

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

[クラス 1 容器 管台セーフエンド異材継手部]

平成 2 1 年 8 月

一般社団法人 日本原子力技術協会

はじめに

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

平成12年、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会が、(社)火力原子力発電技術協会に設置され、これまでに各種のガイドラインを発行してまいりました。平成19年より本検討会は、日本原子力技術協会に継承され、検討を継続しております。

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

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

平成21年8月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 野本敏治

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(平成21年7月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	野本 敏治	東京大学名誉教授
副委員長	関村 直人	東京大学教授
委員	安藤 柱	横浜国立大学名誉教授
委員	安藤 博	元(財)発電設備技術検査協会
委員	辻川 茂男	東京大学名誉教授
委員	西本 和俊	大阪大学教授
委員	橋爪 秀利	東北大学教授
委員	班目 春樹	東京大学教授
幹事	坂下 彰浩	東京電力(株)
幹事	吉田 裕彦	関西電力(株)
幹事	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	舟根 俊一	北海道電力(株)
委員	水嶋 栄一	東北電力(株)
委員	松本 純	東京電力(株)
委員	高橋 嘉明	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(株)
委員	市川 義浩	中部電力(株)
委員	米田 貢	北陸電力(株)
委員	野村 友典	関西電力(株)
委員	溝部 日出夫	中国電力(株)
委員	高木 敏光	四国電力(株)
委員	水繰 浩一	九州電力(株)
委員	坂井 毅志	日本原子力発電(株)
委員	太田 隆	日本原子力発電(株)
委員	鞍本 貞之	電源開発(株)
委員	伊東 敬	日立GEニュークリア・エナジー(株)
委員	元良 裕一	(株)東芝
委員	小山 幸司	三菱重工業(株)
委員	杉江 保彰	日本原子力技術協会
参加者	工藤 保	原子力安全・保安院
参加者	菊池 正明	(独)原子力安全基盤機構
参加者	山本 豊	(独)原子力安全基盤機構
事務局	関 弘明	日本原子力技術協会

ガイドラインの責任範囲

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

本ガイドラインは各規程事項の技術的根拠を明確にしており、その示した根拠の範囲内においてガイドライン検討会はガイドラインの記載内容に対する説明責任を持つが、これ以外の本ガイドラインを使用することによって生じる問題などに対して一切の責任を持たない。また、このガイドラインに従って行われた点検、評価、補修等の行為を承認・保証するものではない。従って、本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

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

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

[クラス1 容器 管台セーフエンド異材継手部]

目次

第1章 目的および適用.....	1
1.1 目的.....	1
1.2 適用.....	1
1.2.1 適用範囲.....	1
1.2.2 適用時期.....	1
1.3 用語.....	1
第2章 基本的考え方.....	1
第3章 点検および評価.....	2
3.1 点検方法.....	2
3.1.1 点検手法.....	2
3.1.2 点検範囲及び点検開始時期.....	2
3.2 評価（許容基準）.....	3
3.3 点検・評価のフロー.....	3
第4章 予防保全措置.....	5
解 説	
(解説1-1) ガイドライン制定の目的.....	解-1
(解説1-2) 管台セーフエンド異材継手部の選定理由と対象プラント.....	解-1
(解説2-1) 管台セーフエンド異材継手部に想定される経年変化事象.....	解-1
(解説2-2) 対象とする管台セーフエンド異材継手部の材料.....	解-1
(解説2-3) 評価対象部位の選定.....	解-1
(解説3-1) 目視試験.....	解-1
(解説3-2) 渦流探傷試験.....	解-1
(解説3-3) 超音波探傷試験.....	解-1
(解説3-4) 次回点検実施時期.....	解-2
(解説3-5) 構造健全性評価.....	解-2
(解説3-6) 点検直後のき裂の仮定.....	解-2

(解説 3-7) 点検結果によるき裂進展予測の修正.....	解-2
(解説 3-8) 応力改善後の次回点検時期.....	解-2
(解説 3-9) 補修または取替え後の点検実施時期.....	解-2
(解説 4-1) スプールピース取替.....	解-2
(解説 4-2) クラディング・INLAY.....	解-2
(解説 4-3) 内面切削補修.....	解-3
(解説 4-4) ウォータジェットピーニング.....	解-3
(解説 4-5) レーザピーニング.....	解-3
(解説 4-6) 超音波ショットピーニング.....	解-3
(解説 4-7) レーザ外面照射応力改善工法.....	解-3

付 録

付録 A	管台セーフエンド異材継手部の構造と評価対象部位
付録 A-1	管台セーフエンド異材継手部の PWSCC 評価対象部位について
付録 A-2	管台セーフエンド異材継手部からの漏えいの影響
付録 B	管台セーフエンド異材継手部に適用する点検手法
付録 C	管台セーフエンド異材継手部のき裂進展評価
付録 C-1	原子炉容器出入口管台の軸方向き裂進展予測
付録 C-2	原子炉容器出入口管台の周方向き裂進展予測
付録 C-3	原子炉容器出入口管台の疲労き裂進展予測
付録 D	点検時期の設定
付録 E	管台セーフエンド異材継手部の強度評価
付録 E-1	原子炉容器出入口管台の軸方向き裂に対する強度評価
付録 E-2	原子炉容器出入口管台の周方向き裂に対する強度評価
付録 F	点検結果に基づく点検時期の見直し
付録 G	管台セーフエンド異材継手部の保全技術

第1章 目的および適用

1. 1 目的

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）用機器のうち、炉内構造物等の構造健全性が維持されることを確認するための、合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。（解説 1-1）

1. 2 適用

1. 2. 1 適用範囲

本ガイドラインは、PWR クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部に適用する。（解説 1-2）

1. 2. 2 適用時期

本ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

1. 3 用語

軸方向き裂 : 周方向の応力によって、管台セーフエンド異材継手部の軸方向に生じるき裂。

周方向き裂 : 軸方向の応力によって、管台セーフエンド異材継手部の周方向に生じるき裂。

き裂進展予測 : き裂発生後のき裂の進展の予測評価を行うこと。

構造健全性評価 : き裂進展予測を実施し、評価期間中のき裂の大きさを評価するとともに、そのき裂に対する破壊評価を行うこと。

第2章 基本的考え方

- (1) 本ガイドライン検討に当たって最も重要で基本的な事項として「原子炉の安全性の確保」をあげ、これを厳守することを大前提に検討を進めることを基本とする。
- (2) 管台セーフエンド異材継手部に係る「原子炉の安全性の確保」として、具体的には圧力バウンダリ機能の維持とする。
- (3) 管台セーフエンド異材継手部に想定される経年変化事象は、PWR 一次系環境下の応力腐食割れ（PWSCC）（解説 2-1）とし、600 系 Ni 基溶接金属使用部位を対象とする。（解説 2-2）
- (4) 評価対象部位は、PWR 一次系水に接する管台セーフエンド異材継手部内面とする。（解説 2-3）

第3章 点検および評価

3. 1 点検方法

3. 1. 1 点検手法

(1) 一般事項

管台セーフエンド異材継手部の点検に適用する非破壊試験は、原則として目視(VT)、渦流探傷試験(ECT)、または超音波探傷試験(UT)とする。

(2) 目視試験(VT)

目視試験は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」JSME S NA1-2008のIA-2525 MVT-1試験に準拠して実施するか、これに類する手法等を用いて実施してもよい。(解説3-1)

(3) 渦流探傷試験(ECT)

渦流探傷試験は、JEAG4208-2005「軽水型原子力発電所蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査における渦流探傷試験指針」に準拠して実施するか、これに類する手法等を用いて実施してもよい。(解説3-2)

(4) 超音波探傷試験(UT)

超音波探傷試験は、JEAC4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」に準拠して実施するか、これに類する手法等を用いて実施してもよい。(解説3-3)

3. 1. 2 点検範囲及び点検開始時期

原則として点検範囲、点検時期は以下の通りとするが、非破壊検査等により新たな知見が得られた場合には適宜見直すことができる。

(1) 点検範囲

管台セーフエンド異材継手部を対象とし、き裂の発生が予測される継手内面を点検範囲とする。

(2) 予防保全または補修を未施工の場合の点検時期

き裂進展予測および構造健全性評価の結果に基づき下記の時期に点検を実施する。(解説3-4)(解説3-5)なお、ここで点検時期は、至近で実施した超音波探傷試験の時期を、前回点検時として設定する。

I. 前回点検時にき裂が検出されなかった場合

前回点検時に軸方向き裂が発生していたものと仮定し、そのき裂進展予測を行い、き裂深さが板厚の75%に至ると予測される期間または構造健全性が確保できる期間のいずれか短い期間の1/2の期間を経過後の直近の定期検査にて次回点検を実施する。次回点検によりき裂が検出されなかった場合は、同じ点検間隔にて点検を継続する。(解説3-6)

II. 前回点検時にき裂が検出された場合

点検結果に基づいてき裂進展予測を行い、き裂深さが板厚の 75%に至ると予測される期間または構造健全性が確保できる期間のいずれか短い期間の 1/4 の期間を経過後の直近の定期検査にて次回点検を実施する。また、次々回は評価期間の 1/2 の期間を経過後の直近の定期検査にて、3 回目は評価期間末期までに点検を実施する。

なお、点検結果が予測を上回る場合、き裂進展予測の修正を実施しなければならない。(解説 3-7)

(3) 予防保全または補修を実施後の点検時期

予防保全または補修を行った場合は、前項で定めた点検プログラムを見直すことが出来る。

ここで、PWR 一次系環境下の 600 系 Ni 基合金使用部位が除去された場合には、個別点検は不要となる。

また、予防保全として工法の妥当性が確認された応力改善工法を施工した場合には、耐 PWSCC 性が向上するため、個別点検は不要となる。(解説 3-8)

3. 2 評価 (許容基準)

(1) 点検結果に基づき、次回点検までき裂進展予測によるき裂深さが板厚の 75%以下、かつ構造健全性が確保できるように点検時期を設定することができる場合は、次回点検まで継続使用できる。

(2) 前 1 項が満足されない場合は、前 1 項を満足できるよう補修または取替えを行わなければならない。なお、補修または取替え後はその仕様に基づき点検実施時期を決定することができる。(解説 3-9)

3. 3 点検・評価のフロー

管台セーフエンド異材継手部の点検・評価のフローを図 3.3-1 に示す。

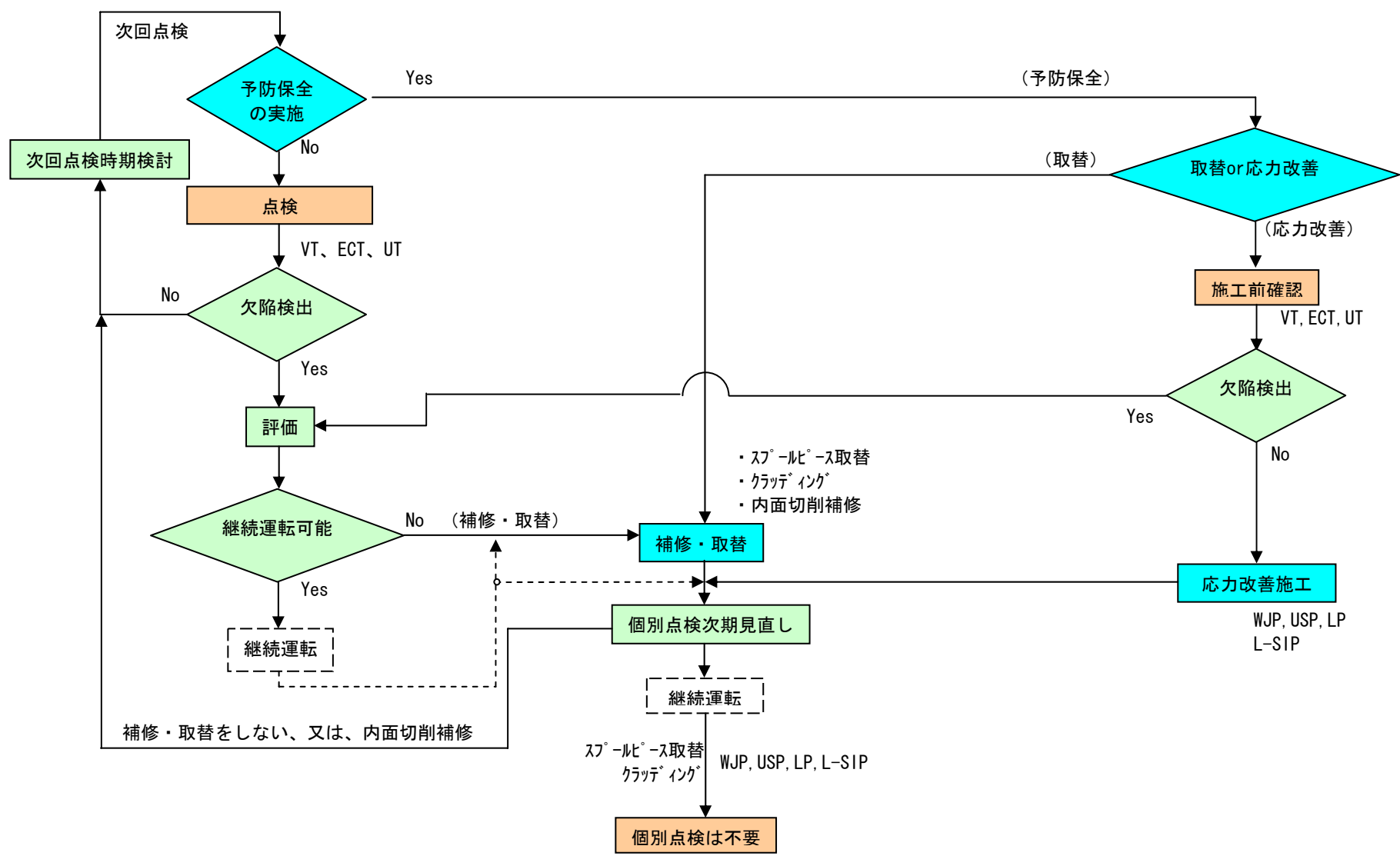


図 3.3-1 点検・評価フロー

第4章 予防保全措置

管台セーフエンド異材継手部の機能維持を確保するため、以下の予防保全措置もしくは補修を行うことができる。

(1) スプールピース取替

管台の異材継手部を含むセーフエンド部を、スプールピースと取り替えることができる。

なお、健全性評価により評価期間中の健全性が確認された場合は、その期間内に取替を実施すればよい。

また、取替後は継手溶接部に耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基溶接金属を使用することから、個別点検は不要となる。(解説 4-1)

