

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン  
[炉心スプレイ配管・スパージャ(BWR/ABWR)]  
(第5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[炉心スプレイ配管・スパーージャ(BWR/ABWR)]（第5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  
[炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR/ABWR) ]  
(第5版)

2024年7月

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

## はじめに

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

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および収集に努めることといたします。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。

2024年7月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会  
委員長 望月 正人

# BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

## 改訂履歴

ガイドライン名：炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR/ABWR）

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 14 年 3 月	初版発行		
平成 24 年 3 月	第 2 版	未点検部位の取り扱い見直し	JANTI-VIP-15 第2版
平成 30 年 7 月	第 3 版	点検の考え方、点検箇所の明確化	JANSI-VIP-25 第3版
2021 年 12 月	第 4 版	ABWR点検内容の追加 点検の考え方の明確化	JANSI-VIP-36 第4版
2024 年 7 月	第 5 版	運転経験の更新、用語の統一、遠隔目視試験ガイドラインの引用、点検時期の延期についての考えを記載	JANSI-VIPB-01-05 JANSI-VIP-53 第5版

### 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。

したが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

(2024年7月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	望月 正人	大阪大学
委員	笠原 直人	東京大学
委員	竹田 陽一	東北大学
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授
委員	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	若井 隆純	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	天野 洋一	関西電力 (株)
幹事	日下 純	日本原子力発電 (株)
委員	山崎 朗	北海道電力 (株)
委員	新藤 智也	東北電力 (株)
委員	中野 宏之	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	坂口 昌平	関西電力 (株)
委員	中川 純二	中国電力 (株)
委員	松原 克幸	四国電力 (株)
委員	野崎 剛	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	北条 公伸	三菱重工業 (株)
委員	新井 拓	電力中央研究所
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

## [炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR/ABWR) ]

### 目 次

第1章	目的及び適用	1
1.1	目的	1
1.2	適用	1
1.3	用語の定義	1
第2章	点検の考え方	2
第3章	点検対象	2
第4章	点検手法	9
第5章	点検範囲	10
第6章	点検時期	11
6.1	初回点検	11
6.2	再点検	12
第7章	点検結果の評価	14
7.1	判定基準	14
7.2	詳細評価	16
第8章	まとめ	16

## 解説

(解説 1-1)	ガイドライン制定の目的	25
(解説 1-2)	本ガイドラインの運用にあたって	25
(解説 2-1)	要求される安全機能	25
(解説 2-2)	想定される経年変化事象	26
(解説 2-3)	点検対象部位の選定	27
(解説 2-4)	点検における接近性と点検困難部に対する考え	27
(解説 4-1)	点検手法	28
(解説 4-2)	渦電流探傷試験	29
(解説 5-1)	溶接部の点検幅	29
(解説 6-1)	点検時期の延期	30
(解説 6-2)	SCC 予防保全技術	30
(解説 6-3)	初回点検	30
(解説 6-4)	健全部の長さ及び許容残存長さ	31
(解説 6-5)	亀裂進展評価	31
(解説 6-6)	再点検周期の設定	33
(解説 7-1)	補修技術	33

## 付録

付録 A	炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の各構造体に対する点検の考え方について	A-1
付録 B	炉心スプレイ配管の残留応力評価	B-1
付録 C	炉心スプレイ配管の亀裂進展評価	C-1
付録 D	炉心スプレイ配管の地震時発生応力	D-1
付録 E	炉心スプレイ配管の亀裂裕度評価	E-1
付録 F	炉心スプレイ配管・スパージャの点検における接近性について	F-1
付録 G	想定する周方向初期亀裂の数の検討	G-1
付録 H	未点検範囲の亀裂想定法	H-1
付録 I	IASCC の可能性について	I-1

参考資料

参考資料 1 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心スプレィ配管・スパーージャ  
(BWR/ABWR)] 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、損傷が与える安全機能への影響を踏まえた合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。

（解説 1-1）

### 1.2 適用

本ガイドラインは、BWR 炉内構造物のうち、炉心スプレイ配管・スパージャ、LPCI カップリング及び給水スパージャに適用する。また、ABWR の高圧炉心注水系配管・スパージャ、低圧注水スパージャ及び給水スパージャに適用する。本ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の供用期間中とする。（解説 1-2）

#### 【本ガイドラインの適用機器】

- ・炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）
- ・LPCI カップリング（BWR）
- ・高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）
- ・低圧注水スパージャ（ABWR）
- ・給水スパージャ（BWR/ABWR）

上記全ての機器を含めた場合は、炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）と記載する。

### 1.3 用語の定義

本ガイドラインにおける用語の定義を以下に示す。

- ・点検健全部長さ：点検により異常が認められなかった溶接線の長さ。
- ・健全部の長さ：「点検健全部長さ」から想定亀裂及びその進展量並びに検出されたきずの進展量を減じた長さ。
- ・許容残存長さ：機能維持のために必要な溶接線の長さ。
- ・きず：非破壊試験の結果から判断される不完全部又は意図しない不連続部。
- ・亀裂：熱的又は機械的応力のために引き起こされる局所的な破断によって生じるすき間又は不連続部。特に、破壊力学による評価のため、きずをモデル化したものについても使用する。

- ・欠陥：判定基準を超え，不合格となるきず又は亀裂。

## 第2章 点検の考え方

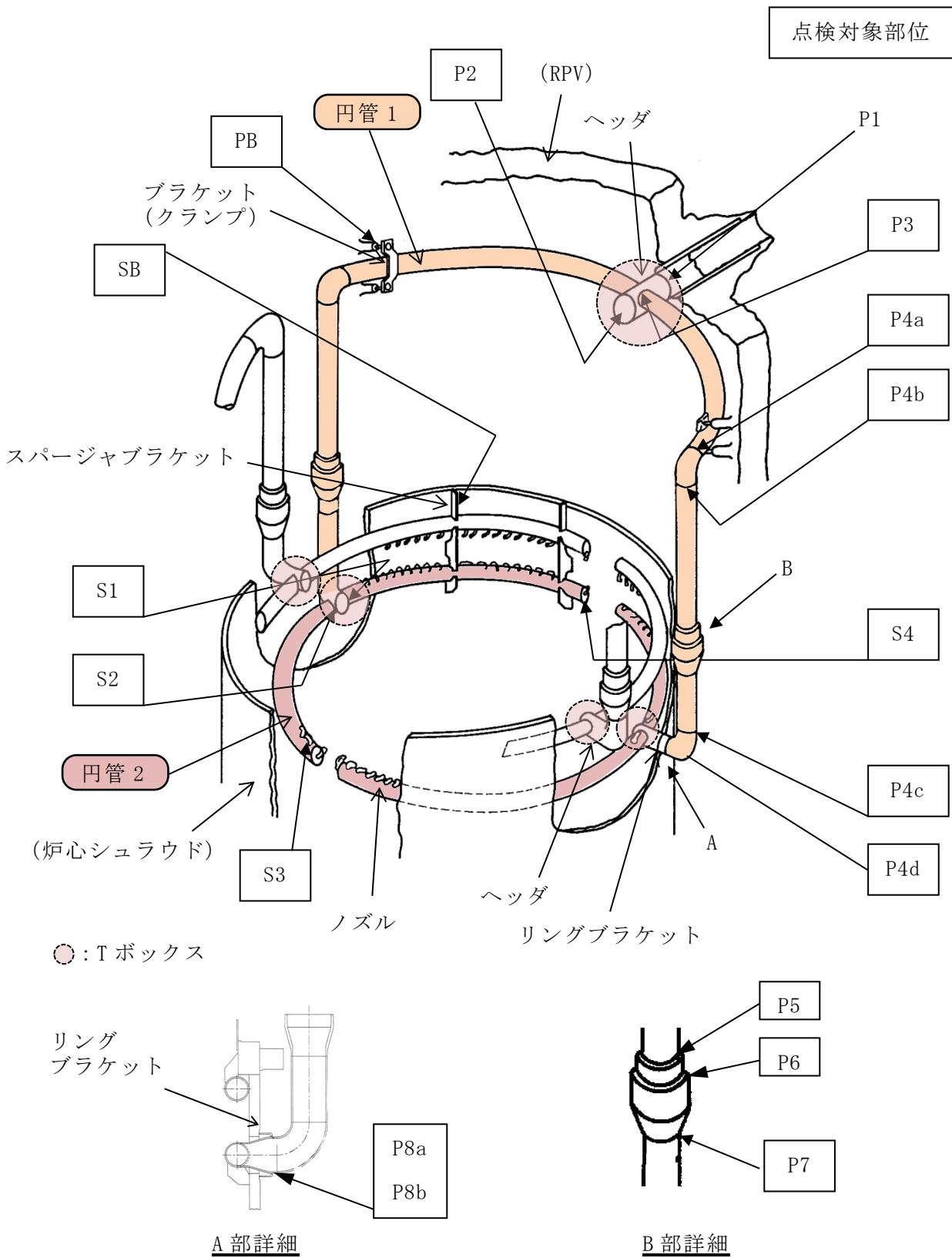
点検の基本的な考え方を以下に示す。

- (1)原子炉に対して炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）が持つ安全機能に着目し，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 2-3，解説 2-4）
- (2)炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）に想定される経年劣化事象として，応力腐食割れ（以下，SCC と称する）を想定する。（解説 2-2）
- (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，時期をそれぞれ選定する。

## 第3章 点検対象

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の個別点検対象と点検対象部位を，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の通り定めた。（解説2-3）

- ・炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR） 図3-1，表3-1(1)，(2)
- ・LPCIカップリング（BWR） 図3-2，表3-2
- ・高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR） 図3-3，表3-3(1)，(2)
- ・低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR） 図3-4，表3-4



注： 高圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系を点検対象とすること。

図 3-1 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の点検対象部位

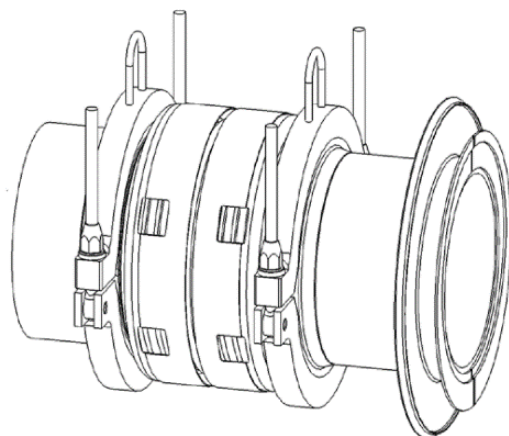
表 3-1(1) 炉心スプレイ配管・スパーージャ(BWR) (炉心シュラウド外側) の点検対象部位

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

\*1：解説 2-4 の記載の通り，現状は点検対象外とする。

表 3-1(2) 炉心スプレイ配管・スパーージャ(BWR) (炉心シュラウド内側) の点検対象部位

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



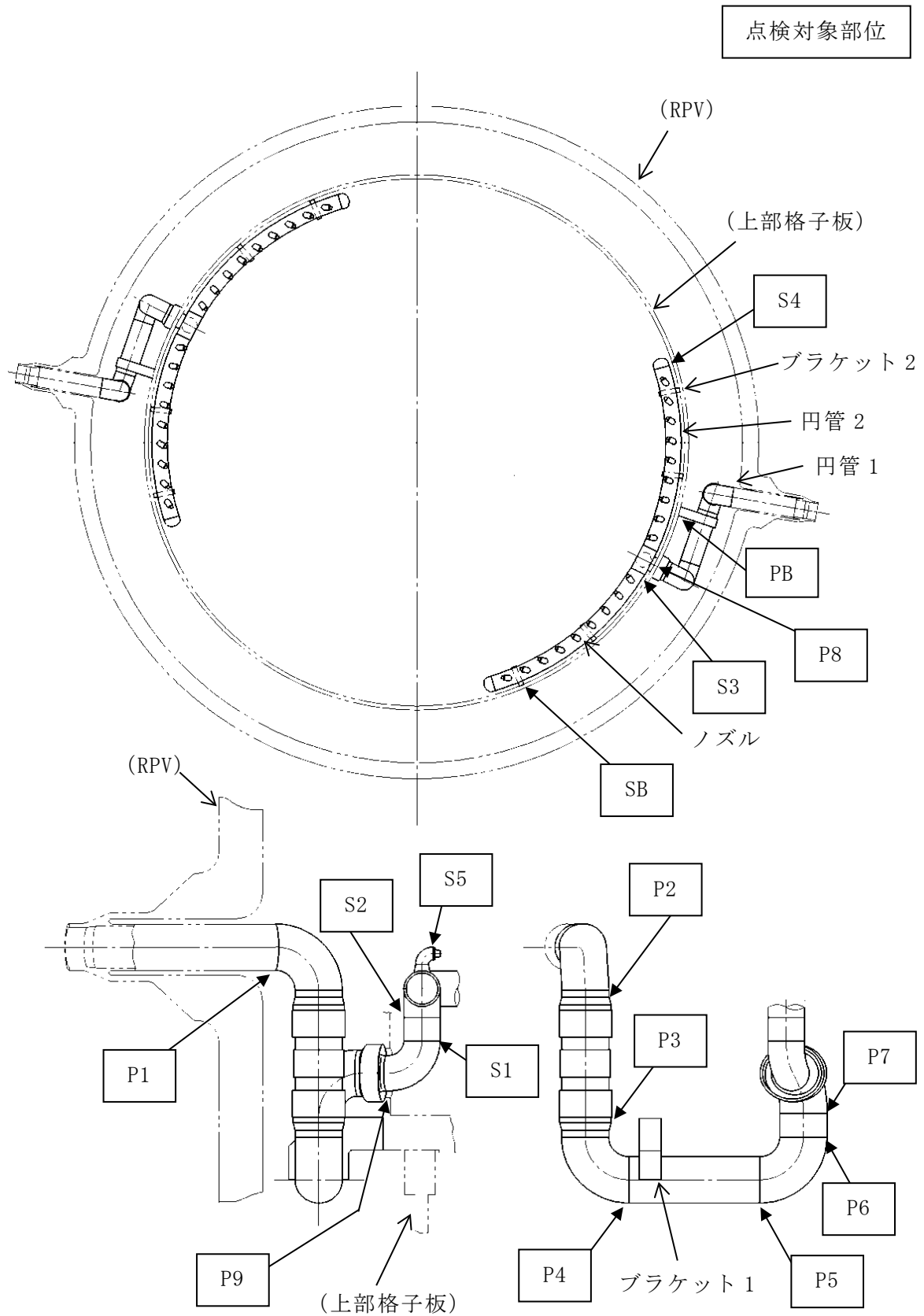
点検対象部位:溶接部

注：全ての LPCI カップリングを点検対象とすること。

図 3-2 LPCI カップリング (BWR) の点検対象部位

表 3-2 LPCI カップリング (BWR) の点検対象部位

点検対象部位	点検対象部位 No.
LPCI カップリング	溶接部



注：全系統を点検対象とすること（本図は代表として1系統分の部位を記載）

図 3-3 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検対象部位

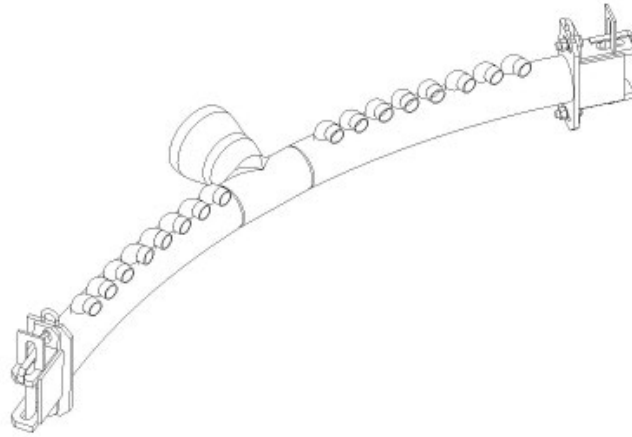
表 3-3(1) 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) (上部格子板外側) の点検対象部位

点検対象部位	点検対象部位 No.
円管 1 の溶接部	P1, P2, P3, P4, P5, P6, P7, P8
円管 1 と上部格子板の溶接部	P9
円管 1 とブラケット 1 の溶接部 上部格子板とブラケット 1 の溶接部	PB

表 3-3(2) 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) (上部格子板内側) の点検対象部位

点検対象部位	点検対象部位 No.
円管 2 の溶接部	S1, S2, S3, S4
円管 2 とノズルの溶接部	S5
円管 2 とブラケット 2 の溶接部 上部格子板とブラケット 2 の溶接部	SB

点検対象部位:溶接部



注：全ての低圧注水スパー ज्याと給水スパー ज्याを点検対象とすること。

図 3-4 低圧注水スパー ज्या（ABWR）及び給水スパー ज्या（BWR/ABWR）の点検対象部位

表 3-4 低圧注水スパー ज्या（ABWR）及び給水スパー ज्या（BWR/ABWR）の点検対象部位

点検対象部位	点検対象部位 No.
低圧注水スパー ज्या	溶接部
給水スパー ज्या	溶接部

## 第4章 点検手法

炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR/ABWR）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，点検対象部位毎に必要な手法を選択する。（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. MVT-1

表面のきずを検出するために行う試験であり，炉内構造物等点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]に従い実施する。

#### 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。

### (2) 超音波探傷試験（UT）

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

### (3) 渦電流探傷試験（ET）

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

（解説 4-2）

## 第5章 点検範囲

炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR/ABWR）の点検範囲（点検対象部位の個数，長さ）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，点検対象部位毎に定める。

溶接部の点検を行う場合は，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。

点検対象部位は，初回点検においては，3章に示す溶接の接近可能な全ての範囲とする。再点検においては，点検を実施しない領域のすべてにきずがあると想定し，そのきずと，点検を実施した領域に存在するきずが，次回点検までの想定期間N年分進展しても，残存断面積が許容残存断面積以上となるように，点検範囲を設定する。（解説 6-5）

また，前回の点検においてきず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。

## 第6章 点検時期

炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR/ABWR）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、点検時期を暦年で定めている点検対象においては、プラントが停止している期間分、点検時期を延期することができる。（解説 6-1）

### 6.1 初回点検（解説 6-3）

#### 6.1.1. 炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR）

炉心スプレイ配管・スパーージャは部位毎に点検期間が異なり、以下のように設定する。

##### a. 円管とヘッダの溶接部（P2, P3, S1, S2）

- ・炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼（SUS304L, SUS316L 等）  
プラント供用開始時点からの実運転期間が 27 年経過するまで。

##### b. 円管溶接部（P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4）

- ・炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼（SUS304L, SUS316L 等）  
プラント供用開始時点からの暦年で 40 年経過するまで。

##### c. ブラケット、ノズル溶接部（P8b, PB, SB, S3）

- プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年経過するまで。

#### 6.1.2. LPCI カップリング（BWR）

LPCI カップリング全体に対して、プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年経過するまで。

#### 6.1.3. 高圧炉心注水系配管・スパーージャ（ABWR）

高圧炉心注水系配管・スパーージャ（ABWR）は部位毎に点検期間が異なり、以下のように設定する。

##### a. 円管 1 の溶接部

- プラント供用開始時点からの暦年で 40 年経過するまで。

- b. 円管 1 とブラケットの溶接部，円管 1 と上部格子板の溶接部，円管 2 の溶接部，円管 2 とノズルの溶接部円管 2 とブラケット 2 の溶接部，上部格子板とブラケット 2 の溶接部

プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年経過するまで。

#### 6.1.4. 低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）

低圧注水スパージャ及び給水スパージャ全体に対して，プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年経過するまで。

### 6.2 再点検

#### 6.2.1. 炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）

実施済みの点検範囲を確認し，点検未実施で安全機能上影響のある部位にきずを想定する。点検範囲内に見つかったきずと，点検可能範囲外にあると想定したきずが，次回点検までの想定期間 N 年分進展することを考慮して算出した残存断面積が許容残存断面積以上となるように，点検時期 N 年を設定して点検を実施する。（解説 6-4，6-5，6-6）

前回点検できずが検出されなかった場合の再点検までの点検間隔は，部位毎に異なり，以下のように設定する。

##### a. 円管とヘッダの溶接部（P2，P3，S1，S2）

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

実運転期間が前回点検から 9 年経過するまで。

##### b. 円管溶接部（P4a，P4b，P4c，P4d，P5，P6，P7，P8a，S4）

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

実運転期間が前回点検から 11 年経過するまで。

##### c. ブラケット，ノズル溶接部（P8b，PB，SB，S3）

実運転期間が前回点検から，10 年経過するまで。

なお，点検範囲に対して，SCC の発生又は進展を抑制する予防保全工法を適用した場合には，その有効性を考慮して，点検周期を設定できる。（解説 6-2）

#### 6.2.2. LPCI カップリング (BWR)

LPCI カップリング全体に対して、前回点検から実運転期間が 10 年経過するまで。

#### 6.2.3. 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR)

再点検に関する考えについては炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) と同様であり、前回点検できずが検出されなかった場合の再点検までの点検間隔は、部位毎に異なり、以下のように設定する。

##### a. 円管 1 の溶接部

前回点検から実運転期間が 16 年経過するまで。

##### b. 円管 1 とブラケットの溶接部，円管 1 と上部格子板の溶接部，円管 2 の溶接部，円管 2 とノズルの溶接部円管 2 とブラケット 2 の溶接部，上部格子板とブラケット 2 の溶接部

前回点検から実運転期間が 10 年経過するまで。

#### 6.2.4. 低圧注水スパージャ (ABWR) 及び給水スパージャ (BWR/ABWR)

低圧注水スパージャ及び給水スパージャ全体に対して、前回点検から実運転期間が 10 年経過するまで。

## 第7章 点検結果の評価

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の点検・評価フローを図7-1に示す。  
点検結果の判定は以下によるものとする。

### 7.1 判定基準

点検の結果は、下記の判定基準により評価する。

- (1) 健全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
  - 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、7.2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。
- (3) 上記(1)(2)に適合しない場合は、補修等の措置を行う。（解説7-1）  
なお、上記(1)(2)の健全な範囲は、健全部及び検出されたきずの進展を見込んだものである。（解説6-4）

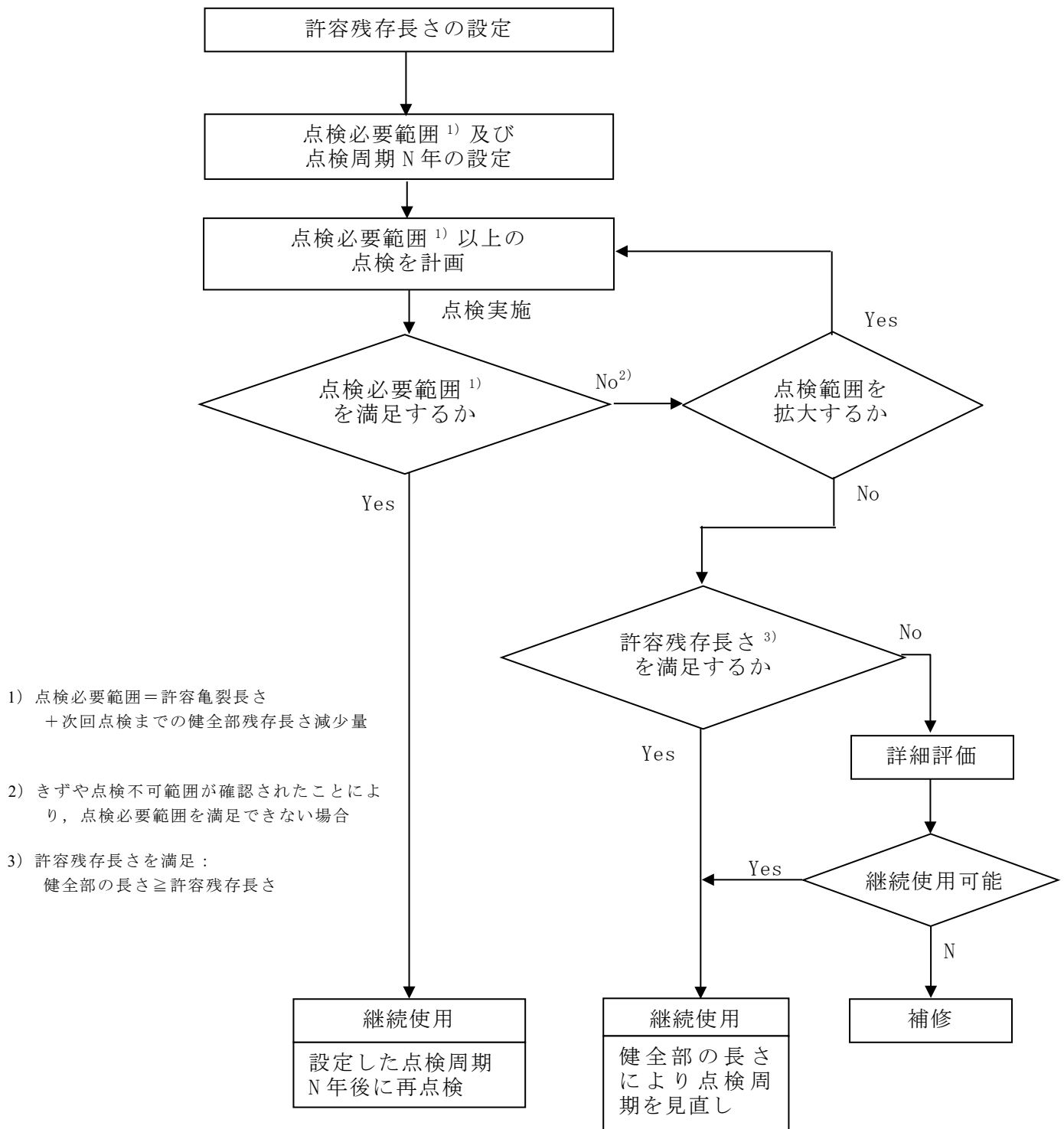


図 7-1 炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の点検・評価フロー

## 7.2 詳細評価

7.1 項の判定基準において、健全な範囲が許容残存長さ以下である場合は、下記の詳細評価を実施し、継続使用の評価をすることができる。

### (1) 残存断面積の詳細評価

検出されたきずのサイジング結果等に基づいてきずをモデル化し、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、きずの進展挙動をプラント個別の残留応力解析、水質評価、亀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6-4, 6-5)

### (2) 許容残存断面積の詳細評価

点検結果及びきずの詳細評価結果に基づいてモデル化し、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。

## 第8章 まとめ

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）の点検を表8-1に、LPCIカップリング（BWR）の点検を表8-2に、高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検を表8-3に、低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）の点検を表8-4に示す。

表 8-1 (1) 炉心スプレィ配管・スパージャ (BWR) の点検

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
円管 ヘッダ	円管 1 とヘッダの溶接部 (P2, P3)  円管 2 とヘッダの溶接部 (S1, S2)	MVT-1 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 ・炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等) 実運転期間で 27 年を経過するまで。	次回点検時に想定される健全長さが、許容残存長さ以上であること
			初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>  再点検の点検時期 実施済みの点検結果から、亀裂進展を考慮して算出された健全長さが、許容残存長さを超えない期間 N 年以内。 ただし、前回点検できずが検出されなかった場合は、以下の通り。 ・炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等) 実運転期間が前回点検から 9 年経過するまで。  再点検の点検範囲 次回点検までの安全機能の維持を確認するために必要な範囲 <sup>(3)(4)</sup>	
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 2-4) (3) 点検範囲は、6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。 (4) 点検においてきずが確認された場合は、次回点検時に想定される健全範囲が許容残存面積以上となるように、点検範囲を拡大することができる。				

