

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて
(第3版)

平成20年10月

有限責任中間法人 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、有限責任中間法人 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及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、絶大なご助力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20年10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

改訂履歴

ガイドライン名：炉内構造物等点検評価ガイドラインについて

[illegible]

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて

目 次

1. 経緯及び目的	1
2. 検討内容	1
3. 検討方針	1
4. 検討結果	2
(1) 検討対象機器の選定	2
(2) 具体的な検討対象機器	2
(3) ガイドラインの全体構成	3
(4) ガイドラインの構造と体系	4
(5) 点検の基本的考え方	5
(6) 技術評価の基本的考え方	5
(7) 補修・取替・予防保全の基本的考え方	6
(8) 開発されたガイドラインの概要	8
(9) 実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要	9
5. まとめ	9
解説	1 1
添付資料	
添付資料－1 炉内構造物点等検評価ガイドライン検討会の設立趣旨	1 2
添付資料－2 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会委員名簿	1 3
添付資料－3 炉内構造物等点検評価ガイドラインに関する「責任範囲」の 明確化について	1 4
添付資料－4 炉内構造物等点検評価ガイドライン全体構想	1 8
添付資料－5 炉内構造物等点検評価ガイドラインの全体イメージ	1 9
添付資料－6 炉内構造物等点検評価ガイドラインの構造と体系	2 1
添付資料－7 炉内構造物等点検評価ガイドラインにおける点検の考え方	3 0
添付資料－8 炉内構造物等点検評価ガイドラインにおける一般点検の考え方	3 1

添付資料－ 9	炉内構造物等点検評価ガイドラインにおける構造強度評価上の 保守的仮定	3 2
添付資料－ 1 0	開発された炉内構造物等点検評価ガイドラインの概要	
1 0－ 1	シュラウドサポート（BWR）	3 3
1 0－ 2	上部格子板（BWR）	3 4
1 0－ 3	炉心支持板（BWR）	3 5
1 0－ 4	炉心シュラウド（BWR）	3 6
1 0－ 5	CRDハウジング（BWR）	3 7
1 0－ 6	ICMハウジング（BWR）	3 8
1 0－ 7	ジェットポンプ（BWR）	3 9
1 0－ 8	炉心スプレイ配管/スパージャ（BWR）	4 0
1 0－ 9	差圧検出/ほう酸水注入ライン（BWR）	4 1
1 0－ 1 0	バッフルフォーマボルト（PWR）	4 2
1 0－ 1 1	バレルフォーマボルト（PWR）	4 3
1 0－ 1 2	炉心そう（PWR）	4 4
1 0－ 1 3	制御棒クラスタ案内管（PWR）	4 5
1 0－ 1 4	ウェルドオーバーレイ工法（BWR補修工法）	4 6
1 0－ 1 5	スプールピース取替（PWR取替工法）	4 7
1 0－ 1 6	封止溶接工法（補修工法）	4 8
1 0－ 1 7	外面からの入熱による応力改善方法（予防保全工法）	4 9
1 0－ 1 8	ピーニング工法（予防保全工法）	5 0
添付資料－ 1 1	補修工法、予防保全工法における基本支配因子の定義について	5 1
添付資料－ 1 2	実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要	5 4
添付資料－ 1 3	用語集	5 6

1. 経緯及び目的

近年、国内外で炉内構造物の損傷事例等が散見されるようになってきている。一方、点検については検査装置の改良等が進み、点検が可能となってきたところであるが、炉内構造物の点検については、その構造上、近接しにくいことから点検や補修が困難な部位がある。

平成 11 年 12 月、敦賀発電所 1 号機でシュラウド取替え工事を実施中に、シュラウドサポートのインコネル溶接部に、多数の応力腐食割れによるひび割れが発見され、炉内構造物の検査のあり方が注目されることとなった。

上記のような状況に鑑み、炉内構造物の構造機能、安全上の重要度等を整理するとともに、技術的根拠が明確で合理的な点検等のガイドラインを作成し、今後の国内軽水炉における炉内点検の在り方を広く一般に提言することを目的として、検討を進めた。

(添付資料－1, 2 参照)

ガイドラインは、発行後、学協会規格に採り入れられ、その学協会規格が、規制当局によって規制基準への適合性を承認された上で実機の点検・評価などの保全活動に適用される事を念頭におくが、学協会規格に取り入れられるまでの間にあっても、使用者が必要に応じて規制当局の了解のもとに本ガイドラインを適用することを念頭においている。このため、ガイドライン検討会としては、発行されるガイドラインの説明責任を問われる場合が考えられることから、これについて検討した。

(添付資料－3 参照)

2. 検討内容

各機器の維持すべき安全機能を整理した上で、現在の知見から想定される経年変化事象を考慮して主に下記について検討した。

- 点検範囲
- 点検方法
- 点検の開始時期及び頻度
- 欠陥が発見された場合の評価方法
- 適用可能と考えられる補修工法及び予防保全工法

3. 検討方針

検討の基本方針は以下のとおりである。

- 原子炉安全を確保することを大前提とする。
- 経年変化事象の進行を考慮しても、炉内構造物の構造強度と安全機能を維持するために必要な運転管理方法を明確にする。
- 常に最新知見を反映して内容の見直しを継続する。

4. 検討結果

(1) 検討対象機器の選定

炉内構造物を構成する各機器について、下記の観点から優先度が高いと考えられる機器を選定して検討を実施した。(添付資料－4 参照)

- ①原子炉圧力容器の耐圧機能に影響を及ぼす可能性のあるもの
(原子炉圧力容器に溶接にて取付けられているもの)
- ②炉心支持機能を担う機器
- ③構造上、接近性の問題から点検が困難な部位がある機器
- ④損傷が発見された場合の対策工法が確立されていない機器
(取替、補修が容易でない機器)
- ⑤損傷事例の有無

(2) 具体的な検討対象機器

上記(1)の考え方に従って検討した結果、以下の機器を検討対象とした。なお、今後の運転経験や新知見を踏まえ、必要に応じて検討対象を追加する予定である。

(BWR)

- シュラウドサポート
- 上部格子板
- 炉心支持板
- 炉心シュラウド
- CRDハウジング
- ICMハウジング
- ジェットポンプ
- 炉心スプレイ配管／スパージャ
- 給水スパージャ
- 差圧検出／ほう酸水注入配管
- 蒸気乾燥器
- 気水分離器

なお、燃料支持金具については、容易に取替が可能であるため、本検討の対象外とした。また、制御棒案内管及びICM案内管については、それぞれCRDハウジング及びICMハウジングに含めて検討した。

(PWR)

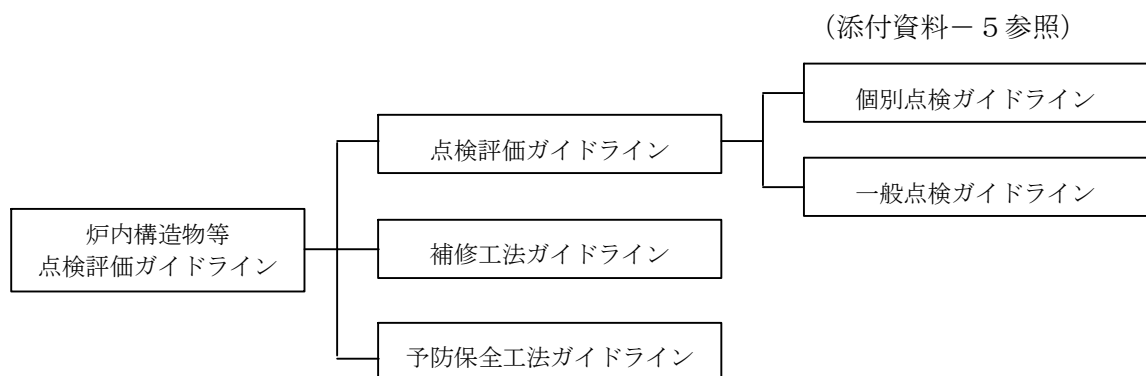
- バップルフォーマボルト
- バレルフォーマボルト
- 炉心そう

- 蓋用管台・空気抜管台
- 炉内計装筒
- 制御棒クラスタ案内管

なお、支持ピン、たわみピンについては、容易に取替が可能であるため、本検討の対象外とした。

(3) ガイドラインの全体構成

今回検討したガイドラインは、炉内構造物等を構成している各機器毎に点検評価ガイドライン（個別点検，一般点検），補修工法ガイドライン及び予防保全工法ガイドラインから構成されている。



①点検評価ガイドライン

a) 個別点検ガイドライン

炉内構造物等を構成している各機器の維持すべき安全機能を整理した上で、想定される経年変化事象を考慮し、機器毎に、点検範囲，点検方法，点検の開始時期及び再点検時期，欠陥が発見された場合の取扱い方法についてまとめた。以下にガイドラインを開発した炉内構造物等を列挙する。

(BWR)

- シュラウドサポート
- 上部格子板
- 炉心支持板
- 炉心シュラウド
- C R Dハウジング
- I C Mハウジング
- ジェットポンプ
- 炉心スプレイ配管／スパージャ
- 差圧検出／ほう酸水注入配管

(PWR)

- バッフルフォーマボルト
- バレルフォーマボルト
- 炉心そう
- 蓋用管台・空気抜管台
- 炉内計装筒
- 制御棒クラスタ案内管

b) 一般点検ガイドライン

炉内構造物等を構成している各機器に対する個別点検ガイドラインは、各機器の維持すべき安全機能を整理した上で、現在の知見から想定される経年変化事象を考慮し、機器毎に、点検範囲、点検方法、点検の開始時期及び再点検時期等を規定したものである。従って、個別点検を実施すれば機器の安全機能が常に維持されていることを確認できると考えられる。しかし、現在の知見が完全無欠であることを証明するのは難しいので、深層防護の観点から、念のため、個別点検を補足する点検として「一般点検ガイドライン」を規定した。

②補修工法ガイドライン

炉内構造物等を構成している各機器に適用できる補修工法の概要、適用範囲、適用条件、施工方法、補修後の点検等について整理し、規定した。

③予防保全工法ガイドライン

炉内構造物等を構成している各機器に適用できる予防保全工法の概要、適用範囲、適用条件、施工方法、その効果及び予防保全後の点検等について整理し、規定した。

(4) ガイドラインの構造と体系

本ガイドラインは炉内構造物等を構成している各機器毎に個別の条件等を考慮して、1つずつ独立して開発した。開発にあたっては、各ガイドライン間の整合性を意識せずに開発したが、開発の途中で各ガイドラインに構造等の類似性があることが分かったため、ガイドライン全体の構造と体系化について検討することとした。

検討の結果、以下のことがわかった。

- 本ガイドラインは、下記の3つの要素が階層構造をなしている。
 - ① 検討対象機器
 - ② 技術評価
 - ③ 保全措置（点検、補修、取替、予防保全）

- 本ガイドラインは、対象機器の選定から点検・補修・取替・予防保全内容を決定するまでの「保全計画立案の流れ」、保全計画立案にあたり工学体系等の中から適切な手法を選択する「適用理論の選択」及び、選択された理論等を保全計画の立案に適用できるようにする方法を考案する「保全技術基準の策定」という3つの部分から成っている。
- 本ガイドラインには、基本的に共通の検討プロセス及び判断があり、全てのガイドラインを1つのパターンにまとめられる。
- 保全措置のうち、補修・取替・予防保全のガイドラインは、点検及び評価により経年変化事象が顕在化した場合に、補修・取替・予防保全工法ガイドラインが適用され、内容に応じて適用されるガイドラインが決まる。

上記の詳細を、添付資料—6に示す。

(5) 点検の基本的考え方

本ガイドラインで定義される点検は、「個別点検」と「一般点検」に大別される。「個別点検」とは、安全機能を有する機器について、各機器の維持すべき安全機能を整理した上で、現在の最新知見から想定される全ての経年変化事象の発生・進展を評価し、常に機器の安全機能が維持されるように、機器毎に点検範囲、点検方法、点検の開始時期及び再点検時期を規定したものである。

従って、この「個別点検」の実施により、各機器の安全機能が常に維持されていることを確認できると考えられる。しかし、現在の知見が完全無欠であることを証明するのは難しいので、「個別点検」とは別に、深層防護の観点から、念のため、個別点検を補足する点検として「一般点検」を規定した。この「一般点検」は、安全機能を有する機器だけでなく、経年変化事象が想定されない部位も含めた炉内構造物を対象とし、各機器の健全性を確認するために実施する点検とした。(添付資料—7, 8 参照)

(6) 技術評価の基本的考え方

本ガイドラインでは、点検範囲や点検時期等の設定の考え方及び、その技術的根拠について記載している。この検討、評価にあたっては、原則として、以下のような保守性を持たせた手法を用いて検討した。(添付資料—9 参照)

①構造強度評価における保守的な仮定

- 点検困難な部位、範囲については、点検により健全性が確認できないため、既に損傷しているものと保守的に仮定し、引張荷重の伝達機能を見捨てて構造強度評価を実施した。
- 基準の設定にあたっては、適切な安全率や十分な余裕を考慮する。
- 想定される欠陥と点検負荷範囲として設定した範囲を合体させて保守的評価を実施した。

②初期欠陥の想定

- BWRの応力腐食割れについては、潜伏期間を無視し、プラントの営業運転開始時に一定の大きさの初期欠陥があるものと仮定するとともに、それが運転中に進展すると仮定して評価した。
- 点検により健全性が確認された箇所については、点検で検知できる大きさの初期欠陥が運転再開と同時に進展すると仮定して評価した。

③き裂進展速度の保守的な設定

- 板厚貫通後のき裂進展は、応力拡大係数に依存しない上限のき裂進展速度を用いて評価した。

なお、点検時期の決定にあたっては、上記の保守的な評価により求められた点検時期に対して、更に工学的な裕度を見込んで設定した。

(7) 補修・取替・予防保全の基本的考え方

①補修、取替及び予防保全の分類（解説 2-1）

「補修」は、経年変化事象が顕在化した場合、既設構造物を取替えずに経年変化事象発生部位を何らかの方法で補強又は経年変化事象の進行を抑制するために行う保全措置をいう。補修方法は、炉内構造物に熱影響等を与えない「機械的補修」と溶接等のように構造物に熱影響を与える「溶接等による補修」に分類できる。

「取替」は、経年変化事象が顕在化した場合又は予防保全として実施される場合の保全措置で、既設構造物を新品と交換することをいう。通常、「取替」とは既設と同一の設計を採用するが、本ガイドラインでは材質を変更したり、一部、構造や寸法を変更したりすることも含む保全措置として定義する。

「予防保全」は、経年変化事象を特定し、その事象の要因を緩和するために実施する。緩和方法は、「材料改善（取替）」、「応力改善」及び「環境改善」に分類できる。（解説 2-2）

補修、取替及び予防保全を適用する部位は、要求される機能によって「構造強度機能」、「シール機能」及び「その他の安全機能」に分けられる。「構造強度機能」が要求されるシュラウド、シュラウドサポート等の炉内構造物は、「構造強度機能」を有することが求められる。「構造強度機能」を要求される強度部材に欠陥が生じた場合の補修、取替及び予防保全は、要求される強度を担保する補修、取替及び予防保全工法ガイドラインが適用される。一方、配管、容器、及び容器貫通部等のバウンダリ機器には、「構造強度機能」のみならず、「シール機能」も要求される。「シール機能」を要求される部位に生じた欠陥には、漏えいを防止するための補修、取替及び予防保全工法ガイドラインを適用する。また、「その他の安全機能」はそれぞれの機器に要求され、例えばシュラウドでは、「炉心支持」、「制御棒挿入性」、「炉心冷却材流路の確保」及び「事故時炉心再冠水機能」が安全機能として要求されて

いる。安全機能を損なう欠陥が生じた場合には、この機能を回復するための補修、取替及び予防保全工法ガイドラインを適用する。補修、取替及び予防保全工法ガイドライン適用後は、必要とされる構造強度機能、シール機能及び安全機能を満足していることを評価し、確認する。また、補修、取替及び予防保全工法ガイドライン適用前の状態との比較に基づいて、適用後の点検計画を作成する。

②補修、取替及び予防保全施工後の点検

補修、取替及び予防保全工法ガイドライン適用後の点検については、以下の考え方に準拠して実施すること。

a) 機械的補修施工後の点検（解説 3-2）

- 1) 機械的補修を実施した場合は、補修対象部位に代えて機械的補修装置の点検を行うこと。
- 2) 機械的補修装置は、基本的に現行技術基準に基づき経年変化事象への対策が実施されるので、一般点検ガイドラインに準拠して点検を行なうこと。

b) 溶接等による補修施工後の点検（解説 3-3）

溶接等の熱影響のある補修を実施した場合（手直し溶接を実施した場合には、手直し溶接の熱影響も含む）は、その施工条件等を評価し、当該機器の個別点検ガイドラインに準拠した点検を行なうこと。

c) 取替施工後の点検（解説 3-1）

経年変化事象が顕在化し炉内構造物の取替を実施した場合は、取替後の当該部について材料及び製造方法等を評価し、当該機器の個別点検評価ガイドラインに準拠した点検を実施すること。

d) 材料改善（取替）予防保全施工後の点検

予防保全として炉内構造物の取替を実施した場合は、取替後の当該部の材料等を評価し、当該機器の点検計画を検討すること。

e) 応力改善予防保全施工後の点検

予防保全として応力改善を実施した場合は、当該部の応力改善状態を評価し、当該機器の点検計画を検討すること。

f) 環境改善予防保全施工後の点検

予防保全として環境改善を実施した場合は、当該部の環境改善状態を評価し、当該機器の点検計画を検討すること。

③溶接による補修における留意点（手直し溶接）

a) 手直し溶接（解説 3-4）

手直し溶接の記録を作成し、保管すること。

(8) 開発されたガイドラインの概要

今回開発されたガイドラインを以下に列記する。また、これらのガイドラインの概要を添付資料－10に示す。

個別点検ガイドライン

(BWR)

- JBWR-VIP-01 シュラウドサポート
- JBWR-VIP-02 上部格子板
- JBWR-VIP-03 炉心支持板
- JBWR-VIP-04 炉心シュラウド
- JBWR-VIP-05 CRDハウジング
- JBWR-VIP-06 ICMハウジング
- JBWR-VIP-07 ジェットポンプ
- JBWR-VIP-08 炉心スプレイ配管/スパージャ
- JBWR-VIP-09 差圧検出/ほう酸水注入配管

(PWR)

- JPWR-VIP-01 バッフルフォーマボルト
- JPWR-VIP-02 バレルフォーマボルト
- JPWR-VIP-03 炉心そう
- JPWR-VIP-06 制御棒クラスタ案内管

① 一般点検ガイドライン

(BWR)

- JBWR-VIP-10 一般点検

(PWR)

- JPWR-VIP-07 一般点検

② 補修工法ガイドライン

- JBWR-VIP-08 補修工法[スプールピース取替]
- JBWR-VIP-11 補修工法[ウェルドオーバーレイ工法]
- JANTI-VIP-01 補修工法[封止溶接工法]

③ 予防保全工法ガイドライン

- JANTI-VIP-02 予防保全工法[外面からの入熱による応力改善方法]
- JANTI-VIP-03 予防保全工法[ピーニング工法]

補修・予防保全工法における基本支配因子の定義については、添付資料－１１に示すとおりである。

(9) 実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要

実用化されている補修方法及び予防保全工法を以下に列記する。また、これらのガイドラインの概要を添付資料－１２に示す。

①BWR・PWR共通

- ・ 拡管工法
- ・ き裂進展止め穴工法
- ・ 水中溶接（湿式）
- ・ 水中溶接（乾式）
- ・ 封止溶接工法
- ・ スリーブ工法
- ・ クランプ工法
- ・ 補強ブラケット工法
- ・ 当て板工法
- ・ 接着剤
- ・ 充てん材

②BWR

- ・ 支持ロッド工法
- ・ SMAカップリング工法
- ・ 補助ウェッジ工法

5. まとめ

近年、国内外の軽水炉で炉内構造物に応力腐食割れ等の損傷が発見されたとの事例報告が散見されるようになったことに鑑み、炉内構造物等の点検評価に関するガイドラインを策定することにより、今後の国内軽水炉における炉内点検の在り方を提言すべく、本検討会が組織された。本検討会の主要課題は、技術的根拠が明確で、合理的な炉内構造物の標準的点検ルール等を策定することであったが、炉内構造物等点検評価ガイドラインとして取りまとめられた。

本ガイドラインが適切に実機に適用されるようになれば、原子炉の安全性を確保できることは言うまでもなく、従来の経験に基づく点検を、より一層、高度化・効率化させることが可能であると考ええる。このため、今後は原子力発電所の設置者が本ガイドラインに従った炉内構造物等の点検を速やかに、かつ自主的に実施していくことが重要であると考ええる。

本検討会は、常に最新知見を取り入れ、検討を進めることをその基本方針としてきた。

今後も、常に最新知見を取り入れ、本ガイドラインの見直しを行なっていく予定である。
また、本ガイドラインを、更により良いものとして行くためには、多くの方々から本ガイドラインに対する忌憚のないご意見、ご批判をいただくことが重要である。多くの方々からの建設的なご意見、ご批判を期待したい。

以 上

解説

(解説 2-1) 取替と補修

「取替」とは、損傷した機器の全体又はその一部について、基本的に同じ形状、寸法の構造物に取替ることを言う。「補修」とは、現状の構造物をそのままにし、新たな構造物や溶接を追加することを言う。また、元の状態を改善するために、予防保全の方法として「取替」及び「補修」を実施する場合もある。

(解説 2-2) 予防保全

予め保全対象を特定し、その対象に対して計画的に保全を実施することを言う。一般に、予防保全対象の選定は、保全の最適化によって非常に重要であり、経年変化事象に対する有効性が期待される予防保全の方法を定めた予防保全工法ガイドラインに従って実施することが必要である。

(解説 3-1) 取替施工後の点検

取替とは、損傷した機器の全体又はその一部を新しいものに取替ることをいい、取替後の材料、製造方法等を評価し、当該機器の個別点検評価ガイドラインに準拠した点検を実施することが必要である。

(解説 3-2) 機械的補修後の点検

機械的補修装置は、基本的に現行技術基準に基づき設計、製作、施工、検査され、経年変化対策も施される。従って、基本的には個別点検は不要であるが、一般点検を行う必要がある。但し、機械的補修装置の材料、製作、施工方法等を評価し、経年変化事象が否定できない部分があるものは、必要に応じて個別に点検計画を立案すること。

(解説 3-3) 溶接等による補修後の点検

溶接等による補修とは、補修溶接により構造物に新たに熱影響部が生成されるので、当該部の評価を行い経年変化事象が否定できない場合は、当該機器の個別点検評価ガイドラインに準拠した点検を実施する必要がある。

(解説 3-4) 手直し溶接

手直し溶接の記録として、以下の項目を参考に記録をする。

- ・手直し溶接施工法
- ・欠陥範囲
- ・欠陥除去範囲
- ・手直し溶接回数
- ・手直し溶接後の検査記録

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会の設立趣旨（平成12年当時）

近年、国内外の軽水炉で、BWRの炉心シュラウドやPWRのバッフルフォーマボルト（国内事例はなし）等の炉内構造物に応力腐食割れ等が発見されたとの事例報告が散見されるようになってきている。

炉内構造物の点検は、水中カメラの小型化や耐放射線性の向上、点検装置の開発により、遠隔目視点検や超音波による点検が可能となっているが、その構造上、近接しにくいことから点検や補修が困難な部位がある。また、点検や補修に要する費用は、極めて大きく、工期も長い。

一方、海外、特に米国では、電気事業者が中心となり、BWRではBWRVIP（BWR Vessel Internals Project）が結成され、BWR炉内構造物の構造、機能、安全上の重要性等を整理し、点検評価等の指針を作成、出版するとともに、これらの成果物を用いて、技術的、合理的な点検評価の在り方を原子力規制委員会（NRC）と議論している。また、PWRについても、同様にオーナーズ・グループが中心となり、バッフルフォーマボルト等の機能、炉心の健全性への影響を考慮し、保全に関する合理的な手法についてNRCと議論している。

本検討会は、上記のような状況に鑑み、国内外の知見、損傷事例、米国点検評価指針（BWRVIP）等を参考に、広く学識経験者、産業界から委員を招へいし、幅広い検討を実施するとともに、炉内構造物の点検評価に関するガイドラインを作成することにより、今後の国内軽水炉における炉内点検の在り方について提言するため、（社）火力原子力発電技術協会内に独立した検討会を組織する。

以 上

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20年9月現在、敬称略、順不同)

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	小林 敏行	北海道電力(株)
委員	丹治 和宏	東北電力(株)
委員	松本 純	東京電力(株)
委員	石沢 順一	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	平野 伸朗	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	青木 孝行	日本原子力発電(株)
委員	師尾 直登	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

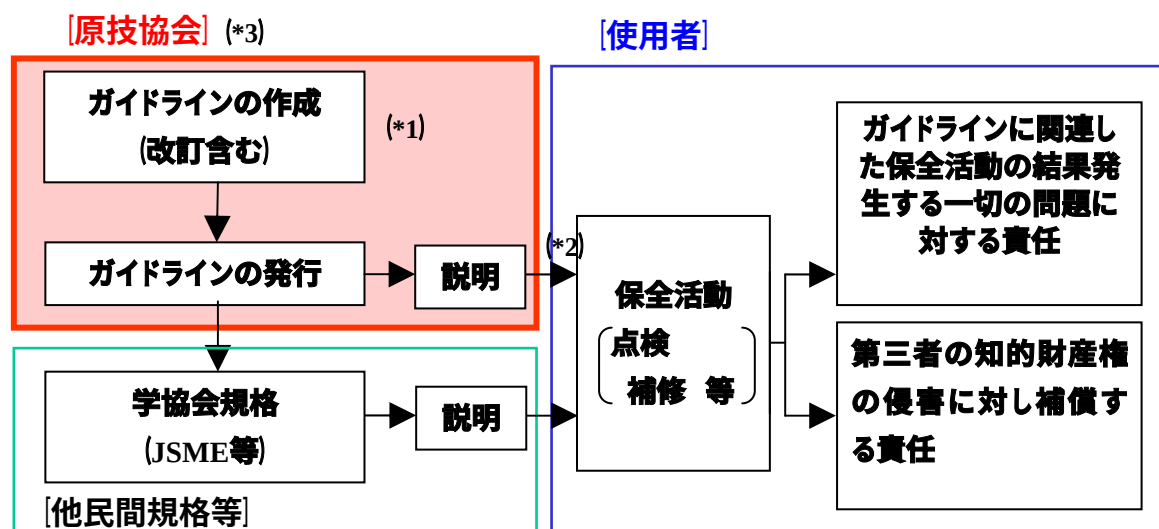
炉内構造物等点検評価ガイドラインに関する「責任範囲」の明確化について

1. ガイドラインの責任

炉内構造物等点検評価ガイドライン（以下、ガイドラインという）は最新の知見に基づきガイドライン検討会での審議を経て作成、発行され、また、知見が新たに得られた場合、適宜内容が見直され、ガイドライン検討会での審議を経て改訂・発行される。さらにガイドラインの技術的根拠については、「解説」等で明確にされるとともに、公開されたデータ等を可能な限り参考資料として添付している。

ガイドラインは、発行後、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採り入れられ、その学協会規格が、規制当局によって規制基準への適合性を承認された上で実機の点検・評価などの保全活動に適用される事を念頭におくが、学協会規格に取り入れられるまでの間にあっても、使用者が必要に応じて規制当局の了解のもとに本ガイドラインを適用することを念頭においている。

このため、ガイドライン検討会としては、発行されるガイドラインの説明責任を問われる場合が考えられる。しかし、ガイドラインの使用の結果として生じる保全活動に伴う、その活動自体の承認・評価・保証、あるいは第三者の知的財産権の侵害の際の補償等の問題に関しては、本検討会では責任を負う事はできない。(下図参照)



(※1) ガイドラインの改訂は、検討会が存続している間、実施。

(※2) 学協会規格が制定されるまでの間は、ガイドラインに基づく保全活動が実施される場合が考えられる。

(*3) 社団法人 火力原子力発電技術協会から引き継がれた。

図-1 ガイドラインの責任範囲

したがって、検討会ではガイドラインに対して、その作成・改訂のみならず、このガイドラインが適用されることを念頭においた「責任の所在」について明確にする必要がある。

2. ガイドラインに関する「責任」の明確化

上記を踏まえ、本ガイドラインに関する「責任」について明確にするため、以下の対応を行う。

2.1 作成・改訂の責任に関して

以下の内容を記載した検討会の「責任範囲」を各分冊の巻頭に記載する（具体的内容は別紙－1に示すとおり）。

(1) 活動の姿勢、方針

- 合理的な点検・評価の実施が可能なよう、最新知見に基づきガイドラインが作成されていること
- 最新知見に基づき常に内容の見直しを行うこと
- 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こと

(2) ガイドラインの発行

- 上述の最新知見とは、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、これらを超える知見に関するものは、検討会は責任を追わないこと。ここで「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。
- ガイドラインを使用あるいは適用した結果生じる不具合、問題、トラブルなどに関する責任は、ガイドラインを使用あるいは適用する個人又は団体の責任であり、ガイドライン検討会は一切責任を持たないこと
- 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本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、他に責任を持たないこと
- 学協会規格に取り入れられる以前や、ガイドラインの内容を取り入れた学協会規格が規制当局にエンドースされる以前にガイドラインの内容を使用あるいは適用しようとする場合は、「特殊設計認可手続き」等の所定の諸手続きを行った上で実機に適用される可能性があるが、その行為によって生じる不具合、問題、トラブルなどに関する一切の責任は使用又は適用する個人あるいは団体にあること

2.2 説明責任について

ガイドラインの外部への説明責任を果たす方策として以下の対応を本検討会で行う。

- (1) ガイドラインに対する質問を受け入れる窓口を設置する。

- (2) 対外的にガイドラインの説明を行う計画を立案・実施する。

以上

ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、有限責任中間法人 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、この規格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。

炉内構造物点検評価ガイドラインの全体構想

1. はじめに

近年、国内外で炉内構造物の損傷事例等が散見されるようになってきている。一方、点検については検査装置の改良等が進み、点検が可能となってきたところであるが、炉内構造物の点検については、その構造上、接近性の制約から点検、補修が困難な部位がある。

このため、炉内構造物の構造機能、安全上の重要度等を整理するとともに、技術的な合理性に基づいた点検の在り方等に関するガイドラインを作成することとした。

2. 本ガイドラインの基本的考え方

- 原子炉安全を確保することを大前提とする。
- 運転中に対象機器の構造強度・機能を維持するのに必要な範囲の健全性が、合理的に確保されるように、点検範囲、点検方法、点検時期、欠陥評価方法等を検討する。
- 併せて、適用可能と考えられる検査技術、補修工法及び予防保全工法についてまとめる。
- なお、検討した内容は最新知見や研究データ等が得られた時点で随時、見直すこととする。

3. 対象設備と検討順位(表―1、2)

炉内構造物の各機器に検討順位をつけ、優先度の高いものから検討を進めることとする。

- a. 原子炉圧力容器の耐圧機能に影響を及ぼす可能性のあるもの
(原子炉圧力容器に溶接にて取付けられているもの)
- b. 炉心支持機能を担う機器
- c. 構造上、接近性の問題から点検が困難な部位がある機器
- d. 損傷が発見された場合の対策工法が確立されていない機器(取替、補修が容易でない機器)
- e. 損傷事例の有無

4. 炉内構造物の主な材質と想定すべき経年変化事象

炉内構造物にステンレス鋼やインコネル鋼等の耐腐食性の高い材質で製作されていることから、全面腐食は想定されず、有意な経年変化事象として想定される主な事象は下記のとおりである。

- ①疲労 ②IGSCC ③IASCC ④照射脆化 ⑤摩耗

表―1 PWR炉内構造物の対象設備と検討順位(◎は特に留意すべき項目)

No	機器名	a	b	c	d	e	検討対象	検討順位	備 考
①	バップルフォーマーボルト	－	－	－	○	◎	○	1	
②	炉心そう	－	○	○	◎	－	○	2	
③	バレルフォーマーボルト	－	－	○	◎	－	○	2	
④	原子炉容器蓋用管台	○	－	－	○	○	○	3	
⑤	炉内計装筒	○	－	－	○	－	○	3	
⑥	制御棒クラスタ案内管	－	－	○	－	－	○	4	
⑦	支持ピン、たわみピン	－	－	－	－	○	－	－	容易に取替可能

表―2 BWR炉内構造物の対象設備と検討順位(◎は特に留意すべき項目)

No	機器名	a	b	c	d	e	検討対象	検討順位	備 考
①	シュラウドサポート	○	○	○	○	◎	○	1	
②	炉心シュラウド	－	○	－	○	◎	○	2	取替の場合、廃棄物量大
③	上部格子板／炉心支持板	－	◎	○	○	○	○	2	
④	炉心スプレイ配管／スパージャ	－	－	－	○	○	○	3	安全機能を有する設備
⑤	CRDハウジング	◎	○	○	○	○	○	3	取替工法あり
⑥	ICMハウジング	◎	－	○	○	○	○	3	取替工法あり
⑦	ジェットポンプ	－	－	○	○	○	○	4	クランプ補修実績あり
⑧	給水スパージャ	－	－	－	○	○	○	4	
⑨	蒸気乾燥器	－	－	○	○	○	○	4	取替の場合、廃棄物量大
⑩	ほう酸水注入／差圧検出配管	－	－	○	○	－	○	4	
⑪	気水分離器	－	－	○	○	－	○	4	取替の場合、廃棄物量大
⑫	燃料支持金具	－	○	－	－	－	－	－	容易に取替可能(損傷事例なし)
⑬	制御棒案内管	－	○	－	－	－	－	－	容易に取替可能(損傷事例なし) CRDハウジングに含む