(2) クラディング

管台セーフエンド異材継手部の内面に、耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基溶接金属をクラディング施工し、表面改質を図ることにより、き裂発生を抑制することができる。また、き裂が検出された場合には、き裂を除去し、補修工法としても使用することができる。

なお、クラディング施工後は当該箇所の材質が改善されていることから、個別点検は不要となる。(解説 4-2)

(3) 内面切削補修工法

管台セーフエンド異材継手部内面のき裂に対して、構造健全性の確保可能な深さまで内面を切削し、き裂を除去することができる。き裂除去後は、ウォータージェットピーニング等の応力改善工法を施工することで、個別点検は不要となる。(解説 4-3)

(4) 応力改善工法

管台セーフエンド異材継手部に、ウォータージェットピーニング、レーザピーニング、超音波ショットピーニング、レーザ外面照射応力改善工法等を実施し、PWSCC の発生原因である引張応力を圧縮応力に改善することによってき裂発生を抑制することができる。ただし、施工時には施工箇所の点検を実施し、応力改善工法に有害となる欠陥の無いことを確認しなければならない。

なお、施工後は応力改善により耐 PWSCC 性が向上するため、個別点検は不要となる。(解説 4-4) (解説 4-5) (解説 4-6) (解説 4-7)

解 説

(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

クラス 1 容器のセーフエンド異材継手部では、近年国内外で損傷事例が散見されているが、当該部は点検時期の制約が大きく、健全性を確認する方法を考える上では、従来の点検技術の向上に加え、実施時期、頻度、検査方法、許容レベルなど部位毎に適した点検のあり方を検討する必要性が高まっている。

本ガイドラインは、クラス 1 容器のセーフエンド異材継手部の安全上要求される機能が維持されていることを確認するための合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。

(解説 1-2) 管台セーフエンド異材継手部の選定理由と対象プラント

管台セーフエンド異材継手部においては、国内外のプラントで損傷事例が報告されていることから、今後損傷の発生が否定できない状況にある。したがって、技術的合理性に基づいた点検手法の確立、損傷が認められた場合の健全性評価手法の確立が急務となっている。

本ガイドラインは、管台セーフエンド異材継手部の健全性を確認する上で、合理的な点検方法、点検頻度、予防保全措置等について検討したものである。

なお、本ガイドラインを適用するプラントは、美浜 1, 2, 3 号機、高浜 1, 2, 3, 4 号機、大飯 1, 2, 3, 4 号機、玄海 1, 2, 3, 4 号機、川内 1, 2 号機、敦賀 2 号機、泊 1, 2 号機、伊方 1, 2, 3 号機である。(付録 A 参照)

(解説 2-1) 管台セーフエンド異材継手部に想定される経年変化事象

本ガイドラインで扱う管台セーフエンド異材継手部の経年変化事象としては、国内外のプラントにおける損傷を参考に、PWR 一次系環境下の応力腐食割れ (PWSCC) を想定する。

(解説 2-2) 対象とする管台セーフエンド異材継手部の材料

管台セーフエンド異材継手部の材料は、600 系 Ni 基溶接金属及び 690 系 Ni 基溶接金属が使用されているが、PWSCC 感受性を有している 600 系 Ni 基溶接金属使用部位を本ガイドラインの対象とする。

(解説 2-3) 評価対象部位の選定

管台セーフエンド異材継手部における PWSCC によるき裂の発生を想定した場合、き裂は PWR 一次系環境に曝される異材継手部内面とする。

(解説 3-1) 目視試験

管台セーフエンド異材継手部内面におけるき裂の有無について、異材継手部内面からの目視試験 (VT) により確認することができる。(付録 B 参照)

(解説 3-2) 渦流探傷試験

管台セーフエンド異材継手部内面におけるき裂の有無について、異材継手部内面からの渦流探傷試験 (ECT) により確認することができる。(付録 B 参照)

(解説 3-3) 超音波探傷試験

管台セーフエンド異材継手部内面におけるき裂の有無について、超音波探傷試験 (UT) により確認することができる。また、超音波探傷試験は、渦流探傷試験によりき裂が検出された場合に、き裂の大きさを同定するために適用することもできる。(付録 B 参照)

(解説 3-4) 次回点検実施時期

き裂進展データについては、国プロ NiSCC にて取得したき裂進展速度式を使用する。なお、PWSCC によるき裂発生後のき裂進展予測には、疲労によるき裂進展もあるが、PWSCC による進展に対して疲労による進展は有意でない。(付録 C 及び 添付 D 参照)

(解説 3-5) 構造健全性評価

点検結果に基づくき裂の構造健全性評価は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版)」JSME S NA1-2008 (以下、JSME 維持規格) におけるオーステナイト系ステンレス鋼管の欠陥評価の考え方を準用するものとする。構造健全性評価における強度評価手法としては、JSME 維持規格における極限荷重評価法を用いるものとする。

(付録 E 参照)

なお、極限荷重評価法以外の評価手法についてもその妥当性を示すことができる場合には、その評価手法を用いてもよい。

(解説 3-6) 点検直後のき裂の仮定

仮定するき裂の大きさは、検査の検出限界以上の大きさとする。ただし、検出能力によって任意に設定することができる。

なお、現知見では、き裂の発生および進展はいずれも軸方向き裂が周方向き裂よりも先行すると考えられるため、点検時期の評価は軸方向き裂を想定して実施する。(付録 A-2、付録 C 及び 付録 D 参照)

(解説 3-7) 点検結果によるき裂進展予測の修正

点検結果が予測を上回る場合、その後のき裂進展予測が非安全側になる可能性があることから、点検結果に基づき、き裂進展予測を見直す必要がある。次回点検時期については、見直された予測評価に基づき設定する。(付録 F 参照)

(解説 3-8) 応力改善後の次回点検時期

妥当性が確認されている工法・条件で施工し、また施工影響因子が予め定められた許容範囲内であったことが記録等により確認できる場合には、応力改善が確実に行われたものと判断できるため、以降の個別点検不要となる

(解説 3-9) 補修または取替え後の点検実施時期

管台セーフエンド異材継手部の補修はき裂を完全に除去する方法や、き裂を残したまま運転する場合が考えられる。また、取替えでは材料の仕様や構造に変更が加えられる可能性がある。これら対処方法の違いに応じて補修または取替え後の点検実施時期を決定する必要がある。

(解説 4-1) スプールピース取替

スプールピース取替は、管台セーフエンド異材継手部の機能維持を損なうことを抑制するための予防保全措置である。なお、スプールピース取替は、万一の異材継手部からの欠陥発生または漏えいについても対応が可能である。(付録 G 参照)

(解説 4-2) クラディング・INLAY

管台セーフエンド異材継手部における PWSCC 発生及び漏えいを抑制するためにクラッド溶接もしくは肉盛溶接する予防保全措置である。なお、万一の異材継手部からの欠陥発生後の補修工法としても適用が可能である。(付録 G 参照)

(解説 4-3) 内面切削補修

管台セーフエンド異材継手部内面のき裂に対して、構造健全性の確保が可能な深さを検討した上で、その深さまで内面から切削加工することによりき裂を除去する工法である。なお、き裂除去後においても PWSCC 感受性を有しているが、劣化緩和策としてウォータージェットピーニング等の応力改善工法を併用すれば、個別点検は不要となる。

(解説 4-4) ウォータージェットピーニング

ウォータージェットピーニングは、管台セーフエンド異材継手部における PWSCC 発生を抑制するための予防保全措置である。ウォータージェットピーニングの施工に際しては、VT または ECT にて施工対象部に欠陥の無いことを確認する必要がある。(付録 G 参照)

(解説 4-5) レーザピーニング

レーザピーニングは、管台セーフエンド異材継手部における PWSCC 発生を抑制するための予防保全措置である。レーザピーニングの施工に際しては、VT または ECT にて施工対象部に欠陥の無いことを確認する必要がある。(付録 G 参照)

(解説 4-6) 超音波ショットピーニング

超音波ショットピーニングは、管台セーフエンド異材継手部における PWSCC 発生を抑制するための予防保全措置である。超音波ショットピーニングの施工に際しては、VT または ECT にて施工対象部に欠陥の無いことを確認する必要がある。(付録 G 参照)

(解説 4-7) レーザ外面照射応力改善工法

レーザ外面照射応力改善工法は、管台セーフエンド異材継手部における PWSCC 発生を抑制するための予防保全措置である。レーザ外面照射応力改善工法に際しては、UT にて施工対象部に欠陥の無いことを確認する必要がある。(付録 G 参照)

付 録

付録 A 管台セーフエンド異材継手部の構造と評価対象部位

1. クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部構造

管台セーフエンド異材継手部の構造を図 1-1 に示す。部位又はプラント毎に、内径、板厚、開先形状が異なる。溶接部は、600 系 Ni 基溶金が主に使用されており、一部プラントで、耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基溶金が使用されている。

本付録では、それぞれの材料の耐 PWSCC 性を明らかにし、評価対象部位を選定する。

2. PWSCC 感受性について

600 系 Ni 基溶金及び 690 系 Ni 基溶金の PWSCC 感受性については、定荷重 SCC 試験にて評価されている。定荷重 SCC 試験の試験条件は以下となっている。

[定荷重 SCC 試験条件]

水質：PWR 一次系模擬水中

温度：360℃（温度加速）

応力：300～600MPa

600 系 Ni 基溶金及び 690 系 Ni 基溶金の定荷重 SCC 試験結果を図 2-1 及び図 2-2 に示す（出典：大飯 1、2 号機 PLM 報告書）。600 系 Ni 基溶金においては PWSCC が発生しているが、690 系 Ni 基溶金では、現在までに PWSCC は発生していない。

したがって、本ガイドラインの対象は、PWSCC 発生が懸念される 600 系 Ni 基溶金使用部位となる。

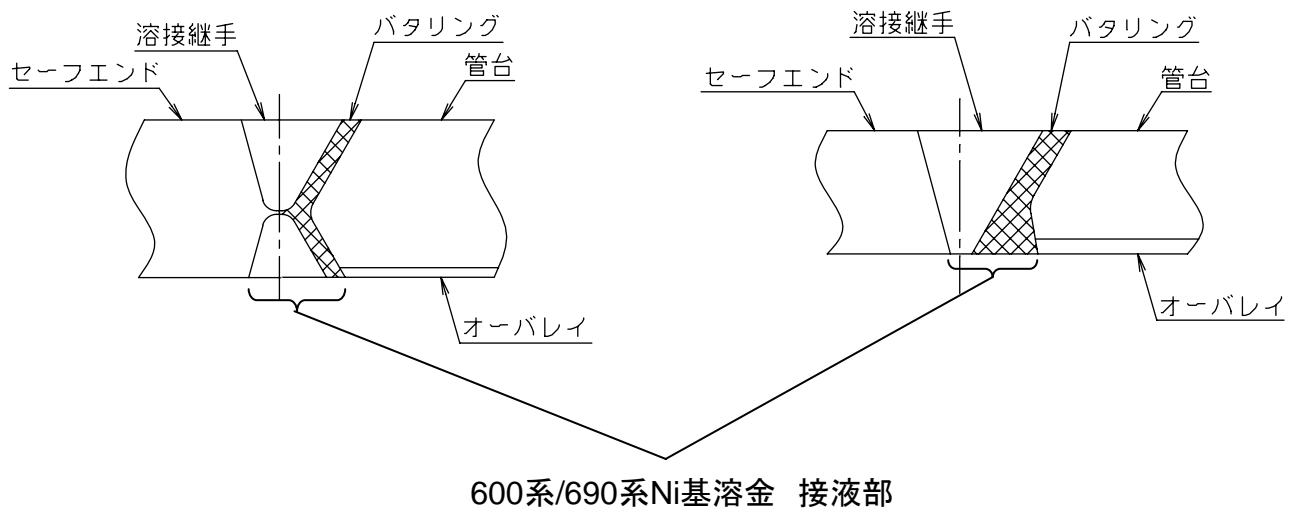
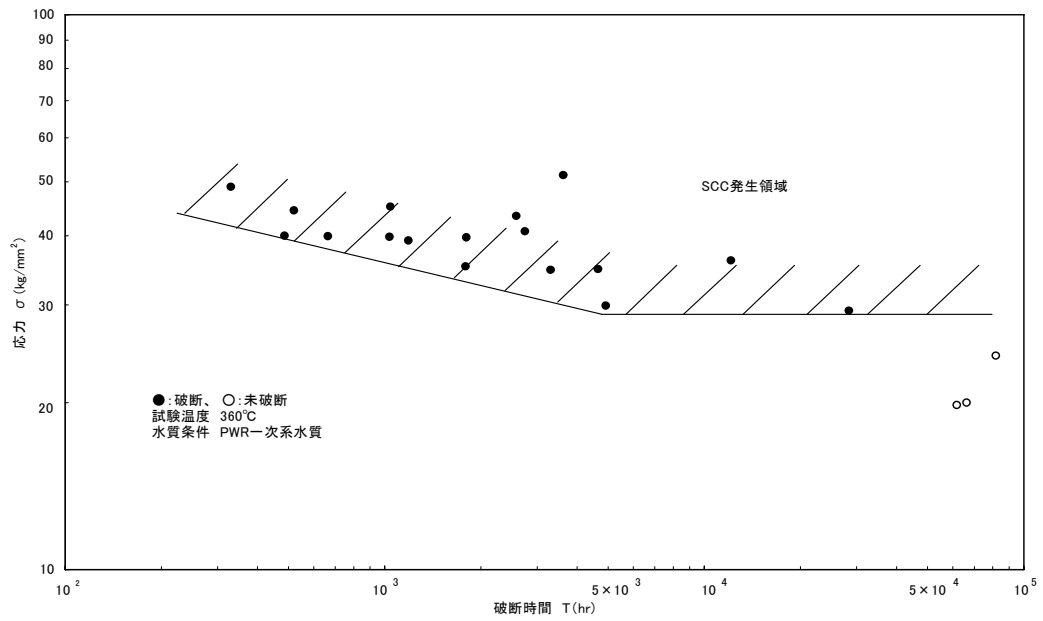
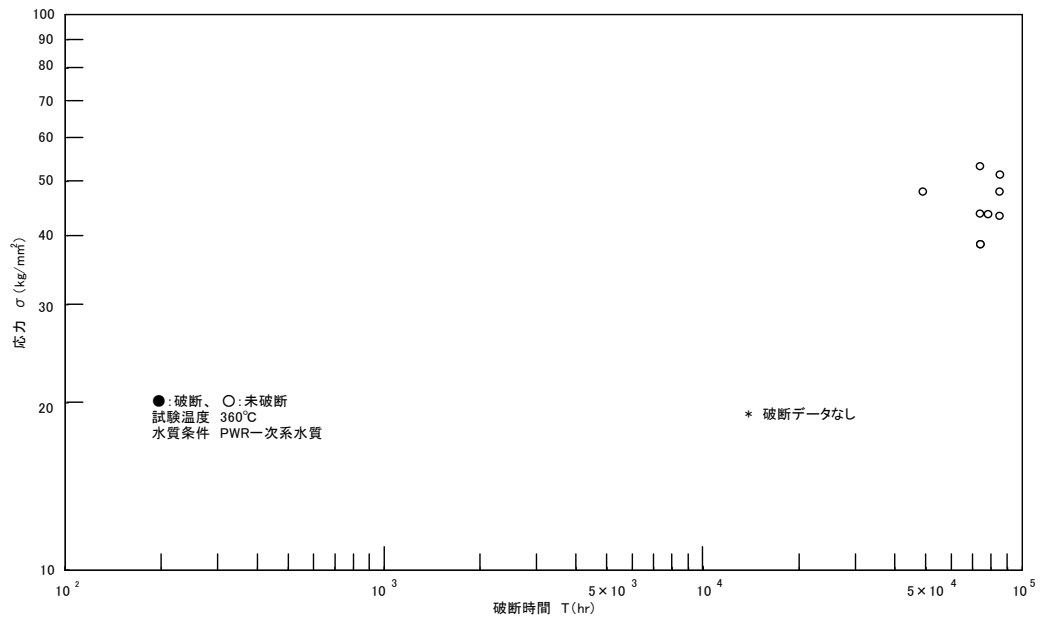