表 8-1 (2) 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の点検

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
円管	円管 1 溶接部 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a)  円管 2 溶接部 (S4)	MVT-1 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 ・炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等) プラント供用開始時点から暦年で 40 年を経過するまで。  初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>  再点検の点検時期 実施済みの点検結果から、亀裂進展を考慮して算出された健全長さ が、許容残存長さを超えない期間 N 年以内。 ただし、前回点検できずが検出され なかった場合は、以下の通り。 ・炭素含有量が 0.030%以下のス テンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等) 期間が前回点検から 11 年経過す るまで。  再点検の点検範囲 次回点検までの安全機能の維持を 確認するために必要な範囲 <sup>(3)(4)</sup>	次回点検時に想定される健全長さが、許容残存長さ以上であること
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 2-4) (3) 点検範囲は、6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。 (4) 点検においてきずが確認された場合は、次回点検時に想定される健全範囲が許容残存面積以上となるように、点検範囲を拡大することができる。				

表 8-1 (3) 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の点検

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
ブラケット ノズル	ブラケット 溶接部 (P8b, PB, SB)	MVT-1 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実運転 期間が 10 年を経過するまで。	点検範囲 に異常が ないこと
			初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>	
	再点検の点検時期 前回点検後, 実運転期間で 10 年以 内。	再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>		
	再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>			
ノズル 溶接部 (S3)	VT-3 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実運転 期間が 10 年を経過するまで。	初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>	
		再点検の点検時期 前回点検後, 実運転期間で 10 年以 内。	再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>	
		再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>		
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 2-4)				

表 8-2 LPCI カップリング (BWR) の点検

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
LPCI カップ リング	溶接部	VT-3 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年を経過するまで。	点検範囲に異常がないこと
			初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>	
			再点検の点検時期 前回点検後，実運転期間で 10 年以内。	
			再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>	
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 2-4)				

表 8-3(1) 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検

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
円管 1	円管 1 溶接部 (P1, P2, P3, P4, P5, P6, P7, P8)	MVT-1 <sup>(1)</sup>	<p>初回点検の点検時期 プラント供用開始時点から暦年で40年を経過するまで。</p> <p>初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部<sup>(2)</sup></p> <p>再点検の点検時期 実施済みの点検結果から、亀裂進展を考慮して算出された健全部長さが、許容残存長さを超えない期間 N 年以内。 ただし、前回点検できずが検出されなかった場合は、以下の通り。 ・実運転期間が前回点検から16年経過するまで。</p> <p>再点検の点検範囲 次回点検までの安全機能の維持を確認するために必要な範囲<sup>(3)(4)</sup></p>	次回点検時に想定される健全部長さが、許容残存長さ以上であること
<p>注：</p> <p>(1) 必要に応じて、UT 又は ET を実施してもよい。</p> <p>(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 2-4）</p> <p>(3) 点検範囲は、6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。</p> <p>(4) 点検においてきずが確認された場合は、次回点検時に想定される健全範囲が許容残存面積以上となるように、点検範囲を拡大することができる。</p>				

表 8-3(2) 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検

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
ブラケット 1 上部格子板	円管 1 とブラケットの溶接部 上部格子板とブラケット 1 の溶接部 (PB)  円管 1 と上部格子板の溶接部 (P9)	MVT-1 <sup>(1)</sup>	<p>初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年を経過するまで。</p> <p>初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部<sup>(2)</sup></p> <p>再点検の点検時期 実施済みの点検結果から、亀裂進展を考慮して算出された健全部長さが、許容残存長さを超えない期間 N 年以内。 ただし、前回点検できずが検出されなかった場合は、以下の通り。 ・実運転期間が前回点検から 10 年経過するまで。</p> <p>再点検の点検範囲 次回点検までの安全機能の維持を確認するために必要な範囲<sup>(3)(4)</sup></p>	次回点検時に想定される健全長さですが、許容残存長さ以上であること
<p>注：</p> <p>(1) 必要に応じて、UT 又は ET を実施してもよい。</p> <p>(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 2-4）</p> <p>(3) 点検範囲は、6.2 項の点検周期 N 年に対応して設定する。</p> <p>(4) 点検においてきずが確認された場合は、次回点検時に想定される健全範囲が許容残存面積以上となるように、点検範囲を拡大することができる。</p>				

表 8-3(3) 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検

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
円管 2 ノズル ブラケット 2	円管 2 の溶接部 (S1, S2, S3, S4)	VT-3 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実運転期間が 10 年を経過するまで。	点検範囲に異常がないこと
	円管 2 とノズルの溶接部 (S5)		初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>	
	円管 2 とブラケット 2 の溶接部 上部格子板とブラケット 2 の溶接部 (SB)		再点検の点検時期 前回点検後，実運転期間で 10 年以内。  再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表面 <sup>(2)</sup>	
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 2-4）				

表 8-4 低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）の点検

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
低圧注水 スパージャ  給水 スパージャ	溶接部	VT-3 <sup>(1)</sup>	初回点検の点検時期 プラント供用開始時点からの実 運転期間が 10 年を経過するまで。  初回点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接部 <sup>(2)</sup>	点検範囲に 異常がない こと
			再点検の点検時期 前回点検後，実運転期間で 10 年 以内。  再点検の点検範囲 接近可能な全ての範囲の溶接表 面 <sup>(2)</sup>	
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 2-4）				

### (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、点検装置の接近を制約する範囲が大きいことから、随時、最新の知見と技術を反映し、点検技術の向上と運転経験の蓄積に努めてきている。

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

### (解説 1-2) 本ガイドラインの運用にあたって

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 JEAC 4111「原子力安全のためのマネジメント規程」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 JEAC 4209「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、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  $S_1$  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附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」をいう。

### (解説 2-1) 要求される安全機能

炉心スプレッド配管・スパーチャ (BWR)、LPCI カップリング (BWR) に要求される安全機能は、「非常用炉心冷却の確保」である。高圧炉心注水系配管・スパーチャ (ABWR) に要

求される安全機能は、「非常用炉心冷却の確保」、「反応度制御機能」、低圧注水スパー ज्या（ABWR）及び給水スパー ज्या（BWR/ABWR）に要求される安全機能は「非常用炉心冷却の確保」である。

炉心スプレイ配管・スパー ज्या（BWR）と高圧炉心注水系配管・スパー ज्या（ABWR）は、原子炉圧力容器のノズル・サーマルスリーブと炉内構造物（炉心シュラウド上部胴（BWR）、上部格子板（ABWR））に取付けられた管及びスパー ज्याを結ぶ構造であり、炉心スプレイスパー ज्याに冷却材を導く機能を有する。スパー ज्याは多数の冷却材の吐出用ノズルを有する構造であり、冷却材を炉心に注入する。安全機能の確保のためには、炉心までの流路の維持が必要である。

LPCI カップリング（BWR）は、原子炉圧力容器のノズル・サーマルスリーブから炉心シュラウド上部胴間に取り付けられた機器であり、冷却材の炉心への流路となる。

低圧注水スパー ज्या（ABWR）及び給水スパー ज्या（BWR/ABWR）は、原子炉圧力容器のノズル・サーマルスリーブに溶接された機器であり、炉内への注水を目的としている。

## （解説 2-2）想定される経年劣化事象

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

炉心スプレイ配管・スパー ज्या（BWR）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。高圧炉心注水系配管・スパー ज्या（ABWR）の材料には、オーステナイト系ステンレス鋼の SUS316L が用いられている。

炭素含有量が 0.030%を超えるオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304）はクロム炭化物の粒界析出による粒界近傍のクロムの欠乏に起因して SCC が発生する可能性がある。これと比較して炭素含有量を 0.030%以下に抑えたオーステナイト系ステンレス鋼（SUS304L、SUS316L）は SCC が発生する可能性は小さい。

上述のとおり、SUS304L 及び SUS316L は SCC のリスクが低いが、国内外での SUS304L、SUS316L 製の炉心スプレイ配管・スパー ज्या（BWR）においても損傷事例が報告されていることから、本ガイドラインでは、高圧炉心注水系配管・スパー ज्या（ABWR）を含め全ての溶接部に着目して検討を行う。LPCI カップリング（BWR）及び低圧注水スパー ज्या（ABWR）及び給水スパー ज्या（BWR/ABWR）においても、使用されている材料はオーステナイト系ステンレス鋼である。

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

### (解説 2-3) 点検対象部位の選定

安全機能維持の観点より、炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）及び高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）については、流路を構成するヘッドと直管部等の溶接部を点検対象部位とした。また、構造健全性の観点より、管を支持するブラケットやノズルの溶接部等を点検対象部位とした。LPCI カップリング（BWR）は、溶接部が損傷したとしても他の溶接部で保持され、冷却材の注入経路は確保され安全機能は維持される。また、低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）は、炉内への注水を目的とした機器であり、仮に溶接部が損傷とした場合においても安全機能は維持される。

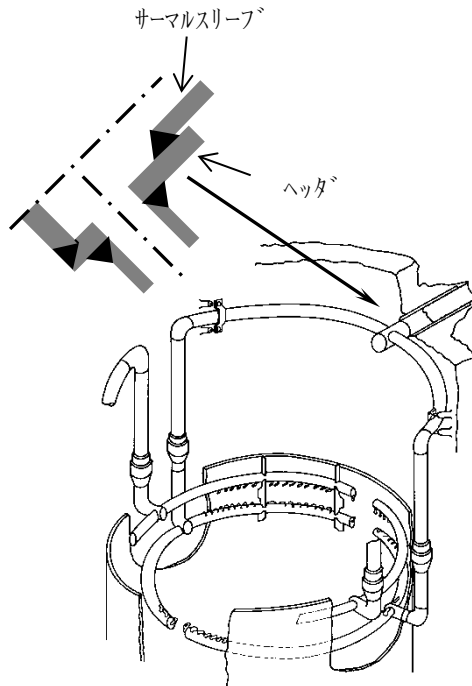
以上を踏まえ、これらの点検対象部位に対して機能、形状及び材質、想定される劣化事象及び国内外の運転経験、安全機能への影響等を考慮し点検方針を立案した。

（付録 A 参照）

### (解説 2-4) 点検における接近性と点検困難部に対する考え

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）は、その設置方法から、点検のための接近が制約される。例えば、炉心スプレイ配管のサーマルスリーブは原子力圧力容器（RPV）のノズル内に位置し、点検のためのアクセスは不可能である。（解説図 2-4）また、炉内では RPV 内壁面に接近して設置されていることから接近が制約される。さらに、スパージャに関しても炉心シュラウド上部胴内面に接して設置されていることから、接近が制約される。炉心スプレイ配管・スパージャの各部位における接近性及び点検手法の詳細を付録 F に示す。

点検困難なヘッドとサーマルスリーブの溶接部は狭隘部のため、現状技術では接近困難であることから点検困難な部位である。国内外における損傷事例がなく、当面スプレイ注入機能へ影響を及ぼすような完全破断の可能性は低いと考えられることから、点検対象外とする。なお、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討するものとする。



解説図 2-4 炉心スプレイ配管と RPV ノズル・サーマルスリーブの構造  
(点検困難部例)

#### (解説 4-1) 点検手法

各部位の点検手法は、点検対象部位の選定(解説 2-3)に則り定めた点検方針(付録 A)に基づき、個々の部位で目視点検方法を定めているが、点検手法に関する運用について以下に補足する。

- ・炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の円管 1 及び 2, ヘッド, ブラケットの溶接部, 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) の円管 1, ブラケット, 上部格子板の溶接部に対しては SCC による亀裂が検知可能な MVT-1 により点検する。また, 亀裂の深さを評価する場合等, 必要に応じて, UT 又は ET を実施するものとする。
- ・炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) 及び高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) のノズル, 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) の円管 2, LPCI カップリング (BWR), 低圧注水スパージャ (ABWR) 及び給水スパージャ (BWR/ABWR) は SCC により損傷が発生したとしても安全機能を損なうことは無いことから, 知見拡充のため, VT-3 での点検を実施する。

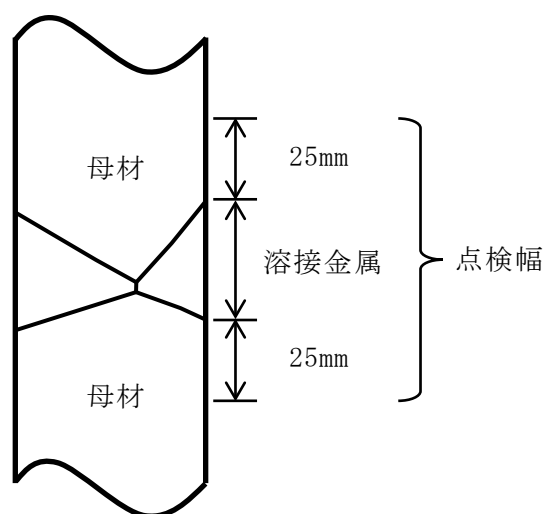
#### (解説 4-2) 渦電流探傷試験

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、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、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（解説図 5-1、熱影響部を含む）について実施するが、この 25 mm 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点検においても1 インチ（25mm）が適用されてきた。



解説図 5-1 溶接部の点検幅

### (解説 6-1) 点検時期の延期

本ガイドラインでは、40年超の運転を行うプラントや長期停止期間を含むプラントも対象に、炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）に想定される経年劣化事象として、SCCを想定して点検時期を定めている。

プラント停止期間の経年劣化事象については、プラントの継続的な安全性の維持・向上を促すために発行された、原子力エネルギー協議会「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」の長期停止期間中に想定される経年劣化事象一覧表（機械編）を参考に、停止期間中の温度が100℃未満であり、国内プラントでは適切に水質管理が実施され、SCCが発生・進行する可能性が低いことから、プラント停止期間分、点検時期を延期することができることとした。

### (解説 6-2) 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工法は、別冊の「予防保全工法ガイドライン」に示すとおりである。解説表 6-1 に数例を示す。

解説表 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
耐食材肉盛	耐 SCC 性が優れた材料と同等に取り扱うことができる。
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。
貴金属表面処理	同上

### (解説 6-3) 初回点検

初回点検とは、点検対象のうち接近可能な範囲に対して実施する最初の点検であり、適用する点検手法の基準となる条件（VTにおける照度、UTにおけるキャリブレーション等）の設定を行うとともに、再点検の際に参照する点検記録を取得するために実施する基準となる点検である。（付録 C，F 参照）

各部位の初回点検時期は点検の考え方（解説 2-3）に則り定めた点検方針（付録 A）に基づき決定した。

#### (解説 6-4) 健全部の長さ及び許容残存長さ

「健全部の長さ」とは、点検対象溶接部のうち、きず及び未点検範囲や強度評価上荷重伝達を考慮しない部分を除いた溶接部の長さである。また、「許容残存長さ」とは、機能維持確保のために必要な溶接部の長さをいう。

許容残存長さは、「発電用原子力設備規格 維持規格」(JSME S NA1)の添付 E-8 に示される極限荷重評価法により評価した。評価条件を以下に示す。

##### (1) 荷重

Ss 地震荷重を考慮する。

##### (2) 想定する亀裂

周方向板厚貫通亀裂を想定する。

##### (3) 安全率

Ss 地震荷重に対しての安全率を 1.39 とする。

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

#### (解説 6-5) 亀裂進展評価

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

(付録 C 参照)

##### (1) 想定初期亀裂

初期亀裂として溶接部内面に、周方向亀裂(深さ  $50\mu\text{m}$ 、長さ  $500\mu\text{m}$  の半楕円亀裂) 1 個を想定する。

##### (2) 応力分布

溶接残留応力を考慮する。(付録 B 参照)

##### (3) 亀裂進展速度式

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

初回点検などの点検時期を定める上で想定する初期亀裂として、溶接部内面に周方向亀裂 1 個を設定した理由は以下のとおりである。

a. SCC による軸方向亀裂は、進展範囲が溶接熱影響部に限られ、貫通に至ったとし

ても強度上有意な影響を及ぼさないと考えられることから、周方向亀裂を想定した。

- b. 周方向亀裂を進展させる軸方向応力は溶接残留応力が支配的であり、Tボックス継手部及び管－管溶接部の溶接残留応力は内面側の引張応力が外面側に比べて大きいので、内面側に SCC が発生する可能性が高いと考えられることから、内面側に初期亀裂を想定した。
- c. 初期亀裂の個数については、本ガイドラインでの評価条件及び国内実機配管の SCC 事例の調査結果を総合的に検討した結果、以下に示す理由により、点検周期を定める上で想定する亀裂の数は 1 個とした。

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

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

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

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

（付録 G）

本ガイドラインで設定した想定初期亀裂は現状の知見では点検周期を定める上で適切なものと考えられるが、配管の内面側に 1 個の初期亀裂のみを想定することは

工学的に十分な検証がなされていないことから、今後の知見を反映して適宜見直しを行うこととする。

### (解説 6-6) 再点検周期の設定

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

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

### (解説 7-1) 補修技術

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）溶接部にきずが発見された場合の補修工法として、実機への適用実績があるか又は将来適用が可能と考えられるものは、以下に示す別冊の「補修工法ガイドライン」に示すとおりである。以下に例を示す。

#### ①機械的な補修技術

- ・クランプ工法
- ・取替工法

#### ②補修溶接技術

- ・水中溶接

## 付録A 炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の各構造体に対する点検の考え方について

### 1. 概要

本付録は、炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）を構成する以下の機器の構造体について、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。

#### 【本ガイドラインの適用機器】

- ・炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）
- ・LPCI カップリング（BWR）
- ・高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）
- ・低圧注水スパージャ（ABWR）
- ・給水スパージャ（BWR/ABWR）

### 2. 炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR/ABWR）の説明

#### 2.1 安全機能

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）、LPCI カップリング（BWR）は安全機能として、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。また、高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）は安全機能として、「非常用炉心冷却の確保」、「反応度制御機能」の機能を、低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）は、安全機能として、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。

#### 2.2 構成する各構造体（図 A-2.2.1-1, 2, 3, 4）

炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）のうち、炉心スプレイ配管は、原子炉圧力容器の炉心スプレイノズル・サーマルスリーブと炉心シュラウド上部胴に取付けられた炉心スプレイスパージャを結ぶ構造であり、炉心スプレイスパージャに冷却材を導く機能を有する。また、炉心スプレイスパージャは、炉心シュラウド上部胴内側に取付けられた管で多数の冷却材の吐出用ノズルを有する構造であり、冷却材を炉心に注入する。LPCI カップリングは RPV ノズル・サーマルスリーブと炉心シュラウド上部胴に溶接されたフランジネックの間にクランプにより機械的に結合された構造である。

高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）のうち、高圧炉心注水系配管は、原子炉圧力容器の高圧炉心注水ノズル・サーマルスリーブと、上部格子板に取付けられた高圧炉心注水スパージャを結ぶ構造であり、炉心に冷却材を導く機能を有する。また、高圧炉心注水スパージャは、上部格子板の胴内側に取付けられた管で多数の冷却材の吐出用ノズルを有する構造であり、冷却材を炉心に注入する。低圧注水スパージャ及び給水スパージャは、原子炉圧力容器のノズル・サーマルスリーブに溶接により取り付けられた冷却材の流路となる機器である。

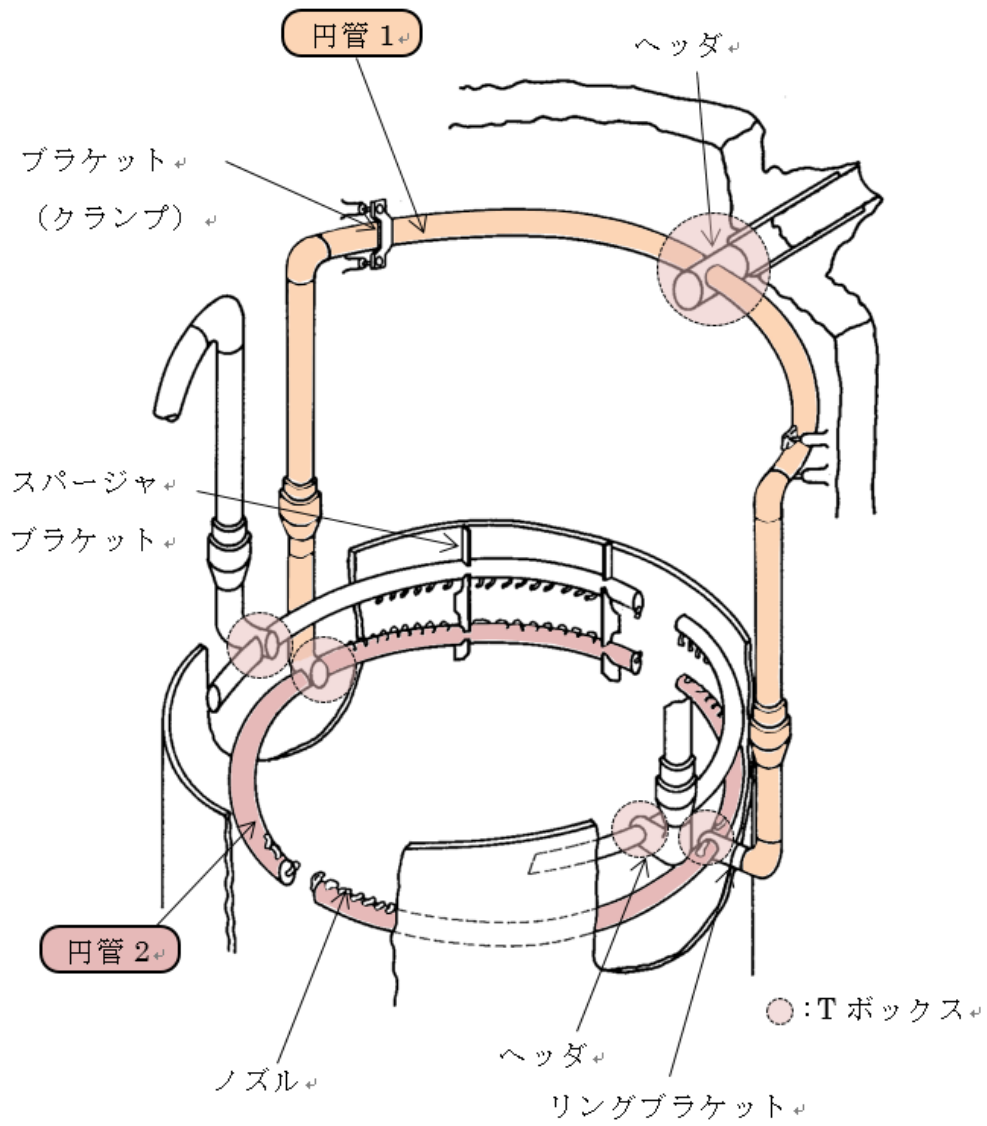


図 A-2. 2. 1-1 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の構造

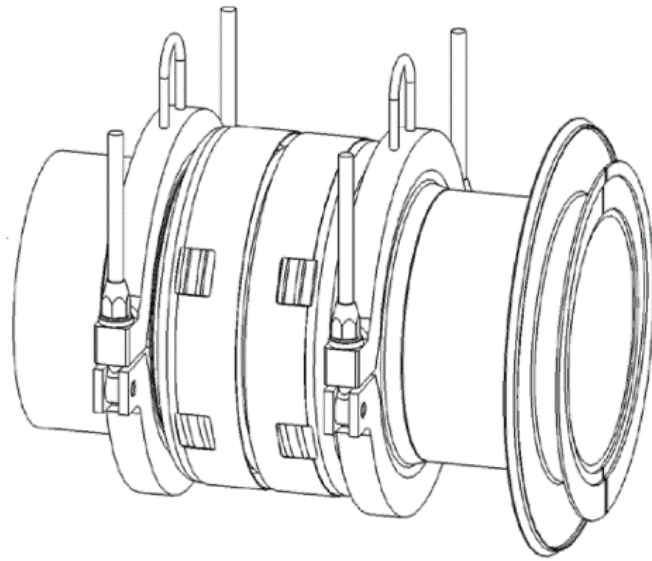


図 A-2. 2. 1-2 LPCI カップリング (BWR) の構造

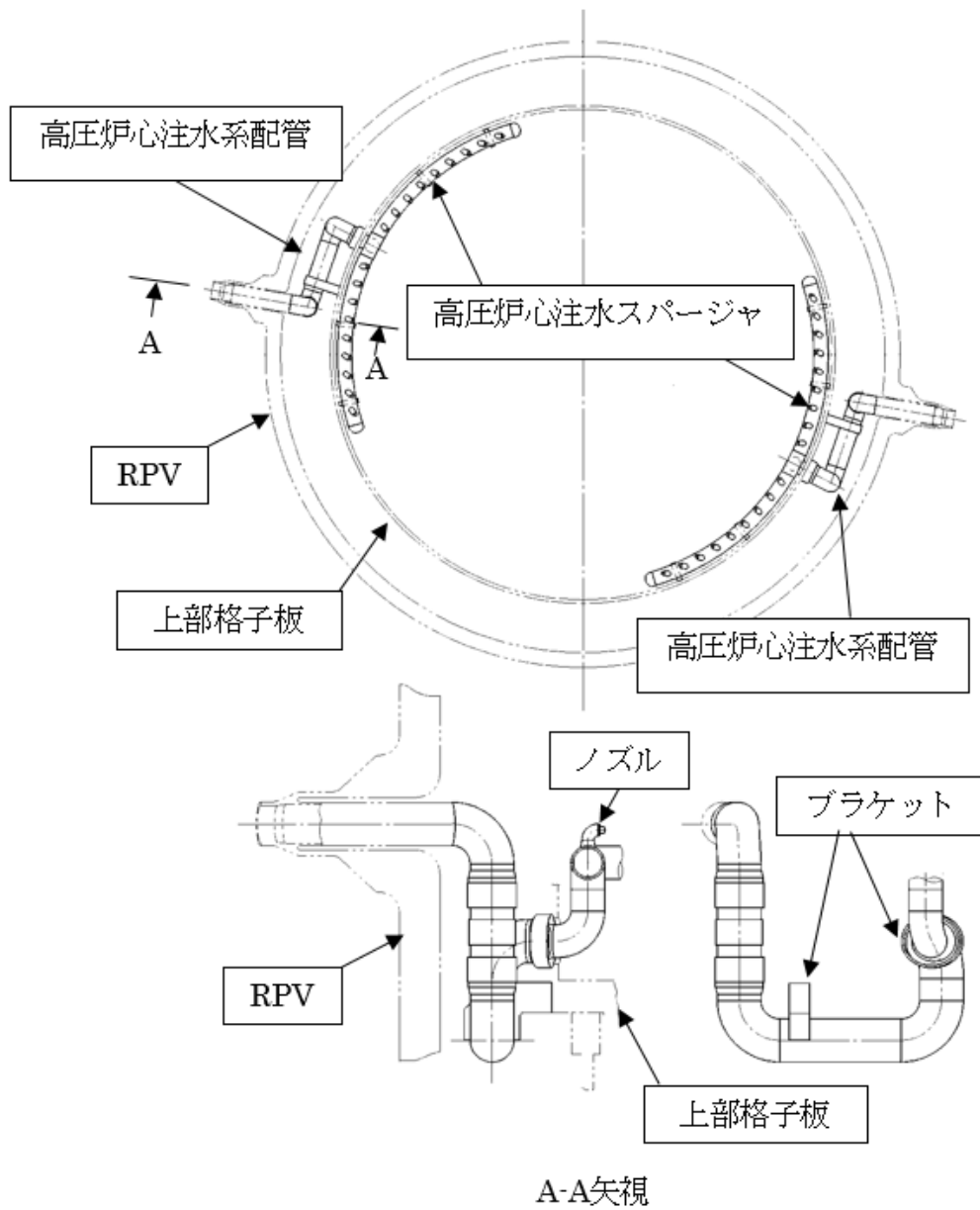


図 A-2. 2. 1-3 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) の構造

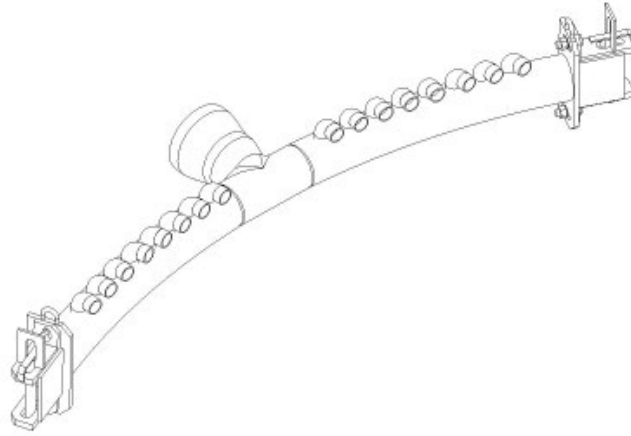


図 A-2. 2. 1-4 低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）の構造

### 3. 点検方針

本ガイドラインで記載する炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR/ABWR）の各機器の点検方針について、3.1項に炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR）を、3.2項にLPCIカップリング（BWR）を、3.3項に高圧炉心注水系配管・スパーージャ（ABWR）を、3.4項に低圧注水スパーージャ（ABWR）及び給水スパーージャ（BWR/ABWR）を記載する。

