

P W R 炉内構造物点検評価ガイドライン

[原子炉容器炉内計装筒]

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

[原子炉容器炉内計装筒]

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	点検範囲および点検開始時期	2
3.2	評価	6
3.3	点検・評価のフロー	6
第4章	予防保全措置	9
解 説		
解説 1-1	「ガイドライン制定の目的」	解-1
解説 1-2	「原子炉容器炉内計装筒の選定理由と対象プラント」	解-1
解説 2-1	「原子炉容器炉内計装筒に想定される経年変化事象」	解-1
解説 2-2	「対象とする原子炉容器炉内計装筒の材料」	解-1
解説 2-3	「評価対象部位の選定」	解-1
解説 2-4	「プラントのグループ化」	解-2
解説 2-5	「想定するき裂の方向」	解-2
解説 3-1	「目視試験」	解-2
解説 3-2	「渦流探傷試験」	解-3
解説 3-3	「超音波探傷試験」	解-3
解説 3-4	「初回点検実施時期」	解-3

解説 3-5	「次回点検実施時期」	解-4
解説 3-6	「点検直後のき裂の仮定」	解-4
解説 3-7	「構造健全性評価」	解-4
解説 3-8	「点検結果によるき裂進展予測の修正」	解-4
解説 3-9	「応力改善後の次回点検時期」	解-4
解説 3-10	「点検によりき裂が認められた場合」	解-4
解説 3-11	「補修または取替え後の点検実施時期」	解-5
解説 4-1	「原子炉容器炉内計装筒取替」	解-5
解説 4-2	「内面切削補修工法」	解-5
解説 4-3	「キャップ式補修工法」	解-5
解説 4-4	「ウォータージェットピーニング」	解-5

付 録

付録 A	原子炉容器炉内計装筒構造と評価対象プラントについて
付録 A-1	原子炉容器炉内計装筒の PWSCC 評価対象部位について
付録 A-2	原子炉容器炉内計装筒からの漏えい経路について
付録 A-3	原子炉容器炉内計装筒からの許容漏えい量について
付録 A-4	原子炉容器炉内計装筒母材の周方向き裂の瞬時破断について
付録 A-5	原子炉容器炉内計装筒母材におけるプラントのグループ化
付録 A-6	原子炉容器炉内計装筒母材のき裂発生評価
付録 B	原子炉容器炉内計装筒に適用する点検手法
付録 C	原子炉容器炉内計装筒のき裂進展評価
付録 C-1	原子炉容器炉内計装筒母材における軸方向き裂進展予測
付録 C-2	原子炉容器炉内計装筒母材における周方向き裂進展予測
付録 C-3	原子炉容器炉内計装筒母材の疲労き裂進展量
付録 C-4	原子炉容器炉内計装筒キャップ補修工法での J 溶接部の軸方向き裂進展予測
付録 D	点検時期の設定
付録 E	原子炉容器炉内計装筒に対する強度評価
付録 E-1	原子炉容器炉内計装筒母材の軸方向き裂に対する強度評価
付録 E-2	原子炉容器炉内計装筒母材の周方向き裂に対する強度評価
付録 E-3	原子炉容器炉内計装筒キャップ補修工法での J 溶接部の軸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	原子炉容器炉内計装筒の保全技術

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 の原子炉容器炉内計装筒に適用する。（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、原子炉容器炉内計装筒（母材、J 溶接部）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、原子炉容器炉内計装筒（母材、J 溶接部）の周方向に生じるき裂。

き裂発生予測 : PWSCC き裂が発生するまでに要する運転時間の予測評価。

き裂進展予測 : き裂発生後のき裂の進展の予測評価。

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、そのき裂に対して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) 原子炉容器炉内計装筒に係る「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) 原子炉容器炉内計装筒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）とし、600 系 Ni 基合金の原子炉容器炉内計装筒（母材、J 溶接部）を対象とする。（解説 2-1）（解説 2-2）
- (4) 評価対象部位は、応力が高く PWSCC 発生条件の厳しい原子炉容器炉内計装筒内面下部鏡との溶接金属部（以下、J 溶接部）近傍とする。（解説 2-3）
- (5) 原子炉容器炉内計装筒 J 溶接部における供用期間中検査としての原子炉起動前の系の漏えい試験（定期検査毎）の実施が前提とする。

- (6) 供用期間中検査の要求のない原子炉容器炉内計装筒母材については、作用する応力レベルで分類されるグループにおいて、応力レベルが高いプラントグループ 1 から、より応力レベルが低いプラントグループ 3 までのプラントのグループ別に具体的な点検および評価を実施することができる。(解説 2-4)
- (7) 原子炉容器炉内計装筒母材の点検時期を検討するための PWSCC き裂は、軸方向き裂を想定する。なお、点検等により周方向き裂が検出された場合には、その発生原因について十分に調査した上で、発生原因に応じた評価を行わなければならない。(解説 2-5)

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

原子炉容器炉内計装筒の点検に適用する非破壊試験は、目視試験 (VT)、渦流探傷試験 (ECT)、超音波探傷試験 (UT) のいずれかとする。なお、J 溶接部では、供用期間中検査として原子炉起動前の系の漏えい試験 (VT-2) が要求されている。

(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、これに準じた手法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、これに準じた手法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、JEAG4207-2008「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、これに準じた手法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、非破壊試験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

原子炉容器炉内計装筒を対象とし、き裂の発生が予測される炉内計装筒母材内面 (下部鏡との溶接により、引張応力が付与された範囲) 及び J 溶接部を点検範囲とする。

(2) 点検時期

原子炉容器炉内計装筒母材内面の点検時期については、以下に示す軸方向き裂に対する SCC き裂発生予測および SCC き裂進展予測により設定する。

a. 初回点検時期

軸方向き裂が発生すると予測される時期を目処に初回点検を実施する。但し、J 溶接部は現時点で、き裂のサイジング技術が確立されていないことから、点検時期の予測は行うことができないため、供用期間中検査のみ実施する。(解説 3-4)

b. 次回点検時期

SCC 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次回点検を実施する。(解説 3-5)

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 SCC 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) (解説 3-7)

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 SCC 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、次々回点検は評価期間の 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、SCC き裂進展予測を見直さなければならない。(解説 3-8)

(3) 予防保全または補修が施工された後の点検時期

予防保全または補修が施工された場合は、前項で定めた点検時期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、600 系 Ni 基合金の SCC を対象とした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予防保全措置が施工された場合には、耐 PWSCC 性が向上するため、600 系 Ni 基合金の SCC を対象とした個別点検は不要となる。(解説 3-9)

3. 2 評価（許容基準）

- (1) 点検の結果、き裂が認められた場合、SCC き裂進展予測及び破壊評価により構造健全性が確保されるように次回点検時期を設定することができる場合は、その時期まで継続使用できる。（解説 3-10）
- (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を行わなければならない。なお、補修または取替後はその仕様に基つき次回点検時期を決定することができる。（解説 3-11）

3. 3 点検・評価のフロー

原子炉容器炉内計装筒母材内面及びJ溶接部の点検・評価のフローを図 3.3-1, 2 に示す。

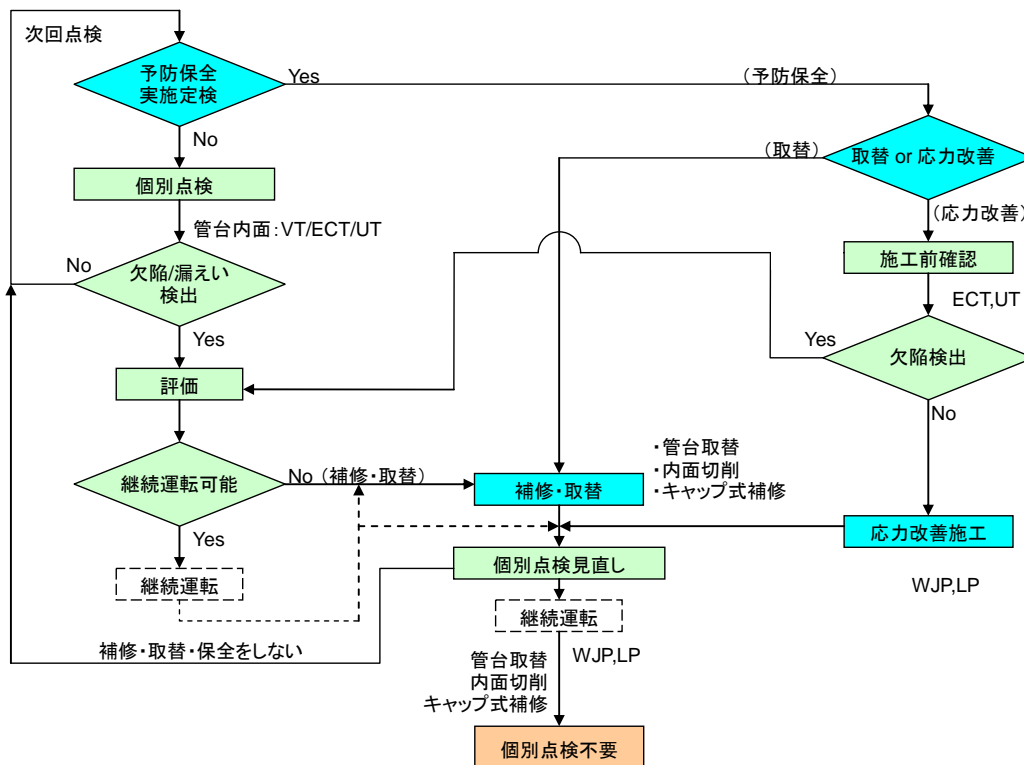


図 3.3-1 原子炉容器炉内計装筒母材内面の点検・評価フロー

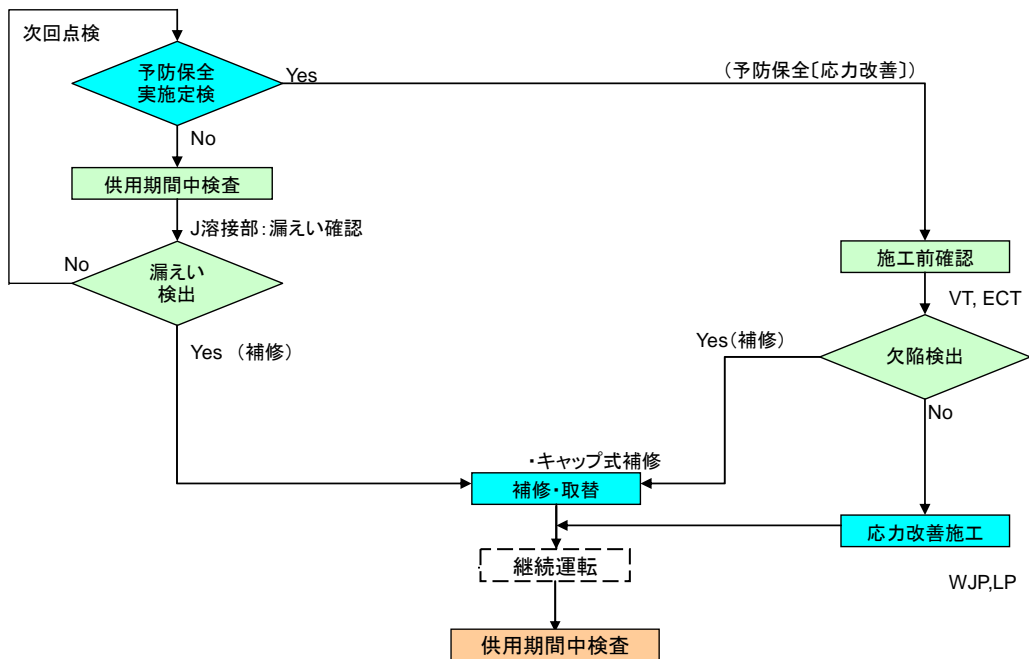


図 3.3-2 原子炉容器炉内計装筒 J 溶接部の点検・評価フロー

第4章 予防保全措置

原子炉容器炉内計装筒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) 原子炉容器炉内計装筒の取替

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、その期間内に一部もしくは全数の原子炉容器炉内計装筒を取り替えることができる。

なお、耐 PWSCC 性に優れた 690Ni 基合金製の炉内計装筒に取替後、個別点検は不要となる。(解説 4-1)

(2) 内面切削補修工法

原子炉容器炉内計装筒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、ウォータジェットピーニングなどの併用により、当該箇所点検は、耐 PWSCC 性が向上するため、個別点検は不要となる。(解説 4-2)

(3) キャップ補修工法

原子炉容器炉内計装筒内面のき裂に対して、原子炉容器下部外面に SUS316 製キャップを耐 PWSCC 性に優れた 690 系 Ni 基合金で取り付けることから、個別点検は不要となる。(解説 4-3)

(4) ウォータジェットピーニングまたはレーザーピーニング

原子炉容器炉内計装筒の引張応力発生箇所にウォータジェットピーニングまたはレーザーピーニング等を実施し、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。

なお、ピーニング施工後は、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

(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物では、近年海外で損傷事例が散見されているが、点検時期の制約が大きい炉内構造物の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、許容レベルなど個別の機器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、炉内構造物等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) 原子炉容器炉内計装筒の選定理由と対象プラント

原子炉容器炉内計装筒においては、同様の構造である原子炉容器蓋用管台において損傷が国内外で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、原子炉容器炉内計装筒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) 原子炉容器炉内計装筒に想定される経年変化事象

本ガイドラインで扱う原子炉容器炉内計装筒の経年変化事象としては、同様の構造を有する原子炉容器蓋用管台での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。(付録 A 参照)

(解説 2-2) 対象とする原子炉容器炉内計装筒の材料

原子炉容器炉内計装筒の材料は、600 系 Ni 基合金 (ASME SB166/ASTM B166/JIS NCF600 及び溶接金属) 及び 690 系 Ni 基合金 (現 GNCF690C 及び溶接金属) が使用されているが、PWSCC 感受性を有している 600 系 Ni 基合金を使用した部位を本ガイドラインの対象とする。(付録 A 参照)

(解説 2-3) 評価対象部位の選定

原子炉容器炉内計装筒母材内面における PWSCC によるき裂の発生を想定した場合、き裂は最も応力の厳しい、下部鏡との溶接部近傍の炉内計装筒内面に加え、下部鏡との溶接金属部 (J 溶接部) とする。

原子炉容器炉内計装筒/セーフエンド溶接部については、応力レベルが低く PWSCC 発生の可能性は低いと考えられるため、本ガイドラインの対象としない。(付録 A-1 参照)

(解説 2-4) プラントのグループ化

PWSCC によるき裂発生は、材料、環境、応力によって評価されるため、原子炉容器炉内計装筒母材を材料、環境（温度）、応力について整理し、最も寄与度が高いと考えられる応力に着目し、取付けの際の溶接残留応力とプラント運転中の内圧及び熱による応力を考慮した上で、グループ化を実施する。グループは以下の通りである。（付録 A-5 参照）

[原子炉容器炉内計装筒のグループ化]

グループ 1：美浜 2, 3 号機, 高浜 1, 2 号機, 大飯 1, 2 号機, 玄海 1, 2 号機,
伊方 1, 2 号機

(応力レベル：500 MPa 程度)

グループ 2：美浜 1 号機, 高浜 3, 4 号機, 川内 1, 2 号機, 敦賀 2 号機,
泊 1, 2 号機

(応力レベル：450 MPa 程度)

グループ 3：大飯 3, 4 号機, 玄海 3, 4 号機, 伊方 3 号機

(応力レベル：380 MPa 程度)

なお、PWSCC によるき裂発生の予測時期については、応力の高いグループ 1 が最も早く、グループ 2, 3 の順に遅くなる。

また、本ガイドラインの解析・評価は、グループ 1 を例に実施しており、その他グループへの展開に当たっては、それぞれのグループにおける炉内計装筒の PWSCC 評価条件を用いて解析・評価を実施する。

(解説 2-5) 想定するき裂の方向

溶接残留応力を考慮した応力解析結果や実機を模擬したモックアップ試験の応力測定結果より、管内面に発生する残留応力は軸方向応力よりも周方向応力が支配的である。したがって、本ガイドラインでは、PWSCC により発生するき裂は軸方向き裂を想定するものとする。

なお、点検等により評価上発生が想定できない周方向き裂が検出された場合には、その発生原因について十分に検討し、発生原因に応じた評価を行わなければならない。ただし、その発生原因が PWSCC であって、本ガイドラインに基づくき裂進展評価等が妥当と判断される場合には、応力分布を補正するなどして本ガイドラインの評価の考え方を適用することができる。（付録 B-2）

(解説 3-1) 目視試験

原子炉容器炉内計装筒 J 溶接部表面におけるき裂の有無について、目視試験（VT）により確認することができる。

(解説 3-2) 渦流探傷試験

原子炉容器炉内計装筒母材内面及び J 溶接部表面におけるき裂の有無について、渦流探傷試験 (ECT) により確認することができる。

(解説 3-3) 超音波探傷試験

原子炉容器炉内計装筒母材内面におけるき裂の有無について、炉内計装筒母材に対する超音波探傷試験 (UT) により確認することができる。また、超音波探傷試験は、目視試験または渦流探傷試験によりき裂が検出された場合に、き裂の深さを仮定するために適用することもできる。

(解説 3-4) 初回点検実施時期

初回点検時期については、き裂が許容限界に達するまでに実施すれば問題ないが、より安全側であり、また、検査結果をその後の検査に有効利用できるという観点から、き裂発生の予測時期付近で点検することとする。(付録 A-6 参照)

過去に実施した点検については、技術的かつ検査時期が妥当であればガイドラインの初回点検に用いることができる。

き裂の想定による安全性への影響に関して以下の項目を検討している。

- 原子炉容器炉内計装筒に発生する応力は取付け位置により異なると考えられ、応力評価上、最外周管台で応力が高くなると評価される。(付録 A-1 参照)
- 万一、炉内計装筒内面及び J 溶接部において軸方向き裂が発生し板厚を貫通した場合を想定しても、そのき裂からの漏えい経路は、炉内計装筒穴と炉内計装筒との隙間となるため、漏えい量は通常補給水に比べて、十分小さくなる。したがって、安全機能である原子炉冷却材圧力バウンダリは維持される(付録 A-2, A-3 参照)。
- 万一、周方向き裂が発生した場合でも瞬時に全周破断は起こりにくいため、原子炉冷却材圧力バウンダリの維持に損傷を与える可能性は極めて低いと考えられる(付録 A-4 参照)。

なお、J 溶接部は現時点で、き裂のサイジング技術が確立されていないことから、点検時期の予測は行うことができないが、万一、軸方向き裂が発生した場合も通常の冷却材の補給により原子炉の安全性を確保することができる。