図 1-1 管台セーフエンド異材継手部構造図



出典:大飯 1, 2 号機 PLM

図 2-1 600 系 Ni 基合金の定荷重 SCC 試験結果



出典:大飯 1, 2 号機 PLM

図 2-2 690 系 Ni 基合金の定荷重 SCC 試験結果

付録 A-1 管台セーフエンド異材継手部の PWSCC 評価対象部位について

1. はじめに

本付録は、クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部の PWSCC 評価対象部位について検討した結果をまとめたものである。

2. 管台セーフエンド異材継手部の構造

PWSCC 感受性としては、温度と応力が大きく影響する。

図 2-1 に示すクラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部は、運転中温度が比較的高く、また、国内外の損傷事例より、手直し溶接等が行われた場合には高応力が生じている可能性が否定できないことから、PWSCC 評価対象部位とする。

PWSCC 評価対象部位は以下の通りである。

- ① 原子炉容器 出口管台／入口管台／安全注入管台
- ② 蒸気発生器 出口管台／入口管台
- ③ 加圧器 スプレイ用管台／サージ用管台／安全弁・逃がし弁用管台

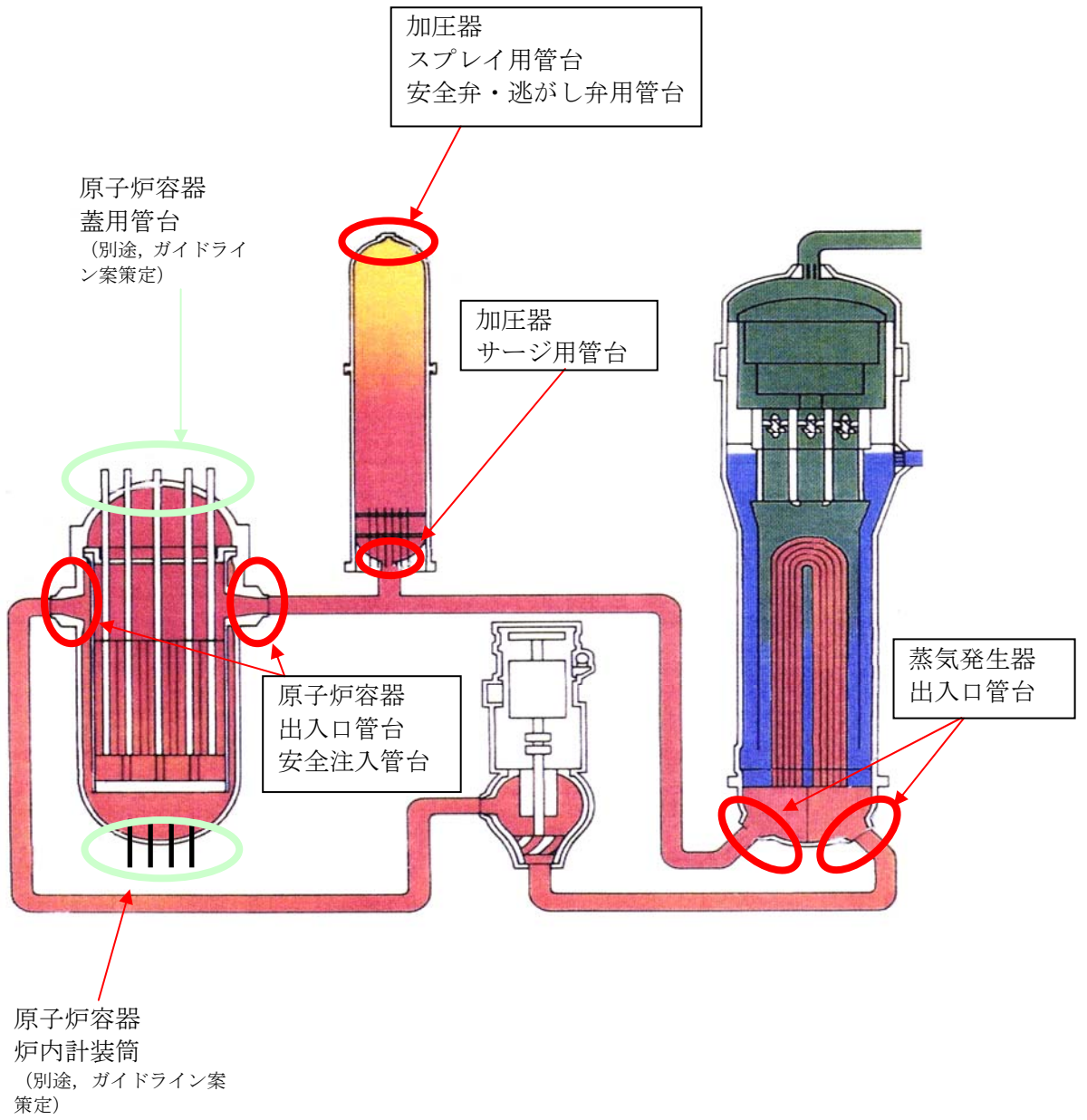


図 1-1 クラス 1 容器 管台セーフエンド異材継手部 PWSCC 評価対象部位

付録 A-2 管台セーフエンド異材継手部からの漏えいの影響

1. はじめに

本ガイドラインでは、安全性の確保を大前提に検討されている。クラス 1 容器管台セーフエンド異材継手部は圧力バウンダリを構成しているが、万一貫通き裂が発生した場合でも、冷却材の流出量が制限されれば安全上の問題にならない。

本付録は、PWSCC によるき裂が発生し、万一貫通き裂となった場合の漏えい経路について検討した結果をまとめたものである。

2. 管台セーフエンド異材継手部からの漏えい事象の推定

(1) 軸方向き裂

管台セーフエンド異材継手部の軸方向に沿ってき裂が発生した場合、周方向応力により、き裂が SCC 進展する可能性が考えられる。

当該部の SCC 進展は、600 系 Ni 基溶金の範囲にしか生じないため、軸方向欠陥の長さは、最大で溶金の軸方向長さ（約 10～60mm）程度となるため、万一き裂が貫通した場合でも、冷却材の流出量は制限されることとなる。

(2) 周方向き裂

管台セーフエンド異材継手部の周方向に沿ってき裂が発生した場合、軸方向応力により、き裂が SCC 進展する可能性が考えられる。

周方向のき裂が、全周に渡って進展し貫通に至った場合、冷却材の流出量は制限されず、安全上の問題となる可能性が考えられる。ただし、「平成 16 年度複雑形状部機器配管健全性実証事業に関する報告書（独立行政法人原子力安全基盤機構）」のセーフエンド部の応力拡大係数の算出法の検討に記載されている溶接部の板厚内の軸方向応力分布（付録 C-2 参照）からは、周方向き裂が貫通することが考えにくく、また、手直し溶接等により部分的に応力分布が異なっていた場合にあっても、全周に渡り軸方向応力が高くなることは考えにくい。従って、現在の知見では、周方向き裂が全周に渡って進展する可能性は低いと判断する。

3. 原子炉の安全性を確保するための許容漏えい量について

き裂が貫通し漏えいが生じた場合に、原子炉の安全性を確保するためには、冷却材の補給により対応する。冷却材の補給により安全性能を維持することが可能な漏えい量は、漏えいの流量断面積にて評価され、それはプラントのループ数により異なる。各ループにおける許容される流量断面積を以下に示す。

(許容流量断面積)

2 ループプラント： $\phi 7\text{mm}$ 以下の断面積（約 38mm^2 ）からの漏えい

3/4 ループプラント： $\phi 9.5\text{mm}$ 以下の断面積（約 70mm^2 ）からの漏えい

PWSCC でのき裂開口幅は、一般に非常に小さいが、仮に 0.5mm の開口があると仮定して、前述の軸方向き裂長さの最大値 60mm の場合の開口面積は、 30mm^2 となり、冷却材の補給（安全性の確保）は出来ることとなる。

付録B 管台セーフエンド異材継手部に適用する点検手法

1. 点検手法

管台セーフエンド異材継手部の点検に適用する非破壊試験は，構造及び周辺環境の制約を勘案して，表 1-1 の内容とする。

2. き裂が確認された場合のき裂のサイジング

非破壊試験によりき裂が確認された場合のき裂のサイジングには，超音波探傷試験（UT）を行う必要がある。

き裂深さの設定には，UT にてサイジングされたき裂の深さに，当該手法のサイジング精度を適切に考慮する必要がある。なお，き裂長さは補足試験の結果により設定してもよい。

また，UT にてき裂が検出されずに，他の試験によりき裂が確認された場合は，UT 及び他の試験での検出能力に基づき，き裂のサイジングを行うことができる。

非破壊検査の精度は，今後の国プロや民間研究の成果より，適切に設定すること。

表 1-1 管台セーフエンド異材継手に適用可能な非破壊検査

部位		次回点検時期を設定するための試験	ISI	応力改善法 施工前確認	その他 内面の き裂確認後に 可能な補足試験
原子炉容器	出口／入口／ 安全注入管台 異材継手	外面又は 内面 UT	外面又は内 面 UT	内面 VT 又は ECT	—
蒸気発生器	出口／入口管台 異材継手	外面又は 内面 UT*	外面 UT*およ び PT	内面 VT 又は ECT	内面 UT, PT
加圧器	スプレイ用／ サージ用／ 安全弁・逃がし弁 用管台 異材継手	外面 UT	外面 UT およ び PT	外面 UT	—

*UT 不可の場合、内面 ECT を実施。

付録 C 管台セーフエンド異材継手部のき裂進展評価

1. はじめに

本付録は、管台セーフエンド異材継手の点検時期設定およびき裂が検出された場合の健全性評価を実施する際に用いる軸方向、周方向き裂それぞれに対する SCC き裂進展予測評価および疲労き裂進展について、その評価方法をまとめたものである。

なお、管台セーフエンドは、部位やプラントにより形状のバリエーションがあるが、ここでは、原子炉容器出入口管台の代表形状にて評価を行ったものを評価例として示す。

2. PWSCC き裂進展

モックアップ供試体での応力測定結果や解析による応力評価の結果、軸方向応力に比べて周方向応力が大きいことが確認されていることから、軸方向き裂が先行して発生すると考えられる。

しかしながら、周方向き裂の発生を完全には否定できないことから、点検により万一、周方向き裂が検出された場合のために、軸方向き裂の進展評価（付録 C-1）だけでなく、周方向き裂の進展評価（付録 C-2）についても検討する。

3. 疲労き裂進展

PWSCC き裂発生後のき裂進展予測については、PWSCC による進展だけでなく、疲労による進展も考えられるが、PWSCC による進展に対して疲労による進展は非常に小さいことが解析により確認されている。（付録 C-3 参照）

付録 C-1 原子炉容器出入口管台の軸方向き裂進展予測

1. はじめに

本付録は、600系Ni基合金を使用している原子炉容器出入口管台に対するPWSCCによる軸方向き裂進展挙動の評価結果についてまとめたものである。

2. き裂進展解析における評価条件

PWSCCによる軸方向欠陥の発生を想定した場合のき裂進展解析評価については、以下の条件にて評価した。

(1) き裂進展速度

PWR一次系水中の600系Ni基合金のき裂進展速度については、「平成17年度Ni基合金応力腐食割れ(SCC)進展評価技術調査(定荷重試験)に関する報告書(独立行政法人原子力安全基盤機構)」の中のNi基合金溶接金属(被覆アーク及びTIG)に対するSCCき裂進展速度を適用する。