#### 3.1 炉心スプレイ配管・スパーージャ（BWR）

##### 3.1.1 安全機能などの整理

点検方針を策定するにあたり、炉心スプレイ配管・スパーージャの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。

##### 3.1.1.1 安全機能

炉心スプレイ配管・スパーージャは3.1.1.2項に示す形状をしており、炉心スプレイに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。

##### 3.1.1.2 形状及び材質

###### 3.1.1.2.1 形状（図A-3.1.1.2.1）

炉心スプレイ配管・スパーージャは炉心シュラウド外側と内側で大別できる。炉心スプレイ系配管は、RPVの炉心スプレイノズル・サーマルスリーブと炉心シュラウド上部胴に取付けられた炉心スプレイスパーージャを結ぶ炉内配管である。炉心スプレイスパーージャは、炉心シュラウド上部胴内側に取付けられた曲管で多数の冷却材の吐出用ノズルを持っている。

炉心スプレイ配管・スパーージャのうち（炉心シュラウド外側）は、ヘッド及び円管1と円管1を支持する機能を有するブラケットから構成されており、炉心スプレイスパーージャに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。

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

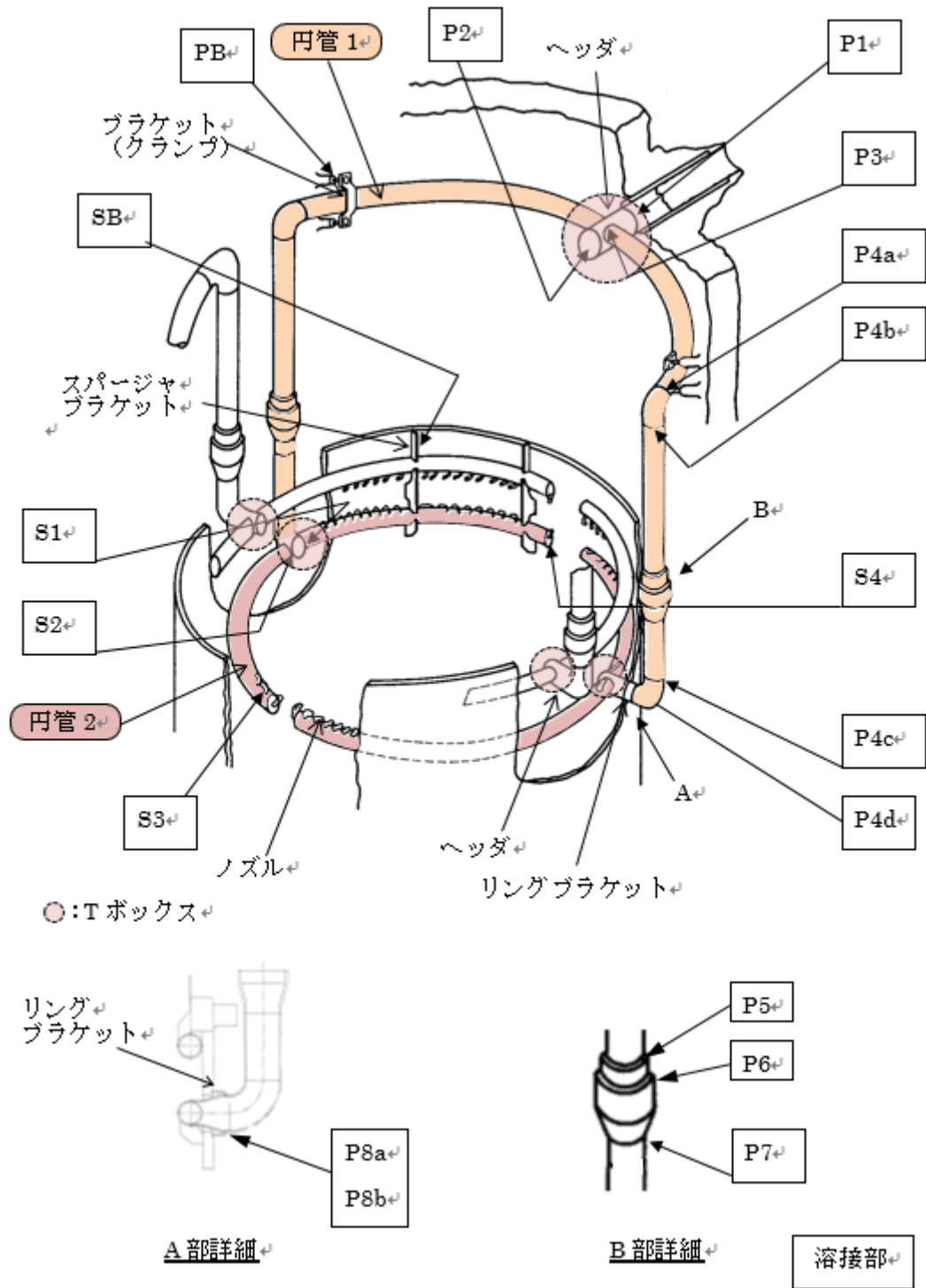


図 A-3. 1. 1. 2. 1 炉心スプレイ配管・スパージャの形状

#### 3.1.1.2.2 材質

炉心スプレイ配管・スパー ज्याの材質は、炭素含有量が 0.030%以下のステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L 等 : 以下, 「低炭素ステンレス鋼」と称する。) であり, 溶接による構造物である。

#### 3.1.1.3 想定される劣化事象

炉心スプレイ配管・スパー ज्याはステンレス鋼製であり, 溶接部に SCC が発生する可能性がある。

#### 3.1.1.4 国内外の運転経験

米国では 2018 年時点において, 炉心スプレイ配管・スパー ज्या (炉心シュラウド外側) に確認された損傷事例として, ヘッダ溶接部において SUS304 の場合, のべ約 110 回の点検で約 6%の割合で, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 60 回の点検で約 5%の割合できずが確認されている。円管 1 の溶接部において SUS304 の場合, のべ約 600 回の点検で約 3%の割合で, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 300 回の点検で約 0.3%の割合できずが確認されている。また, リングブラケットの溶接部において SUS304 の場合, のべ約 160 回の点検で約 7%の割合できずが確認され, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 70 回の点検できずが確認されていない。なお, その後の点検においても新たな損傷が確認されているが, プラント停止に至る事象は発生していない。

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

炉心スプレイ配管・スパー ज्या (炉心シュラウド内側) においては, 過去に米国で確認された損傷事例として, ヘッダ溶接部において SUS304 の場合, のべ約 280 回の点検で約 2.5%の割合で, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 120 回の点検で約 0.8%の割合できずが確認されている。円管 2 とノズルの溶接部において SUS304 の場合, のべ約 8700 回の点検で約 0.07%の割合できずが確認され, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 5000 回の点検できずが確認されていない。円管 2 の溶接部においては, SUS304 の場合, のべ約 190 回の点検で, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 90 回の点検できずが確認されていない。スパー ज्याブラケットとシュラウドの溶接部において SUS304 の場合, のべ約 250 回の点検で約 6%の割合で, 低炭素ステンレス鋼の場合, のべ約 160 回の点検で約 3%の割合できずが確認されている。

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

たため、現状維持の状況となっている。

#### 3.1.1.5 損傷による安全機能への影響

炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド外側）においては、炉心スプレイスパージャに冷却材を導く流路形成の機能を有する円管 1 とヘッダの各溶接部に対しては損傷により安全機能への影響を与える可能性がある。円管 1 を支持しているリングブラケットやクランプは、複数配置により支持機能を有している。このため、1 箇所が損傷したとしても直ちに炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に、炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至り、安全機能（非常用炉心冷却の確保）へ影響を与える可能性がある部位と判断できる。

炉心スプレイ配管・スパージャ（炉心シュラウド内側）においては、ノズルに冷却材を導く流路形成の機能を有する円管 2 の各溶接部は、冷却材を炉心に注入する流路形成の機能を有しており安全機能上重要である。スパージャブラケットとシュラウドの溶接部は、複数配置により支持機能を有している。このため、1 箇所が損傷したとしても直ちに炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に、炉心スプレイ配管・スパージャの分解に至り、安全機能へ影響を与える可能性がある部位と判断できる。

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

### 3.1.2 点検方針

炉心スプレイ配管・スパージャの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、炉心スプレイ配管・スパージャの点検方針として、点検対象、点検手法、点検範囲並びに点検時期を策定する。

#### 3.1.2.1 点検対象の選定

炉心スプレイ配管・スパージャの点検対象を図 A-3.1.2.1 に、点検方針を表 A-3.1.2.1 に示す。なお、図 A-3.1.2.1 は、国内外の運転実績に関する情報活用と、リスク情報を活用した点検評価手法の在り方について検討を行った結果の一例として、炉心スプレイ配管・スパージャの各構造体における個別点検と一般点検の整理結果をマトリックス表示し、定性的に可視化したものである。

損傷による安全機能への影響は、3.1.1.5 項に記載したように部位により異なる。また、想定される劣化事象及び運転経験の観点については3.1.1.4 項に記載したように、材質の違いだけでなく、部位によっても SCC の発生頻度が異なることが分かる。以上より、損傷事例の発生頻度は低いと考えられる部位に対しても、安全機能への影響があることを考慮して、各部位の点検

方針を以下の通り定めた。

国内外のプラントでの運転経験において溶接部に対する損傷事例が確認されており、炉心スプレイ配管・スパージャの溶接部には損傷のポテンシャルがあると考えられる。

円管 1, 円管 2 については、損傷による安全機能への影響の観点から、円管 1, 円管 2 が損傷した場合には安全機能への影響が生じると考えられる。このことから、その損傷が安全機能の喪失につながる溶接部 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4) を個別点検の対象とする。

ヘッドについても、損傷による安全機能への影響の観点から、ヘッドが損傷した場合には安全機能への影響が生じると考えられる。これらのことから、その損傷が安全機能の喪失につながる溶接部 (P2, P3, S1, S2) を個別点検の対象とする。なお、サーマルスリーブとヘッドの溶接部 (P1) については、解説 2-4 の記載の通り点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。

ブラケットについては、複数箇所の損傷による安全機能への影響の観点から、溶接部 (P8b, PB, SB) を個別点検の対象とする。

ノズルについては、破断に至るとノズルの脱落に至る可能性があるが安全機能への影響は無いものの、溶接部に対して想定される劣化事象があることから、溶接部 (S3) 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。

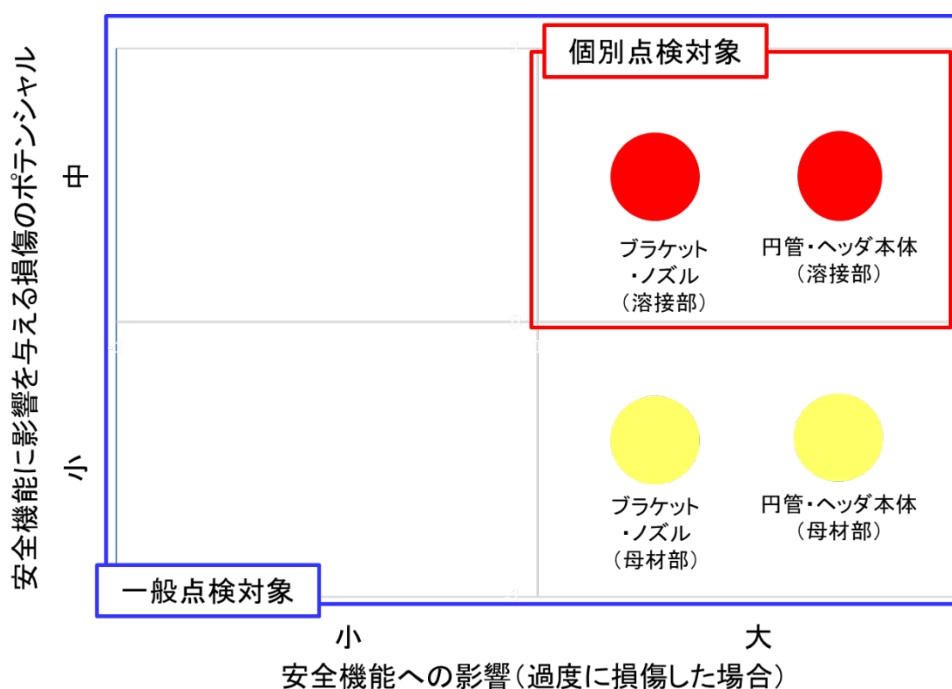


図 A-3. 1. 2. 1 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) の点検対象 (注)

(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、ただちに安全機能に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. 1. 2. 1 炉心スプレイ配管・スパージャ (BWR) 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	円管 1 円管 2	冷却材の流路形成	有 (非)	SCC	・溶接部の破損により、安全機能の維持に影響がある。	点検対象 (溶接部：P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4)
②	ヘッダ	冷却材の流路形成	有 (非)	SCC	・溶接部の破損により、安全機能の維持に影響がある。	点検対象 (溶接部：P2, P3, S1, S2)
③	ブラケット	円管 1, 2 の支持	有 (非)	SCC	・複数箇所の溶接部の同時破損により、安全機能の維持に影響がある。	点検対象 (溶接部：P8b, PB, SB)
④	ノズル	炉心スプレイ機能	無	SCC	無	点検対象 (溶接部：S3)

非：非常用炉心冷却の確保

### 3.1.2.2. 点検手法の選定

表 A-3.1.2.1 に示した点検対象である溶接部において、想定される経年劣化事象は、ステンレス鋼溶接部に対する SCC である。

安全機能を有する溶接部に対しては SCC により表面開口しているきずの検出を目的とし、炉内構造物等点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]に従い実施する。一方で、ノズル溶接部は SCC により破断に至るとノズルの脱落に至る可能性があるが安全機能への影響は無いことから、データ拡充のため、VT-3 での点検を実施する。

### 3.1.2.3. 点検範囲の選定

点検対象とした円管 1, 円管 2 の溶接部 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4), ヘッダの溶接部 (P2, P3, S1, S2), ブラケットの溶接部 (P8b, PB, SB), ノズル溶接部 (S3) に対し、初回点検, 再点検とも、点検可能な全範囲を点検範囲とする。

### 3.1.2.4. 点検時期の選定 (表 A-3.1.2.2)

円管 1, 円管 2 の溶接部 (P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4) については、亀裂進展評価 (付録 C) の結果に基づき、点検時期を決定した。なお、低炭素ステンレス鋼については、実運転期間 50 年経過まで評価上健全であることが確認されているが、データ拡充のため、運転期間中 1 回点検 (40 年間で 1 回 (暦年 40 年)) を実施することとした。

ヘッダの溶接部 (P2, P3, S1, S2) についても、亀裂進展評価 (付録 C) の結果に基づき、点検時期を決定した。

ブラケットの溶接部 (P8b, PB, SB), ノズル溶接部 (S3) については、損傷による安全機能への影響があることから点検を実施することとした。

表 A-3. 1. 2. 2 炉心スプレイ配管・スパージャの点検時期

点検部位		上段：初回点検時期／個所 下段：点検周期／個所
P4a, P4b, P4c, P4d, P5, P6, P7, P8a, S4	円管 1 の溶接部 円管 2 の溶接部	<低炭素ステンレス鋼の場合> ・暦年 40 年以内／全箇所 ・11 年に 1 回／全箇所
P2, P3, S1, S2	ヘッダの溶接部	<低炭素ステンレス鋼の場合> ・実運転期間 27 年以内／全箇所 ・実運転期間 9 年に 1 回／全箇所
P8b, PB, SB	ブラケットの 溶接部	<低炭素ステンレス鋼の場合> ・実運転期間 10 年以内／全箇所 ・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所
S3	ノズル溶接部	<低炭素ステンレス鋼の場合> ・実運転期間 10 年以内／全箇所 ・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所

注記：

1. 下段の点検周期は、初回点検で全周 VT を実施し、きずが無かった場合に適用する。
2. ヘッダの溶接部のうち、サーマルスリーブとヘッダの溶接部 (P1) については、点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。(解説 2-4)

### 3.2 LPCI カップリング (BWR)

#### 3.2.1 安全機能などの整理

点検方針を策定するにあたり、LPCI カップリングの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。

##### 3.2.1.1 安全機能

LPCI カップリングは 3.2.1.2 項に示す形状をしており、炉心スプレイに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。

##### 3.2.1.2 形状及び材質

###### 3.2.1.2.1 形状 (図 A-3.2.1.2.1)

LPCI カップリングは、原子炉圧力容器のノズル・サーマルスリーブから炉心シュラウド上部胴間に溶接により取り付けられた冷却材の炉心への流路となる機器であり、主要部品であるスリーブ/フランジネックは機械的に締結されている。

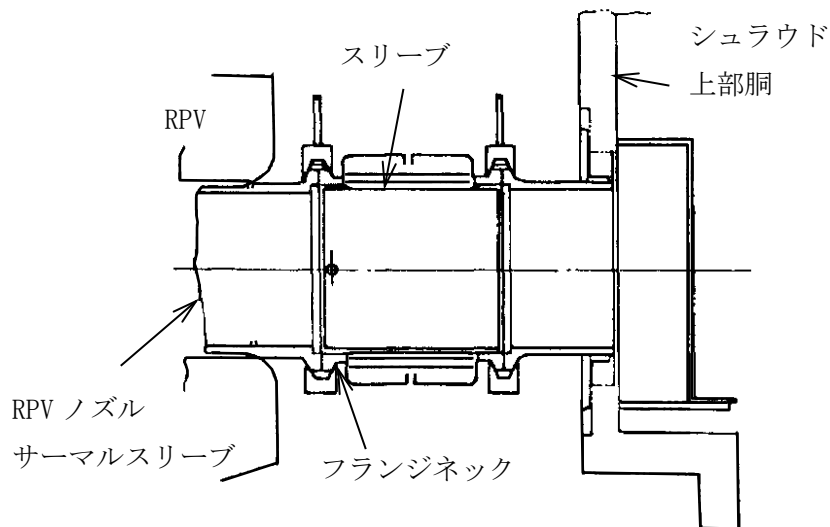


図 A-3.2.1.2.1 LPCI カップリングの形状

#### 3.2.1.2.2 材質

LPCI カップリングの材質は、低炭素ステンレス鋼であり、溶接による構造物である。

#### 3.2.1.3 想定される劣化事象

LPCI カップリングはステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が発生する可能性がある。

#### 3.2.1.4 国内外の運転経験

LPCI カップリングは国内外で損傷事例が報告されていない。

#### 3.2.1.5 損傷による安全機能への影響

LPCI カップリングの主要部品であるスリーブ／フランジネックは機械的に締結されているが、万一、フランジネック／サーマルスリーブ溶接部が損傷したとしても、LPCI カップリングは保持され、冷却材の注入経路は確保されることから、安全機能を損なうことは無い。

### 3.2.2 点検方針

LPCI カップリングの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、LPCI カップリングの点検方針として、点検対象、点検手法、点検範囲並びに点検時期を策定する。

#### 3.2.2.1 点検対象の選定

LPCI カップリングの点検対象を図 A-3.2.2.1 に、点検方針を表 A-3.2.2.1 に示す。なお、図 A-3.2.2.1 は、国内外の運転実績に関する情報活用と、リスク情報を活用した点検評価手法の在り方について検討を行った結果の一例として、LPCI カップリングの各構造体における個別点検と一般点検の整理結果をマトリックス表示し、定性的に可視化したものである。

国内外のプラントでの運転経験において溶接部に対する損傷事例が確認されており、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、3.2.1.5 項に記載したように損傷による安全機能を損なうことは無い。これらのことから、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。(図 A-3.2.2.1, 表 A-3.2.2.1 参照)

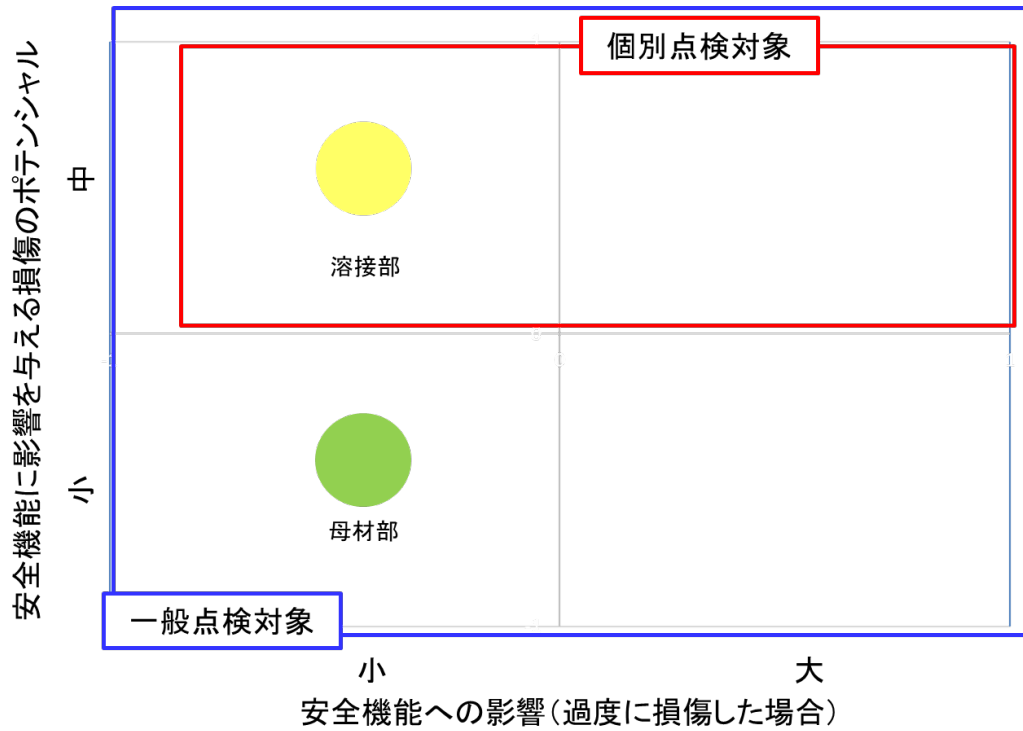


図 A-3. 2. 2. 1 LPCI カップリング (BWR) の点検対象 <sup>(注)</sup>

(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、ただちに安全機能に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. 2. 1 LPCI カップリング (BWR) 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	LPCI カップリング	冷却材の流路形成	有 (非)	SCC	・LPCI カップリングは他の溶接部で保持され、冷却材の注入経路は確保されることから、安全機能を損なうことは無い。	点検対象 (溶接部)

非：非常用炉心冷却の確保

### 3. 2. 2. 2 点検手法の選定

表 A-3. 2. 2. 1 に示した点検対象である溶接部において、想定される経年劣化事象は、ステンレス鋼溶接部に対する SCC である。

LPCI カップリングは SCC により損傷する可能性があるが、安全機能への影響は無いことから、データ拡充のため VT-3 での点検を実施する。

### 3. 2. 2. 3 点検範囲の選定

点検対象とした LPIC カップリングの溶接部に対し、初回点検、再点検とも、点検可能な全範囲を点検範囲とする。

### 3. 2. 2. 4 点検時期の選定 (表 A-3. 2. 2. 2)

LPCI カップリングの溶接部、損傷による安全機能への影響の観点から点検を実施することとした。

表 A-3. 2. 2. 2 LPCI カップリングの点検時期

点検部位		上段：初回点検時期／個所 下段：点検周期／個所
LPCI カップリング	ノズル溶接部	・実運転期間 10 年以内／全箇所 ・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所

注記：

1. 下段の点検周期は、初回点検で全周 VT を実施し、きずが無かった場合に適用する。
2. 構造上点検が困難な範囲に対しては点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。

### 3.3 高圧炉心注水系配管・スパーージャ (ABWR)

#### 3.3.1 安全機能などの整理

点検方針を策定するにあたり、高圧炉心注水系配管・スパーージャの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。

##### 3.3.1.1 安全機能

高圧炉心注水系配管・スパーージャは 3.3.1.2 項に示す形状をしており、炉心スプレイに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」、「反応度制御機能」の機能を有する。

##### 3.3.1.2 形状及び材質

###### 3.3.1.2.1 形状 (図 A-3.3.1.2.1)

高圧炉心注水系配管・スパーージャは、炉心スプレイ配管・スパーージャ (BWR) と同様に炉心シュラウド外側と内側で大別できる。高圧炉心注水系配管は、RPV の炉心スプレイノズル・サーマルスリーブと上部格子板内側に取付けられた炉心スパーージャを結ぶ炉内配管である。炉心スパーージャは、上部格子板に取付けられた曲管で多数の冷却材の吐出用ノズルを持っている。

高圧炉心スプレイ系配管・スパーージャ (上部格子板外側) は、ヘッダ及び円管 1 と円管 1 を支持する機能を有するブラケットから構成されており、炉心スパーージャに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」及び「反応度制御機能」の機能を有する。

高圧炉心注水系配管・スパーージャ (上部格子板内側) は、炉心に冷却材を導く流路形成の機能 (円管 2)、炉心に冷却材を注入する部位 (ノズル)、円管 2 を支持する機能 (ブラケット) がある。