5. 検討内容

各機器に想定される経年変化事象と、その発生部位を考慮して主に下記について検討する。

- 点検範囲
- 点検方法
- 点検時期
- 欠陥を想定した場合の評価方法
- 適用可能と考えられる検査技術、補修工法及び予防保全工法

検査技術の具体例：超音波探傷検査、水中目視検査

補修工法の具体例：ブラケット、タイロッド、水中溶接等

予防保全工法の具体例：水素注入、貴金属注入及び各種ピーニング等

炉内構造物点検評価ガイドラインの全体イメージ

1. ガイドライン検討の前提

(1) 目的

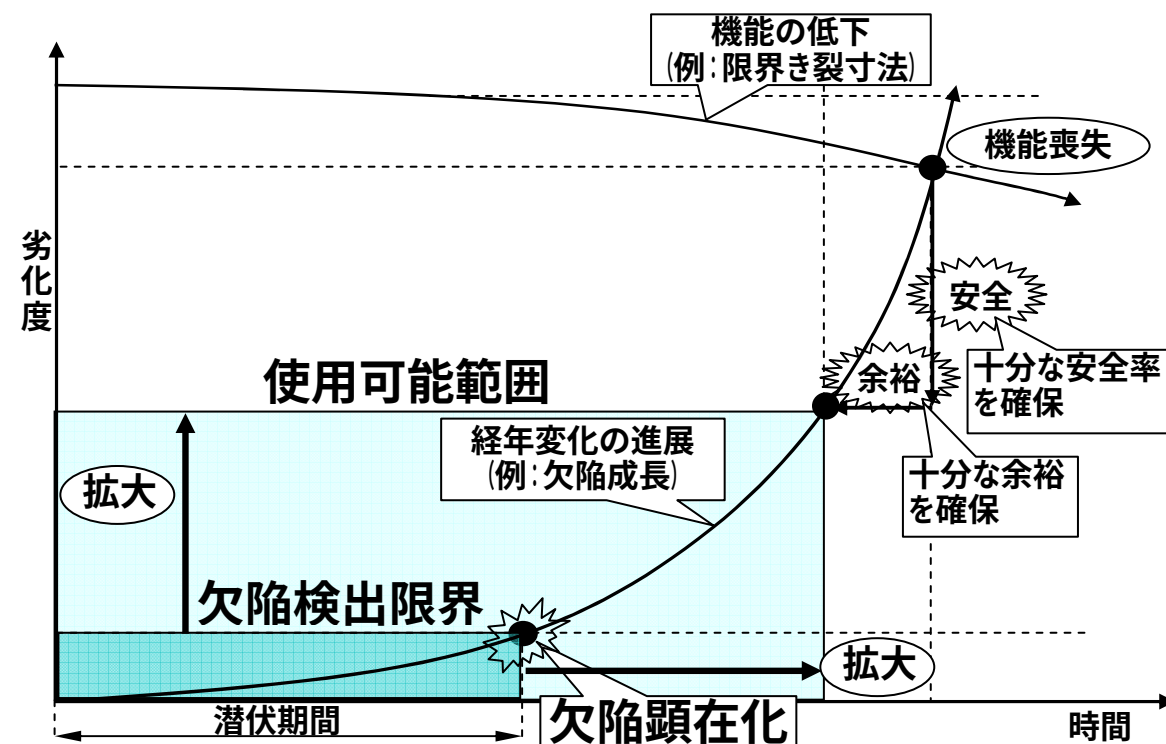
各機器の構造機能、安全上の重要度等を整理するとともに、技術的な合理性に基づいた点検の在り方等について検討すること。

(2) 基本的考え方

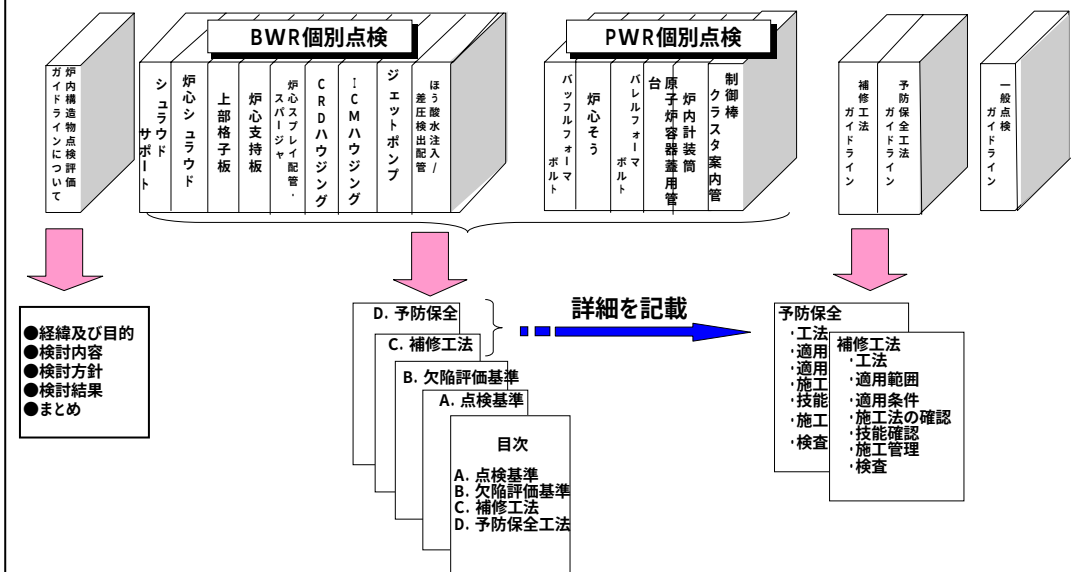
①原子炉安全の確保を大前提とする。

②経年劣化事象の進行を考慮しても、炉内構造物の構造強度と安全機能を維持するために必要な運転管理方法を明確にする。

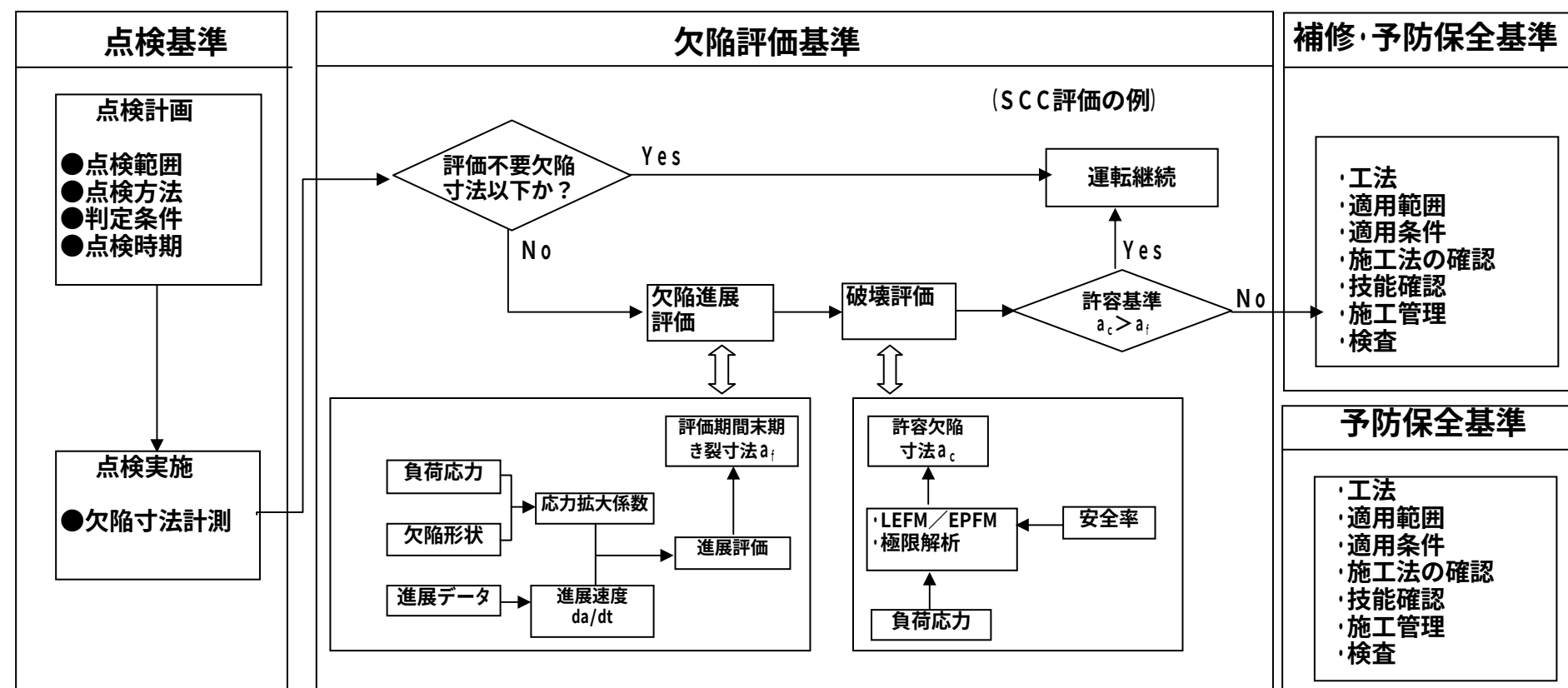
③最新知見が得られた時点で適宜見直しを実施する。



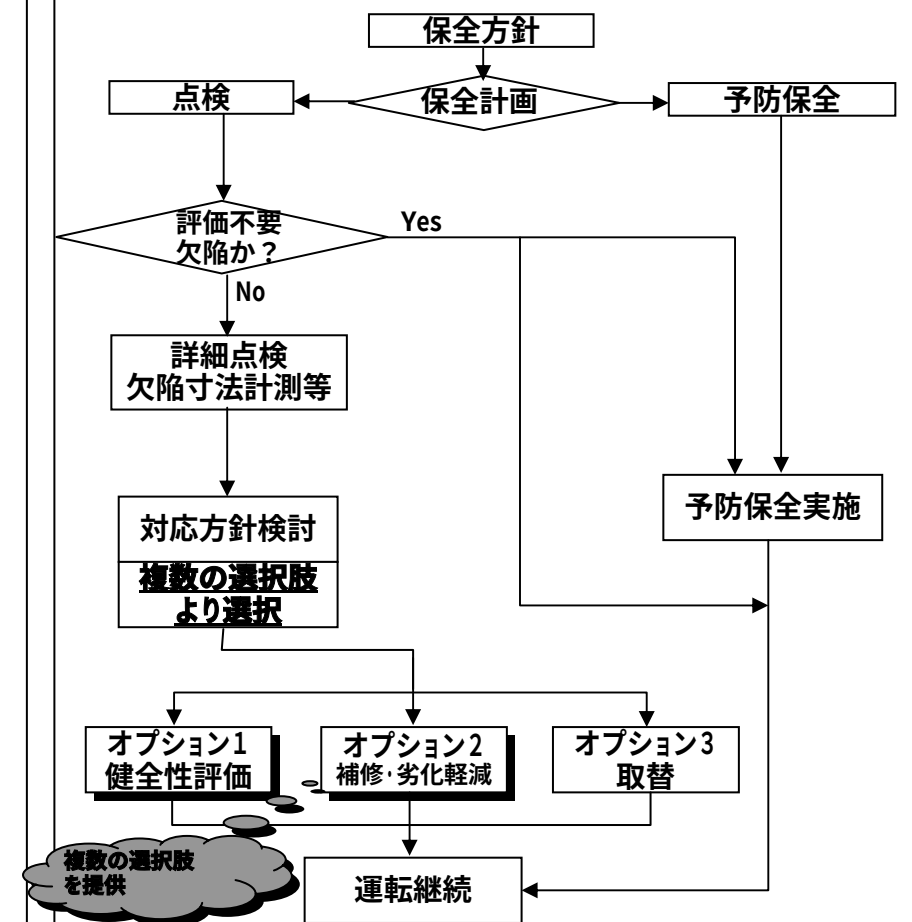
2. ガイドライン構成



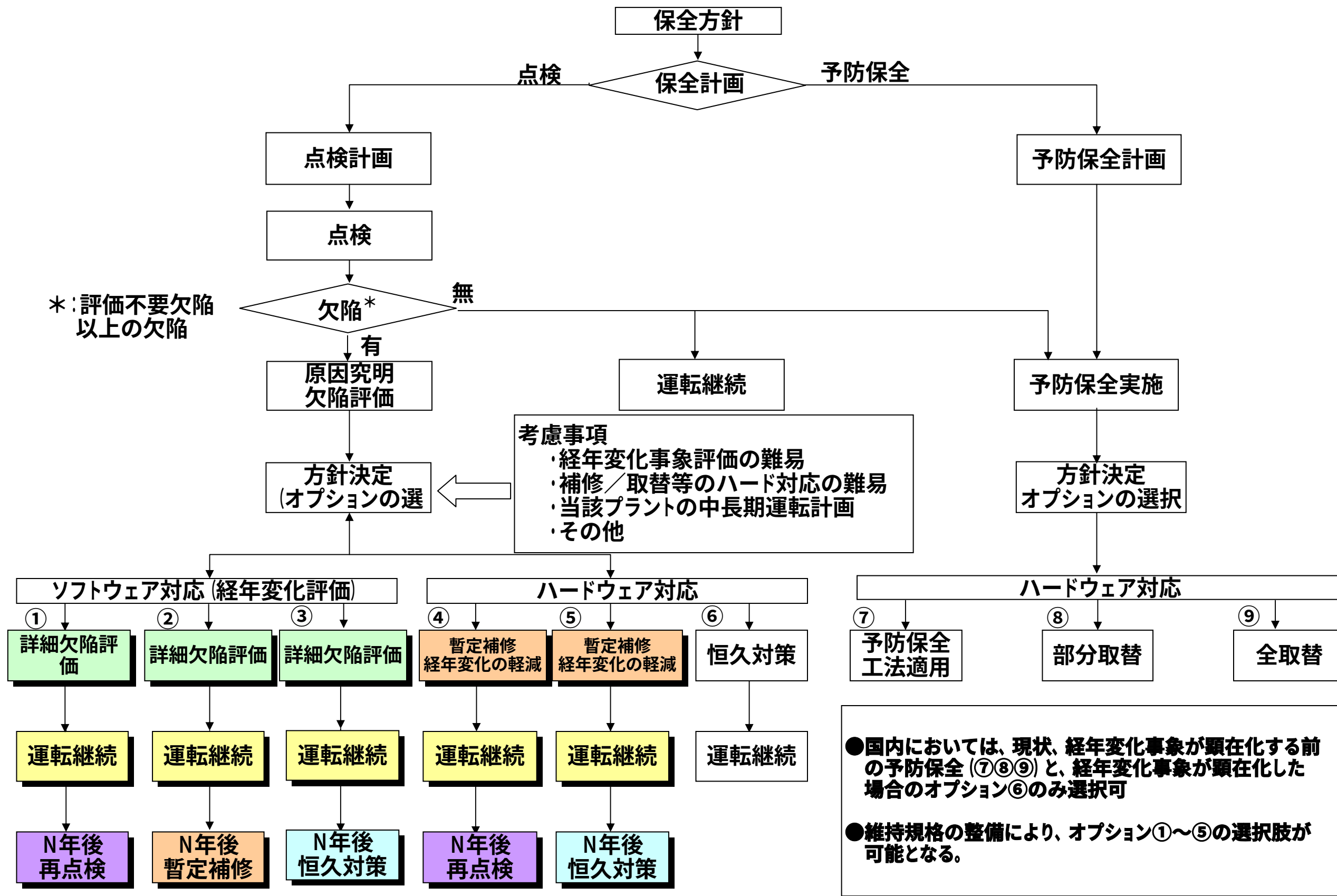
3. ガイドラインの内容



4. ガイドラインの使い方 (次ページ参照)



維持規格整備後の保全計画における選択肢



炉内構造物点検評価ガイドラインの構造と体系

(1) 点検評価ガイドラインの基本原則

点検評価ガイドラインは、炉内構造物の各部を対象に「構造評価規格」、「点検規格」、「補修規格」及び「予防保全規格」の4つの規格から成っている。

この4者は、次のような関係にある。すなわち、ガイドラインの対象である「炉内構造物の各部」に対し、損傷を想定して構造強度解析やき裂進展解析などの「技術評価」を行ない（構造評価規格）、その結果として「点検」の時期等を特定する（点検規格）とともに、「点検」で損傷が発見された炉内構造物の各部に対し、同様の「技術評価」を行ない（構造評価規格）、その結果を踏まえて、当該部の構造強度及び安全機能を確保するための「補修方法」を規定している（補修規格）。ここでは、「点検規格」と「補修規格」を総称して保全措置規格と呼ぶ。また、その有効性が確認されている「予防保全」工法についても規定している（予防保全規格）。この「予防保全」工法の効果は、上記の「点検規格」や「補修規格」を規定するに当たって考慮されている。

以上を図に表すと、図－1，2に示すようになる。これから分かるように、点検評価ガイドラインを開発する対象である炉内構造物の各機器（「検討対象機器」）及び「技術評価」並びに「保全措置」の3者は、階層構造をなしている。この階層構造は、炉内構造物の各機器に対するいずれのガイドラインについても言えることであり、同一の構造を持っている。

このような階層構造にある上記3つの要素は、

- ①検討対象とする機器を選択し、
- ②その機器に損傷の発生・進展を考慮した構造強度解析等を実施し、
- ③その結果を踏まえて、当該機器の安全機能、構造強度を維持できるように点検時期や補修の要否等の保全措置を決定する

という時系列を成している。この時系列は換言すると、「保全計画立案の流れ」と言うこともできる。

さらに、上記の保全計画立案の際に必要な「技術評価」の内容を見てみると、(a) 経年変化想定の有無、(b) 対象機器の選択、(c) 構造重要度の決定、(d) 点検形態の決定、(e) 適用理論選定後の点検手法や点検周期の決定、(f) 運転継続可否の判定があり、これを検討するにあたっては、まず、既存の工学体系から、構造強度解析手法、き裂進展解析手法、残留応力解析手法、破壊力学解析手法等の適切な手法を選択する必要がある。（「適用理論の選択」）

選択された手法(工学理論等)を、「保全計画立案の流れ」の中で実際に適用する場合、そのままでは使えないので、ガイドライン開発に適用できるような形にする必要がある。例えば、初期想定欠陥の設定やき裂進展速度の設定、製造プロセスを反映した残留応力の決定等を通じて、き裂進展解析や構造解析を実施し、検討対象機器の機能が維持できることを確認する。このように、工学理論等をどの段階で、どのように適用するかを考案し決めることが必要である。〔「保全技術基準の策定」〕

上記の「保全計画立案の流れ」、「適用理論の選択」、及び「保全技術基準の策定」という3者の関係を図示すると図－3のようになる。

(2) 点検評価ガイドラインの検討プロセス

炉内構造物の各機器毎に開発したガイドラインには、基本的な検討プロセスがあり、それは全てのガイドラインに共通のパターンを持っていることが分かった。

基本的な検討プロセスのパターンは以下のとおりである。(図－4)

①経年変化想定の有無 (HP: head parameter)

従来の点検は、欠陥の存在を許さない検査体系になっているのに対し、ガイドラインは、「原子炉安全の確保」を大前提として、経年変化の進行を考慮した体系を構築する。

②対象機器の選択

シュラウドサポート、ICMハウジング等の具体的な対象機器を選定する。

③構造重要度の検討 (SP: structural significance parameter)

対象機器の構造強度及び安全機能維持の観点から重要であるか否かについて検討する。

④点検形態の検討 (IP: inspection pattern parameter)

機器の重要度に応じて、点検の形態を選定する。重要でない部位は点検対象外とし、重要な部位については、点検が可能であるか否かを検討する。

⑤適用理論の選定 (EP: engineering theory parameter)

構造強度評価、き裂進展評価を実施するために、適用すべき工学理論を選定し、これを用いて当該機器の構造強度、安全機能が常に維持できるような点検時期等を検討する。

⑥運転継続可否の判定 (OP: operational mode parameter)

点検結果に基づき、運転継続可能か、補修・取替が必要かを判断する。

(3) 点検時期決定のロジック

今回の検討で、点検時期を決定することが最も重要な検討課題の一つであったが、検討をほぼ終了した段階で、各部位毎に点検時期を決定する際の考え方、ロジックに類型化できるいくつかのパターンがあることがわかった。これらを列記すると次のようになる。

①想定欠陥の進展を解析評価した上で点検時期を決定したもの

シュラウドサポートのように、SCC の発生が想定される機器については、き裂進展解析及び構造解析を実施し、その結果に基づき当該機器の構造強度と機能が常に維持できるように点検時期を定めた。

- (a) SCC 発生 of 潜伏期間を無視して初期欠陥を想定
- (b) 点検で欠陥が検出された場合は、その欠陥を考慮
- (c) 上記 (a) (b) の欠陥が運転荷重と溶接残留応力を受けて進展すると想定して解析評価
- (d) 上記解析結果に基づき、当該機器の構造強度と機能が常に十分維持できるような時点で点検するよう、その時期を定める

②試験データと運転実績を踏まえて点検時期を決定したもの

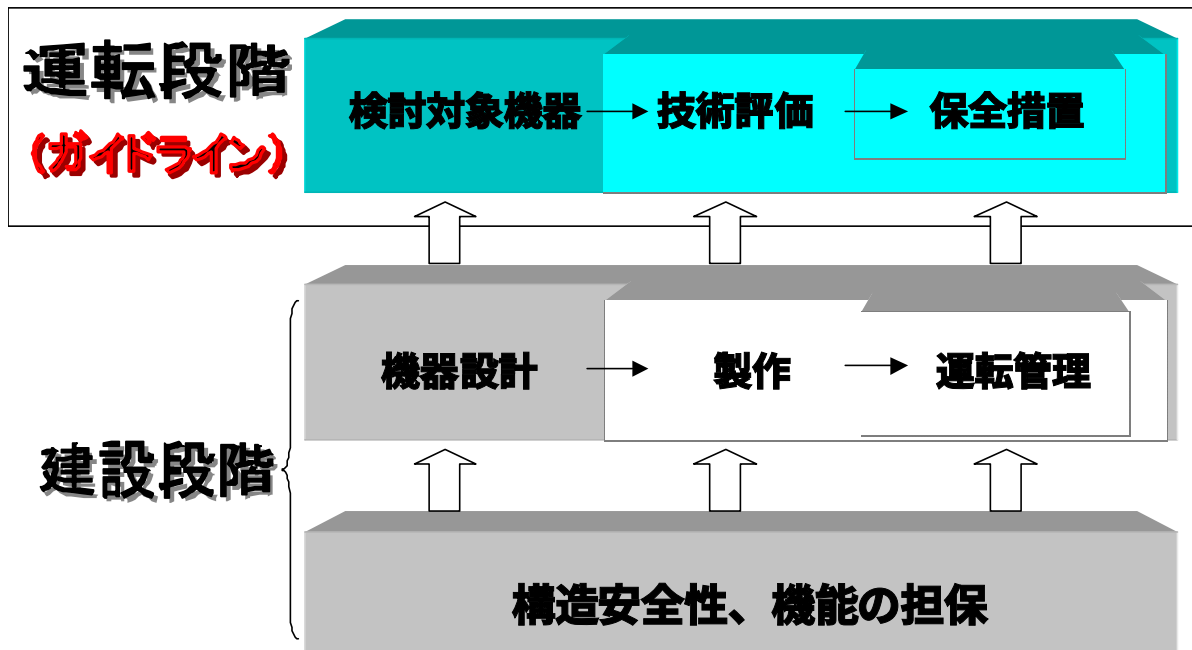
ジェットポンプビームのように、SCC のき裂進展データが十分に採取されていない機器は、上記シュラウドサポートのように、き裂進展解析ができない。そこで、下記のような考え方で点検時期を定めた。

- (a) 既に改良材に取替えが完了している国内BWRのジェットポンプビームは、SCC の発生を完全に否定することはできないものの、試験データから十分な耐SCC性があることを証明できる。
- (b) このため、長期間の運転に耐えられると考えられるが、念のため、点検を実施する。
- (c) 点検周期は、これまで10年毎に実施して来たので、これを踏襲する。

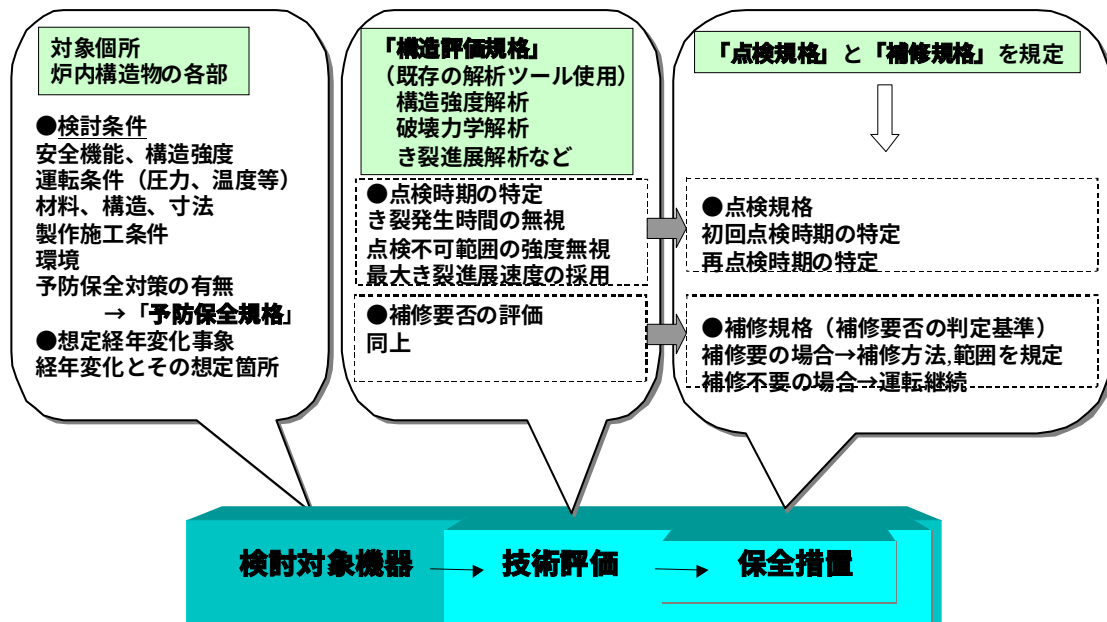
③限定された試験データに基づき点検時期を決定したもの

バッフルフォーマボルトのように、経年変化評価手法は確立されているものの、十分な試験データが無い場合、許容基準に対して大きな余裕をとって管理基準を定め、その管理基準に基づき点検時期を定めた。

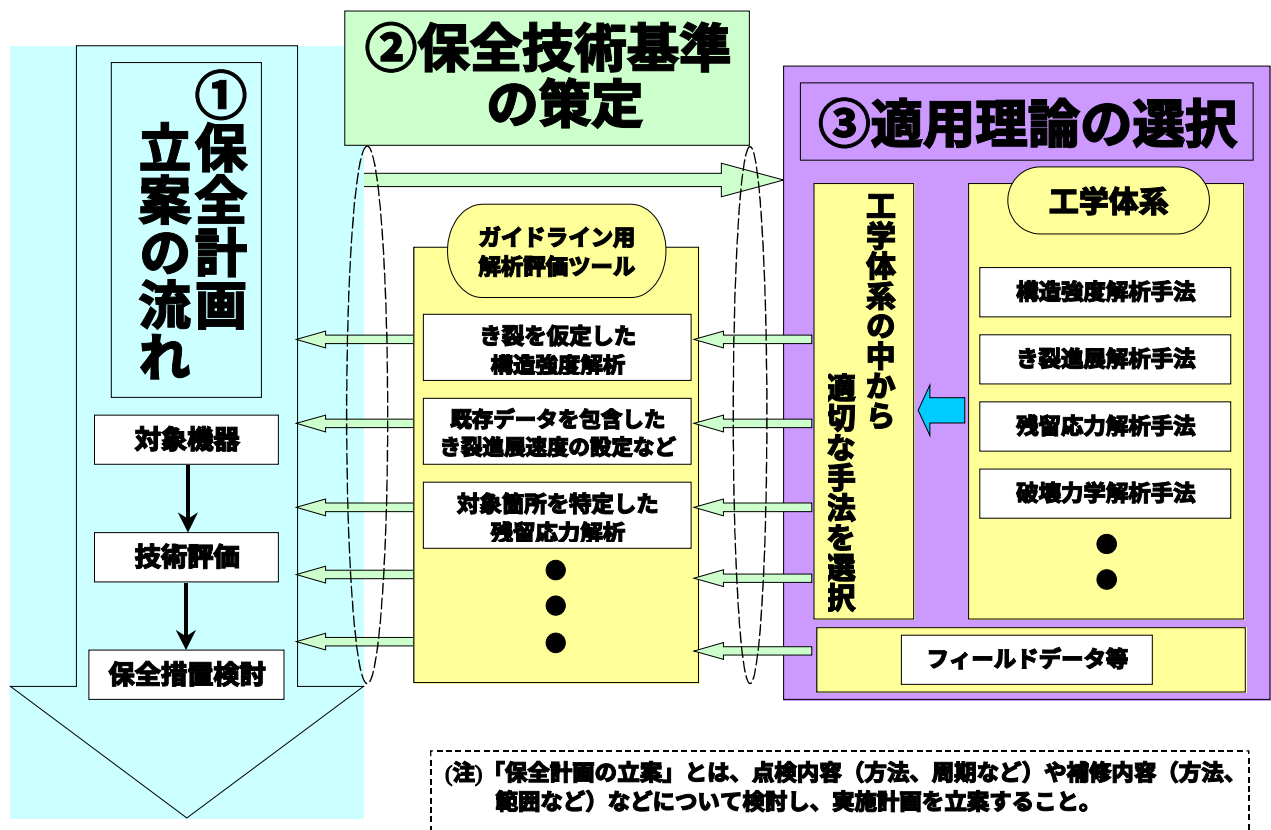
- (a) 各種の試験研究に基づき、経年変化評価手法を定める。
- (b) 上記経年評価手法は、試験データが必ずしも十分でないので、保守的な評価となるように評価式を定める。
- (c) 評価手法の不確定性があるため、許容基準に対して大きな余裕をとった管理基準を設け、その基準に基づき点検時期を定める。
- (d) 点検実績を積んで、得られた点検データを反映して、上記評価手法の精緻化を図る。