この中でのPWSCCき裂進展速度は式2-1で表される。

$$\frac{da}{dt} = \exp\left[-\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}}\right)\right] \alpha \cdot K^\beta \quad (\text{式2-1})$$

da/dt	: き裂進展速度 (m/s)
Q	: 活性化エネルギー (=215kJ/mol)
R	: 気体定数 (=8.314×10 ⁻³ kJ/mol・K)
T	: 評価温度 (K)
T _{ref}	: 参照温度 (K) (=598.15K=325°C)
α	: き裂進展時の定数 平均線 =1.70×10 ⁻¹⁴ @325°C ばらつき2σ上限=6.73×10 ⁻¹⁴ @325°C
K	: 応力拡大係数 (MPa√m)
β	: 指数=2.42

式2-1は、325°Cをベースとして設定されたものであり、対象箇所の温度への換算は、PWSCC発生評価と同様にアレニウス式により実施する。

また、き裂進展時の定数はデータ平均線を用いた場合、1.70×10⁻¹⁴となり、ばらつきを2σ上限まで包絡する線とした場合は、6.73×10⁻¹⁴となる。ここでは、国内プラントの原子炉出入口管台の温度条件を包絡する温度は約325°Cであるので、定数をそのままとした式2-2で表されるき裂進展速度にて評価した。

$$\frac{da}{dt} = \begin{cases} 1.70 \times 10^{-13} K^{2.42} & \text{平均のとき} \\ 6.73 \times 10^{-13} K^{2.42} & 2\sigma \text{のとき} \end{cases} \quad (\text{式2-2})$$

(2) 板厚内応力分布

板厚内の応力分布については、「平成16年度複雑形状部機器配管健全性実証事業に関する報告書（独立行政法人原子力安全基盤機構）」のセーフエンド部の応力拡大係数の算出法の検討に記載されている溶接部（両U開先）の周方向応力分布を用いる。この応力評価には、溶接残留応力及び耐圧試験、プラント運転中の内圧及び熱による作用応力の履歴が含まれている。き裂進展評価に使用する板厚内の応力分布を図2-1に示す。

(3) 応力拡大係数（K値）

出入口管台セーフエンド部のPWSCCの欠陥はNi基合金溶接金属のみを進展する。このため、欠陥は深さ方向に細長い形状になると考えられるが、通常の簡易式では欠陥の長さ($l=2c$)と深さ(a)のアスペクト比 a/c が1以上のものがない。そこで、「平成17年度複雑形状部機器配管健全性実証事業に関する報告書（独立行政法人原子力安全基盤機構）」のセーフエンド部の応力拡大係数の算出法の検討で、開発された軸方向内表面矩形欠陥の応力拡大係数の簡易式を用いる（図2-2参照）。

この簡易式では、欠陥の形状は最大溶接幅の矩形としてモデル化する。常に欠陥の長さは最大溶接幅とし、欠陥深さ方向にのみ進展するものとする。

(4) 初期欠陥サイズ

初期欠陥サイズについては、矩形欠陥の簡易式が $a/t=0.2$ からなので、初期欠陥深さ a_0 を15mmとした。欠陥の幅は最大溶接幅に固定とし、ここでは60mmとした。

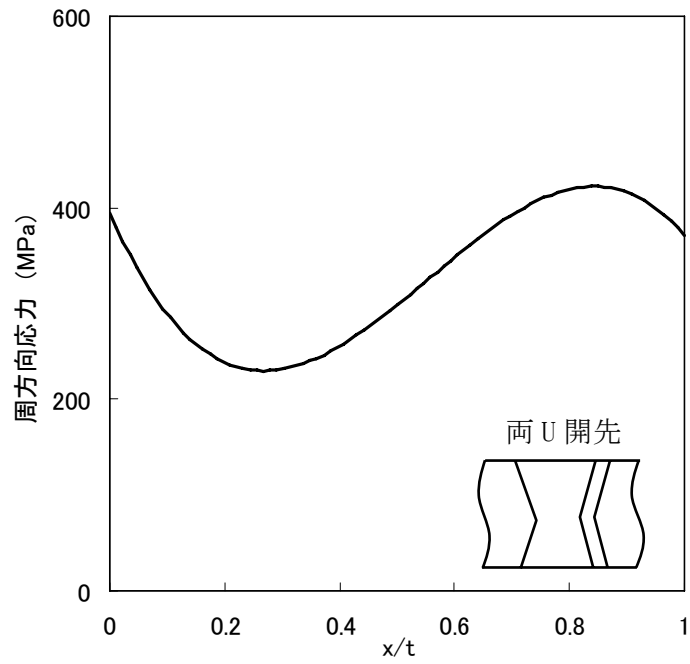
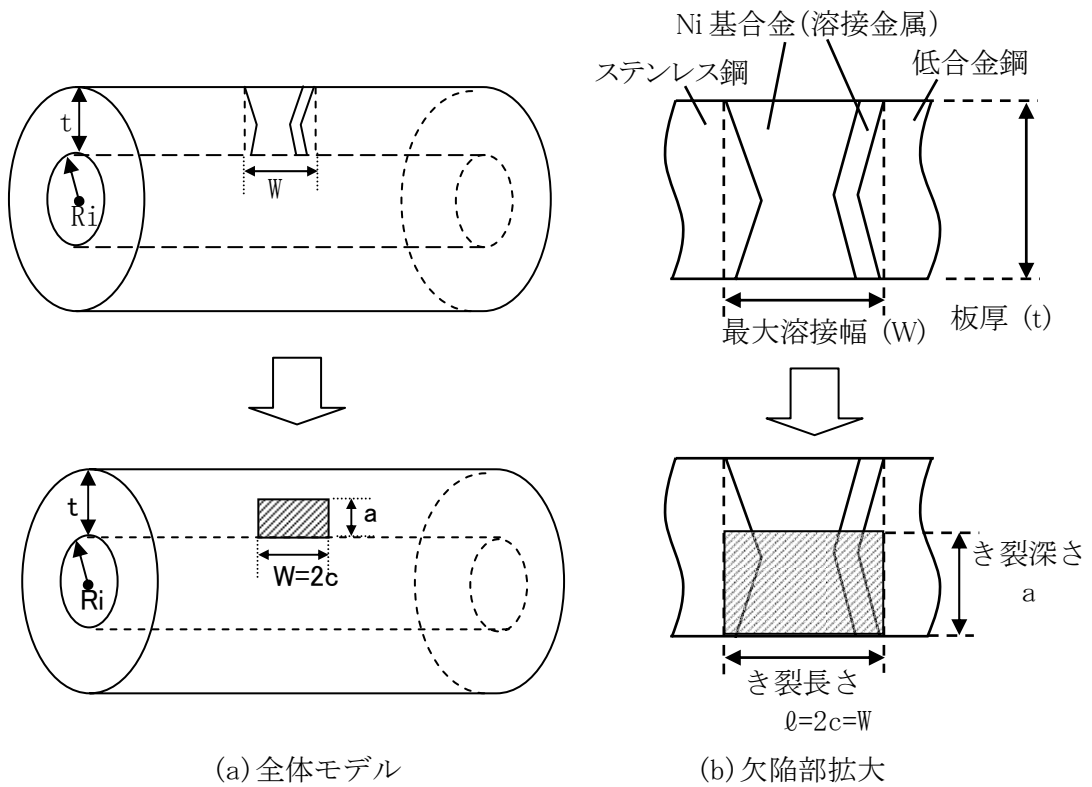


図 2-1 原子炉出入口管台のセーフエンド部（両U開先）の周方向応力分布



(a) 全体モデル

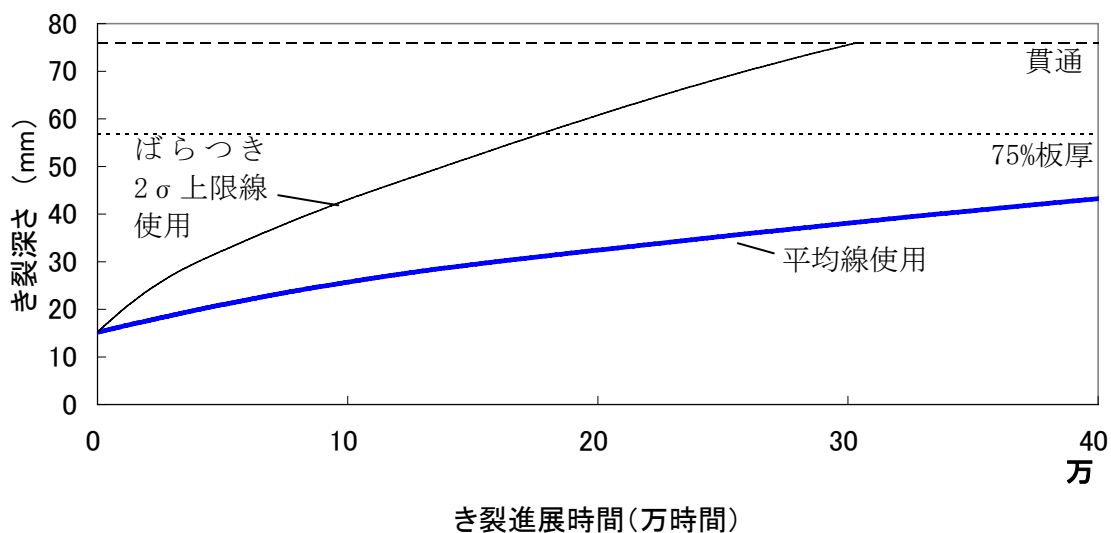
(b) 欠陥部拡大

図 2-2 き裂進展評価における想定欠陥

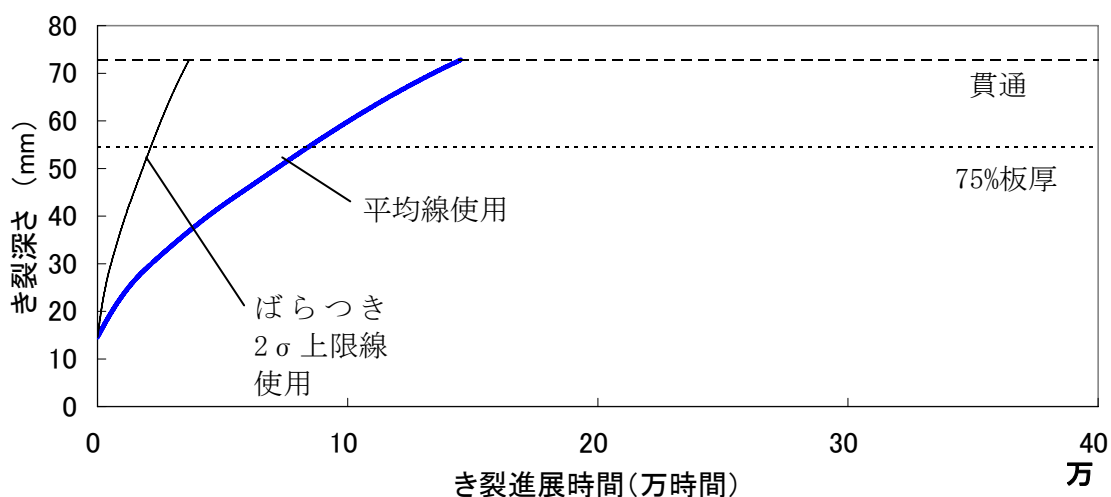
3. き裂進展評価結果

上記条件によりき裂進展評価を実施した結果を図3-1に示す。

軸方向内表面矩形の欠陥応力拡大係数の簡易式で算出して、入口管台の時には、データ平均線のき裂進展速度としたときは、40万時間後でも75%板厚まで達せず、ばらつきの2 σ 上限のき裂進展速度としたときは、75%板厚まで17.5万時間、貫通まで30万時間となった。出口管台の時には、データ平均線のき裂進展速度としたときは、75%板厚まで8.4万時間、貫通まで14.5万時間、ばらつきの2 σ 上限のき裂進展速度としたときは、75%板厚まで2.1万時間、貫通まで3.6万時間となった。



(a) 入口管台



(b) 出口管台

図3-1 原子炉出入口管台のき裂進展解析結果

付録 C-2 原子炉容器出入口管台の周方向き裂進展予測

1. はじめに

本付録は、600系Ni基合金を使用している原子炉容器出入口管台に対するPWSCCによる周方向欠陥進展挙動の評価結果についてまとめたものである。

2. き裂進展解析における評価条件

PWSCCによる周方向欠陥の発生を想定した場合のき裂進展解析評価については、以下の条件にて評価した。

(1) き裂進展速度

PWR一次系水中の600系Ni基合金のき裂進展速度については、「平成17年度Ni基合金応力腐食割れ(SCC)進展評価技術調査(定荷重試験)に関する報告書(独立行政法人原子力安全基盤機構)」の中のNi基合金溶接金属(被覆アーク及びTIG)に対するSCCき裂進展速度を適用する。

この中でPWSCCき裂進展速度は式2-1で表される。

$$\frac{da}{dt} = \exp\left[-\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}}\right)\right] \alpha \cdot K^\beta \quad (\text{式2-1})$$

da/dt	: き裂進展速度 (m/s)
Q	: 活性化エネルギー (=215kJ/mol)
R	: 気体定数 (=8.314×10 ⁻³ kJ/mol・K)
T	: 評価温度 (K)
T _{ref}	: 参照温度 (K) (=598.15K=325°C)
α	: き裂進展時の定数 平均線 =1.70×10 ⁻¹⁴ @325°C ばらつき2σ上限=6.73×10 ⁻¹⁴ @325°C
K	: 応力拡大係数 (MPa√m)
β	: 指数=2.42

式2-1は、325°Cをベースとして設定されたものであり、対象箇所の温度への換算は、PWSCC発生評価と同様にアレニウス式により実施する。

また、き裂進展時の定数はデータ平均線を用いた場合、1.70×10⁻¹⁴となり、ばらつきを2σ上限まで包絡する線とした場合は、6.73×10⁻¹⁴となる。ここでは、国内プラントの原子炉出入口管台の温度条件を包絡する温度は約325°Cであるので、定数をそのままとした式2-2で表されるき裂進展速度にて評価した。

$$\frac{da}{dt} = \begin{cases} 1.70 \times 10^{-13} K^{2.42} & \text{平均のとき} \\ 6.73 \times 10^{-13} K^{2.42} & 2\sigma \text{ のとき} \end{cases} \quad (\text{式2-2})$$