(解説 3-5) 次回点検実施時期

原子炉容器炉内計装筒母材の SCC き裂進展データについては、国プロ NiSCC にて定め
たき裂進展速度データを使用する。(付録 C, C-1, C-2, C-4 参照)

ただし、点検により評価上発生が想定できない周方向き裂が検出された場合には、そ
の発生原因について十分に検討し、発生原因に応じた評価に基づき次回点検時期を設定
しなければならない。

なお、PWSCC によるき裂発生後のき裂進展予測には、疲労によりき裂進展することも考
えられるが、PWSCC による進展に対して疲労による進展は有意でないことが確認されてい
る。(付録 C-3 及び付録 D 参照)

(解説 3-6) 点検直後のき裂の仮定

仮定するき裂の深さは、試験の検出限界以上の深さとし、ECT および UT の場合 3mm と
する。ただし、検出能力が示される場合には、より小さい深さとすることができる。

(解説 3-7) 構造健全性評価

点検によりき裂が検出された場合は、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規
格 (2008 年改訂版) (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ものとする。

(解説 3-8) 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 SCC 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、SCC 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 3-9) 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 3-10) 点検によりき裂が認められた場合

点検によりき裂が認められた場合は、き裂進展予測及び破壊評価に基づき、構造健全
性並びに継続運転の可否を判定することができる。ただし、原子炉容器炉内計装筒 J 溶
接部については、現時点でき裂のサイジング技術が確立されていないことから、き裂ま

たは漏えいが認められた場合には、補修を行う必要がある。

(解説 3-11) 補修または取替え後の点検実施時期

原子炉容器炉内計装筒の補修はき裂を完全に除去する方法や、一部のき裂を残したままキャップによる補修等が考えられる。また、取替えでは材料の仕様や構造に変更が加えられえる可能性がある。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) 原子炉容器炉内計装筒取替

原子炉容器炉内計装筒取替は、原子炉容器炉内計装筒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。(付録 G 参照)

(解説 4-2) 内面切削補修工法

原子炉容器炉内計装筒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、その深さまで管台内径を拡大するように内面を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などの予防保全対策を併用すれば、応力改善を行なうことができるので、当該箇所に対する個別点検を省略することができる。(付録 G 参照)

(解説 4-3) キャップ式補修工法

炉内計装筒内面にき裂が検出された場合もしくは漏えいが検知された場合に、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 RB-2800 に準拠して原子炉容器下部外面に SUS316 製キャップを設ける(原子炉容器下部鏡座には 690 系 Ni 基合金にて溶接, 炉内計装筒には SUS316 にて溶接することで取付け)ことで、新たな耐圧バウンダリを形成し、漏えいを抑制する補修工法である。(付録 G 参照)

(解説 4-4) ウォータージェットピーニングまたはレーザーピーニング

ウォータージェットピーニングまたはレーザーピーニングは、原子炉容器炉内計装筒における PWSCC 発生を抑制するための予防保全措置である。予防保全工法ガイドライン [ピーニング工法] に従って、ウォータージェットピーニングまたはレーザーピーニングの施工することで、耐 PWSCC 性は向上する。(付録 G 参照)

付 録

付録 A 原子炉容器炉内計装筒構造と評価対象プラントについて

1. 原子炉容器炉内計装筒構造

原子炉容器炉内計装筒構造を図 1-1 に示す。原子炉容器炉内計装筒構造は、プラントのループ数により、内径、板厚、本数が異なる。材料としては、600 系 Ni 基合金 (ASME SB166, ASTM B166 及び JIS NCF600) が主に使用されており、一部プラントで、690 系 Ni 基合金 (現 GNCF690C) が使用されている (表 1-1)。

本付録では、それぞれの材料の耐 PWSCC 性を明らかにし、評価対象プラントを選定する。

2. PWSCC 感受性について

600 系 Ni 基合金及び 690 系 Ni 基合金の 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]

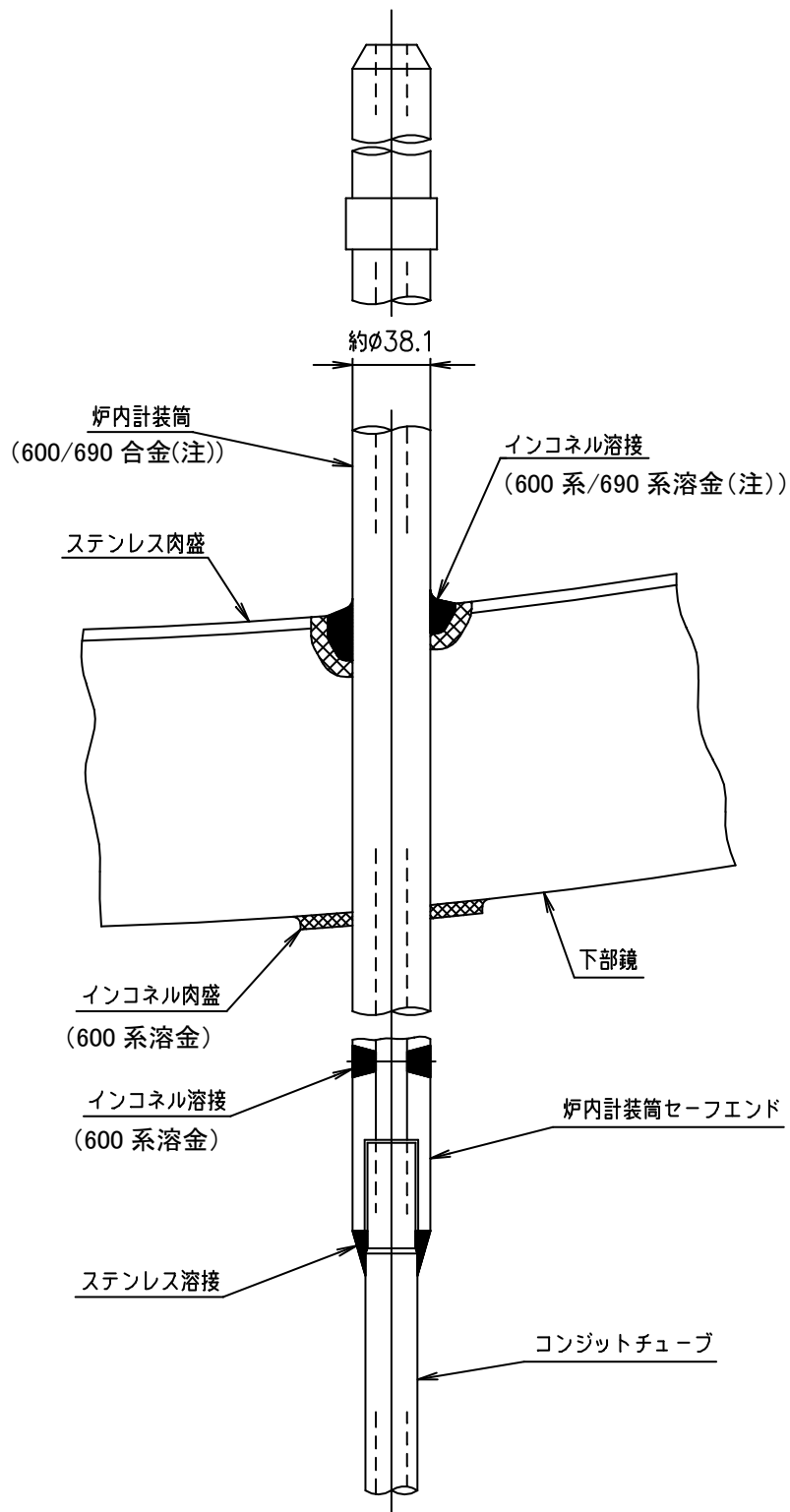
水質：PWR 一次系模擬水中

温度：360℃ (温度加速)

応力：300～600MPa

600 系 Ni 基合金及び 690 系 Ni 基合金の定荷重 SCC 試験結果を図 2-1 及び図 2-2 に示す。600 系 Ni 基合金においては PWSCC が発生しているが、690 系 Ni 基合金においては、現状までに 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 基合金適用プラントとなる。

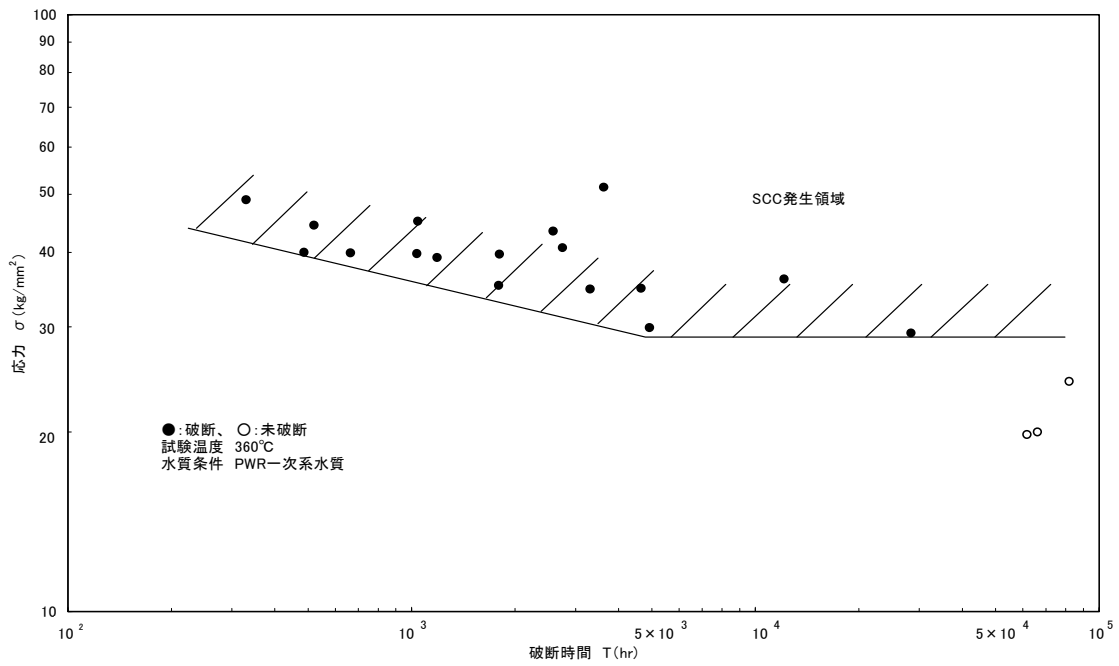


(注)690系 Ni 基合金は、玄海 4 号機に適用

図 1-1 炉内計装筒構造図

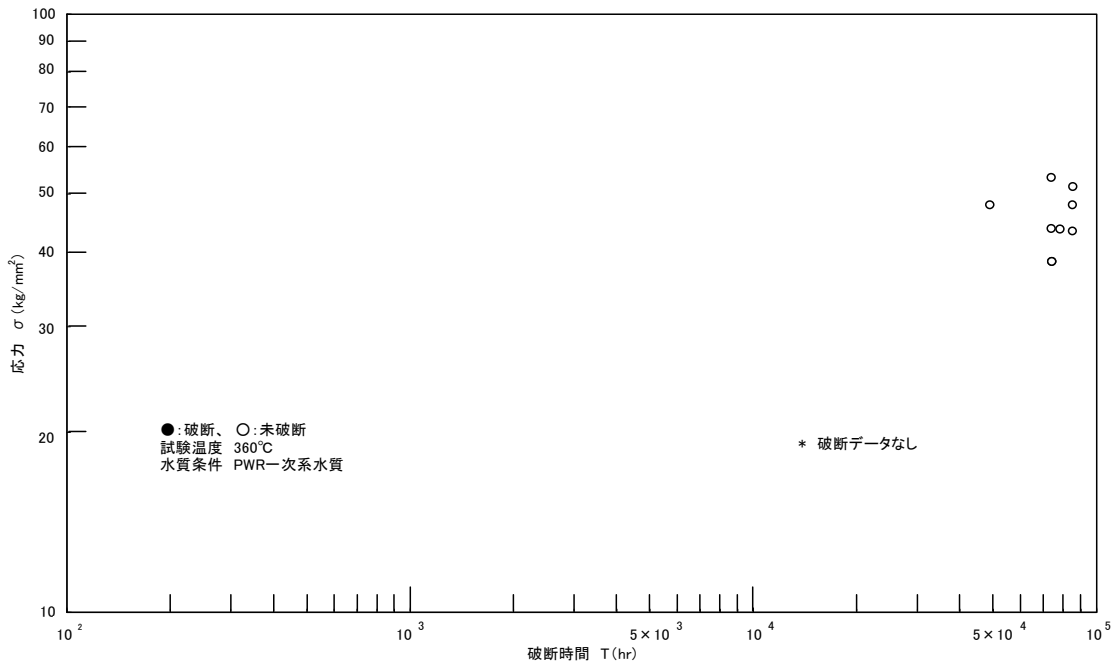
表 1-1 原子炉容器炉内計装筒母材の形状寸法・材料

プラント名	炉内計装筒 [mm]			材料	設備数
	内径	板厚	外径		
美浜 1 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASME SB166	30
美浜 2 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASTM B166	36
美浜 3 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	50
高浜 1 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	50
高浜 2 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	50
高浜 3 号機	φ 約 10.2	約 14.0	φ 約 38.1	ASME SB166	50
高浜 4 号機	φ 約 10.2	約 14.0	φ 約 38.1	ASME SB166	50
大飯 1 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	58
大飯 2 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	58
大飯 3 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	NCF600	58
大飯 4 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	NCF600	58
玄海 1 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASME SB166	36
玄海 2 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASME SB166	36
玄海 3 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	NCF600	58
玄海 4 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	現 GNC690C	58
川内 1 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	50
川内 2 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	50
敦賀 2 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	ASME SB166	58
泊 1 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	NCF600	36
泊 2 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	NCF600	36
伊方 1 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASME SB166	36
伊方 2 号機	φ 約 9.5	約 14.3	φ 約 38.1	ASME SB166	36
伊方 3 号機	φ 約 15.2	約 11.5	φ 約 38.1	NCF600	50



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 原子炉容器炉内計装筒の PWSCC 評価対象部位について

1. はじめに

本付録は、PWSCC 評価対象プラントの原子炉容器炉内計装筒における PWSCC 評価対象部位について検討した結果をまとめ、炉内計装筒を構成する部位のうち、炉内計装筒（母材）、炉内計装筒／下部鏡との J 溶接部（溶接金属）、炉内計装筒／セーフエンド溶接部（溶接金属）から炉内計装筒（母材）を評価対象として選定した根拠を説明する。

2. 原子炉容器炉内計装筒構造

原子炉容器炉内計装筒構造を図 2-1 に示す。炉内計装筒における 600 系 Ni 基合金使用部位は、溶接部を含め、以下の 3 種類となっている。

- ① 原子炉容器炉内計装筒（母材）
- ② 原子炉容器炉内計装筒／下部鏡との J 溶接部（溶接部）
- ③ 原子炉容器炉内計装筒／セーフエンド溶接部（溶接部）

炉内計装筒における PWSCC 発生時間については、応力レベルが大きく影響すると評価されている。炉内計装筒の各部位における応力評価結果を表 2-1 に示す。表 2-1 に示すように、炉内計装筒（母材）内面で最大応力値を示し、PWSCC 発生時間が最も早くなることを示している。また、原子炉容器炉内計装筒に発生する応力は取付け位置により異なると考えられ、応力評価上、最外周部で応力が高くなると評価される。その他の部位については、応力レベルは低いために、PWSCC 発生の可能性は低いと評価されているものの、J 溶接部については、表面仕上げが不十分であった場合には、引張残留応力が生じている可能性があり、PWSCC 発生の可能性は否定できない状況にある。

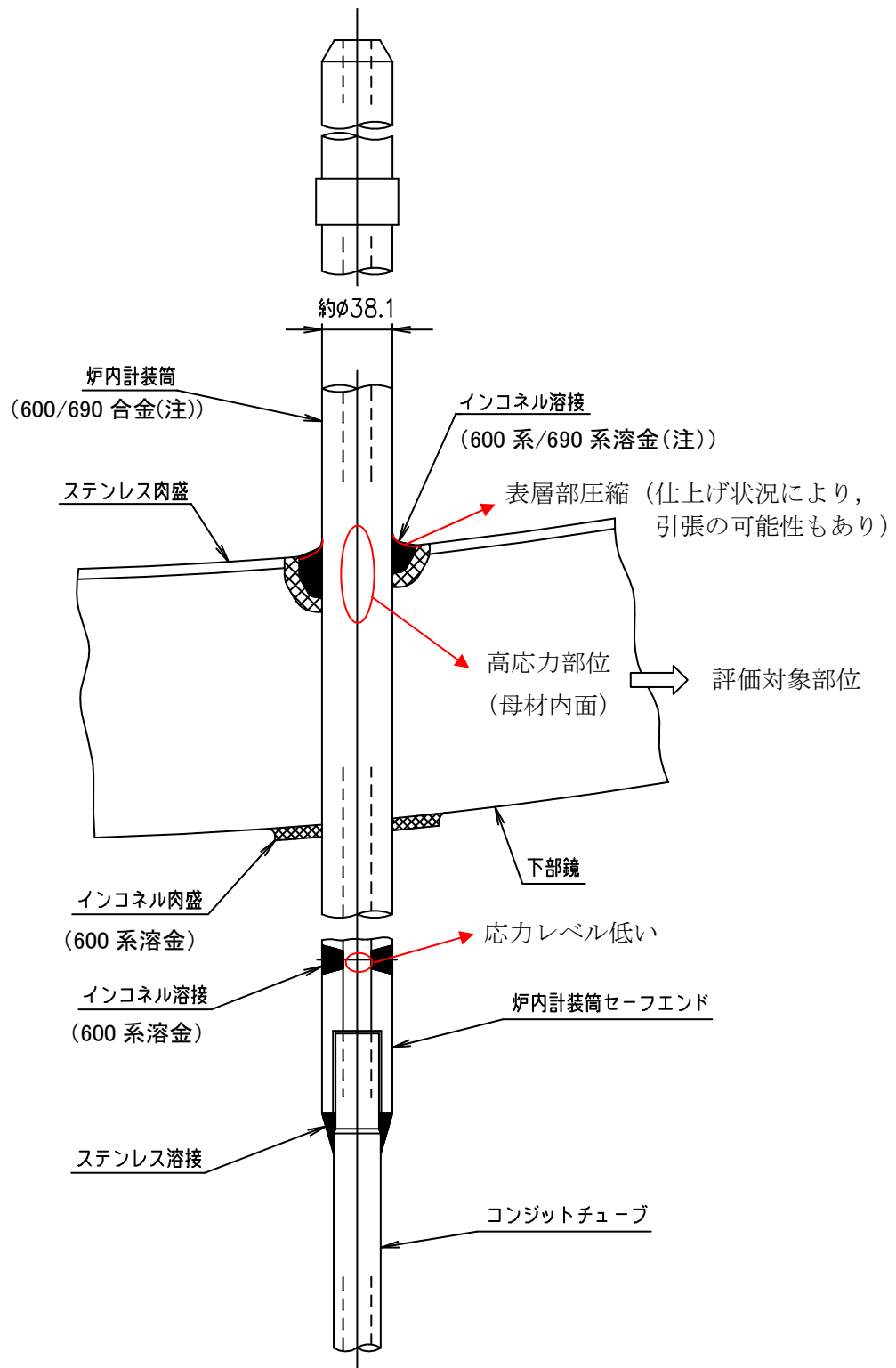
したがって、ガイドラインにおいては、炉内計装筒内面を点検・評価対象とし、J 溶接部は、き裂が発見された場合の評価の考え方を示すこととする。

