

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて
(第5版)

平成 29 年 3 月

一般社団法人 原子力安全推進協会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

はじめに

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

平成 12 年に（社）火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」は、平成 19 年より日本原子力技術協会に継承され、さらに平成 24 年 1 1 月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることと致します。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 29 年 3 月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 野本敏治

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて 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

年月	版	改訂内容	備考
14年 3月	初版発行		
17年 7月	第2版	(1) ガイドラインの責任範囲, 補修/予防保全工法における基本支配因子の定義, 用語集, BWR[差圧検出/ほう酸水注入ライン]の概要等を追加	
20年 10月	第3版	(1) 補修/取替/予防保全の基本的な考え方, 実用化されている補修工法, 関連する解説等を追加	
25年 12月	第4版	(1) 第3版の構成と本文全体を改訂 (2) 第3版以降に改訂されたガイドラインの概要を追加	
29年 3月	第5版	(1) 第4版改訂以降の検討事項を本文等に追加記載するとともに、各ガイドラインの改定内容を反映	

ガイドラインの責任範囲

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

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

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

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(平成 29 年 3 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	青木 孝行	東北大学特任教授
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	大阪大学名誉教授
委員	橋爪 秀利	東北大学教授
委員	望月 正人	大阪大学教授
幹事	村井 荘太郎	東京電力ホールディングス (株)
幹事	中野 守人	関西電力 (株)
幹事	小林 広幸	日本原子力発電 (株)
委員	勝海 和彦	北海道電力(株)
委員	菅原 岳志	東北電力 (株)
委員	庄司 卓	中部電力 (株)
委員	新屋 和彦	北陸電力 (株)
委員	桑田 賢一郎	中国電力 (株)
委員	石川 達也	四国電力 (株)
委員	大久保 康志	九州電力(株)
委員	堂崎 浩二	日本原子力発電 (株)
委員	浦辺 守	日本原子力発電 (株)
委員	枘 明彦	電源開発 (株)
委員	増田 稔	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	磯 敦夫	(株) 東芝
委員	和地 永嗣	三菱重工業 (株)
委員	太田 丈児	電力中央研究所
委員	杉江 保彰	原子力安全推進協会
事務局	関 弘明	原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて（第5版）目次

1. 経緯及び目的	1
2. ガイドラインの策定	2
2.1 ガイドラインの構造と体系	2
2.2 点検対象機器の選定	3
2.3 点検の基本的考え方	6
2.4 評価の基本的考え方	8
2.5 補修，取替及び予防保全の基本的考え方	8
2.6 制定されたガイドライン一覧	11
3. ガイドラインの活用	12
3.1 ガイドラインの役割	12
3.2 保全要求，安全機能面からの留意事項	14
4. 保全高度化に向けた課題	19

付録

付録 A-1 炉内構造物点検評価ガイドライン検討会の設立趣旨（平成 12 年当時）経緯	
付録 A-2 炉内構造物点検評価ガイドラインの全体構想（委員会設立当時）	
付録 A-3 炉内構造物等点検評価ガイドラインの全体イメージ	
付録 A-4 維持規格整備後の保全計画における選択肢	
付録 B 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	
付録 C-1 炉内構造物等点検評価ガイドラインの構造と体系	
付録 C-2 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	
付録 C-3 BWR/PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [一般点検] の概要	
付録 C-4 ガイドラインにおける構造強度評価上の保守的仮定の例	
付録 D-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	
付録 D-2 実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要	
付録 D-3 補修・予防保全後の検査について	
付録 D-4 補修・取替・予防保全に関する用語の解説	
付録 E 個別ガイドラインの概要	
付録 F BWR/PWR 各安全機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図	

1. 経緯及び目的

国内外の原子力発電所では累積運転時間の増加とともに炉内構造物の損傷事例等が報告されてきた。一方、炉内構造物の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った。

平成 11 年 12 月、敦賀発電所 1 号機でシュラウド取替工事を実施中に、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、安全上の重要度などを整理するとともに、供用中の経年劣化が想定される部位についてその経年劣化事象の進展予測評価を行い、技術的根拠が明確で合理的な点検・評価のガイドラインを作成し、国内軽水炉における炉内構造物の点検の在り方を広く一般に提言することを目的として、平成 12 年に(社)火力原子力発電技術協会に検討会が組織され、ガイドラインの整備が進められることになった(付録 A-1, 2 参照)。

本検討会では、炉内構造物等の構造、機能、運転環境及び劣化事象を総合的に勘案して、安全確保のための実力評価を行うことで、設備保全、高経年技術評価等への活用、日本機械学会維持規格の整備にも資することが可能となった。(付録 A-3, 4 参照)

さらに、劣化感受性が予想される部位について、その劣化の進行を緩和する技術、また実機の環境を考慮した補修・取替技術についても、技術的根拠が明確で実機適用可能な技術は補修・予防保全ガイドラインとして整備することになった。

これらのガイドラインは経年劣化が想定される安全上重要な炉内構造物等を対象に、原子力発電施設の保全活動を直接的に行う際に、適用しうる点検・評価及び補修・予防保全技術について、具体的な方法を示すとともに、その一般化された方法を民間規格の整備に活用しようとするものである。

本検討会は平成 19 年より日本原子力技術協会に継承され、さらに平成 24 年 11 月の日本原子力技術協会の改組に伴い、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続している。本資料は、平成 29 年 3 月時点における炉内構造物等点検評価ガイドライン整備活動の概要を紹介することを目的としている。

2. ガイドラインの策定

2.1 ガイドラインの構造と体系

ガイドライン策定の基本方針を、当初の検討に際し以下とした。

- ① 原子力安全を確保することを大前提とする。
- ② 経年変化事象の進行を考慮しても、炉内構造物等の構造強度とプラントシステムとの関連にも配慮し安全機能を維持するために必要な管理方法を明確にする。
- ③ 国際的な整合性にも配慮し、常に最新知見を反映して内容の見直しを継続して行う。

また、下記の観点より優先度を考慮し順次検討してきた。

- 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 損傷事例のある機器

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に整理した。（図 2.1）

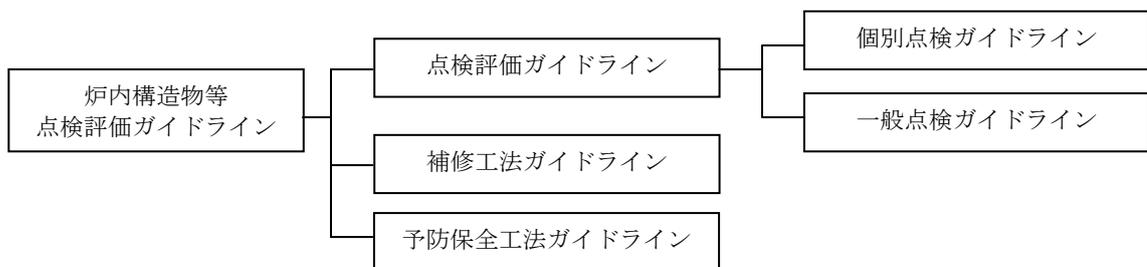


図 2.1 ガイドラインの全体構成

① 点検評価ガイドライン

基本的にその機能喪失が直ちに安全性に結びつくような原子力安全上重要な機能（以下「安全機能」）を有する機器・部品を対象としている。

a. 個別点検ガイドライン

個別点検はこのうち既知の経年劣化事象の発生の可能性がある部位に対して既往の国内外の運転実績からの損傷事例、研究開発での知見等に基づいて行うものである。

り、個別点検 GL にはその経年劣化事象に関してその部位の材料、使用環境等、並びに機器・部品の機能喪失の形態を考慮して、点検の範囲、方法、頻度及び結果の評価、並びに（必要に応じて）結果を踏まえてとるべき是正措置を示している。

b. 一般点検ガイドライン

一般点検は、安全機能を有する機器・部品であって個別点検で想定している劣化事象以外の要因による部位の損傷を対象とし、さらに、安全機能がなくても運転継続や設備保護上重要な機器・部品についても対象とした。

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、規定している。

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、予防保全後の点検等について整理し、規定している。

ガイドラインの制定と使用に際し、責任範囲を明確にした。（付録 B 参照）

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。

a. 検討対象機器の選定

b. 損傷評価

c. 保全措置の決定（点検、補修、取替、予防保全）

これら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は一定のパターンにまとめられている。また、補修・取替・予防保全ガイドラインは、点検・評価により経年変化事象が顕在化した場合に適用される。（付録 C-1）

2.2 点検対象機器の選定

(1) BWR の点検対象機器

BWR の炉内構造物の概要を図 2.2 に示す。ここで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。

(2) PWR の点検対象機器

PWR の炉内構造物の概要を図 2.3 に示す。なお、制御棒クラスタ案内管支持ピンと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。また、蓋用管台・空気抜管台は炉内計装筒と類似構造であるが、国内は原子炉容器蓋を取替・対策済（一部は計画中）である。