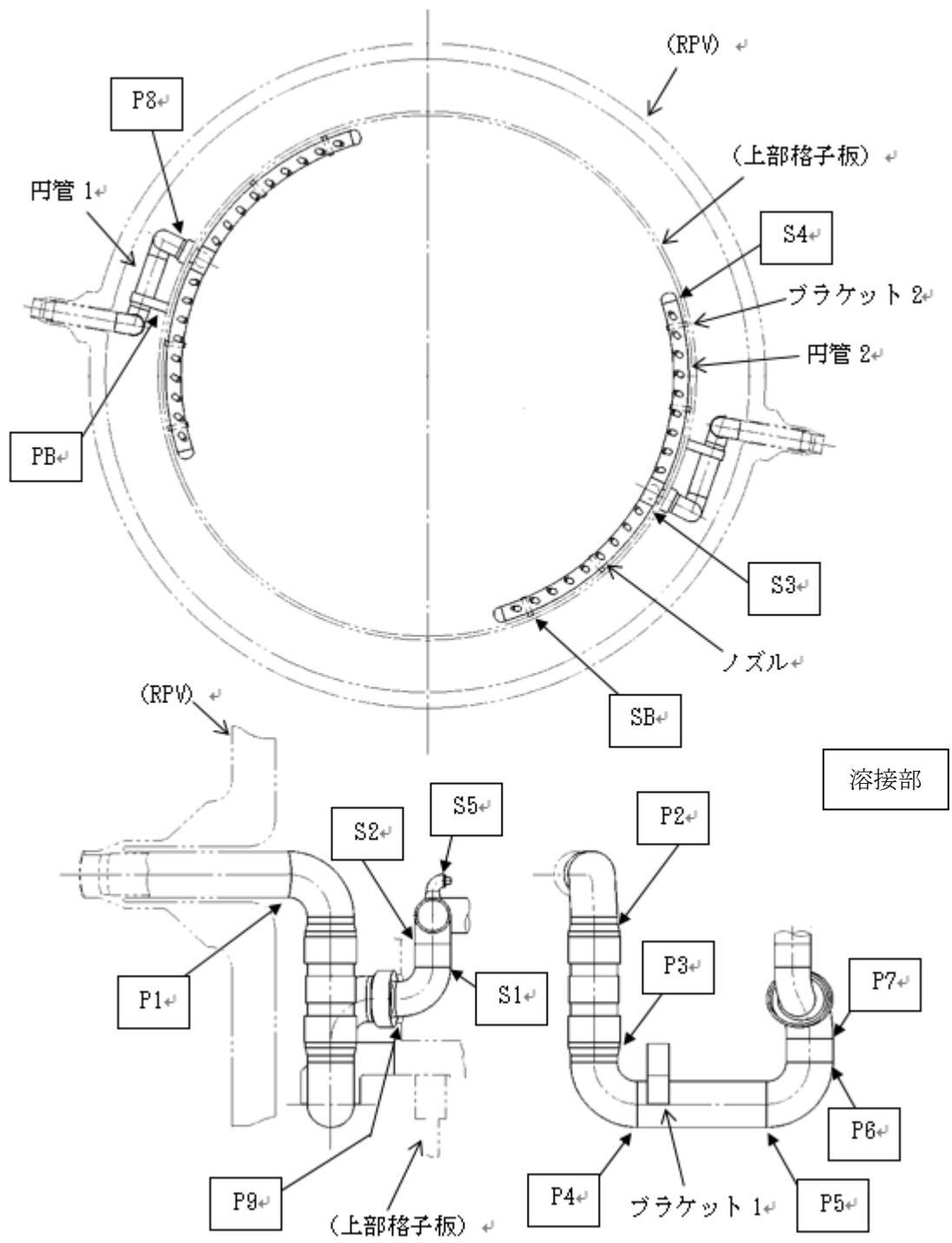


図 A-3. 3. 1. 2. 1 高圧炉心注水系配管・スパージャの形状

#### 3.3.1.2.2 材質

高圧炉心注水系配管・スパーギャの材質は、低炭素ステンレス鋼であり、溶接による構造物である。

#### 3.3.1.3 想定される劣化事象

高圧炉心注水系配管・スパーギャはステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が発生する可能性がある。

#### 3.3.1.4 国内外の運転経験

高圧炉心注水系配管・スパーギャは国内外で損傷事例が報告されていない。

#### 3.3.1.5 損傷による安全機能への影響

高圧炉心注水系配管・スパーギャ（上部格子板外側）においては、冷却材を導く流路形成の機能を有する円管 1 の各溶接部に対しては損傷により安全機能への影響を与える可能性がある。円管 1 を支持しているリングブラケットやクランプは、複数配置により支持機能を有している。このため、1 箇所が損傷したとしても直ちに高圧炉心注水系配管・スパーギャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に分解に至り、安全機能へ影響を与える可能性がある部位と判断できる。

高圧炉心注水系配管・スパーギャ（上部格子板内側）においては、ノズルに冷却材を導く流路形成の機能を有する円管 2 には溶接部があるが、損傷により炉心への流路形成の機能を損なうことは無く、安全機能上影響が無い。また、ブラケットは、複数配置により支持機能を有していることから、1 箇所が損傷したとしても直ちに炉心スプレイ配管・スパーギャの分解に至らず、複数箇所が損傷した際に炉心スプレイ配管・スパーギャの分解に至ったとしても、上記の通り、安全機能へ影響を与える可能性はない。ノズルも同様であり、損傷したとしても安全機能に影響は無いと判断できる。

### 3.3.2 点検方針

高圧炉心注水系配管・スパージャの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，高圧炉心注水系配管・スパージャの点検方針として，点検対象，点検手法，点検範囲並びに点検時期を策定する。

#### 3.3.2.1 点検対象の選定

LPCI カップリングの点検対象を図 A-3.3.2.1 に，点検方針を表 A-3.3.2.1 に示す。なお，図 A-3.2.2.1 は，国内外の運転実績に関する情報活用と，リスク情報を活用した点検評価手法の在り方について検討を行った結果の一例として，LPCI カップリングの各構造体における個別点検と一般点検の整理結果をマトリックス表示し，定性的に可視化したものである。損傷による安全機能への影響は，3.3.1.5 項に記載したように部位により異なることから，安全機能への影響が部位により異なることを踏まえて，各部位の点検方針を以下の通り定めた。

国内外のプラントでの運転経験において溶接部に対する損傷事例が確認されており，高圧炉心注水系配管・スパージャの溶接部には損傷のポテンシャルがあると考えられる。

円管 1 については，損傷による安全機能への影響評価結果から，その損傷が安全機能の喪失につながる溶接部を個別点検の対象とする。

円管 1 とブラケットの溶接部については，複数箇所の損傷による安全機能への影響の観点から，溶接部を個別点検の対象とする。

円管 2，円管 2 とブラケットの溶接部，ノズルについては，損傷による安全機能への影響は無いものの，本機器は複数の安全機能を有していることや，溶接部に対して想定される劣化事象があることから，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。(図 A-3.3.2.1，表 A-3.3.2.1 参照)

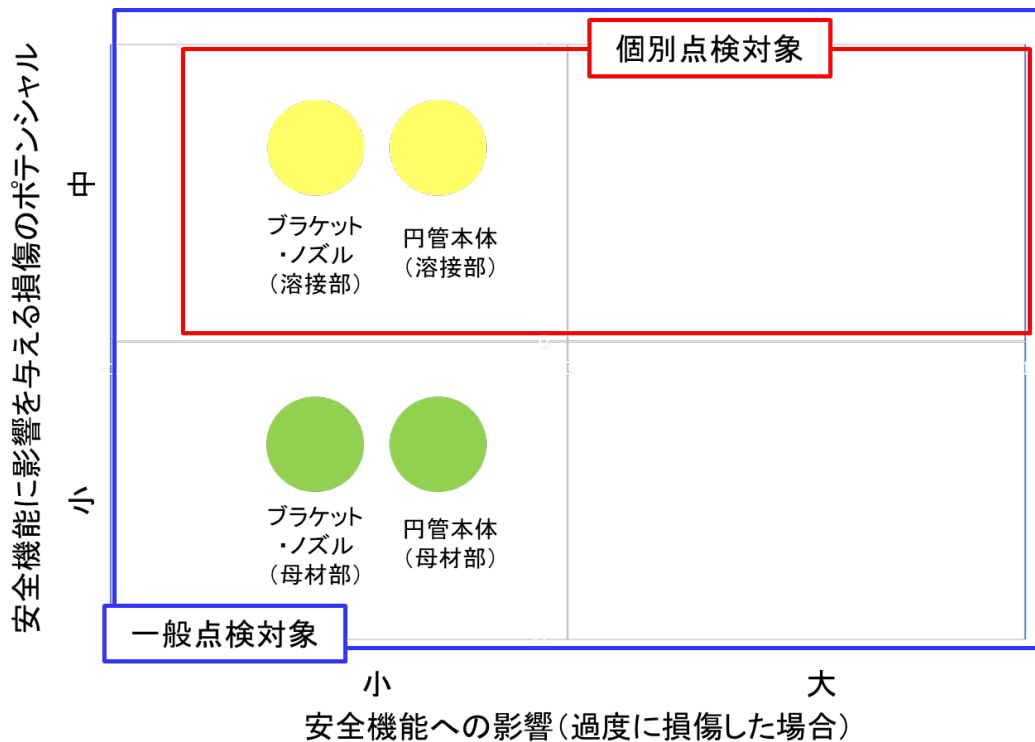


図 A-3.3.2.1 高圧炉心注水系配管・スパージャ (ABWR) の点検対象<sup>(注)</sup>

(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、ただちに安全機能に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. 3. 2. 1 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）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	円管 1	流路形成	有 (非, 反)	SCC	・溶接部の破損により, 安全機能の維持に影響がある。	点検対象
②	ブラケット 1	円管 1 の支持	有 (非, 反) *1	SCC	・複数箇所の溶接部の同時破損により, 安全機能の維持に影響がある。	点検対象
③	円管 2 ノズル	流路形成	無	SCC	無	点検対象*2
④	ブラケット 2	円管 2 の支持	無	SCC	無	点検対象*2

非：非常用炉心冷却の確保

反：反応度制御機能

\*1：安全機能を有する円管 1 を支持するため、間接的に安全機能を有している

\*2：安全機能を有していないが、複数の安全機能を有していることや溶接部に対して想定される劣化事象があること、データ拡充を目的とし個別点検対象とした。

### 3. 3. 2. 2. 点検手法の選定

表 A-3. 3. 2. 1 に示した点検対象である溶接部において、想定される経年劣化事象は、ステンレス鋼溶接部に対する SCC である。

円管 1 の溶接部やブラケット 1 の溶接部に対しては安全機能を有する溶接部に対しては SCC により表面開口しているきずの検出を目的とし、炉内構造物等点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]に従い実施する。一方で、上記以外の溶接部は SCC により破断に至った場合においても安全機能への影響は無いことから、データ拡充のため、VT-3 での点検を実施する。

### 3. 3. 2. 3. 点検範囲の選定

点検対象とした溶接部に対し、初回点検、再点検とも、点検可能な全範囲を点検範囲とする。

### 3.3.2.4. 点検時期の選定

円管 1 の溶接部については、亀裂進展評価（付録C）の結果に基づき、点検時期を決定した。（表 A-3.3.2.2 参照）なお、低炭素ステンレス鋼については、実運転期間 50 年経過まで評価上健全であることが確認されているが、データ拡充のため、運転期間中 1 回点検（40 年間で 1 回（暦年 40 年））を実施することとした。

円管 2、ブラケット 1 及び 2、ノズルの溶接部については、損傷による安全機能への影響の観点から点検を実施することとした。

表 A-3.3.2.2 高圧炉心注水系配管・スパージャ（ABWR）の点検時期

点検部位		上段：初回点検時期／個所 下段：点検周期／個所
P1, P2, P3, P4, P5, P6, P7, P8	円管 1 の溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・暦年 40 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 16 年に 1 回／全箇所</li> </ul>
PB	円管 1 とブラケットの溶接部 上部格子板とブラケット 1 の溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>
P9	円管 1 と上部格子板の溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>
S1, S2, S3, S4	円管 2 の溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>
S5	円管 2 とノズルの溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>
SB	円管 2 とブラケット 2 の溶接部 上部格子板とブラケット 2 の溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>

注記：

1. 下段の点検周期は、初回点検で全周 VT を実施し、きずが無かった場合に適用する。
2. 点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。

### 3.4 低圧注水スパージャ（ABWR）及び給水スパージャ（BWR/ABWR）

#### 3.4.1 安全機能などの整理

点検方針を策定するにあたり、低圧注水スパージャ及び給水スパージャの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。

##### 3.4.1.1 安全機能

低圧注水スパージャ及び給水スパージャは 3.4.1.2 項に示す形状をしており、炉心スプレイに冷却材を導く流路形成の機能を有し、「非常用炉心冷却の確保」の機能を有する。

##### 3.4.1.2 形状及び材質

###### 3.4.1.2.1 形状（図 A-3.4.1.2.1）

低圧注水スパージャ及び給水スパージャは、原子炉压力容器のノズル・サーマルスリーブに溶接により取り付けられた冷却材の流路となる機器である。

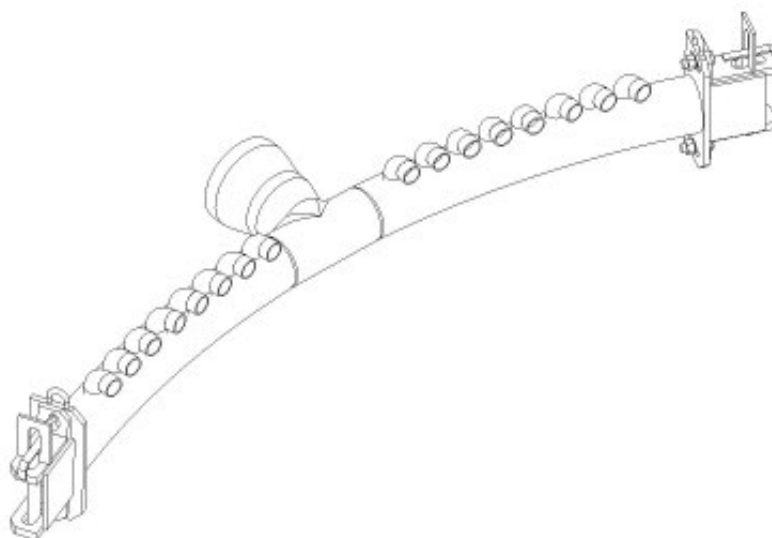


図 A-3.4.1.2.1 低圧注水スパージャ及び給水スパージャ（ABWR）の形状

###### 3.4.1.2.2 材質

低圧注水スパージャ及び給水スパージャの材質は、低炭素ステンレス鋼であり、溶接による構造物である。

#### 3.4.1.3 想定される劣化事象

低圧注水スパージャ及び給水スパージャはステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が発生する可能性がある。

#### 3.4.1.4 国内外の運転経験

低圧注水スパージャ及び給水スパージャは国内外で損傷事例が報告されていない。

#### 3.4.1.5 損傷による安全機能への影響

低圧注水スパージャ及び給水スパージャ溶接部が損傷したとしても、冷却材の炉内への注水は達成できることから、安全機能を損なうことは無い。

### 3.4.2 点検方針

低圧注水スパージャ及び給水スパージャの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，低圧注水スパージャ及び給水スパージャの点検方針として，点検対象，点検手法，点検範囲並びに点検時期を策定する。

#### 3.4.2.1 点検対象の選定

低圧注水スパージャ及び給水スパージャの点検対象を図 A-3.4.2.1 に，点検方針を表 A-3.4.2.1 に示す。なお，図 A-3.4.2.1 は，国内外の運転実績に関する情報活用と，リスク情報を活用した点検評価手法の在り方について検討を行った結果の一例として，低圧注水スパージャ及び給水スパージャの各構造体における個別点検と一般点検の整理結果をマトリックス表示し，定性的に可視化したものである。

国内外のプラントでの運転経験において溶接部に対する損傷事例が確認されており，低圧注水スパージャ及び給水スパージャの溶接部には損傷のポテンシャルがあると考えられる。

3.4.1.5 項に記載したように損傷による安全機能を損なうことは無い。これらのことから，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。(図 A-3.4.2.1，表 A-3.4.2.1 参照)

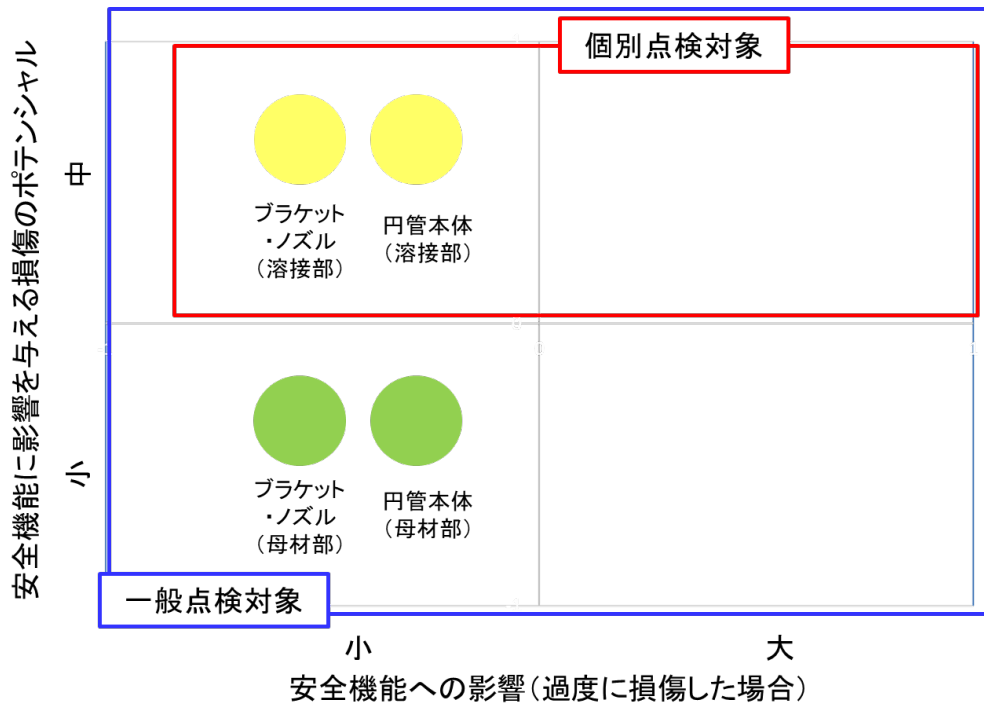


図 A-3. 4. 2. 1 低圧注水スパーージャ（ABWR）及び給水スパーージャ（BWR/ABWR）の点検対象<sup>(注)</sup>

(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、ただちに安全機能に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ヤル」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. 4. 2. 1 低圧注水スパーージャ（ABWR）及び給水スパーージャ（BWR/ABWR）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 低圧注水スパーージャ 給水スパーージャ	冷却材の流路形成	有 (非)	SCC	・冷却材の炉内への注入は達成できることから、安全機能を損なうことは無い。	点検対象 (溶接部)

非：非常用炉心冷却の確保

### 3.4.2.2 点検手法の選定

表 A-3.4.2.1 に示した点検対象である溶接部において、想定される経年劣化事象は、ステンレス鋼溶接部に対する SCC である。低圧注水スパージャ及び給水スパージャは SCC により損傷する可能性があるが安全機能への影響は無いことから、データ拡充のため、VT-3 での点検を実施する。

### 3.4.2.3 点検範囲の選定

点検対象とした低圧注水スパージャ及び給水スパージャの溶接部に対し、初回点検、再点検とも、点検可能な全範囲を点検範囲とする。

### 3.4.2.4 点検時期の選定 (表 A-3.4.2.2)

低圧注水スパージャ及び給水スパージャの溶接部に対して、損傷による安全機能への影響の観点から点検を実施することとした。

表 A-3.4.2.2 低圧注水スパージャ (ABWR) 及び給水スパージャ (BWR/ABWR) の点検時期

点検部位		上段：初回点検時期／個所 下段：点検周期／個所
低圧注水スパージャ 給水スパージャ	溶接部	<ul style="list-style-type: none"> <li>・実運転期間 10 年以内／全箇所</li> <li>・実運転期間 10 年に 1 回／全箇所</li> </ul>

注記：

1. 下段の点検周期は、初回点検で全周 VT を実施し、きずが無かった場合に適用する。
2. 構造上点検が困難な範囲に対しては点検対象外であるが、今後適切な点検手法が確立された時点でこの部位の点検について再検討する。

#### 4. 引用

国内外の運転経験は、以下の情報に基づいた。

- (1) 「原子力情報施設公開ライブラリー（ニューシア）：原子力安全推進協会」
- (2) U.S.NRC IASCC関連情報
- (3) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Fall 2016 Outages, BWR-VIP2017-081, ML17187A190
- (4) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Spring 2017 Outages, BWR-VIP2018-015, ML18040A464
- (5) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Fall 2017 Outages, BWR-VIP2018-069, ML18170A100
- (6) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for 2018 Outages, BWR-VIP2019-078, ML19232A214
- (7) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2019 Outages, BWR-VIP2020-082, ML20283A472
- (8) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2020 Outages, BWR-VIP2021-092, ML21336A344
- (9) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2021 Outages, BWR-VIP2022-078, ML22321A153
- (10) BWR Vessel and Internals Project Vessel Internals Inspection Summaries for 2022 Outages, BWR-VIP2023-085, ML23335A047

## 付録B 炉心スプレイ配管の残留応力評価

### 1. 目的

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

### 2. 検討内容

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

### 3. 調査

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

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

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

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

### 4. 残留応力分布の設定

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

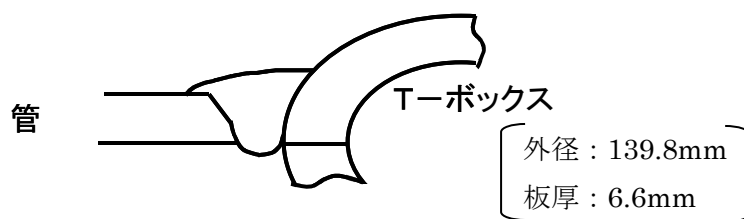
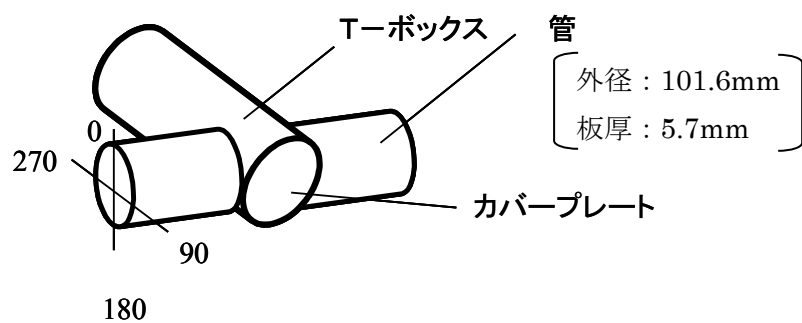
炉心スプレイ管の管-管継手の評価に用いる残留応力分布は図 B-2 から内外面の残留応力差が最も大きい位置の残留応力を選定した。板厚内の残留応力分布は直線となるようにした。

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

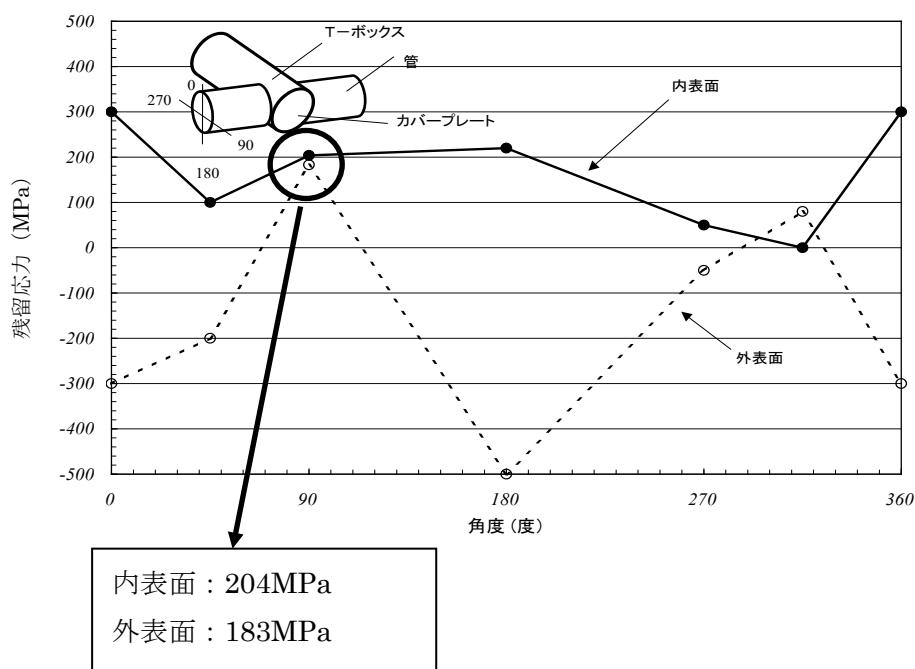
T ボックス部：内面 204MPa, 外面 183MPa の板厚方向直線分布

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

図 B-3 及び図 B-4 に板厚方向の残留応力分布を図で表示した。

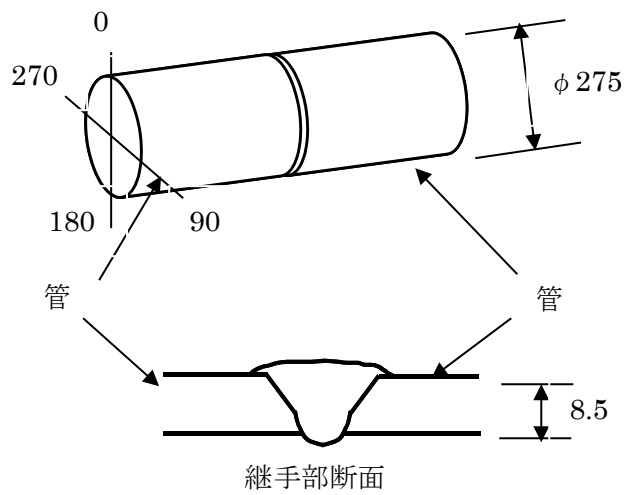


(a) 残留応力分布を調査した試験体

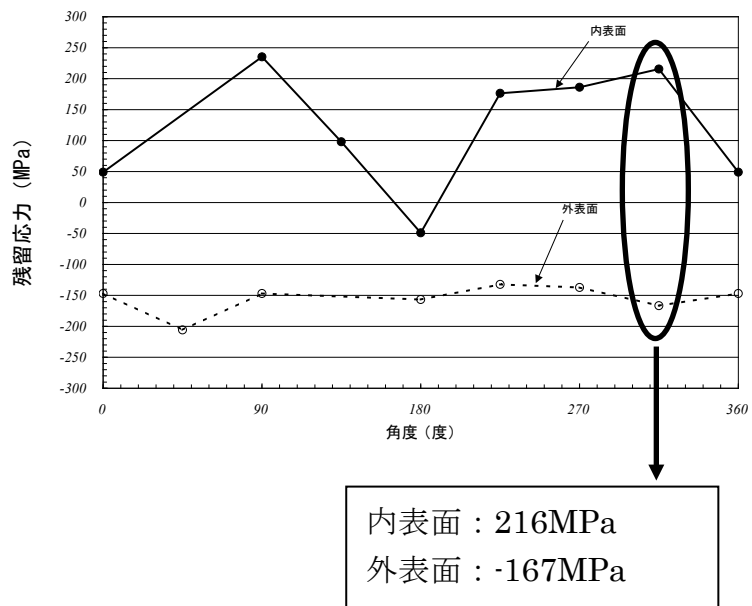


(b) 軸方向溶接残留応力分布

図 B-1 T ボックスと管との溶接残留応力分布



(a) 残留応力分布を調査した管—管継手突合わせ継手形状



(b) 軸方向溶接残留応力分布

図 B-2 管と管との溶接残留応力分布

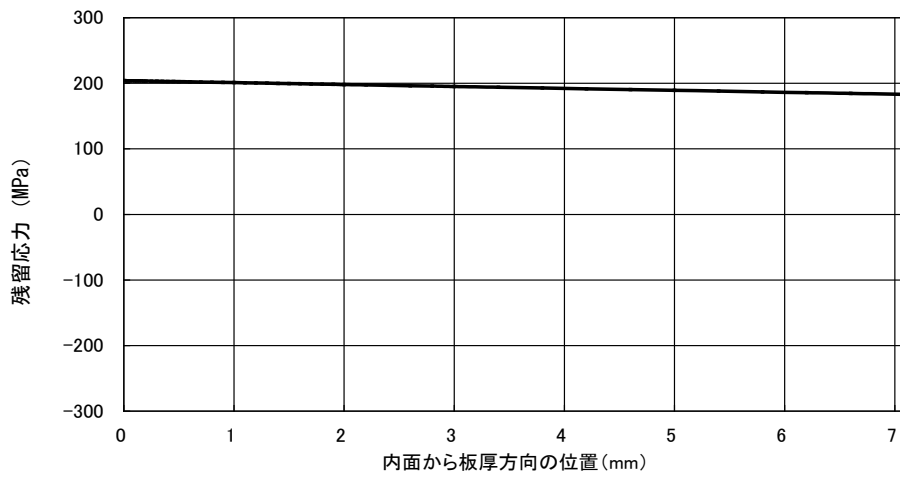


図 B-3 T ボックスと管との溶接継手部の板厚方向残留応力

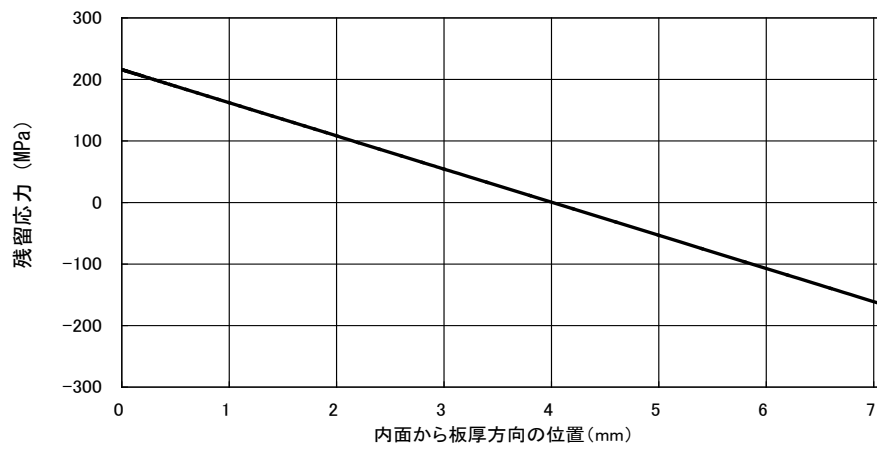


図 B-4 管と管との溶接継手残留応力

## 付録C 炉心スプレイ配管の亀裂進展評価

炉心スプレイ配管の溶接熱影響部に初期亀裂を想定し、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) 評価モデル (図 C-1)