また、評価例として代表部位の評価等を実施する場合は、基本的に最も応力が厳しい最外周部に位置する炉内計装筒の条件を用いることとする。なお、炉内計装筒における発生応力は、プラント毎でグループ化されるため、PWSCC き裂の発生予測には、グループ毎の応力を適用するが、き裂進展予測については、安全側の評価となるように、最も応力が高いグループ 1 の応力で全プラントを評価することとする。（付録 A-5 参照）

表 2-1 原子炉容器炉内計装筒における PWSCC 発生懸念部位

部 位		応力 [MPa]	PWSCC 発生評価	応力評価
炉内計装筒 (母材)	最外周管台	約 380~500	可能性有り	弾塑性解析結果 (下部鏡溶接部の内面で最大 応力)
	中央管台	約 310	可能性低い	弾塑性解析結果 (下部鏡溶接部の内面で最大 応力)
炉内計装筒/ 下部鏡との J 溶接部		表層部圧縮	可能性あり (*1)	計測結果 (*1)
炉内計装筒/ セーフエンド溶接部		100~200	可能性低い	弾性解析結果

(*1) 炉内計装筒/下部鏡溶接部 (J 溶接) は、溶接後のバフ仕上げにより表層部は圧縮残留応力となると考えられるものの、建設当時はバフ仕上げによる応力緩和に対する知見はなく、バフ仕上げは管理されていないことから、仕上げが不十分な場合には、表層部に引張残留応力が生じている可能性は否定できない。



(注)690 系 Ni 基合金は、玄海 4 号機に適用

図 1-1 炉内計装筒構造図

付録 A-2 原子炉容器炉内計装筒からの漏えい経路について

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。原子炉容器炉内計装筒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、その漏えい経路によって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、原子炉容器炉内計装筒に対して、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. 原子炉容器炉内計装筒からの漏えい経路について

(1) 原子炉容器炉内計装筒のき裂について

原子炉容器炉内計装筒において PWSCC によるき裂発生については、高応力部位である炉内計装筒／下部鏡溶接部（J 溶接部）近傍の炉内計装筒内面での可能性が考えられ、周方向応力が支配的であることから軸方向き裂が想定される。

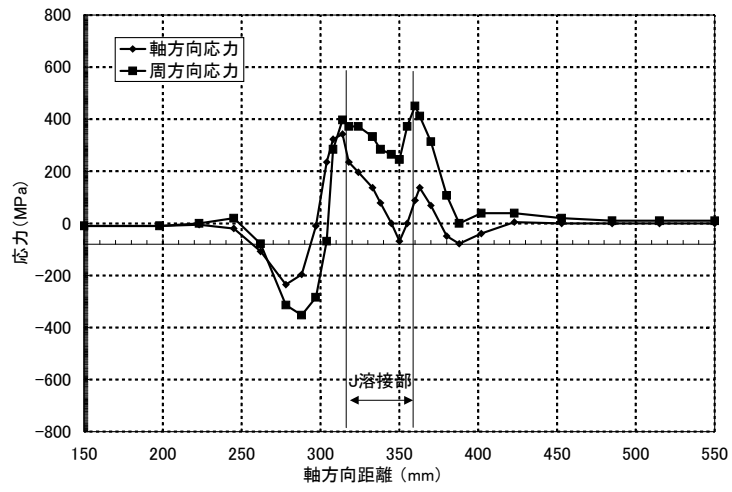
なお、周方向欠陥については、軸方向応力が全周に渡って高応力状態となっていないことから（図 2-1 参照）、その可能性は低いと考えられる。また、万一、周方向き裂が発生した場合については高応力が全周に渡っていないため、方向によってき裂の進展速度に差が生じ、瞬時に全周破断する可能性は極めて低いと考えられる。（付録 A-4 参照）。

(2) 原子炉容器炉内計装筒からの漏えい経路について

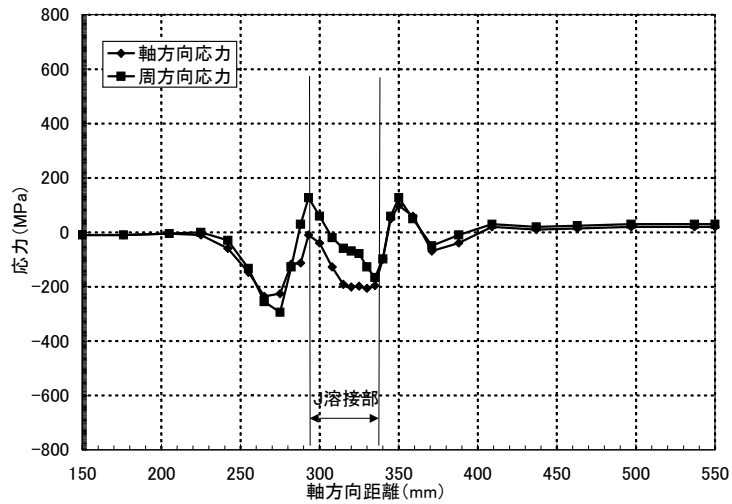
原子炉容器炉内計装筒における PWSCC による想定き裂としては、炉内計装筒内面の軸方向き裂が考えられる。その場合、漏えい経路については、炉内計装筒と下部鏡貫通穴との隙間となる。（図 2-2 参照）

なお、原子炉容器炉内計装筒／下部鏡溶接部（J 溶接部）にき裂を想定した場合においても、漏えい経路は、炉内計装筒と下部鏡穴との隙間となる。また、仮に J 溶接部全周に貫通き裂が生じたとしても、そのき裂が完全に炉内計装筒に沿って進展することは考えにくく、下部鏡穴から炉内計装筒が抜け落ちることは考えにくい。また、炉内計装筒の上端は抜け落ちることを防止するために、上端部の径は、炉内計装筒穴よりも大きくなっている（美浜 1, 2 号機除く）。

[0° 断面]



[90° 断面]



[180° 断面]

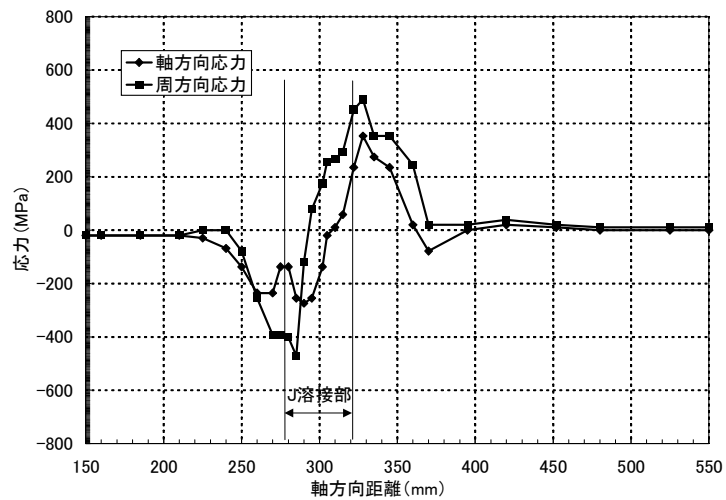


図 2-1 プラント運転中の炉内計装筒内面の長手方向応力分布

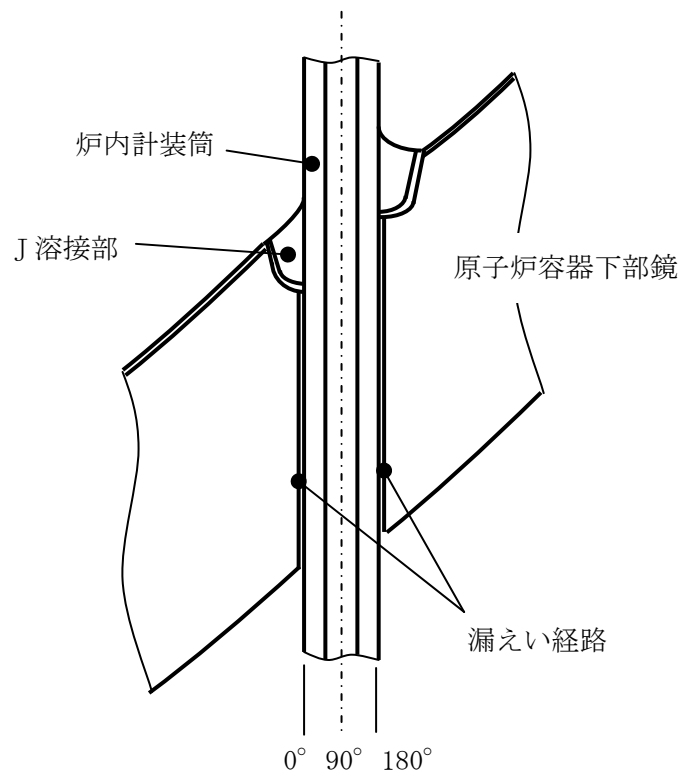


図 2-2 炉内計装筒母材及び J 溶接部における貫通き裂が発生した場合の漏えい経路

付録 A-3 原子炉容器炉内計装筒からの許容漏えい量について

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒に対して貫通欠陥を想定し、漏えいした場合の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まとめたものである。

2. 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

原子炉容器炉内計装筒における貫通欠陥が発生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については、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漏えい量となる流量断面積を以下に示す。

(許容漏えい量)

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

なお、現状想定される漏えい経路としては、原子炉容器炉内計装筒と下部鏡穴の隙間となり、その隙間における断面積は約 7mm^2 程度であり、冷却材の補給可能な断面積の 10～20%程度である。したがって、万一、原子炉容器炉内計装筒貫通欠陥が生じた場合においても、冷却材の補給は可能であり、原子炉の安全性を確保できることになる。

付録 A-4 原子炉容器炉内計装筒母材の周方向き裂の瞬時破断について

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒に対して、PWSCC による周方向き裂が発生した場合の瞬時破断に至る可能性について検討した結果をまとめたものである。

2. 検討条件

原子炉容器炉内計装筒内面に PWSCC による周方向き裂が発生した場合に、瞬時に全周破断に至る可能性を確認するため、以下の条件に基づき検討を実施した。

- ・全周き裂が生じたと想定する。
- ・この想定き裂に対して、応力が高い断面（方向）と応力が低い断面（方向）のそれぞれの板厚内応力分布（軸方向）を用い、き裂進展評価を実施する。
- ・き裂進展評価の結果、応力が高い断面（方向）と低い断面（方向）とで、板厚貫通に至るまでの時間の差があることを示し、全周に瞬時破断が生じることとはしないことを示す。
- ・尚、全周き裂に対する K_I 値評価としては、Ductile Fracture Handbook “Full Circumference Part-throughwall Flaw” における次式を採用する。

$$K_I = (\pi a)^{0.5} \cdot \left[\sum_{i=0}^3 \sigma_i G_i \right]$$

$$\sigma = \sigma_0 + \sigma_1 (z/t) + \sigma_2 (z/t)^2 + \sigma_3 (z/t)^3$$

σ : 板厚内の応力分布

$\sigma_1 \sim \sigma_3$: 板厚内応力分布を 3 次式で表わした場合の係数

z : 円筒内面からの距離

t : 板厚

$$G_i = A_0 + A_1 X + A_2 X^2 + A_3 X^3 + (A_4 X + A_5 X^2 + A_6 X^3 + A_7 X^4) / [0.324 (R_i/t) - 0.296]^{0.5}$$

R_i : 内半径

X : a/t

a : 欠陥深さ

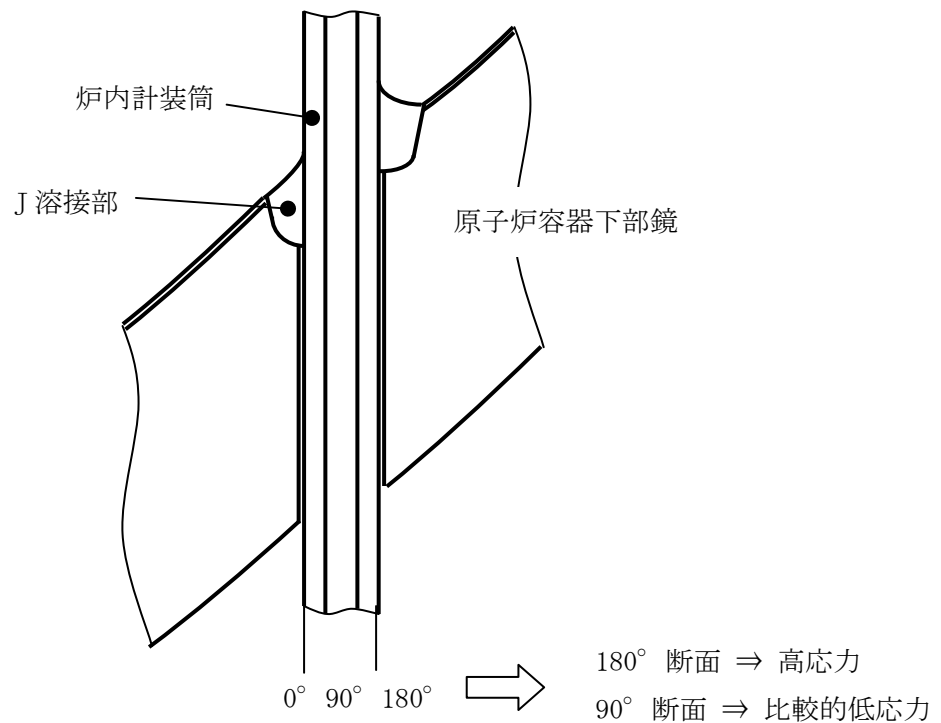
$A_0 \sim A_7$: 定数

- (*) 本評価式は、 $1 \leq R_i/t \leq 4$ が適用範囲であるが、炉内計装筒では、 $R_i/t \leq 1$ となる。したがって、ここでは、応力分布による影響について相対評価することが目的であることから、 $R_i/t=1$ として評価する。

3. 検討結果

初期き裂として、3mm 深さの全周欠陥を想定し、応力が高い 180° 断面（方向）と応力が低い 90° 断面（方向）のそれぞれの板厚内応力分布（軸方向）を用い（図 3-1）、き裂進展評価を実施した時の相対比較評価を図 3-2 に示す。図 3-2 に示されるように、き裂進展解析結果において、応力が高い 180° 断面の応力分布での板厚貫通に至る時間においても、90° 断面では、ほとんでき裂は進展していない状況であることが確認できる。

したがって、90° 断面における応力分布でのき裂進展は 180° 断面でのき裂進展に比べ、非常に遅く、全周き裂が瞬時破断を起こす可能性が極めて低いことが確認できる。



原子炉容器炉内計装筒の残留応力の状態

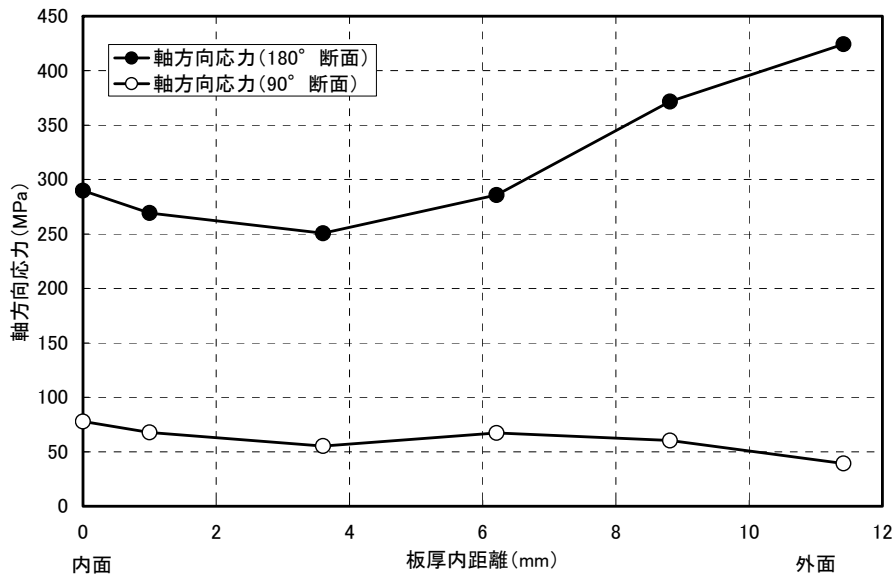


図 3-1 炉内計装筒の板厚内応力分布 (軸方向)

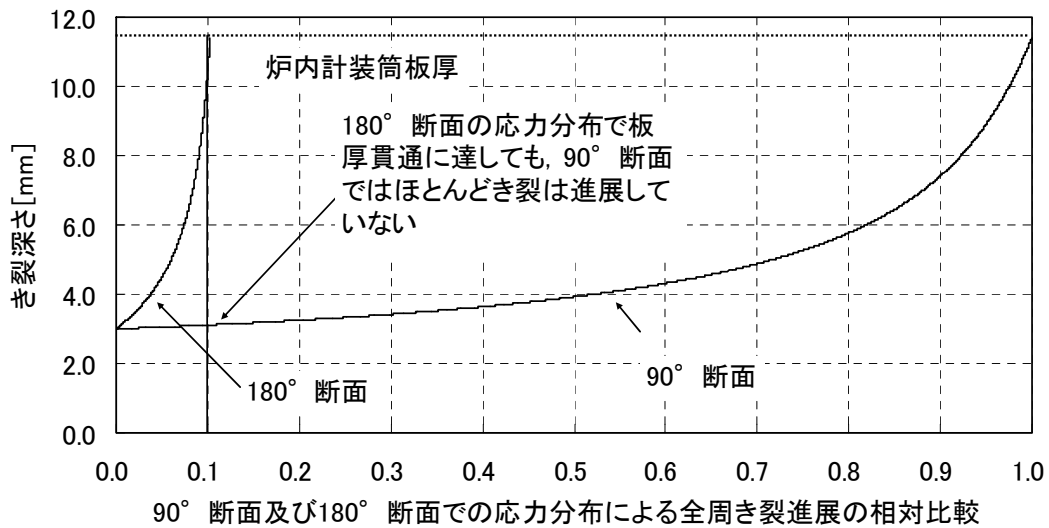


図 3-2 全周き裂に対するき裂進展解析結果

付録 A-5 原子炉容器炉内計装筒母材におけるプラントのグループ化

1. はじめに

原子炉容器炉内計装筒については、プラントのループ数によりその構造が異なったりすることから、溶接残留応力を含めたプラント運転中応力にも差が生じている。

本付録は、PWSCC 発生評価のための発生応力に基づき、国内 PWR プラントの原子炉容器炉内計装筒をグループ化した結果をまとめたものである。

2. 原子炉容器炉内計装筒のグループ化

原子炉容器炉内計装筒においては、プラントによって構造が異なる場合があり、溶接残留応力を含めたプラント運転中応力に差が生じてくる。国内 PWR プラントの原子炉容器炉内計装筒に対して、発生する応力によりグループ化した結果を表 2-1 に示す。グループ化の結果、国内 PWR プラントの原子炉容器炉内計装筒は 3 グループに分類される。