(2) 板厚内応力分布

板厚内の応力分布については、「平成16年度複雑形状部機器配管健全性実証事業に関する報告書（独立行政法人原子力安全基盤機構）」のセーフエンド部の応力拡大係数の算出法の検討に記載されている溶接部の周方向応力分布を用いる。この応力評価には、溶接残留応力及び耐圧試験、プラント運転中の内圧及び熱による作用応力の履歴が含まれている。き裂進展評価に使用する板厚内の応力分布を図2-1に示す。

(3) 応力拡大係数（K値）

JSME維持規格の平板表面半だ円欠陥の簡易式を用いて評価する。

(4) 初期欠陥サイズ

初期欠陥サイズについては、初期欠陥深さ a_0 が10mm、初期欠陥長さ L_0 が60mmの半だ円形状の欠陥を想定した。アスペクト比は $a_0/L_0=1/6$ とした（図2-2）。

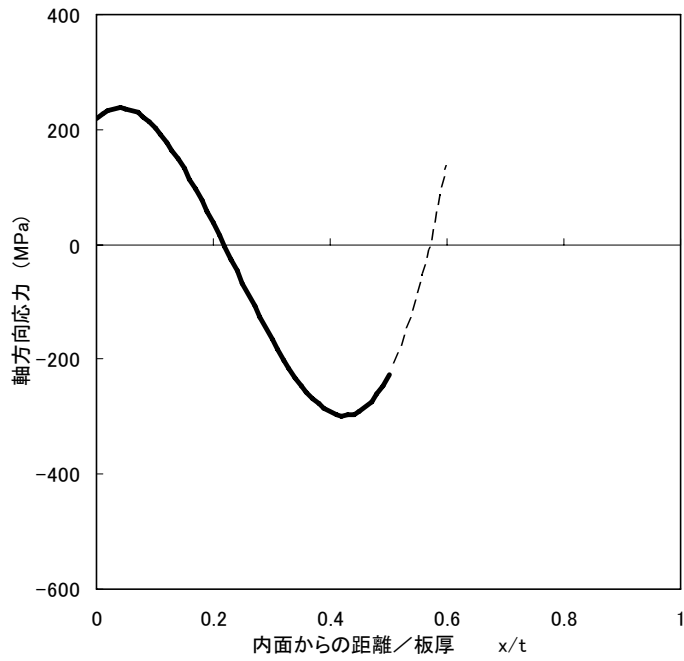
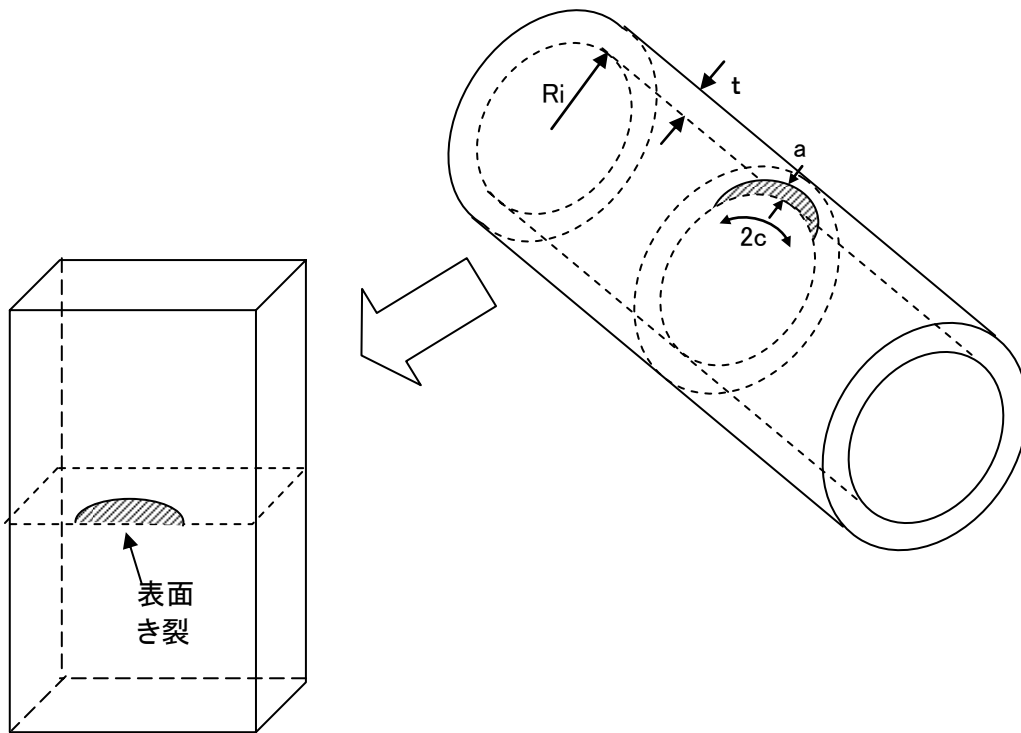


図 2-1 原子炉出入口管台のセーフエンド部の軸方向応力分布



(a) JSME 維持規格 表面半だ円欠陥

図 2-2 き裂進展評価における想定欠陥

3. き裂進展評価結果

上記条件によりき裂進展評価を実施した結果を図3-1に示す。データ平均線のき裂進展速度を用いて10mm深さから40万時間後には約26mm ($a/t=0.36$) の欠陥深さ、欠陥半角 26° になる。一方、ばらつき 2σ 上限のき裂進展速度を用いた場合は、10mm深さから40万時間後には約28mm ($a/t=0.39$) の欠陥深さ、欠陥半角 47° になると評価されるが、いずれのケースも貫通には至らないと考えられる。

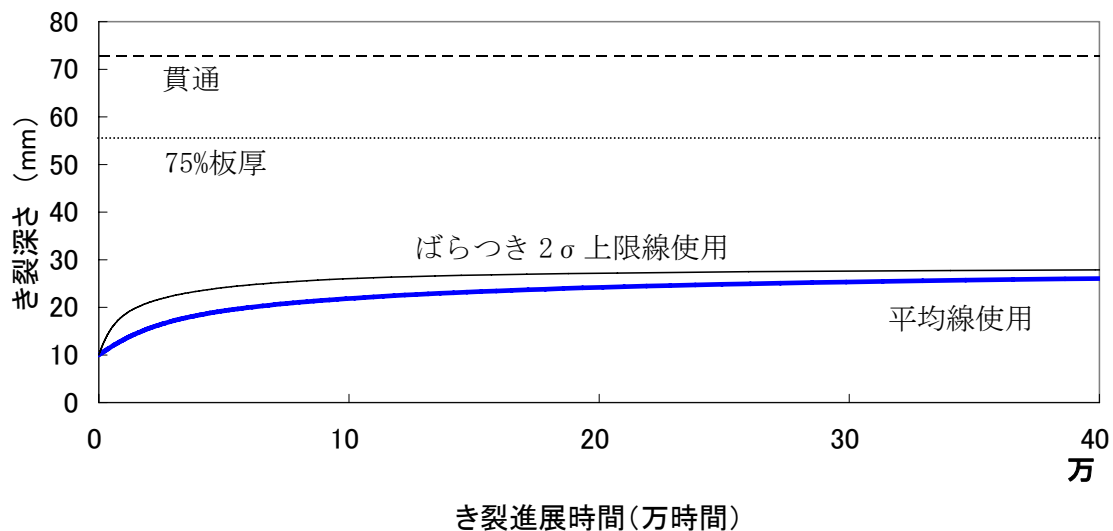


図3-1 原子炉出入口管台の周方向欠陥のき裂進展解析結果(出口管台)

付録 C-3 原子炉容器出入口管台の疲労き裂進展予測

1. はじめに

本付録は、600系Ni基合金を使用している原子炉容器出入口管台に対する疲労による軸方向/周方向き裂進展挙動の評価結果についてまとめたものである。

2. き裂進展解析における評価条件

(1) き裂進展速度

a. 600系Ni基合金 (PWR環境中)

管台の疲労き裂進展速度には、PWR環境中の600合金の疲労き裂進展速度式として次式を適用した。

$$da/dN = CS_R S_{ENV} \Delta K^n$$

$$C = 4.835 \times 10^{-14} + 1.622 \times 10^{-16} T - 1.490 \times 10^{-18} T^2 + 4.355 \times 10^{-21} T^3$$

$$SR = [1 - 0.82R]^{-2.2} \quad S_{ENV} = 1 + A [CS_R \Delta K^n]^{m-1} T_R^{1-m}$$

ただし、 da/dN ：疲労き裂進展速度(m/cycle)、 $A = 4.4 \times 10^{-7}$ 、 $m = 0.33$ 、 $n = 4.1$

ΔK ：応力拡大係数の振幅 (MPa \sqrt{m})、 T ：温度(°C)

R ：応力比 = K_{min}/K_{max} 、 T_R = 負荷上昇時間 (30秒とする)

b. オーステナイト系ステンレス鋼

発電原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004 に示されるオーステナイト系ステンレス鋼のPWR一次系水質環境中の疲労き裂進展速度線図を用いて評価を実施する。

$$da/dN = 4.35 \times 10^{-13} T_c^{0.63} T_r^{0.33} \Delta K^{3.0} / (1-R)^{1.56}$$

ただし、 da/dN の単位はm/cycle、 ΔK ：応力拡大係数の範囲(MPa \sqrt{m})

$$(\Delta K = \Delta K : R \geq 0, \Delta K = K_{max} : R < 0)$$

T_c ：温度(°C)

tr ：負荷上昇時間(秒) ($tr < 1$ の場合は $tr = 1$ 、 $tr > 1000$ の場合は $tr = 1000$)

R ：応力比 = K_{min}/K_{max}

K_{min} 、 K_{max} ：応力拡大係数の最大、最小

c. 低合金鋼

低合金鋼ではSCCによる進展は発生しないので、下部鏡については、図4.2.1.2-1に示すJSME維持規格に記載のPWR環境中のフェライト鋼の疲労き裂進展速度式を用いることで、進展量を評価する。

$R \leq 0.25$ の場合

$$\Delta K \leq 19.48 \text{MPa}\sqrt{\text{m}} \text{ の場合 } da/dN = 1.48 \times 10^{-14} \Delta K^{5.95}$$

$$\Delta K > 19.48 \text{MPa}\sqrt{\text{m}} \text{ の場合 } da/dN = 2.13 \times 10^{-9} \Delta K^{1.95}$$

0.25 < R ≤ 0.65 の場合

$$\Delta K_a = 19.49 \left[\frac{3.75R + 0.06}{26.9R - 5.725} \right]^{0.25}$$

$$\Delta K \leq \Delta K_a \text{ の場合 } da/dN = 1.48 \times 10^{-14} (26.9R - 5.725) \Delta K^{5.95}$$

$$\Delta K > \Delta K_a \text{ の場合 } da/dN = 2.13 \times 10^{-9} (3.75R + 0.06) \Delta K^{1.95}$$

0.65 < R ≤ 1.05 の場合

$$\Delta K \leq 13.23 \text{MPa}\sqrt{\text{m}} \text{ の場合 } da/dN = 1.74 \times 10^{-13} \Delta K^{5.95}$$

$$\Delta K > 13.23 \text{MPa}\sqrt{\text{m}} \text{ の場合 } da/dN = 5.33 \times 10^{-9} \Delta K^{1.95}$$

ただし、da/dN：疲労き裂進展速度(m/cycle)、

ΔK：応力拡大係数の振幅 (MPa√m)、R：応力比 = K_{\min}/K_{\max}

(2) 板厚内応力分布

板厚内の応力分布については、残留応力を平均応力として、起動/停止/漏えい試験での応力過渡を変動応力として、いずれの過渡も10回/年として評価した。

なお、板厚方向の応力を設定した位置は、いずれの部位の評価も溶接中心線とした。

(3) 応力拡大係数 (K値)

JSME維持規格に記載されている、板厚方向非線形応力分布の平板表面半だ円き裂の応力拡大係数の簡易式を用いる。き裂長さが溶接金属を超えてもそのまま同一材料として評価する。

(4) き裂サイズ

軸方向欠陥は、PWSCCで得られた75%き裂深さのときのき裂形状とし、周方向欠陥は最終形状とする。

3. き裂進展評価結果

評価末期のき裂形状での疲労き裂進展量の結果を表2-1に示す。

PWSCCのき裂進展量に比較すると、最も大きなき裂形状においても疲労によるき裂進展量は小さく、これより小さいき裂形状での疲労によるき裂進展量は小さいと予想される。

表2-1 最終き裂形状での疲労き裂進展量（年）

き裂形状	き裂サイズ		部位	深さ方向	長さ方向
	深さ	長さ		Δa	$2 \Delta c$
軸方向	0.75t	60	Ni基合金	0.0153	0.0805
			SUS	0.718	2.888
			LAS	0.111	0.369
周方向	0.38 t	94°	Ni基合金	0.000114	0.000731
			SUS	0.00247	0.0626
			LAS	0.000151	0.00497

付録D 点検時期の設定

1. はじめに

本付録は、クラス1容器の管台セーフエンド異材継手部に対する原子炉の安全機能を維持の観点で、健全性を確認するための、点検時期の設定の考え方についてまとめたものである。

2. 点検時期の基本的な考え方

[点検実施を設定するための基準]

クラス1容器の管台セーフエンド異材継手については、ISI で体積検査の要求があり、定期的な確認を行っている。

そこで、管台セーフエンド異材継手では、次回の点検時期（周期）を定めるための基準を、至近で実施した体積検査の時期とする。

[次回以降の点検実施時期]