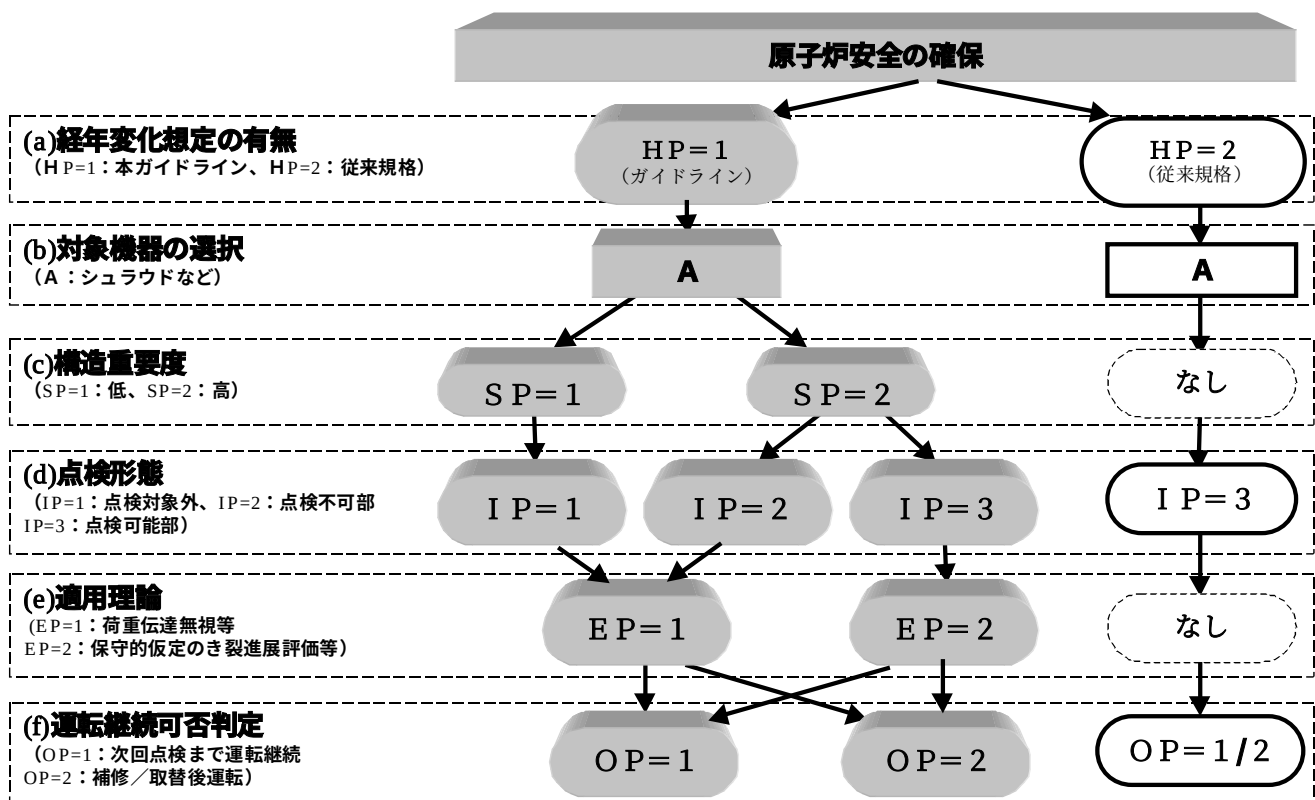
図ー１ ガイドラインの階層構造



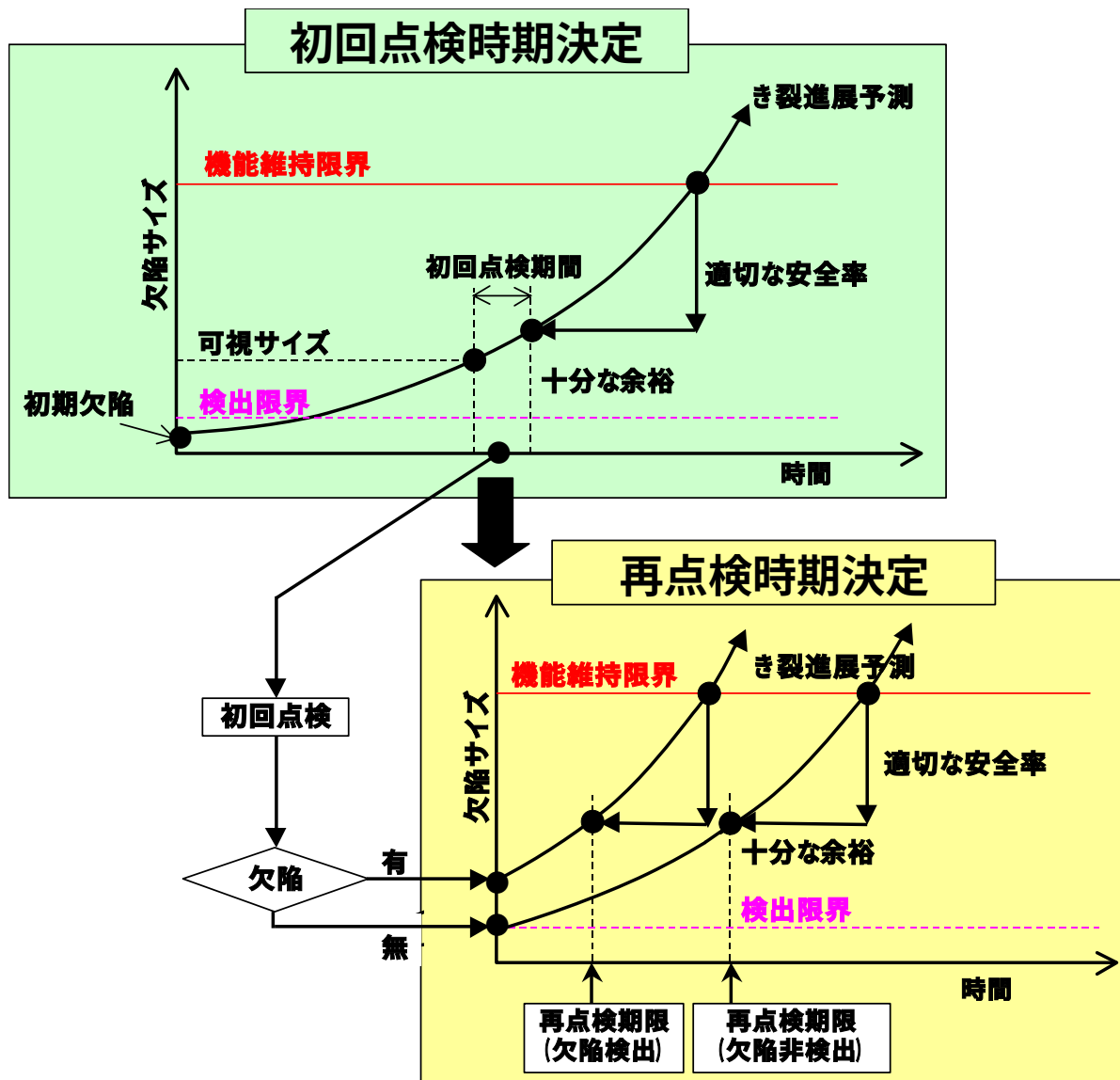
図ー２ ガイドライン各階層構造の内容



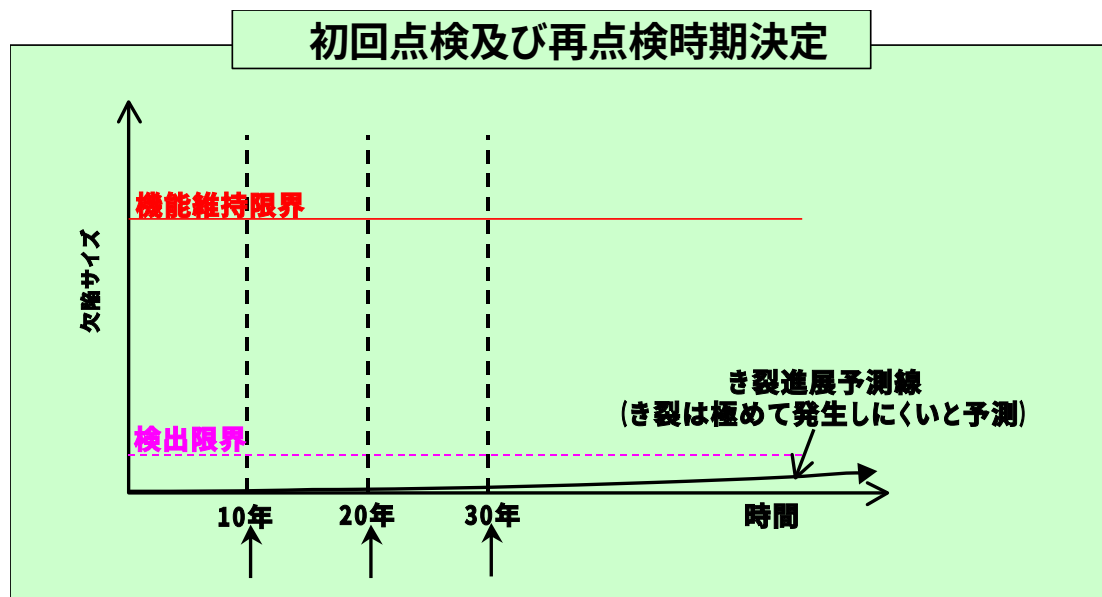
図－３ ガイドラインを形成する基本原理



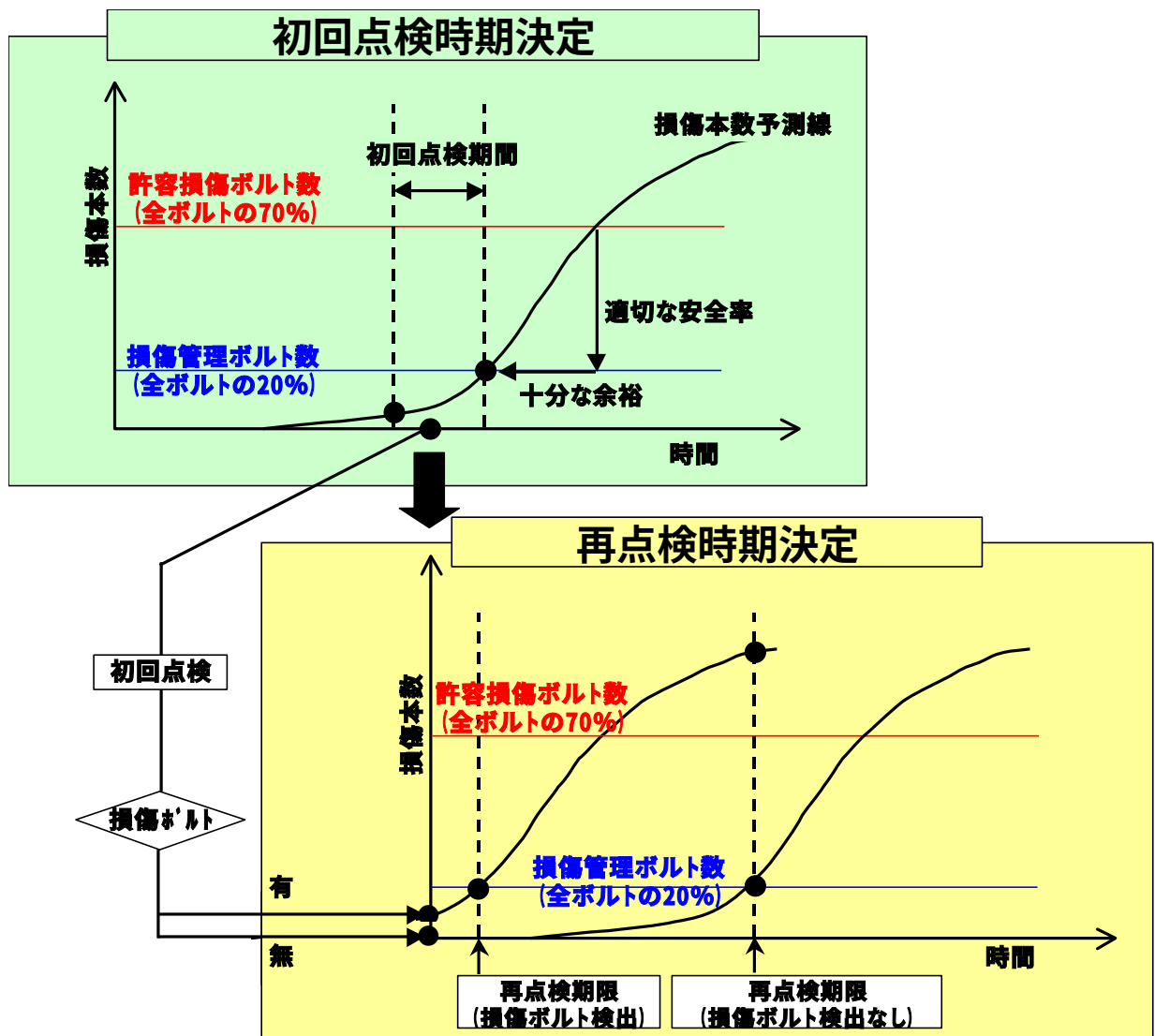
図－４ ガイドラインの検討プロセス



図ー 5 点検時期の決定例（シュラウドサポート）



図－6 点検時期の決定例（ジェットポンプビーム）



図ー 7 点検時期の決定例（バッフルフォーマボルト）

炉内構造物等点検評価ガイドラインにおける点検の考え方

1. 基本的な考え方

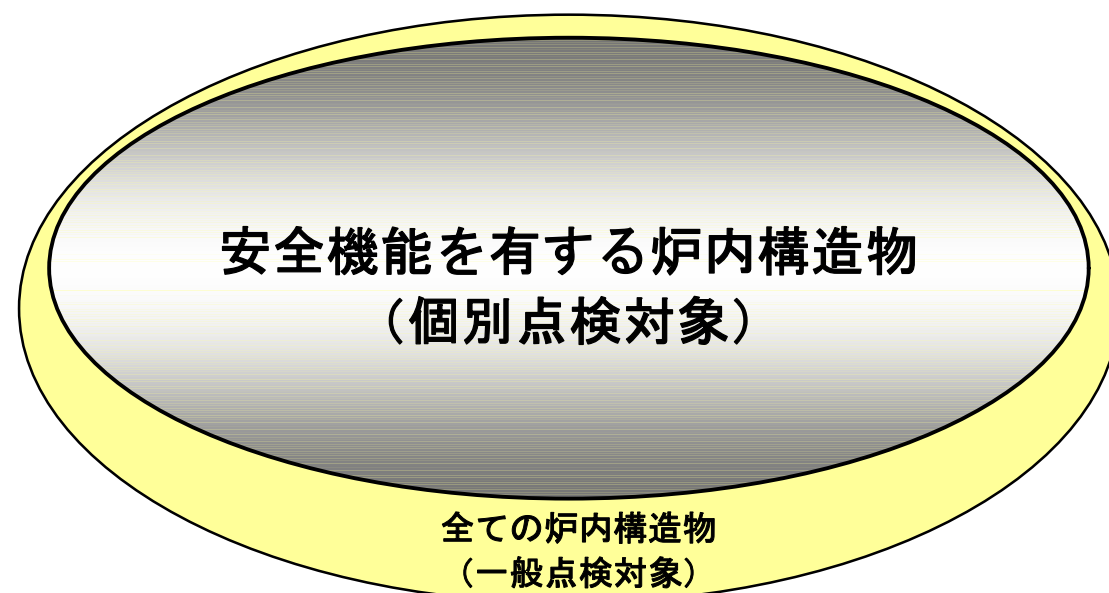
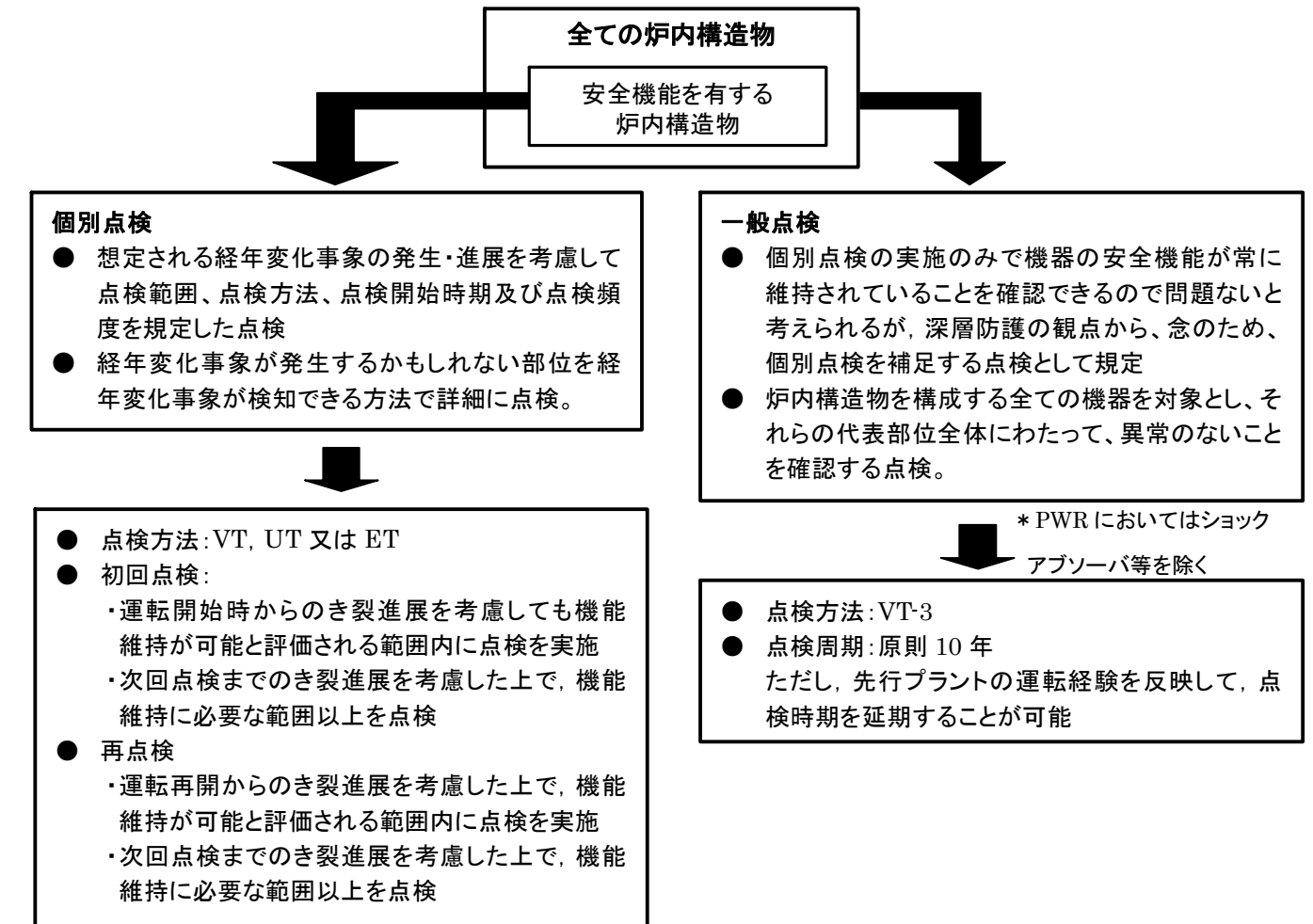
本ガイドラインにおける点検は、原子炉安全機能を有する機器のうち、安全機能を維持する上で、経年変化事象が想定される重要な部位に対する点検（「個別点検」）と、深層防護の観点から、念のため、個別点検を補足する点検（「一般点検」）から成る。

①個別点検

- * 各機器の維持すべき安全機能を整理した上で、これまでの運転経験や試験経験などの最新知見に基づき想定される経年変化事象の発生・進展を考慮しても、機器が担う原子炉安全機能が常に維持できるように、機器毎に点検範囲、点検方法、点検開始時期及び再点検時期を規定。
- * 経年変化事象が発生するかもしれない部位を経年変化事象が検知できる方法で詳細に点検。

②一般点検

- * 炉内構造物の点検は、「個別点検」の実施のみで、機器が担う原子炉安全機能が常に維持されていることを確認できると考えられる。しかし、現在の知見が完全無欠であることを証明するのは難しいので、深層防護の観点から、念のため、個別点検を補足する点検として規定。
- * 炉内構造物を構成する全ての機器を対象とし、それらの代表部位（経年変化事象が想定されない範囲も含む）を定点として、代表部位全体にわたって、異常のないことを確認する点検。



「個別点検」と「一般点検」のイメージ

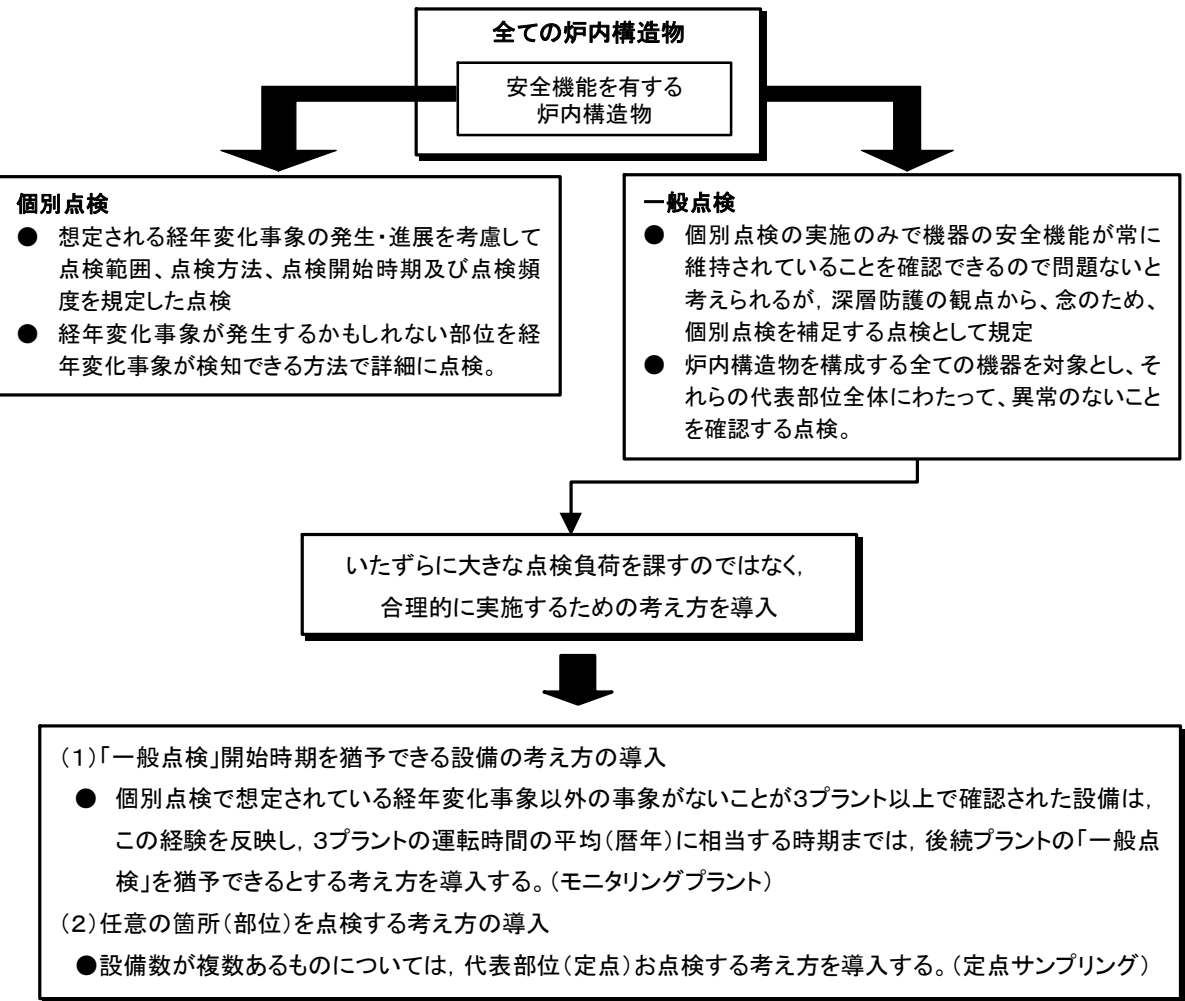
炉内構造物点検評価ガイドラインにおける一般点検の考え方

1. 「一般点検」の位置付け

- (1)「一般点検」とは、現在の知見が完全無欠であることを証明するのは難しいので、深層防護の観点から、念のため、個別点検を補足する点検として、炉内構造物を構成する全ての機器の代表部位(経年変化事象が想定されない範囲も含む)に対して行う点検である。
- (2)一方、これまでの研究成果や運転保守経験等の最新知見に基づき、経年変化事象が顕在化する可能性のある箇所について、当該機器が担う原子炉安全機能を常に維持できるように、必要な範囲を必要な頻度で詳細点検する。これが「個別点検」である。
- (3)従って、現状で知見のある全ての経年変化事象は、機器が担う原子炉安全機能が喪失する前に「個別点検」により検出されることになるので、各機器は常に原子炉安全機能を維持出来る状態で運転されることになる。すなわち、「個別点検」を実施し、必要に応じて適切な補修等を行っていけば、技術的には原子炉安全は確保できると考えられる。
- (4)上記のように、一般点検は個別点検を補足する点検として位置付けられる。この一般点検で、想定外の損傷や経年変化事象が発見された場合には、個別点検ガイドラインの見直し又は新規策定を行う。

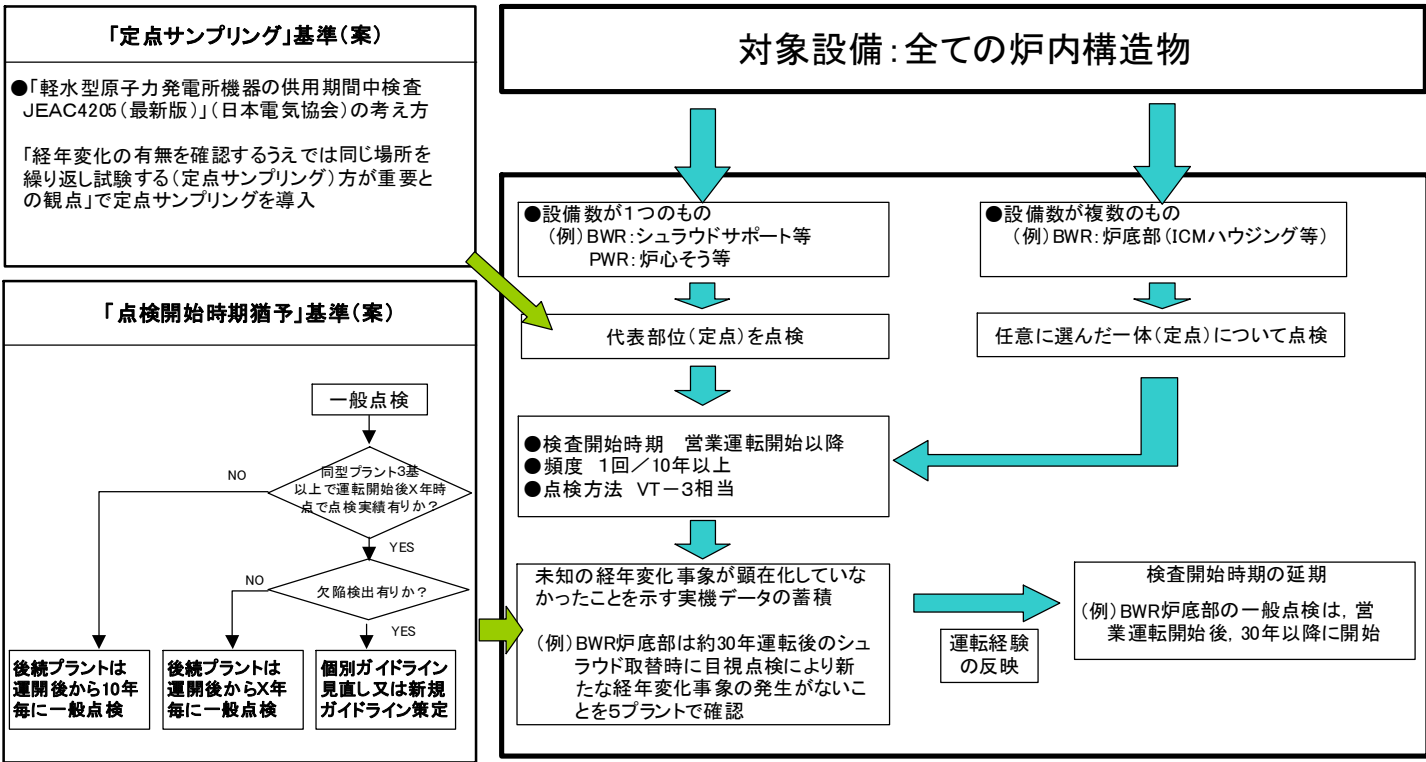
2. 「一般点検」の基本的な考え方

個別点検によって、安全機能上重要な部位に想定される経年変化事象は全て詳細に点検されることとなる。従って、念のために実施する「一般点検」は、各機器の代表部位(定点)において異常がないことを確認することで、十分にその目的が達成され则认为られる。



* PWR においてはショックアブソーバ等を除く

炉内構造物に関する一般点検の考え方

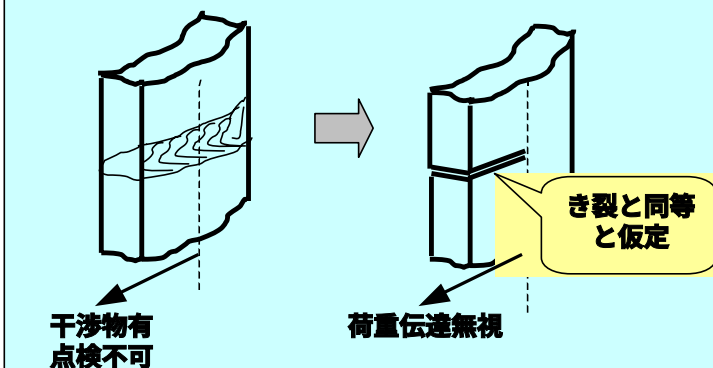


3. 一般点検の具体例(案)

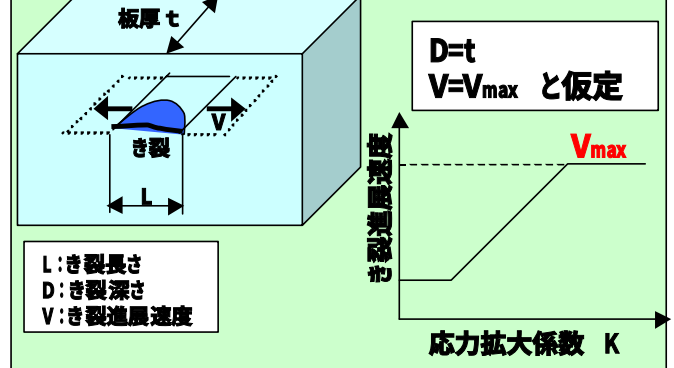
炉型	設備名	一般点検案	備考
BWR	シュラウドサポート シュラウド 上部格子板 炉心支持板	① 検査開始時期 : 営業運転開始 30 年以降の定期検査より適用 ② 点検範囲 : シュラウドサポートの 1 レグに相当する範囲 ③ 頻度 : 1 回/10 年頻度 ④ 点検方法 : VT-3 相当	● 敦 1, 1F2, 3, 5, 島根 1 の点検結果反映
	ICM/CRD ハウジング	① 検査開始時期 : 営業運転開始 30 年以降の定期検査より適用 ② 点検範囲 : 任意の 1 体 ③ 頻度 : 1 回/10 年頻度 ④ 点検方法 : VT-3 相当	● 敦 1, 1F2, 3, 5, 島根 1 の点検結果反映
PWR	バッフルフォーマホルト	① 検査開始時期 : 営業運転開始後より適用 ② 点検範囲 : 構造上、条件の厳しいバッフル板 1 毎分の範囲 ③ 頻度 : 1 回/10 年頻度 ④ 点検方法 : VT-3 相当	
	炉心そう	① 検査開始時期 : 営業運転開始後より適用 ② 点検範囲 : バッフルフォーマホルト点検範囲に対応する範囲 ③ 頻度 : 1 回/10 年頻度 ④ 点検方法 : VT-3 相当	

炉内構造物点検評価ガイドラインにおける 構造強度評価上の保守的仮定（例）

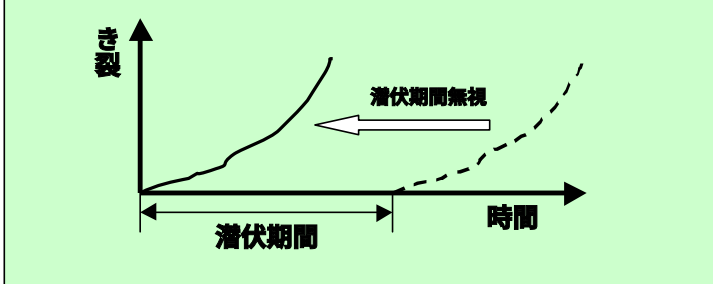
●構造上重要で点検不可能な箇所の取扱い



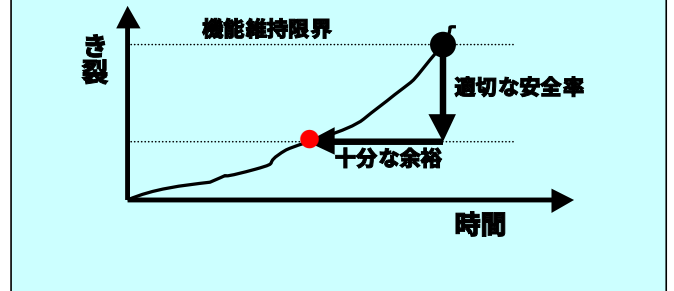
●発見したき裂のモデル化



●き裂の発生時間(潜伏期間)を無視してき裂進展を評価



●構造強度評価における安全余裕確保



BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔シュラウドサポート〕の概要

１．基本的考え方

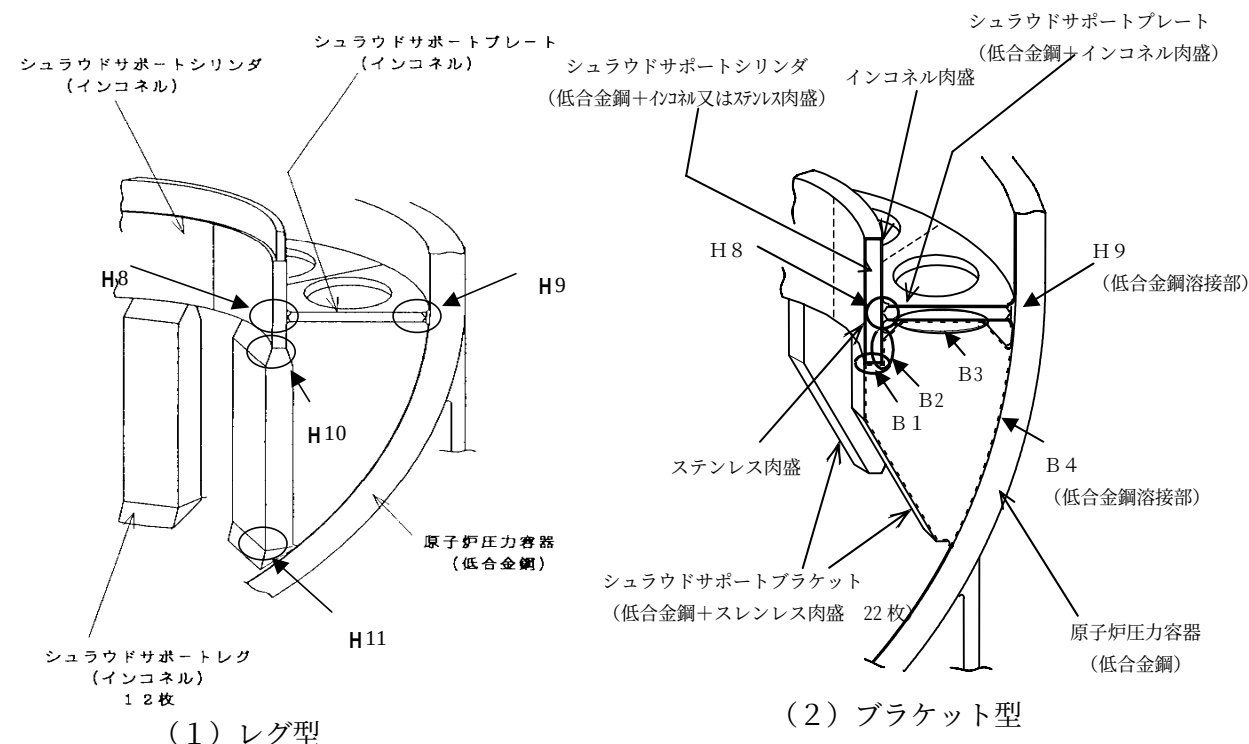
- 原子炉安全性の確保を大前提とし、シュラウドサポートに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 経年変化事象：応力腐食割れ
 - ② シュラウドサポートに要求される安全機能：原子炉圧力容器の健全性、制御棒挿入性、炉心冷却材流路の確保、事故時炉心再冠水機能
 - ③ 対象材料：ニッケル基材料のなかでも比較的耐応力腐食割れ性の低い、インコネル１８２溶接部
 - ④ 具体的な点検対象溶接部：構造強度評価、安全機能維持の評価結果から重要な周方向溶接部
なお、個別プラントの具体的な対象選定にあっては、予防保全対策（ピーニング、貴金属コーティング等）についても考慮する。

２．具体的な点検対象箇所

- (１) レグ型シュラウドサポート
H8, H9, H10, H11 溶接部 (図－１ (１))
- (２) ブラケット型シュラウドサポート
H8, B1～B3 溶接部 (図－１ (２))

３．点検方法

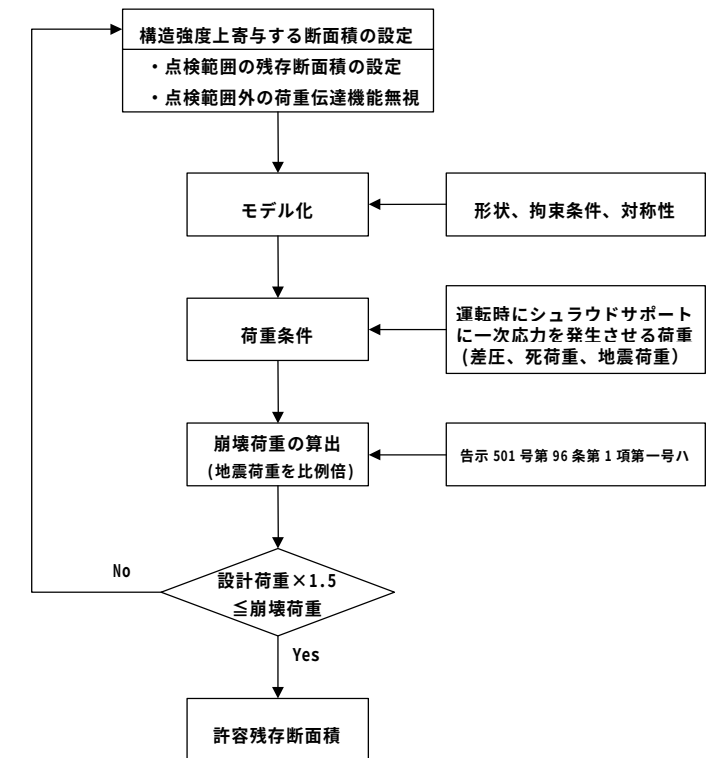
- 目視試験又は適切な超音波探傷試験，渦流探傷試験にて実施する。
- 目視検査では 1mil (0.025mm) 幅のワイヤの識別が可能な条件で実施する。
- 超音波探傷試験は JEAG4207 に準拠するか，同等な手法で実施する。
- 渦流探傷試験は，対象に対する検出感度が確認された手法を用いて実施する。