ここで、原子炉容器炉内計装筒に対する PWSCC 評価応力は、原子炉容器下部鏡へ取付けの際の溶接残留応力とプラント運転中の内圧及び熱による応力を考慮する必要がある。これらの応力評価については、FEM による弾塑性解析により実施している。解析例として、グループ 1 の原子炉容器炉内計装筒に対する FEM による解析モデルを図 2-1 に示す。また、その解析結果を図 2-2 に示す。FEM 解析により、原子炉容器炉内計装筒に発生する最大応力は 500MPa 程度と評価され、炉内計装筒内面で表れている。

なお、FEM 解析による応力評価の妥当性については、モックアップ供試体による歪みゲージによる応力測定結果との比較により検証されている。

表 2-1 PWSCC 評価応力によるグループ化

	プラント名	PWSCC 評価応力
グループ 1	美浜 2, 3 号機, 高浜 1, 2 号機 大飯 1, 2 号機, 玄海 1, 2 号機 伊方 1, 2 号機	5 0 0 MPa 程度
グループ 2	美浜 1 号機, 高浜 3, 4 号機 川内 1, 2 号機, 敦賀 2 号機 泊 1, 2 号機	4 5 0 MPa 程度
グループ 3	大飯 3, 4 号機, 玄海 3, 4 号機 伊方 3 号機	3 8 0 MPa 程度

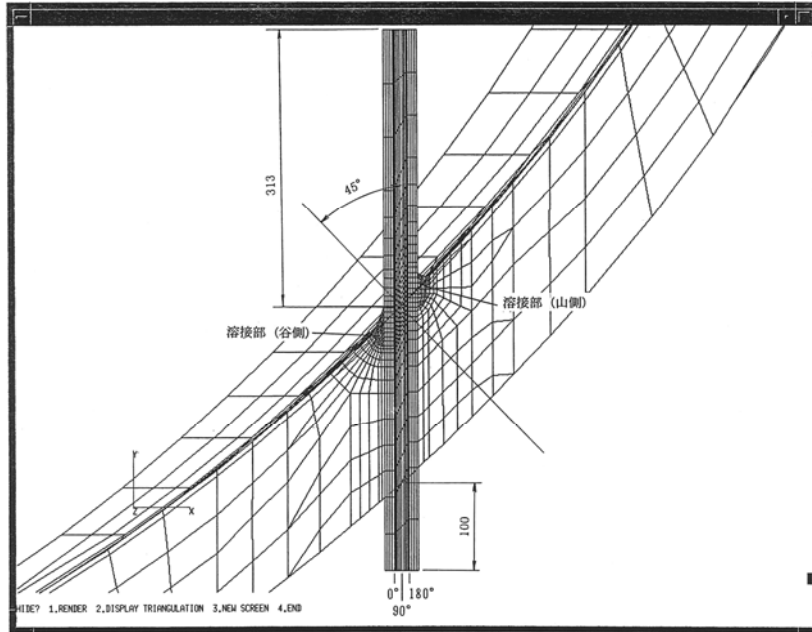


図 2-1 原子炉容器炉内計装筒の FEM 解析モデル

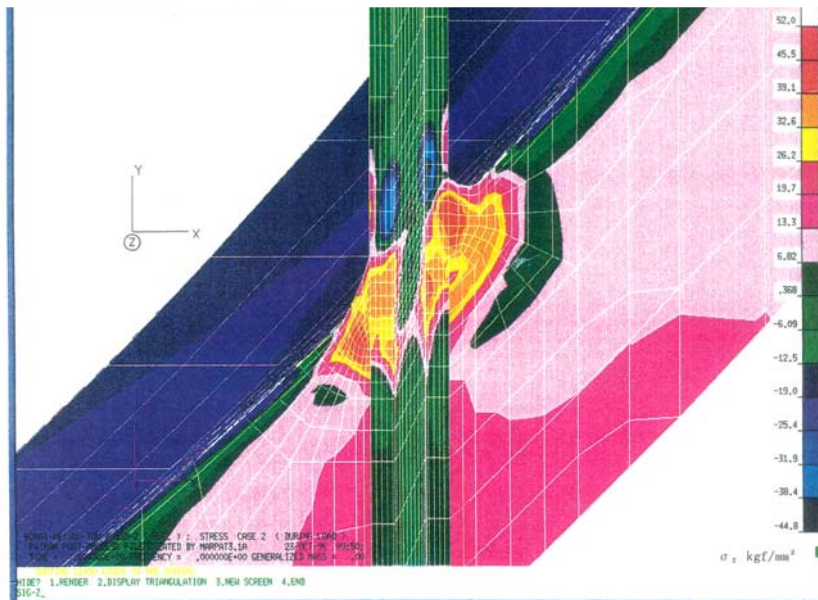


図 2-2 プラント運転中の応力コンタ図 (周方向応力)

付録 A-6 原子炉容器炉内計装筒母材のき裂発生評価

1. はじめに

本付録は原子炉容器炉内計装筒の PWSCC き裂発生評価について、その評価方法をまとめたものである。

2. PWSCC 発生予測評価手法

PWSCC の発生予測評価に影響するパラメータとして、温度、応力、定荷重 SCC データが挙げられる。発生予測における各パラメータの考え方を以下のとおりまとめる。

(1) 評価温度

原子炉容器炉内計装筒の評価温度として、原子炉容器入口温度を用いて評価する。

(2) 評価応力

評価応力は、溶接残留応力、耐圧試験、運転中応力の一連の流れを 3 次元 FEM 弾塑性解析にて算出した応力値を用いて評価する。なお、炉内計装筒の取付位置により応力値に差が生じるが、ここでは、炉内計装筒内表面に最も厳しい応力が発生する最外周管台の応力値を用いて評価する。また、炉内計装筒の場合、プラントのループ数により構造が異なることから、応力値には「付録 A-5 原子炉容器炉内計装筒におけるプラントのグループ化」に基づき設定するものとする。

なお、3 次元 FEM 弾塑性解析による応力値は、実寸大モックアップを製作し応力値を計測することで、妥当性を検証している。

(3) 定荷重 SCC 試験データ

炉内計装筒材料の定荷重 SCC 試験データの下限線を用いて評価する。(図 1 参照)

以上のパラメータから次の手順で PWSCC 発生予測評価を行なう。

- ① 評価応力における定荷重 SCC 試験データの破断時間を求める。
- ② 定荷重 SCC 試験データの試験温度と評価温度が異なる場合、活性化エネルギーを用いて以下のアレニウス式に従い温度補正係数を求める。

$$\text{温度補正係数} = \exp\left[\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}}\right)\right]$$

ここで、

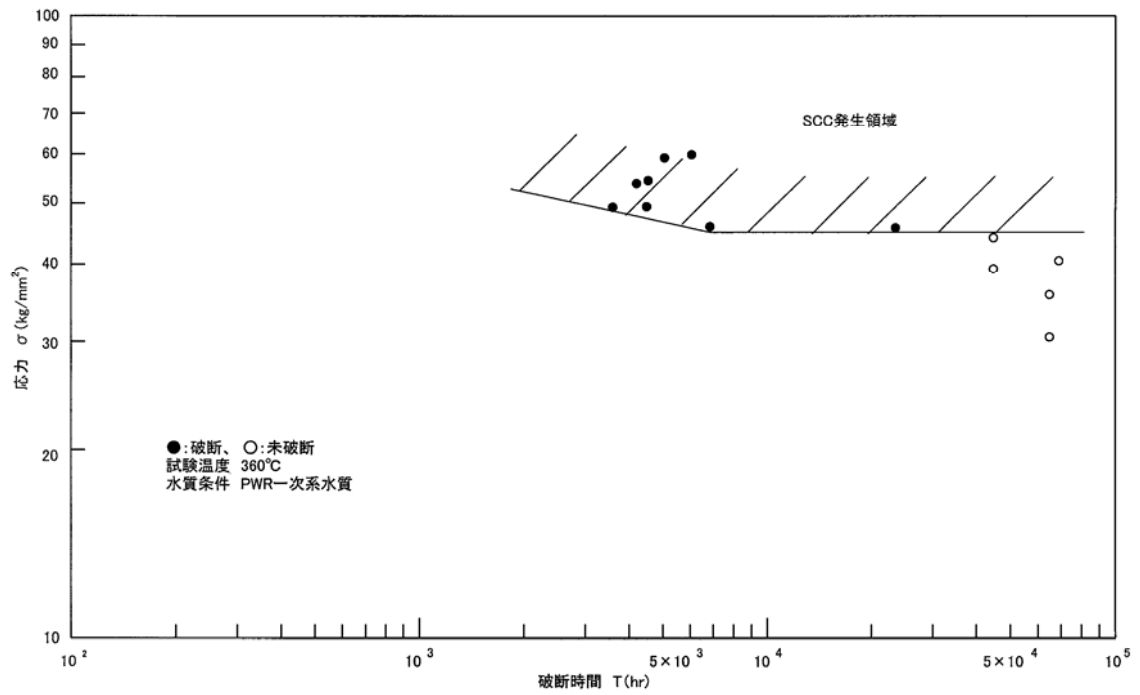
- Q : 活性化エネルギー (=40kcal/mol)
R : 気体定数 (=1.986 × 10⁻³kcal/mol・K)
T : 評価温度 (K)
T_{ref} : 定荷重試験温度 (K)

- ③ ②で求めた温度補正係数を①で求めた破断時間に乗じることで PWSCC 発生評価を計算する。

3. PWSCC 発生予測評価例

ここでは、T-cold 化後の国内プラント炉内計装筒の温度を包絡する以下の条件で PWSCC 発生予測評価を行なうと約 19 万時間となる。

- (1) 評価温度：289℃
- (2) 評価応力：500MPa（弾塑性 FEM 応力解析結果）



出典: 大飯 1, 2 号機 PLM

図 1 炉内計装筒材料の定荷重 SCC 試験データ

付録 B 原子炉容器炉内計装筒に適用する点検手法

1. 点検手法

原子炉容器炉内計装筒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 原子炉容器炉内計装筒に適用可能な非破壊検査

部位		点検周期を定めるための体積試験	ISI	応力改善法 施工前確認	その他 き裂確認後に 可能な補足試験
原子炉容器 炉内計装筒	母材内面	内面 UT	漏えい確認	内面 ECT	内面 UT
	J 溶接部	—	漏えい確認	VT 又は ECT	— (UT 技術開発中)

付録 C 原子炉容器炉内計装筒のき裂進展評価

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒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、その評価方法における扱い方をまとめたものである。

2. 炉内計装筒母材 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. 炉内計装筒母材の疲労き裂進展

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）

4. 炉内計装筒 J 溶接部に割れが確認された場合のき裂進展評価

炉内計装筒 J 溶接部に割れが確認された場合、現時点で J 溶接部の体積試験技術が確認されていないことから、割れの貫通の有無に係らず、キャップ補修工法（付録 G）を適用して復旧することとなる。ここで、J 溶接部の割れは、管台母材及び下部鏡母材側に進展する可能性が否定できないことから、代表プラントにて管台母材及び下部鏡へのき裂進展量の確認を行った。（付録 C-4 参照）

付録 C-1 原子炉容器炉内計装筒母材の軸方向き裂進展予測
(代表プラントの解析例)

1. はじめに

本付録は、600Ni基合金を使用している原子炉容器炉内計装筒に対する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。

ここでは、代表プラントとして、PWSCC評価上厳しくなる、炉内計装筒内面の応力が最も高いグループ1を選定して評価した。

2. き裂進展解析における評価条件

PWSCCによる軸方向き裂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600Ni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)」(以降、国プロNiSCCとする)の中のNi基合金母材(MA600)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。

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

da/dt	: き裂進展速度 (m/s)
Q	: 活性化エネルギー (=130kJ/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 =2.53×10 ⁻¹³ @325°C
K	: 応力拡大係数 (MPa√m)
K _{th}	: 応力拡大係数のしきい値 (=9MPa√m)
β	: 指数=1.16

式2-1は、325°Cをベースとして設定されたものであり、国内PWRプラントの炉内計装筒条件への換算は、PWSCC発生評価と同様にアレニウス式により実施する。き裂進展時の定数はデータ平均線を用いた場合、2.53×10⁻¹³となる。

ここでは、国内プラントの炉内計装筒の温度条件を包絡する温度(290°C)及び

データ平均線を用いて、き裂進展速度の換算を行って、式2-2で表されるき裂進展速度にて評価した。

$$\frac{da}{dt} = 4.98 \times 10^{-14} (K - 9)^{1.16} \quad (\text{式2-2})$$

(2) 板厚内応力分布

板厚内の応力分布については、応力評価上最も厳しい最外周管台におけるFEM弾塑性解析による応力評価結果を用いる。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) 初期き裂サイズ

初期き裂サイズについては、初期き裂深さ a_0 が0.5mm、初期き裂長さ L_0 が3mmの半だ円形状のき裂を想定した。アスペクト比は $a_0/L_0=1/6$ とした(図2-2)。

(4) 応力拡大係数 (K値)

平板き裂のC. B. Buchaletの考え方にに基づき、下部鏡の影響などを補正係数で評価し、一次応力(荷重制御)と二次応力(変位制御)で区別した蓋用管台と同様のYamashitaらのK値式を使用した。

$$K = K_L (\text{荷重制御}) + K_D (\text{変位制御})$$

$$K_L, K_D = K_p \cdot F_c \cdot F_r \cdot F_h$$

K_p : 平板の2次元き裂に対する応力拡大係数

(C. B. Buchalet式)

F_c : 円筒への曲率補正係数 (FEM解析評価)

F_r : 3次元形状への補正係数 (C. B. Buchalet式)

F_h : 下部鏡の剛性補正係数 (FEM解析評価)

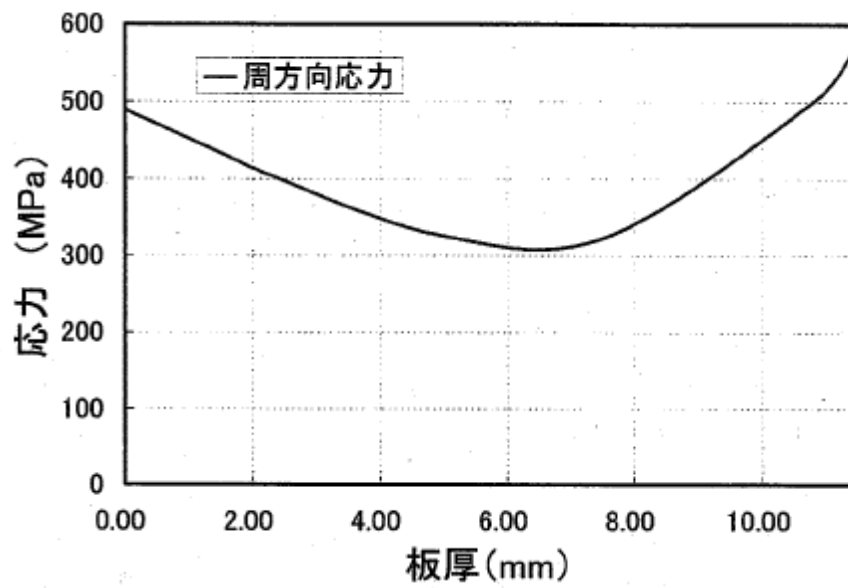


図 2-1 原子炉容器炉内計装筒の板厚内応力分布

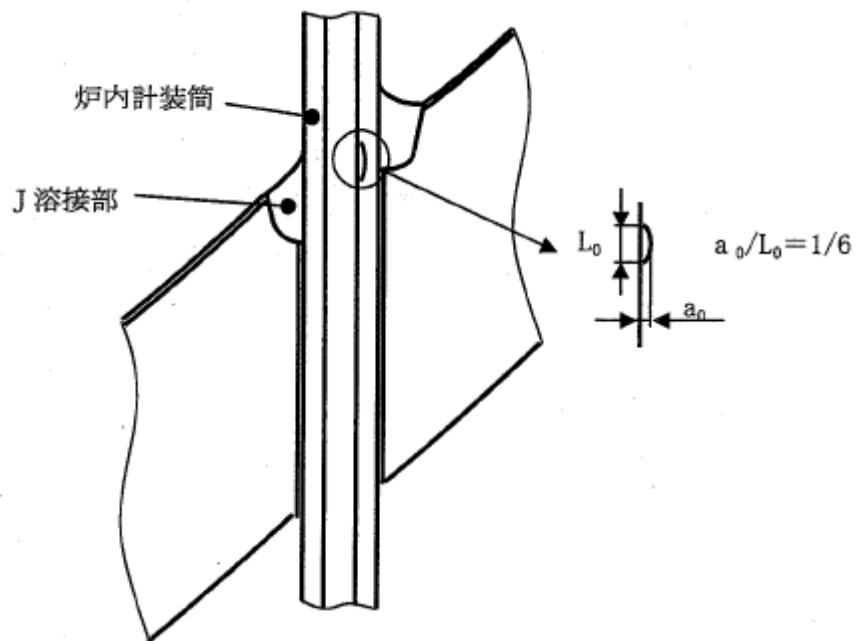


図 2-2 き裂進展評価における想定き裂

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。PWSCCによるき裂発生後、データ平均線のき裂進展速度を用いて0.5mm深さから40万時間後には約1.3mmのき裂深さになる。従って、PWSCC発生までの予測時間（約19万時間*1）を考慮すると、供用開始後約50万時間経過しても、75%板厚に至らないと予想される。