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

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

#### (2) 想定初期亀裂

##### (a) 板厚方向亀裂進展 (図 C-1 (1))

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

想定した亀裂は深さ 50  $\mu\text{m}$  の半楕円亀裂 (亀裂アスペクト比  $a/l=0.1$ ) を 1 個平板の内面に想定した。

##### (b) 板厚貫通後の周方向亀裂進展 (図 C-1 (2))

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

付録E 炉心スプレイ配管の亀裂裕度評価では亀裂検出困難部位の長さ (30 度) を考慮するが、この亀裂検出困難部位では亀裂の進展は考慮しないことにした。

#### (3) 応力条件

当該部には、外荷重は作用せず、残留応力のみが作用している。

残留応力は付録B から、以下のような残留応力を仮定した。

##### 1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 C-2 (1))

・内面 204MPa, 外面 183 MPa の板厚方向直線分布

##### 2) 管と管との溶接継手部 (図 C-2 (2))

・内面 216 MPa, 外面 -167 MPa の板厚方向直線分布

#### (4) 応力拡大係数

応力拡大係数の表示式としては、Wang<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る。 $S_{in}$ は亀裂面に垂直に作用する応力を多項式分解したときの  $n$  次の値である。

なお、 $n=0$  は一様引張り応力が、また  $n=1$  は曲げ応力が作用する場合であり、式(1)で計算される応力拡大係数は Raju-Newman の解<sup>(2)</sup>にほぼ等しいことを確認している。

#### (5) SCC 亀裂進展速度 (図 C-3)

炉心シュラウドのステンレス鋼の SCC 亀裂進展評価の速度式として設定した低炭素ステンレス鋼 (SUS304L, SUS316L, SUS316NG) の低照射領域の通常一次系水質環境中の亀裂進展速度式を適用した。

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

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

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-11} K^{2.161} \quad (6.7 \leq K \leq 57.9) \quad (2)$$

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-9} \quad (K < 6.7) \quad (3)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-7} \quad (K > 57.9) \quad (4)$$

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

## 2. 計算結果

### (1) 板厚方向の $K$ 値分布

#### 1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 C-4(1))

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

#### 2) 管と管との溶接継手部 (図 C-4(2))

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

### (2) SCC 亀裂進展量 (亀裂深さ) の時間依存性の評価

#### 1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 C-5(1))

亀裂深さは、進展開始直後から急激な上昇が認められ、低炭素ステンレス鋼の場合、約 23 年で貫通する。

2) 管と管との溶接継手部 (図 C-5(2))

亀裂深さは、進展開始直後から一様な上昇が認められる。低炭素ステンレス鋼の場合、約 50 年で貫通する。

(3) SCC 亀裂進展量 (亀裂長さ) の時間依存性の評価

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

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

1) T ボックスと管との溶接継手部 (図 C-6(1))

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

2) 管と管との溶接継手部 (図 C-6(2))

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

以上、SCC 亀裂進展評価結果を表 C-1 にまとめた。

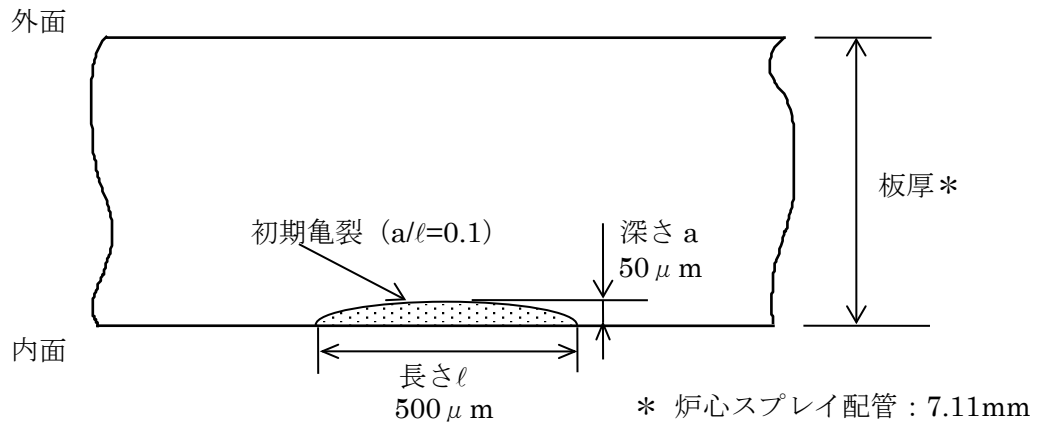
(参考文献)

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

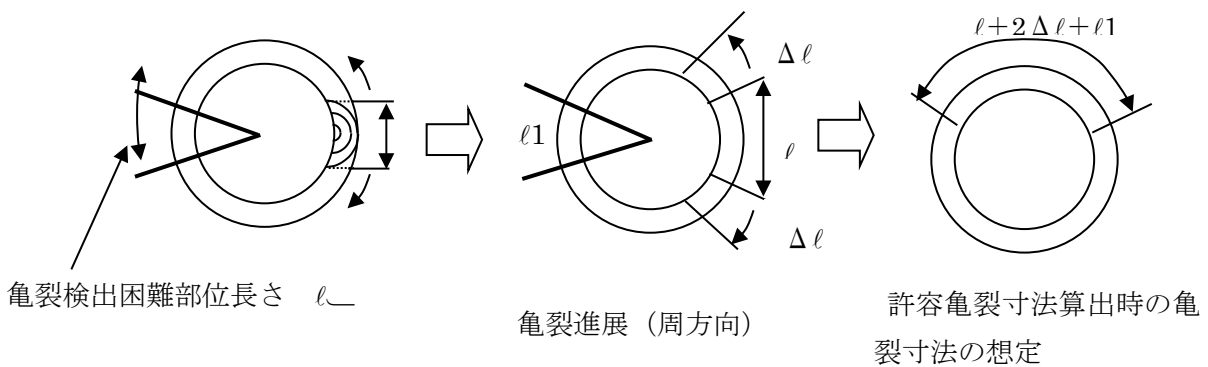
表 C-1 SCC 亀裂進展評価結果のまとめ

部位	材料 (水質はNWC)	板厚貫通まで のおおよその 年数	板厚貫通時の周方 向亀裂長さ(mm)	許容亀裂寸法ま でのおよその 年数	許容亀裂角度
T ボックス	低炭素ステンレス鋼	23	19.6	9.1	135 度
管-管	低炭素ステンレス鋼	50	61.9	11.2	180 度*

\*周方向許容貫通亀裂角度は 180 度以下に制限した。

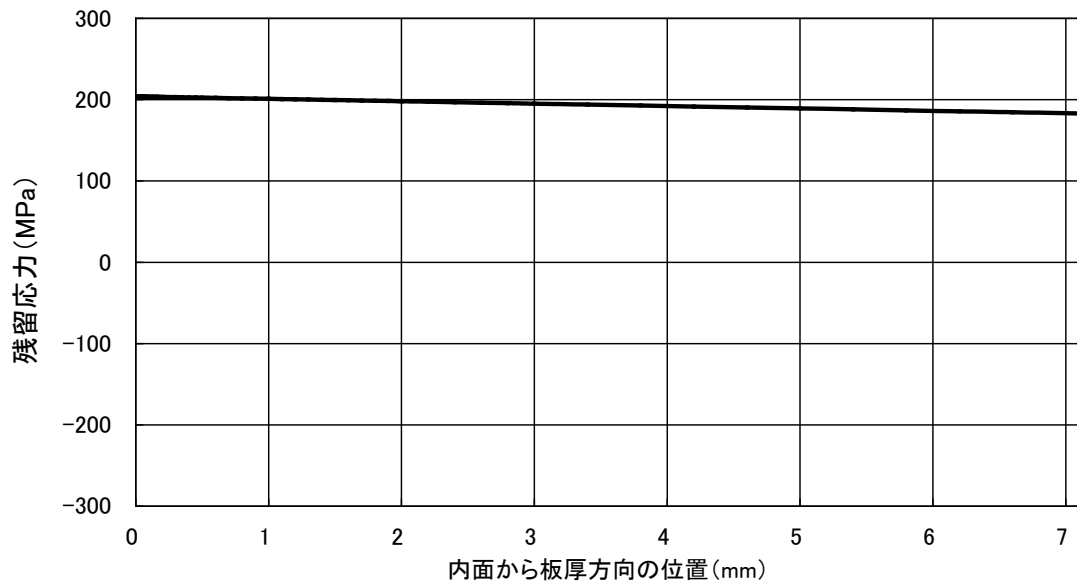


(1) 板厚方向亀裂進展の形状及び初期亀裂のモデル化

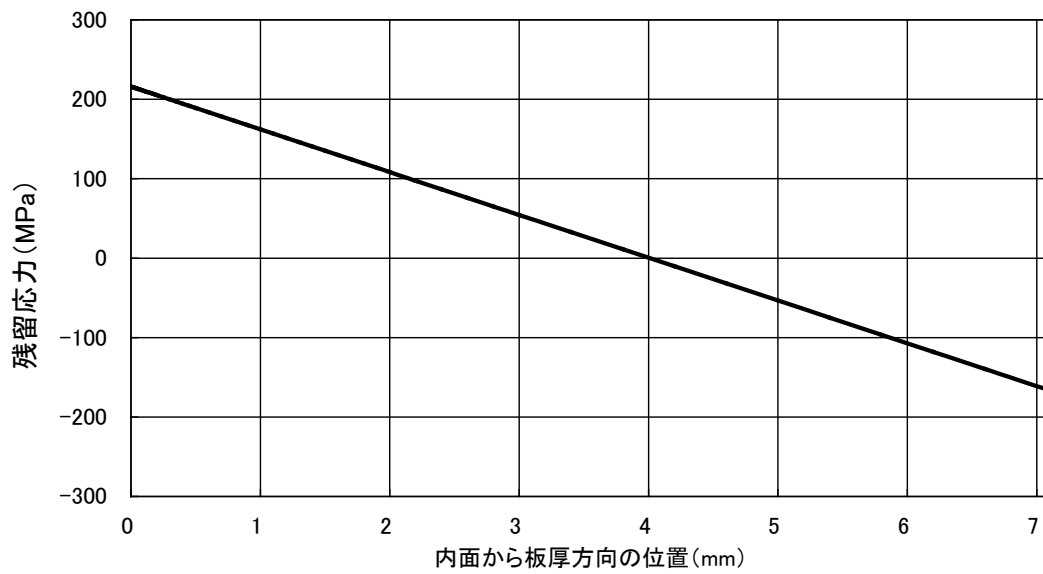


(2) 板厚貫通後の周方向亀裂進展の亀裂のモデル化

図 C-1 板厚方向及び貫通後の亀裂の想定



(1) Tボックスと管との溶接継手



(2) 管と管との溶接継手

図 C-2 板厚方向残留応力分布

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

(1) 鋭敏化 SUS304(参考)

$da/dt = 0$	( $K \leq 0$ )
$da/dt = 1.43 \times 10^{-10} K^{2.161}$	( $3.4 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
$da/dt = 2.0 \times 10^{-9}$	( $K < 3.4 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
$da/dt = 9.2 \times 10^{-7}$	( $K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

(2) 低炭素ステンレス鋼

$da/dt = 0$	( $K \leq 0$ )
$da/dt = 3.33 \times 10^{-11} K^{2.161}$	( $6.7 \leq K \leq 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
$da/dt = 2.0 \times 10^{-9}$	( $K < 6.7 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
$da/dt = 2.1 \times 10^{-7}$	( $K > 57.9 \text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )

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

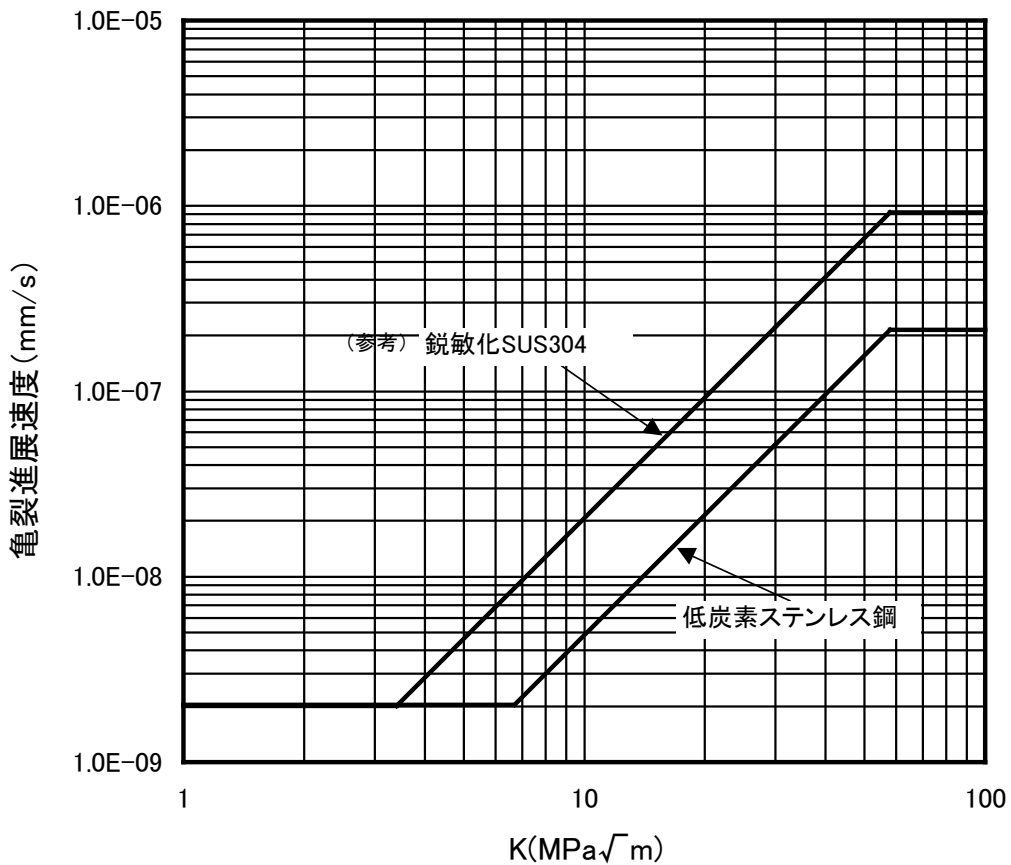
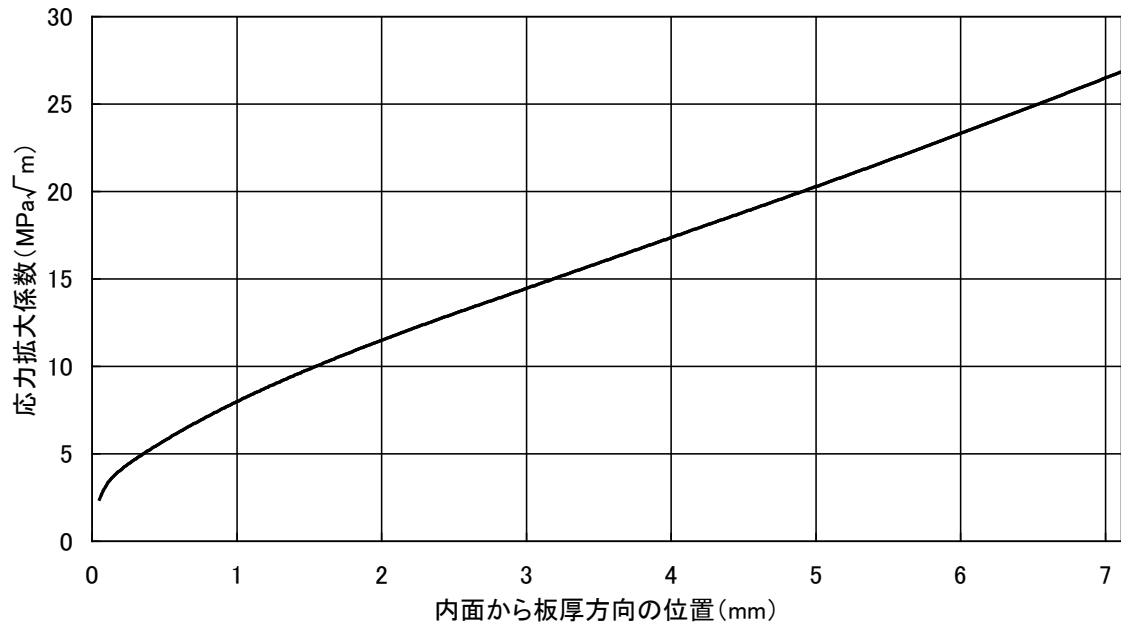
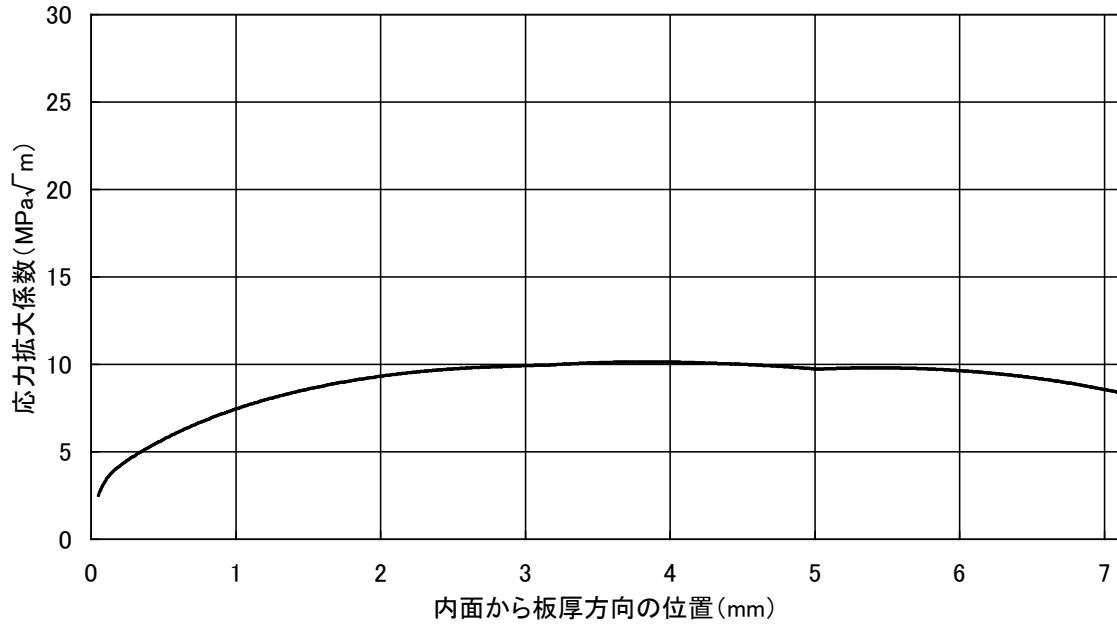


図 C-3 オーステナイト系ステンレス鋼の通常炉内水質環境中の  
SCC 亀裂進展速度線図

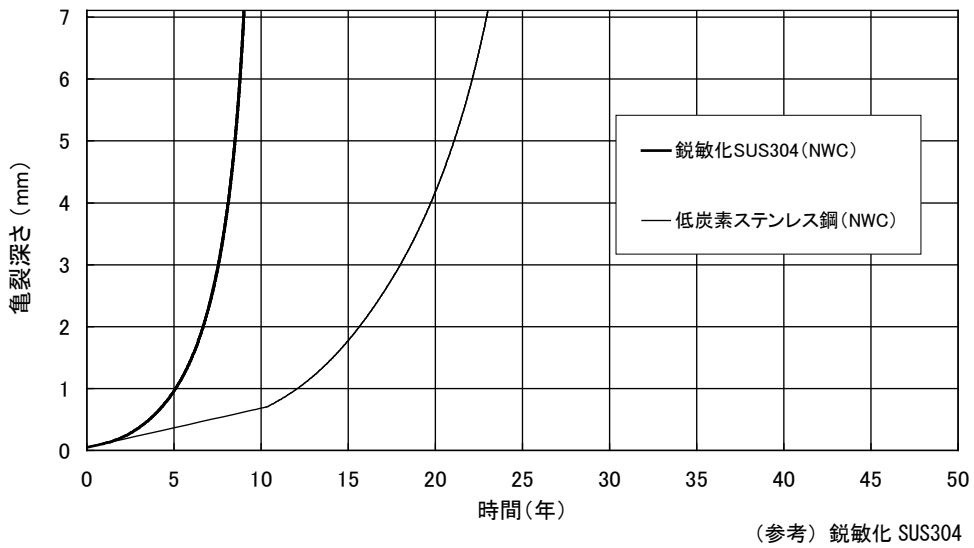


(1) Tボックスと管との溶接継手

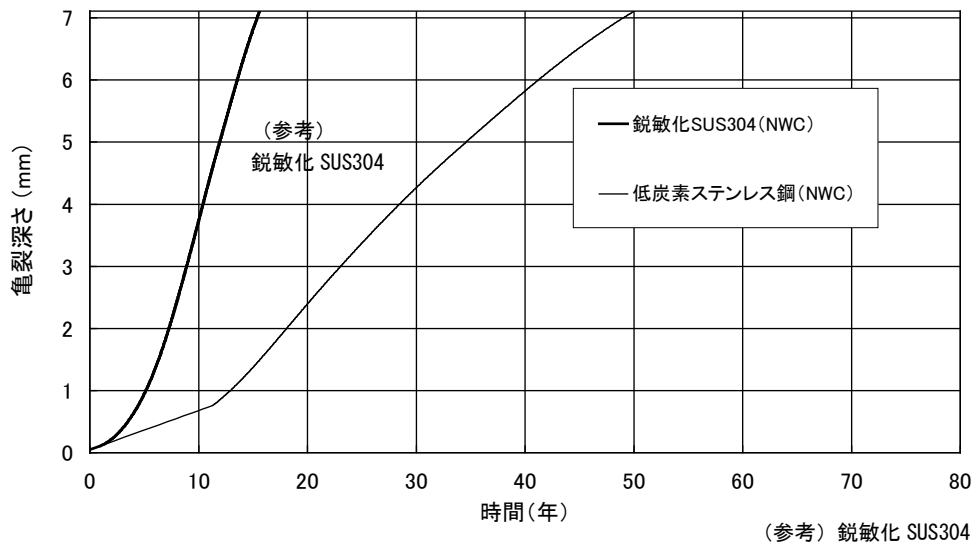


(2) 管と管との溶接継手

図 C-4 板厚方向の応力拡大係数分布

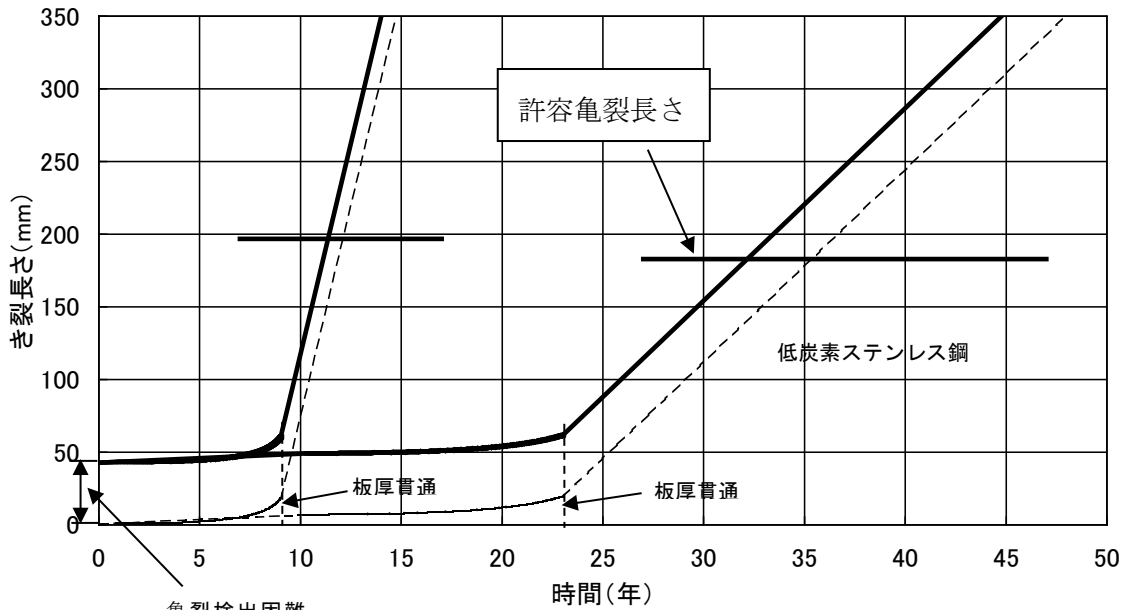


(1) T ボックスと管との溶接継手



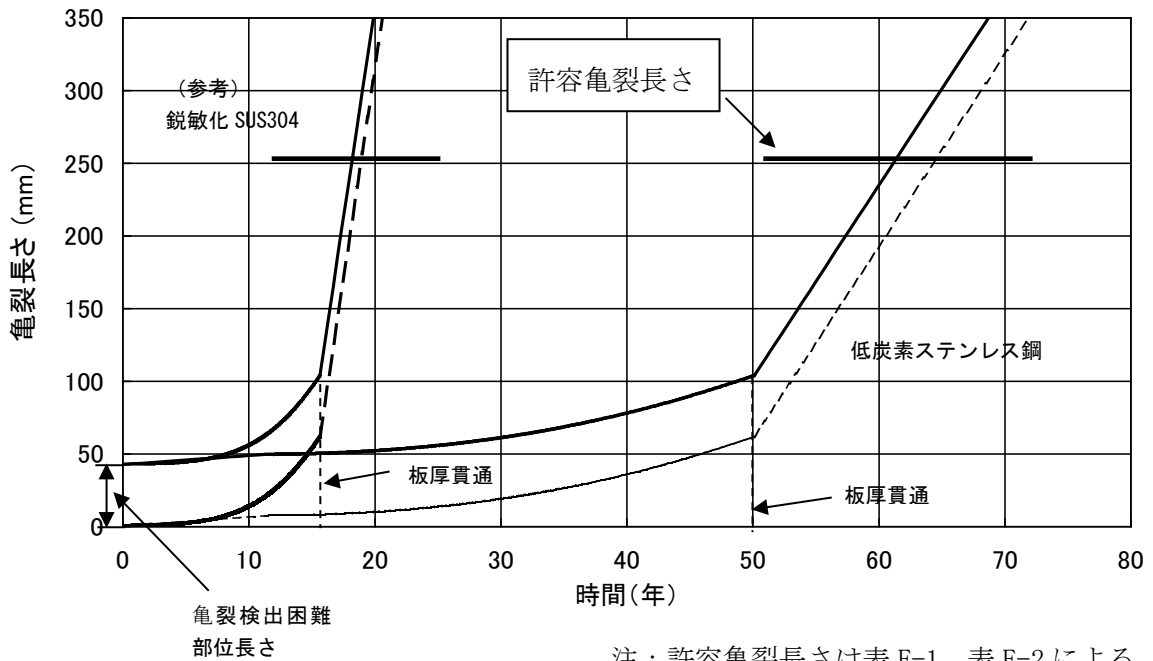
(2) 管と管との溶接継手

図 C-5 板厚方向の SCC 亀裂進展量の時間の関係



注：許容亀裂長さは表 E-1, 表 E-2 による

(1) T ボックスと管との溶接継手



注：許容亀裂長さは表 E-1, 表 E-2 による

(2) 管と管との溶接継手

図 C-6 貫通亀裂の周方向への亀裂進展量と時間の関係

## 付録D 炉心スプレイ配管の地震時発生応力

### 1. 概要

炉心スプレイ配管に加わる外荷重としては、作動時の差圧、自重、地震荷重が考えられるが、このうち基準地震動が最も大きく健全性評価の荷重として支配的と考えられる（工認計算書に基づく）。