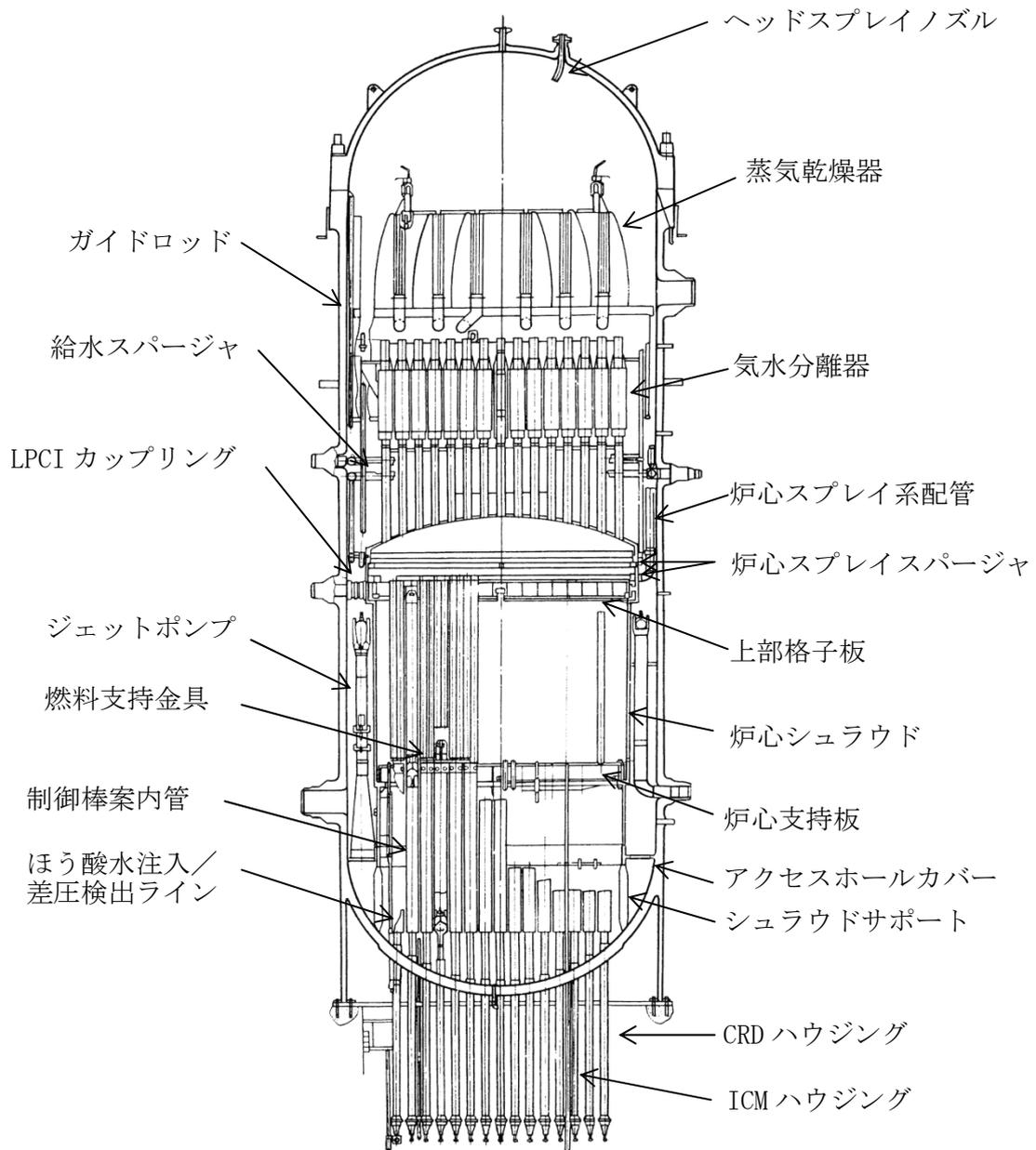


図 2.2 BWR 炉内構造物構造図

2.3 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件事象の発生・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、「個別点検」の実施により、各機器の安全機能維持を確認できると考えられるが、不確かさにも留意する必要がある。

このため、「個別点検」を補完する点検として「一般点検」を規定した。

(1)一般点検は、安全機能を有する機器・部品であって、個別点検で想定している経年劣化事象以外の要因による損傷やその兆候を検出するため、合理的な点検、評価を行うものである。また、安全機能を有しない機器・部品についても、発電所運転継続や設備保護上重要なものは一般点検の対象とする。

(2)一般点検の結果、安全機能への阻害あるいは安全機能低下の兆候が認められた場合は、一般点検の範囲拡大、間隔短縮、方法見直し、個別点検追加等を検討する。また、異常が認められない状況が継続する場合は、国内外プラントの点検実績、研究成果等の知見も加味した見直し検討を行う。

一般点検・個別点検の対象機器・部品の選定フローを図 2.4 に、BWR/PWR 一般点検ガイドラインの概要を付録 C-3 に示す。なお、一般点検に関する考え方については、これまで検討した内容を付録 C-2 に示し、これを踏まえて今後も検討を行う。

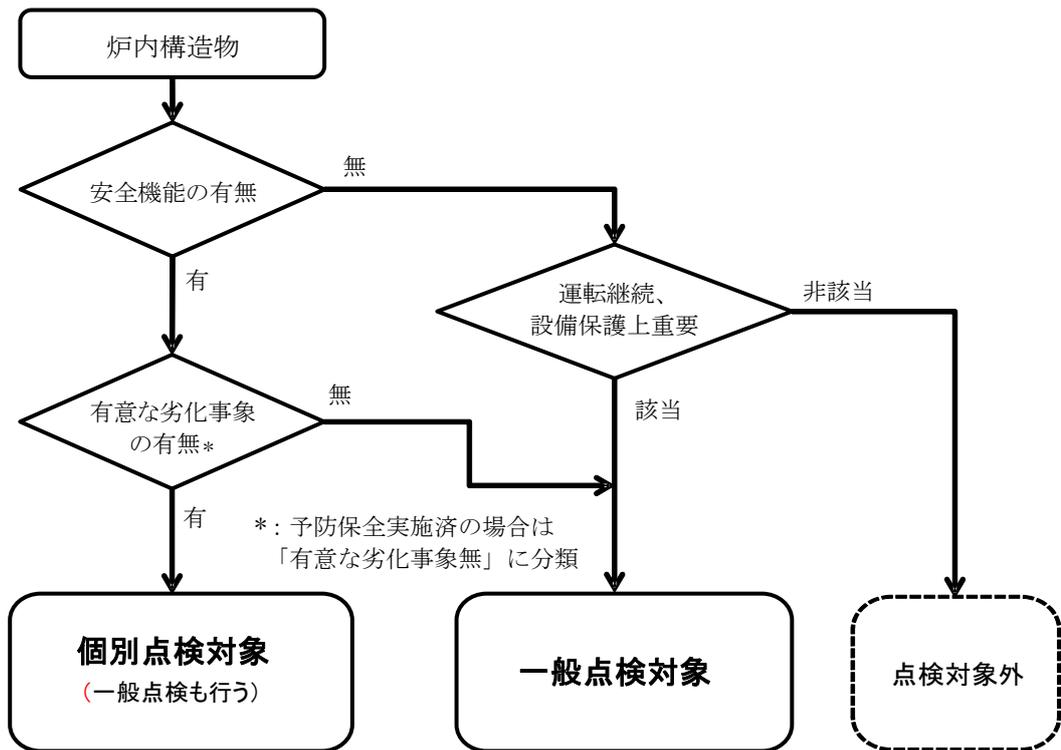


図 2.4 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

2.4 評価の基本的考え方

ガイドラインでは、点検範囲、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、以下のような保守性を持たせた手法を用いて検討している。(付録 C-4 参照)

① 構造強度評価における保守的な仮定

- a. 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無視して構造強度評価を実施する。
- b. 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した。
- c. 想定される欠陥と未点検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する。

② 初期欠陥の想定

- a. BWR の応力腐食割れについては、潜伏期間を考慮せず、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と同時に、それが運転中に進展すると仮定して評価する。
- b. 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時にあり、それが進展すると仮定して評価する。

③ 亀裂進展速度の保守的な設定

板厚貫通後の亀裂進展は、応力拡大係数に依存しない上限の亀裂進展速度を用いて評価する。

なお、点検時期は、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ている。

2.5 補修、取替及び予防保全の基本的考え方

補修、取替及び予防保全の基本的な考え方について以下に示す。

① 補修、取替及び予防保全の分類

「補修」は、経年変理事象が顕在化した場合、既設構造物を取替えずに経年変理事象発生部位を何らかの方法で補強又は経年変理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、経年変理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、経年変理事象を特定し、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。）

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」に大別される。

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のガイドラインが適用される。

一方、配管、容器、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の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のガイドラインを適用する。補修、取替及び予防保全工法の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「その他の安全機能」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の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の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。

a. 機械的補修施工後の点検

- ・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。
- ・機械的補修装置は、基本的に技術基準に基づき経年変理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。

b. 溶接等による補修施工後の点検

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。

c. 取替施工後の点検

経年変理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、製造方法等を評価し、当該機器の点検評価ガイドラインに準拠した点検を行う。なお、予防保全として材料を改善した場合は、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。

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。

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。

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。

③ 溶接補修における留意点（手直し溶接）

a. 手直し溶接

手直し溶接の記録（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，溶接後の検査記録，等）を作成し，保管する。

補修・取替・予防保全に関する用語の解説を付録 D-4 に示す。

2.6 制定されたガイドライン一覧

制定, 改訂されたガイドライン一覧を以下に示す。また一件一様の概要版を付録C-3, E-1~26 に示す。

表 2.1 ガイドライン一覧 (H29年3月末現在) (予定を含む)

	ガイドライン	CODE/ID番号	発行年月	概要
BWR 点検 評価	炉心スプレイ配管・スパージャ	JANTI-VIP-15 第2版	H24年3月	付録E-1
	ジェットポンプ	JANTI-VIP-14 第2版	H24年3月	付録E-2
	差圧検出・ほう酸水注入ライン	JANSI-VIP-13 第2版	H27年3月	付録E-3
	CRD(制御棒駆動機構)ハウジング	JANSI-VIP-07 第3版	H26年12月	付録E-4
	ICM(炉内核計装)ハウジング	JANSI-VIP-08 第2版	H26年12月	付録E-5
	炉心シュラウド	JANSI-VIP-06 第5版	H27年03月	付録E-6
	シュラウドサポート	JANSI-VIP-17 第4版	H27年12月	付録E-7
	上部格子板	JANSI-VIP-11 第2版	H27年3月	付録E-8
	炉心支持板	JANSI-VIP-12 第2版	H27年3月	付録E-9
	一般点検	JANSI-VIP-20 第3版	H29年3月	付録C-3
PWR 点検 評価	炉心そう	JANSI-VIP-10 第2版	H27年3月	付録E-10
	バッフルフォーマボルト	JANSI-VIP-05 第2版	H27年3月	付録E-11
	バレルフォーマボルト	JANSI-VIP-09 第2版	H27年3月	付録E-12
	制御棒クラスタ案内管	JANSI-VIP-02 第3版	H25年6月	付録E-13
	原子炉容器炉内計装筒	JANSI-VIP-01 第2版	H25年6月	付録E-14
	クラス1容器 管台セーフエンド異材継手部	JANTI-VIP-08 第1版	H21年8月	付録E-15
	一般点検	JANSI-VIP-19 第3版	H29年3月	付録C-3
補修・ 予防 保全 工法	ウェルドオーバーレイ工法 (BWR)	JANSI-VIP-14 第2版	H27年3月	付録E-16
	容器管台スプールピース取替 (PWR)	JANSI-VIP-04 第2版	H25年12月	付録E-17
	封止溶接工法 (補修工法)	JANTI-VIP-01 第1版	H20年1月	付録E-18
	対策一高周波誘導加熱応力改善工法 (補修工法)	JANTI-VIP-12 第1版	H24年3月	付録E-19
	水中レーザー肉盛溶接工法 (補修工法)	JANTI-VIP-16 第1版	H24年11月	付録E-20
	外面からの入熱による応力改善方法 (予防保全工法)	JANTI-VIP-02 第1版	H20年1月	付録E-21
	ピーニング工法 (予防保全工法)	JANTI-VIP-03 第2版	H20年1月	付録E-22
	水中レーザークラッド溶接工法 (予防保全工法)	JANTI-VIP-07 第1版	H21年1月	付録E-23
	研磨による応力改善方法 (予防保全工法)	JANTI-VIP-10 第1版	H21年10月	付録E-24
	保全技術の適用プロセス	JANTI-VIP-11 第1版	H22年5月	付録E-25
水素注入による環境改善効果の評価方法 (BWR予防保全)	JANSI-VIP-18 第2版	H29年3月	付録E-26	