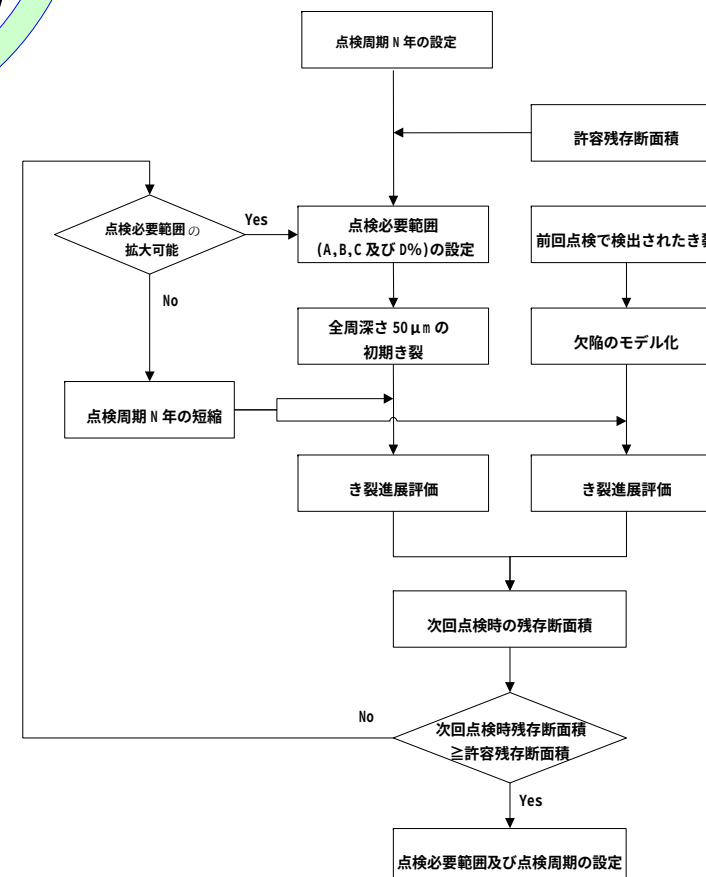
図－１ シュラウドサポートの構造

４．点検範囲及び点検周期の考え方

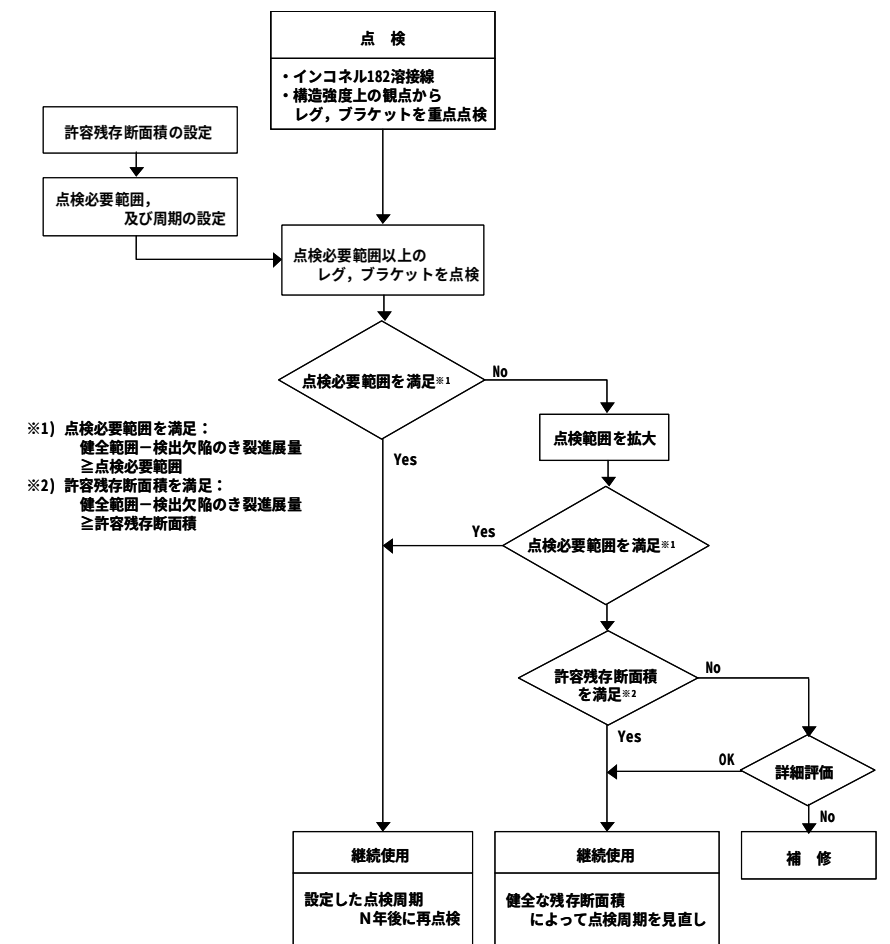
- 個別プラントの荷重条件等を考慮し、点検不可範囲については、荷重伝達がないものと仮定し、構造強度と安全機能を維持するために必要な溶接部の断面積（許容残存断面積）を算出する。(図－２)
- 欠陥がある場合は、その欠陥の進展を、欠陥がない場合についても初期欠陥とその進展を仮定して評価することにより、次回点検時における健全な断面積が許容残存断面積より大きくなるように次回点検時期及び点検(必要)範囲を設定する。(図－３)
- 以上より、次回点検までのき裂進展を想定しても、必ず許容残存断面積以上の健全部が確保されるように点検を行い、確保できない場合には補修等の対策を実施する。(図－４)



図－２ 許容残存断面積の設定手順



図－３ 点検必要範囲及び点検周期の設定手順



図－４ シュラウドサポート点検の考え方

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔上部格子板〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、上部格子板（図-1）に要求される機能を維持できるような合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 原子炉安全機能：炉心の支持機能（制御棒挿入性）を維持する。
 - ② 経年変化事象：応力腐食割れを想定する。
 - ③ 点検対象部位：構造強度評価、安全機能維持の評価結果から重要な部位を選定する。

2. 点検対象部位

- 制御棒挿入性の確保に必要な下記の部位を点検対象とする。
 - （１）レストレイント構造（図-2(1)）
レストレイントブロック
 - （２）ホールドダウン構造（図-2(2)）
ホールドダウンブラケット
ホールドダウン固定ピン

3. 点検方法

- 目視試験を基本とする。
- ホールドダウンブラケットには、表面欠陥を検出可能な MVT-1（0.025mm 幅のワイヤを識別）を適用する。
- レストレイント及びホールドダウン固定ピンは、異常の有無を検知可能な VT-3 を適用する。

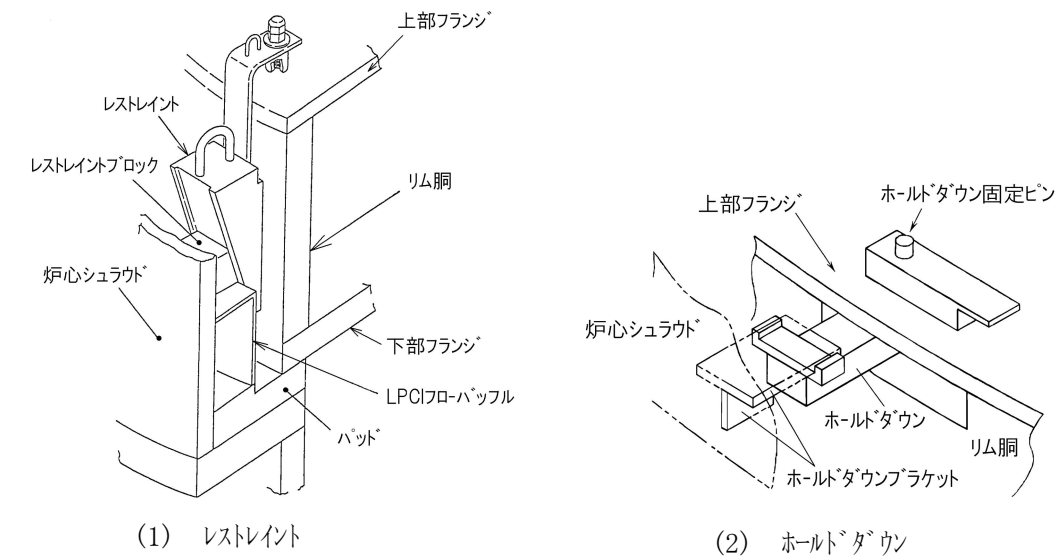


図-2 レストレイント構造およびホールドダウン構造

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- レストレイント構造の点検必要範囲は、地震時に制御棒挿入性が確保される上部格子板の変位の評価結果を基に定める（図-3）
- ホールドダウン構造は、１個で事故時の差圧荷重を支持できるが、荷重バランスを考慮して、180 度離れた２個を点検必要範囲とする。
- レストレイント構造は、制御棒挿入性や炉心支持に影響する損傷の可能性が極めて低いと考えられることから、供用開始後 20～30 年の期間内に初回点検を行う。
- ホールドダウン固定ピンは想定される損傷モードがなく、また、ホールドダウンブラケットは SUS316L 材で SCC 感受性が低く損傷の可能性が低いことから、ホールドダウン構造は供用開始後 20～30 年の期間内に初回点検を行う。
- レストレイント構造、ホールドダウン構造共に、炉心シュラウド近傍の部位の点検に合わせて再点検を行う。
- 点検必要範囲が健全な場合は、継続使用できる。
健全でない場合は、補修等の対策を行う。（図-4）

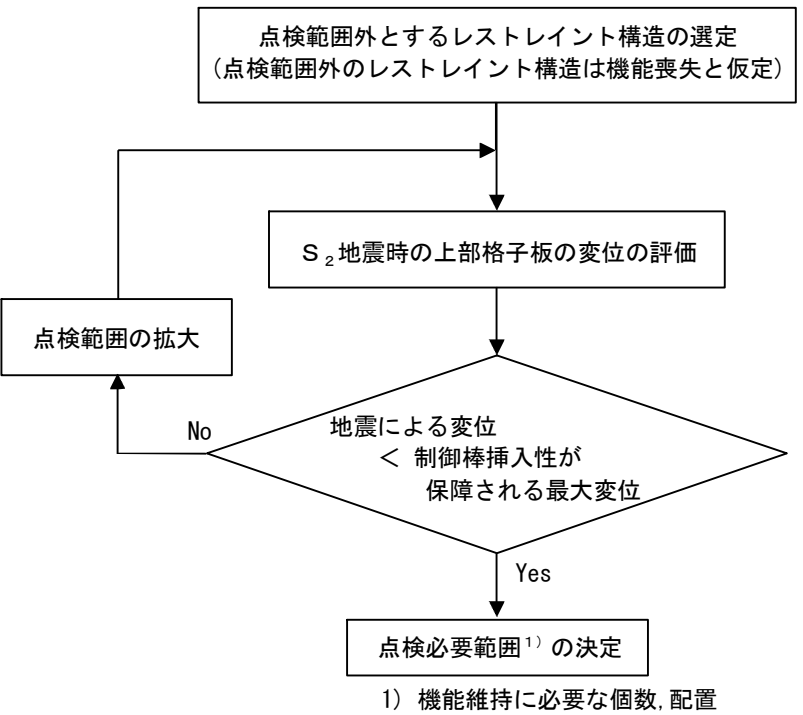


図-3 上部格子板の点検必要範囲の評価フロー

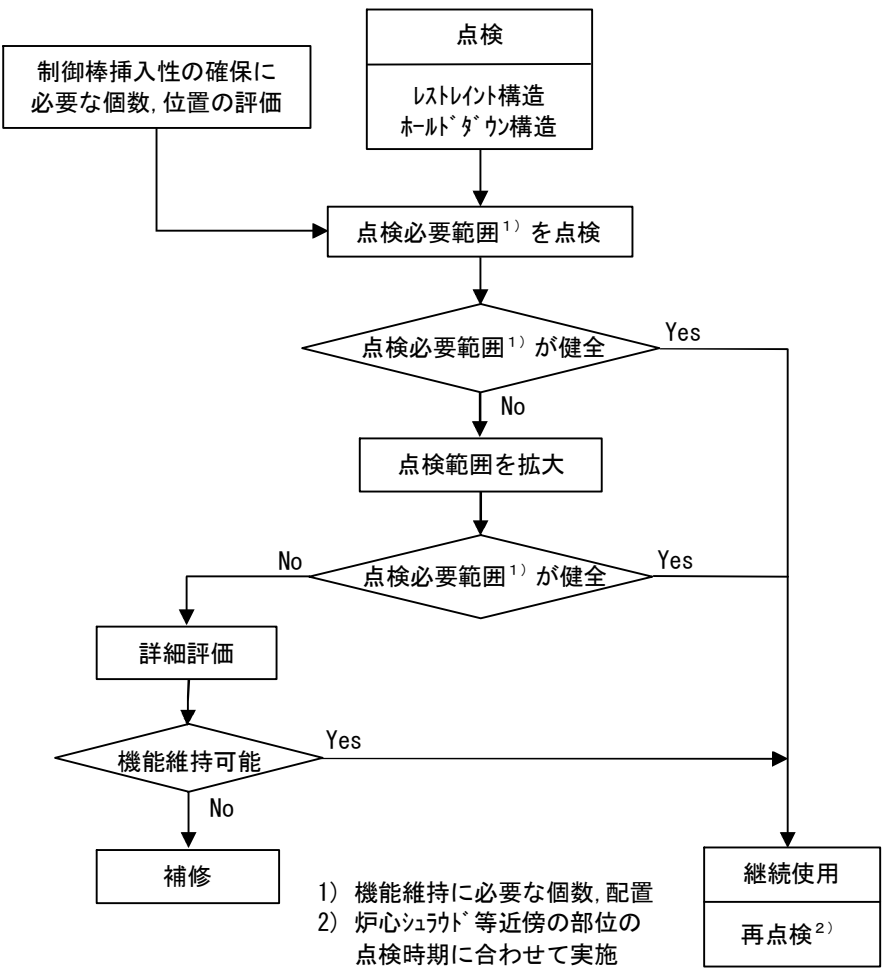


図-4 上部格子板の点検フロー

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔炉心支持板〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、炉心支持板（図-1）に要求される機能を維持できるように合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 原子炉安全機能：炉心の支持機能（制御棒挿入性）及び流路の確保機能（差圧荷重の支持）を維持する。
 - ② 経年変化事象：応力腐食割れを想定する。
 - ③ 点検対象部位：構造強度評価、安全機能維持の評価結果から重要な部位を選定する。

2. 点検対象部位

- 制御棒挿入性の確保及び差圧荷重の支持に必要なホールドダウンボルト（図-2）を点検対象とする。
（ボルトには想定される損傷モードがないが、機能上重要なため、点検対象とする）

3. 点検方法

- ホールドダウンボルトの点検は、目視試験を基本とし、異常の有無を検知可能な VT-3 を適用する。

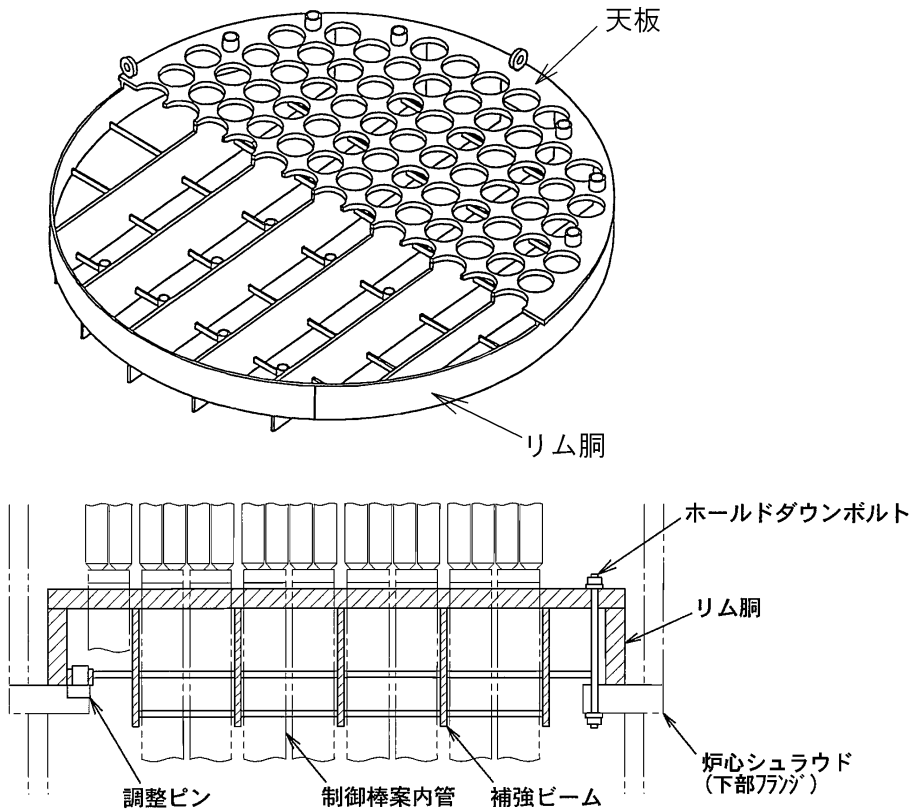


図-1 炉心支持板の概略構造

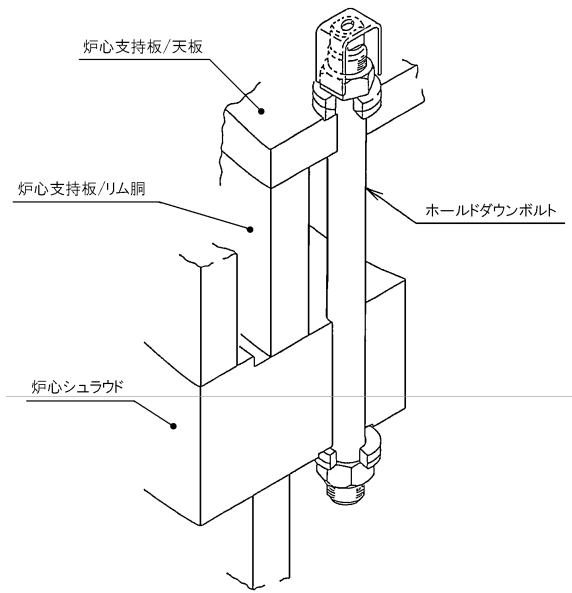


図-2 ホールドダウンボルトの構造

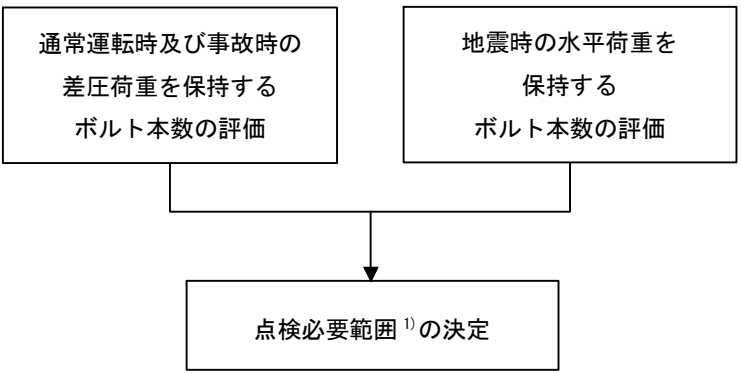


図-3 炉心支持板点検必要範囲の評価フロー

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- ホールドダウンボルトの点検必要範囲は、制御棒挿入性の確保及び差圧荷重の支持に必要な強度の評価結果を基に定める。（図-3）
- ホールドダウンボルトには溶接部がなく、損傷の可能性が極めて低いと考えられることから、供用開始後 20～30 年の期間内に初回点検を行う。
再点検は、炉心シュラウド等近傍の部位の点検に合わせて行う。
- 点検必要範囲が健全な場合は、継続使用できる。
健全でない場合は、補修等の対策を行う。（図-4）

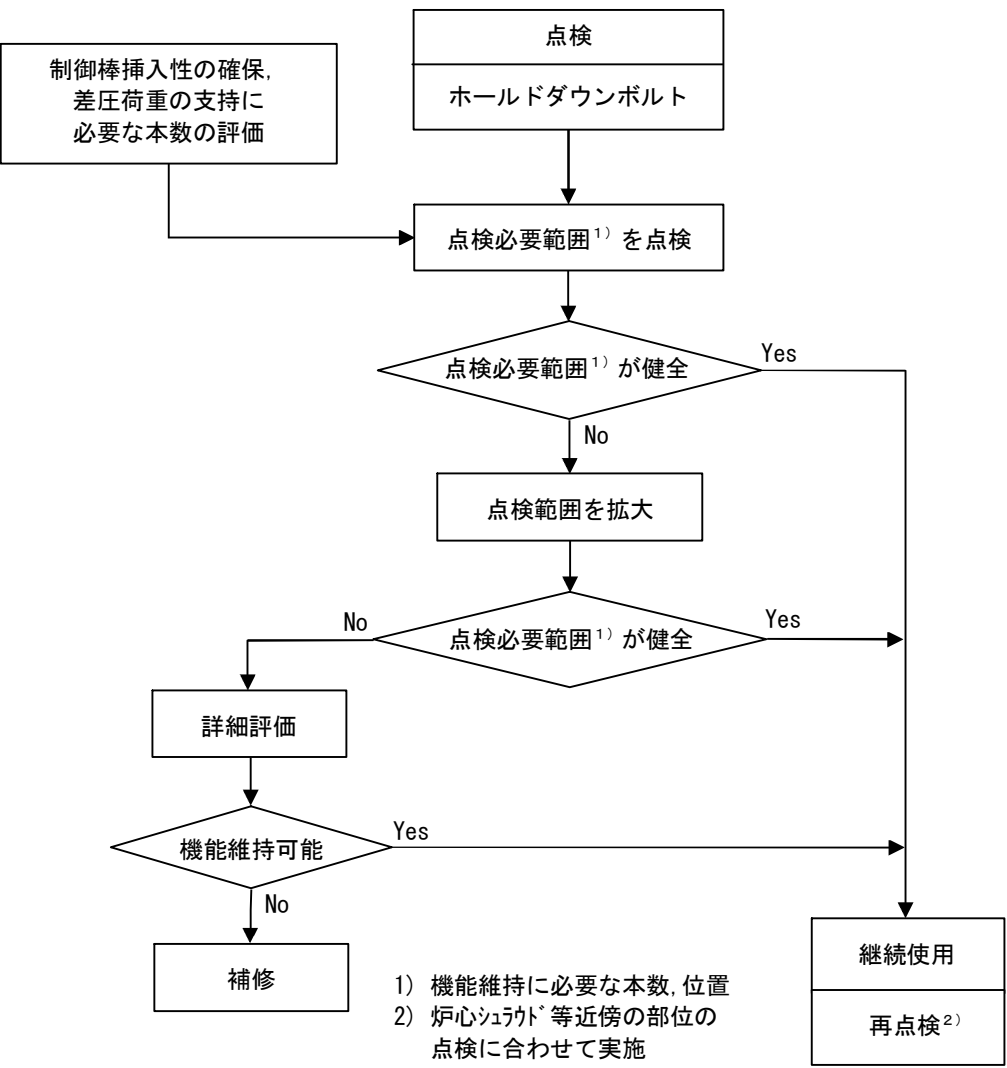


図-4 炉心支持板の点検フロー

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔シュラウド〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、シュラウドに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - ① 経年変化事象：応力腐食割れ
 - ② シュラウドに要求される安全機能：
炉心支持、制御棒挿入製、炉心冷却材流路の確保、事故時炉心再冠水機能
 - ③ 対象材料：オーステナイト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（ピーニング、水素注入及び貴金属コーティング等）についても考慮する。

2. 具体的な点検対象箇所

図1及び表1に示すシュラウドの点検可能な溶接線のうち周方向溶接線（H3、H4、H6及びH7）を対象とする。

3. 点検方法

- 目視試験又は適切な超音波探傷試験、渦流探傷試験にて実施する。
- 目視検査では1mil（0.025mm）幅のワイヤの識別が可能な条件で実施する。
- 超音波探傷試験は JEAG4207 に準拠するか、同等な手法で実施する。
- 渦流探傷試験は、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。

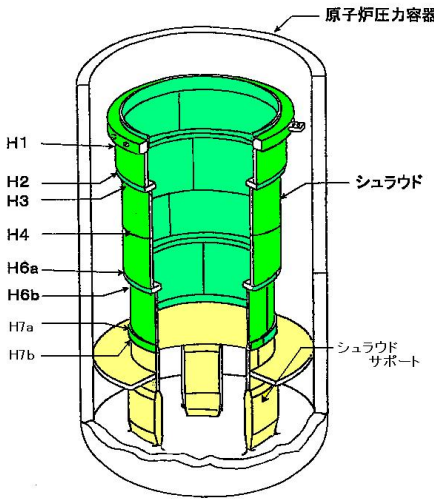


図1 シュラウドの構造

表－1 シュラウドの検査可能範囲（110万kW BWR）

	VT		UT
	シュラウド外側(%) 吊下式遠隔式	シュラウド内側(%) 吊下式遠隔式マイカカメラ	シュラウド内側/外側(%) 遠隔式
H3	100	100	100
H4	100	100	100
H6a	80	100	80
H6b	60	90以上	60
H7a	30～50	90以上	90以上
H7b	30～50	90以上	90以上
V3	100	100	60
V4	100	100	100
V5	100	100	80
V6	80	100	30
V7	0	100	100

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断面積（許容残存断面積）を算出する。（図－2）
 - 欠陥がある場合は、その欠陥の進展を、欠陥がない場合についても初期欠陥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な断面積が許容残存断面積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、次回点検までのき裂進展を想定しても、必ず許容残存断面積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）

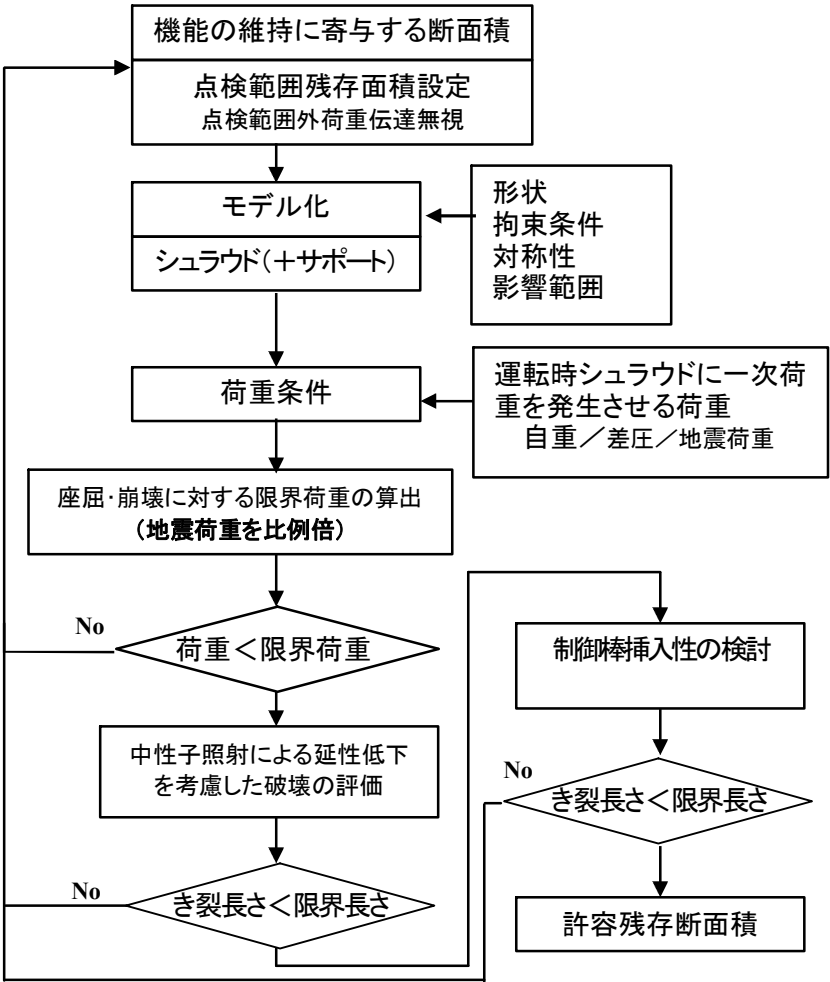


図2 許容残存断面積の算出フロー

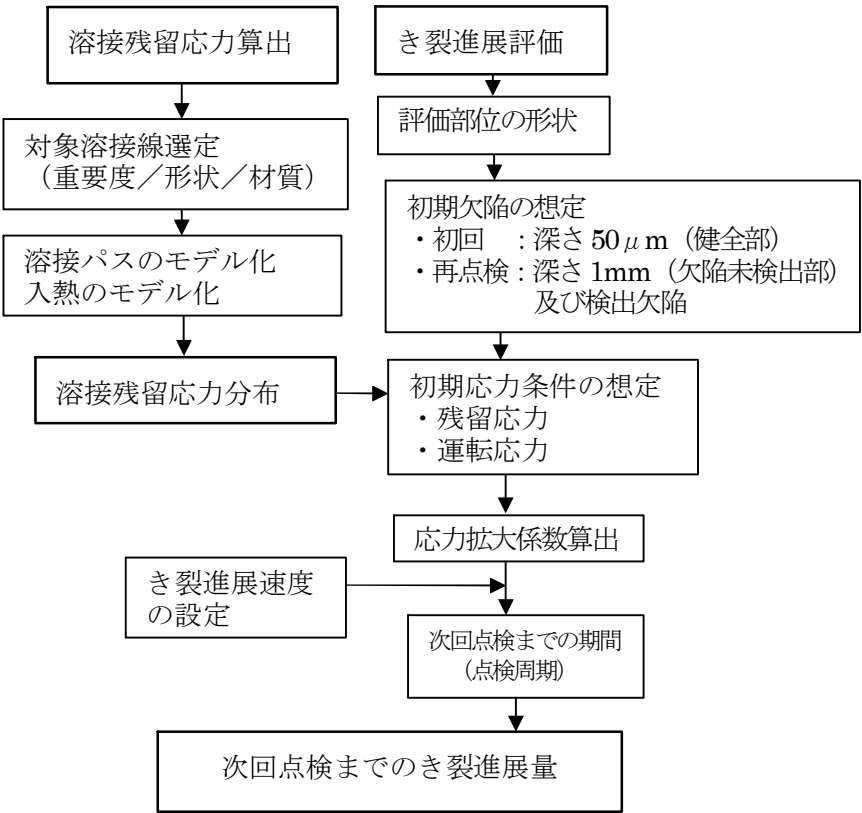


図3 き裂進展量算定の手順

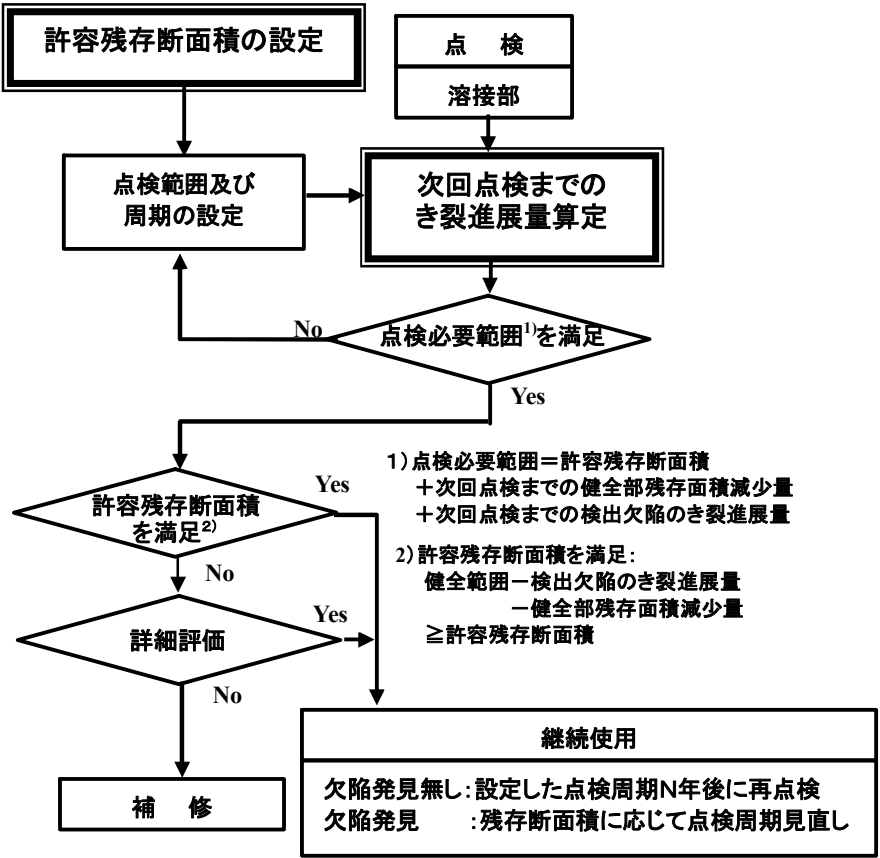


図4 シュラウドの点検の考え方

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔CRDハウジング〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、CRDハウジング（図-1）に要求される機能を維持できるように合理的な点検範囲、点検実施時期を規定する。
 - （1）原子炉安全機能：炉心の支持機能（燃料集合体の鉛直荷重支持、制御棒挿入性確保）及び耐圧機能を維持する。
 - （2）経年変化事象：応力腐食割れ（SCC）を想定する。
 - （3）点検対象部位：構造強度評価、安全機能維持の評価結果から、重要な部位を選定する。

2. 点検対象部位

- 炉心支持及び耐圧機能の維持に必要な下記の部位を点検対象とする。（図-1）
 - ① ハウジング/スタブチューブ溶接部
 - ② スタブチューブ/下鏡溶接部
 - ③ ハウジング/フランジ溶接部

3. 点検方法

- ハウジング/スタブチューブ溶接部、及びスタブチューブ/下鏡溶接部
VT-2（漏えい試験）により、軸方向き裂の貫通がないことを確認する。
 - （1）点検対象部位のき裂進展速度は、
軸方向き裂 > 周方向き裂
 - （2）万一軸方向き裂が貫通しても、
 - （a）漏えい量が微少で、CRD冷却水で補給可能
 - （b）周方向の残存断面積のため破断せず、機能維持可能
- ハウジング/フランジ溶接部
想定される損傷モードはなく、万一損傷したとしても、周方向の広範囲に欠陥が生じる可能性は極めて小さいため、VT-2により漏えいがないことを確認する。

4. 点検範囲及び点検実施時期の考え方

- ハウジング毎に機能を果たしているため、すべてのハウジングの点検対象部位を点検範囲とする。
- 点検部位は全て、き裂進展が遅いか、又は、損傷可能性が極めて小さいため、点検実施時期を供用開始後 25 年以降の毎定検とする。
- 点検により漏えいが認められない場合は、継続使用できる。
漏えいが認められた場合は、損傷の影響を評価し、補修等の対策を行なう。（図-2）