1) き裂が発見されなかった場合

前回点検時にき裂が発見されなかった場合には、安全側に検出限界の深さのき裂の存在を内表面に仮定して行う。許容基準は、破壊評価にて得た許容き裂深さとし、JSME 維持規格におけるオーステナイト系ステンレス鋼配管の許容深さを、同様の延性材料であるNi 合金の管台セーフエンド異材継手部にも準用し、板厚の75%を上限とする。き裂進展によりき裂が許容き裂深さに至ると予測される期間の1/2の期間を経過後の直近の定期検査を次回点検時期として設定する。ここで、検出限界以上の深さは、適用する非破壊試験の能力^(*)毎に定め、これを初期欠陥深さとして許容き裂深さまでの時間を評価することとする。(図1参照)

次回点検にてき裂が発見されなかった場合には、同じ間隔にて点検を継続する。

(*)民間研究成果より設定。国プロ成果等により適切に見直すことができる。

現知見では、き裂の発生および進展はいずれも軸方向き裂が周方向き裂よりも先行すると考えられる。そこで、初回点検時期、およびき裂が検出されなかった場合の次回点検時期については、軸方向き裂の評価結果に基づき検討することとする。

ここで、き裂進展速度データは、国プロ NiSCC にて平均線、平均線+バラツキ σ 、平均線+バラツキ 2σ の3種の速度式が設定されているが、き裂進展予測では平均線を使用してもよい。

なお、疲労き裂進展については付録C-3に示すようにSCCに比べて非常に進展量が小さいため、SCCき裂進展のみでき裂進展予測を実施しても、問題となることはない判断される。

2) き裂が発見された場合

前回点検によりき裂が検出された場合は、き裂の方向、深さ、長さの情報が得られることから、それぞれに応じた、評価期間中の健全性評価（き裂進展予測、強度評価）を行い、評価期間内で次回点検時期を設定する。許容基準は、破壊評価にて得た許容き裂深さとし、JSME 維持規格におけるオーステナイト系ステンレス鋼配管の許容深さを、同様の延性材料である Ni 基合金の管台セーフエンド異材継手部にも準用し、板厚の 75%を上限とする。JSME 維持規格の欠陥指示を有する機器における継続検査のプログラムの考え方を導入し、き裂進展によりき裂が許容き裂深さに至ると予測される評価期間の 1/4 の期間を経過後の直近の定期検査に次回点検時期を設定する。

ここで、き裂進展速度データは、国プロ NiSCC にて平均線、平均線+バラツキ σ 、平均線+バラツキ 2σ の3種の数値が設定されているが、き裂が発見された場合のき裂進展予測では、き裂進展速度データの平均線を使用してよい。これは次回点検時期をき裂が許容き裂に至る評価期間の 1/4 の期間と設定することにより、平均線+バラツキ 2σ のき裂進展速度での評価と同等となるため、機器の健全性確保の観点から、十分な保守性を有している。

次々回点検は平均線の速度式による評価期間の 1/2 の期間を経過後の直近の定期検査に設定する。また、3 回目の点検は平均線の速度式による評価期間末期を点検時期として設定する。(図 2 参照)

なお、疲労き裂進展については付録 C-3 に示すように SCC に比べて非常に進展量が小さいため、SCC き裂進展のみでき裂進展予測を実施しても、問題となることはない判断される。

3. 点検実施時期の設定例

付録 C-1 の原子炉容器出口管台（両 U 開先）での評価例から PWSCC き裂進展評価は以下のとおりである。

初期き裂深さ 15mm から許容欠陥深さに至るまでの期間の 1/4 の期間
：約 2.1 万時間経過後（原子炉容器出口管台（両 U 開先））

なお、発生時期や進展時間については、実験結果等より新たな知見が得られた場合など、技術的に妥当と判断される場合には適宜評価の見直しを行うことができる。

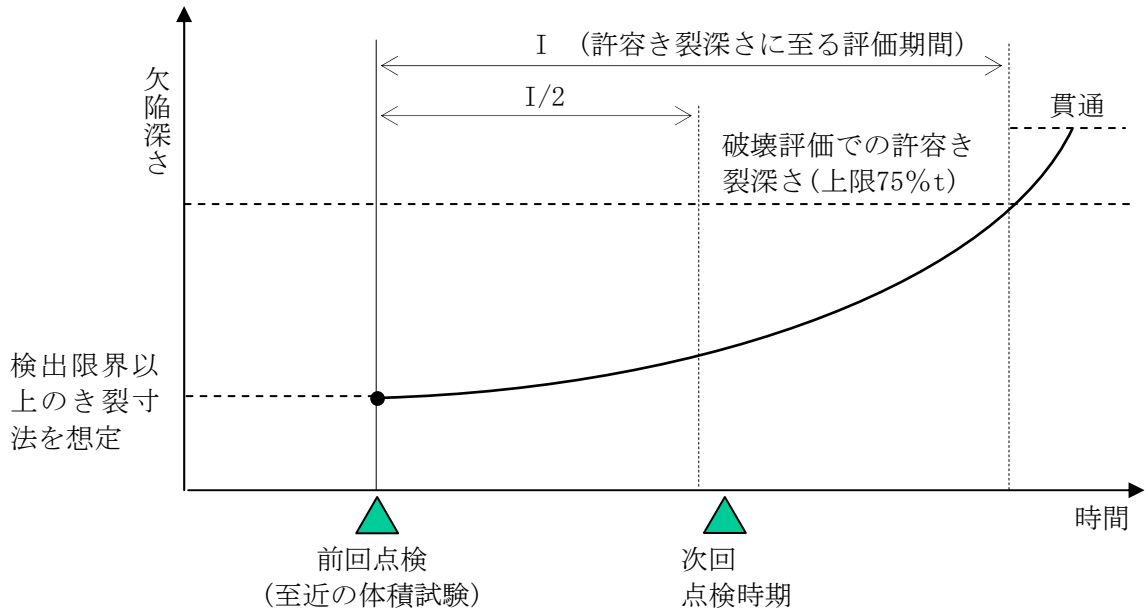


図1 次回点検時期の考え方
(前回点検にてき裂が発見されなかった場合)

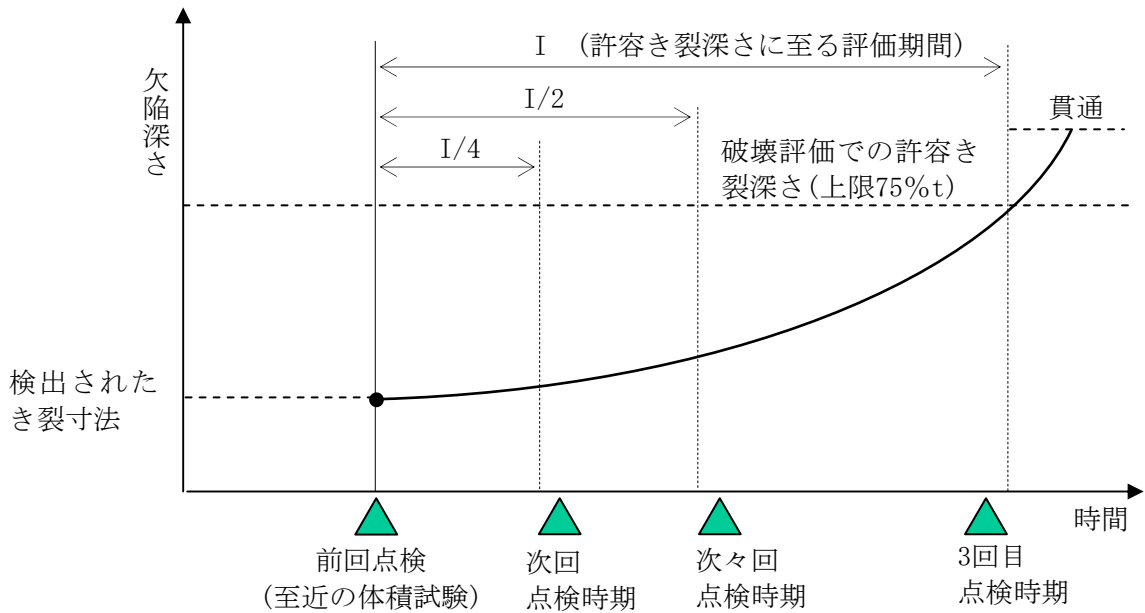


図2 次回点検時期の考え方
(前回点検にてき裂が発見された場合)

付録 E 管台セーフエンド異材継手部の強度評価

1. はじめに

本付録は、クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部において検出されたき裂に対する強度評価について、その手法の例をまとめたものである。

2. 強度評価の考え方

非破壊検査により、き裂が検出された場合、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004)」(以降, JSME 維持規格)におけるオーステナイト系ステンレス鋼管の欠陥評価の考え方を準用するものとする。

その根拠として、JSME 維持規格の解説 (整理番号 E-3) において、当該部位を配管と同様に扱うことが出来ることを示されており、材料については、オーステナイト系ステンレス鋼と同じく、靱性の高い 600 系 Ni 基合金であることから、維持規格におけるオーステナイト系ステンレス鋼管の欠陥評価の考え方をを用いることで妥当であると判断した。また、強度評価において用いられる流動応力については、オーステナイト系ステンレス鋼と同じく $2.7S_m$ (S_m : 設計応力強さ) とすることで問題ないものと判断した。

また、周方向き裂の発生を完全には否定できないことから、軸方向き裂の強度評価 (付録 E-1) だけでなく、周方向き裂の強度評価 (付録 E-2) についても参考として検討する。ただし、実際に周方向き裂が検出された場合、現状のガイドラインで想定できていない要因によりき裂が発生したと考えられるため、その要因を究明した上で、再評価を行なうものとする。

3. 強度評価手法

強度評価手法として、JSME 維持規格では、異材継手の軸方向欠陥における評価手法が明確化されていないことから、JSME 維持規格の極限荷重評価法及び ASME Sec. XI に基づく評価を実施した。なお、これらの評価手法以外でも、その妥当性を示すことができる場合には、その評価手法を用いてもよいものとする。

付録 E-1 原子炉容器出入口管台の軸方向き裂に対する強度評価

1. はじめに

本付録は、原子炉容器出入口管台の板厚の75%まで進展した軸方向き裂に対する強度評価結果についてまとめたものである。ここでは、出口管台について評価を実施する。

2. 評価

原子炉出入口管台のセーフエンド部は、オーステナイト系ステンレス配管、Ni基合金溶接金属、低合金配管などの異材継手となっている。軸方向き裂は、PWSCCでNi基溶接金属からき裂が発生して溶接金属内を進展し、疲労でオーステナイト系ステンレス配管、低合金配管への進展が考えられる。

しかし、Ni基溶接金属や異材継手での軸方向欠陥に対する強度評価手法は、まだ検討段階でJSME維持規格には記載されていない。そこで、ここではそれぞれの材料ごとに表2-1に示すような手法を用いて評価を実施した。

表 2-1 強度評価法

評価部位	材料	評価手法	備考
溶接部	Ni 基合金溶接金属	ASME の EPFM ⁽¹⁾ (弾塑性破壊評価法) ($J_{IC} > 105 \text{ kN/m}$ に適用)	$J_{IC} > 105 \text{ kN/m}$ と仮定 (オーステナイト系ステンレス鋼 の SMAW 溶接での国内 $J_{IC} = 191 \text{ kN/m@}288^\circ\text{C}$ のデータあり)
配管	オーステナイト系 ステンレス配管	極限荷重法	
管台	低合金鋼	極限荷重法	$SC^{(2)} < 0.2$ を確認の上

(1) JSME維持規格には、溶接部の評価方法として2パラメータ法があるが、この方法では破壊靱性、応力-ひずみ線図などの材料定数が必要となるため、ここでは簡便なASMEの手法で評価した

(2) SC：フェライト鋼管の破壊評価法を選択するパラメータ。

$SC < 0.2$ のとき 極限荷重法、 $0.2 \leq SC < 1.8$ 弾塑性破壊力学評価法

・ 軸方向き裂における強度評価

(1) 低合金鋼でのSCの確認

JSME維持規格の添付E-11破壊評価法の選択において、設定されている式を用いて、SCを算出する。

$$SC = Kr' / Sr' \quad (\text{式2-1})$$

ここで、

$$K_{r'} = [K^2 / (E' J_{IC})]^{0.5}$$

$$S_{r'} = (pD/2t) / \sigma'_{\theta}$$

$$E' = E / (1 - \nu^2)$$

$$\sigma'_{\theta} = S_y [(1-x) / (1-x/M_2)]$$

$$x = a/t$$

$$M_2 = [1 + (1.61 / 4Rt) \ell^2]$$

K : 応力拡大係数 = 61 MPa \sqrt{m} (供用状態A&B 内圧18.0 MPa)
 = 64 MPa \sqrt{m} (供用状態C&D 内圧18.88 MPa)

J_{IC} : 破壊靱性 (JSME維持規格 添付E-12より)
 = 57 kN/m ($T \geq 40^\circ\text{C}$)、31 kN/m ($10 \leq T < 40^\circ\text{C}$)

p : 内圧 = 18.0 MPa (供用状態A&B)、= 18.88 (供用状態C&D)

D : 外径 = 882 mm

t : 板厚 = 72.825 mm

E : ヤング率 = 192000~172000 MPa (室温~350 $^\circ\text{C}$)

ν : ポアソン比 = 0.3

S_y : 設計降伏点 = 345~299MPa MPa (室温~350 $^\circ\text{C}$)

a : 評価期間末期の欠陥深さ = 75% t = 54.7mm

ℓ : 評価期間末期の欠陥長さ = 60~178.4mm
 (溶接幅を超えて進展する場合は75% t き裂深さのときの長さ
 178.4mm、しないときは溶接の幅60mm)

R : 管平均半径 = 404.6mm

従って、以下となる。

$$K_{r'} = 0.017 \sim 0.027 \quad S_{r'} = 0.33 \sim 0.58$$

$$\therefore SC = 0.029 \sim 0.082 < 0.2$$

SC < 0.2となることより極限荷重法が使用できる。

(2) 配管および管台での極限荷重法評価

軸方向き裂を有する管の許容き裂深さは次式で表される。

$$\sigma_h = \frac{\sigma_f}{(SF)} \left[\frac{t/a - 1}{t/a - 1/M_2} \right] \quad (\text{式2-2})$$