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

### 2. 解析条件

#### 2.1 検討対象

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

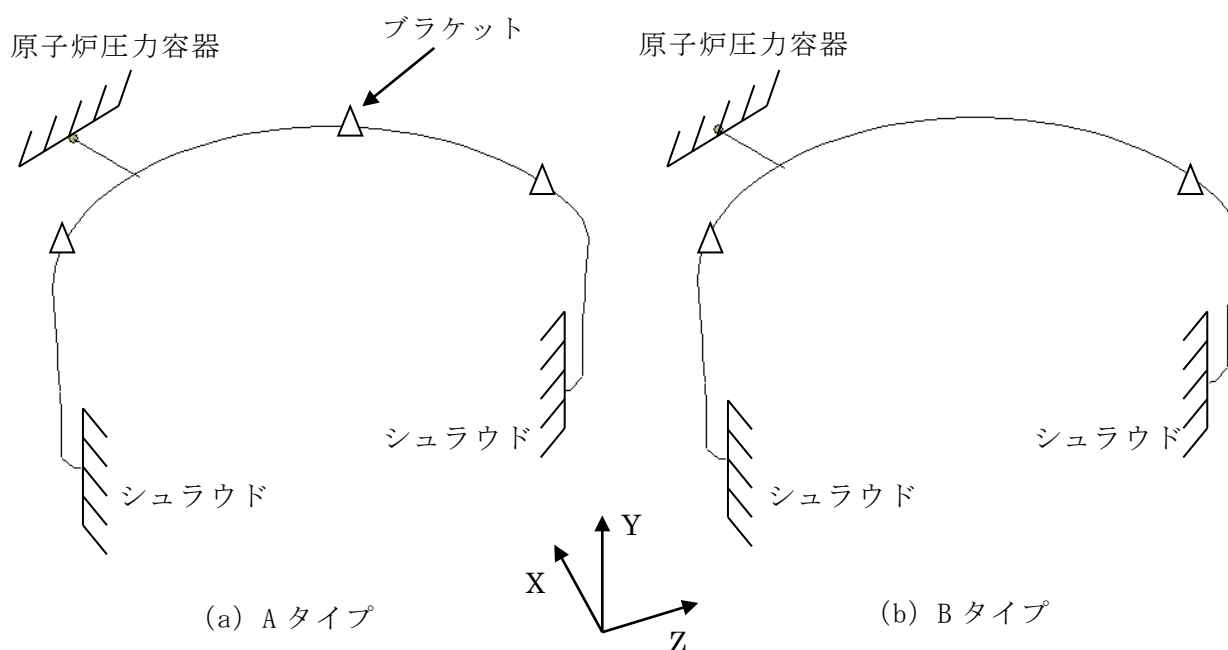


図 D-1 炉心スプレイ配管の形状

## 2.2 解析条件

解析モデルを図 D-2 に示す。支持条件は，原子炉压力容器ノズル及び炉心シュラウド（上部胴）で完全固定，ブラケット部において半径方向の変位を拘束している。荷重条件としては，水平方向地震加速度には  $S_1$  地震の動的応答スペクトルを包絡した値を，上下方向には静的加速度を用いた表 D-1 に示す地震加速度を与えた。水平方向の荷重は，工認計算書と同様，X 方向と Z 方向の場合について解析し，厳しい方を選択している。

表 D-1 水平及び上下方向の入力地震加速度

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

(単位 : G)

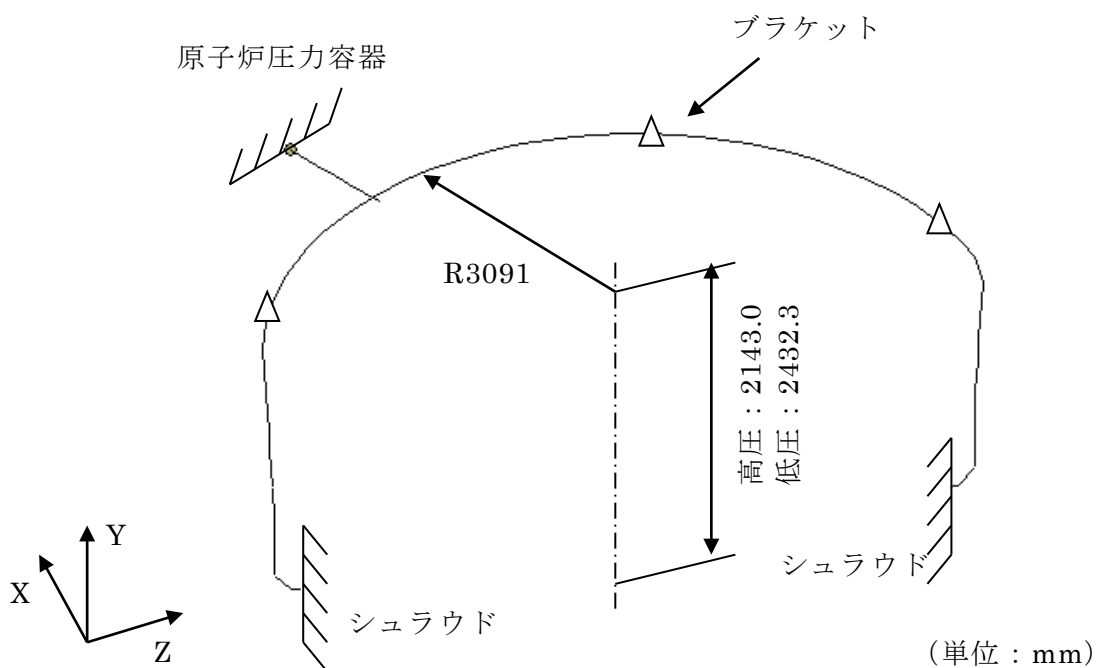


図 D-2 解析モデル

### 3. 解析結果

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

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

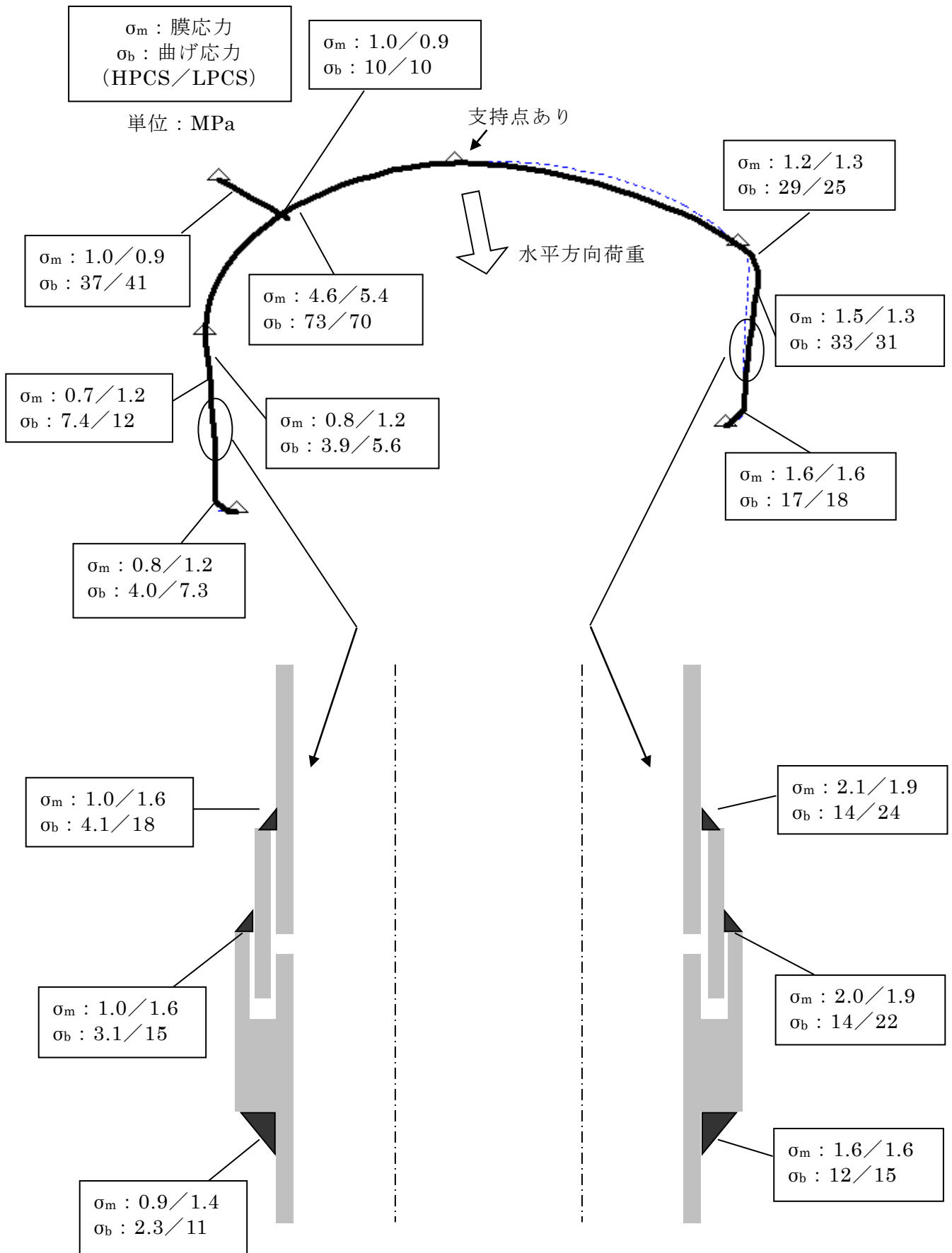


図 D-3 発生応力 (A タイプの例)

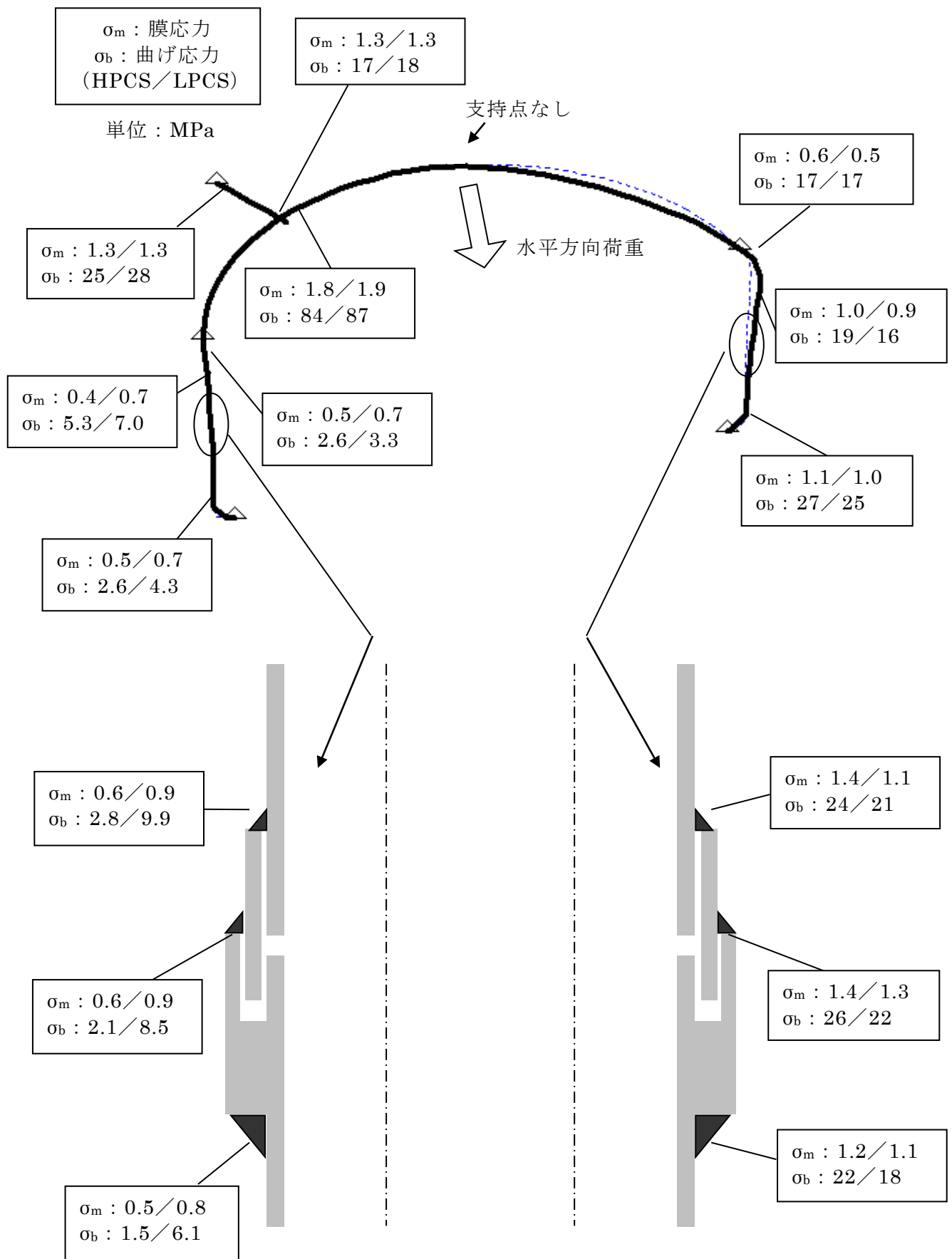


図 D-4 発生応力 (B タイプの例)

## 付録E 炉心スプレイ配管の亀裂裕度評価

### 1. 目的

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

### 2. 検討方法

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

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

### 3. 評価対象部位及び荷重条件

炉心スプレイ配管（BWR）及び高圧炉心スプレイ系配管（ABWR）を対象とし、以下の条件で評価を行う。

#### (1) 炉心スプレイ配管の形状寸法

炉心スプレイ配管（BWR）は外径 168.28mm で厚さ 7.11mm の管形状である。高圧炉心スプレイ系配管（ABWR）は外径 168.28mm で厚さ 7.11mm の管形状である。なお、炉心スプレイ配管（BWR）は直管及び T ボックスで構成され、高圧炉心スプレイ系配管（ABWR）は直管により構成される。

#### (2) 負荷条件

対象とする負荷条件としては運転状態 I, II+S<sub>s</sub> の荷重の組み合わせを考慮する。T ボックス継手部及び直管部にて発生する最大の以下の荷重を選択する。

##### 1) T ボックスとの継手部位

一次一般膜応力 4MPa, 一次一般膜＋一次曲げ応力 73 MPa

##### 2) 直管部

一次一般膜応力 4 MPa, 一次一般膜＋一次曲げ応力 44 MPa (BWR)

一次一般膜応力 2 MPa, 一次一般膜＋一次曲げ応力 40 MPa (ABWR)

### 4. 破壊評価法

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

#### (1) 周方向許容亀裂深さの式による算出方法

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

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

で与えられる。(図 E-1 参照)

ここで  $\theta$  は亀裂角度であり、亀裂長さ  $l_f$  から求められる。

また  $\beta$  が次式で表される。

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

$P_b'$  は塑性崩壊時の曲げ応力であり、(2)項で与える。

( $\theta + \beta$ )  $> \pi$  の場合には

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

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

で与えられる。

$\sigma_f$  は流動応力であり  $2.7S_m$  とする。

## (2) 塑性崩壊時の曲げ応力

塑性崩壊時の曲げ応力を負荷応力と安全率の式で与える。

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

運転状態 III, IV における安全率として  $SF=1.39$  を用いる。

## (3) 許容曲げ応力

許容配管曲げ応力  $S_c$  は以下の式を用いて算出する。

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

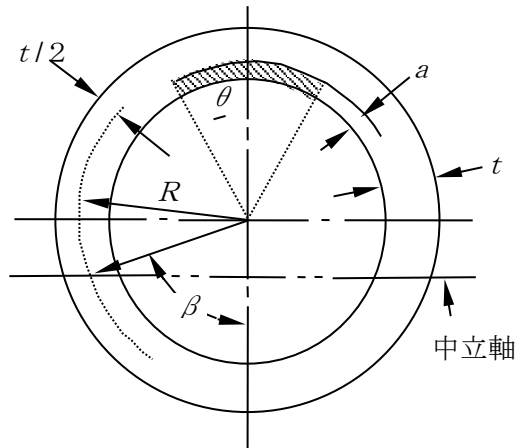


図 E-1 周方向亀裂形状

5. 炉心冷却必要流量への影響評価

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

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

6. 評価結果

(1) 極限荷重評価法による許容亀裂寸法

T ボックス継手部及び直管部の許容亀裂寸法と亀裂角度の関係を図 E-2～図 E-5 に示す。また表 E-1 に評価対象部位、荷重条件、周方向許容貫通亀裂角度、貫通長さを示す。T ボックス部では 135 度、配管（BWR）では 174 度、配管（ABWR）では 178 度であった。

(2) 周方向許容貫通亀裂角度に達するまでの時間

表 E-1 に示した許容貫通亀裂角度に至るまでの年数を、付録 C に示した亀裂進展評価結果を用いて評価した結果を表 E-2 に示す。

(2) 炉心冷却必要流量への影響評価

炉心スプレイ配管（外径 168.28mm、肉厚 7.11mm）の亀裂開口幅に及ぼす応力の影響を検討した。図 E-5 に貫通亀裂角度と亀裂開口幅の関係を示す。炉心注入時の一次一般膜応力が負荷される場合、貫通亀裂角度が大きくなるとともに亀裂開口幅も大きく

なり、半周亀裂（180度）を超えると、亀裂開口幅は大きく上昇する傾向があった。

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

貫通亀裂（角度140度）に対する亀裂開口幅は以下の通り。

- ① 約0.1mm（炉心スプレイ注入時）
- ② 約0.45mm（①+残留応力による亀裂開口量0.35mm）

貫通亀裂（角度180度）に対する亀裂開口幅は以下の通り。

- ① 約1.0mm（炉心スプレイ注入時）
- ② 約1.35mm（①+残留応力による亀裂開口量0.35mm）

上記の亀裂開口幅（亀裂角度）をもとに炉心スプレイ注入時の漏えい量評価を行った。亀裂開口幅0.45mm（亀裂角度140度）について図E-6に示す。亀裂1個を想定した場合の設計流量の裕度の減少分は約0.3%であり、炉心冷却への必要流量に対する設計流量の裕度の減少分は、十分小さいことが確認された。また、全溶接継手の両側の熱影響部34ヶ所に亀裂を想定した場合には約10%であった。

亀裂開口幅1.35mm（亀裂角度180度）における炉心スプレイ注入時の漏えい量評価を図E-7に示す。亀裂1個を想定した場合の設計流量の裕度の減少分は約1.3%であり、炉心冷却への必要流量に対する設計流量の裕度の減少分は、十分小さいことが確認された。また、全溶接継手の両側の熱影響部34ヶ所に亀裂を想定した場合には約43%であった。

## 7. まとめ

機能維持に対する裕度の検討として炉心冷却必要流量への影響評価を行い、許容貫通亀裂角度は半周亀裂に制限することを考慮して表E-1、表E-2に許容貫通亀裂寸法をまとめた。本結果を踏まえ、炉心スプレイ配管（BWR/ABWR）の点検周期を第6章の通り定めた。

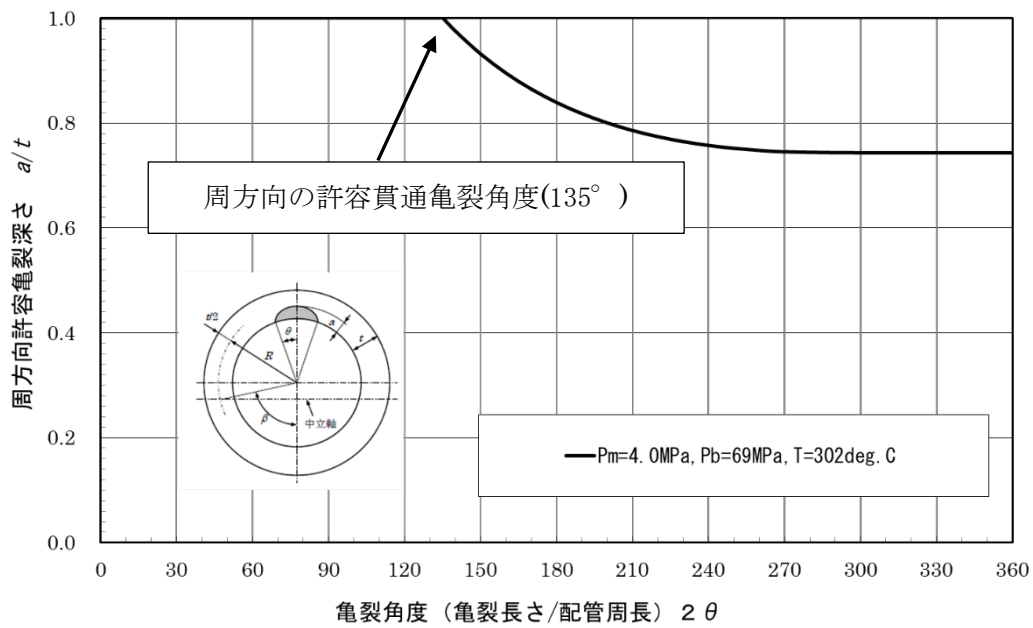


図 E-2 T ボックスの許容亀裂寸法 (BWR)

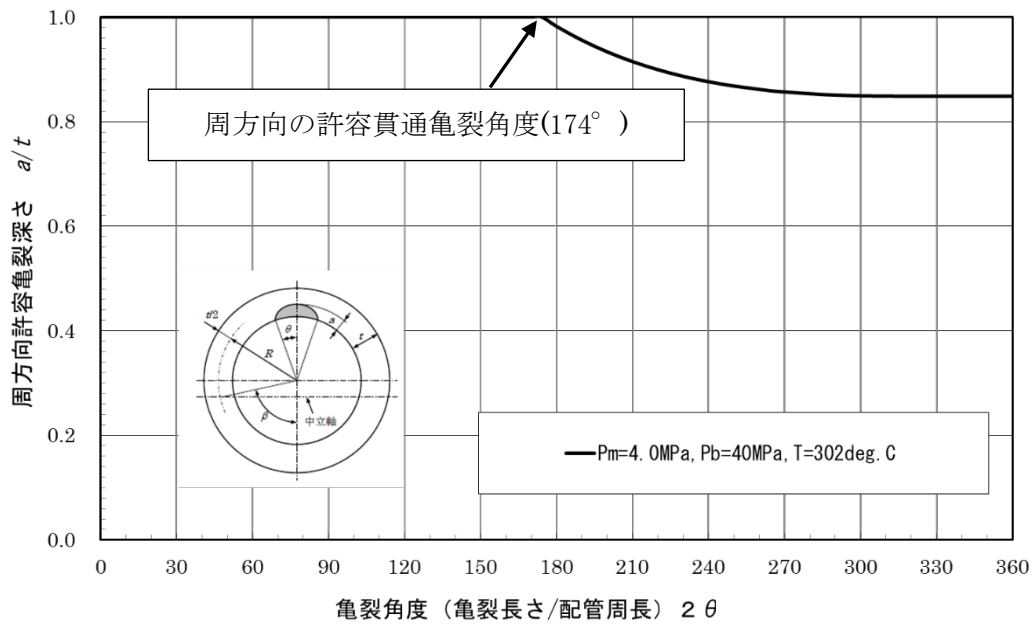


図 E-3 直管部の許容亀裂寸法 (BWR)