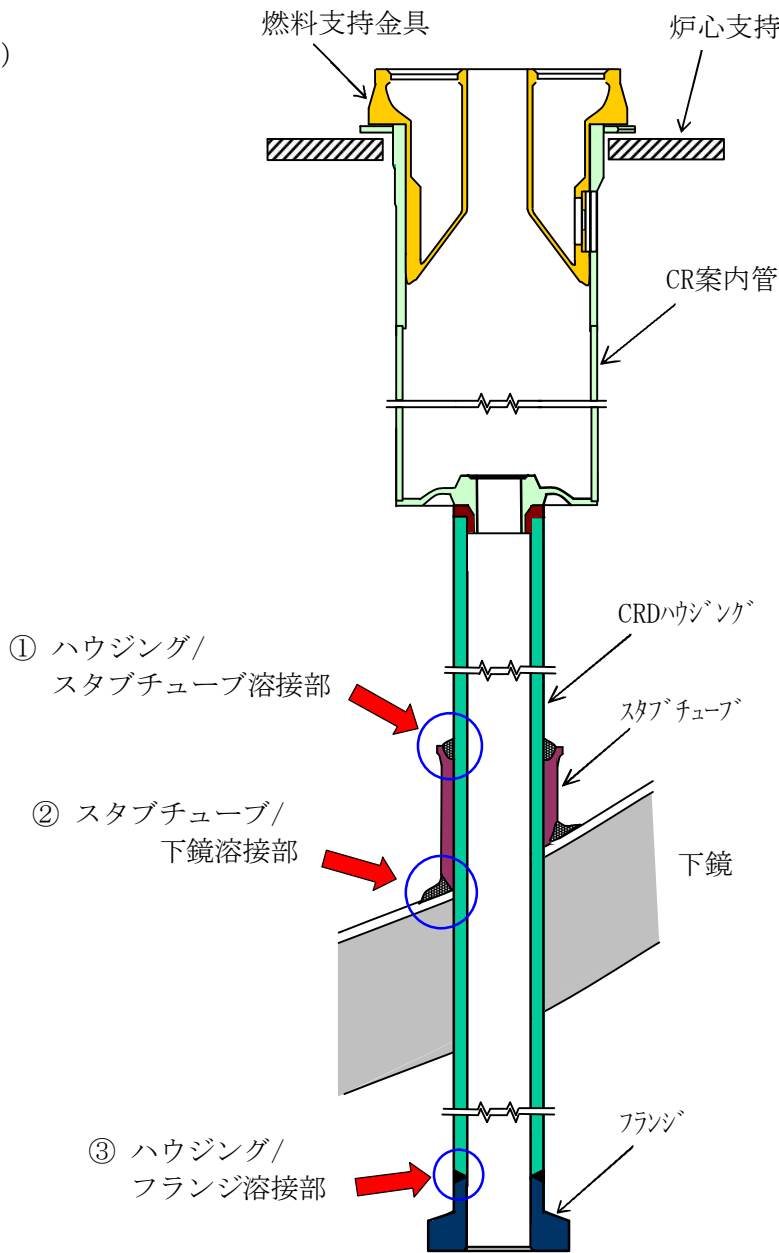


図-1 CRDハウジングの構造と点検対象部位

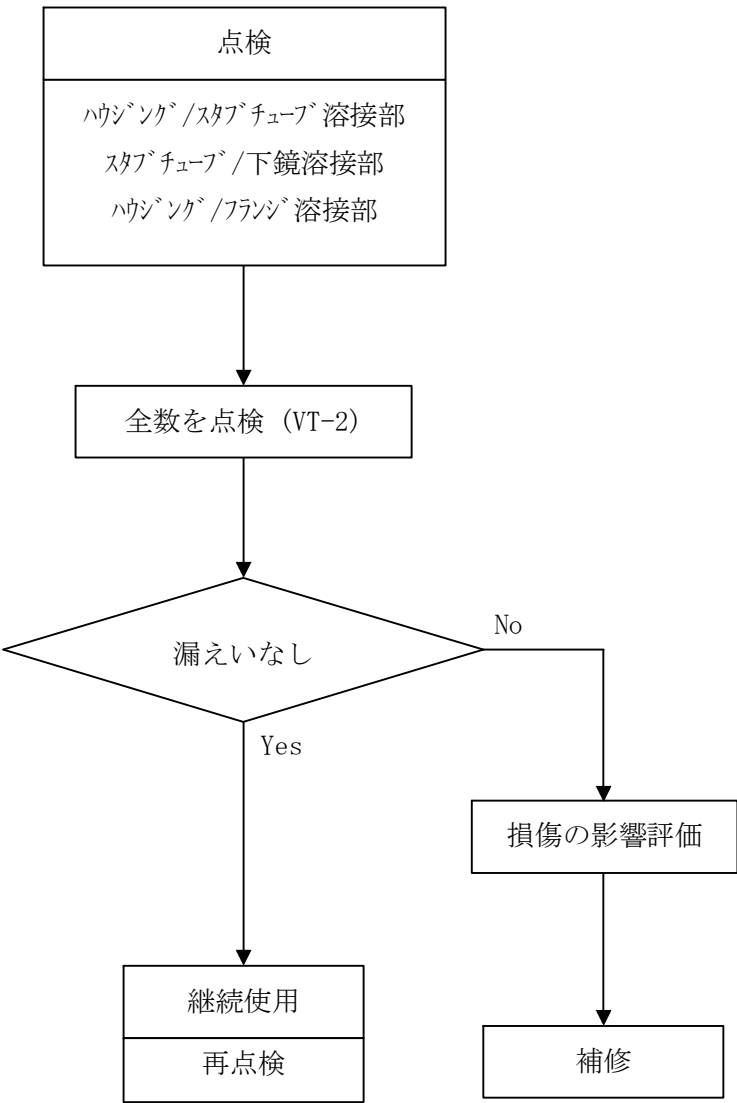


図-2 CRDハウジングの点検フロー

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン [ICMハウジング] の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、ICMハウジング（図-1）に要求される機能を維持できるような合理的な点検範囲、点検実施時期を規定する。
 - （1）原子炉安全機能：耐圧機能を維持する。
 - （2）経年変化事象：応力腐食割れ（SCC）を想定する。
 - （3）点検対象部位：構造強度評価、安全機能維持の評価結果から、重要な部位を選定する。

2. 点検対象部位

- 耐圧機能の維持に必要な、圧力境界の溶接部を点検対象とする。（図-1）
 - ① ハウジング取付け溶接部
 - ② ハウジング/フランジ溶接部

3. 点検方法

- ハウジング取付け溶接部
VT-2（漏えい試験）により、軸方向き裂の貫通がないことを確認する。
 - （1）点検対象部位のき裂進展速度は、
軸方向き裂 > 周方向き裂
 - （2）万一軸方向き裂が貫通しても、
 - （a）漏えい量が微少で、CRD冷却水で補給可能
 - （b）周方向の残存断面積のため破断しない
- ハウジング/フランジ溶接部
 - （1）LPRMを装荷したハウジング
周方向き裂が、軸方向き裂より先に発生・進展する可能性があるため、MVT-1（0.025mmワイヤ識別）により、内面にき裂がないことを確認する。
 - （2）LPRMを装荷していないハウジング
想定される損傷モードはなく、万一損傷したとしても、周方向の広範囲に欠陥が生じる可能性は極めて小さいため、VT-2により漏えいがないことを確認する。

ICM：炉心中性子モニタ
LPRM：局部出力領域モニタ

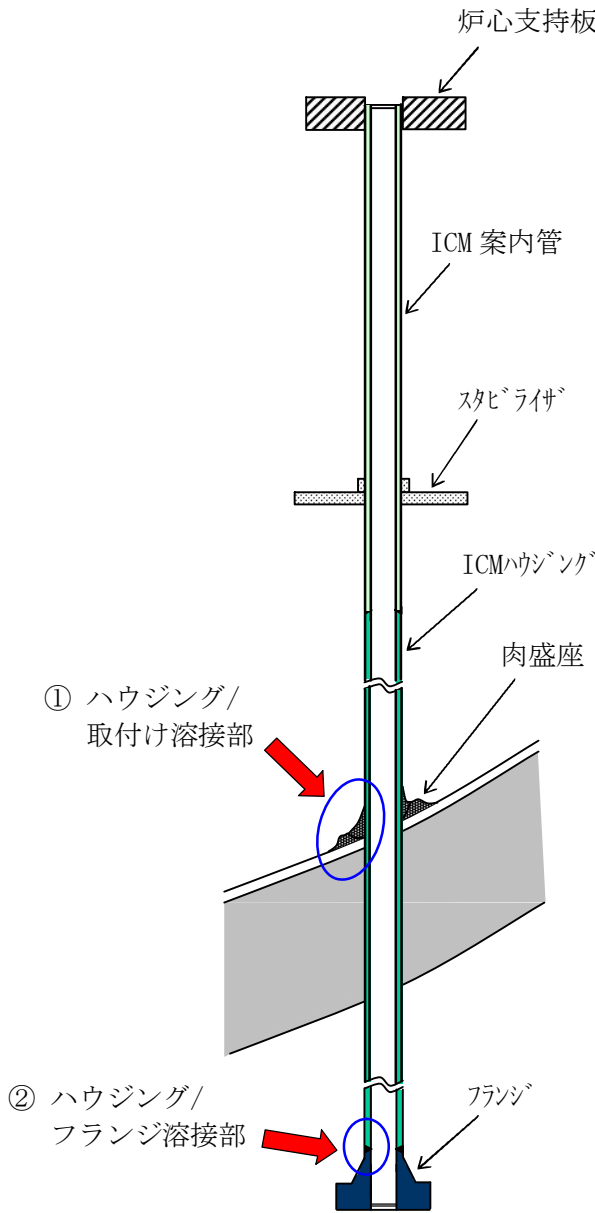


図-1 ICMハウジングの構造と点検対象部位

4. 点検範囲及び点検実施時期の考え方

- ハウジング毎に機能を果たしているため、すべてのハウジングの点検対象部位を点検範囲とする。
- ハウジング取付け溶接部
 - ・インコネル溶接部の点検実施時期は、き裂進展評価においてき裂が急速に立上がる以前の、実運転時間13年以降の毎定検とする。
 - ・ステンレス鋼溶接部は、損傷可能性が極めて小さいため、点検実施時期を供用開始後暦年で25年以降の毎定検とする。
- ハウジング/フランジ溶接部
 - ・LPRMを装荷したSUS304製ハウジングでは、周方向き裂が実運転時間約10年で検出下限から許容値まで進展すると評価されるため、点検実施時期をモニタ交換時（約7年周期）とする。
 - ・LPRMを装荷したSUS316製（原子力仕様）ハウジングでは、損傷可能性が極めて小さいため、点検実施時期を供用開始後暦年で20～30年の間に初回点検、初回点検後暦年で30年以内に再点検を行う。
 - ・LPRMを装荷していないハウジングについては、損傷可能性が極めて小さいため、点検実施時期を供用開始後暦年で25年以降の毎定検とする。
- 点検により漏えい又は損傷が認められない場合は、継続使用できる。
漏えい又は損傷が認められた場合は、損傷の影響を評価し、補修等の対策を行なう。（図-2）

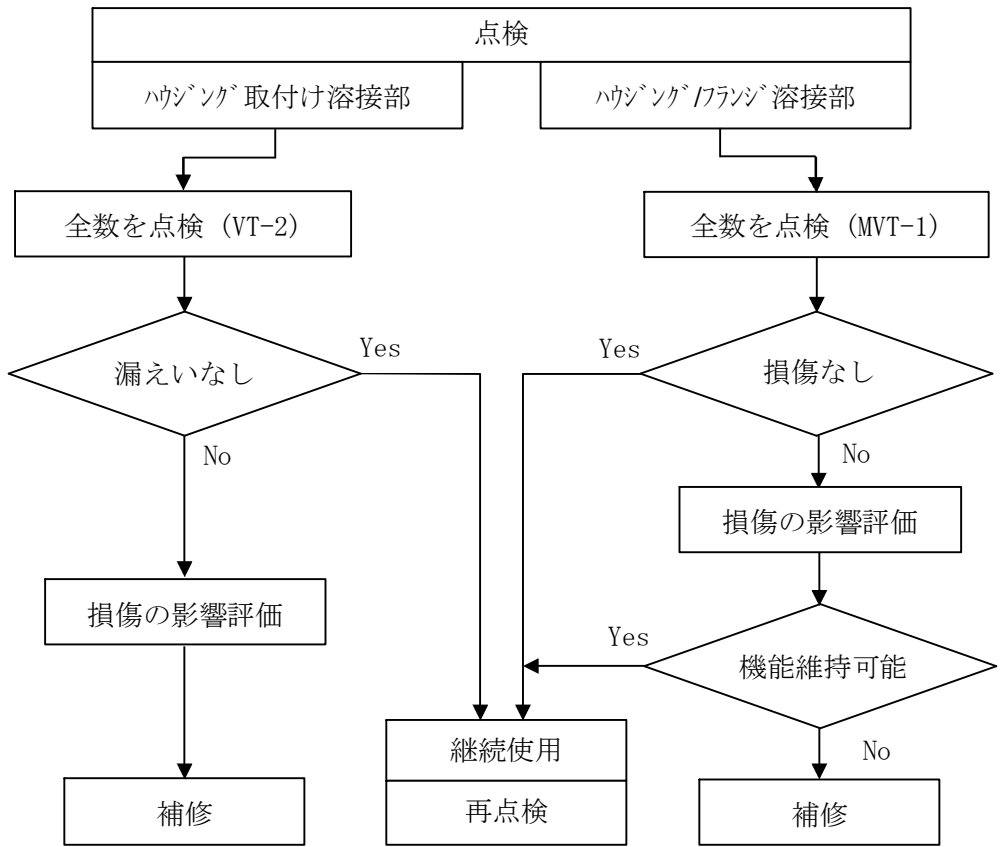


図-2 ICMハウジングの点検フロー

1. 基本的考え方

原子炉安全性の確保を大前提として、ジェットポンプに要求される機能を維持できるような合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

- ① 経年変化事象：応力腐食割れ及び摩耗
- ② ジェットポンプに要求される安全機能：
炉心再冠水機能及び低圧注水機能（一部のプラント）
- ③ 対象材料：
オーステナイト系ステンレス鋼溶接部、インコネル 182、インコネル 82 溶接部及びインコネル X750

2. 点検対象部位（図 1）

- ・管の周方向溶接部（ステンレス鋳鋼同士の溶接部を除く）
- ・①ジェットポンプビーム、②位置決めボルト、③ウエッジ、④ライザブレースのヨークとリーフの溶接部、⑤ヨークとライザ管の溶接部、⑥ライザブレースと RPV パッドの溶接部、⑦ブラケットとライザ管の溶接部

3. 点検方法

- (1) 目視試験を主体として、必要に応じて超音波探傷試験、渦流探傷試験を実施する。
- (2) 溶接部に対する目視試験は、1 mil (0.025mm) 幅のワイヤの識別が可能な条件 (MVT-1) で実施する。ジェットポンプビーム他の機械締結部品に対する目視試験は、VT-3 を実施する。
- (3) 超音波探傷試験は、JEAG 4207 に従って実施する。
- (4) 渦流探傷試験は、JEAG 4208 に従って実施する。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- (1) 管の周方向溶接部
 - ・許容残存長さ（安全機能を維持するために必要な健全な溶接部の長さ）を評価する。（図 2）
 - ・欠陥がある場合にはその欠陥の進展を、欠陥がない場合には初期欠陥とその進展を仮定し、次回点検時における健全な溶接部の長さを評価する。（図 3）

これが許容残存長さよりも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して、点検を実施する。許容残存長さを確保できない場合は、補修等の措置を講じる。（図 4）

- (2) ジェットポンプビーム、位置決めボルト、ウエッジ

点検可能な範囲の目視点検（VT-3）を実施し、異常がない場合には、実運転時間で 10 年までに次回点検を実施する。異常が発見された場合には、技術的根拠のある詳細評価を実施して点検周期を設定するか、補修等の措置を講じる。（図 5）

- (3) 管の周溶接部以外の溶接部（ライザブレースのヨークとリーフの溶接部他）

点検可能な範囲の目視点検（MVT-1）を実施し、異常がない場合には、実運転時間で 10 年までに次回点検を実施する。異常が発見された場合には、技術的根拠のある詳細評価を実施して点検周期を設定するか、補修等の措置を講じる。（図 5）

5. 初回点検時期

- (1) 管の周方向溶接部

SUS304 溶接部は供用開始後実運転時間で 16 年を経過するまでに、SUS316L 溶接部は暦年で 30 年を経過するまでに実施する。

- (2) 管の溶接部以外（ジェットポンプビーム他）

供用開始後実運転時間で 10 年を経過するまでに実施する。

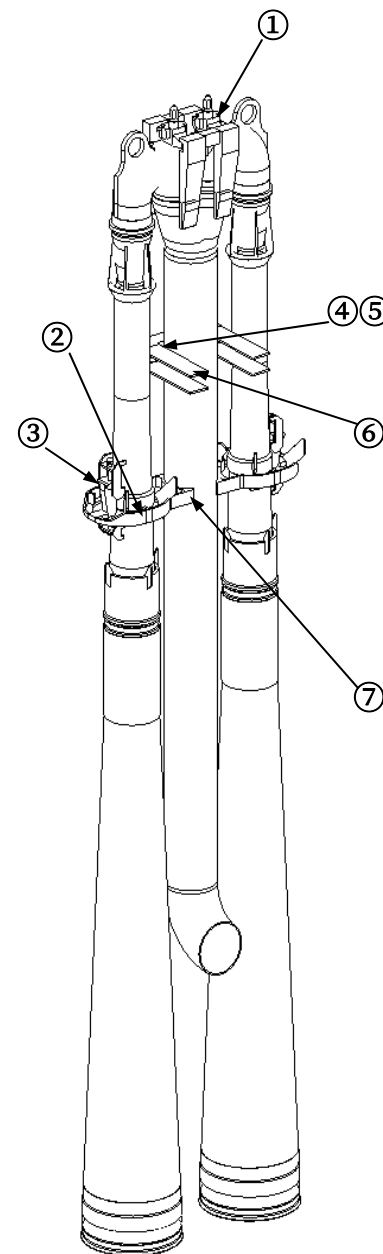


図 1 点検対象部位

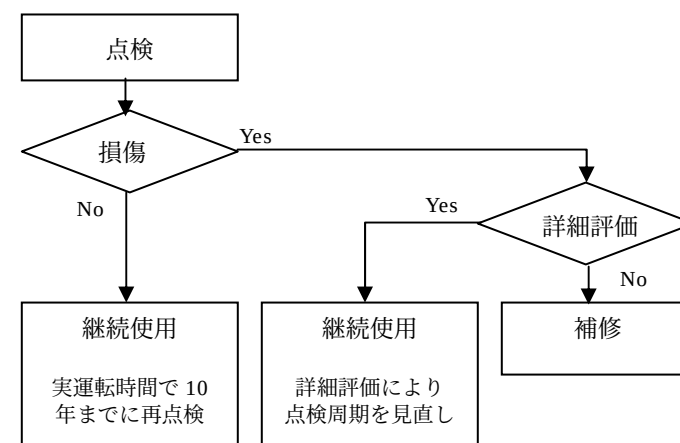


図 5 ジェットポンプビーム他の点検フロー

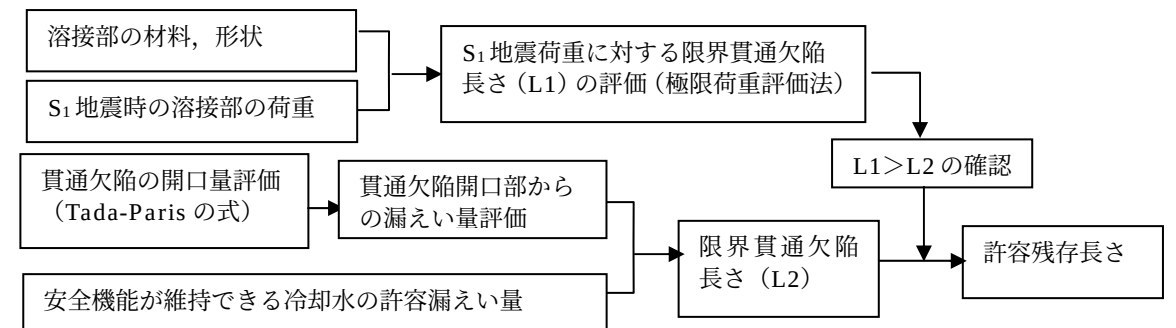


図 2 周方向溶接部の許容残存長さの評価フロー

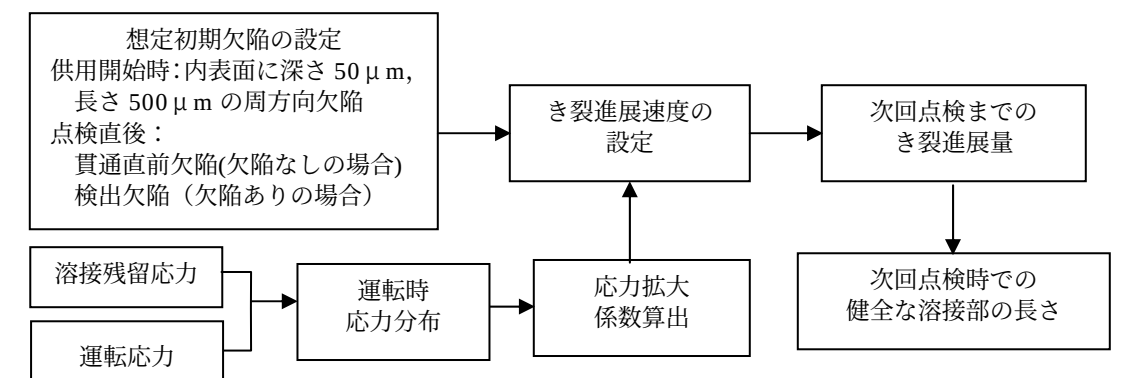


図 3 き裂進展評価フロー

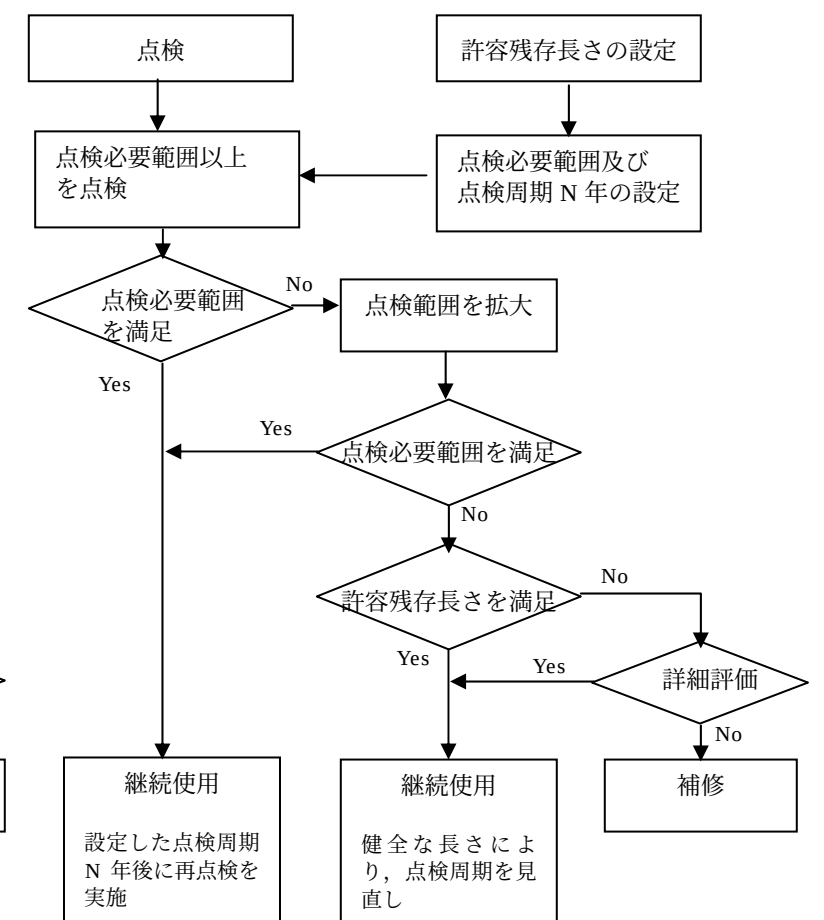


図 4 周方向溶接部の点検フロー

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔炉心スプレイ配管/スパージャ〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、炉心スプレイ/スパージャに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
 - 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
 - ③ 対象材料：オーステナイト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っては、予防保全対策（取替、貴金属注入等）についても考慮する。

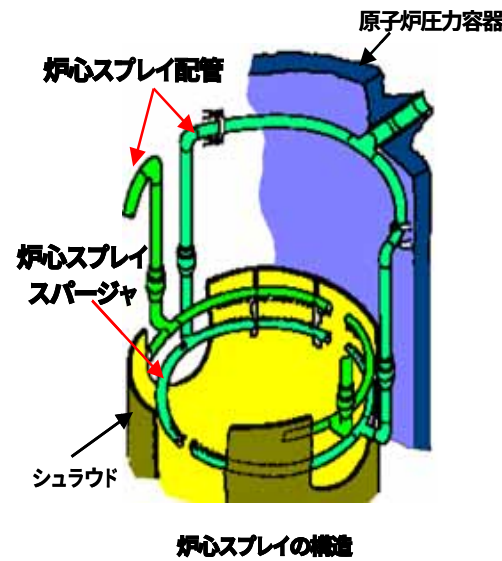


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造

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、渦流探傷試験にて実施する。
- 目視検査では 1mil (0.025mm) 幅のワイヤの識別が可能な条件で実施する。
- 超音波探傷試験は JEAG4207 に準拠するか、同等な手法で実施する。
- 渦流探傷試験は、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）
- 欠陥がある場合は、その欠陥の進展を、欠陥がない場合についても初期欠陥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、次回点検までのき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）

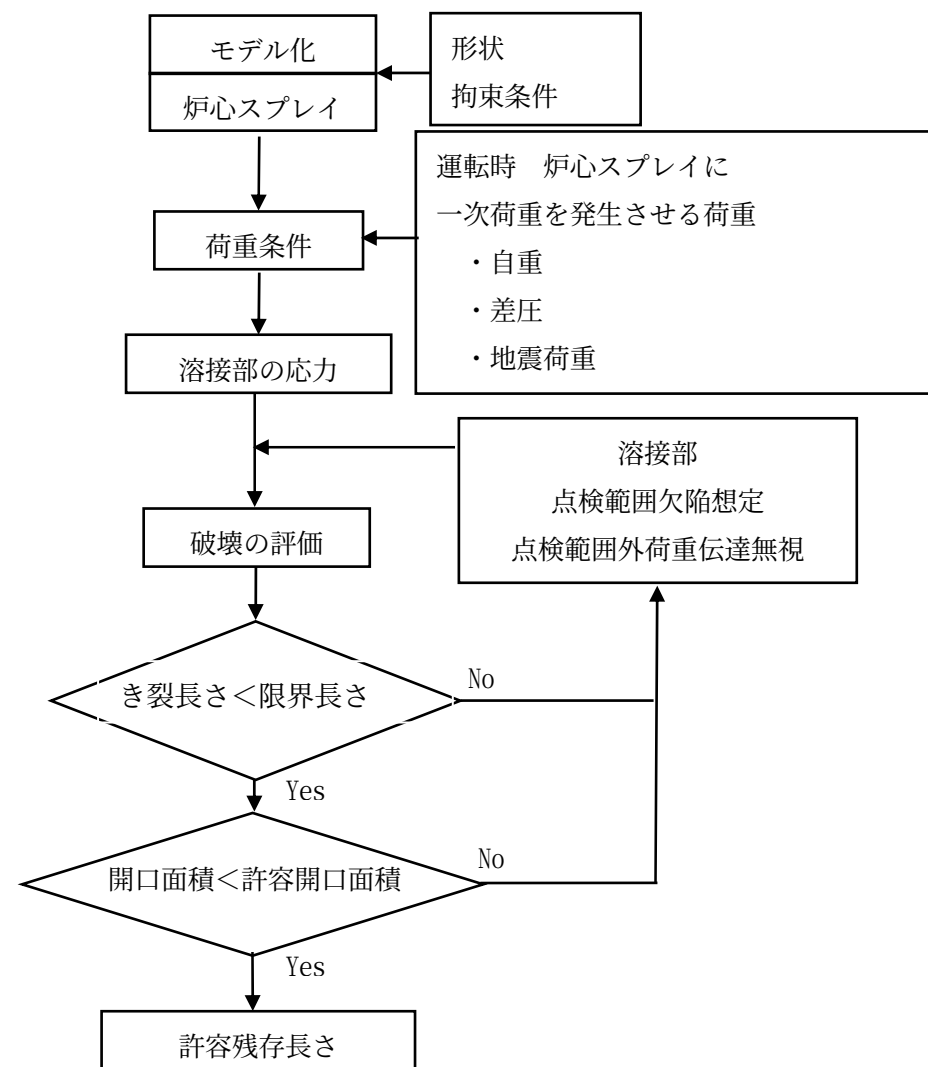


図2 許容残存長さの算出フロー

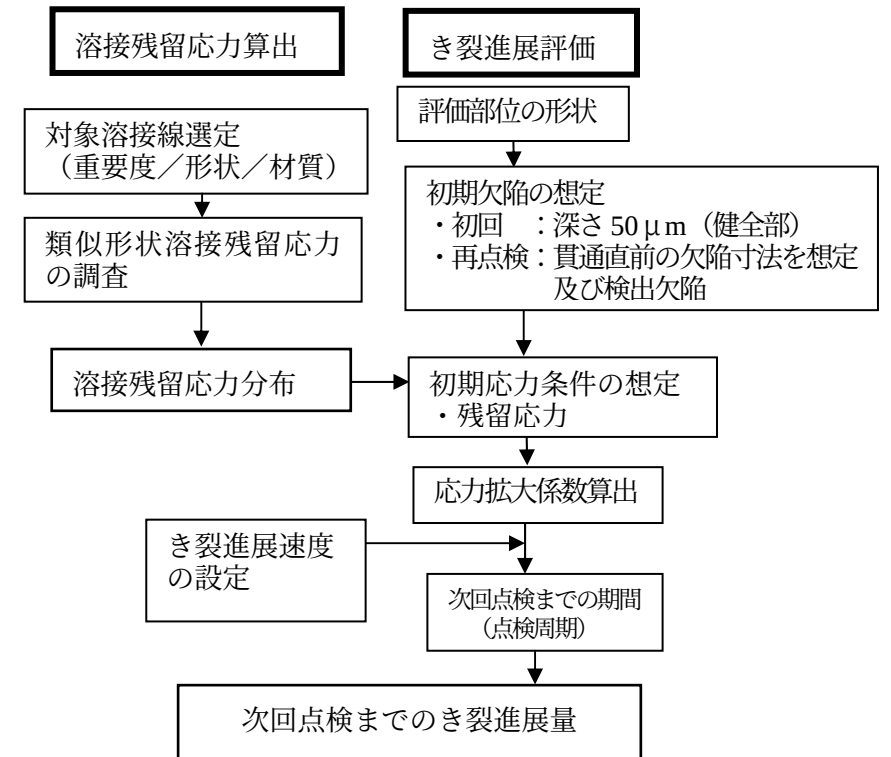


図3 き裂進展量算定の手順

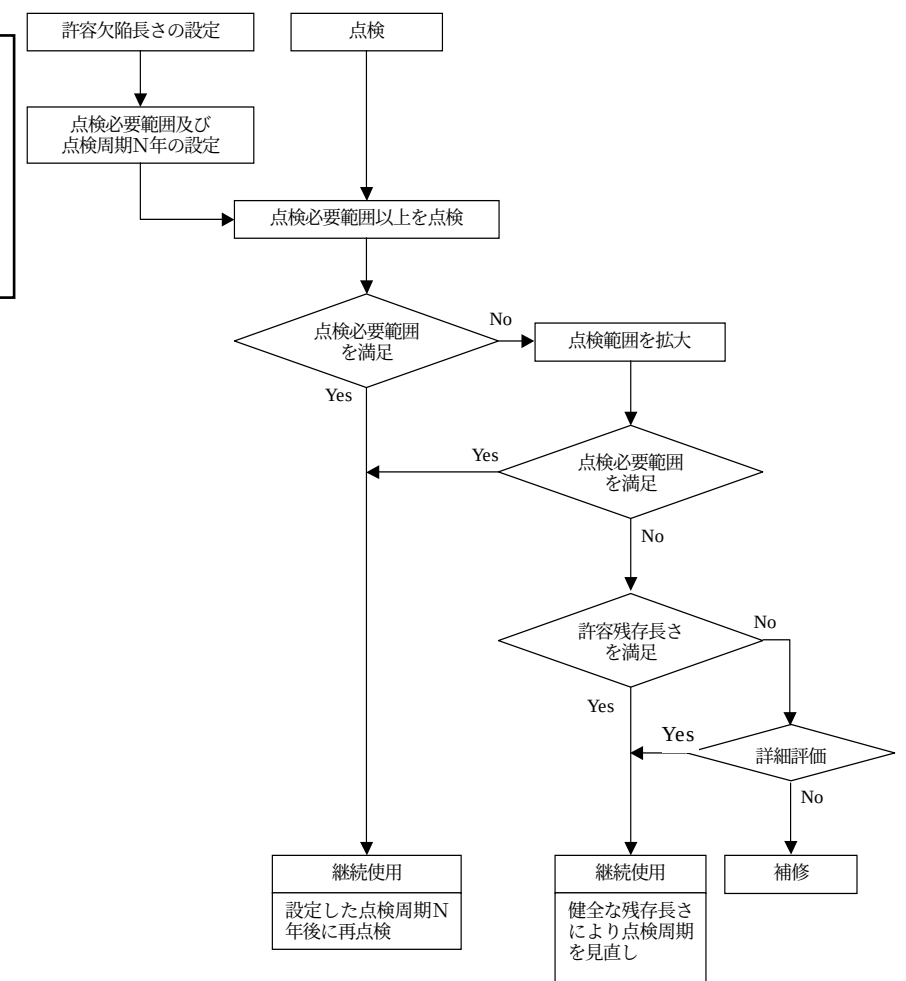


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔差圧検出/ほう酸水注入ライン〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、差圧検出/ほう酸水注入系配管（D P / L C 配管）に要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

① 経年変化事象：応力腐食割れ

② D P / L C 配管に要求される安全機能：

- ・後備炉停止機能及び炉心支持板上下差圧検出機能（全BWR）
- ・耐圧機能（BWR 5タイプのD P / L C ノズル取付部）

万一、D P / L C 配管に損傷が生じたとしても、下部プレナムへのほう酸水注入は可能であり、原子炉の安全性に影響を及ぼすことはない。差圧測定に支障をきたすような損傷が生じて、差圧は運転管理に直接使用しておらず、プラントの運転に影響を与えない。また、BWR 5タイプのD P / L C ノズル取付部に万一貫通欠陥が生じたとしても、漏えい量は小さく、原子炉の安全性は確保される。

③ 対象材料：インコネル溶接金属及びオーステナイト系ステンレス鋼

④ 具体的な点検対象溶接部：原子炉の安全性に影響はないものの、万一欠陥が発生、進展して貫通に至ると漏えいを生じる可能性があることから、BWR 5タイプのノズル取付溶接部（インコネル肉盛座にノズル（ステンレス鋼）をインコネル溶接材料で取付溶接されている）を点検対象溶接部とした。

2. 具体的な点検対象箇所

図1に示すBWR 5タイプのD P / L C 配管のノズル取付溶接部を対象とする。

3. 点検方法

- 目視試験（V T）とし、必要に応じて超音波探傷試験（U T）、渦流探傷試験（E T）を実施することとする。
- 目視試験の方法はV T－2とし、漏えい試験において、耐圧部からの漏えいを検出する。
- 点検方法に関する考え方としては、肉盛溶接部（肉盛座）及びノズル/肉盛座溶接部に供用開始時点で深さ 50μm の初期き裂を仮定した場合のき裂進展挙動を解析により評価した結果、ノズル/肉盛溶接部の軸方向き裂進展が最も早いとの結果となった。万一軸方向き裂が貫通しても、漏えい量は微小であり、C R D 冷却水で補

給が可能であるため、ノズル/肉盛座溶接部の軸方向き裂による漏えいを検知することで、耐圧機能を維持できることから、V T－2による点検を行うこととした。

- 超音波探傷試験は JEAG4207 に準拠するか、同等な手法で実施する。
- 渦流探傷試験は JEAG4208 に準拠するか、同等な手法で実施する。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- ノズル取付溶接部（BWR 5タイプ）について、実運転時間で10年以降の毎定検時に点検を行う。
- 点検時期に関する考え方としては、き裂進展挙動解析により、ノズル/肉盛座溶接部の軸方向き裂は実運転時間で約11年以降急速に進展し、約13年で貫通するとの結果を得たことから、実運転時間で10年以降の毎定検時に点検を行うこととした。
- 点検により漏えいが認められない場合は、継続使用できる。漏えいが認められた場合は、損傷の影響を評価し、補修等の対策を行う。（図2）