ここで、

$$\sigma_h : \text{周方向応力} = pD/2t$$

$$\sigma_f : \text{流動応力 (実測降伏点と引張強さの平均または2.7Sm)} \\ = 310 \text{ MPa (配管)}、= 496 \text{ MPa (管台)}$$

(供用状態A&B @336.0℃、供用状態A&B @340.3℃)

SF : 安全率

l_{crit} : 限界欠陥長さ $l_{crit} = 1.58(Rt)^{0.5} [(\sigma_f / \sigma_h)^2 - 1]^{0.5}$

き裂長さ l は $l < l_{crit}$ である必要がある。

その他の変数：式2-1と同様

内圧は供用状態A&Bでの最大値は18.0MPa、供用状態C&Dでは18.88MPaになることより、作用応力 σ_h は、それぞれ109MPa（供用状態A&B）、115MPa（供用状態C&D）となる。

ここで、JSME維持規格では流動応力 σ_f を2.7Smとして、供用状態A&Bのときに軸方向欠陥の安全率を3としており、作用応力 $\sigma_h < 0.9Sm$ となり、設計時の許容値と矛盾が生じる。そこで、ここではASMEの供用状態Aのときの安全率2.7を用いて、評価を実施した。

供用状態A&B	配管での許容き裂深さ	$a/t \leq 0.69$
	管台での許容き裂深さ	a/t は0.75以上
供用状態C&D	配管の許容き裂深さ	a/t は0.75以上
	管台での許容き裂深さ	a/t は0.75以上

配管では、69%板厚以内であれば破壊は発生しない。一方、管台では許容き裂深さが板厚の75%以上であるので、破壊は発生しないと考えられる。

(3) 溶接金属での破壊評価

軸方向き裂に対する強度評価手法として、ASME Section XI Appendix CにおけるEPFM(弾塑性破壊力学評価法)を用いるものとする。ここには、破壊靱性 $J_{IC} \geq 105\text{kN/m}$ のときに適用できる軸方向き裂の許容き裂深さが表「TABLE C-6410-1, TABLE C-6410-2」に示されている。このとき、表の縦方向、横方向の変数として以下を算出する必要がある。

縦方向 応力の比率 = σ_h / σ_f (式2-3)

横方向 無次元欠陥長さ = $l / (Rt)^{0.5}$

ただし、変数は式2-1、式2-2と同様である。

溶接金属の流動応力は母材の流動応力より大きくなると考えられるが、ここではNi基合金母材の流動応力は、設計・建設規格に記載の設計応力強さSmの2.7Smとして、縦方向の変数を以下のように算出する。

供用状態A&B $\sigma_f = 442\text{MPa}$ @336.0℃ $\therefore \sigma_h / \sigma_f = 0.24$

供用状態C&D $\sigma_f = 442\text{MPa}$ @340.3℃ $\therefore \sigma_h / \sigma_f = 0.26$

一方、横方向の無次元き裂長さ $l/(Rt)^{0.5}$ は以下となる。

き裂長さ l が溶接幅範囲しか進展しないとしたとき $l/(Rt)^{0.5}=0.42$

このとき、表より許容き裂深さを求めると以下となる。

供用状態A&Bのとき 許容き裂深さ $a/t=0.75$

供用状態C&Dのとき 許容き裂深さ $a/t=0.75$

従って、Ni基合金溶接金属部では、き裂長さが溶接幅を超えないとしたときには板厚の0.75までの欠陥において、破壊は発生しないと考えられる。

(参考文献)

- [1] 発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004, 日本機械学会
- [2] 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005, 日本機械学会
- [3] ASME Sec. XI

付録 E-2 原子炉容器出入口管台の周方向き裂に対する強度評価

1. はじめに

軸方向の残留応力に圧縮があるために、周方向き裂は板厚の途中で進展を停止すると考えられるが、ここでは原子炉容器出入口管台の板厚の75%まで進展したものとして、強度評価をまとめたものである。なお、応力が大きく板厚の薄い出口管台について評価を実施する。

2. 評価

PWSCCによる周方向き裂は、Ni基溶接金属内を進展すると考えられる。

しかし、Ni基溶接金属の周方向欠陥に対する強度評価手法は、まだ検討段階でJSME維持規格には記載されていない。そこで、強度特性はJSME維持規格の要求を満足し、また、破壊靱性がオーステナイト系ステンレス鋼と同様に高いことから、JSME維持規格のフェライト量20%未満の鑄造オーステナイトステンレス鋼管に対する弾塑性破壊力学評価法を適用する。

・ 周方向き裂における強度評価

周方向き裂に対する弾塑性破壊力学法では、溶接種類に応じてZ係数を用いて評価を行う。

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 \sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right) \quad (\text{式2-1})$$

$$P_b'' = Z((SF)(P_m + P_b) + P_e) - P_m$$

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

ただし、

P_b' : き裂形状で表した塑性崩壊応力

β : 中立角

P_b'' : SF, Zと負荷応力で表された配管への負荷が予想される曲げ応力

σ_f : 実測の流動応力 = 2.7Sm=442 @ 325~350°C

a : 評価期間末期の欠陥深さ = 0.75t

t : 板厚 = 72.825 mm

θ : 周方向欠陥半長に対応する角度 (欠陥角度) $\leq 30^\circ$ (最大角度)

P_m : 一次一般膜応力

P_b : 一次曲げ応力

P_e : 熱膨張応力
 SF : 安全率 =2.77 (供用状態A&B) 、 =1.39 (供用状態C&D)
 Z : フェライト量20%未満の鋳造オーステナイトステンレス鋼管のZ
 係数=0.292 \cdot log{(OD)/25}+0.986=1.413
 OD : 呼び径 (A)

軸方向の負荷応力は以下となる。

供用状態A&B $P_m=41.4\text{MPa}$ 、 $P_b=12.7\text{MPa}$ 、 $P_e=98.5\text{MPa}$
 供用状態C&D $P_m=98.2\text{MPa}$ 、 $P_b=44.8\text{MPa}$ 、 $P_e=98.5\text{MPa}$

これらより、き裂深さが75%板厚での P_b' 、 P_b'' は以下となる。

供用状態A&Bのとき $P_b''=309.6\text{MPa} < P_b'=425.2\text{MPa}$
 供用状態C&Dのとき $P_b''=321.9\text{MPa} < P_b'=376.5\text{MPa}$

従って、Ni基合金溶接金属も周方向き裂では、板厚の0.75のき裂深さにおいて、負荷応力から算出される P_b'' が許容曲げ応力 P_b' より小さく、破壊が発生しないことが確認できた。

なお、JSME維持規格では周方向欠陥に欠陥角度 $2\theta \leq 60^\circ$ の制限がある。き裂進展解析で、き裂進展速度のばらつき上限 2σ のときには、き裂深さ $a/t=0.38$ 、き裂半角 $\theta=47^\circ$ となると予想されるが、このときの欠陥形状において式2-1の負荷応力 P_b'' は許容応力 P_b' に対して $P_b'' < P_b'$ となり、負荷応力は許容応力を満足することから破壊は発生しないと予想される。

(参考文献)

- [1] 発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2004, 日本機械学会
- [2] 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005, 日本機械学会

付録 F 点検結果に基づく点検時期の見直し

1. はじめに

本付録は、き裂進展予測結果に比べ、き裂が早く進展したりすることが点検により確認された場合の、点検時期の考え方についてまとめたものである。

2. き裂進展予測評価と実機事象が異なる場合の対応

き裂進展予測結果と、実機における点検結果が一致しない場合は、予測評価における評価条件と実機条件が異なることが要因となると考えられる。具体的には、評価条件においては、材料特性等によるバラツキなどが考えられる。

次回点検の結果、き裂進展予測よりも早く進展していることが確認された場合には、次回点検時のき裂寸法を基準にき裂が許容き裂深さに至ると予測される期間を再評価し、次々回の点検時期を見直す（図 1 参照）。ただし、き裂進展速度データは国プロ NiSCC にて平均線、平均線+バラツキ σ 、平均線+バラツキ 2σ の3種の方法が設定されているが、再評価を行なう際には、点検間隔を評価期間の1/4とすることで保守性を確保されていることから、平均線を使用してよい。

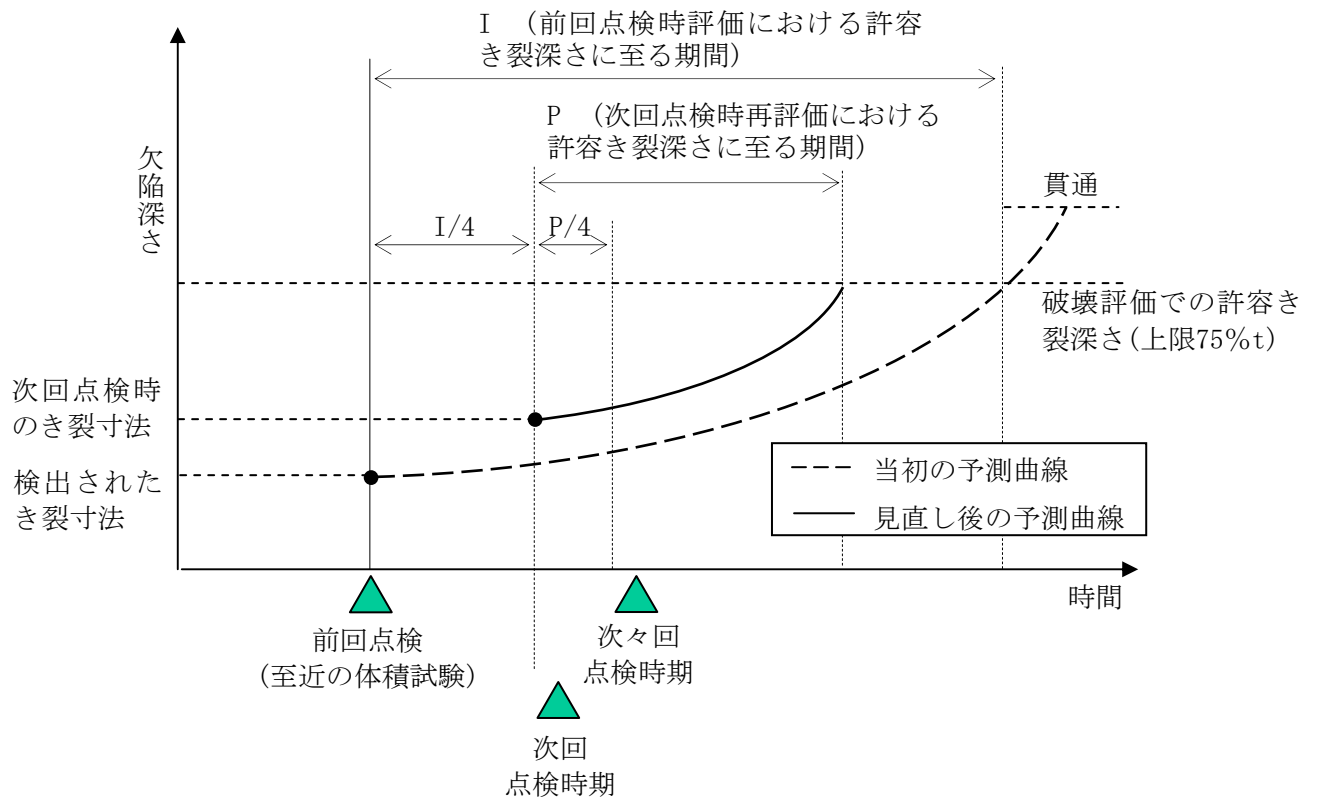


図1 点検結果に基づくき裂進展予測の修正

付録 G 管台セーフエンド異材継手部の保全技術

1. はじめに

本付録は、クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部の PWSCC によるき裂の発生を抑制するための保全技術、及び PWSCC によるき裂からの漏えいを抑制するための保全技術の例をまとめたものである。

2. 保全技術

(1) スプールピース取替工法

管台セーフエンド異材継手部を、セーフエンドとともに除去し、新たなセーフエンド（スプールピース）に取替える工法であり、き裂が発生した場合や、予防保全として適用できる。取替え後の異材継手部は、耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基溶金を使用する（図 1）。スプールピース取替工法は、き裂の位置、サイズ、漏えいの有無によらず適用できる工法である。

スプールピース取替により、600 系 Ni 基合金が除去されることから、施工以降の個別点検は不要となる。

(2) クラッディング工法／INLAY 工法

管台セーフエンド異材継手部の内表面を切削除去し、耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基溶金をクラッド溶接もしくは肉盛溶接する工法であり、き裂が発生した場合や、予防保全として適用できる。（図 2）。

クラッディング、INLAY の施工により、600 系 Ni 基合金が除去されることから、施工以降の個別点検は不要となる。

(3) 内面切削補修工法

管台セーフエンド異材継手部にき裂が発見された場合、き裂を含む内表面を切削により除去する工法である（図 3）。

クラッディング後は、ウォータジェットピーニング等の応力緩和策を施工することで、SCC の発生因子の一つである応力が低減されることにより、施工以降の個別点検は不要となる。

(4) ウォータジェットピーニング（WJP）

ウォータジェットピーニングは、材料内面の高応力部位に対してキャビテーション気泡消滅の際に発生する衝撃圧により施工対象面に塑性ひずみを付与することにより残留応力場を圧縮応力場に改善することにより、PWSCC によるき裂の発生を抑制するものである（図 4）。ウォータジェットピーニングの施工に当たっては、施工対象面

に割れなどの有害な欠陥がないことを確認しておく必要がある。

ウォータージェットピーニングについては、予防保全工法ガイドライン[ピーニング]に基づき、実機施工を行ってよい。

ウォータージェットピーニングの施工により、SCC の発生因子の一つである応力が低減されることにより、施工以降の個別点検は不要となる。

(5) レーザピーニング (LP)

レーザピーニングは、材料内面の高応力部位に対してパルス発振のレーザを照射し、アブレーション作用による高圧プラズマの衝撃圧力により施工対象面に塑性ひずみを付与することにより残留応力場を圧縮応力場に改善することにより、PWSCC によるき裂の発生を抑制するものである (図 5)。レーザピーニングの施工に当たっては、施工対象面に割れなどの有害な欠陥がないことを確認しておく必要がある。