なお, 制定, 改訂された個別ガイドラインは, 一件一葉の概要版とともに, 原子力安全推進協会 HP に掲載している。

<http://www.genanshin.jp/archive/coreinternals/>

3. ガイドラインの活用

これまでガイドラインは、炉内構造物の日常の保全に加えて、不具合対応、高経年化技術評価での参照、維持規格化促進などの面から活用がされてきた。運転経験を重ねるなかで不具合対応は減少したものの、更なる原子力安全向上に繋げていくため、利用者が様々な意思決定にガイドラインを活用していくに際しての共通的な認識事項と、今後の検討課題を以下に纏めた。

3.1 ガイドラインの役割

炉内構造物の安全機能を有する機器・部品で経年劣化事象が顕在化する可能性のある部位について、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点検方法、点検間隔、結果の評価等を定め、必要な頻度で詳細点検し、評価を行うことが必要である。

このため、運転経験から経年劣化事象を特定し、決定論的評価手法を用いて整備された個別点検評価ガイドラインは、点検実績が蓄積されるなかで、点検評価プログラムが整備され、信頼性も向上してきた。また、個別点検を補足する観点から一般点検評価ガイドラインが策定され、経年劣化の形態を考慮せずに実施する点検のあり方についても検討してきたところである。

福島第一原子力発電所事故後、原子力規制委員会の設置許可基準規則*1 が施行され、規制のバックフィット制度の採り入れ、40年を超えるプラント運転の技術的妥当性の厳格評価が実施されているなど、原子力安全に関わる制度見直しが図られつつある中で、事業者は原子力安全の高みを目指して継続的改善を図ることとしており、設備・機器の詳細設計、製作、保全に係わる部分は、その内容を熟知する事業者がこれまで以上に主体的・自主的に対応していくことの説明性向上が求められている。

炉内構造物等の主要部位の、材料、構造及び運転中の環境条件を考慮して経年変化の発生・進展を予測し、その結果に基づき対象部位の安全機能に係る健全性が常に確保されるように点検時期を定める方法や、欠陥が発見された場合の安全に対する健全性を評価する方法、さらには欠陥が発見された場合の対象部位の構造・機能を考慮した補修方法及び欠陥の発生・進展の抑制・緩和の方法などに関するルールを策定するとともに、これらのルールの技術的根拠や合理性を明示するものである。

注*1：「設置許可基準規則」とは、原子力規制委員会の「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則」をいう。

本ガイドラインは、原子力安全の観点で改正された規制法で要求される次のような場面での保全要求に対応した民間での活動のガイドの一部として、活用することができる。

- ①. 施設定期検査
- ②. 定期安全管理審査（高経年技術評価を含む）

- ③. 保安検査
- ④. 運転期間延長審査

ただし、本ガイドラインは民間の保全における自主的活動のための具体的方策を示すものであることから、民間規格への反映を通じて本ガイドラインの一般化された要求事項が間接的にエンドースされ得るものの、直接法令や技術基準等の規制文書で引用あるいはエンドースされることは必ずしも意図していない。

補修・予防保全工法ガイドラインの活用には、対象設備への適用技術の開発から実機適用に至る一連のプロセス（流れ）に対応した規定内容の考え方を「保全技術の適用プロセス」ガイドライン（JANTI-VIP-11）に纏めている。（図 3.1 参照）。

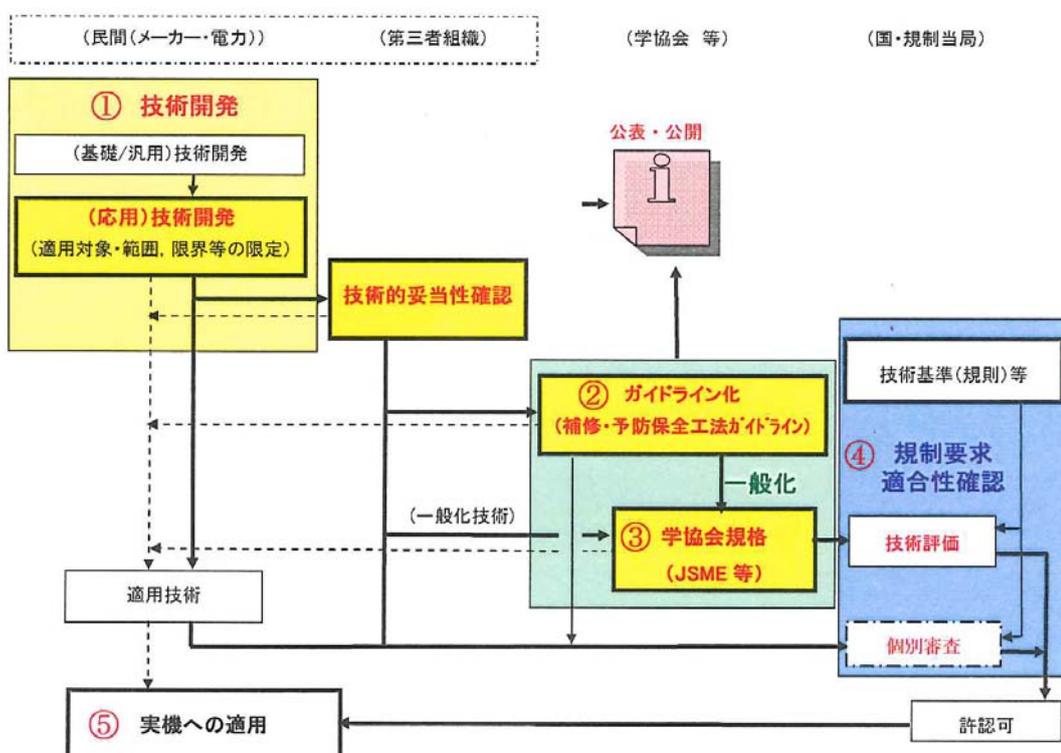


図 3.1 補修・予防保全技術の適用プロセス

ここで、JSME 維持規格補修章等の学協会規格への反映及び、学協会規格の原子力規制庁による「技術評価」との関連性が重要となる。JSME 維持規格補修章等「技術評価」が進展しない場合に、規制要求適合性確認に際して、ノンアクションレター制度活用等による「個別審査」により実機適用に繋げることも、事業者の選択枝と考えられる。

その際は、プラントシステムとの関連を念頭に置き、対象部位の要求機能に対して、適用される技術の適用目的（目標性能）達成のための手法、適用手法の確認事項とその考え方、適用に伴う対象部位の構造健全性確保上の確認事項及び適用に伴う保全への影

響などを評価しておくことが重要である。

3.2 保全要求，安全機能面からの留意事項

本ガイドラインは炉内構造物等を対象に，保全活動を行う事業者が自主的かつ継続的に安全確保のために，基本事項及び具体的方策を示すものであり，本ガイドラインの適用は，日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメント規程（JEAC4111）」及び「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209）」に基づき実施されることを前提としている。

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

また，本ガイドラインでは，旧耐震設計審査指針で定める基準地震動 S_2 を用いた評価結果が記載されている場合があるが，利用者は設置許可基準規則により定める基準地震動 S_s を用いた評価を行う必要がある。さらに，ガイドライン付録で引用した材料物性値等についても，評価に際し適切に選定判断する必要がある。

補修・予防保全技術の実機適用を様々な局面で検討するにあたり，ガイドライン利用者が共通的に意識しておくべき事項として以下があり，ガイドライン規定内容の説明等の支援を行う。

- ①.保全プログラムと整合した適用後の保全目標の定義
- ②.（確性試験等で確認された）適用対象構造物などの前提
- ③.技術成立性及び適用上の条件（制限）あるいは範囲
- ④.技術を成立させるための確認項目（E.V）とその量（必要に応じて）
- ⑤.実機に適用する上での装置，方法，技術者に関する要件とその確認項目と確認方法（必要に応じて）。
- ⑥.技術適用に伴う材料・構造健全性への影響
- ⑦.適用後，供用中の検査，評価への影響
- ⑧.国の技術基準との関連

本ガイドラインが対象とする設備は原子炉及び炉心（燃料を除く）を構成する炉内構造物と原子炉圧力容器であり，原子力安全に影響を及ぼす機能を有している。

BWR の炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品を図 3.2 に，PWR の炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品を図 3.3 に示す。またこれら機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図を付録 F に示す。