*1：PWSCC発生時間の予測評価は蓋用管台材料の定荷重SCC試験データに基づき、以下の条件で評価した（付録A-6参照）。

応力：500MPa（弾塑性FEM応力解析結果）

温度：289°C（国内プラントの包絡条件）

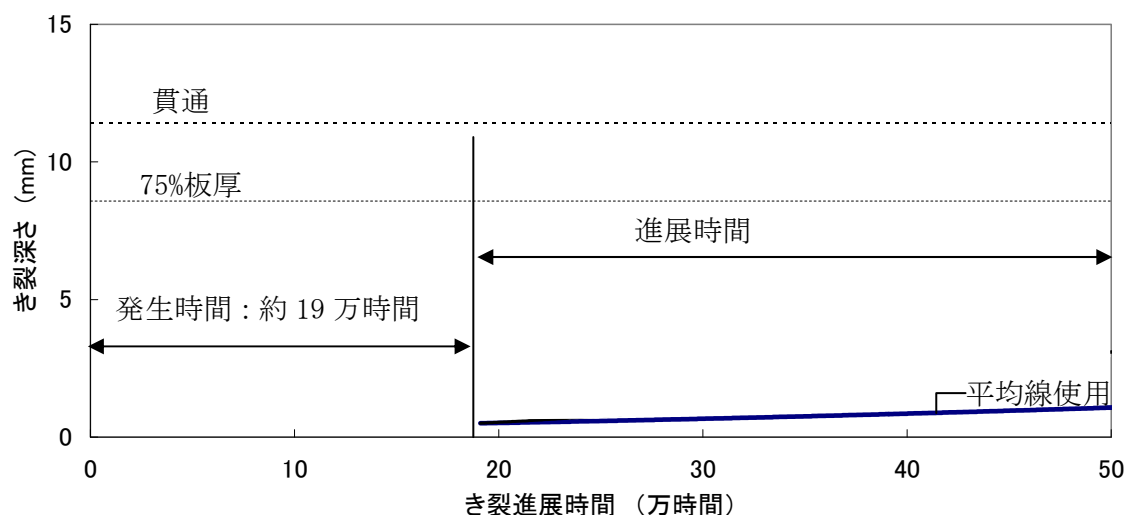


図3-1 原子炉容器炉内計装筒のき裂進展解析結果
(代表プラントの解析例)

付録 C-2 原子炉容器炉内計装筒母材の周方向き裂進展予測
(代表プラントの解析例)

1. はじめに

本付録は、600Ni基合金を使用している原子炉容器炉内計装筒に対するPWSCCによる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。

ここでは、代表プラントとして、PWSCC評価上厳しくなる、炉内計装筒内面の応力が最も高いグループ1を選定して評価した。

2. き裂進展解析における評価条件

PWSCCによる周方向き裂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600Ni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基合金母材(MA600)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。

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

da/dt	: き裂進展速度 (m/s)
Q	: 活性化エネルギー (=130kJ/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 平均時 =2.53×10 ⁻¹³ @325°C
K	: 応力拡大係数 (MPa√m)
K _{th}	: 応力拡大係数のしきい値 (=9MPa√m)
β	: 指数=1.16

式2-1は、325°Cをベースとして設定されたものであり、国内PWRプラントの炉内計装筒条件への換算は、PWSCC発生評価と同様にアレニウス式により実施する。き裂進展時の定数はデータ平均線を用いた場合、2.53×10⁻¹³となる。

ここでは、国内プラントの炉内計装筒の温度条件を包絡する温度(290°C)及び

データ平均線を用いて、き裂進展速度の換算を行って、式2-2で表されるき裂進展速度にて評価した。

$$\frac{da}{dt} = 4.98 \times 10^{-14} (K - 9)^{1.16} \quad (\text{式2-2})$$

(2) 板厚内応力分布

板厚内の応力分布については、応力評価上最も厳しい最外周管台におけるFEM弾塑性解析による応力評価結果を用いる。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。

なお、応力分布はJ溶接部から外れると応力レベルが小さくなり、き裂が進展しなくなると予想されるが、ここでは、炉内計装筒全周に一樣に高応力が作用すると仮定し、安全側の評価を行うこととした（図2-2参照）。

(3) 初期き裂サイズ

初期き裂サイズについては、初期き裂深さ a_0 が0.5mm、初期き裂長さ L_0 が3mmの半だ円形状のき裂を想定した。アスペクト比は $a_0/L_0=1/6$ とした（図2-2）。

(4) 応力拡大係数（K値）

平板き裂のC. B. Buchaletの考え方にに基づき、下部鏡の影響などを補正係数で評価し、一次応力（荷重制御）と二次応力（変位制御）で区別したK値式を使用した。

$$K = K_L \text{ (荷重制御)} + K_D \text{ (変位制御)}$$

$$K_L, K_D = K_p \cdot F_c \cdot F_p \cdot F_R \cdot F_S$$

K_p : 平板の2次元き裂に対する応力拡大係数

(C. B. Buchalet式)

F_c : 曲率補正係数

F_p : 位置補正係数 (き裂最深部のK値)

F_R : 局面補正係数 (き裂周りのK値)

F_S : 管台補正係数

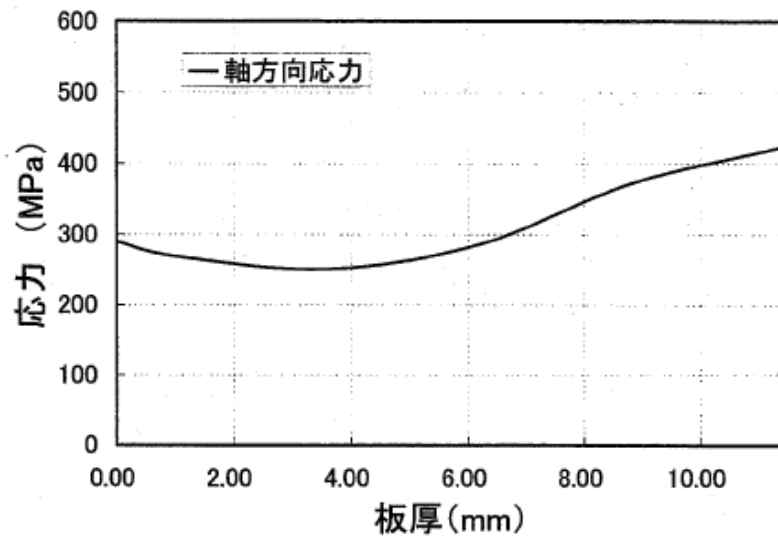


図 2-1 原子炉容器炉内計装筒の板厚内応力分布

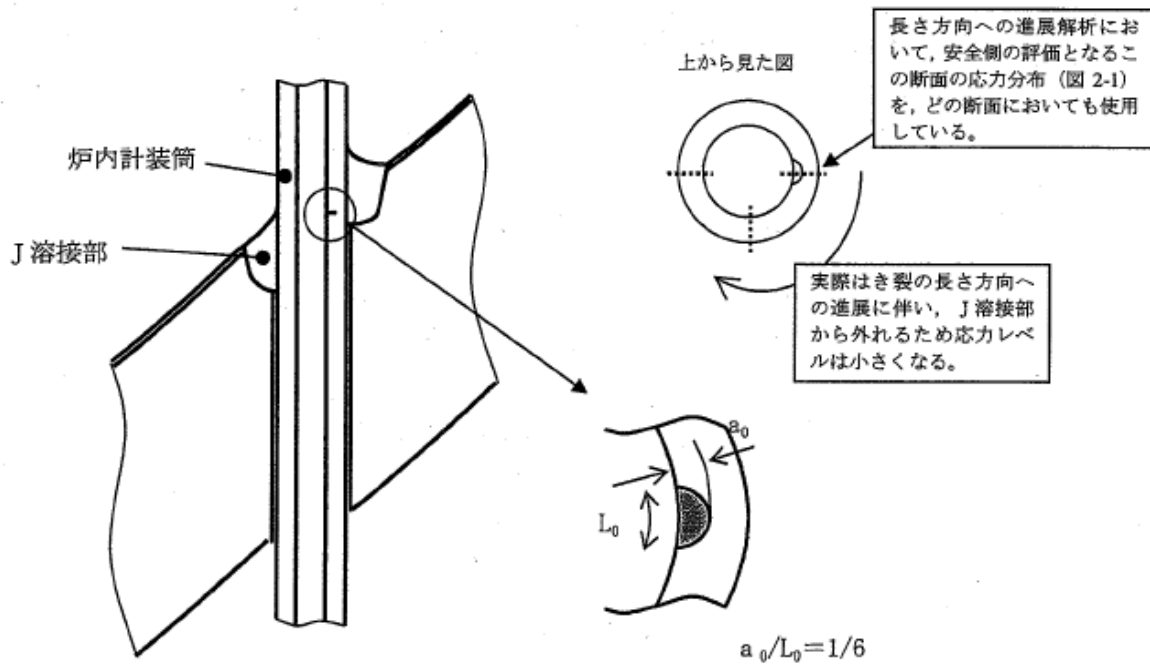


図 2-2 き裂進展評価における想定き裂

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0.5mm深さから40万時間後には約1.3mmのき裂深さになる。従って、供用開始後約40万時間経過しても、75%板厚までには至らないと予想される。

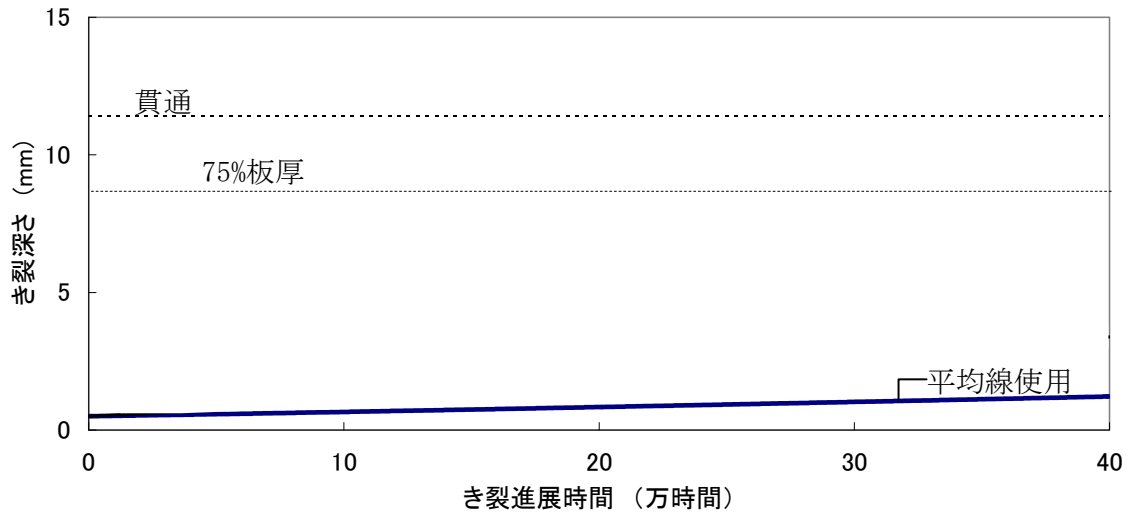


図3-1 原子炉容器炉内計装筒の周方向き裂のき裂進展解析結果
(代表プラントの解析例)

付録 C-3 原子炉容器炉内計装筒の疲労き裂進展量

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒の PWSCC によるき裂が発生した場合に、そのき裂に対して、運転中の過渡による疲労き裂進展の影響についてまとめたものである。き裂進展の対象は、先行して発生および進展すると考えられる軸方向き裂を対象とした。

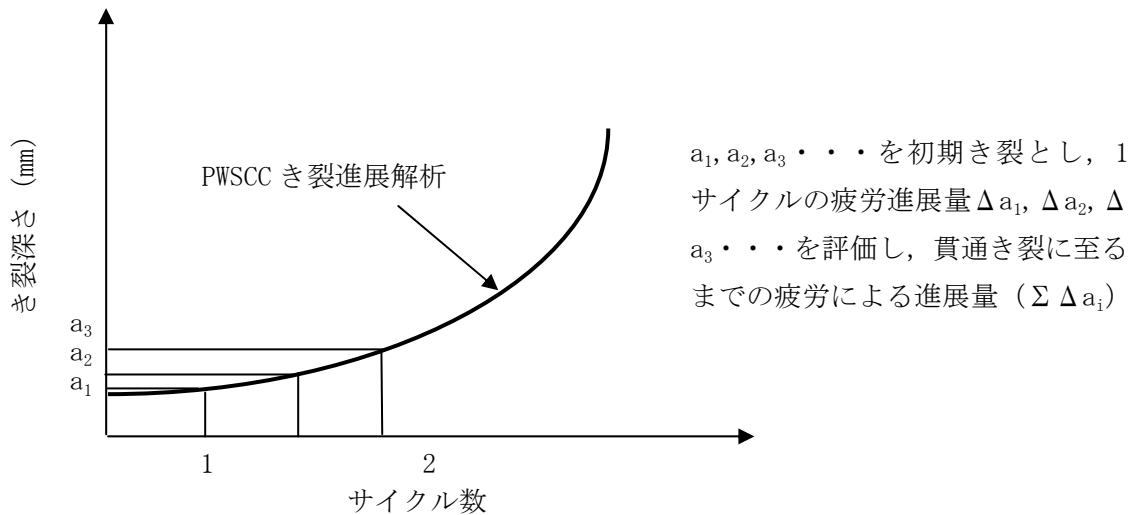
なお、本検討では、国内プラントの炉内計装筒の温度条件を包絡するように評価した。

2. 疲労き裂進展解析

(1) 初期き裂

き裂進展解析については、PWSCC による進展と疲労による進展を組み合わせる必要がある。したがって、1 サイクル運転後の PWSCC き裂進展解析後のき裂形状で、1 サイクルでの疲労進展解析を実施し、それらにより、1 サイクル運転後のき裂進展形状を評価することになる。次サイクル以降も、その前のサイクルでの進展評価結果を初期き裂として PWSCC による 1 サイクル運転後の進展量を評価し、その形状にて疲労進展を繰り返す必要がある。

しかしながら、ここでは、PWSCC 進展解析結果から、各サイクルのき裂形状にて、1 サイクルの疲労進展解析を実施し、PWSCC き裂の貫通までの時間で疲労によるき裂進展量がどの程度となるかを評価した。



疲労進展解析要領

(2) き裂進展速度

疲労による進展速度については、米国にて 2003 年 6 月に発行された ASME Section XI Code Case N-694 Appendix A (以下 Case N-694) の蓋用管台に対する疲労き裂進展速度を使用する。

$$da/dN = C S_R S_{ENV} \Delta K^n \text{ m/cycle}$$

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

$$S_R = (1 - 0.82R)^{-2.2}, S_{ENV} = 1 + A (C S_R \Delta K^n)^{m-1} T_R^{1-m}$$

$$A = 4.4 \times 10^{-7}, m = 0.33, n = 4.1$$

ΔK : 応力拡大係数 K の変動範囲 (MPa \sqrt{m})

T : 温度, R : 応力比 (= 最小 K 値 / 最大 K 値),

T_R : 負荷上昇時間 (sec) (= 30 秒)

(3) K_I 値式

K_I 値式については、PWSCC による進展解析と同様の手法で評価する。

(4) 過渡条件

厳密な評価としては、各過渡条件に対する時刻暦の運転中応力を、平均応力として残留応力を加味（線形和で評価）して評価する必要がある。しかしながら、ここでは簡易的に、PWSCC によるき裂進展に対する疲労進展の影響を評価するために、100% 定常時の応力と停止時の応力（残留応力のみ）で ΔK を評価してき裂進展評価を実施することとする。

したがって、過渡回数としては、代表的な過渡条件として、起動/停止及び漏えい試験を選定し、1 サイクルの過渡回数としては、保守的に合計 10 回として評価する。

(5) き裂進展解析結果

き裂進展解析結果を表 2-2 に示す。PWSCC き裂進展解析から貫通までの時間は 20 サイクルと評価され、各サイクルの疲労進展量について評価した結果、貫通き裂に至るまでの疲労によるき裂進展量としては、深さとして約 0.1mm 程度の結果となり、現状の評価では、き裂進展量としては、PWSCC き裂の進展が支配的であることが確認された。

3. まとめ

PWSCC により発生したき裂に対する、運転中の過渡による疲労き裂進展の影響は、PWSCC によるき裂進展と比較して有意ではないことから、き裂進展評価において疲労の影響を考慮する必要はないものと判断できる。

表 2-2 疲労き裂進展解析結果

サイクル数	初期き裂形状		1 回当たりの進展量 (da/dN) [mm]		10 回での進展量 (da/dN×10) [mm]	
	深さ	長さ	深さ	長さ (*)	深さ	長さ (*)
1	0.65	3.02	0.00001	0.00000	0.00006	0.00003
2	0.84	3.14	0.00001	0.00000	0.00007	0.00004
3	1.07	3.38	0.00001	0.00001	0.00008	0.00006
4	1.33	3.74	0.00001	0.00001	0.00009	0.00008
5	1.62	4.21	0.00001	0.00001	0.0001	0.0001
6	1.97	4.83	0.00001	0.00001	0.00012	0.00012
7	2.40	5.60	0.00002	0.00002	0.00017	0.00017
8	2.90	6.53	0.00002	0.00002	0.00022	0.00022
9	3.47	7.62	0.00003	0.00003	0.00028	0.0003
10	4.11	8.88	0.00004	0.00004	0.00037	0.0004
11	4.80	10.36	0.00005	0.00008	0.00047	0.00079
12	5.58	12.51	0.00006	0.00011	0.00062	0.00108
13	6.42	14.90	0.00007	0.00014	0.00072	0.00137
14	7.25	17.38	0.00008	0.00016	0.0008	0.0016
15	8.06	19.79	0.00009	0.00018	0.00089	0.00182
16	8.80	21.72	0.00009	0.00016	0.00091	0.00158
17	9.44	23.39	0.00009	0.00015	0.00085	0.00149
18	10.06	25.07	0.00006	0.00011	0.0006	0.00105
19	10.58	26.66	0.00003	0.00005	0.00028	0.0005
20	11.02	28.33	0.00003	0.00006	0.00034	0.00064
合計進展量					0.00804	0.01344

(*) き裂長さの進展量は、半長の進展量。

付録 C-4 原子炉容器炉内計装筒キャップ補修工法での J 溶接部の軸方向
き裂進展予測
(代表プラントの解析例)

1. はじめに

600系Ni基合金を使用している原子炉容器炉内計装筒に、PWSCCによる欠陥が発生した場合、原子炉容器下部外面にキャップを設け新たな耐圧バウンダリを形成するキャップ補修工法を行う。本付録は、このときに、原子炉容器炉内計装筒の軸方向J溶接部欠陥に対する健全性評価の中で、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

(1) 初期欠陥

J溶接部にPWSCCによる欠陥が発生した場合、周方向欠陥か軸方向欠陥かの欠陥の方向を確認する。このとき、周方向欠陥のときはJ溶接部を全周貫通欠陥としたキャップ構造の工認強度計算で構造健全性を証明することより、欠陥の健全性評価は行わない。一方、軸方向欠陥のときには、J溶接部の欠陥のサイジングは困難と考えられることより、J溶接、バタリング全体を欠陥と設定した。管台部は、J溶接隣接部からSCCが進展し、早い時期で貫通すると考えられるため、J溶接範囲の貫通欠陥としてモデル化した。