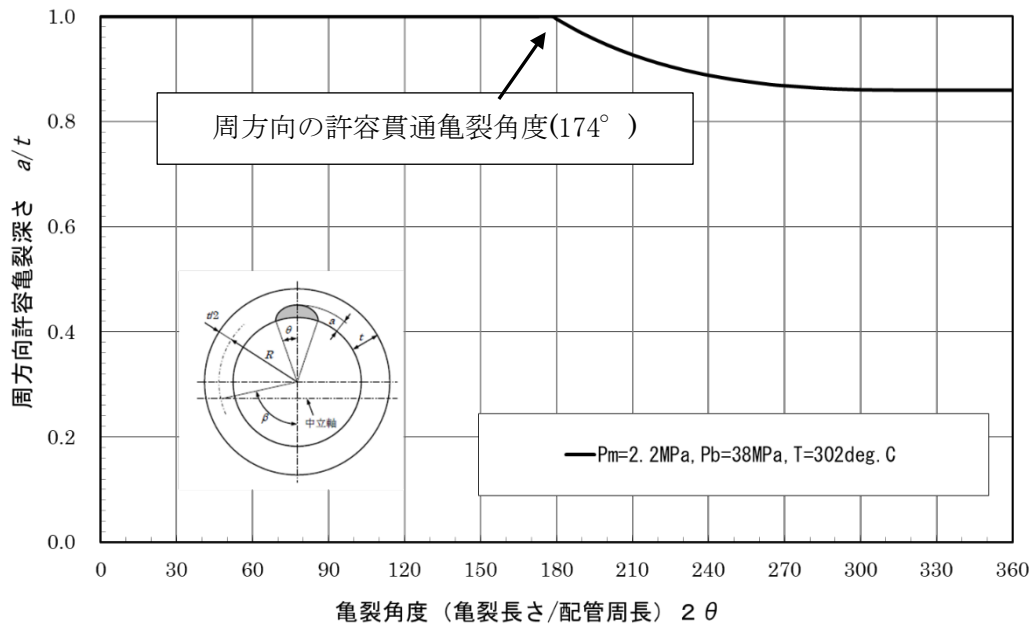


図 E-4 直管部の許容亀裂寸法 (ABWR)

表 E-1 周方向許容貫通亀裂角度及び長さ

部位	負荷条件 (MPa)		破壊評価に 基づく周方 向許容貫通 亀裂角度	機能維持の観点 をも考慮した周 方向許容貫通亀 裂角度	周方向許容 貫通長さ (内径基準) (mm)
	Pm	Pm+Pb			
Tボックス (BWR)	Pm	4	135	135	182
	Pm+Pb	73			
直管部 (BWR)	Pm	4	174	174	234
	Pm+Pb	44			
直管部 (ABWR)	Pm	2	178	178	316
	Pm+Pb	40			

表 E-2 周方向許容貫通亀裂角度に達するまでの時間

部位	負荷条件 (MPa)		周方向 許容貫通亀 裂角度	周方向許容貫通 亀裂角度（亀裂 検出困難部位長 さを含む）に達 するまでの年数	板厚を貫通した時点 から許容亀裂寸法 （亀裂検出困難部 位長さを含む）ま でに達するまでの 年数
	Pm	Pm+Pb			
Tボックス (BWR)	Pm	4	135	約 32 年	約 9 年
	Pm+Pb	73			
直管部 (BWR)	Pm	4	174	約 61 年	約 11 年
	Pm+Pb	44			
直管部 (ABWR)	Pm	2	178	約 66 年	約 16 年
	Pm+Pb	40			

注：年数は図 C-6 からの読み取り値。

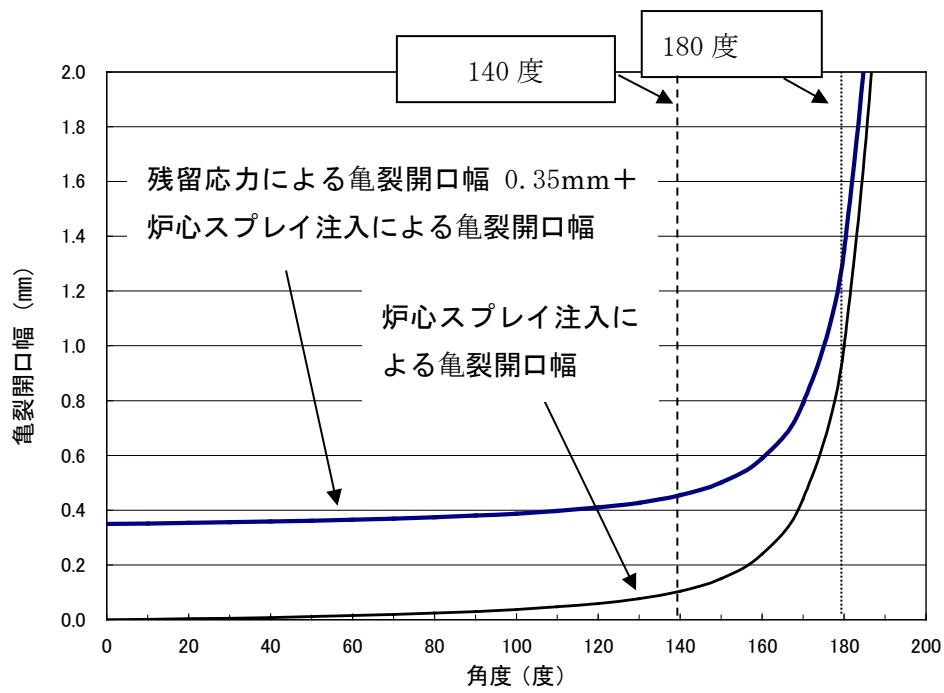


図 E-5 貫通亀裂角度と亀裂開口幅の関係

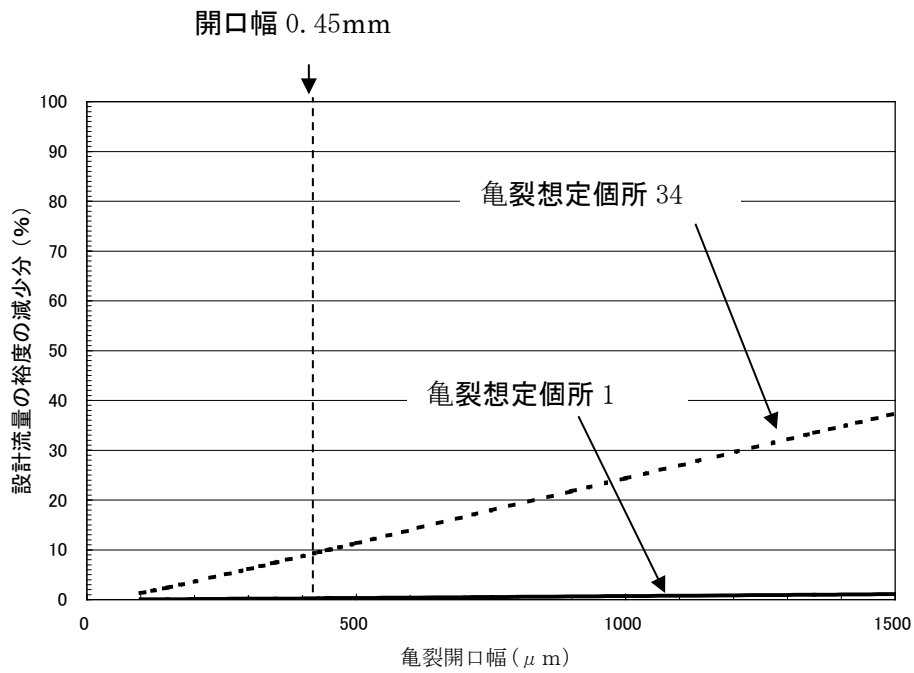


図 E-6 設計流量の裕度の減少分に及ぼす亀裂開口幅の影響  
(亀裂角度 140 度)

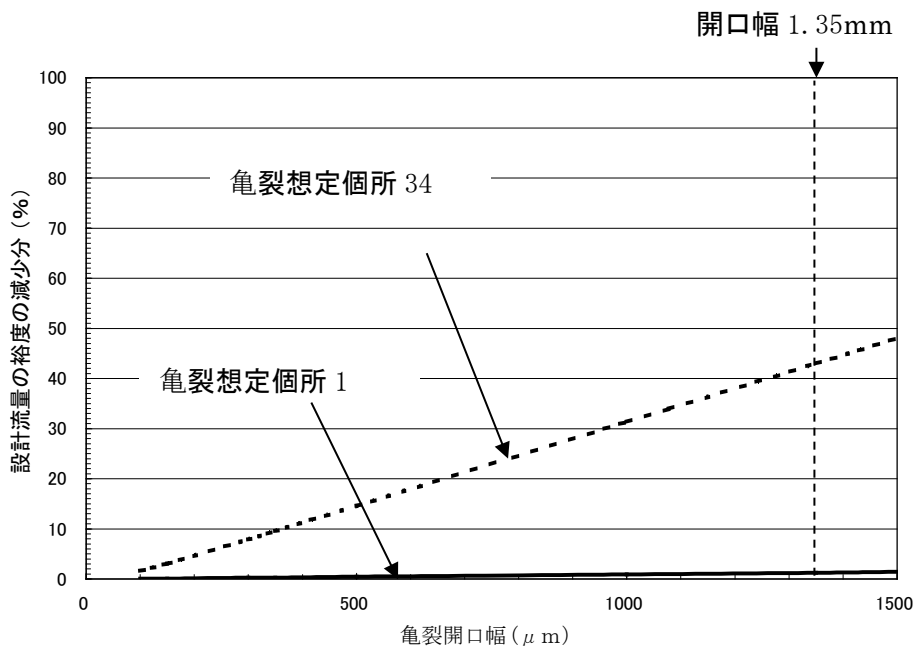


図 E-7 設計流量の裕度の減少分に及ぼす亀裂開口幅の影響  
(亀裂角度 180 度)

## 付録F 炉心スプレイ配管・スパージャの点検における接近性について

### 1. 配管形状及び溶接部位

#### 1.1 溶接部位

一例として 1100MWe プラントにおける炉心スプレイ配管・スパージャ（BWR）の概略及び溶接線位置を図 F-1 に示す。

#### 1.2 点検可能範囲

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

炉内点検を実施する際には、用いる検査装置を踏まえ点検可能範囲を明確にするとうい。

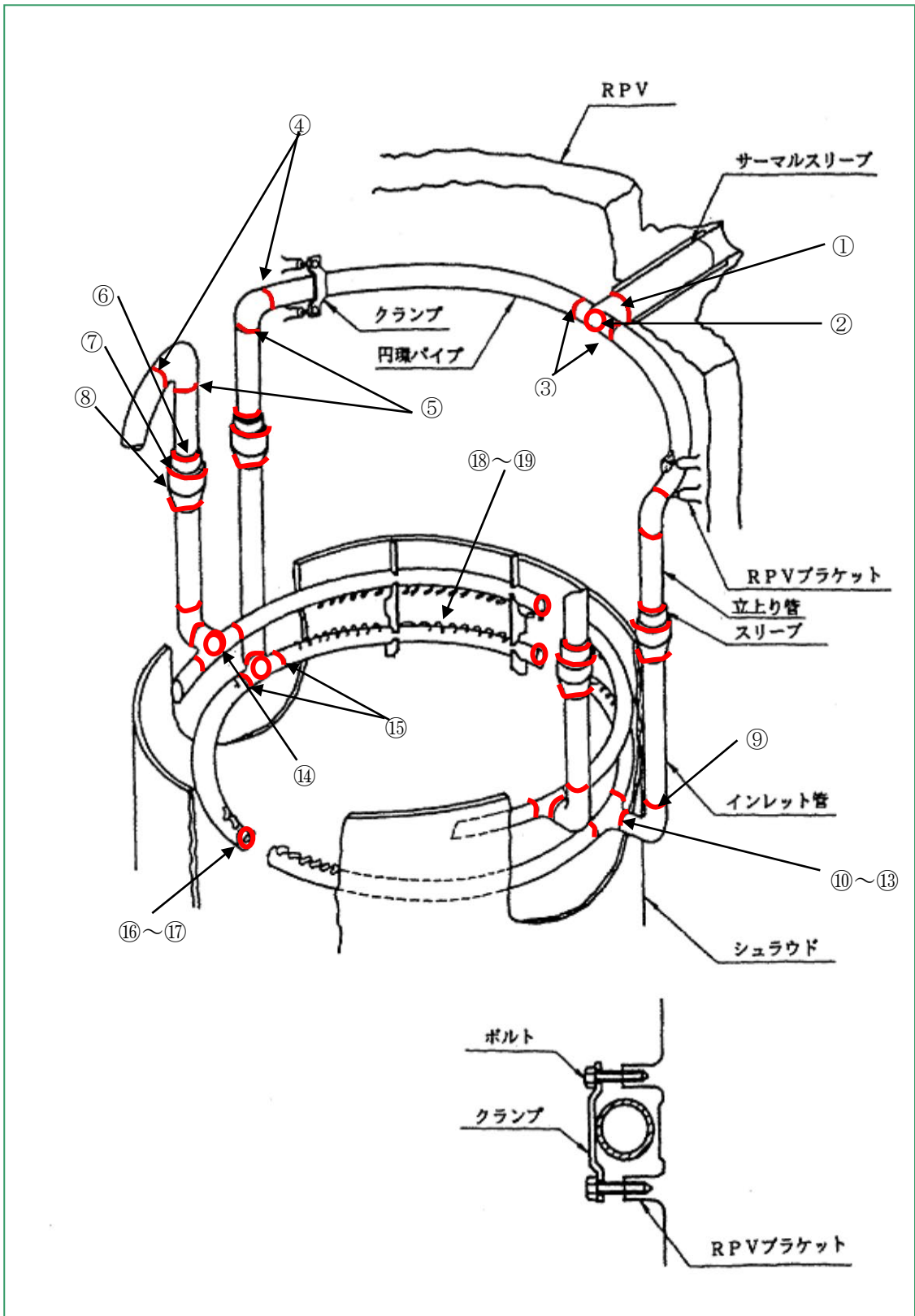


図 F-1 炉心スプレイ配管・スパージャ概略図

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

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

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

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

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

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

## 付録G 想定する周方向初期亀裂の数の検討

### 1. 実機配管 SCC 事例における周方向亀裂の配置

実機配管 SCC 事例の調査結果，同一溶接線上に複数の周方向亀裂が確認された 5 例に対して複数の周方向亀裂の長さ，配置と，本ガイドラインで想定される板厚貫通時の亀裂長さ（注 1）とを比較して，それぞれ図 G-1～G-5 に示す。

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

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

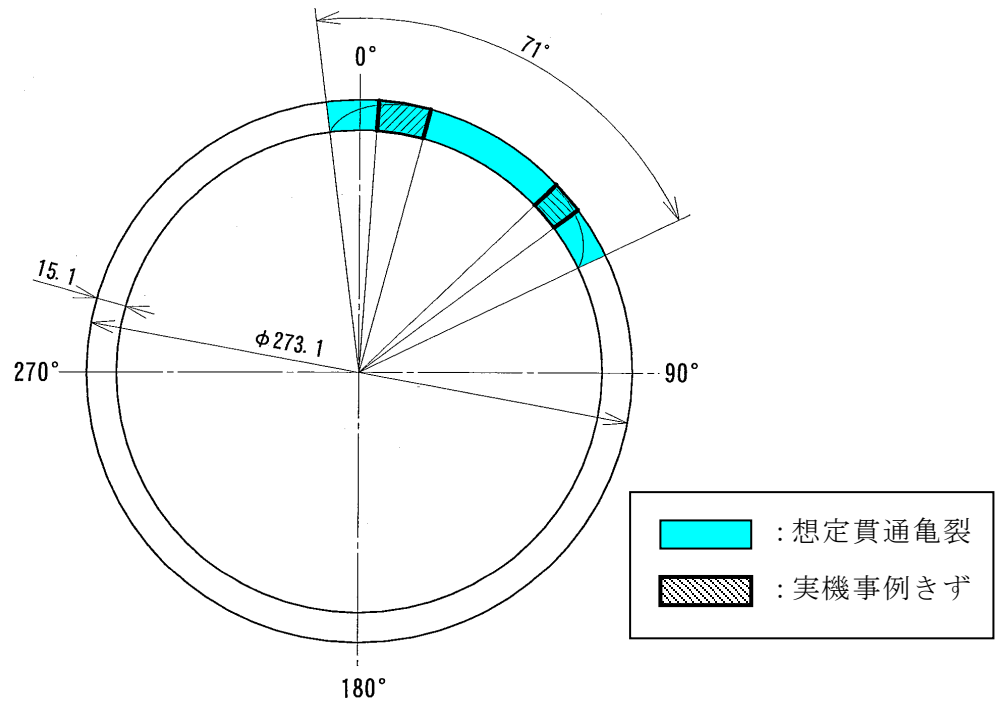


図 G-1 実機事例 1 の亀裂配置

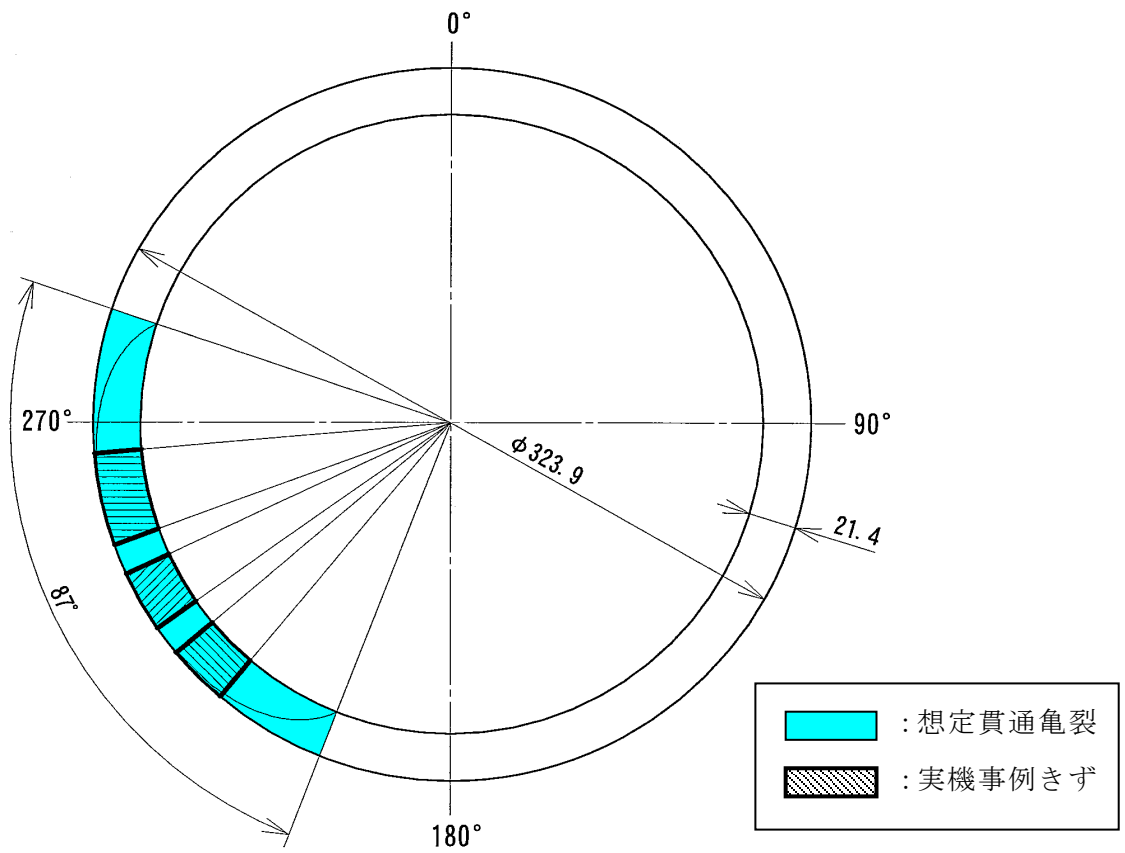


図 G-2 実機事例 2 の亀裂配置

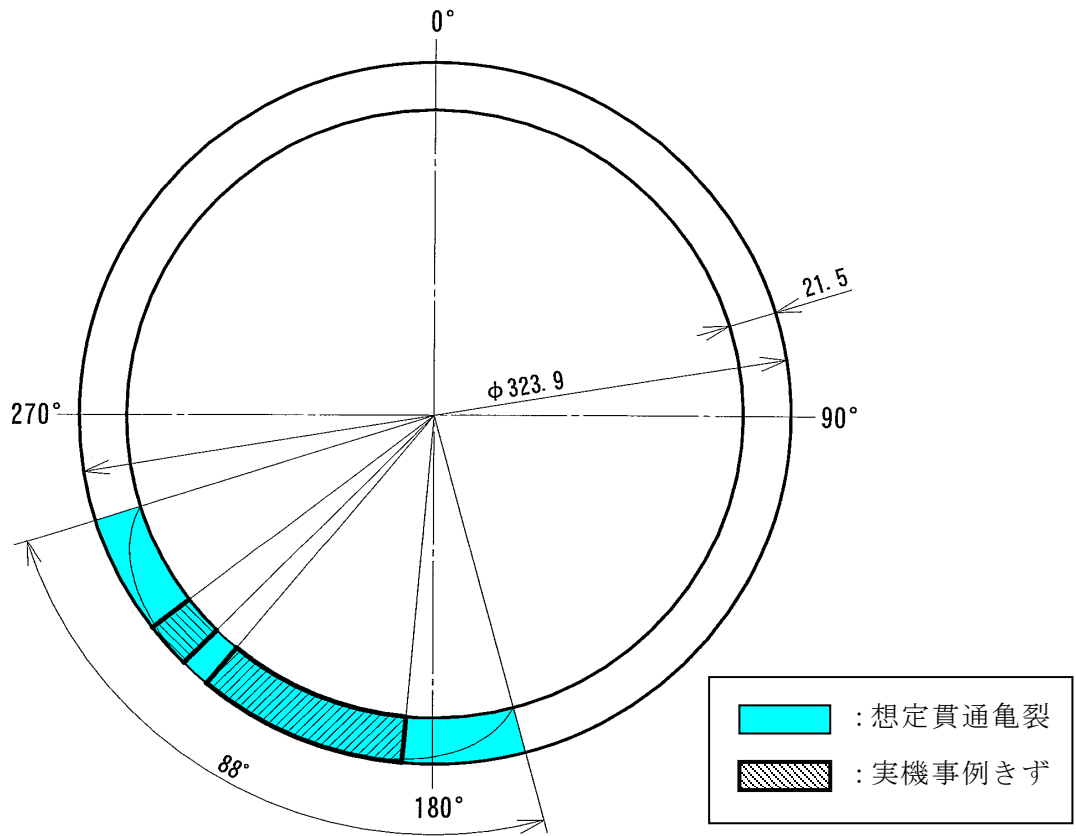


図 G-3 実機事例 3 の亀裂配置

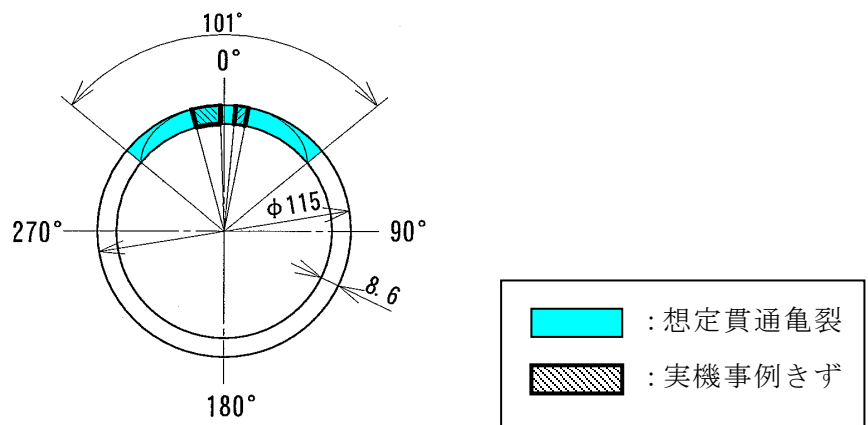


図 G-4 実機事例 4 の亀裂配置

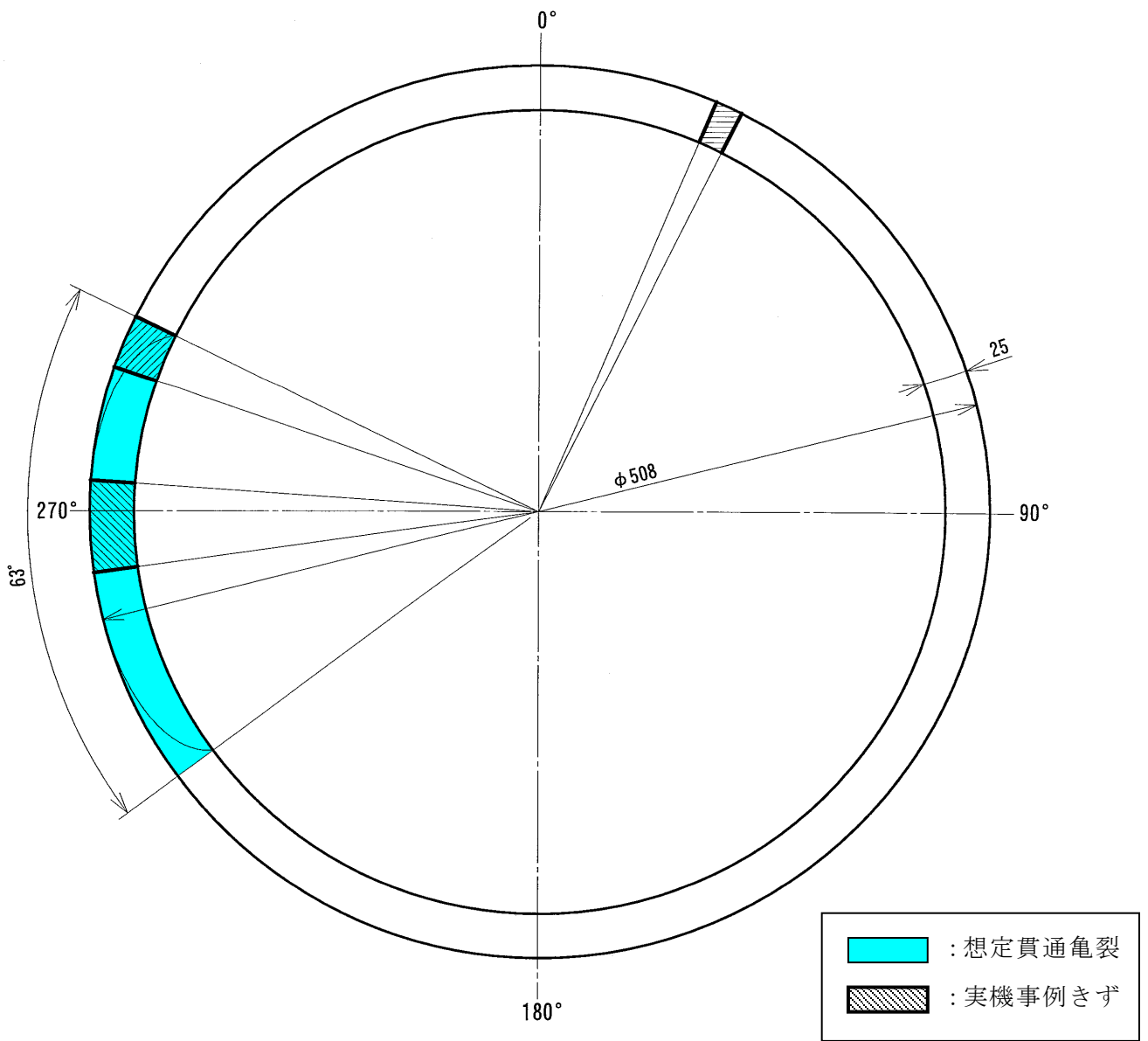


図 G-5 実機事例 5 の亀裂配置

## 2. 複数亀裂がある場合の配管強度の評価例

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

### （1）軸方向荷重に対する強度

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

### （2）モーメント荷重に対する強度

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

想定した貫通亀裂の配置と各亀裂配置の断面2次モーメントの比較を表F-1に示す。

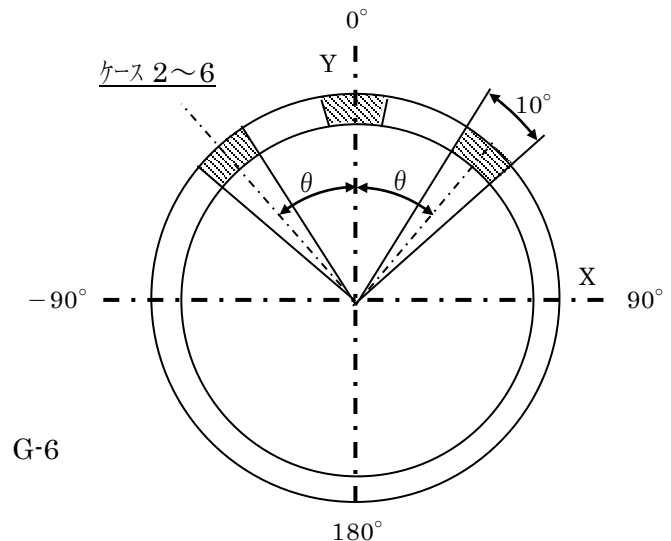
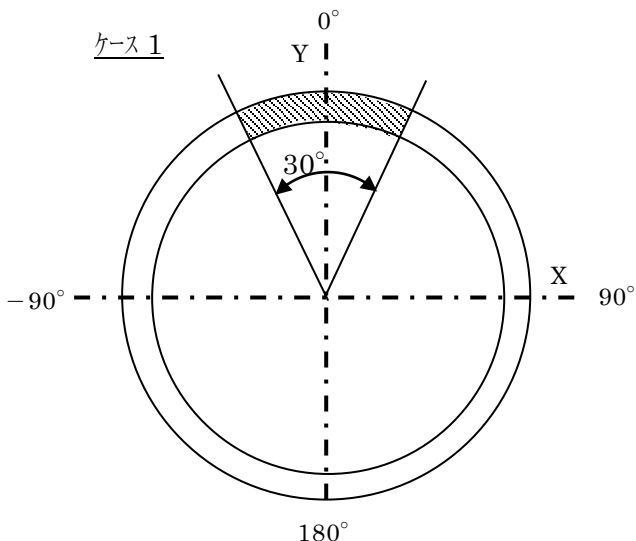
表F-1から、比較的大きな1つの貫通亀裂がある場合の断面2次モーメントの最小値は、3つの小さな亀裂がいずれの配置となった場合の断面2次モーメントよりも小さくなっていることが分かる。