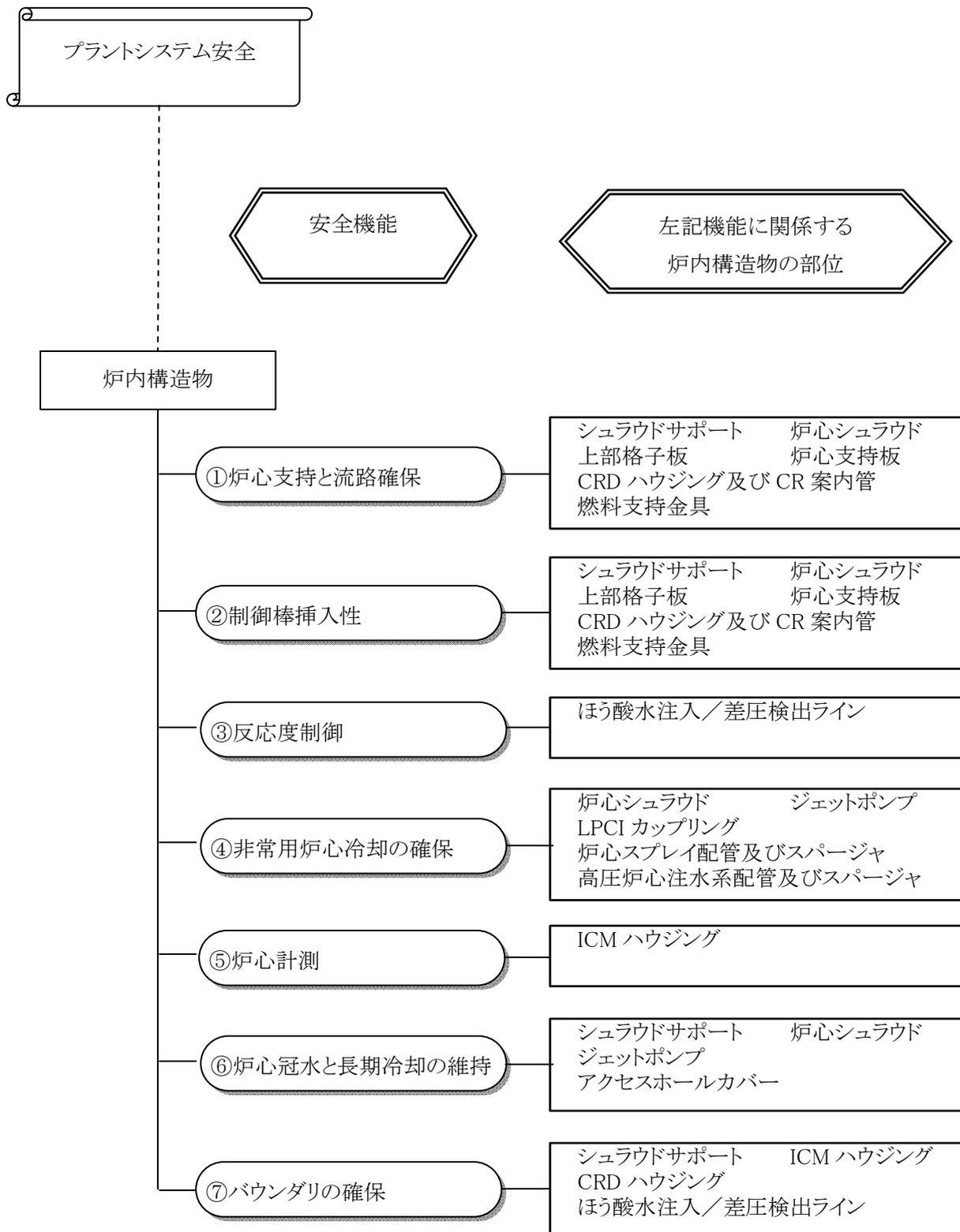
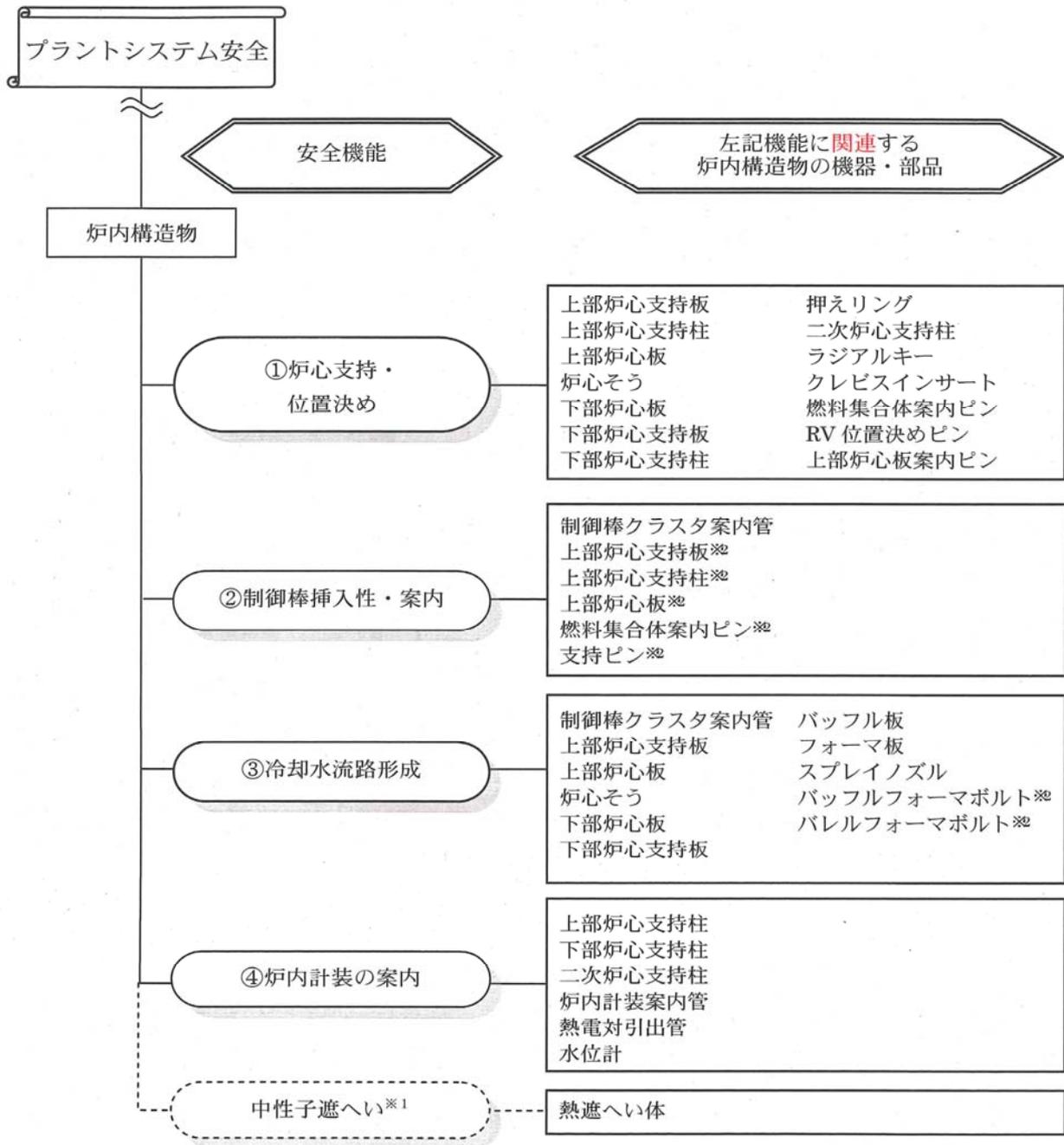


図 3.2 BWR の炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



※1：中性子遮へい機能は、炉内構造物としての安全機能ではないが、参考に記載した

※2：左記機能に間接的に**関連**する機器・部品

図 3.3 PWR の炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品

対象設備がこれらの機能を喪失する要因は、直接的な内部事象のみでなく、プラントシステムを通じて影響を受ける間接的な内部事象及び地震に代表される外部事象がある。設備の機能喪失に至るような対象部位の破壊や損傷リスクが、原子力安全に与える影響については、深層防護の観点から説明性を高めていく必要がある。

本ガイドラインでは、深層防護の第1層（異常発生防止）で対象部位の安全機能を確保していくことを基本とし、これによって第2層（設計基準事故防止）、第3層（設計基準事故の発生から収束）までの対処が実施されることを前提としている。（図 3.4 参照）

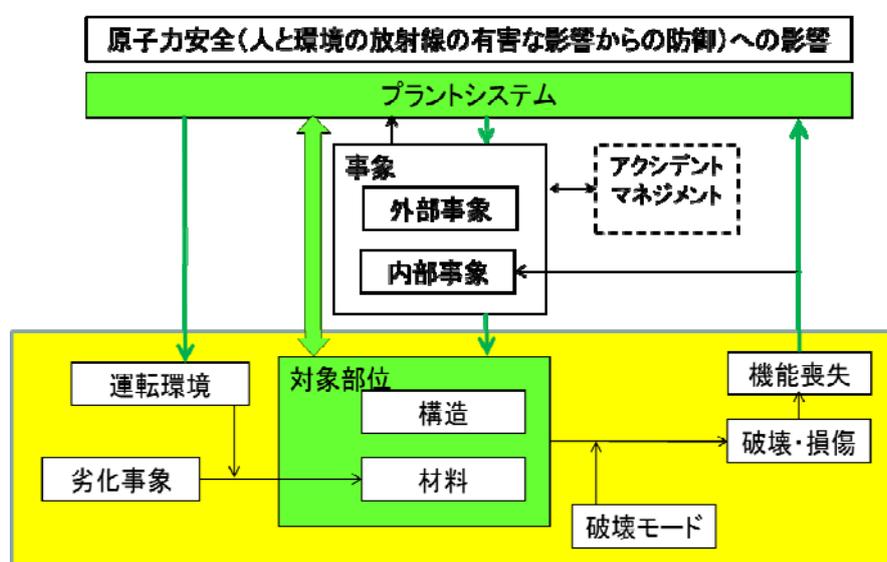


図 3.4 対象部位の原子力安全への影響

これまでガイドラインは、保守管理の中で「保全プログラム」策定段階で、劣化予測や損傷予測に基づく点検計画の策定根拠として活用されてきた。

点検・評価の上位概念の保守管理活動では、この間に RCM (Reliability Centered Maintenance : 信頼性重視保全) の考え方に基づく保全プログラムも導入され、継続的に Plan-Do-Check-Action (以下「PDCA」) を循環させるとともに、プラント長期保守管理の観点から経年劣化事象を整理した IAEA の IGALL (International Generic Ageing Lessons Learned) 等の国際的な情報整備も採り入れるなど保全の高度化が図られてきている。この保守管理活動は、事業者が行う自主的安全性向上活動であり、炉規制法においてはこれを保安活動の一部として位置付けており、その具体的内容は日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209) に記載されている。(図 3.5 参照)。