このときの初期き裂モデルを図2-1に示す。

(2) き裂進展速度

欠陥の進展方向としては、下部鏡の低合金鋼と管台の600Ni基合金が対象となり、それぞれ以下の式を適用する。

a. 下部鏡

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、JSME維持規格^[1]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て、進展量を評価する。この進展速度式は式2-1で表される。

$R \leq 0.25$ 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

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

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

(式 2-1)

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 $\sqrt{\text{m}}$)
R : 応力比 = K_{\min}/K_{\max}
 K_{\min} : 最小の応力拡大係数
 K_{\max} : 最大の応力拡大係

b. 管台母材 (600Ni 基合金)

管台母材の 600Ni 基合金に対しては, SCC 進展速度式および PWR 環境中の疲労き裂進展速度式を適用する必要がある。

1) 管台の疲労き裂進展速度式

PWR 環境中の 600Ni 基合金の疲労き裂進展速度については, JSME 維持規格には記載がないので, 米国にて 2003 年 6 月に発行された ASME Section XI Code N-694 Appendix A^[2] の疲労き裂進展速度式を適用する。

この Code N-694 の中の PWR 環境中の疲労き裂進展速度は式 2-2 で表される。

$$da/dN = CS_R S_{ENV} \Delta K^n \quad (\text{式 2-2})$$

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

$$SR = [1 - 0.82R]^{-2.2}$$

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

$$A = 4.4 \times 10^{-7}, m = 0.33, n = 4.1$$

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 $\sqrt{\text{m}}$)
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)

2) 管台のPWSCC進展速度式

PWR 環境中の 600Ni 基合金の PWSCC 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」の中の Ni 基合金母材 (MA600) 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2-3で表される。

$$\frac{da}{dt} = \exp\left[-\frac{Q}{R}\left(\frac{1}{T} - \frac{1}{T_{ref}}\right)\right] \alpha (K - K_{th})^\beta \quad (\text{式2-3})$$

da/dt	: き裂進展速度 (m/s)
Q	: 活性化エネルギー (=130kJ/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 =2.53×10 ⁻¹³ @325°C
K	: 応力拡大係数 (MPa√m)
K _{th}	: 応力拡大係数のしきい値 (=9MPa√m)
β	: 指数=1.16

式2-3は、325°Cをベースとして設定されたものであり、国内PWRプラントの炉内計装筒条件への換算は、PWSCC発生評価と同様にアレニウス式により実施する。

ここでは、国内プラントの炉内計装筒の温度条件を包絡する温度(289°C)及びデータ平均線を用いて、き裂進展速度の換算を行ない、式2-4で表されるき裂進展速度にて評価した。

$$\frac{da}{dt} = 4.74 \times 10^{-14} (K - 9)^{1.16} \quad (\text{式2-4})$$

(3) 応力拡大係数 (K値)

a. 下部鏡

内圧や代表過渡条件での欠陥を設定したFEM解析での応力拡大係数と整合性がよかったので、Raju & Newman^[3]の膜曲げ応力に対する平板の半だ円表面欠陥でのK値の簡易式を用いた。

b. 管台母材 (600Ni基合金)

1) 疲労き裂進展評価用の応力拡大係数

欠陥を設定したFEM解析で応力拡大係数を求めた。応力拡大係数の変動幅ΔKは、内圧の変動による応力拡大係数の変動幅ΔK_pと各過渡条件での熱応力による応力拡大係数の変動幅ΔK_h値との線形和とした。ただし、各過渡条件の熱応力による応力拡大係数の変動幅ΔK_h値は、100%からの原子炉トリップ（不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ2D3）を代表過渡として応力拡大係数の変動幅をFEM解析で求め、各過渡条件の熱応力の変動幅に比例させた。

2) SCCき裂進展用の応力拡大係数

欠陥を設定したFEM解析で、残留応力と運転時応力を負荷して、管台の軸方向欠陥の長さに対する応力拡大係数の分布を求めた。

(4) 過渡条件

設計過渡とその回数を設定した。これらの設計過渡を表2-1に示す。

3. き裂進展評価結果

上記条件により下部鏡および管台でき裂進展評価を実施した結果を、それぞれ図3-1に、図3-2に示す。1年間の運転時間を7500hとした。

下部鏡は5年間で0°断面では約0.5mm、180°断面では約0.2mmの進展量となった。

管台での進展量評価では、残留応力と100%運転時のき裂長さに対するK値分布(図2-2)よりSCC進展量を算出し、1年ごとに疲労き裂進展量を加算した。180°断面において、平均速度式を用いたときには、5年間で管台上部側に約1.6mm、下部側に約1.4mm進展した。

(参考文献)

- [1] 発電用原子力設備規格 維持規格 (2004年度), JSME
- [2] Code N-694-1, Evaluation Procedure and Acceptance Criteria for PWR Reactor Vessel Head Penetration Nozzles Section XI, Division 1, ASME
- [3] Newman and Raju, Stress Intensity Factor Equations for Cracks in Three-Dimensional Finite Bodies Subjected to Tension and Bending Load, NASA Technical Memorandum 85793, NASA, 1984
- [4] 「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, 2006

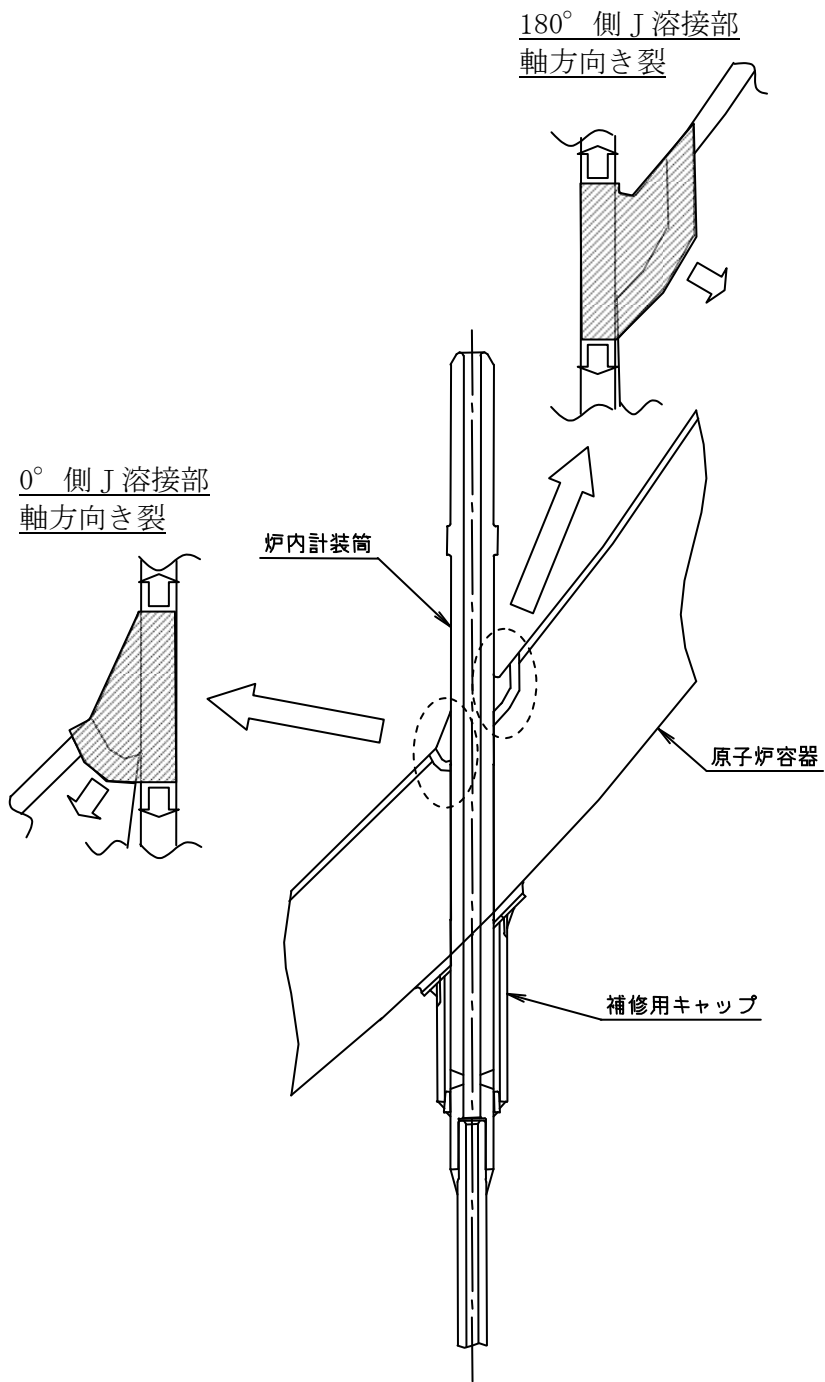


図 2-1 初期き裂モデル

表 2-1 炉内計装筒管台キャップ工法 設計過渡条件及び地震条件

運転状態 I (許容状態A)		
記号	過渡条件	回数 [*]
1A1	起動	15
1B1	停止	15
1C1	負荷上昇 (15%から100%出力)	1,650
1D1	負荷減少 (100%から15%出力)	1,650
1E1	90%から100%へのステップ状負荷上昇	250
1F1	100%から90%へのステップ状負荷減少	250
1G1	100%からの大きいステップ状負荷減少	25
1H1	定常負荷運転時の変動	125,000
1I1	燃料交換	10
1J1	0%から15%への負荷上昇	175
1K1	15%から0%への負荷減少	175
1L1	1 ループ停止 / 1 ループ起動 i) 停止	10
1L2	ii) 起動	10
運転状態 II (許容状態B)		
2A1	負荷の喪失	10
2B1	外部電源喪失	5
2C1	1 次冷却材流量の部分喪失	10
2D1	100%からの原子炉トリップ i) 不注意な冷却を伴わないトリップ	30
2D2	ii) 不注意な冷却を伴うトリップ	20
2D3	iii) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	5
2E1	1 次冷却系の異常な減圧	5
2F1	制御棒クラスタの落下	10
2G1	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	5
2H1	1 次冷却系停止ループの誤起動	5
2I1	タービン回転試験	5
2J1	1 次系漏えい試験	10
地震荷重		
S1*	S1地震(疲労き裂進展評価においては荷重を1/3として評価する)	300

(*) 5年ベースの過渡回数とする。

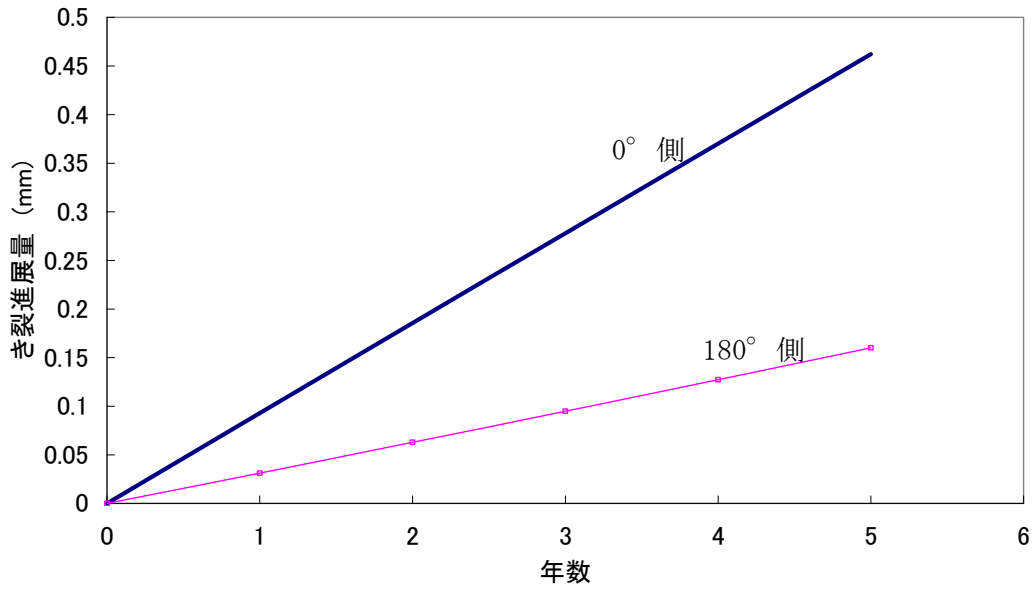


図 3-1 下部鏡の PWR 環境中の疲労き裂進展量

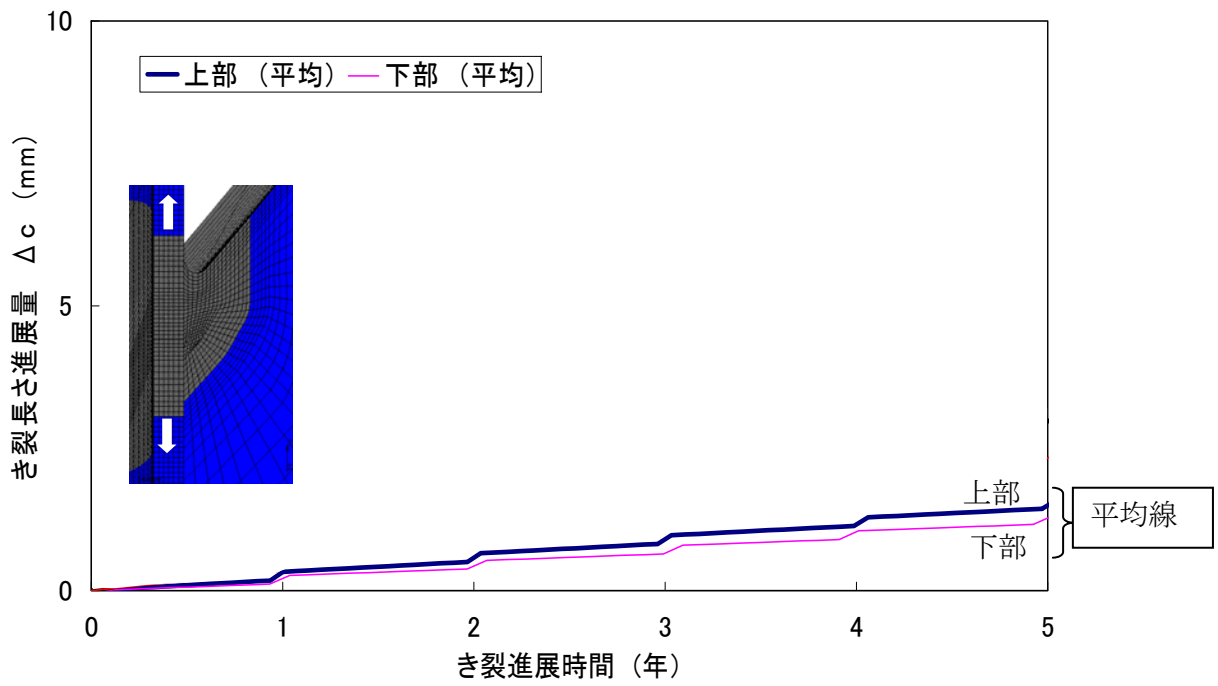


図 3-2 管台でのき裂進展量(180° 断面)

付録D 点検時期の設定

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒に対する原子炉の安全機能を維持するための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

[初回の点検実施時期]

き裂が発生すると予測される時期に初回点検時期を設定する。(図1参照)

き裂発生予測時間(たとえば、付録A-6の評価例から約19万時間)は、定荷重SCC試験データ、応力、活性化エネルギーに依存するが、これらは、電力共通研究などで得られたデータに基づいている。

き裂発生後のき裂予測においては、き裂深さがJSME維持規格の許容深さである板厚の75%に至るまで十分な時間(付録C-1)を要することから、き裂が発生しても直ちに安全上問題となる可能性は低いと考えられる。

以上より、PWSCCき裂が発生すると予測される時期を目途に初回点検を実施しておけば、その点検で、万一き裂が検出されたとしても、直ちに安全上の問題となる可能性は低いことから、初回点検時期は妥当であると判断した。

なお、PWSCCき裂が発生すると予測される時期に対して十分な時間的余裕をもって点検を実施した場合、技術的妥当性があれば初回点検として扱う、または初回点検時期の設定等に活用することができる。

[次回以降の点検実施時期]

1) き裂が検出されなかった場合

前回点検でき裂が発見されなかった場合は、点検時にき裂が発生していたものと仮定してき裂進展予測を実施し、き裂が板厚の75%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、点検時期の設定に当たっては、安全側の評価として、検査精度も考慮し、き裂深さ0.5mmから75%板厚までの時間を評価することとする。(図2参照)

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。

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、軸方向き裂の評価の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、平均線を使用してもよい。

ただし、実際の点検結果が予測結果を上回る場合は、き裂進展予測を見直す必要がある（付録 F 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。

2) 点検時にき裂が発見された場合

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、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ニッケル合金の炉内計装筒にも準用し、板厚の 75%を上限とする。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種の数値式が設定されているが、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 3 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 A-6, C-1 の評価例から PWSCC き裂発生評価および進展評価は以下のとおりとなる。

PWSCC 発生時間：プラント運開から約 19 万時間経過後

0.5mm 深さから板厚の 75%に至るまでの時間：約 40 万時間以上

点検時期設定の考え方から、初回点検は約 19 万時間を目途に実施、初回点検にてき裂が検出されなかった場合の次回点検は、安全側に初回点検時に 0.5mm のき裂が発生していたと仮定しても、プラント寿命中に割れに至ることはない推定される。

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や PWSCC 発生を抑制するピーニングなどの予防保全措置を実施した場合など、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。