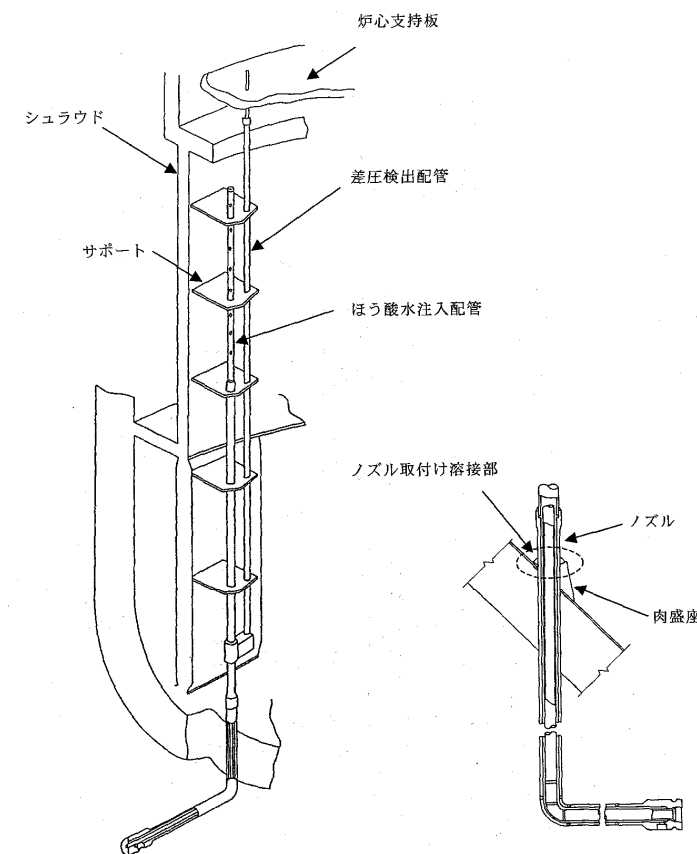


図1 差圧検出/ほう酸水注入系配管の構造
（BWR 5タイプ）

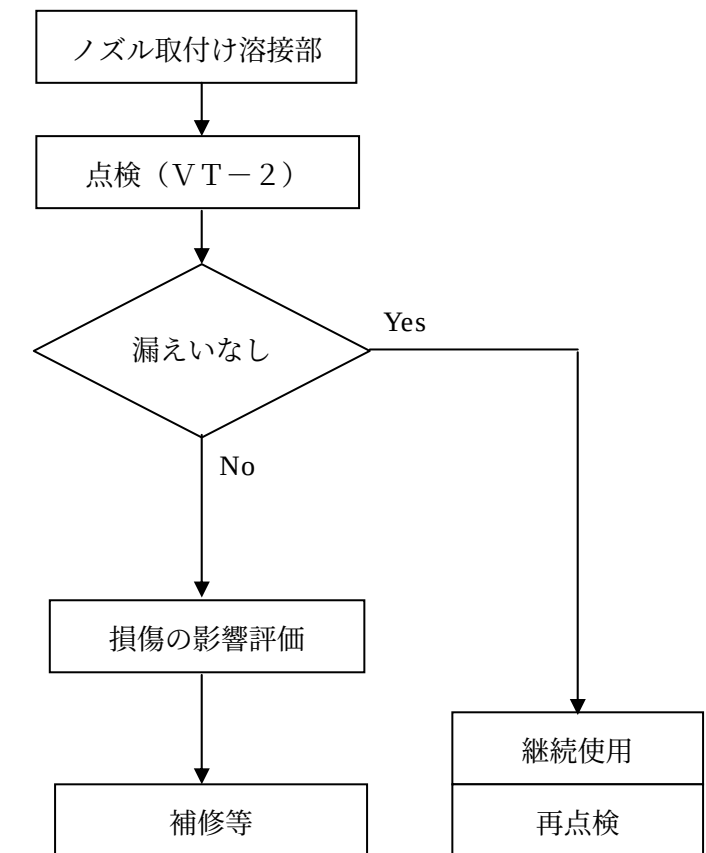


図2 差圧検出/ほう酸水注入系配管の点検フロー

PWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔バッフルフォーマボルト〕の概要

1. 基本的考え方

- 原子炉安全性の確保を大前提とし、バッフルフォーマボルトに要求される機能を維持できるよう合理的な点検、評価及び予防保全措置を規定する。
 - ① 経年変化事象：照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）
 - ② バッフルフォーマボルトに要求される安全機能：
燃料健全性、制御棒挿入性、炉心冷却材流路の確保
 - ③ 対象材料：SUS347、G316CW
 - ④ 具体的な評価対象：ボルト形状、取付構造等により最もIASCC感受性の高いプラントグループ1から着手し、その点検結果を用いてより損傷の感受性の低いプラントグループ4まで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。

	プラント名	炉内構造物製造者	グループ数	(注1) プラント 運転時間 (万Hr)	ボルト 本数	(注2) シャンク長さ	ボルト材料	(注3) 首下形状	(注4) シャンク部 ベントホール の有無	(注5) 燃料タイプ
グループ1	美浜1号機	ウエスティングハウス	2	約13	624	25mm	347ss	1R	無	14×14 燃料
	美浜2号機	ウエスティングハウス	2	約14	728	25mm	347ss	1R	無	14×14 燃料
	玄海1号機	三菱重工	2	約15	728	25mm	347ss	1R	無	14×14 燃料
グループ2	美浜3号機	三菱重工	3	約15	1088	35mm	316sscw	2R	無	15×15 燃料
	高浜1号機	ウエスティングハウス	3	約14	1088	35mm	316sscw	2R	無	15×15 燃料
	高浜2号機	三菱重工	3	約14	1088	35mm	316sscw	2R	無	15×15 燃料
	大飯1号機	ウエスティングハウス	4	約11	832	64mm	316sscw	2R	無	17×17 燃料
	大飯2号機	ウエスティングハウス	4	約12	832	64mm	316sscw	2R	無	17×17 燃料
グループ3	玄海2号機	三菱重工	2	約14	832	35mm	316sscw	ハラック	無	14×14 燃料
グループ4	川内1号機	三菱重工	3	約11	1080	35mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	川内2号機	三菱重工	3	約10	1080	35mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	高浜3号機	三菱重工	3	約11	1080	35mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	高浜4号機	三菱重工	3	約11	1080	35mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	敦賀2号機	三菱重工	4	約9	936	64mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	泊1号機	三菱重工	2	約9	800	35mm	316sscw	ハラック	有	14×14 燃料
	泊2号機	三菱重工	2	約8	800	35mm	316sscw	ハラック	有	14×14 燃料
	大飯3号機	三菱重工	4	約6	936	64mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	大飯4号機	三菱重工	4	約5	936	64mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	玄海3号機	三菱重工	4	約4	936	64mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料
	玄海4号機	三菱重工	4	約2	936	64mm	316sscw	ハラック	有	17×17 燃料

表1 バッフルフォーマボルト仕様に基づくプラントグループ化

2. 具体的な点検対象箇所

- バッフルフォーマボルト
炉心の対称性を考慮し、1／4炉心以上のボルト

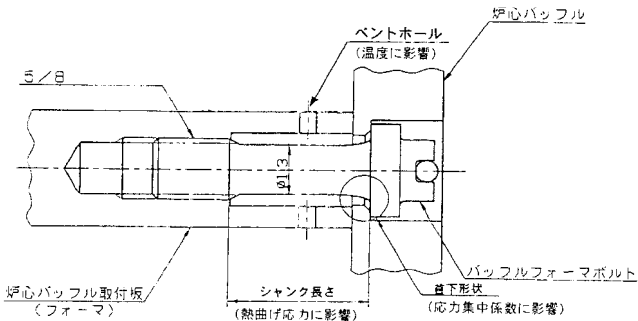


図1 バッフルフォーマボルトの形状、取付構造の例

3. 点検方法

- 適切な超音波探傷試験にて実施する。
- 超音波探傷試験は JEAG4207 を準用する。

4. 点検開始時期及び点検周期の考え方

- 許容損傷範囲は、地震や配管破断事故時における①残存ボルトの連鎖破断防止、②炉心バッフルと燃料との衝突による燃料の破損防止、③RCC 挿入性の確保、を対象とし、これを LBB 適用下で確認した結果、各縦列に2本以上のボルトが残存する場合を許容損傷範囲とする。なお、安全上の機能ではないバッフルジェットについては対象外とする。
- 損傷予測は、照射量、温度、応力を考慮した BfB 損傷予測式を、海外の損傷本数・時期および国内プラントの検査実績(損傷本数、時間)を反映した損傷予測カーブを作成し、損傷本数の予測を行う。
- 点検開始時期は損傷予測で予測される損傷ボルトの総数が管理損傷ボルト数以下になるように決定する。IASCC の発生が最も早いと考えられるプラントグループ1についてはプラント供用開始から運転時間で25万時間以内にグループ内の代表プラントで点検を開始する。なお、プラントグループ2、3、4については先行して点検したプラントグループの点検結果または技術的根拠がある場合は、点検時期を別途設定することができる。
- 点検周期N年は、次の点検時において点検結果により見直した損傷予測で予測される損傷ボルトの総数が管理損傷ボルト数（全体の20％）以下になるように決定する。なお、先行して点検したプラントグループの点検結果または技術的根拠がある場合は、点検時期を別途設定することができる。
- 以上より、次回点検までの損傷ボルト数の増加を想定しても、損傷ボルト数が必ず管理損傷ボルト数以下となるように、必要に応じて詳細評価を実施し、点検周期を設定する。確保できない場合には取替等の対策を実施する。また、点検に代わり別途予防保全措置を選択することも可能である。

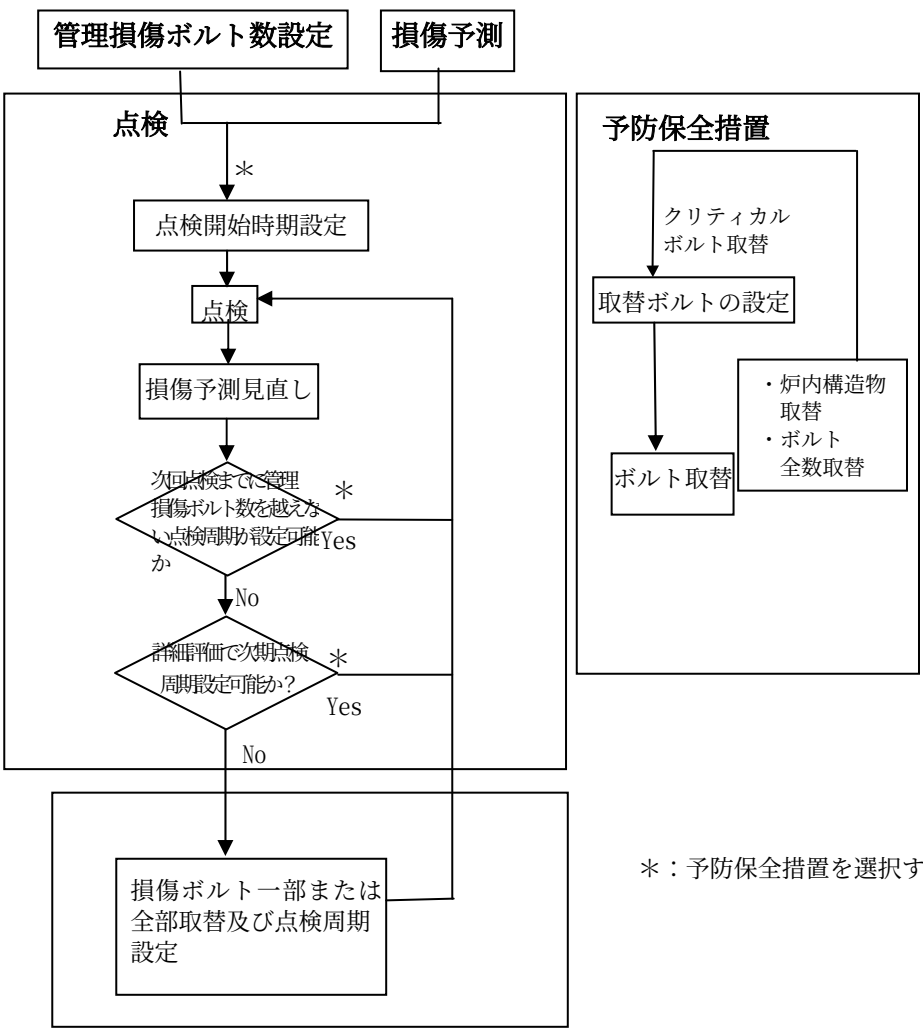


図2 バッフルフォーマボルトの点検フロー

1. 基本的な考え方

●原子炉の安全性確保を大前提とし、バレルフォーマボルトに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

- ①経年変化事象：IASCC（照射誘起型応力腐食割れ）
- ②バレルフォーマボルトに要求される安全機能：炉心バップル支持機能（燃料健全性、制御棒挿入性、炉心冷却材流路の確保）
- ③対象材料：SUS347, G316CW
- ④具体的な点検対象箇所：応力集中が大きいバレルフォーマボルト首下部。

なお、個別プラントの具体的な対象選定にあっては、バレルフォーマボルトの形状についても考慮する。
各プラントは表1のようにグループ化することができる。

表1 バレルフォーマボルト仕様に基づくプラントグループ化

プラントグループ	プラント名	炉内構造物製造者	ループ数	ボルトサイズ	シャンク径	シャンク長さ	ボルト材料	首下形状	シャンク部のペントホールの有無	燃料タイプ
グループ1	美浜1号機	ウエスティングハウス	2	3/4 -10 UN	φ15.8 mm	32.5 mm	347ss	1 R	無し	14×14燃料
	美浜2号機	ウエスティングハウス	2	"	"	"	"	"	"	14×14燃料
	玄海1号機	三菱重工	2	"	"	"	"	"	"	14×14燃料
グループ2	高浜1号機	ウエスティングハウス	3	"	"	31.0 mm	316ss cw	2 R	"	15×15燃料
	高浜2号機	三菱重工	3	"	"	"	"	"	"	15×15燃料
	美浜3号機	三菱重工	3	"	"	"	"	"	"	15×15燃料
	大飯1号機	ウエスティングハウス	4	"	"	37.3 mm	"	"	"	17×17燃料
	大飯2号機	ウエスティングハウス	4	"	"	"	"	"	"	17×17燃料
グループ3	玄海2号機	三菱重工	2	"	"	34.8 mm	"	バネリッパ	"	14×14燃料
グループ4	川内1/2号機	三菱重工	3	5/8 - 11 UN	φ13.0 mm	47.2 mm	"	有り	"	17×17燃料
	高浜3/4号機	三菱重工	3	"	"	"	"	"	"	17×17燃料
	敦賀2号機	三菱重工	4	"	"	63.5 mm	"	"	"	17×17燃料
	泊1/2号機	三菱重工	2	"	"	42.4 mm	"	"	"	14×14燃料
	大飯3/4号機	三菱重工	4	"	"	63.5 mm	"	"	"	17×17燃料
	玄海3/4号機	三菱重工	4	"	"	"	"	"	"	17×17燃料

(注1) シャンク長さが長いほど熱曲げ応力は低減される。
(注2) 1 R, 2 R, バラボリックの順に応力集中係数が大きい。
(注3) ペントホールが有ればボルトの温度は下がる。
(注4) 15×15に比べて17×17燃料の方が炉心熱出力が大きくなり、中性子照射量、γ発熱に伴う温度が大きくなる。

2. 具体的な点検箇所

図1に示すバレルフォーマボルト首下部。

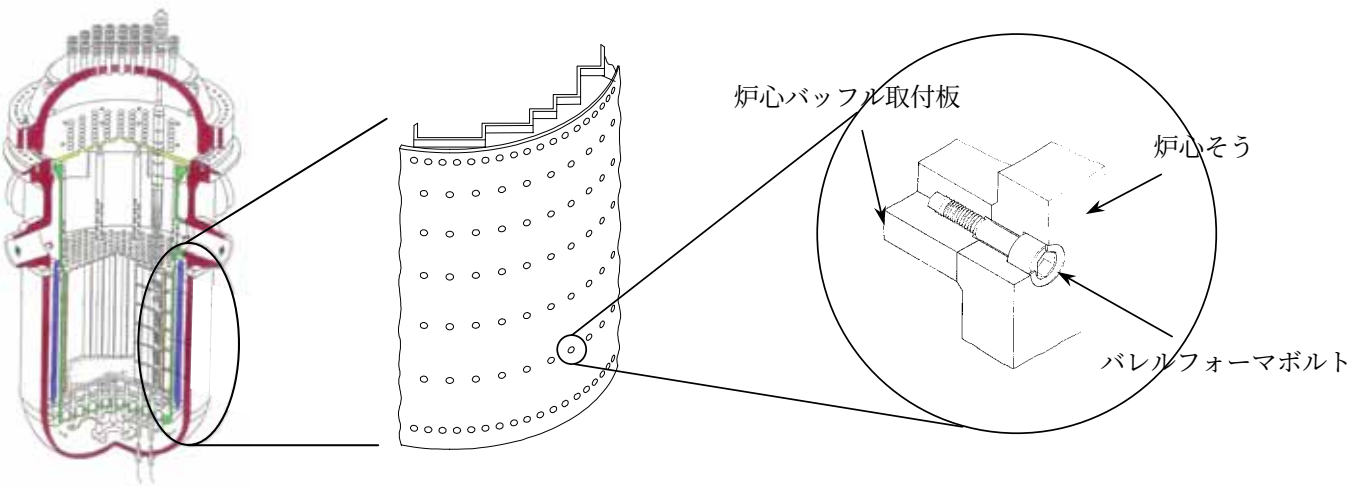


図1 バレルフォーマボルトの構造

3. 点検方法

- 超音波探傷試験にて実施する。
- 超音波探傷試験はJ E A G 4 2 0 7 に準拠するか、同等な手法で実施する。

4. 許容損傷ボルトパターンの考え方

バレルフォーマボルトに要求される安全機能を維持するためには、バレルフォーマボルト損傷時に以下の条件を満足する必要がある。

- バレルフォーマボルトが連鎖破断しないこと。
- 炉心バップル取付板が落下しないこと。

最も厳しい2ループでは、図2のように許容損傷ボルトパターンが設定できる。

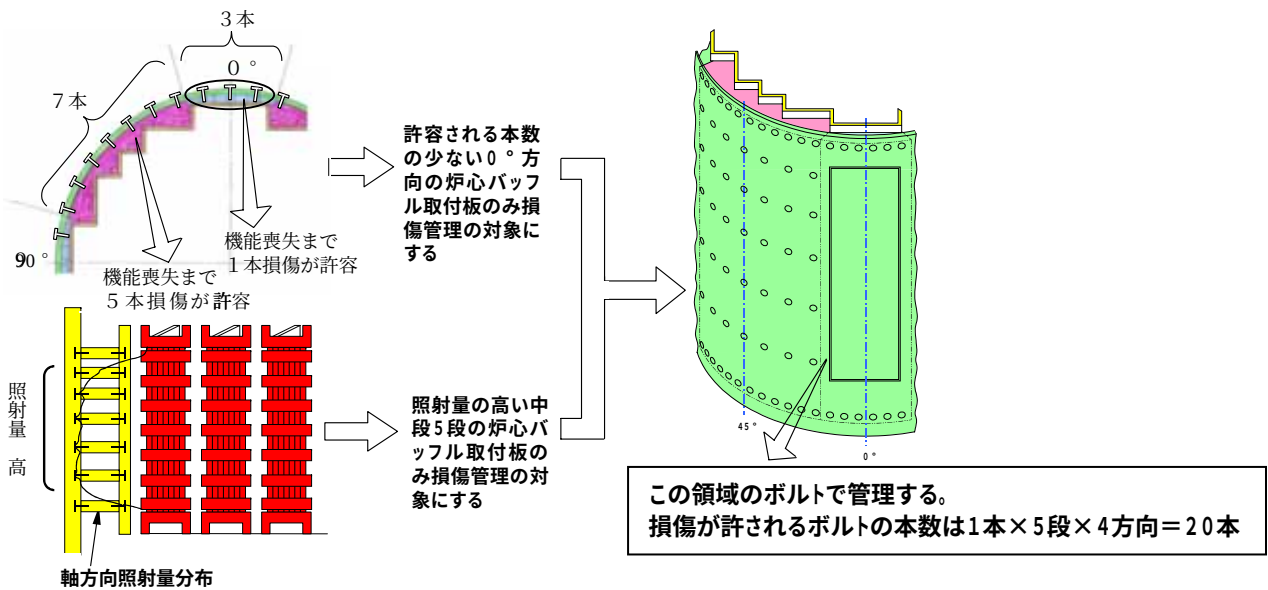


図2 許容損傷ボルトパターンの設定例

5. 点検開始時期及び点検周期の考え方

●バレルフォーマボルトの照射量、温度、応力を考慮した損傷予測式にて、海外の損傷本数・時期及び国内プラントの検査実施（損傷本数、時間）を反映した損傷予測がカーブを作成し、損傷本数の予測を行う。

●点検開始時期は、損傷予測による損傷本数が管理損傷ボルト数以下になるよう設定する。管理損傷ボルト数は、許容損傷ボルトパターンの損傷本数に本数管理のための余裕（2倍）を考慮して決定する。

●点検周期は点検結果をもとに見直した損傷予測による損傷本数が、管理損傷ボルト数以下となるよう設定する。なお、先行して点検したプラントグループの点検結果または技術的根拠のある場合は、別途設定できる。

●次回点検までの損傷本数が、管理損傷ボルト数以下となるよう点検周期を設定できない場合は、取替等の対策を実施する。また、点検の代わりに別途予防保全措置を選択することもできる。

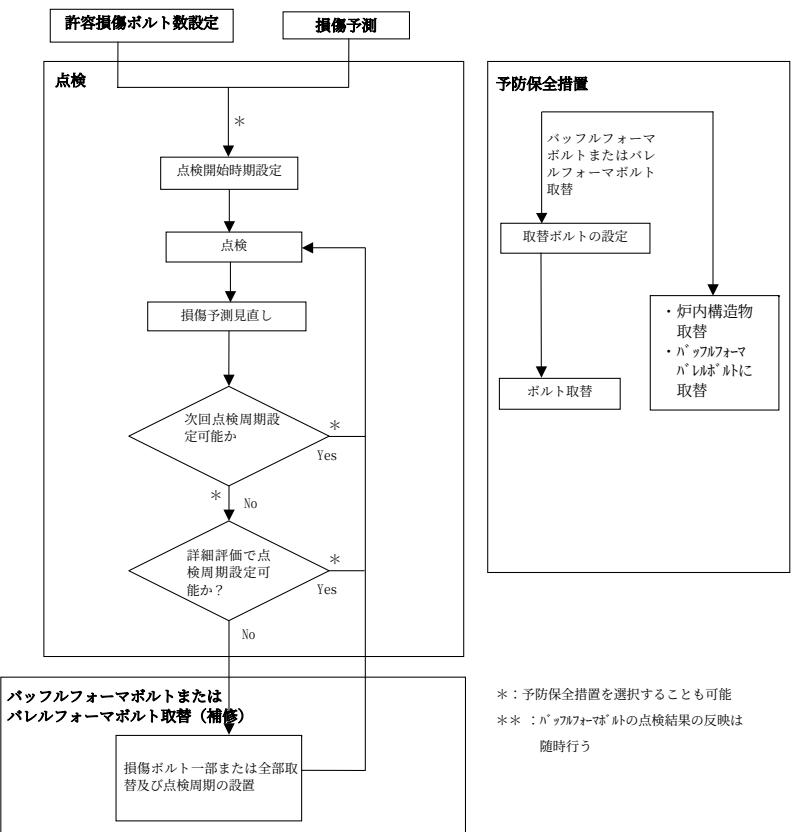


図3 バレルフォーマボルト点検フロー**

PWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔炉心そう〕の概要

1. 基本的な考え方

- 原子炉の安全性確保を大前提とし、炉心そうに要求される機能を維持できるよう合理的な点検範囲、点検周期を規定する。
- ①経年変化事象:IASCC(照射誘起型応力腐食割れ)
- ②炉心そうに要求される安全機能:炉心支持機能, 制御棒挿入性, 冷却材流路の確保
- ③対象材料:SUS304
- ④具体的な点検対象箇所:照射量, 発生応力の観点から炉心領域にある周溶接線とする(図1参照)。
なお、各プラントは溶接残留応力に影響を与える溶接手法に着目して、表1のようにグループ化する。

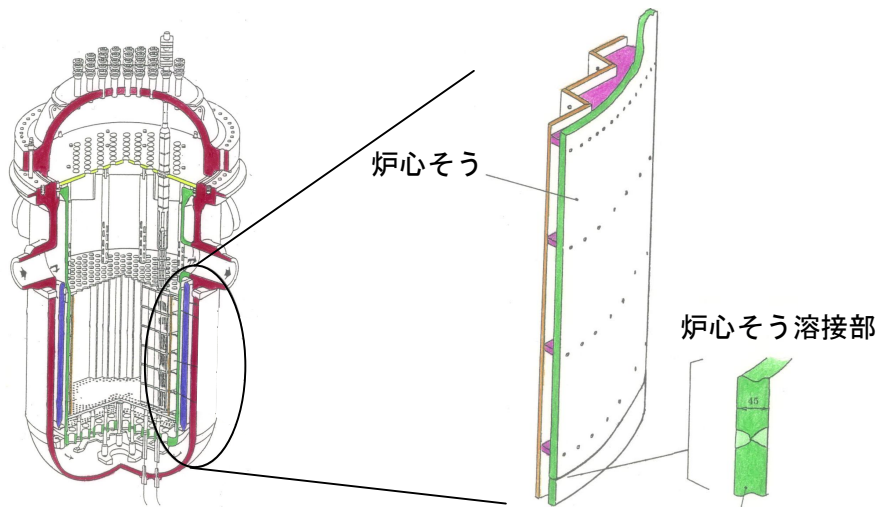


図1 炉心そうの構造

表1 炉心そうの仕様に基づくプラントグループ化

プラントグループ	プラント名	炉内構造物製造者	ループ数	材料	溶接法
グループ1	美浜1号機	ウエスティングハウス	2	304SS	TIG溶接
	美浜2号機	ウエスティングハウス	2	304SS	TIG溶接
	玄海1号機	三菱重工	2	304SS	サブマージ溶接
	玄海2号機	三菱重工	2	304SS	サブマージ溶接
	高浜1号機	ウエスティングハウス	3	304SS	TIG溶接
	高浜2号機	三菱重工	3	304SS	サブマージ溶接
	美浜3号機	三菱重工	3	304SS	サブマージ溶接
	大飯1号機	ウエスティングハウス	4	304SS	TIG溶接
	大飯2号機	ウエスティングハウス	4	304SS	TIG溶接
	川内1号機	三菱重工	3	304SS	サブマージ溶接
	川内2号機	三菱重工	3	304SS	自動TIG溶接
	高浜3号機	三菱重工	3	304SS	自動TIG溶接
	高浜4号機	三菱重工	3	304SS	自動TIG溶接
	敦賀2号機	三菱重工	4	304SS	自動TIG溶接
グループ2	泊1号機	三菱重工	2	304SS	電子ビーム溶接
	泊2号機	三菱重工	2	304SS	電子ビーム溶接
	大飯3号機	三菱重工	4	304SS	電子ビーム溶接
	大飯4号機	三菱重工	4	304SS	電子ビーム溶接
	玄海3号機	三菱重工	4	304SS	電子ビーム溶接
	玄海4号機	三菱重工	4	304SS	電子ビーム溶接

2. 点検方法

- 点検を実施する場合は、以下の方法がある。
- 目視検査……表面に開口している欠陥の検出を目的として、目視検査(VT-2)にて実施する。
- 超音波探傷試験……JEAG4207に準拠するか、同等な手法で実施する。

3. 点検要否

炉心そう溶接部のIASCC損傷予測により、損傷が発生しない結果が得られ、かつ仮想的に想定した欠陥が安定であることが確認できれば、点検は実施しなくてよい。

4. 点検要否の検討

IASCCに対して厳しいと考えられるプラントグループ1について、損傷予測とき裂安定性評価を実施したところ、60万時間でもIASCCによるき裂は発生せず、仮にき裂が発生したとしてもき裂は安定で炉心そうの機能に影響ないことが確認された。したがって、点検は実施しないものとする。

ただし、最新知見等が得られた場合は、損傷予測及びき裂安定性評価を再検討しなければならない(図2参照)。仮に点検が必要となれば、き裂が発生するまでに点検を実施し、その点検結果からき裂進展等の評価を行い、次回点検まで継続使用が可能であることを示すか、予防保全措置または補修を行わなければいけない。

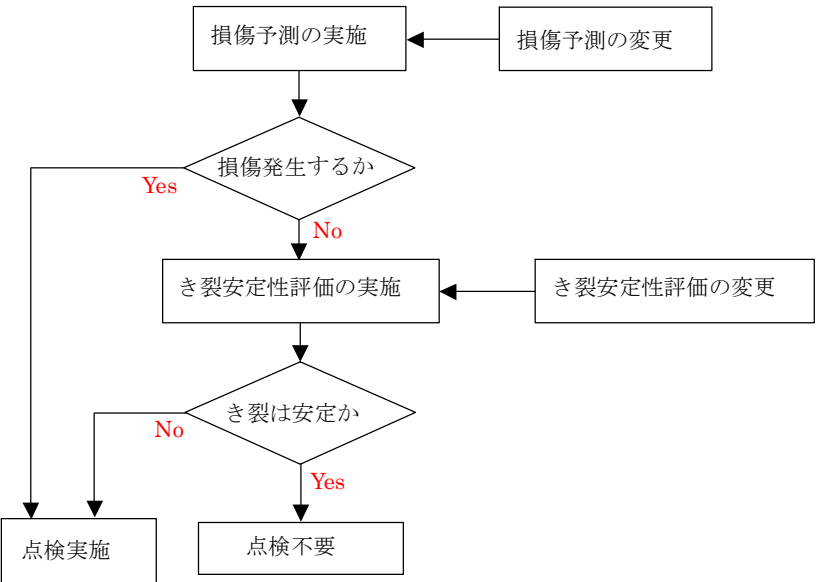


図2 点検要否再検討フロー

5. 損傷が発生した場合の点検周期

現状の評価では、仮にき裂が発生してもき裂は板厚の40%の深さで停止すると考えられる。

(1) 検出されたき裂深さが40%より小さい場合

検出されたき裂のき裂深さが40%より小さければ、現状知見の範囲内の現象であり、最終的に40%の深さでき裂は停止しうるものと考えられる。

(2) (1)の場合の点検周期

き裂が40%以内であれば、現状知見の範囲内であるが、今後き裂がどのように進展するか管理していくために、き裂検出後は毎定検き裂深さを測定し、40%以下であることを確認しなければならない。ただし、き裂検出時点で照射材のき裂進展データがあれば、それに基づいて点検間隔を決定することは可能である。

(3) 検出されたき裂深さが40%より大きい場合

き裂が40%を超えていれば、現状知見を覆すことになり、新知見であるため、即座に原因を究明して新たにき裂安定性評価を実施するか、なんらかの保全措置をとり、炉心そうの機能確保に努めなければならない。

1. 基本的な考え方

●原子炉の安全性確保を大前提とし、制御棒クラスタ案内管（以下、GT）に要求される機能を維持できるよう、管理基準、合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

- ① 経年変化事象：制御棒(以下、RCC)との接触による摩耗
- ② GTに要求される安全機能：RCC案内機能、RCCの破損防止
- ③ 安全機能に影響を与えない範囲で摩耗を管理
- ④ 形状によりプラントをグループ化(表1)

表 1 GTの形式に基づくグループ化

グループ	グループ1	グループ2	グループ3	
GT形式	14×14	15×15	17×17	
リガメント長さ	2.4mm	4.8mm	2.9mm	
対象プラント	美浜1号機 美浜2号機 玄海1号機 玄海2号機 泊1号機 泊2号機	美浜3号機 高浜1号機 高浜2号機	川内1号機 川内2号機 高浜3号機 高浜4号機 敦賀2号機	大飯1号機 大飯2号機 大飯3号機 大飯4号機 玄海3号機 玄海4号機

2. 点検対象箇所

図 1（プラントグループ1の例）のように、摩耗が進行すると、GTの機能に影響を与える可能性のある案内穴4箇所とする。

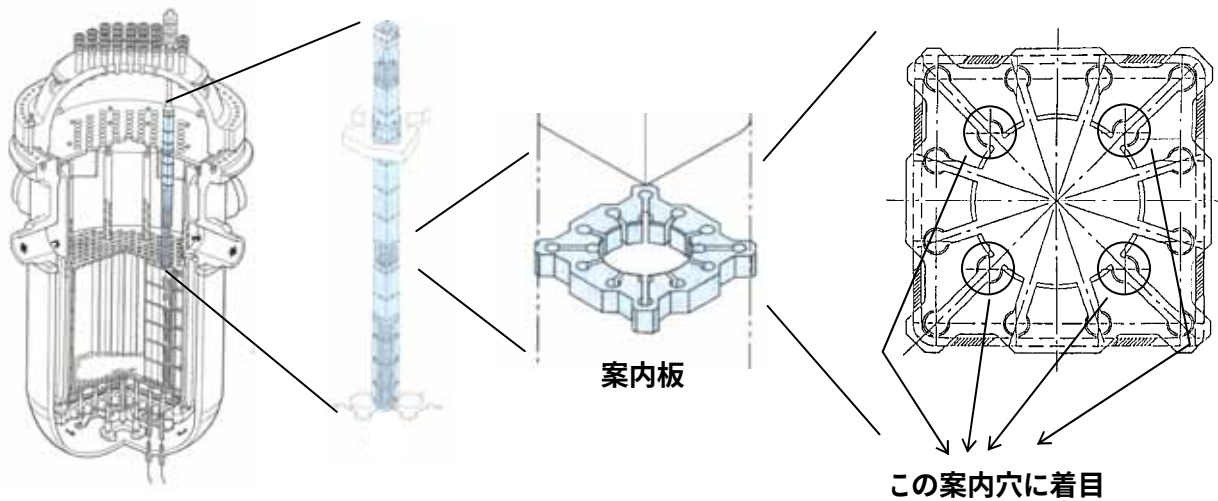


図1 制御棒クラスタ案内管 (GT) と案内板

3. 点検方法

点検方法は、目視検査等、摩耗長さが判定できる方法とする。また摩耗長さの定義を図 2 に示す。

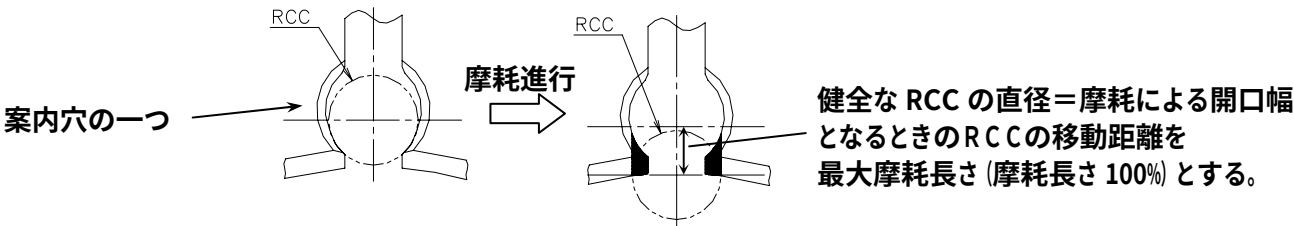


図 2 摩耗長さの定義

4. 管理摩耗長さ及び摩耗進行予測の考え方

GT案内板の摩耗を管理するための基準、及びその進行予測を以下のように定める。

〔管理摩耗長さ〕

GTの機能維持を、S2地震時にRCCが、案内穴から抜け出さないこととし、RCCの摩耗*を考慮した、「66～94%摩耗長さ(グループ1の例)」を、管理摩耗長さとする。