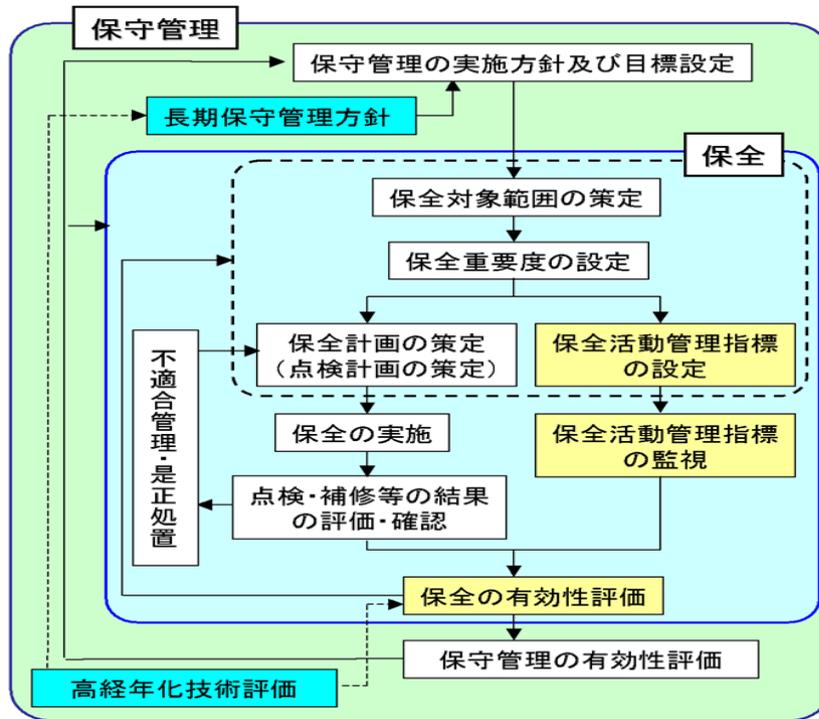


図 3.5 保守管理規程 (JEAC4209) における保全活動の概念

4. 保全高度化に向けた課題

福島第一原子力発電所事故の教訓のひとつは、発生頻度が低い事象であっても原子力安全への潜在的影響を熟慮し、リスク情報を意思決定に活用していくことにある。

炉内構造物の機能についても、重大事故の防止・抑制には炉外の安全設備や事故対応の充実により守られるものとの認識に立ち、安全に対する見方・考え方について、広い視野からプロアクティブに見ていく必要がある。（*1）

*1: 参考：深層防護の第4層（設計基準を超える事故の拡大防止及び緩和）については、JANSI が事業者の安全性向上対策の支援活動を継続中である。

安全システム向上プログラム（JANSI5 カ年計画より抜粋）：

- ①. リスクマネジメント（RM）に関するレビュー体制整備と事業者への支援：JANSI は、RM に関するレビュー体制の構築を推進すると共に、さらなる高みを目指すべく、事業者による RM の推進について、事業者と協議しながら支援。
- ②. 安全性向上策の評価等：当面は、シビアアクシデント対策及び火災防護対策について評価。将来的には、設計基準を超えない事象や外部事象への対策など、対象範囲を徐々に拡大。
- ③. 日本版事業者自主安全評価書（JSAR）：自主的安全性の向上に役立てると共に、許認関連文書の簡素化への対応、事業者自らの教育等の力量向上・技術伝承等に資する目的で、JSARの作成を事業者に提案・推進。

今後は安全目標・性能目標との対比による総合的なリスク概念導入を行うための産学の取り組みが進展していくものと想定される。（*2）

*2: 参考：原子力安全上のリスクは、炉心を適切に制御・冷却できないこと、或いは、安全上の重要機器の機能低下等により、機器構成の深層防護が低下することにより、今後、日本原子力学会 標準委員会技術レポート「原子力安全の基本的考え方について 第Ⅱ編」（2016年4月）等により、炉心損傷頻度（CDF）で表されるような安全目標から深層防護の各層ごとに設備信頼性目標に実装するための技術要件の体系的な整備が進展していくことが期待される。

このようなアプローチにより、機器系統構成および状態に影響を及ぼす地震等により炉内構造物が損傷するシナリオを精緻化していくことが考えられる。リスクインフォームドの統計的な扱いについては、配管系の供用期間中検査に米国で実績があるものの、炉内構造物ではデータ不足による不確実性に対処していく必要があり、継続フォローしていく。

また、検査制度見直(米国ROP(Reactor Oversight Process)導入)検討のなかで、リスク低減方策立案等の検討が加速していくことが想定され、動向把握に努めることとする。

実施された点検、評価、予防保全処置の有効性を評価するとともに、国内外の基準動向や研究成果などの新知見を反映していくことが重要であり、特に以下に示すような適

用技術及び概念を精緻化し、保守管理の高度化に供していくことが必要である。

- ①.非破壊検査手法などの点検技術
- ②.劣化メカニズムの理解などによる劣化予測技術
- ③.破壊メカニズムの理解などによる損傷評価技術
- ④.補修・劣化緩和技術
- ⑤.リスク情報活用、状態/事後保全などの保全概念

また、将来的にはリスク情報の高度活用により、効果の少ない保全活動から、より効果の大きい保全活動への合理的な資源配分を行うことも検討課題である。（*3）

*3 参考：米国ではINPO 12-008 「Excellence in Integrated Risk Management (2013. 8)」を活用し、事業者は各自のリスクマネジメントを展開している。

事業者が考慮すべきリスクには、機器損傷原因のルースパーツ発生等による運転継続上のリスクや復旧・補修のための長期停止リスク、さらには事業を安定的に継続していく上でのリスク（規制との関係、社会的安心感喪失、発電損失等）もあることから、炉内点検評価GLでは原子力安全向上のみならず、保全マネジメントの視点から総合的にリスクを勘案していく必要がある。

運転実績の蓄積に伴い、炉内構造物の点検データ活用が有効になりつつある。また、海外プラントの点検実績、類似環境にある他分野の知見、研究成果や、先行同型プラント（リードプラント）の点検実績をも幅広く活用することにより、点検範囲及び頻度の再設定（高度化）の検討を進める。

また、機器・部品の安全機能を阻害する損傷形態を考慮し、その損傷形態にふさわしい点検方法の高度化を検討することなど、包括的・継続的にリスク情報活用に取り組む。

ガイドラインの論理性、整合性、説明性向上に努め、リスク情報を活用した包括的安全性向上に改善的に取り組むうえで、日本原子力学会の標準委員会技術レポート「継続的な安全性向上対策採用の考え方について」（2016年12月 発刊準備中）等を参照し、国内外での点検実績や高経年技術評価の進展により蓄積されつつある知見を自主的安全性向上の観点から有効活用して、点検・評価手法の提案に繋げていくための支援を行う。

（図 4.1 参照）

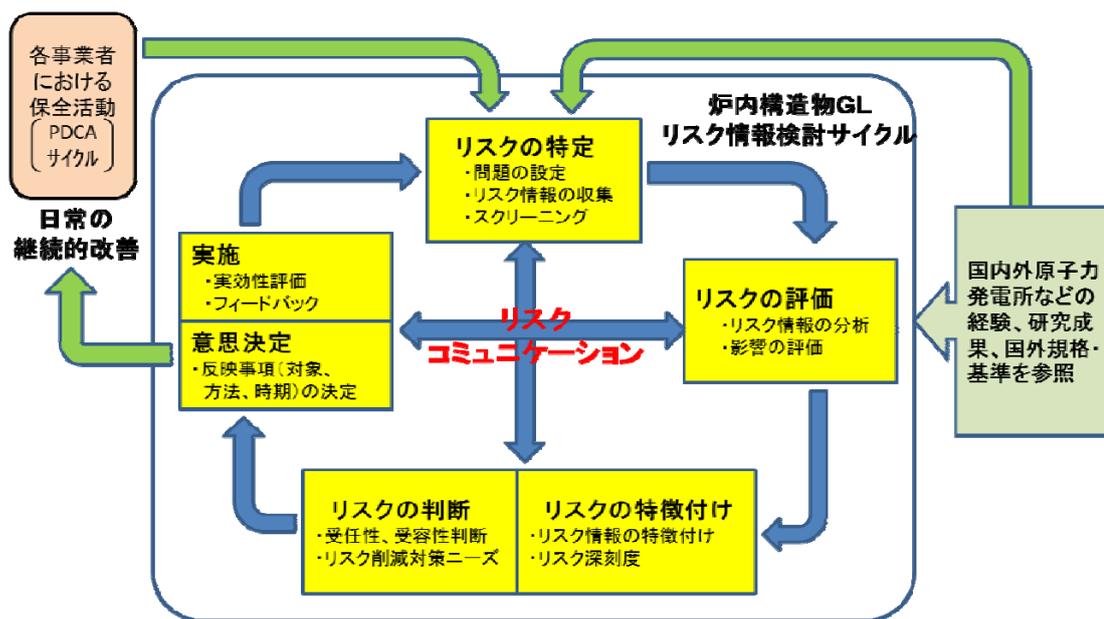


図 4.1 包括的・継続的な安全性向上の取り組み

(日本原子力学会 標準委員会技術レポートより引用)

また保全活動のなかで必要とされる新技術適用について、産官学連携して策定する「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」により全体動向を俯瞰しつつ、経年劣化対策やリスク情報活用等の個別技術成果をガイドラインに反映していく。

原子力発電所は人間、技術、組織の要素の相互作用をもつ複雑なシステムであり、その安全性を確保するためには、従前より広い範囲で国内外の点検実績、知見を分析し、表面的な現象をとらえる受動的な安全性向上活動だけでなく、その背景にある安全に影響する人間、技術及び組織の各要素に対する頑健性及び脆弱性を認識し、事前対策的（プロアクティブ）で継続的な安全性向上の活動を指向しなければならない。機器の保守管理に関してもこの考え方を踏まえて保全活動を継続的に改善して行くことが必要である。さらに、人間系による強靱なシステムとしての機能を発揮していくため、個々単位での PDCA についても反映していく必要があり、その仕組みも重要である。（*4）

*4 参考： 日本原子力学会では IAEA の PSR ガイドライン（SSG-25, 2013）をもとに「原子力発電所の安全性向上のための定期的な評価に関する指針」（2015 年 12 月）で“プロアクティブセーフティレビュー”（Proactive Safety Review: PSR+）のための 14 の安全因子を整理している。

ここでは構築物、系統及び機器（SSC）のレビューに、「プラント設計」、「安全上重要な SSC の現状」、「機器の性能保証」、「経年劣化」等、炉内点検評価ガイドラインに直接的に関連する安全因子のみならず、「組織、マネジメントシステム、及び安全文化」、「ヒューマンファクター」等が安全因子として抽出されている。

ガイドラインは、直接的に上位概念の保全活動のマネジメントに関する指針を提供するものではないが、より実効性のある点検評価に繋がるよう、システム安全との関連を意識しつつ継続的な充実をはかることとする。