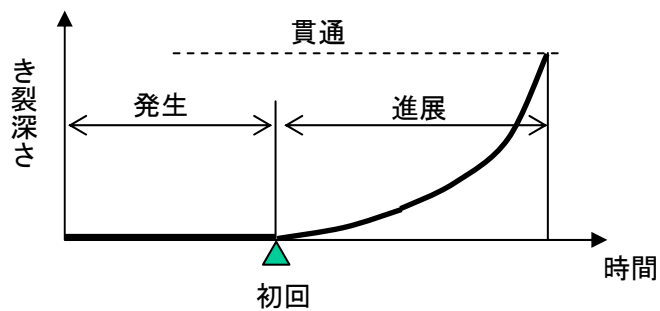


図1 初回点検時期の考え方

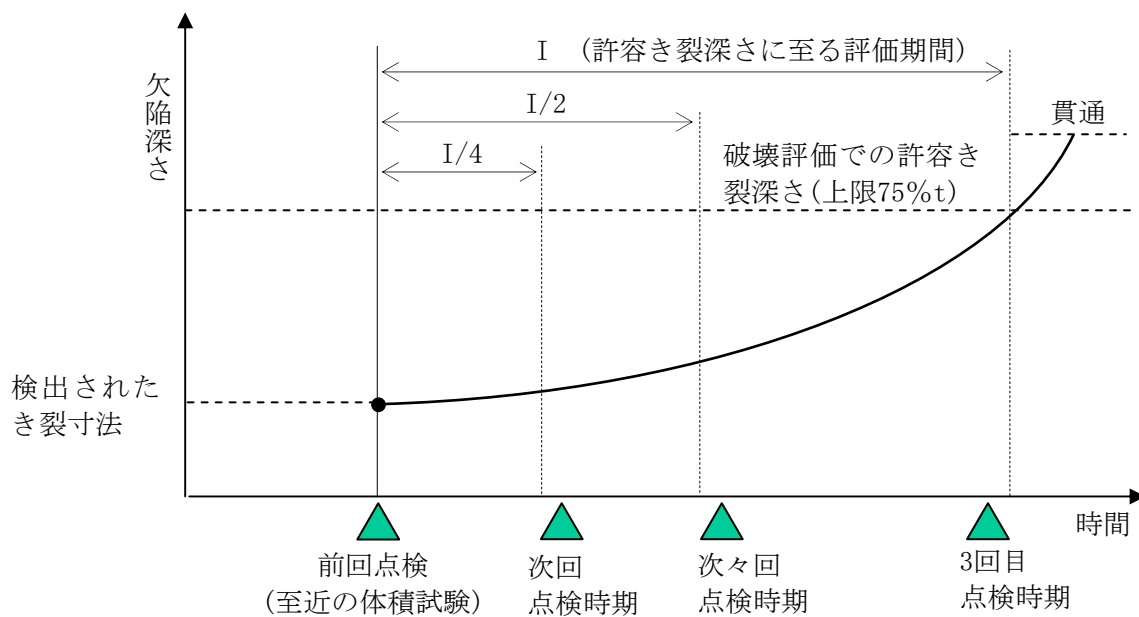


図2 次回点検時期の考え方
(前回点検にてき裂が発見された場合)

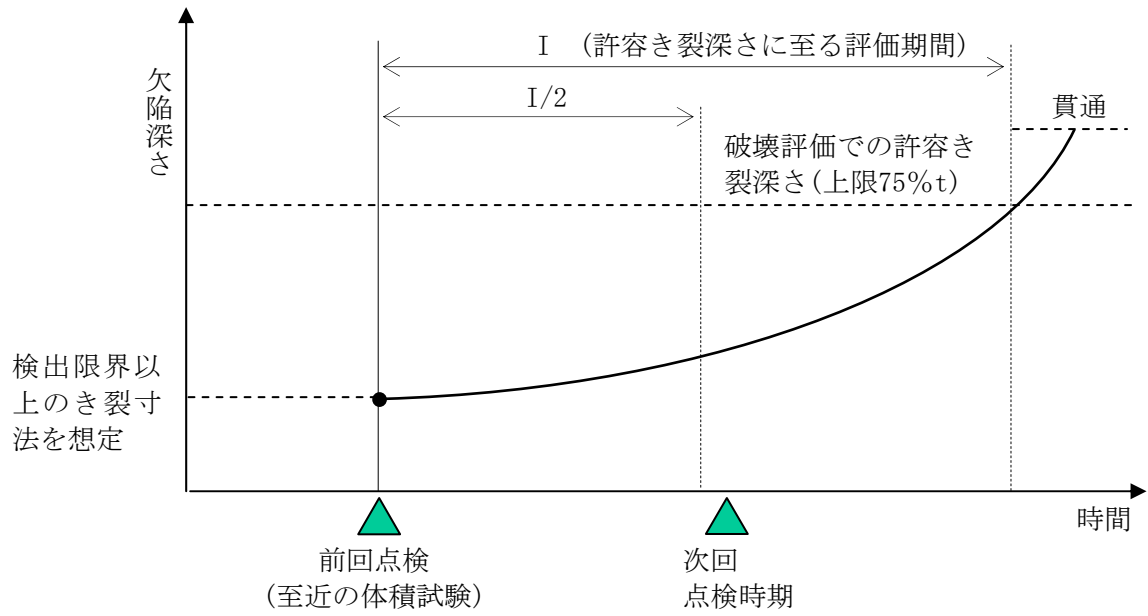


図3 次回点検時期の考え方
(前回点検にてき裂が発見されなかった場合)

付録 E 原子炉容器炉内計装筒に対する強度評価

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒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、原子炉容器炉内計装筒の形状については、配管と同等であるとみなすことができ、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 維持規格における極限荷重評価法を用いる。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ものとする。

4. まとめ

原子炉容器炉内計装筒において検出されたき裂の継続使用期間中に対する強度評価については、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。評価の結果、許容基準を満足すれば、その評価期間中は、検出されたき裂があっても構造健全性が確保できる。破壊評価が許容基準を満足しない場合は、評価期間を見直すか、もしくは、補修・取替により構造上健全な状態にする必要がある。

[補足]

J 溶接部の下部鏡側に進展した際の破壊評価の例を E-3 に示す。

付録 E-1 原子炉容器炉内計装筒母材の軸方向き裂に対する強度評価

1. はじめに

本付録は、炉内計装筒の板厚の 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。

2. 軸方向き裂に対する強度評価結果

軸方向き裂に対する強度評価手法として、日本機械学会維持規格 (JSME S NA1-2004) における極限荷重評価法を用いるものとする。具体的には、PWSCC により板厚の 75%までのき裂が進展したときのき裂深さとそのときのき裂長さから軸方向き裂に対する周方向許容応力を算出し、周方向負荷応力と比較することで健全性評価を行なう。

軸方向き裂を有する管の周方向許容応力 S_a は下式で示される。

$$S_a = \frac{\sigma_f}{(SF)} \left(\frac{t/a-1}{t/a-1/M_2} \right)$$

ここで

$$\sigma_f = \text{流動応力} = 2.7S_m = 442.8 \text{MPa} \quad (S_m : \text{設計応力強さ } 164 \text{MPa})$$

$$M_2 = [1 + (1.16/4Rt) \ell^2]^{1/2}$$

p = 内圧

$$D = \text{管の外径} = 38.1 \text{mm}$$

$$\ell = \text{き裂長さ} = 21.3 \text{mm}$$

$$a = \text{き裂深さ} = 8.63 \text{mm}$$

$$R = \text{管平均半径} = 26.7 \text{mm}$$

$$t = \text{管の厚さ} = 11.5 \text{mm}$$

$$SF = \text{安全率} \quad 3.0 \quad (\text{許容状態 A および B})$$

$$1.5 \quad (\text{許容状態 C および D})$$

一方、周方向負荷応力は

$$\sigma_h = pD/2t$$

で表される。

ここで内圧 p について、許容状態 A および B の場合、負荷の喪失時に最大の内圧 17.76MPa を用いて評価する。許容状態 C および D の場合、1 次冷却材ポンプ軸固着事故時に発生する 17.77MPa となるが、安全側に建設時工事認可申請の強度計算書でも使用している運転状態 III, IV (許容状態 C, D 相当) で発生する圧力を包絡する 18.88MPa (安全弁設定値) を用いることとする。

よって、周方向の許容応力および作用応力は、

$$\text{許容状態 A および B : 許容応力 } 90.9 \text{MPa} \quad , \quad \text{作用応力 } 29.4 \text{MPa}$$

許容状態 C および D： 許容応力 181.8MPa ， 作用応力 31.3MPa
となることから，いずれの場合も周方向の負荷応力は許容応力を下回り，健全性評価上問題ないことが確認された。

付録 E-2 原子炉容器炉内計装筒母材の周方向き裂に対する強度評価

1. はじめに

本付録は、き裂深さが板厚の 75%まで進展した周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。

2. 周方向き裂に対する強度評価結果

周方向き裂に対する強度評価手法として、日本機械学会維持規格 (JSME S NA1-2004) における極限荷重評価法を用いるものとする。具体的には、PWSCC により板厚の 75%までのき裂が進展したときのき裂深さとそのときのき裂長さから周方向き裂に対する許容曲げ応力を算出し、蓋用管台に作用する曲げ応力と比較することで健全性評価を行なう。

許容曲げ応力 S_c は下式で示される。

$$S_c = \frac{P_b' - P_e}{(SF)} - P_m \left(1 - \frac{1}{(SF)} \right) = 195.3 \text{MPa}$$

ここで

$$P_b' = \text{塑性崩壊時の曲げ応力 } P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 \sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right)$$

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

P_m = 一次一般膜応力

P_e = 熱膨張応力

θ = き裂角度 = 79.9° (き裂長さから算出)

σ_f = 流動応力 = 2.7 S_m = 442.8MPa (S_m : 設計応力強さ 164MPa)

p = 内圧

D = 管の外径 = 38.1mm

ℓ = き裂長さ = 21.2mm

a = き裂深さ = 8.63mm

t = 管の厚さ = 11.5mm

SF = 安全率 1.39 (許容状態 C および D)

一方、地震荷重により発生する曲げ応力 P_b は、

$$P_b = 24.7 \text{MPa}$$

となり、曲げ応力は許容応力を下回ることから健全性評価上問題ないことが確認された。

付録 E-3 原子炉容器炉内計装筒キャップ補修工法での J 溶接部の軸方向 き裂に対する強度評価

1. はじめに

600系Ni基合金を使用している原子炉容器炉内計装筒に、PWSCCによるき裂が発生した場合に、原子炉容器下部外面にキャップを設け新たな耐圧バウンダリを形成するキャップ補修工法を行う。本付録は、このときに、原子炉容器炉内計装筒の軸方向J溶接部のき裂に対する健全性評価の中で、PWSCCによるき裂進展後の軸方向き裂の破壊評価結果についてまとめたものである。

2. 軸方向き裂における評価条件

強度評価は、評価対象とする材料の破壊挙動に対応した手法を用いる必要がある。原子炉容器炉内計装筒のキャップ補修工法では、低合金鋼の下部鏡の強度評価が重要である。管台母材は、き裂の貫通後は、内外面の圧力差がなくなるため、管台母材の破壊評価は不要と考えられることから、ここでは下部鏡について脆性破壊評価と一次応力限界に対する許容基準を示す。

(1) き裂形状

軸方向J溶接部のき裂としてのJ溶接全体とJ溶接範囲の管台の貫通欠陥を初期欠陥として、5年後の形状に対して破壊評価を実施する。

付録C-4で下部鏡への5年間の進展量は、最大で約0.5mmと予想された。また、管台母材の貫通欠陥の上下方向の進展量は最大で約3mmと予想された。そこで、下部鏡はJ溶接境界から一律に0.5mm、管台母材は上下に10mm進展したと仮定した欠陥モデルにおいて、強度評価を検討する。これらは板厚に対するき裂深さの比 a/t が0.184に対応する。

(2) 破壊評価法

下部鏡の低合金鋼が対象であり、以下の式を適用する。

a. 応力拡大係数に基づく許容基準

ここでは、脆性破壊を生じる温度域を含む過渡条件が対象となる。平面ひずみき裂伝ば停止破壊靱性 K_{Ia} 及び静的平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} が維持規格で定められている最大値の $220\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以下となるのは、 T (温度) $-RT_{NDT}$ (材料の関連温度) が 100°C を下回る場合となる。ここで、 RT_{NDT} に設計値の -12°C を使用すると温度 T が 88°C を下回る温度域を有する過渡が対象となる。従って、許容状態 A, B では起動、停止及び漏洩試験、許容状態 C, D では大破断 LOCA が対象となる。このときの許容基準は以下となる。

a. 許容状態 A 及び B の許容基準

$$K < K_{Ia} / \sqrt{10} \quad (\text{式 2-1})$$

b. 許容状態 C 及び D の許容基準

$$K < K_{Ic} / \sqrt{2} \quad (\text{式 2-2})$$

ただし, K : 応力拡大係数 (MPa√m)

K_{Ia} : 裂伝ば停止破壊靱性 (MPa√m)

K_{Ic} : 静的平面ひずみ破壊靱性 (MPa√m)

b. 一次応力限界に対する許容基準

一次応力の限界荷重に対する許容基準を満たしておく必要がある。評価対象となるのは鏡の断面になり、内圧により鏡の断面に発生する一次応力については曲げ応力を生じないので、一次局部膜応力 P_L のみが評価対象となる。したがって、以下の許容基準になる。

[供用状態 C]

$$P_L \leq 1.5 \text{ MIN}[S_y, (2/3)S_u] \quad (\text{式 2-3})$$

[供用状態 D]

$$P_L \leq 1.5 \cdot (2/3) S_u \quad (\text{式 2-4})$$

ただし, P_L : 一次局部膜応力 (MPa)

S_y : 降伏応力 (MPa)

S_u : 引張強度 (MPa)

(3) 応力拡大係数 (K値) の算出

下部鏡、管台にき裂を設定したFEM解析を実施して、低合金鋼の範囲の応力拡大係数の最大値を算出した。

許容破壊靱性値は、維持規格に記載の2パスビード法による落重試験により関連温度を求めた場合の次式を用いて、過渡の温度に対応した許容値を算出した。

$$\begin{aligned} K_{Ia} &= 29.43 + 13.68 \cdot \exp(0.0261 (T - RT_{NDT})) \\ K_{Ic} &= 32.91 + 43.40 \cdot \exp(0.0343 (T - RT_{NDT})) \end{aligned} \quad (\text{式 2-5})$$

3. 強度評価結果

a. 応力拡大係数に基づく評価

0° 断面において、き裂深さを板厚の 1/4 としたときの破壊評価結果を図 3-1 に示す。使用温度が低い過渡が含まれる供用状態 A 及び B の起動、停止、漏えい試験およびの供用状態 C 及び D の大破断 LOCA の過渡条件において許容値を満足する。

5年後の進展欠陥形状は $a/t=0.184$ に対応するので許容値を満足する $a/t=0.25$ ($=1/4$) のときより欠陥形状は小さい。従って、下部鏡において、脆性破壊が発生する可能性は低いと考えられる。

b. 一次局部応力評価結果

鏡のリガメント部に対する P_L は、内圧による発生応力に対して、管台穴及び想定き裂に対する面積の欠損分を考慮して割増すことで評価できる。

穴がないとした場合の周方向応力 σ_θ は次式で求められる。

$$\sigma_\theta = P_{CD} \cdot R_s / (2T_s) \quad (\text{式 2-6})$$

ただし、 R_s : 鏡の内径 (2037.5mm)

T_s : 鏡の最小板厚 (126mm)

P_{CD} : 内圧 (供用状態 C, D に対して各事象を包絡する内圧は 18.88MPa)

図 3-2 より、穴部及びき裂進展後のき裂の面積欠損分、上記周方向応力が増加することになるので、これらの欠損部を考慮した場合の周方向応力 σ_θ' は次式で求められる。

$$\sigma_\theta' = \frac{P_{CD} \cdot R_s}{2T_s} \frac{(A + B + C1 + C2)}{A} = 193 \quad (\text{MPa}) \quad (\text{式 2-7})$$

ただし A, B, C1, C2 は図 3-3 参照のこと。

ここで、当該部の主応力 σ_1 と σ_2 は球形のため周方向応力 σ_θ' と半径方向応力 σ_r となるので、応力強さは両者の差で求められる。したがって、 P_L は次式で得られる。

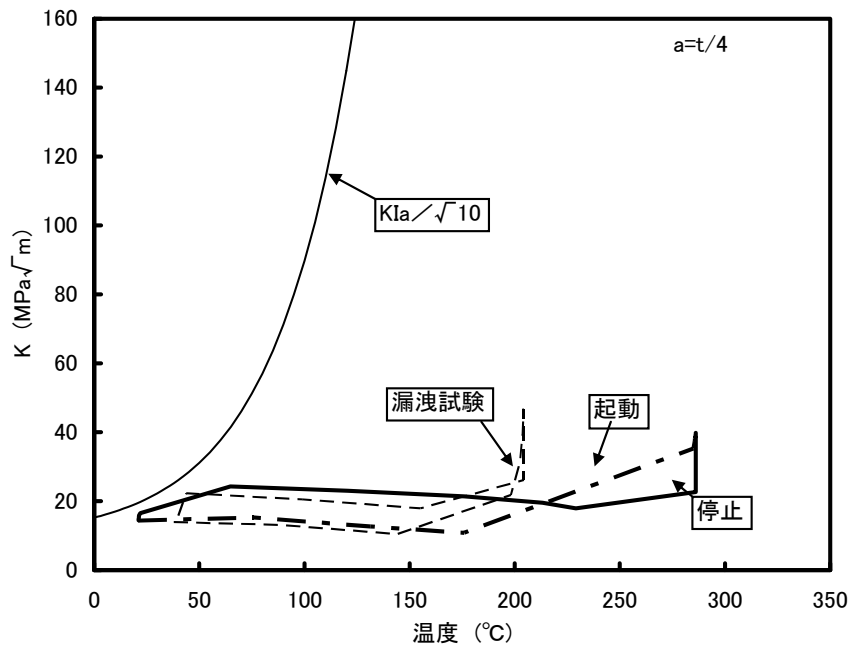
$$P_L = \sigma_\theta' - \sigma_r = \sigma_\theta' - (-P_{CD}/2) = 203 < 445 (\text{MPa}) \quad (\text{式 2-8})$$

以上より、き裂進展後の面積欠損も考慮した一次応力強さは許容値を満足することを確認した。

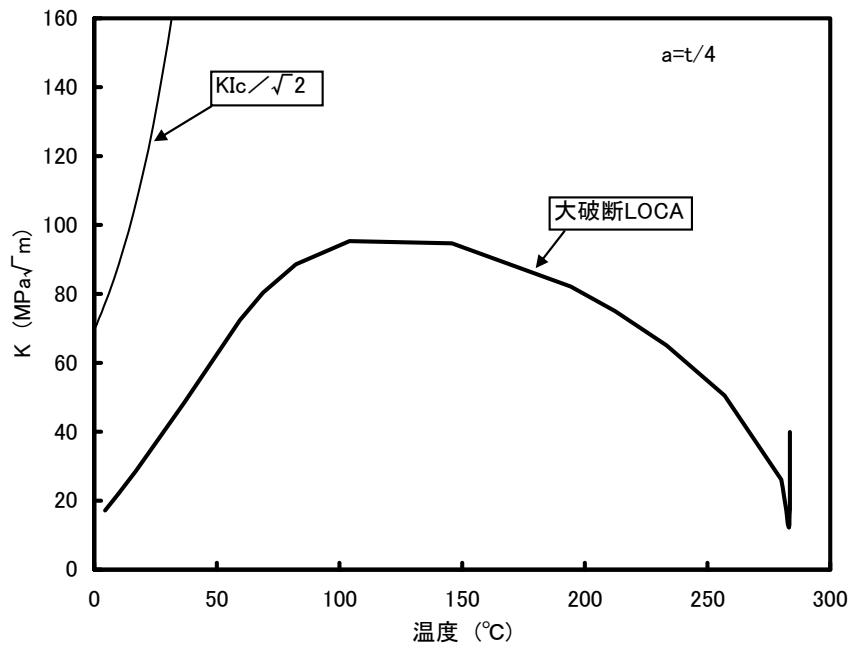
(参考文献)