*:RCC点検結果を反映する

〔摩耗進行予測〕

GT一体の全ての案内板における単位時間あたりの摩耗体積の和は一定と仮定し、一枚の案内板に摩耗が集中し、摩耗速度が速くなる保守側なRCC変形モードを仮定する。摩耗進行予測を図 3 に示す。

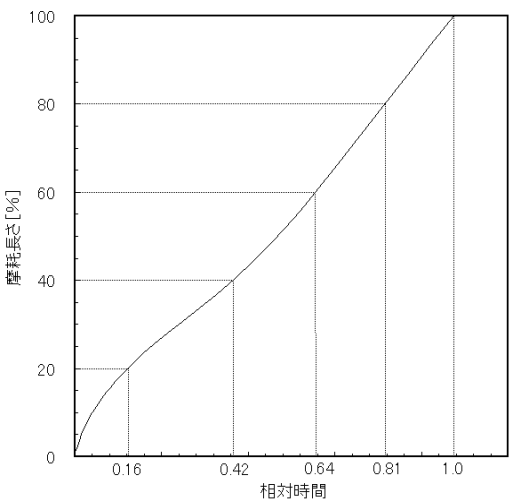


図 3 摩耗進行予測
(時間は相対値)

5. 点検開始時期及び点検周期の考え方

●点検開始時期は、本ガイドライン制定後、各プラントで他の点検計画を考慮して適宜行う。

●次回点検は最新の点検結果を通してフィッティングした摩耗進行予測で、管理摩耗長さに達すると予測される時期までに行う。但し管理摩耗長さには、RCCの摩耗を反映できるものとする。
尚、同一グループ内で先行して点検したプラントの点検結果、あるいは技術的根拠がある場合は、点検周期を別途、設定できる。

●次回点検までの摩耗進行予測が、管理摩耗長さ以下となるよう、点検周期を設定できない場合は、取替等の対策を実施するか、詳細評価にて次回点検まで継続使用が可能であることを、示さねばならない。また、点検の代わりに、別途、予防保全措置を選択することもできる。

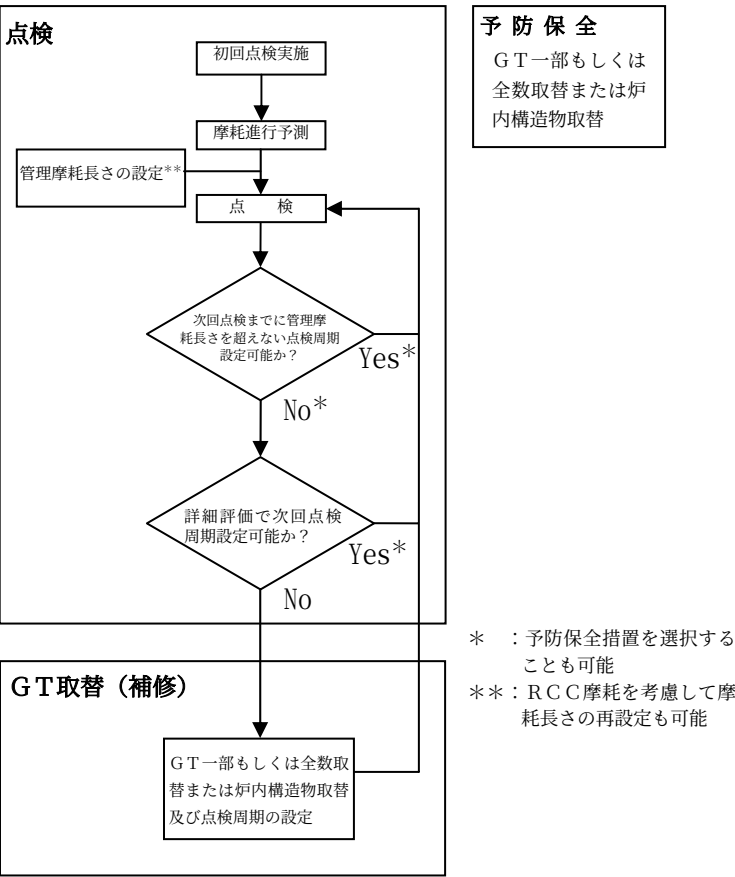


図 4 点検フロー

*：予防保全措置を選択することも可能
**：RCC摩耗を考慮して摩耗長さの再設定も可能

BWR 補修工法ガイドライン[ウェルドオーバーレイ工法]の概要

1. ウェルドオーバーレイ工法の概要

ウェルドオーバーレイ（WOL）工法は、き裂が発生したオーステナイト系ステンレス鋼製の一次系配管等の周溶接継手に対して、自動ティグ溶接を用いて、耐 IGSCC 性に優れた溶接金属（フェライト含有量の高い低炭素オーステナイト系ステンレス鋼溶接材料）を当該配管の外周にわたり複数層の肉盛溶接を施工することにより、構造健全性を確保、維持する補修工法である。WOL 工法の概念図を図 1 に示す。

2. 工法の適用範囲

WOL 工法の適用範囲を表 1 及び図 2 に示す。

表 1 工法の適用範囲

項目	適用条件
(a)口径	100A～700A
(b)母材の厚さ	14.0～46.0mm
(c)対象材料	P-8
(d)溶接金属	A-7
(e)適用部位	周継手部
(f)適用可能き裂	原配管外表面の開先エッジの両端から13mm以内、かつ外表面から7mm以上の範囲に存在するき裂（図 2 参照）

3. 工法適用の条件

表 2 に示す溶接条件について事前に溶接施工法の確認試験を実施し、施工法を確立しておくこと。

表 2 溶接条件

項目	適用条件
(a)継手種別	肉盛溶接の継手
(b)溶接方法	自動ティグ溶接
(c)溶加材	R-7
(d)溶加材の炭素含有量	0.030 % 以下
(e)積層数	最小2層 (強度上有効な層)
(f)内面水冷	有り（流速は0 m/s 以上）
(g)溶接条件	
溶接入熱量	6.9～15.8 kJ/cm
パス間温度	150℃ 以下

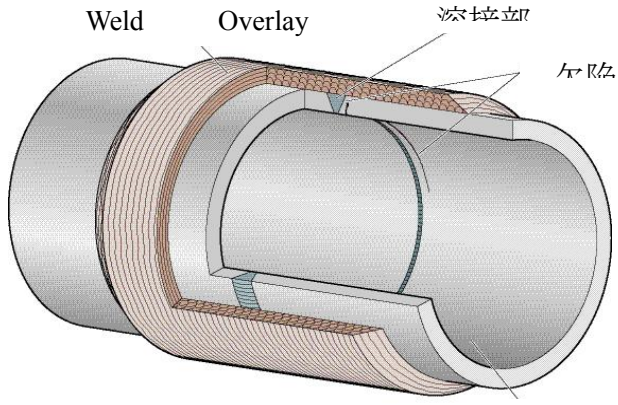


図 1 WOL 工法の概念図

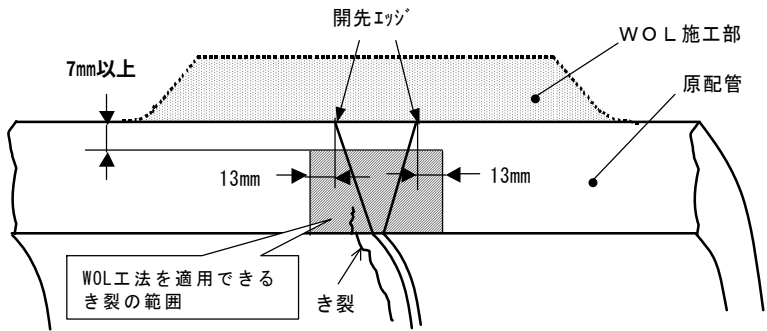
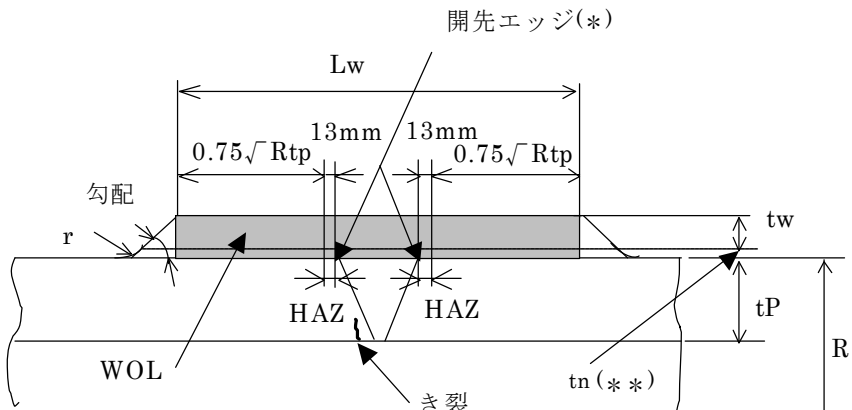


図 2 適用可能き裂



R：原配管の外半径（mm）
tp：原配管の厚さ（mm）
tw：WOL の厚さ（mm）平均 FN7.5 以上、かつ、最小 FN5.0 以上の強度上有効な層の厚さ）

(*)：原配管溶接中心から図面寸法により求めた長さに相当する位置
(**)：tn は平均 FN7.5 未満、又は、最小 FN5.0 未満の層の厚さを示し、WOL の厚さには含めない。

図 3 WOL の構造要求

4. 工法に対する要求事項

4.1WOL の構造（図 3 参照）

(1)。WOL の厚さ

WOL の厚さは、以下を満足するようにしなければならない。

(a)360° 貫通き裂が原配管に存在したとしても破壊しない強度を有していなければならない。

(b)原配管と WOL の厚さを加えた厚さの 75%を越える領域にはき裂が存在してはならない。（設計上は t_w を $t_p/3$ 以上とする必要がある）

(c)内圧による軸方向応力、自重及び地震力による軸方向荷重により発生する応力の総和が設計応力強さ（Sm）以下でなければならない。

(d)プラント寿命中における疲労によるき裂進展量を算出し、必要 WOL 厚さに加えなければならない。

(e)WOL の厚さは、フェライト番号（FN）の測定値で、平均 FN7.5 以上、かつ、最小 FN5.0 以上の強度上有効な層の厚さとし、これを満足しない平均 FN7.5 未満、又は、最小 FN5.0 未満の層は、WOL の厚さを含めないものとする。ここで、WOL 施工部の厚さは、FN7.5 未満の層の厚さに強度上有効な WOL の厚さを加えたものとなる。

(2)WOL の長さ

WOL の長さは、以下を満足するようにする。

(a)原配管周溶接 HAZ 部から両側に $0.75\sqrt{Rt_p}$ 以上の長さを有していなければならない。

(b)供用期間中検査で要求される範囲について超音波探傷試験（UT）が可能でなければならない。

(3)端部形状

(a)溶接止端部の勾配は、30° 以下が望ましい（勾配が 30° を超え、45° 以下の範囲とする場合は、別途止端部の応力係数を定めて使用することができる）。

(b)止端部アールは $r = t_p / 2$ 以上とする。

4.2WOL 施工中の管理

WOL 溶接部は、フェライト量が平均 FN7.5 以上、かつ、最小 FN5.0 以上となるまで 1 層施工する毎にフェライト量を計測しなければならない。

5. 適用後の確認

(1)WOL 施工後の溶接検査として図 4 に示す範囲の PT 及び UT を行う。

(2)供用開始後は図 5 に示す範囲の UT を 4 運転サイクル毎に行う。

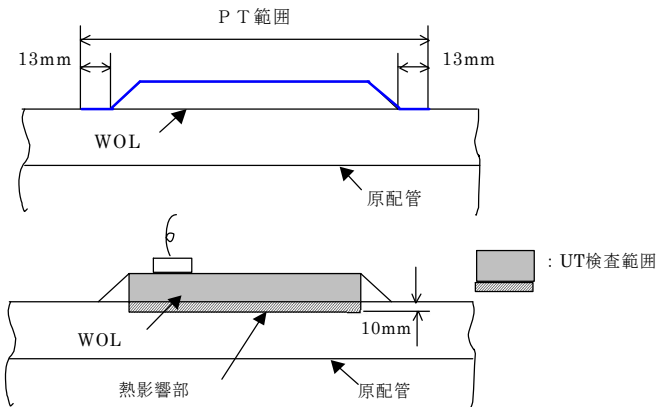


図 4 施工後の溶接検査範囲

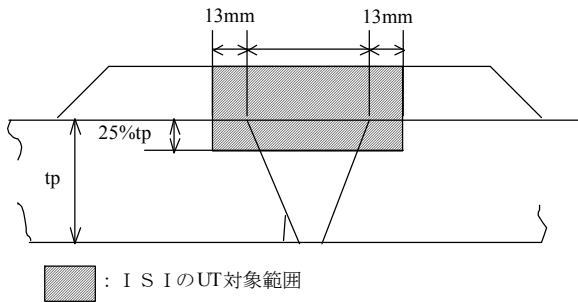


図 5 ISI の UT 検査範囲

炉内構造物等点検評価ガイドライン〔スプールピース取替（PWR取替工法）〕の概要

1. 概要

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）の原子炉容器出口管台等の管台セーフエンドの600系高ニッケル合金（ニッケルクロム鉄合金）使用部位において、万一応力腐食割れ（SCC）による損傷が発生した場合に、補修および耐SCC向上を目的に当該部を短管状に切断除去し、新しい短管（スプールピース）を耐SCC性に富む690系高ニッケル合金（ニッケルクロム鉄合金）の溶接により取り替える補修工法の適用要領についてまとめたものである。

2. 具体的な保全対象箇所

加圧水型原子力発電所の原子炉容器出口管台等の容器管台

3. 工法適用の条件

本補修工法の適用条件として、以下の項目について事前に実施・確立しておくこと。

- ① 適用範囲の設定および切断方法の確立
- ② 適用箇所の低合金鋼への690系合金肉盛溶接施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立
但し、③項の後熱処理が適用不可の場合は、テンパービード溶接方法施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立
- ③ 適用箇所の低合金鋼熱影響部の後熱処理方法による規定の均一温度領域の確保および健全性の確立
但し、規定の均一温度領域が確保できない場合には、均一温度領域を狭域とした局部後熱処理方法による健全性の確立
- ④ 適用箇所の開先加工方法の確立および加工後の健全性確認方法の確立
- ⑤ 適用箇所の短管合せの設定
- ⑥ 適用箇所の短管溶接施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立

4. 工法に対する要求事項

以下の要求事項を確認すること。

- ① 適用箇所の割れ等の損傷範囲の確認
- ② 適用対象部位の形状、寸法の確認
- ③ 以下の施工手順が溶接規格^{（注1）}を満足していることの確認

- 肉盛溶接
- 後熱処理
- 開先加工
- 短管合せ
- 溶接

なお、特殊な工法として局部後熱処理（テンパービード法適用時は不要）またはテンパービード法を適用する場合には、以下を確認

- 局部後熱処理（テンパービード法適用時は不要）は溶接熱影響部を所定の均一温度領域にできることの確認

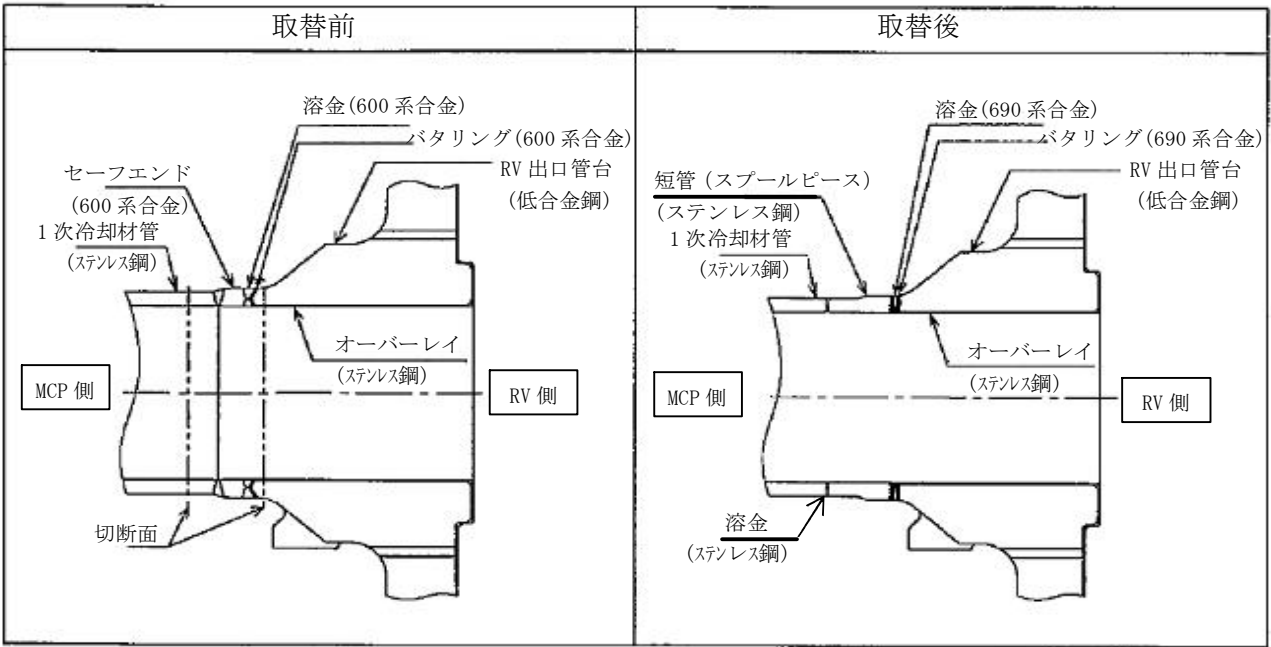
- テンパービード法は溶接施工条件の確認

④ 上記施工手順における管理項目の要求値の確認

5. 適用後の確認

本補修工法の適用後、4.④の事項が規定した管理値の範囲で施工されたことを確認すること。

図1 施工前後の構造



（注1）ガイドラインには、『電気工作物の溶接に関する技術基準－省令および解釈－』が引用されているが、当該基準が廃止されているため溶接規格と読み替えた。

補修工法ガイドライン〔封止溶接工法〕の概要

１．工法の概要

封止溶接工法は、加圧水型原子力発電所(PWR)及び沸騰水型原子力発電所(BWR)の原子炉機器を構成する高ニッケル合金(ニッケルクロム鉄合金)及びオーステナイト系ステンレス鋼の部材(母材、溶接金属)に、応力腐食割れ(SCC)によるき裂が発生した場合に適用する補修工法であり、SCCによるき裂の開口を肉盛溶接で覆うことによって、き裂を炉水環境から遮断し、SCCによるき裂進展阻止、炉水の漏えい防止を図り、機器の構造健全性を確保・維持する補修工法である。封止溶接工法としては、き裂の開口が確認された原表面に直接肉盛溶接を施工する場合(図1(a))と、原表面に追い込み加工を施した後に肉盛溶接を施工する場合(図1(b))がある。

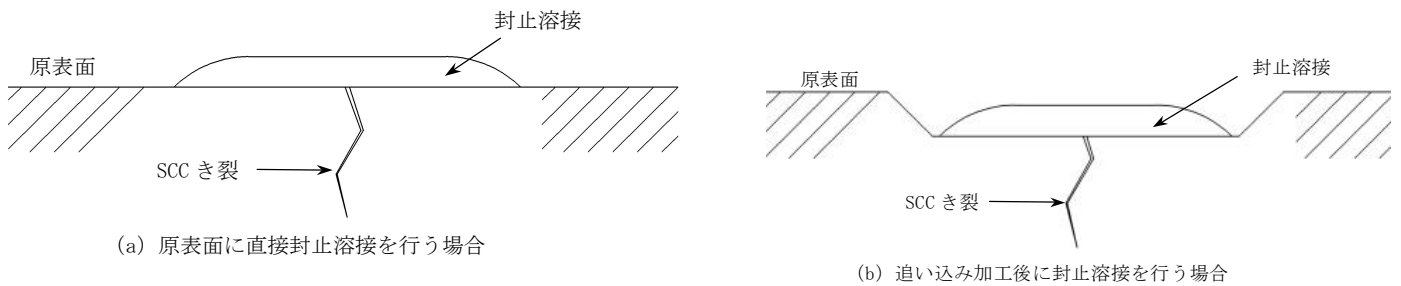


図１ 封止溶接工法概要

２．封止溶接部の構造

封止溶接は、構造健全性評価における評価期間末期のき裂進展範囲に対して、図2のように施工する。封止溶接の溶接積層数は3層以上、溶接厚さは3mm以上とし、必要厚さは、漏えい防止強度確保に必要な残存厚さ及び運転中の疲労き裂進展量の評価結果に基づき決定する。

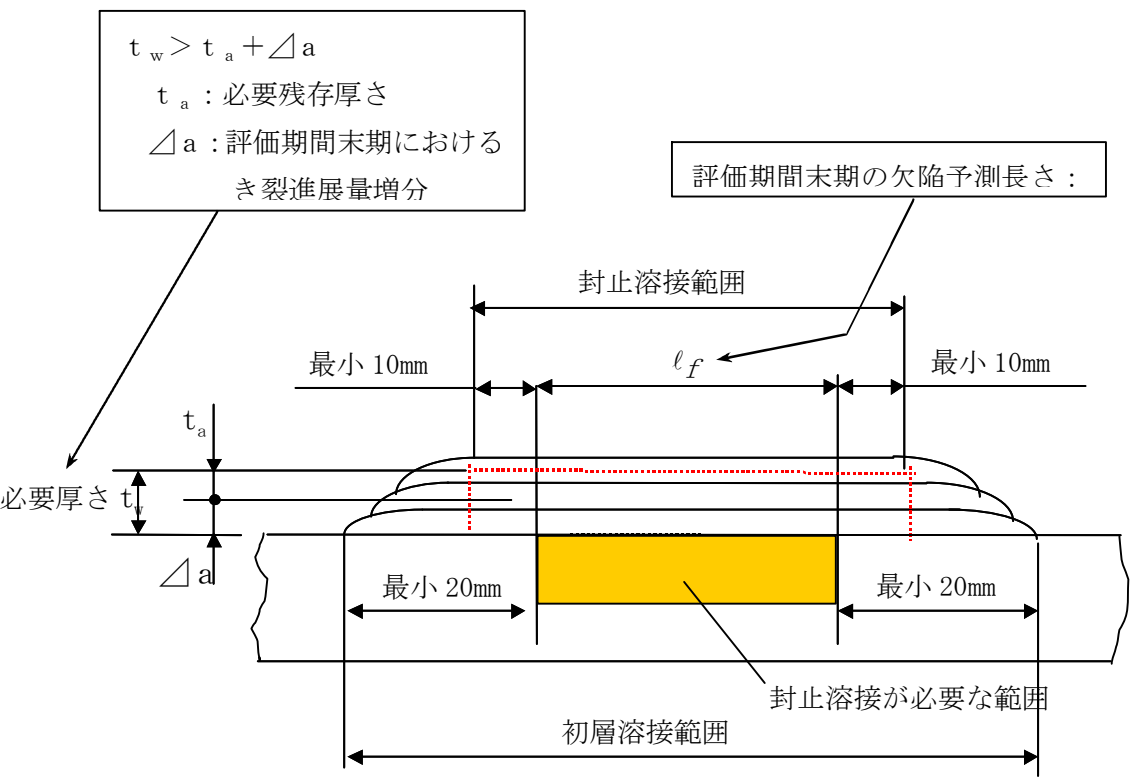


図２ 封止溶接構造及び施工範囲の一例

３．工法適用に対する要求事項

3.1 工法適用に当たっての前提条件

- (1) 封止溶接は、き裂が残存しても、機器の構造健全性が確保できる場合に限り適用すること。
- (2) 耐圧バウンダリを構成する機器の貫通き裂に適用する場合は、炉水の漏えいを防止できる厚さで封止溶接施工を行うこと。
- (3) 溶接施工面（開先面）には、補修対象き裂以外に、溶接に悪影響を及ぼす有害な異物等がないこと。
- (4) 耐 SCC 性に優れた溶接材料を用いること。
- (5) 封止溶接後の封止溶接部に対して継続的な検査が可能であること。

3.2 工法に対する要求事項

- (1) 溶接方法は自動ティグ溶接、あるいはレーザビーム溶接とし、溶接施工法は、溶接規格に準拠した溶接施工法確認試験にて確認されたものとする。また、実機施工に際しては、溶接規格に準拠した溶接士の資格管理を実施すること。
- (2) 損傷部位の状況(き裂の範囲、深さ)を把握し、封止溶接施工後の疲労によるき裂進展評価を実施すること。
- (3) 封止溶接部については、初層溶接施工後、及び残層溶接施工後に、表面検査を行うこと。
- (4) 実機溶接施工は、封止溶接施工管理要領に従い、実施すること。
 - (a) 開先面検査：目視検査にて、開先面には封止溶接対象のき裂以外に溶接に悪影響を及ぼす有害な異物等がないことを確認すること。
 - (b) 溶接条件：封止溶接施工管理要領に従った溶接条件を適用すること。
 - (c) 施工範囲・積層数：封止溶接は、欠陥の範囲を包絡するように施工し、その範囲の封止溶接厚さは最小封止溶接厚さの規定を満足するように施工すること。また積層数は、最小封止溶接厚さの規定を満足する層数以上とすること。
 - (d) 溶接中の手入れ：グラインダー、ワイヤブラシ、バフ等により、ビード表面（層間を含む）の手入れを必要に応じて行うこと。
 - (e) 手直し溶接：溶接施工過程で欠陥が発生するなどの理由により手直しが必要となった場合、あるいは(3)に規定する表面検査で判定基準を超える欠陥指示が出た場合は、手直し溶接を行うこと。なお手直し溶接は、欠陥等を除去した後に施工すること。
- (5) 封止溶接施工により、封止溶接部の近傍に引張残留応力が発生したり、溶接による材料成分の希釈により耐 SCC 性の低下が予測される場合は、ピーニングあるいは研磨等の残留応力改善効果が確認された手法を用いて、封止溶接部表面及びその近傍の表面性状改善を行うこと。
- (6) 封止溶接施工等の装置仕様(要求事項)を明確にし、封止溶接工法に対する要求事項を満足できる装置であることを確認すること。

3.3 施工後の確認事項

- (1) 封止溶接の施工範囲、封止溶接厚さが必要な寸法・形状となっていることを確認すること。
- (2) 封止溶接後に表面検査を行い、規定を満足することを確認すること。
- (3) 封止溶接施工部位について、供用期間中に非破壊検査による継続検査を行い、封止溶接部の構造健全性を確認すること。

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]の概要（案）

基本的な考え方

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）及び加圧水型原子力発電所（PWR）用機器の応力腐食割れ（SCC）に対する予防保全を目的に、機器の各部材における内表面の応力改善を図るために適用される外面からの入熱による応力改善方法の適用要領についてまとめたものである。

1. 工法の概要

オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金（ニッケルクロム鉄合金）の SCC が発生する一要因として、構造体の接液部表面における引張残留応力が挙げられる。外面からの入熱による応力改善方法は、入熱により構造体の板厚方向に温度差を発生させ、内面側を一時的に引張降伏させることにより、冷却後内面に存在する残留引張応力を圧縮側に改善する工法である。以下に、高周波誘導加熱応力改善工法（IHSI という）及びレーザー外面照射応力改善工法（L-SIP という）の概要を示す。

(1) 高周波誘導加熱応力改善工法（IHSI）

IHSI とは、機器（容器、管、ポンプ、弁）の溶接継手部の管内面を水冷しながら外面から高周波誘導コイルを用いて加熱し、管の内外面に温度差をつけることで、内面側を一時的に引張降伏させることにより内面に生じる残留引張応力を、冷却後圧縮側に改善する工法である。図1に IHSI 施工概念図、図2に IHSI による配管内面の応力ひずみ線図、図3に IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態を示す。

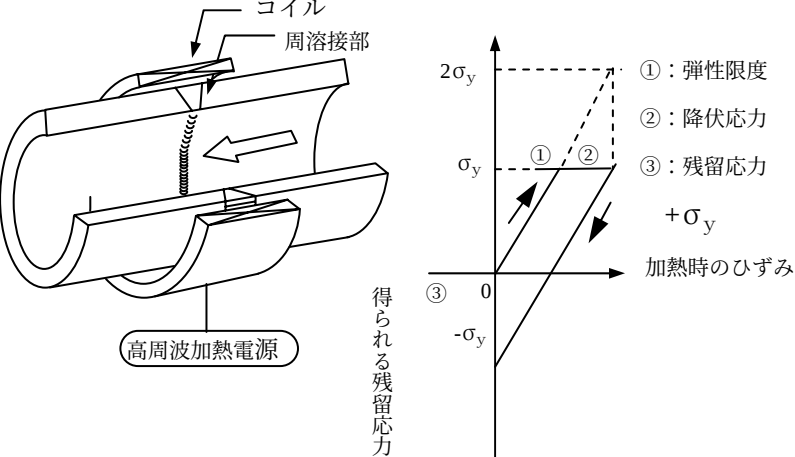


図1 IHSI 施工概念図

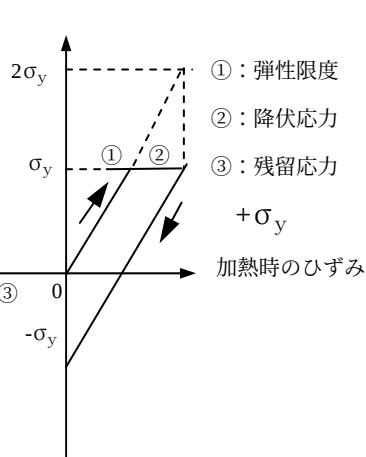


図2 IHSI 応力ひずみ線図

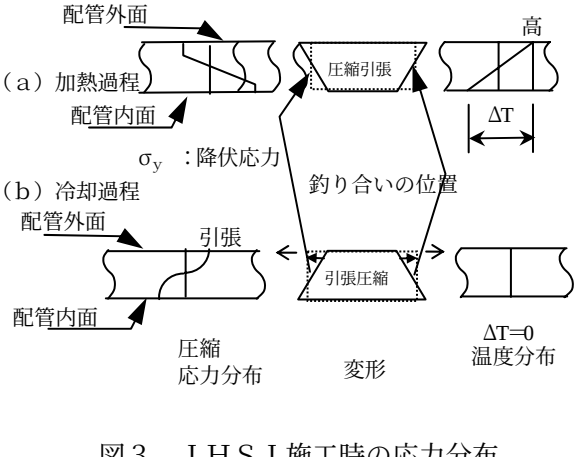


図3 IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態

(2) レーザー外面照射応力改善工法（L-SIP）

L-SIP 工法は、周溶接継手に対して、外面からレーザー照射することで、配管の内面と外面に温度差を付けて内面側を一時的に引張降伏させることにより、冷却後に溶接残留応力を圧縮応力側に改善する工法である。また、L-SIP 工法は、原理的には管内の水有り無しに関わらず管内面の溶接残留応力の改善可能な工法である。図4にL-SIP 応力改善原理を示す。

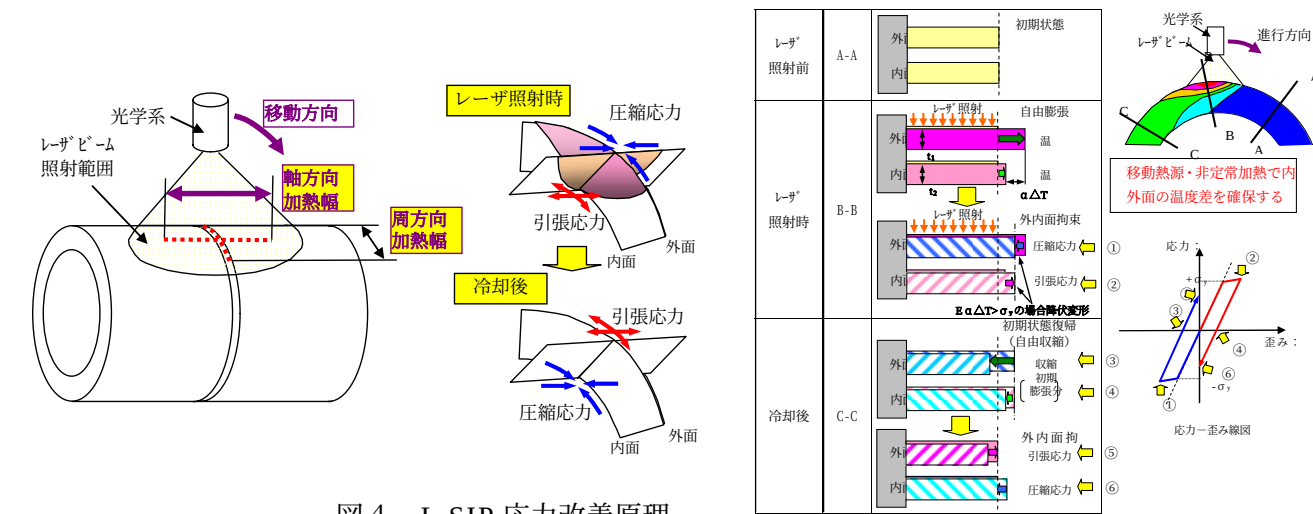


図4 L-SIP 応力改善原理

3. 工法適用の条件

本予防保全工法の適用条件として、以下の項目について事前に実施・確立しておくこと。（事前の実施・確立事項）

- (1) 本工法を適用する範囲の設定
- (2) 期待する応力改善効果の設定
- (3) 施工要領確認試験の実施期待する応力改善効果の設定
- (4) 適用箇所の施工確認方法の確立