レーザピーニングについては、予防保全工法ガイドライン[ピーニング]に基づき、実機施工を行うことができる。

レーザピーニングの施工により、SCC の発生因子の一つである応力が低減されることにより、施工以降の個別点検は不要となる。

(6) 超音波ショットピーニング (USP)

超音波ショットピーニングは、材料内面の高応力部位に対し、 piezo 素子の超音波振動を利用して運動エネルギーを与えたショット材を衝突させることで、施工対象面に塑性ひずみを付与することにより残留応力場を圧縮応力場に改善することにより、PWSCC によるき裂の発生を抑制するものである (図 6)。超音波ショットピーニングの施工に当たっては、施工対象面に割れなどの有害な欠陥がないことを確認しておく必要がある。

超音波ショットピーニングについては、予防保全工法ガイドライン [ピーニング]に基づき、実機施工を行うことができる。

超音波ショットピーニングの施工により、SCC の発生因子の一つである応力が低減されることにより、施工以降の個別点検は不要となる。

(7) レーザ外面照射応力改善工法 (L-SIP)

レーザ外面照射応力改善工法は、配管または管台の外面をレーザにより急速に加熱することにより、板厚の内外面に温度差を生じさせ、その際発生する塑性ひずみを利用して、内面の残留応力場を圧縮応力場に改善することにより、PWSCC によるき裂の発生を抑制するものである (図 7)。

レーザ外面照射応力改善工法の施工に当たっては、施工対象面に割れなどの有害な欠陥がないことを確認しておく必要がある。

レーザ外面照射応力改善工法については、予防保全工法ガイドライン〔外面からの入熱による応力改善方法〕に基づき、実機施工を行うことができる。

レーザ外面照射応力改善工法の施工により、SCC の発生因子の一つである応力が低減されることにより、施工以降の個別点検は不要となる。

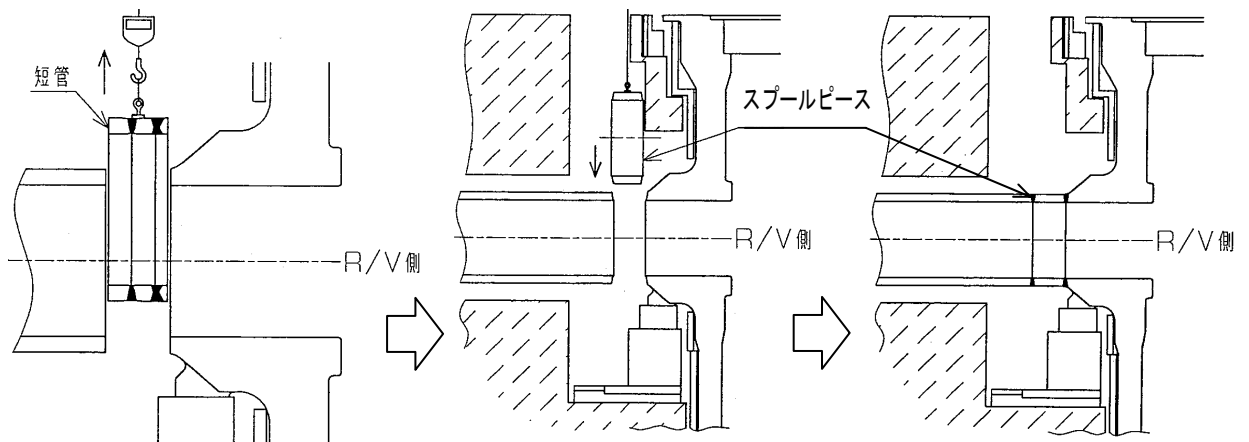


図1 スプールピース取替の概要
(原子炉容器出口管台の例)

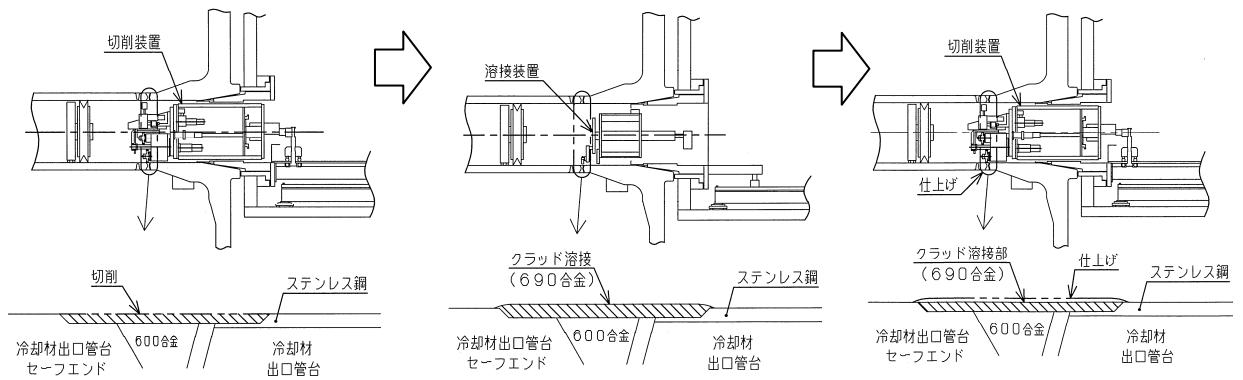


図2 クラディングの概要
(原子炉容器出口管台の例)

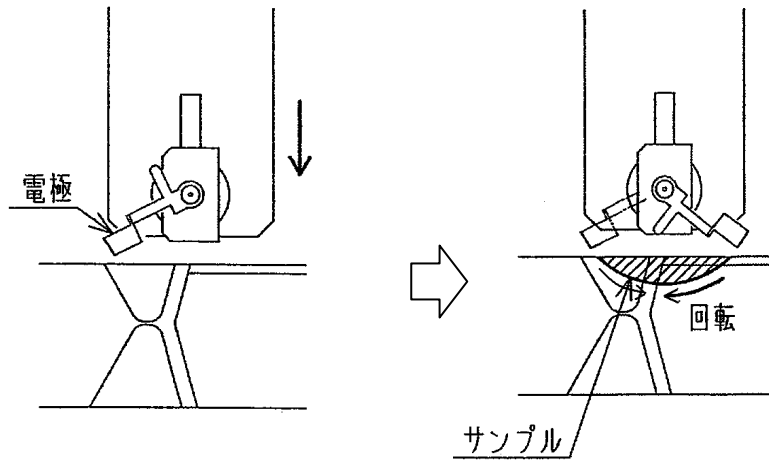


図3 内面切削補修の概要

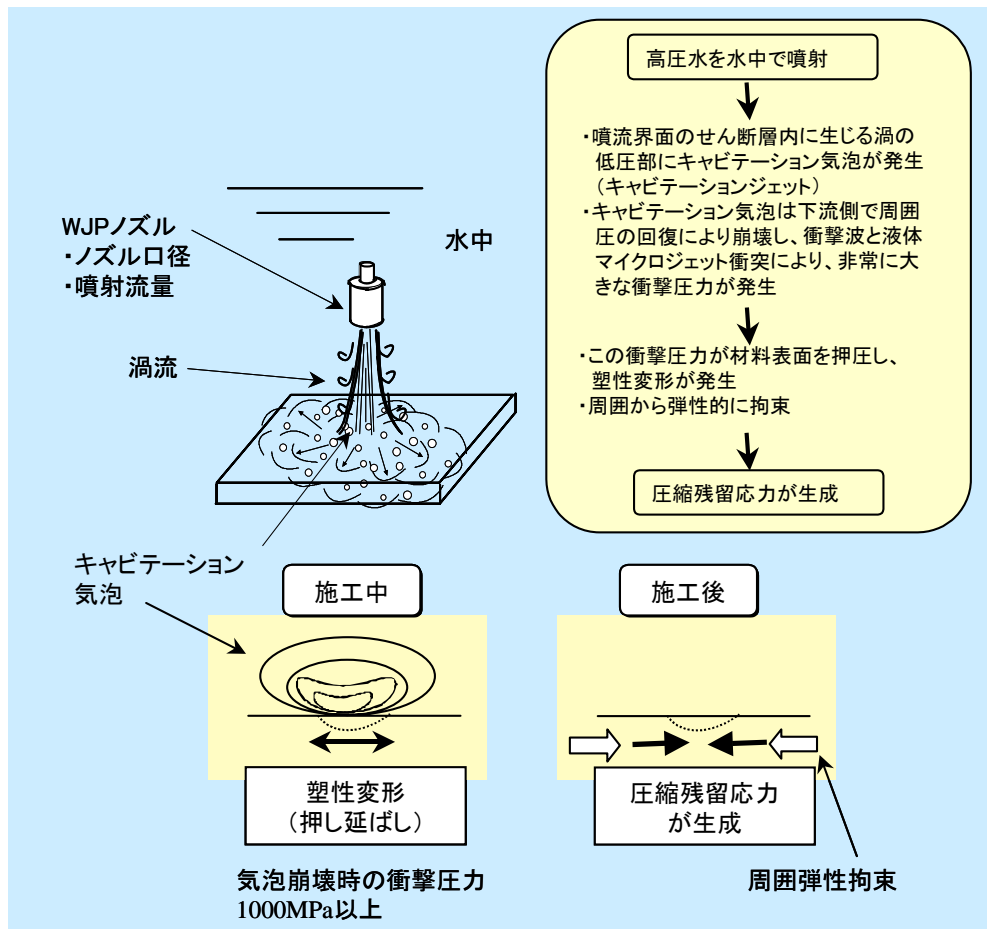


図4 ウォータージェットピーニング概念

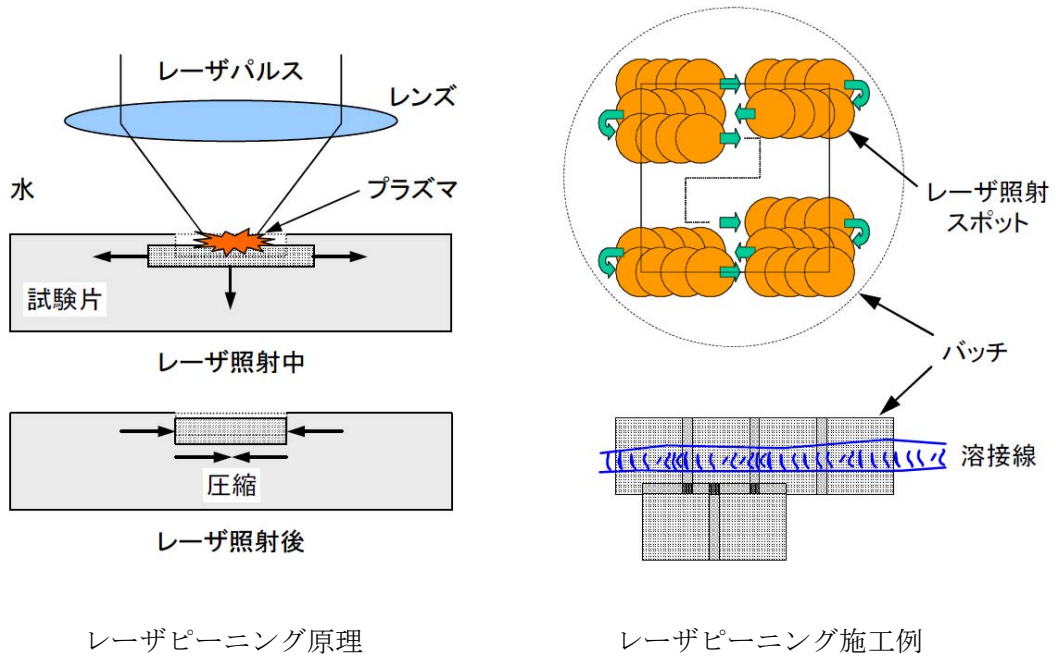


図5 レーザピーニング概念

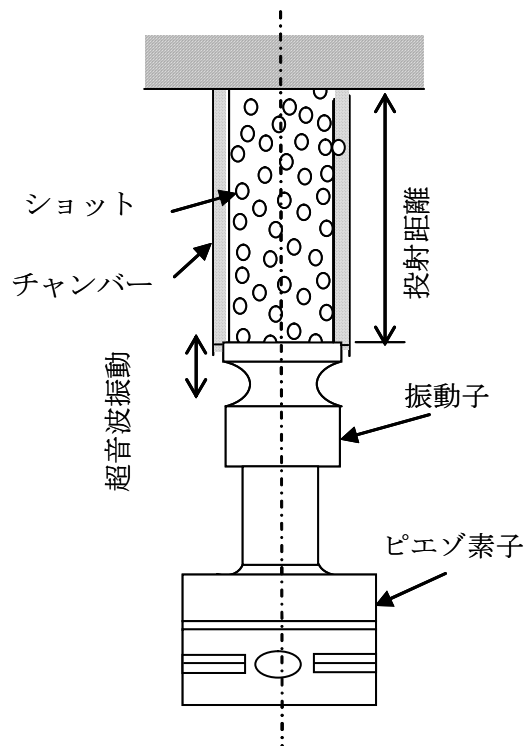


図6 超音波ショットピーニング概念

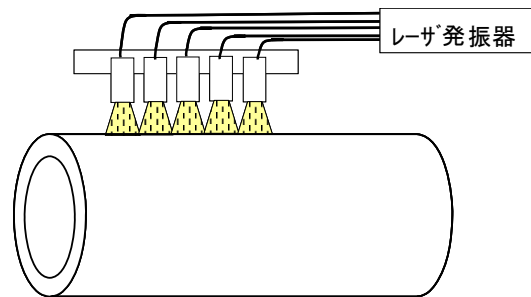


図7 レーザ外面照射応力改善工法概念

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[クラス1容器 管台セーフエンド異材継手部]

編集者 一般社団法人 日本原子力技術協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

発行者 一般社団法人 日本原子力技術協会

〒108-0014 東京都港区芝4-2-3 NOF芝ビル7階

電話 03(5440)3603(代)

FAX 03(5440)3606

© 日本原子力技術協会，2009

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