事業者はガイドライン活用した PDCA, サイクルになかで、自主的な安全性向上に向けた改善活動を行う仕組み構築が求められている。

国内外の原子力発電所の炉内構造物に応力腐食割れの事例が散見されたことを契機に発足した本検討会は、安全確保を第一に技術的根拠が明確で合理的な点検ルール等を炉内構造物等点検評価ガイドラインとして制定、改訂することにより、点検評価、補修等の在り方を提言するための活動を 15 年以上にわたり継続してきた。

本資料「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて（第 5 版）」は、福島第一原子力発電所事故後の情勢変化を踏まえガイドライン整備活動の全体概要を記載したものであり、今後も原子力安全へフォーカスした保全高度化、新検査制度導入やリスク情報活用等の知見反映に継続的に取り組み、説明性の一層の向上に努めることとする。

炉内構造物等点検評価ガイドラインが原子力産業界で一層活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待するものである。

以上

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 年設立時）

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

炉内構造物点検評価ガイドラインの全体構想(検討会設立当時)

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	パッフルフォーマーボルト	-	-	-	○	◎	○	1	
②	炉心そう	-	○	○	◎	-	○	2	
③	パ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

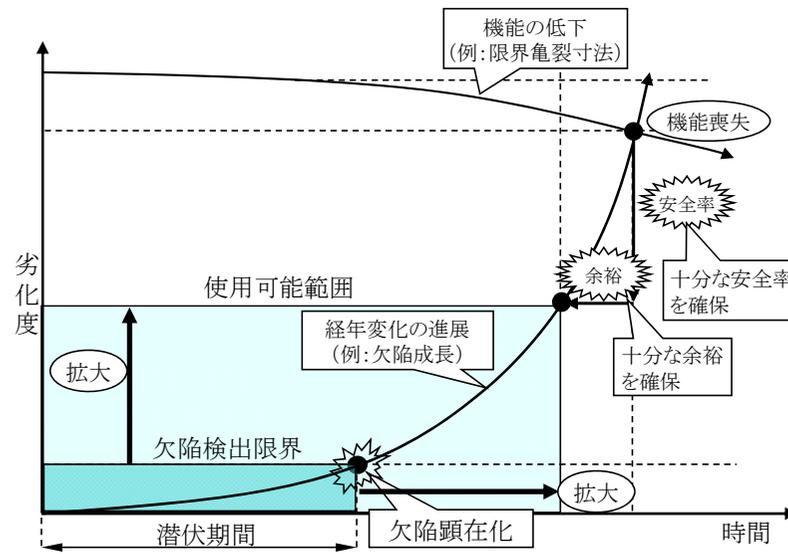
1. ガイドライン検討の前提

(1) 目的

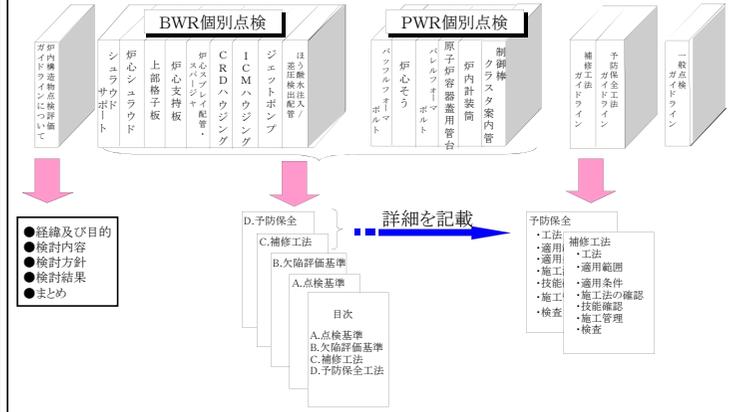
各機器の構造機能、安全上の重要度等を整理するとともに、技術的な合理性に基づいた点検の在り方等について検討すること。

(2) 基本的考え方

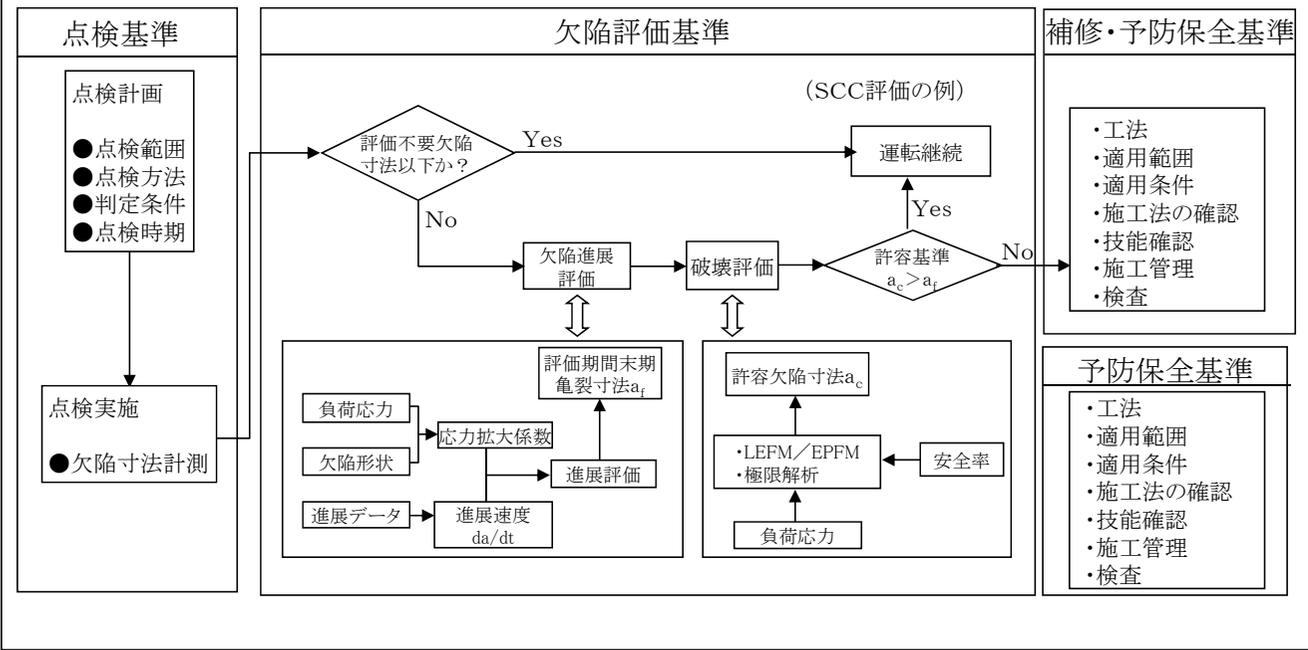
- ① 原子炉安全の確保を大前提とする。
- ② 経年劣化事象の進行を考慮しても、炉内構造物の構造強度と安全機能を維持するために必要な運転管理方法を明確にする。
- ③ 最新知見が得られた時点で適宜見直しを実施する。