4. 工法適用に対する要求事項

4.1 工法適用にあたっての前提条件

本予防保全工法を適用するにあたり、適用対象および工法毎に定めた前提条件に従うこと。

4.2 工法に対する要求事項

本予防保全工法を適用する場合は、適用対象および工法毎に定めた以下の要求事項を確認すること。

- (1) 適用対象部位の材料、形状、寸法の確認
- (2) 工法毎の基本支配因子の確認
- (3) 基本支配因子における管理項目の要求値の確認

参考として代表的な IHSI 適用範囲例、L-SIP 適用範囲を図5、6に示す。

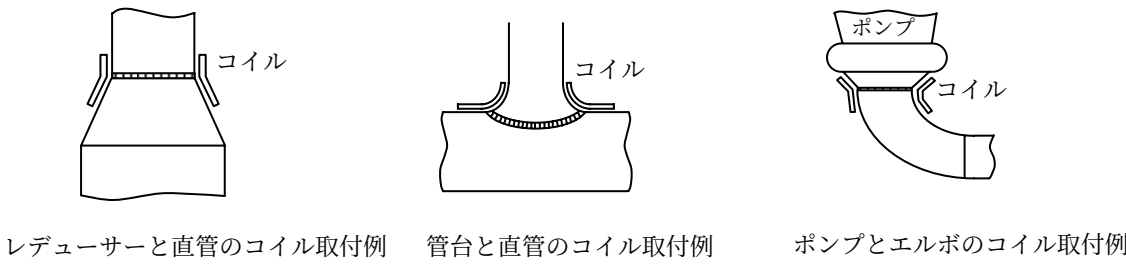


図5 IHSI 適用範囲例

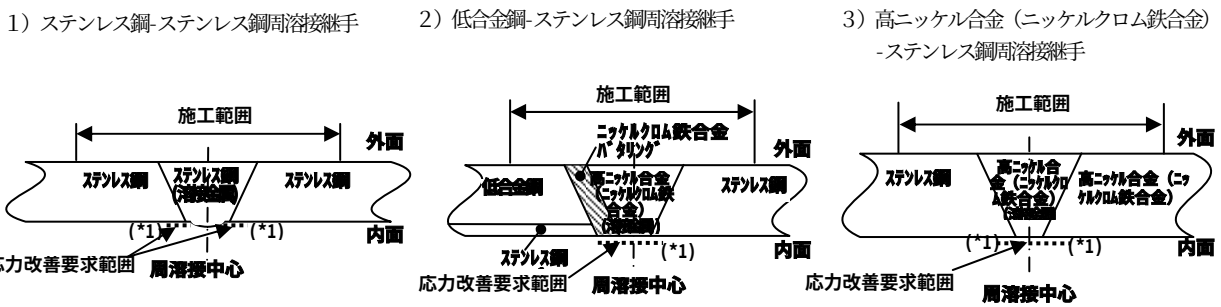


図6 L-SIP 適用範囲例

4.3 使用装置に対する要求事項

3. (3) にて実施する施工要領確認試験を実施する際に、装置仕様（要求事項）を明確にし、その仕様を満足する装置を使用すること。

4.4 オペレータに対する要求事項

本予防保全工法に対するオペレータの技量としては、装置の施工対象部位への設定、入熱条件の設定及び操作盤の操作・運転などが考えられることから、オペレータの技量の確認事項及び関連作業との確認事項を明確にし、これらの事項を達成するための訓練を実施すること。

4.5 工法適用にあたっての注意事項

過度の入熱による材料への悪影響が懸念される場合には、施工要領確認試験結果に基づき施工の重ね合わせや長時間施工等に対する施工時間の制限を設け、悪影響が懸念される場合には、施工前に影響を適切に評価するか、もしくは、施工後に健全性について確認すること。

5. 施工後の確認

本予防保全工法の施工後、上記 4.2 項に工法に対する要求事項を満足することを確認すること（施工中の確認含む）。また、施工範囲において、施工面に異常がないことを確認すること。

炉内構造物等点検評価ガイドライン〔ピーニング工法（予防保全工法）〕の概要

1. 概要

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）及び加圧水型原子力発電所（PWR）用機器の応力腐食割れ（SCC）に対する予防保全を目的に、機器の各部材における表面の応力改善を図るために適用されるピーニングの適用要領についてまとめたものである。

ピーニングは、構造体の表面に投射された媒体により生じる衝撃圧力により、表面に塑性変形（押し延ばし）を発生させ、周囲から弾性的に拘束されることで、圧縮残留応力を生成させる技術であり、構造体の表面を圧縮残留応力とすることで、SCC の発生の抑制効果が期待できる。

2. 具体的な保全対象箇所

原子力発電所のオーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金(ニッケルクロム鉄合金)を使用している機器（表１参照）

3. 工法適用の条件

本予防保全工法の適用条件として、以下の項目について事前に実施・確立しておくこと。

- ① 本工法を適用する範囲の設定
- ② 期待する応力改善効果の設定
- ③ 施工要領確認試験の実施
- ④ 適用箇所の施工確認方法の確立方法

4. 工法に対する要求事項

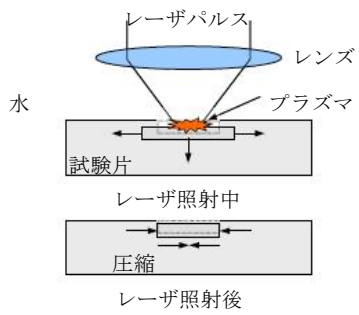
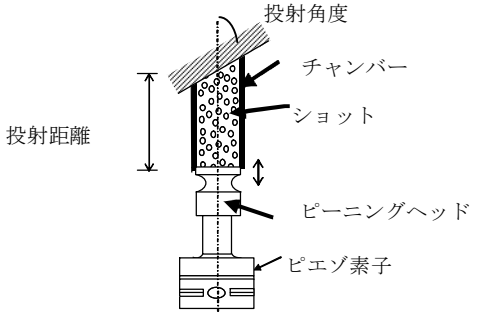
適用対象および工法毎に定めた以下の要求事項を確認すること。（表１参照）

- ① 適用対象部位の材料、形状、寸法の確認
- ② 工法毎の基本支配因子の確認
- ③ 基本支配因子における管理項目の要求値の確認

5. 施工後の確認

本予防保全工法の適用後、工法に対する要求事項を満足することを確認すること（施工中の確認含む）。また、施工範囲において、施工面に異常がないことを確認すること。

表１ 各工法の説明

工法	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
適用箇所	オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金(ニッケルクロム鉄合金)を使用している BWR 用機器 ----- 以下に示す PWR 用機器および部位 原子炉容器炉内計装筒内面、原子炉容器炉内計装筒外面、原子炉容器炉内計装筒 J 溶接部、原子炉容器出入口管台、原子炉容器安全注入管台、原子炉容器安全注入配管	オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金(ニッケルクロム鉄合金)を使用している軽水炉用機器	オーステナイト系ステンレス鋼および高ニッケル合金(ニッケルクロム鉄合金)を使用している内径 600mm 以上の管または板
媒体	気泡（気体）	プラズマ（気体）	ショット（固体）
対象材料の周辺環境	水中	水雰囲気	気中
原理	高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーション気泡が崩壊する際の衝撃圧を利用して、材料表面に塑性変形を起こさせ、構造体の表面を圧縮残留応力とする工法。	パルス発振のレーザを水中または水膜で覆われた材料に照射した時、表面に発生する高圧プラズマの衝撃圧で施工対象の表面を押圧し、表面の残留応力を引張から圧縮に改善する工法。	超音波振動を駆動源としたショット材を対象部位に衝突させ、その衝撃圧を利用して、材料表面に塑性変形を起こさせ、構造体の表面を圧縮残留応力とする工法。
前提条件	噴射流体（水）、周囲流体（水）	水雰囲気	ショット材（固体）、周囲流体（気体）
基本支配因子 〔（ ）は確認項目ではない。〕	流速〔ノズル形状、噴射流量〕、 噴射距離、噴射時間、噴射角度 （下流部圧力、流体の蒸気圧、流体の密度）	パルスエネルギー、スポット径、照射回数 （パルス幅、水の密度、水中の音速）	振幅、周波数、ショット材質、ショット形状、 投入量〔充填量〕、投射距離、投射時間、投射角度 （投射姿勢）
模式図			

補修工法、予防保全工法における基本支配因子の定義について

1. 工法が活用している原理と現象/メカニズム

如何なる工法も、ある特定の現象/メカニズムを利用し、それを用いて被施工部に一定の効果が得られるように開発されたものである。工法の効果を確実に得るためには、その現象/メカニズムを支配する基本的な因子や現場施工の諸条件をコントロールする必要がある、これには下記に関連する多くの因子が関与していると考えられる。

- (1) その現象/メカニズムを作り出す装置/部分の物理的条件
- (2) 被施工部およびその周辺の物理的条件
- (3) その工法の施工手順、要領等

これら多くの因子は、一般にそれぞれの因子間で、ある特定の関係があり、それらを支配する支配方程式が存在すると考えられる。この支配方程式を完全に明確にすることができれば、ある工法の有効性を確保するに当たって、多くの前提や特定の条件を細かく規定せず、基本的な因子(独立変数)のみを特定するだけで、融通性の高い規定とする事が出来る。すなわち、支配方程式という、完全に一般的な規定の仕方で「補修・予防保全工法ガイドライン」を規定することができる。しかし、それは一般に容易ではない。

2. 工法の効果を確実に確保するための規定方法

前項で述べたように、数多くの因子(支配因子)から構成される支配方程式を完全に明確にすることは、一般に容易ではない。しかし、①ある前提条件を規定し、②その条件の下に限定的な支配方程式を明確にし、さらに③支配因子に影響する施工手順・要領等の規定を定めれば、全体として効果の期待できる工法を比較的容易に規定することが出来ると考えられる。

このため、下記のような考え方を取り入れて、補修・予防保全工法のガイドラインを規定することとしたい。

(1) 前提条件

開発された工法は、施工対象や周辺環境などを事前に想定しており、それらは工法開発の前提となっている。例えば、炉内構造物を対象とする場合、想定している施工対象部は、数十℃以下の水中であり、対象の材質はオーステナイト系ステンレス鋼か、あるいは高ニッケル基合金である。

このように、前提条件を設けると、数多くの支配因子が固定され、残る支配因子(変数)を絞り込む事が可能となるため、工法の有効性を確認する試験の試験マトリックスや試験条件を限定できる利点がある。その反面、特定の条件や制限に縛られることとなり、工法適用の融通性が低くなる。

(2) 基本支配因子

上記前提条件の下に成立する一般理論式で規定された限定的な支配方

程式を明確にし、その方程式を構成している各支配因子を規定するとともに、その基本となる支配因子を変化させ、その変化範囲でモックアップ試験を実施して工法の有効性を確認すれば、その範囲内で当該工法を実機に適用できるとするガイドラインを規定する。

このようにすれば、特定の固定された条件でなく、支配方程式が成立し、モックアップ試験で工法の有効性を確認した範囲内で工法を施工することが可能となる。すなわち、支配方程式が成立する範囲内でその支配方程式を構成する変数(支配因子)を変化させても工法の有効性を確保できるという融通性を確保できる。

(3) 施工手順・要領等の規定事項

上記の支配因子を規定しても、工法の有効性を確認する試験と同じ施工手順や要領などの支配因子に影響する必要不可欠な最小限の条件を明確にし、それらを工法のガイドラインの中で規定することは必要であると考えられるため、ガイドラインの規定事項とする。

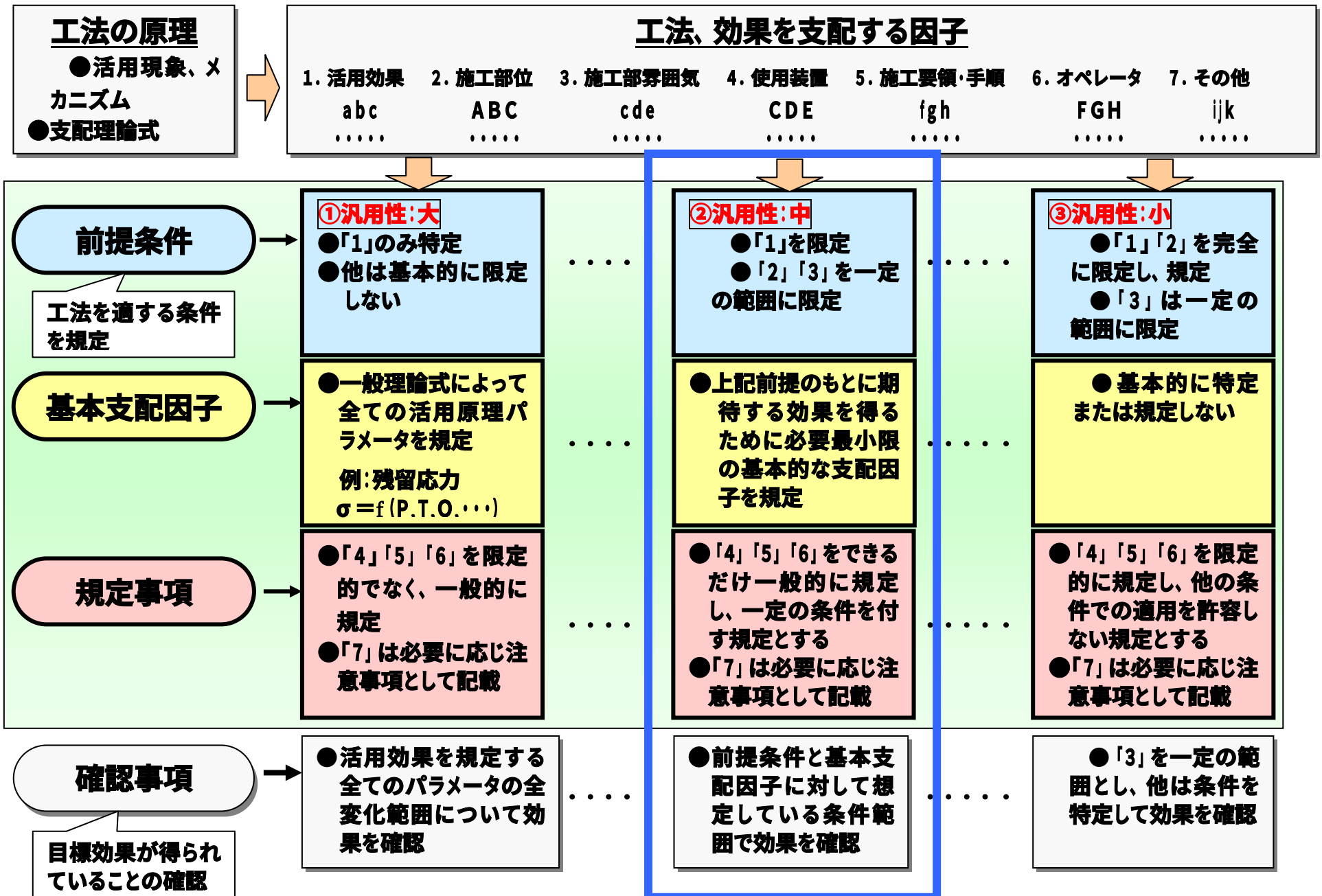
以上のように、補修・予防保全工法を規定する方法として、「①前提条件」、「②基本支配因子」、「③施工手順・要領等の規定事項」の3つの事項を定義し、これら全体で工法のガイドラインを規定する。このようにすれば、効果の期待できる工法を比較的容易に規定することが出来ると考えられる。

3. 基本支配因子の定義

以上の検討より、工法の基本支配因子を下記のように定義する事としたい。
すなわち、基本支配因子とは、

「工法の活用効果を支配する支配方程式中の変数または独立変数であり、工法の有効性を確保する上でコントロールすることが必要不可欠で、かつモックアップ試験等によりその有効範囲が確認された基本的な支配因子」
のことである。

以 上



実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要（BWR）

添付資料－１２

補修工法		機器	炉心 シユラウド	シユラウドサポ-ト	上部 格子板	炉心 支持板	ジェ-ットポンプ	炉心スプレ-配管 及びスパ-シヤ	ICMハウジング	CRDハウジング	ほう酸水注入・ 差圧検出配管	蒸気乾燥器	気水分離器	配管	その他	GL化	JSME規格化	備考
取替			●	◎*	●	●	●	●	●	◎	●	●		●	◎		●	炉心シユラウド、CS 配管、ICM/CRD ハウジングは単独取替可能 *アクセスホールカバーは取替実績あり。
機械的補修																		
	タイロッド工法		●													●*	○	シユラウド点検評価ガイドライン（第3版）として発行済み。
	SMAカップリング工法						●		●									
	補助ウェッジ工法						●											
	メカニカルシール工法									●								損傷部位により適用不可
	拡管工法								●	●							●	
	き裂進展止め穴工法											◎						
溶接等による補修	水中溶接（湿式）		◎*	◎	◎*	◎*	◎	◎	◎	◎	◎	●			◎		●	*高中性子照射部については開発中
	水中溶接（乾式）		◎*	◎	◎*	◎*	◎	◎	◎	◎	◎	◎			◎		●	*高中性子照射部については開発中
	封止溶接工法		◎	◎			◎	◎	◎	◎	◎					◎	○	
	スリーブ工法								●	◎							●	
	当て板溶接							●				◎					●	
	ウェルド・オーバーレイ（WOL）工法													◎		●	◎	

●：開発済、実機適用実績あり ◎：開発済、実機適用可能 ○：開発中／予定

「JSME 規格化」欄：●：JSME 維持規格補修編に記載あり ◎：JSME 化予定 ○：今後検討

「GL化」欄：●：GL発行済、◎：GL審議中、○：GL策定予定

実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要（PWR）

		原子炉容器	原子炉容器蓋	原子炉容器蓋用管台	原子炉容器出入口管台	炉内構造物	炉内計装筒	バツフルフォーマボルト	制御棒クラスタ案内管	蒸気発生器	蒸気発生器出入口管台	蒸気発生器伝熱管	加圧器	加圧器管台	配管	その他	GL化	J S M E規格化	備考	
取替			●		◎	●	◎/○	●	●	●	●		○	●	●			●		スプールピース取替工法がGL済み
機械的補修	切削、研削、研磨				●		●				●							◎		
	伝熱管スリーブ拡管											●							●	
	伝熱管機械的施栓											●							●	
	接着材														●					
	充填材														●					
溶接等による補修	水中溶接（乾式）															●				SFPリッキングにて実績あり
	テンパービード溶接				●/○									●					●	
	クラッド溶接			◎	●						○									
	封止溶接工法			●														●	○	
	伝熱管スリーブティグ溶接											●							●	
	伝熱管スリーブレーザ溶接											●							●	
	伝熱管スリーブろう付											●							●	
	伝熱管溶接施栓											●							●	
	容器貫通接合部キャップ補修						◎												●	
	WOL														○			○	○	PWR用として要GL化・要規格化
当て板溶接																●			再処理プラントのSFPライニングにて実績あり	
予防保全	ピーニング（WJP）				●		●											●	●	
	ピーニング（SP、USP）			●							●	●						●	◎	
	L-SIP													●				●	◎	

●：開発済、実機適用実績あり ◎：開発済、実機適用可能 ○：開発中／予定

「JSME 規格化」欄：●：JSME 維持規格補修編に記載あり ◎：JSME 化予定 ○：今後検討

「GL化」欄：●：GL発行済、◎：GL審議中、○：GL策定予定

炉内構造物点検評価ガイドライン用語集

【あ】

ISI

供用期間中検査（In-Service Inspection）のこと。原子力発電所の供用期間中に実施する検査であり、我が国では日本電気協会が電気技術規程「供用期間中検査」に設備の点検基準（点検対象、範囲、方法、頻度）が定めている。

安全機能

本ガイドラインでいう安全機能とは、設置許可申請書に記載されている炉内構造物の安全機能のことであり、個別点検ガイドラインの策定に当たり各個別点検対象機器毎に設置許可記載の安全機能を整理したうえで、その安全機能が常に維持されるように点検範囲、点検時期を規定した。

安全機能を有する機器（又は部位）

炉内構造物のうち、原子炉安全機能を担っている機器又は部位を言う。たとえば、シュラウドは炉心を保持し制御棒の挿入性を確保するとともに原子炉の冷却路を形成する安全機能を持っているので、安全機能を有する機器（又は部位）に属する。

安全機能を有していない機器（又は部位）

炉内構造物のうち、原子炉安全機能を直接担っていない機器又は部位のことであり、安全機能を有する機器又は部位以外のことを言う。たとえば、蒸気乾燥器は炉心で発生した湿り蒸気の湿分を除去する機能を持っているが、原子炉を「止める」「冷やす」「閉じ込める」という安全機能を持っていないので、安全機能を有していない機器（又は部位）に属する。

ROV

遠隔操作装置（Remote Operating Vehicle）のこと。水中 TV カメラを搭載し、スクリーなどによる推進力で水中を遊泳して、水没した炉内構造物の点検対象部位に接近し、対象部位を目視点検する。操作は通常、原子炉建屋のオペレーティング・フロアにいる検査員がモニターで監視しながら、マニュアルで行う。

「い」

維持規格

本規格は、運転開始後における発電用原子力設備の維持に関する技術的諸規定を定めた

もの。アメリカ機械学会規格（ASME B&PV Code）の Sec.XI を基に、最新の技術的検討結果を加え、従来の国内の技術基準（発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令および同構造等の技術基準）との整合性も考慮している。

維持すべき機能（又は安全機能）

原子炉安全を確保する機能には、「止める」「冷やす」「閉じ込める」の3つの機能がある。これらの機能のうち、炉内構造物が担う機能に下記がある。

- （１）「止める」機能 …………… 炉心支持（制御棒挿入機能）
- （２）「冷やす」機能 …………… 冷却材流路の確保、再冠水能力の確保
- （３）「閉じ込める」機能 …………… 圧力バウンダリー機能への影響阻止

これらが炉内構造物の維持すべき機能（又は安全機能）であると考えられる。

一般点検

経年変化事象の顕在化が想定される部位については、これまでの運転保守経験や試験研究などの最新知見に基づいて経年変化事象の発生・進展を考慮しても、原子炉安全機能や構造強度が常に維持できるように点検範囲や点検時期を決定し、これに従って詳細な点検を実施する。これが「個別点検」である。

このように規定された「個別点検」を適切に実施すれば、炉内構造物の安全機能を常に維持できるので、炉内構造物の点検は「個別点検」のみで十分であると考えられるが、最新知見で想定していない事や未知の経年変化事象の存在を完全に否定することは不可能であるため、深層防護の観点から、「個別点検」とは別に、炉内構造物を構成する全ての機器の代表部位全体（経年変化事象が想定されない部位も含む。）を念のため点検する基準として「一般点検」を規定することとした。従って、「一般点検」は「個別点検」を補完する点検と位置付けられる。

ET

渦電流探傷検査（Eddy Current Test）こと。電磁誘導現象を利用して金属内の欠陥を検出する検査技術の一つ。

LOCA

原子炉冷却系などの破損により冷却材が炉内より失われることによって生じる原子炉の事故。炉心が加熱して溶融したり、原子炉が暴走したりするなどの現象が起こる。

〔う〕

[え]

SCC

応力腐食割れ (Stress Corrosion Cracking) のことで、材質、応力、環境の3要素が一定の条件を満たした時に金属が割れる現象。炉内構造物は主にオーステナイト系ステンレス鋼や高ニッケル基合金（インコネル）で製造されているが、前者は溶接による熱影響部などに、後者は溶接金属部などに発生する場合がある。

S₁地震

基準地震動 **S₁** をもたらす地震（設計用最強地震）は、その敷地で予想される最強の地震と考えられ、歴史的資料から過去において敷地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こり、敷地及びその周辺に同様の影響を与えるおそれのある地震及び近い将来敷地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震のうちから最も影響の大きいものが選ばれる。

S₂地震

基準地震動 **S₂** をもたらす地震（設計用限界地震）は、設計用最強地震に比べて発生の可能性は極めて低いが、仮に起こったとすると、基準地震動 **S₁** を上回る影響を敷地に与えることが否定できない場合に想定される。活動度の低い敷地周辺の活断層、地震学の知見から得られる地域ごとの地震の上限、直下地震などを調べて、その中で最も影響の大きいものを想定する。

[お]

応力腐食割れ

材質、応力、環境の3要素が一定の条件を満たした時に金属が割れる現象。炉内構造物は主にオーステナイト系ステンレス鋼や高ニッケル基合金（インコネル）で製造されているが、前者は溶接による熱影響部などに、後者は溶接金属部などに発生する場合がある。

[か]

[き]

機械的補修

溶接などの素材を変化させる接合方法を用いず、ボルト等の機械的要素のみで構成された補修装置を用いて経年変化部位を補修すること。形状記憶合金による補修などもこれに

含まれる。「溶接等による補修」に対する用語。

許容残存断面積

溶接部等に欠陥が発生・進展し、強度部材としての断面積が徐々に失われたとしても、少なくとも、この断面積が残っていれば、当該機器の構造強度、安全機能が維持されることを保証できる断面積。通常、地震荷重がこの断面積を決定する主要な要素となっており、この断面積が残っていれば、地震が発生しても当該機器の構造強度、安全機能を維持できる。

許容残存長さ

配管状構造物の周方向溶接部などで、き裂が発生・進展すると、通常、き裂は先ず板厚を貫通し、その後、周方向に進展する。この場合、き裂が周方向に徐々に進展し、健全な配管溶接部長さが徐々に失われたとしても、少なくとも、この溶接部長さが残っていれば、当該機器の構造強度、安全機能が維持されることを保証できる健全部長さ。通常、地震荷重がこの長さを決定する主要な要素となっており、この長さが残っていれば、地震が発生しても当該機器の構造強度、安全機能を維持できる。

基本支配因子

補修または予防保全工法に適用する用語。工法の活用効果を支配する支配方程式中の変数または独立変数であり、工法の有効性を確保する上でコントロールすることが必要不可欠で、かつモックアップ試験等によりその有効範囲が確認された基本的な支配因子のことをいう。

【く】

【け】

経年変化事象

一般に機器を構成している金属やケーブルの被覆材、コンクリートなどの材料は、使用状態に晒されると、時間とともに変化することが知られている。このように材料が時間とともに変化することを経年変化と言い、その時に発生する事象を経年変化事象という。たとえば、金属材料に繰り返し荷重が作用すると、一定の条件下でき裂が発生・進展する。この経年変化事象を疲労と言う。（「高経年化事象」の欄参照）

径方向溶接部

原子炉(圧力)容器は円筒形である。このため、原子炉(圧力)容器の軸方向を軸として、周方向、径方向の極座標を考える。径方向溶接部はこの極座標の径方向に一致する方向の溶接部を指す。

原子炉安全機能

下記 3 つの安全機能のことであり、これらのうち、少なくとも 1 つの安全機能に直接関係する機能を有する機器又は部位は「安全機能を有する機器」に属する。

- (1) 原子炉を「止める」機能
- (2) 原子炉を「冷やす」機能
- (3) 放射能を「閉じ込める」機能

健全部

炉内構造物を点検した結果、経年変件事象の顕在化が認められない部分を健全部という。これに対し、経年変件事象の顕在化が点検で確認された部分を欠陥部という。

【こ】

高経年化事象

一般に機器を構成している金属やケーブルの被覆材、コンクリートなどの材料は、使用状態に晒されると、時間とともに経年変化が進行する。この経年変化の進行速度は、一般に下記の 3 つの要素で決まると考えられる。

- (1) 材料（材質、製造プロセス、加工方法など）
- (2) 環境（水質、使用温度、使用圧力、運転履歴など）
- (3) 負荷荷重（溶接残留応力を含む運転中に作用する応力）

これら 3 要素がどのような条件にあるかで、機器に生じる経年変化の進行速度が決まる。すなわち、3 要素の条件が厳しくなければ、経年変化の進行速度が遅く、経年変化は緩やかに進むことになる。逆に、条件が厳しければ、経年変化の進行速度が速くなり、経年変化は速く進むことになる。この事は、応力腐食割れが必ずしも運転年数の長いプラントで発生するのではなく、比較的運転年数の短いプラントでも発生するという過去の実績と符合する。

以上のように、経年変件事象は、その進行速度の違いで比較的早い時期に顕在化し進展する場合があるが、逆に長期間を要して、ゆっくり顕在化し、徐々に進展する場合もある。要するに、経年変化進行速度の違いは、上記 3 つの条件の違いで生じているのであり、比較的速く進行する経年変化も、ゆっくり進行する経年変化も、同じ経年変件事象であると考えられる。

以上より、「高経年化事象」を定義すると、「高経年化事象」とは、経年変件事象が長時間(たとえば、運転開始後 30 年以上)を経て顕在化する経年変件事象であると定義することができる。

構造強度上重要

一般に炉内構造物に応力腐食割れのような経年変化事象が発生・進展すると、構造強度が低下する。しかし、炉内構造物の部位によっては、たとえ経年変化事象が発生・進展しても、ほとんど構造強度が低下しない部位がある。これに対し、経年変化事象が発生・進展すると、構造強度が大幅に低下する部位がある。このように、経年変化事象が発生・進展すると構造強度上大きな影響がある部位は、炉内構造物を維持管理する上で非常に重要であり、注目する必要がある。この観点から本ガイドラインは「構造強度上重要」という語句を用いている。

告示第501号

通商産業省（現経済産業省）の告示で、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」のこと。原子力設備の材料、構造、強度、耐圧漏洩試験などに関する基準を規定している。
なお、本告示は、2005年10月31日付けにて廃止された。

個別点検

経年変化事象が想定される部位については、これまでの運転保守経験や試験研究などの最新知見に基づいて経年変化事象の発生・進展を考慮しても、原子炉安全機能や構造強度が常に維持できるように点検範囲や点検周期を決定し、これに従って詳細な点検を実施する。この点検を「個別点検」と言う。なお、深層防護の観点から、個別点検を補完する点検として別途「一般点検」を規定している。

【さ】

再点検

「初回点検」後の運転中に初回点検で発見されたき裂の進展や新たなき裂の発生・進展を仮定しても、原子炉安全機能や構造強度を十分確保できると考えられる時期に再度点検を実施する。これを「再点検」と言う。

再冠水

冷却材喪失事故（LOCA）が生じ、原子炉（圧力）容器内の冷却材水位が一旦低下した後、非常用炉心冷却系などによる注水で炉心が再び冠水し、燃料からの熱を除去できる状態にすること。

残存断面積

き裂などの経年変化事象が発生・進展すると予測される部位を除いた炉内構造物の断面積であり、所期の強度が期待でき、荷重を分担できる断面積のこと。点検不可部分は経年変化事象の有無に係らずこれに含めない。

残存長さ

き裂などの経年変化事象が発生・進展すると予測される部位を除いた炉内構造物の溶接線長さであり、所期の強度が期待でき、荷重を分担できる溶接線長さのこと。点検不可部分は経年変化事象の有無に係らずこれに含めない。

【し】

J E A C 4 2 0 5

日本電気協会発行の電気技術規程「供用期間中検査」のこと。原子力設備の点検基準（点検対象、範囲、方法、頻度）を定めている。

初回点検

経年変化事象の発生・進展を考慮しても、原子炉安全機能や構造強度を十分確保できると考えられる時期に、運転開始以来、初めて実施する点検を「初回点検」という。

周方向溶接部

原子炉(圧力)容器は円筒形である。このため、原子炉(圧力)容器の軸方向を軸として、周方向、径方向の極座標を考える。周方向溶接部はこの極座標の周方向に一致する方向の溶接部を指す。

【す】

【せ】

接近性

炉内構造物は形状が複雑であり、水没しているということだけでなく、原子炉建屋のオペレーティング・フロアから遠いので、遠隔で点検装置を点検部位に接近させるのは通常容易でない。このような条件下にある炉内構造物の点検を考える場合、点検装置を接近させることが出来なければ点検が成立しないので、まず接近が容易か否かということが非常に重要な問題である。このため、炉内構造物の各部位への接近のし易さを評価するため、接近性という言葉を使用する。

設計・建設規格

本規格は、軽水型原子力発電設備の設計及び製造に適用する技術的諸規定を定めたもの。通商産業省（現経済産業省）が定める発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令 62 号）を受けた詳細規定となっており、アメリカ機械学会規格（ASME B&PV Code）の中中で有用かつ妥当と判断される規定や、国内試験研究の成果について技術的な検討を踏

また上で規格への反映を行っている。

【そ】

【た】

縦方向溶接部

原子炉(圧力)容器は円筒形である。このため、原子炉(圧力)容器の軸方向を軸として、周方向、径方向の極座標を考える。縦方向溶接部はこの極座標の軸方向に一致する方向の溶接部を指す。

【ち】

【つ】

【て】

点検必要範囲

経年変化事象が発生・進展すると、点検対象機器の健全部分が減少し、それに伴って構造強度と安全機能が低下する。このため、点検した時点で経年変化事象の発生・進展を考慮しても問題が生じないようにする必要がある。そこで、少なくとも次回点検時までの対象機器の安全機能を確保するため、健全であることを確認しなければならない必要最小限の点検範囲が存在する。これが点検必要範囲である。

点検範囲を広くして当該部が健全であることを確認すれば、その分、次回点検時期を遅くすることができる。逆に、点検範囲が狭いと、その分、次回点検を早めに実施することが必要となる。

【と】

取替

経年変化事象が顕在化した場合又は予防保全として実施される保全措置の一つで、既設構造物を新品と交換することをいう。通常、取替とは既設と同一設計の構造物へ変更することであるが、本ガイドラインでは材質を変更したり、一部、構造や寸法を変更したりす

ることも含む。

[な]

[に]

[ぬ]

[ね]

[の]

[は]

[ひ]

[ふ]

VT（目視検査）

目視試験（VT：Visual Test）の項を参照。

VT－1，2，3

目視試験（VT：Visual Test）の項を参照。

[へ]

[ほ]

補修

経年変化が顕在化した場合、既設構造物を取り替えずに経年変化発生部位を何らかの方法で補強又は経年変化の進行を抑制するために行う保全行為。

崩壊荷重

外部から大きな荷重が構造物に作用し、それに耐えきれなくなって破壊すること。本ガイドラインでは、経年変化事象の発生・進展を想定した炉内構造物が外力の作用によって経年変化事象発生部位から崩壊することが無いように点検基準などを定めている。

[ま]

[み]

[む]

[め]

[も]

目視試験 (VT : Visual Test)

構造物の表面状態を目視で検査し、構造物の健全性を確認する手段の一つ。電気協会発行の電気技術規程 J E A C 4 2 0 5 に下記のように定義されている。

(1) VT-1

機器表面について磨耗、き裂、腐食、侵食等の強度に影響を与える恐れのある異常を検出するために行う目視試験。

(2) VT-2

系の漏えい試験の場合に、耐圧機器からの漏えいを検出するために行う目視試験。

(3) VT-3

機器の変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落および機器表面における異常を検出するために行う試験。

目視検査

目視試験と同じ。（「目視試験」の項参照）

[や]

[ゆ]

U T

超音波探傷検査のこと。被検査体の内部に超音波を伝播させ、その反射波などにより被検査体に内在する欠陥を検出する非破壊検査手法の一つ。

[よ]

溶接等による補修

溶接等により材料を接合することによって経年変化部位を補修すること。レーザなどによる補修もこれに含まれる。「機械的補修」に対する用語。

溶接残留応力

一般に金属を溶接すると、溶融常態にある金属が凝固する過程で溶接部表面および内部に応力が残留する。これを溶接残留応力という。通常、溶接を行うと、溶接部及びその近傍の表面に引張りの応力が残留するため、これが応力腐食割れを発生させる一つの要因となる。

[ら]

炉内構造物

炉内構造物は、炉心支持構造物（告示第501号の機種区分）とそれ以外から成り、原子炉(圧力)容器内にある構造物全般をいう。

[り]

[る]

[れ]

[ろ]

[わ]

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて
(第3版)

編集者 有限責任中間法人 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 有限責任中間法人 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