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

表 G-1 貫通亀裂の配置による断面 2 次モーメントの比較

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

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



## 付録H 未点検範囲の亀裂想定法

### 1. 概要

点検を実施しない範囲（以下、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亀裂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亀裂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亀裂想定法を検討した。

### 2. 未点検範囲の亀裂想定法の検討

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

具体的計算方法を図 H-1 に示す。

図 H-1 において、

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

$$\begin{aligned} \text{点検範囲のきず割合} &= [\text{点検範囲のきず長さの合計}] / [\text{周溶接線の点検長さ}] \\ &= m / N \end{aligned}$$

と表されるが、周溶接線の点検割合 ( $N/M$ ) 及び点検範囲のきず割合 ( $m/N$ ) が同じであっても、 $M$  の値、即ち母数の大きさの取り方によって、周溶接線全周の亀裂割合の信頼上限  $m/N + \Delta p$  の値は異なる。 $M$  の値は、周溶接線の点検最小単位をどのように考えるかによって決められる。炉心シュラウドの目視点検実績で、数 mm～十数 mm のきず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 によるきずを、長さ 10mm（深さ 1mm）としていることは保守側の適切な設定と考えられる。このことから、周溶接線の点検最小単位を 10mm とし、炉内配管の中で最も直径の小さい CS 配管の全周がおよそ 500mm であることから、周溶接線全周の母数  $M$  を、 $500\text{mm}/10\text{mm} = 50$  とすることとした。

$M=50$  とし、点検割合 ( $X$ ) と全周の想定亀裂割合 ( $p$ ) の信頼上限の関係を、点検範囲でのきずの比率をパラメータ ( $=0.01, 0.1, 0.5$ ) にして、図 H-2 に示す。なお、図 H-2 には、参考として未点検範囲をすべて亀裂とみなす場合の全周の想定亀裂割合を併せて示す。

図 H-2 から以下のことが判る。

- ① 点検範囲におけるきずの比率が高い、又は点検割合 ( $X$ ) が小さい場合には、全周の想定亀裂割合 ( $p$ ) の 95%信頼上限は点検範囲でのきずの比率に比べ有意

に高くなる。

- ② しかし、点検割合 (X) が 0.5 に至ると、点検範囲でのきずの比率が 0.01 程度に小さい場合には、点検範囲でのきずの比率と同等とみなせる。

### 3. 炉内配管の点検可能範囲

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

炉内配管（CS 配管及びジェットポンプ）の推定点検範囲（0.75～0.9）を図 H-2 に併せて記す。

### 4. 未点検範囲の亀裂想定方法

2 項の②及び 3 項の検討結果から、炉内配管（CS 配管及びジェットポンプ）の周溶接線の点検で、アクセス可能な全域の点検を実施し、点検実施範囲できずが発見されなかった場合には、未点検範囲には亀裂を想定しないこととする。ただし、点検実施範囲と未点検範囲とを比較して、SCC の発生又は進展に影響する要因について工学的な有意差がある場合は除外する。

- M : 母集団の大きさ
- p : 母集団のうち亀裂のある比率
- 1-p : 母集団のうち健全な比率
- N : 標本の大きさ
- m : 標本 N のうちきずのあるものの個数

母比率 p の 100 (1-α) %信頼区間は,

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

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

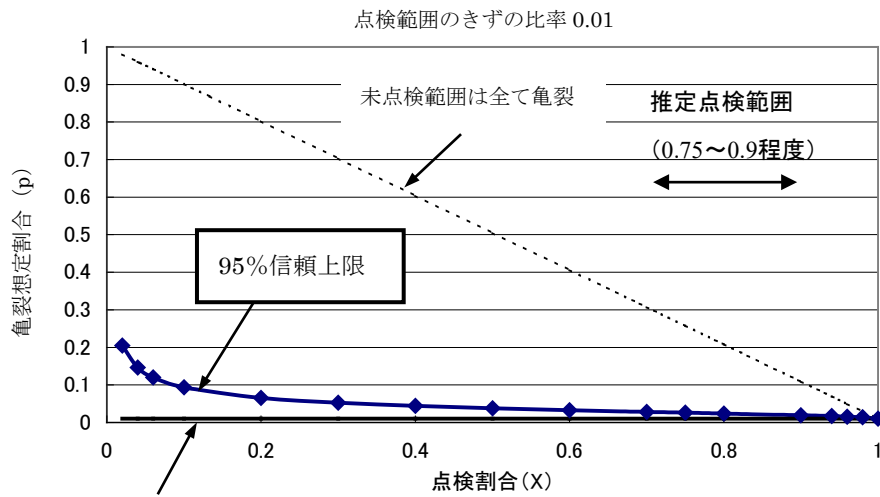


炉内配管全周の亀裂割合の 95%信頼上限推定

N/M	炉内配管の点検割合=X
m/N	点検範囲におけるきずの割合=Y
$\frac{m}{N} + \Delta p$	炉内配管全周のきず割合の上限
$\frac{m}{N} - \Delta p$	炉内配管全周のきず割合の下限
$\Delta p$	$Z(\alpha/2) \times \sqrt{\frac{(M-N)}{(M-1)} \times \frac{m}{N} \times \frac{(1-m/N)}{N}}$

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

図 H-1 炉内配管の想定亀裂割合の具体的計算方法



点検範囲のきずの比率

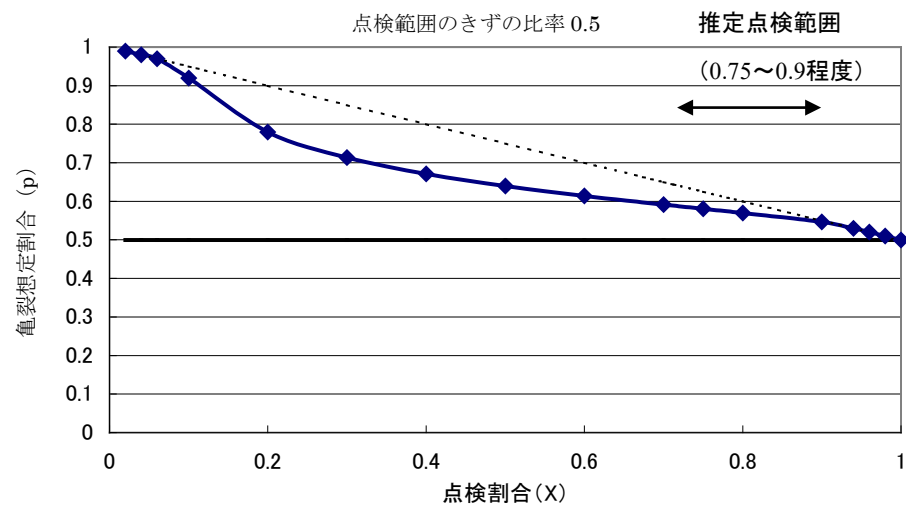
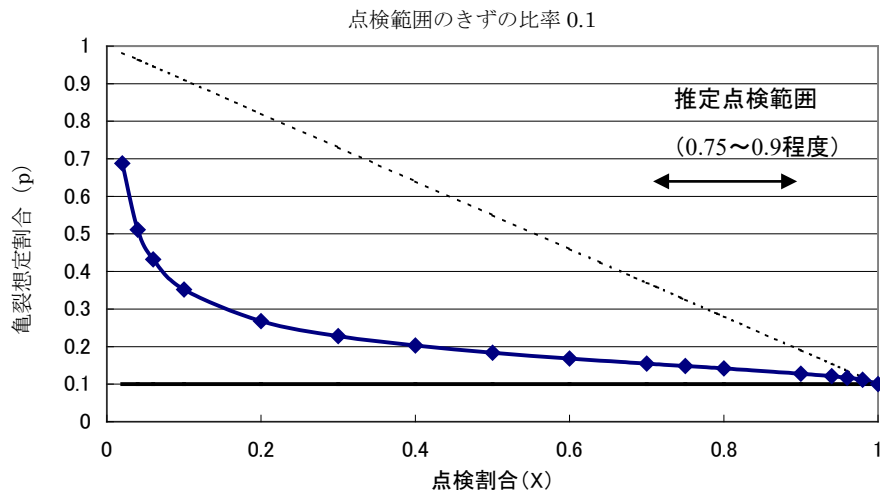


図 H-2 全周の想定亀裂割合 (p) の信頼上限計算結果

## 付録 I IASCC の可能性について

### 1. 目的

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

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

### 2. IASCC 発生のしきい照射量

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

### 3. 炉内中性子束分布

1350MWe、1100MWe、800MWe 及び 500MWe 級プラントを対象に、2次元輸送計算コード (DOT 3.5) により、炉内近傍の高速中性子束分布 ( $E > 1 \text{MeV}$ ) を評価した。

### 4. 評価結果

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

表 I-1 炉心スプレイスパージャ (下部) の中性子照射の影響評価

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

表 I-1 に示す影響評価結果より、炉心スプレイ配管及び炉心スプレイスパージャ点検対象部位の損傷モードを検討する場合において、IASCC を考慮しなくてもよいと考えられる。

(参考文献)

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

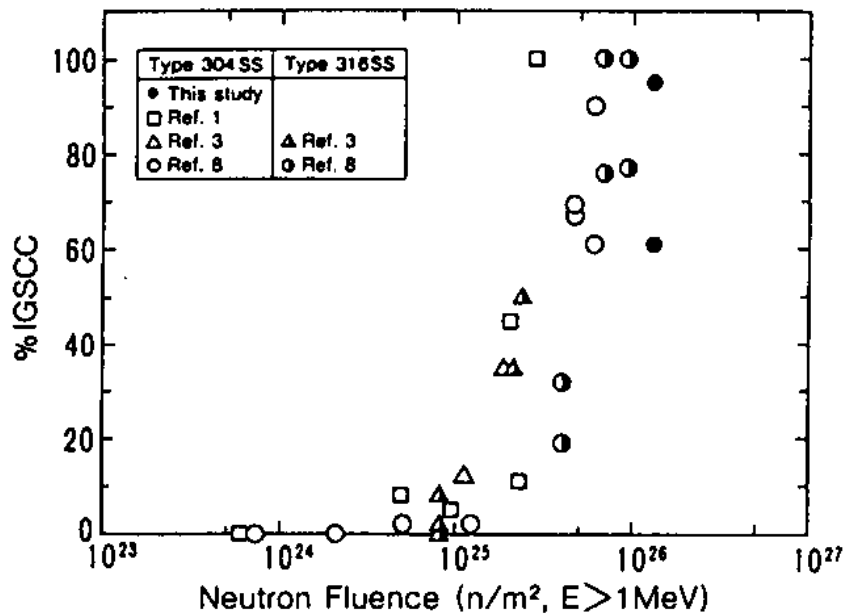


図 I-1 中性子照射したオーステナイト系ステンレス鋼の IGSCC 破面率と照射量の関係

[図 I-1 で引用されている参考文献]

- Ref. 1: W. L. Clarke, A. J. Jacobs, Proc. of 1<sup>st</sup> Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, NACE, 1983, pp. 451-461.
- Ref. 3: A. J. Jacobs, G. P. Wozaldo, K. Nakata, T. Yoshida, I. Masaoka, Proc. of 3rd Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 1987, pp. 673-680.
- Ref. 8: M. Kodama, S. Nishimura, J. Morisawa, S. Suzuki, S. Shima, M. Yamamoto, Proc. of 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS, 1991, pp. 948-954.

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

## 1. 基本的考え方

- 原子炉に対して炉心スプレイ配管・スパージャが持つ安全機能に着目し、ジェットポンプ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と考えられる箇所を点検対象とする。
  - ① 経年変化事象：応力腐食割れ
  - ② 炉心スプレイ/スパージャに要求される安全機能：
    - 炉心冷却機能，反応度制御機能 (ABWR のみ)
  - ③ 対象材料：オーステナイト系ステンレス鋼溶接部
  - ④ 具体的な点検対象溶接部： 構造強度評価，安全機能維持の評価結果から重要な周方向溶接部
 なお，個別プラントの具体的な対象選定にあつては，予防保全対策（取替，貴金属注入等）についても考慮する。

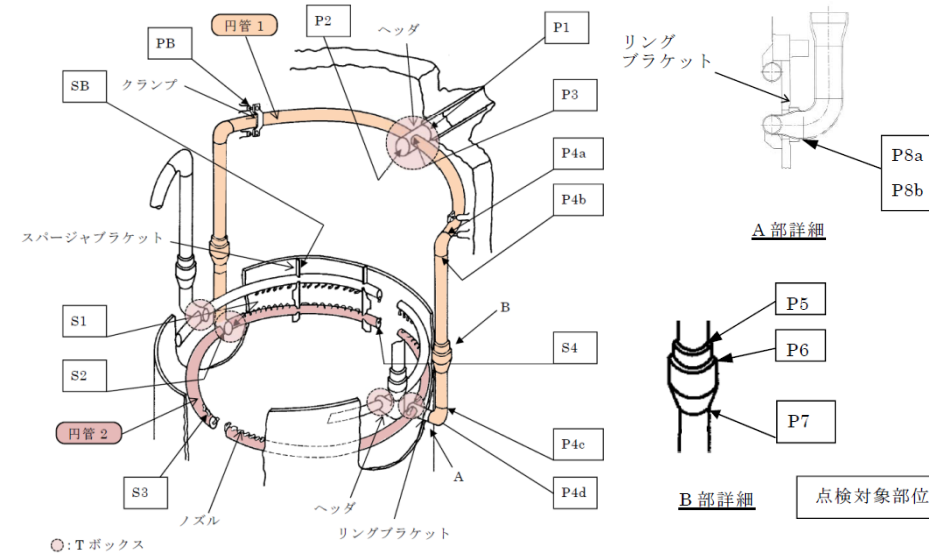


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造 (BWR)

## 2. 具体的な点検対象箇所

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

## 3. 点検方法

- 目視試験を主体とし、必要に応じ超音波探傷試験，渦電流探傷試験にて実施する。
- 目視試験では部位により炉内構造物等点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]かVT-3に従い実施する。
- 超音波探傷試験はJEAC4207に準拠するか，同等な手法で実施する。
- 渦電流探傷試験は，対象に対する検出感度が確認された手法を用いて実施する。

## 4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- 個別プラントの荷重条件等を考慮し，点検不可範囲については，荷重伝達がないものと仮定し，構造強度と安全機能を維持するために必要な溶接部の長さ（健全部の長さ）を算出する。(図2)
- きずがある場合は，その亀裂の進展を，きずがない場合についても初期亀裂とその進展を仮定して評価することにより，次回点検時における健全部の長さが許容残存長さより大きくなるように次回点検時期及び点検（必要）範囲を設定する。(図3)

以上より，次回点検までの亀裂進展を想定しても，必ず許容残存長さ以上の健全部が確保されるように点検を行い，確保できない場合には補修等の対策を実施する。(図4)

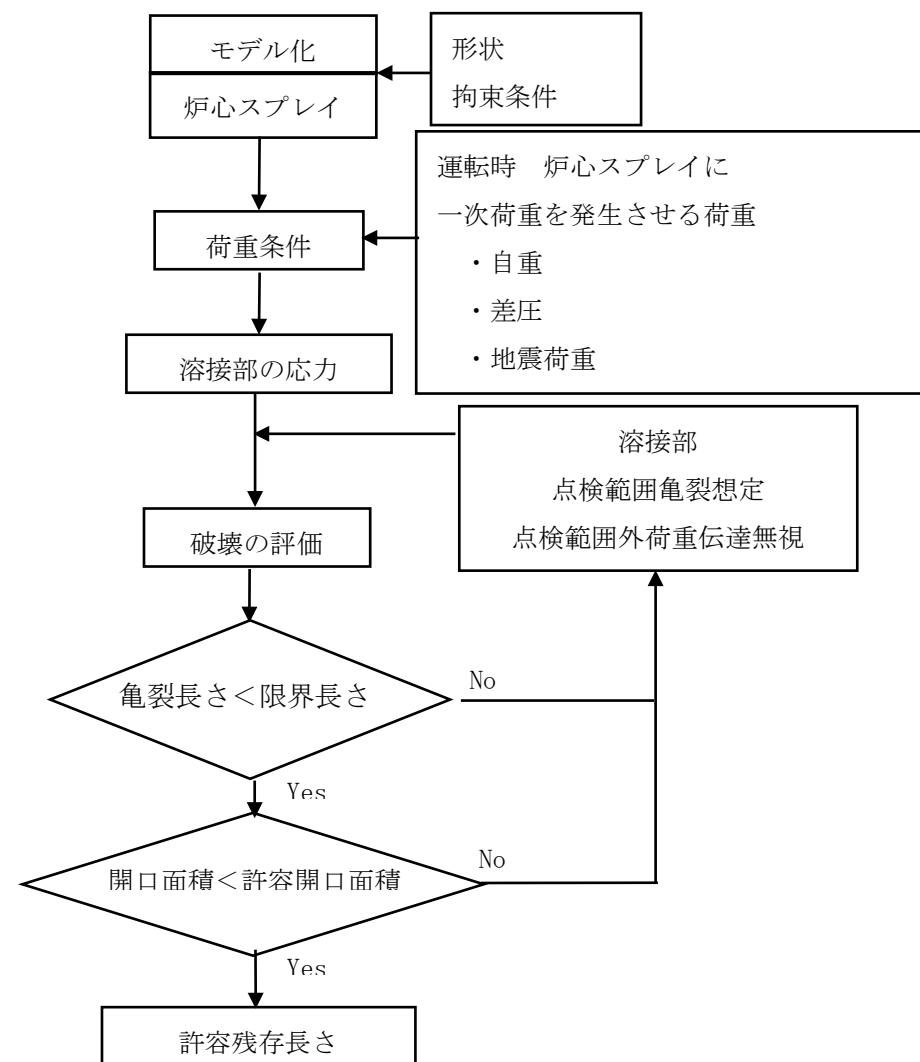


図2 許容残存長さの算出フロー

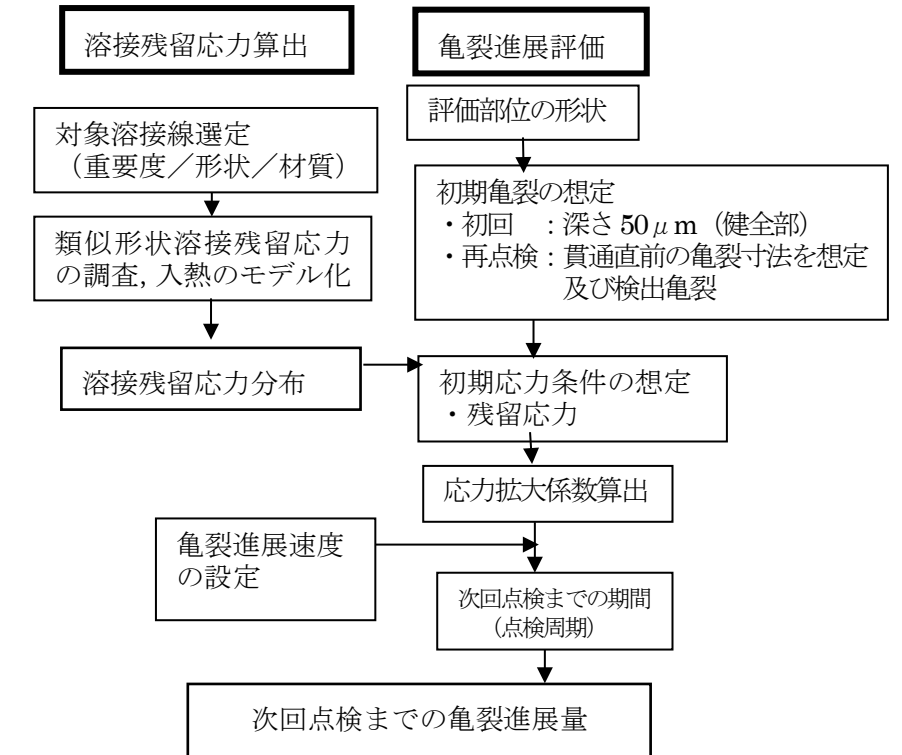


図3 亀裂進展量算定の手順

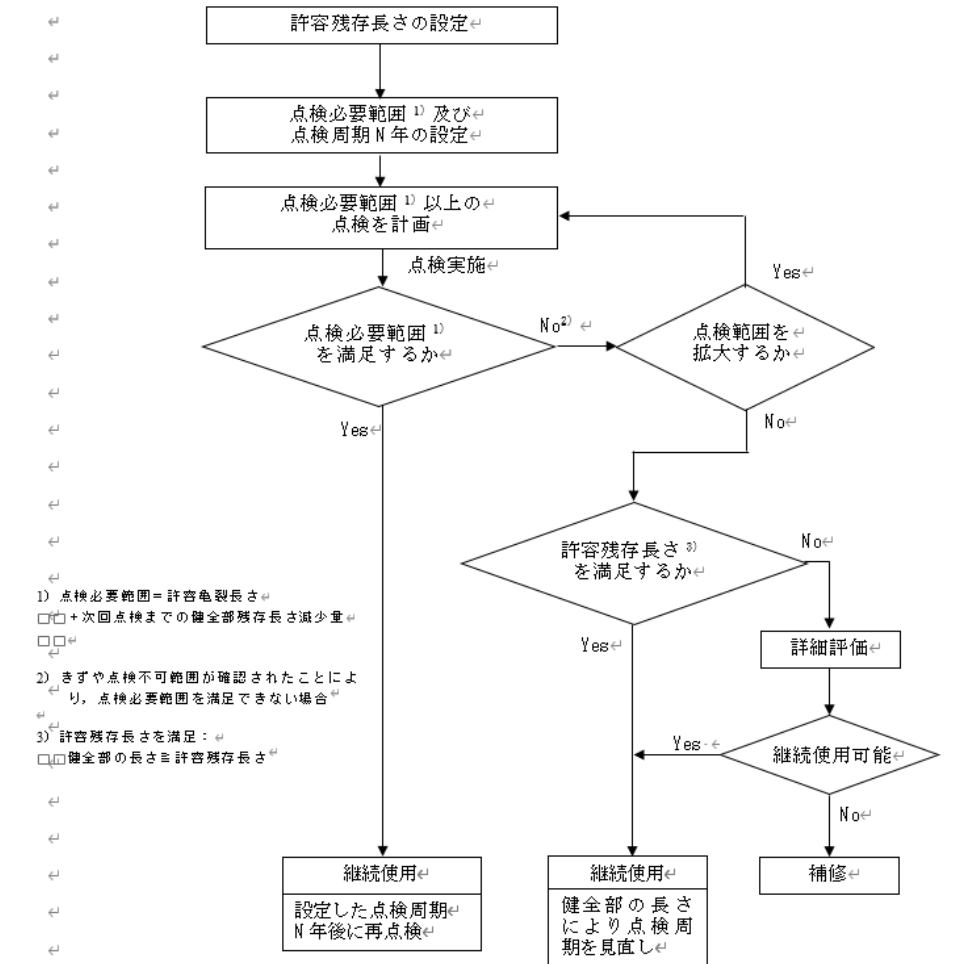


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

## 改訂経緯

2002年3月 初版発行

2012年3月 第2版改訂発行

改訂内容は以下のとおり。

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

2018年7月 第3版改訂発行

改訂内容は以下のとおり。

- 本文の構成をよりわかりやすく見直した。（点検箇所毎の記載等）
- 廃炉になる比較的初期のプラントの情報削除を反映し，全体を見直した。
- 解説1-2にガイドライン適用にあたっての留意事項を記載した。
- 有意な劣化モード，運転経験，安全機能への影響に基づいた点検方針を示した付録Hを追加した。
- その他全体をとおして文章・図の適正化を図った。

2021年12月 第4版改訂発行

改訂内容は以下のとおり。

- 非常用炉心冷却機能（ECCS）を踏まえた対象機器の見直し
- 改良型BWR（ABWR）の炉心スプレイ配管・スパージャの情報を追加した。
- 基準地震動Ssによる欠陥評価に基づく亀裂進展評価を記載した。
- 付録Aに炉心スプレイ配管・スパージャ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。

2024年7月 第5版改訂発行

改訂内容は以下のとおり。

- 運転経験の更新を実施した。
- 用語の統一を実施した。
- 遠隔目視試験ガイドラインの引用を記載した。
- 点検時期の延期についての考えを記載した。

---

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン  
[炉心スプレイ配管・スパーチャ (BWR/ABWR) ]  
(第 5 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 13～14 階  
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

---

©原子力安全推進協会，2024

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。