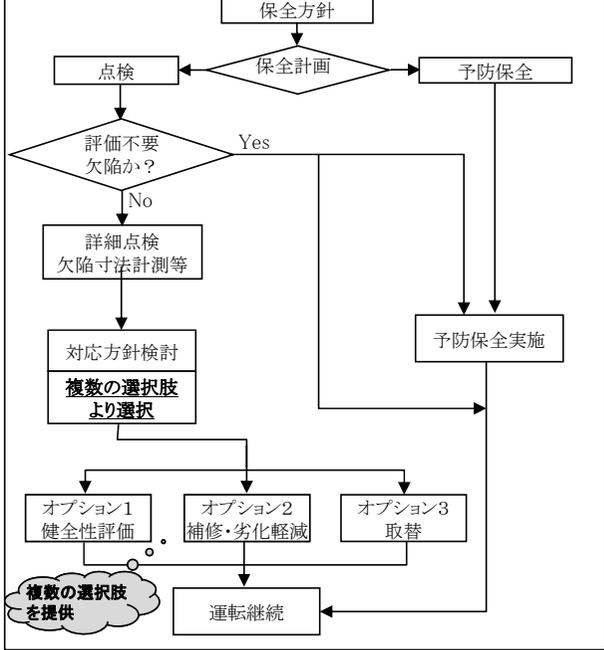
2. ガイドライン構成



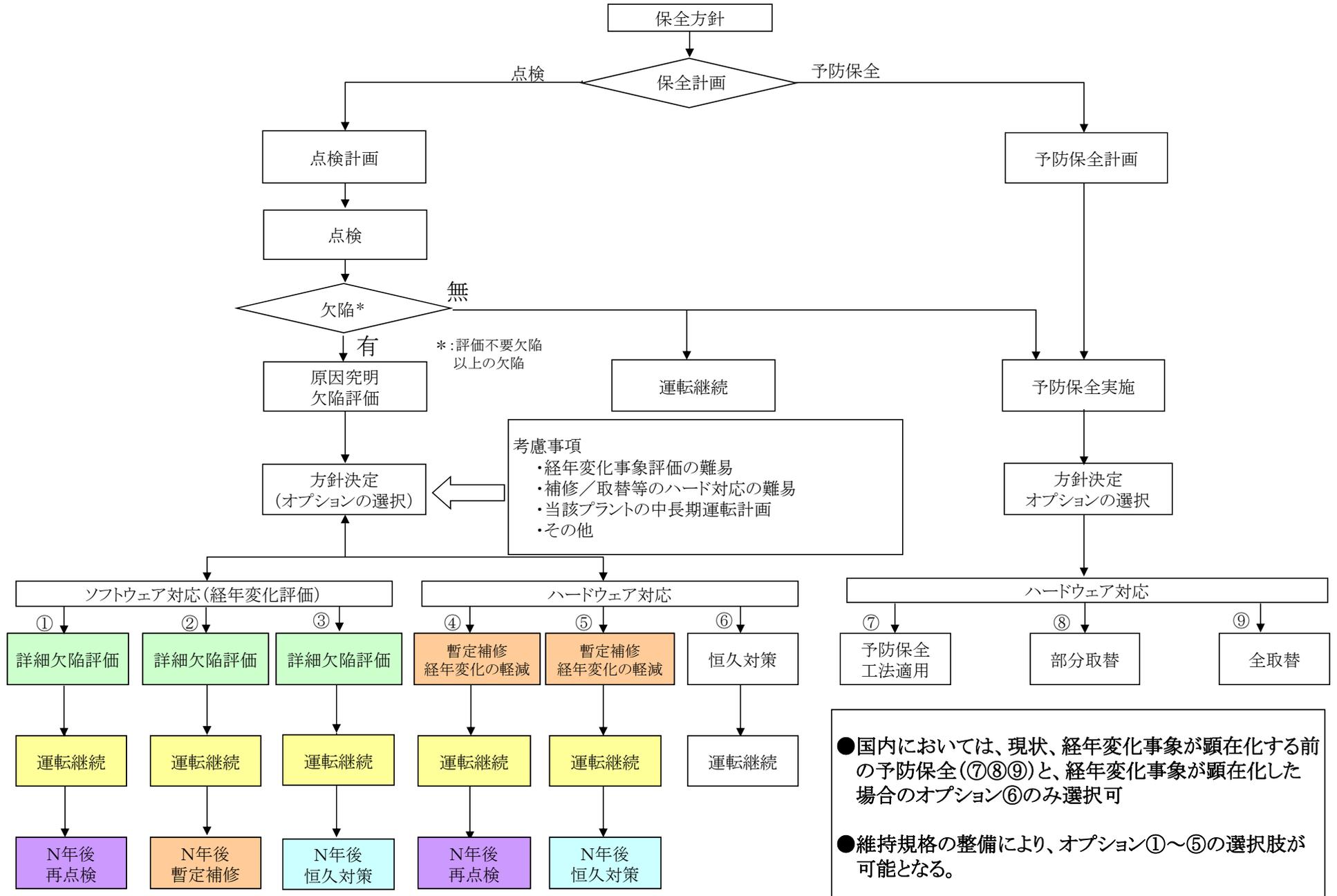
3. ガイドラインの内容



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

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、原子力安全推進協会に設置された検討会において、別途定めた運営規約に基づく審議を経て、改定・発行される。その際にガイドラインの技術的根拠は、可能な限り「解説」「添付資料」等に記載することとする。

ガイドラインは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ことを念頭におくが、学協会規格に取り入れられるまでの間であっても、使用者が必要に応じて規制当局了解のもと、ガイドラインを適用することも考えられる。（図-1 参照）

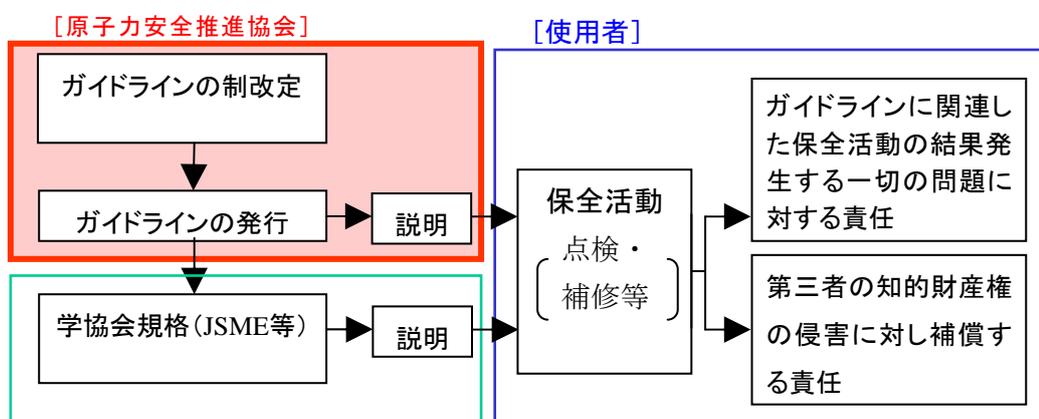


図-1 ガイドラインの使用者責任の考え方

従って、原子力安全推進協会の責任範囲について、以下を各ガイドラインに記載する。

ガイドラインの責任範囲

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

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

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

以上

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」、「点検」、「補修」及び「予防保全」の4つから成っている。

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亀裂進展解析などの「損傷評価」を行ない（構造評価）、その結果として「点検」の時期等を特定するとともに、「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「損傷評価」を行ない（構造評価）、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）。ここでは、「点検」と「補修」を総称して保全措置と呼ぶ。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）。この「予防保全」工法の効果は、上記の「点検」や「補修」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。

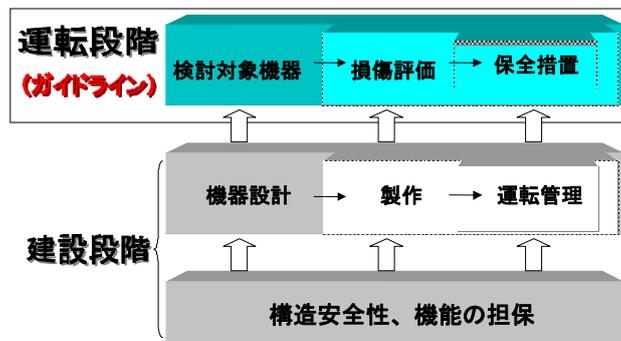


図-1 ガイドラインの階層構造

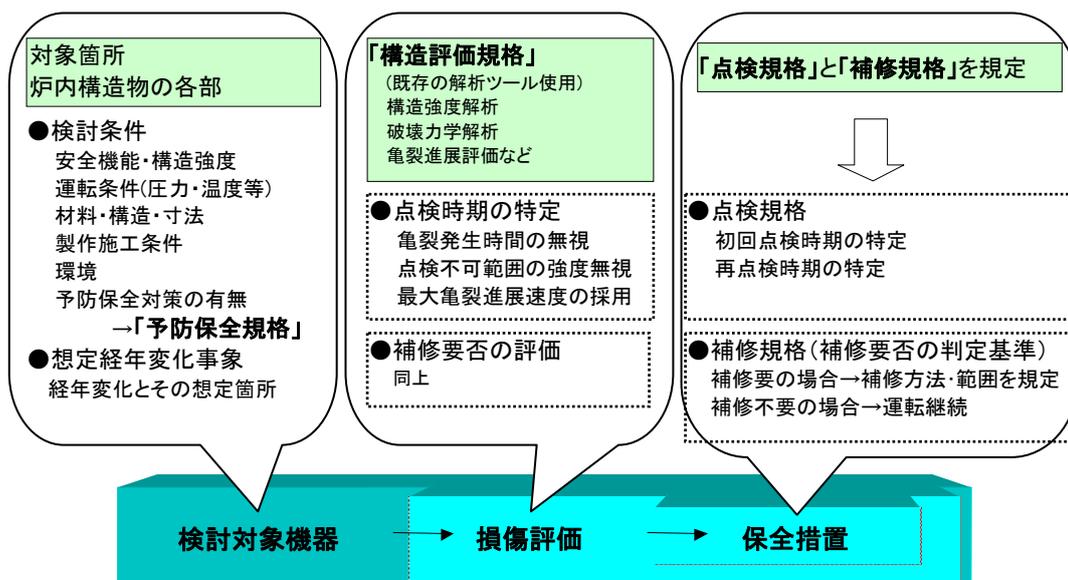


図-2 ガイドライン各階層構造の内容

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「損傷評価」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」ということもできる。

さらに、上記の保全計画立案の際に必要な「損傷評価」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、亀裂進展解析手法、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」）

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亀裂進展速度の設定、製造プロセスを反映した残留応力の決定等を通じて、亀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。

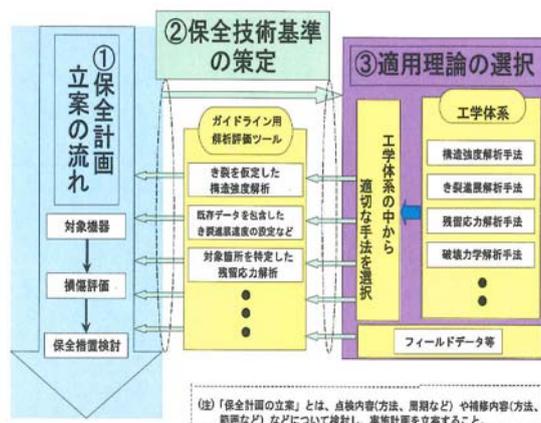


図-3 ガイドラインを形成する基本原理

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)

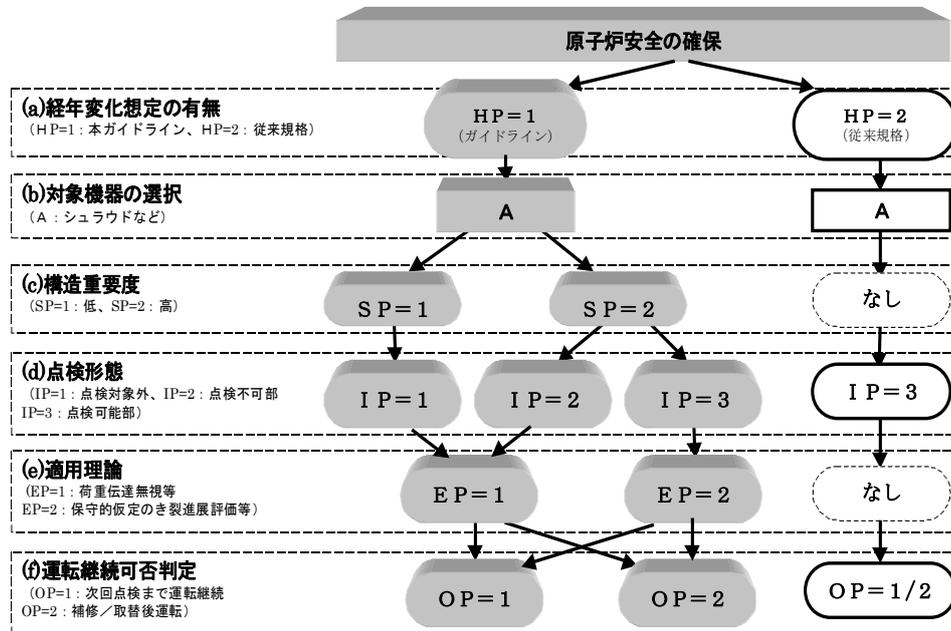


図-4 ガイドラインの検討プロセス

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、亀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。それぞれの事例を図-5～7に示す。

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、亀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 の 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の亀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、亀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

バップ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ため、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. 評価手法の不確実性があるため、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、上記評価手法の精緻化を図る。

