注入 ライン (BWR タイプ)	ノズル取付け 溶接部 (J 溶接)	運転状態 I, II+Sd	4.1 mm
		運転状態 I, II+Ss	4.8 mm
炉心支持板差圧検出配管 (ABWR タイプ) 及び 原子炉冷却材再循環ポンプ 差圧検出配管 (ABWR タイプ)		運転状態 I, II+Sd	3.3 mm
		運転状態 I, II+Ss	3.9 mm

付録E 差圧検出／ほう酸水注入ライン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／ほう酸水注入ライン溶接部（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えい評価としては、軸方向の貫通亀裂による漏えい評価より、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えい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：37.9mm²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（mm²）

G：破断部からの臨界質量速度（kg/mm²・hr）＝145.0 kg/mm²・hr

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/ほう酸水注入ライン (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/ほう酸水注入ライン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)、渦電流探傷試験 (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) 渦電流探傷試験 (ET)

渦電流探傷試験は、JEAG 4217「原子力発電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について、実運転年数で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。

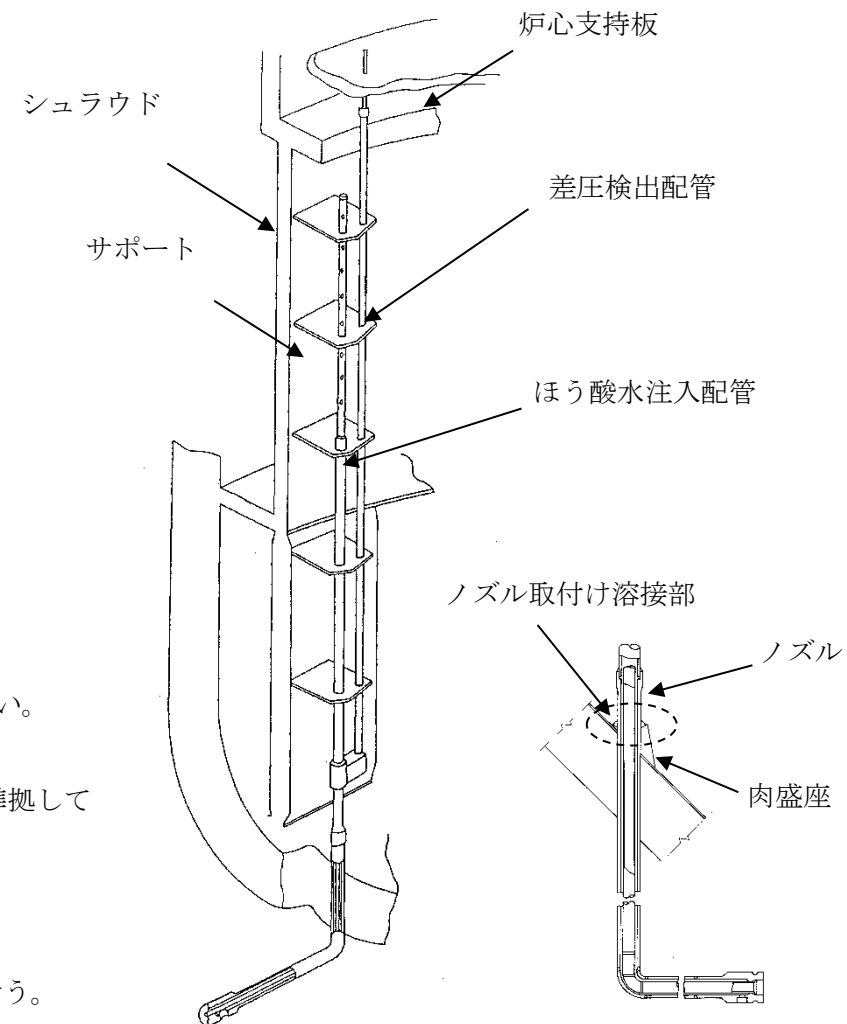


図-1 差圧検出/ほう酸水注入ライン (BWR5) の点検対象部位

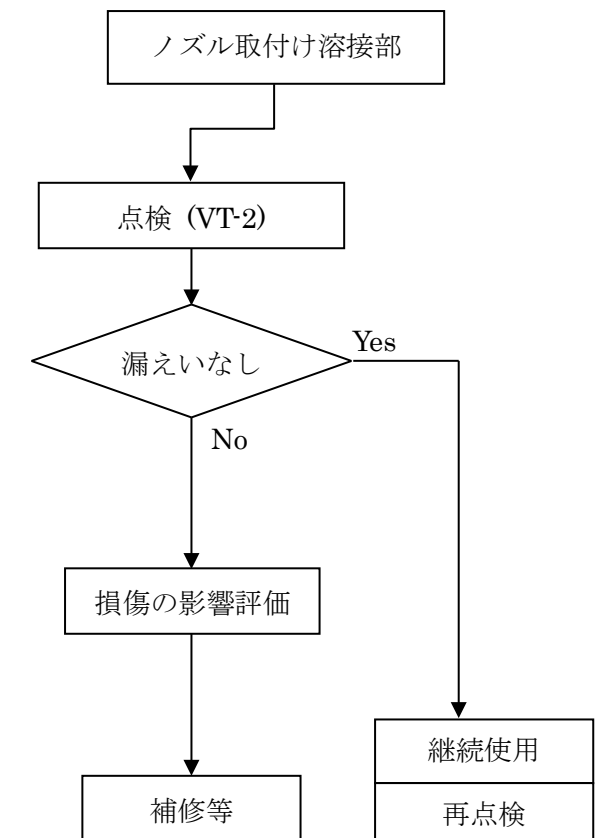


図-2 差圧検出/ほう酸水注入ラインの点検フロー

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 |
| 2023 年 3 月 | 第 3 版発行 |
- ・解説 1-2 にガイドライン運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。
- ・ABWRの炉心支持板差圧検出配管及び原子炉冷却材再循環ポンプ差圧検出配管の情報を追加した。
 - ・許容残存板厚を基準地震動Ssにより再評価した。
 - ・付録Aに差圧検出／ほう酸水注入ラインを構成する各構造体について、形状・材質、経年劣化事象、運転経験、安全機能への影響に基づいた点検の考え方を記載した。
 - ・その他全体を通して文章・図の適正化を図った。

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン
[差圧検出／ほう酸水注入ライン]
(第3版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会
〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

©原子力安全推進協会，2023

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