[1] 発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1-2004)

[2] 発電用原子力設備規格 建設・設計規格 (JSME S NC1-2005/2007)

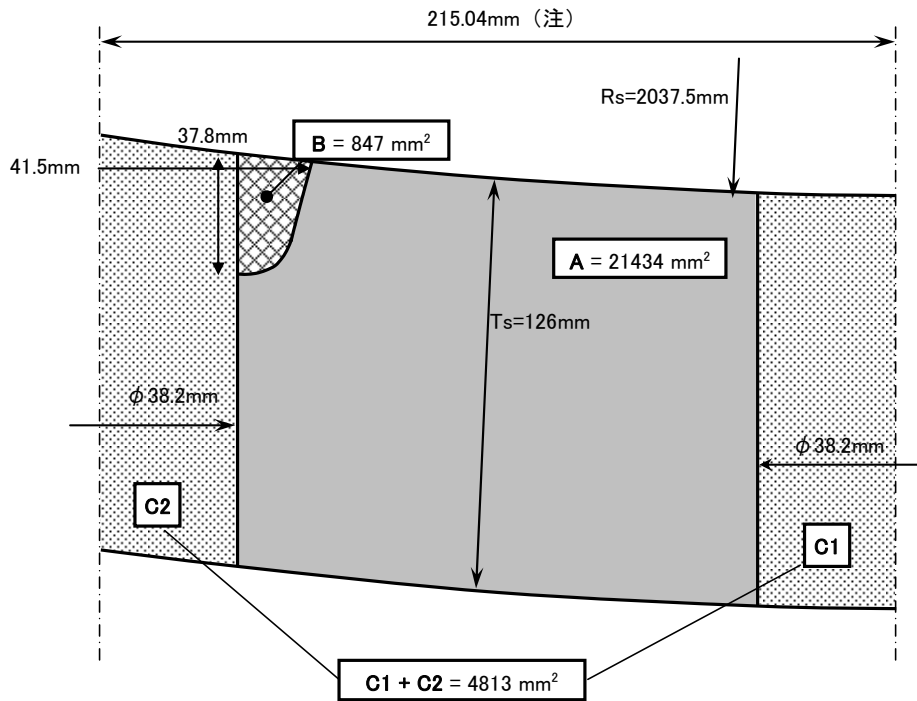


(a) 供用状態 A 及び B



(b) 供用状態 C 及び D

図 3-1 0° 断面での脆性破壊評価 (a/t=0.24)



(記号の説明) A : 鏡のリガメントの面積 = $126 \times (215.04 - 38.2) - B = 21434$
 B : き裂進展後のき裂部の面積 = $37.8 \times (41.5 - 19.1) = 847$
 C1 + C2 : 管台穴部の面積 = $38.2 \times 126 = 4813$, (注) 管台間の最短距離

図 3-2 一次局部応力の評価モデル

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種の数値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。

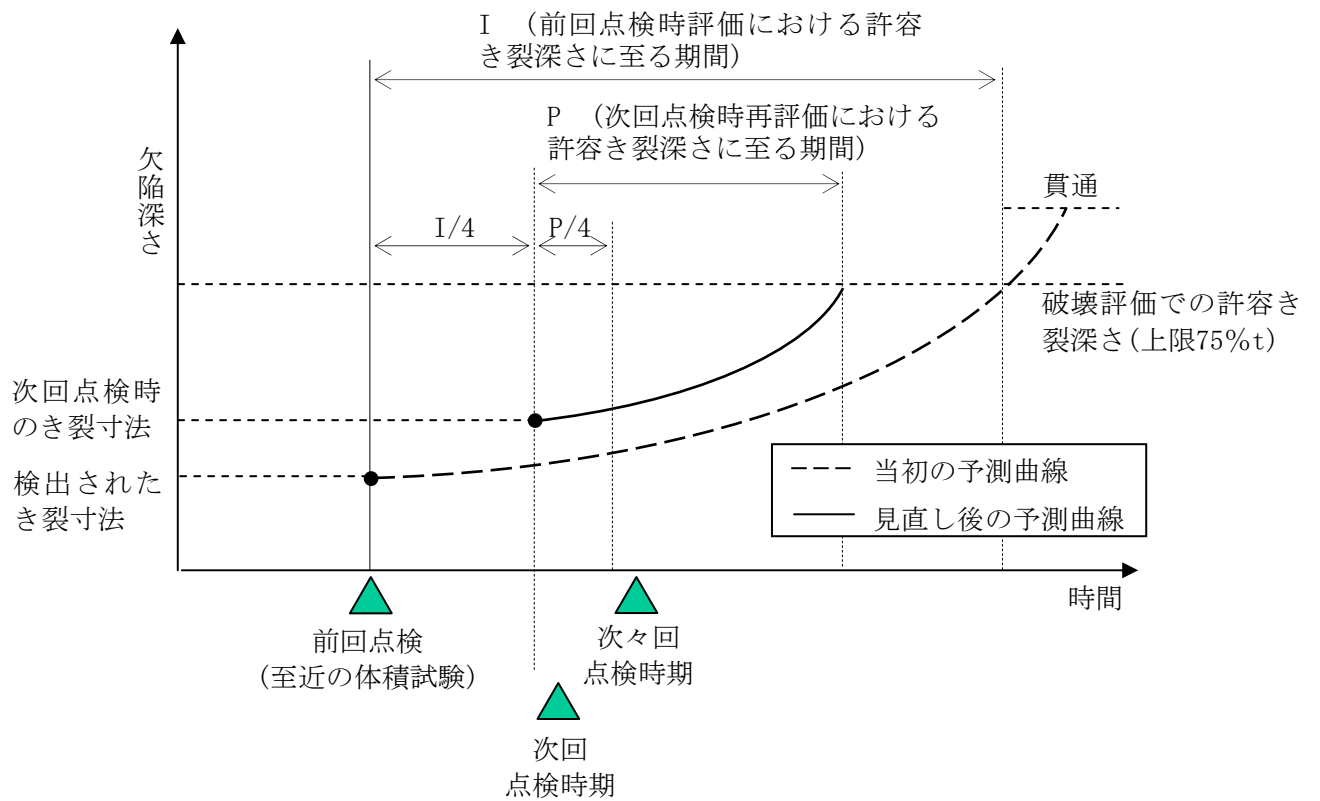


図1 点検結果に基づくき裂進展予測の修正

付録 G 原子炉容器炉内計装筒の保全技術

1. はじめに

本付録は、原子炉容器炉内計装筒の 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

2.1 PWSCC によるき裂発生に対する予防保全技術

(1) 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、原子炉容器炉内計装筒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 1)。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。

(2) 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 2)。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。

2.2 PWSCC によるき裂からの漏えいに対する予防保全技術

(1) 炉内計装筒取替工法

原子炉容器炉内計装筒内面に PWSCC によるき裂が発生した場合に、J 溶接部の一部を含む炉内計装筒母材全体を、耐 PWSCC 性に優れた 690Ni 基合金製の新規構造に取替える工法である(図 3)。原子炉容器炉内計装筒取替工法により、炉内計装筒母材は耐 PWSCC

性に優れた 690Ni 基合金となるため、施工以降の個別点検は不要となる。

(2) キャップ補修工法

原子炉容器炉内計装筒に PWSCC によるき裂が発生した場合に、原子炉容器下部外面にキャップを設け、新たな耐圧バウンダリを形成する工法である。

キャップ上端は既設 600 系 Ni 基合金肉盛座に溶接することで、現地での溶接後熱処理を省略でき、またキャップ下端は炉内計装筒セーフエンド（ステンレス鋼）に溶接する。既存の 600 系 Ni 基合金肉盛座に 690 系 Ni 基合金を肉盛溶接することで、キャップ取付け部の耐 PWSCC 性を確保している。(図 4)

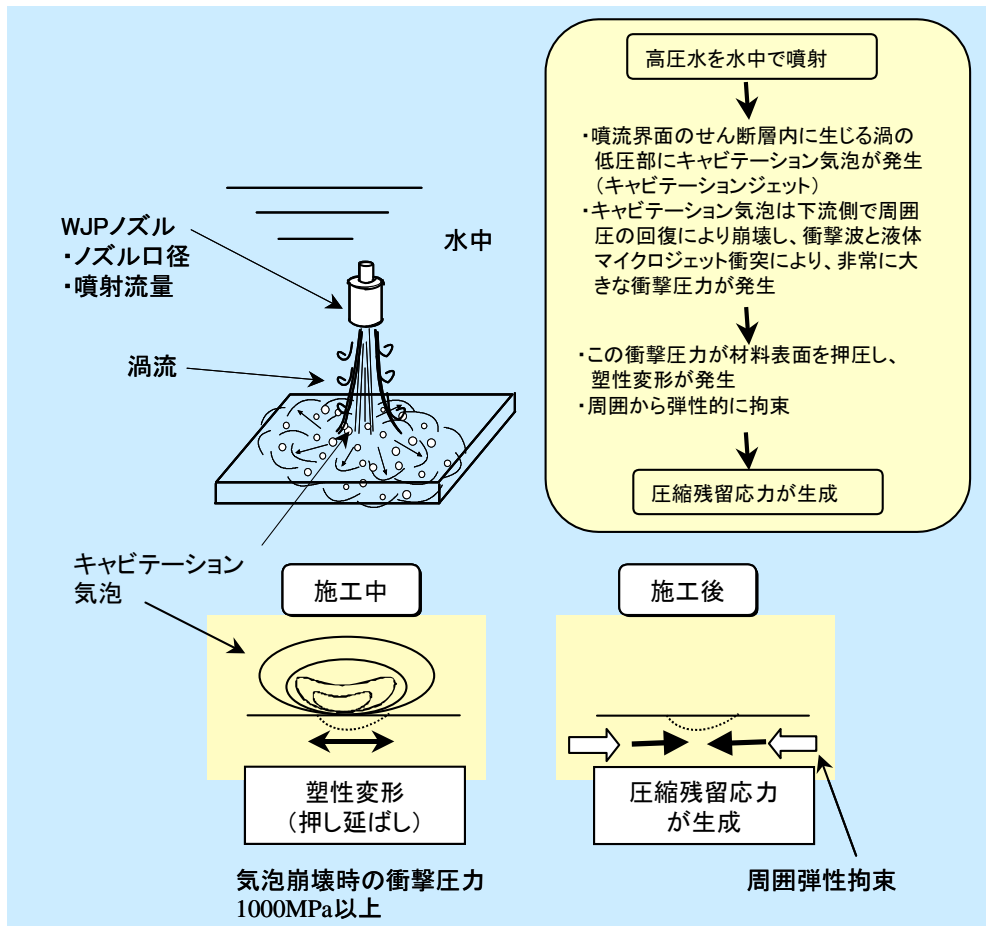


図1 ウォータジェットピーニング概念

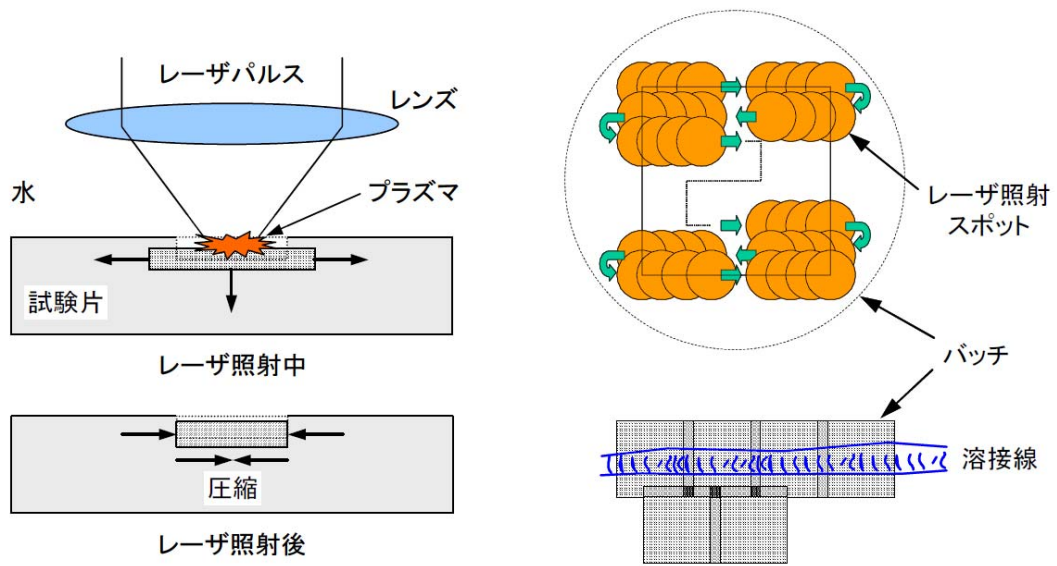


図 2 レーザピーニング概念

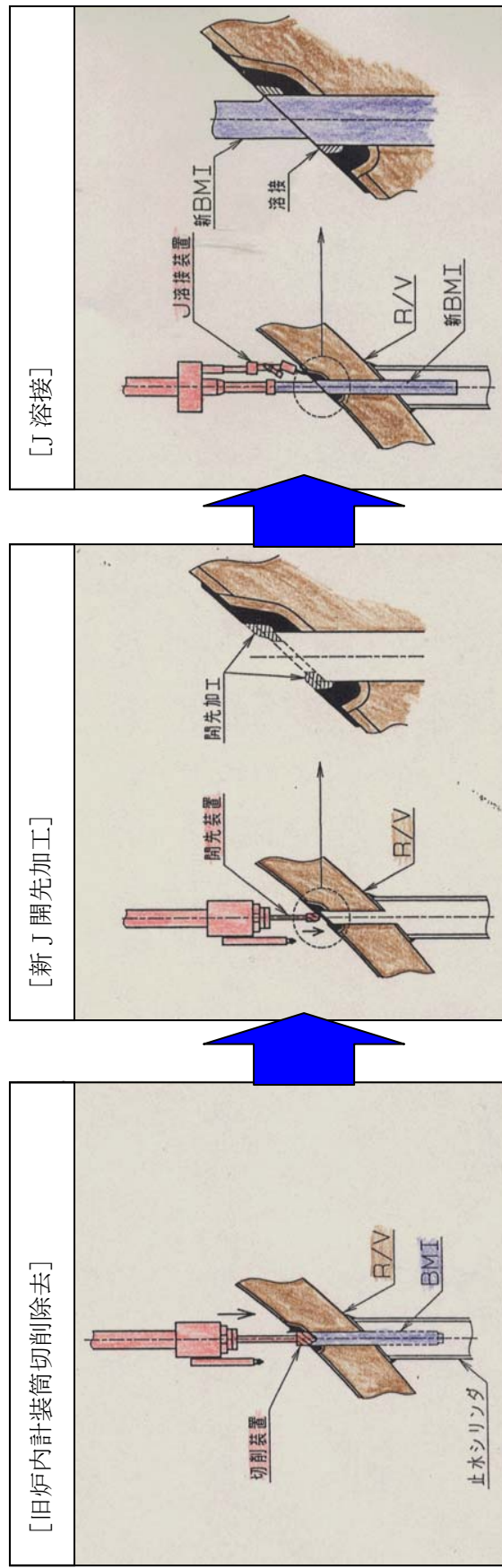


図3 炉内計装筒取替工法の概要

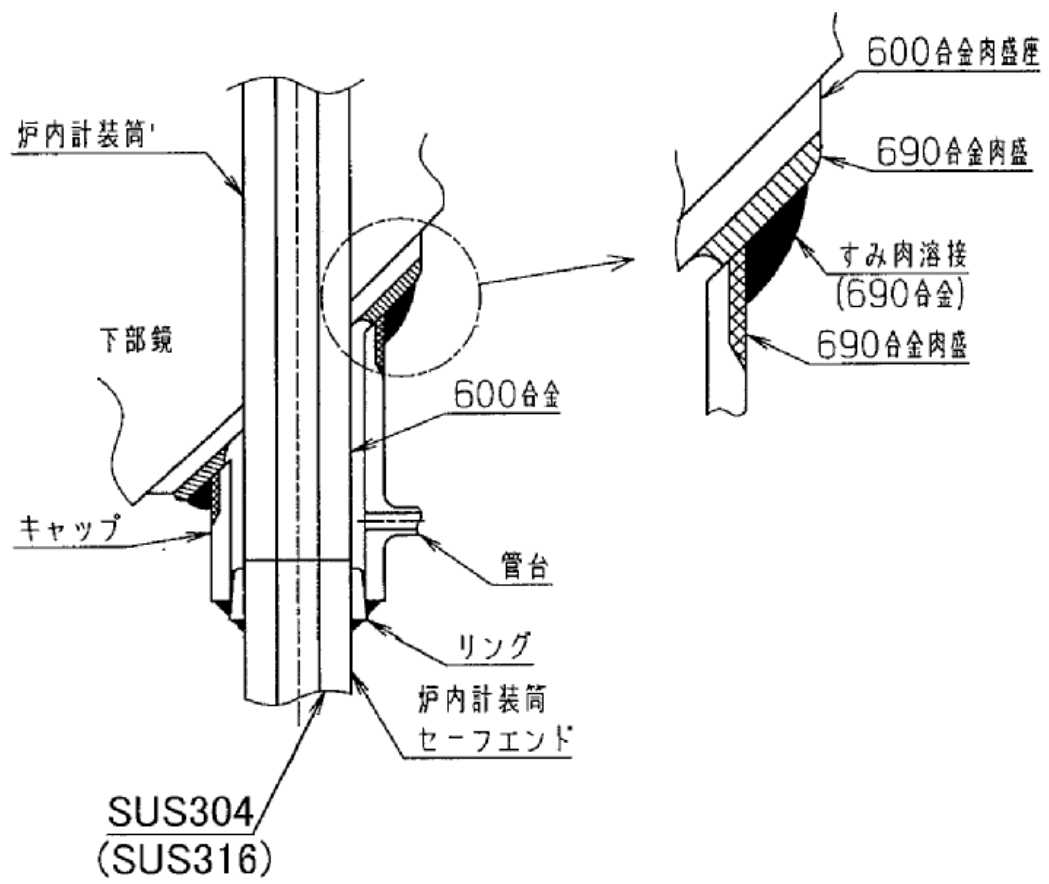


図4 キャップ補修工法外略図

P W R 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[原子炉容器炉内計装筒]

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)

F A X 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。