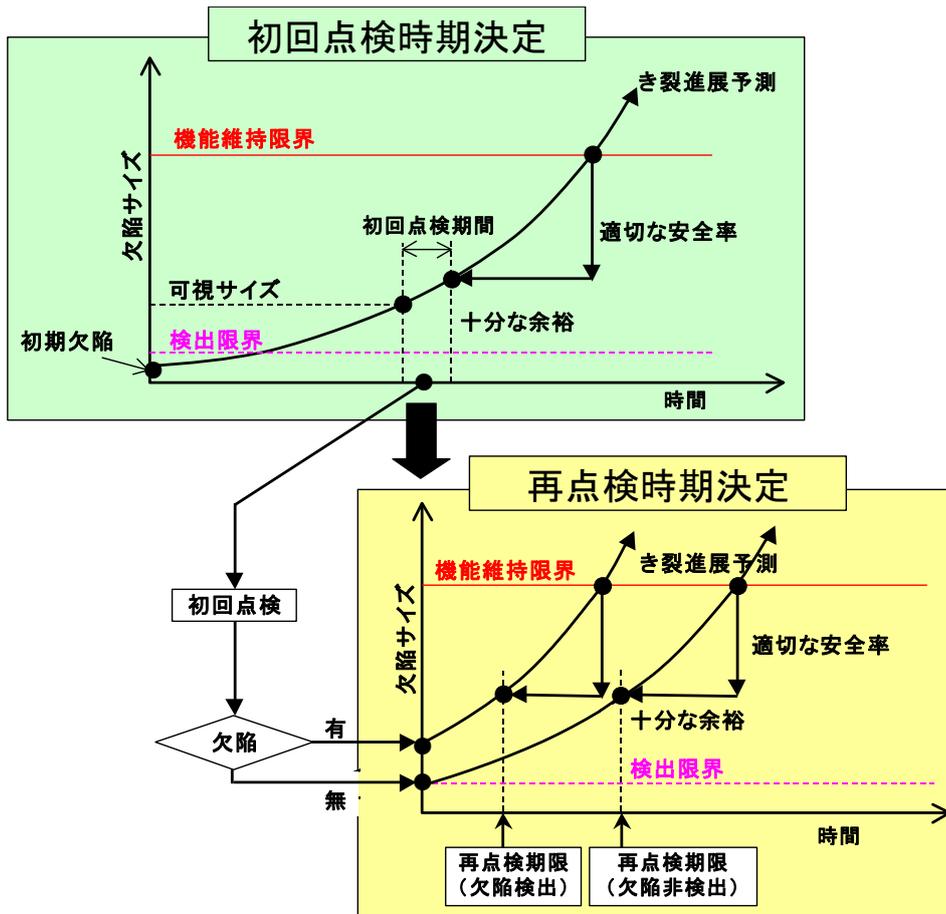


図-5 点検時期の決定例（シュラウドサポート）

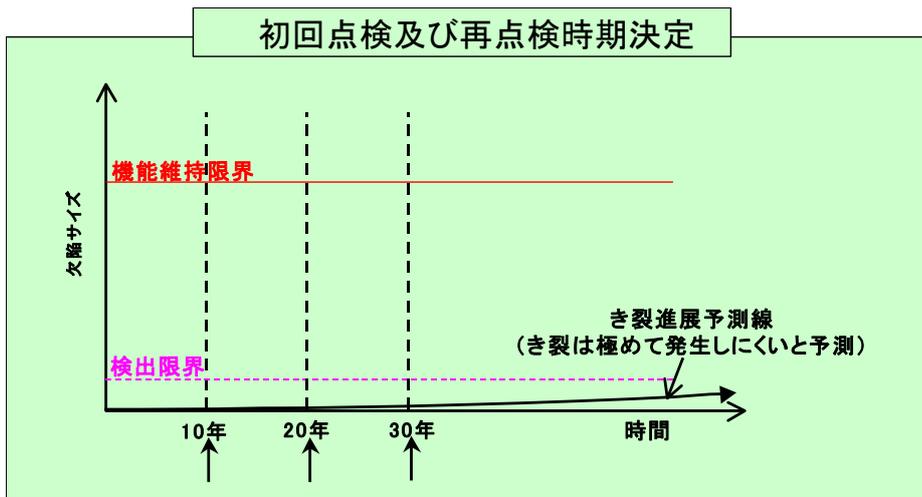


図-6 点検時期の決定例（ジェットポンプビーム）

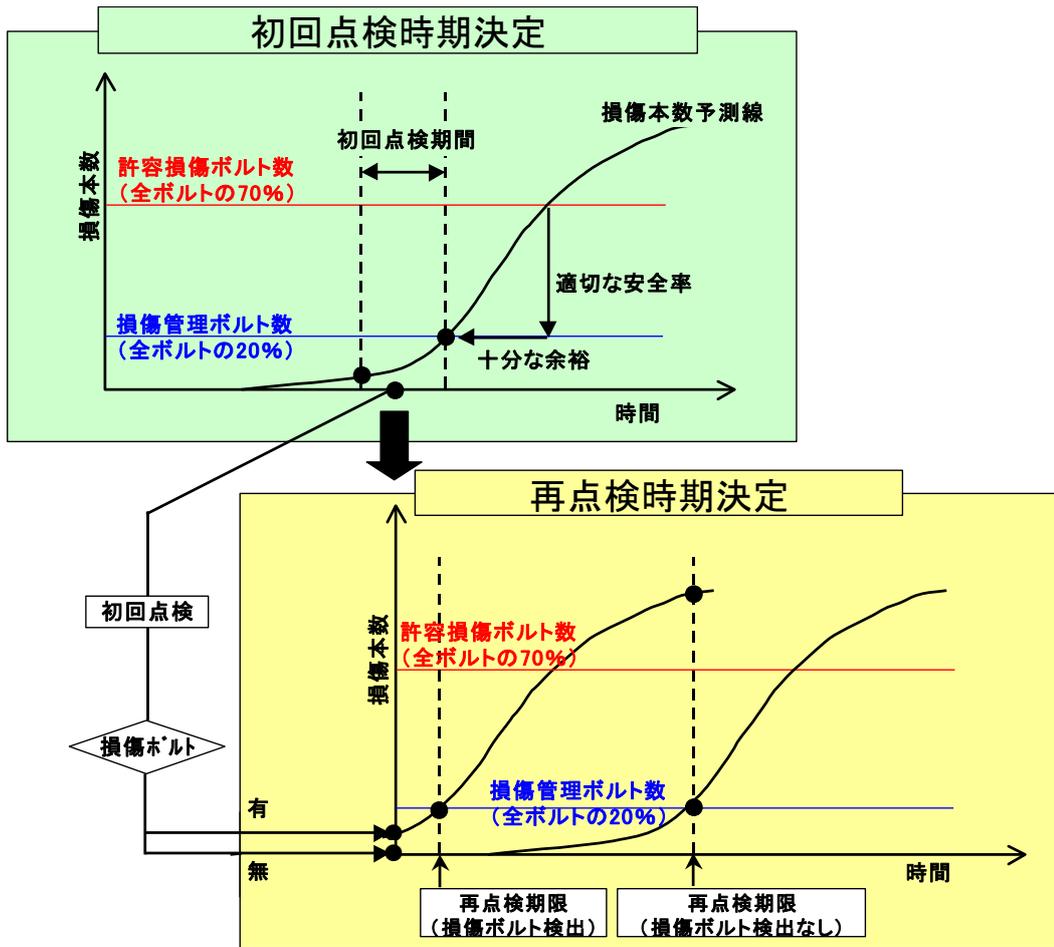


図-7 点検時期の決定例 (バッフルフォーマボルト)

炉内構造物等点検評価ガイドラインにおける一般点検の考え方

1. 一般点検評価ガイドラインの現状とその課題

一般点検評価ガイドラインは、初版制定当初、顕在化していない未知の劣化事象も想定し、劣化事象を特定しない検査方法により網羅的な対象範囲を点検することを基本とした。その後、10年以上経過し、40年以上の運転実績を持つプラントが多くなり、運転実績（炉・年）も格段に増えた現在までの点検実績を見ても、新たな経年劣化事象の発生、トラブル事例等、想定外の事象は生じていない。

その間運転実績が蓄積されるに伴い、（米国での導入を契機として）リスク概念の導入の必要性が認識されることとなったが、ガイドラインへの導入については今後の課題とされてきた。

平成20年頃になると、点検・評価活動の上位に位置する保守管理活動では、炉内構造物に限らず、機器・部品の保守管理活動において、RCM（Reliability Centered Maintenance：信頼性重視保全）の考え方に基づく保全プログラムも導入され、継続的にPlan-Do-Check-Action（以下「PDCA」）を循環させるとともに、プラント長期保守管理の観点から経年劣化事象を整理したIAEAのIGALL(International Generic Ageing Lessons Learned)等の国際的な情報整備も採り入れるなど保全の高度化が図られてきている。この保守管理活動は、事業者が行う自主的安全性向上活動であり、炉規制法においてはこれを保安活動の一部として位置付けており、その具体的内容は日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209)に記載されている。このように保全を取り巻く環境はガイドラインの初版制定時から大きく変化してきている。

さらに、東京電力福島第一原子力発電所事故を経験した我が国において、事故の教訓を適切に反映していくことが重要である。重大事故の防止・抑制は炉外の安全設備や事故対応の充実により達成されるものであり炉内構造物の機能上、事故の教訓からただちに本ガイドラインに反映すべき事項はないと考えられる。しかしながら、安全に対する見方・考え方については、従前よりさらに広い視野でプロアクティブに見ていく必要があり、本ガイドラインにおいても、国内外の点検実績や知見等のリスク情報を活用した包括的安全性向上活動のなかで、継続的に改善していくことの必要性も認識されてきている。

2. 一般点検ガイドライン（第3版）の改訂の要旨（重視した観点）

現状の保全活動を踏まえ、炉内構造物点検評価ガイドラインについても、保守管理規程（JEAC4209）に則った活動として位置付けた。また、保全重要度については、炉内構造物は、炉心に極めて近い構造物でその健全性が安全確保上不可欠と考え、炉内構造物点検評価ガイドラインでは最重要機器の位置づけで策定することとした。

その上で、安全機能を有する機器・部品を対象とする個別点検評価ガイドラインは、

特定の経年劣化事象に対する評価としての決定論的考え方が有効に機能していることから、引き続きこれを堅持することとし、国内外の知見を踏まえ、より一層の高度化を目指していくこととした。一方、一般点検評価ガイドラインは、安全機能を有する機器・部品、並びに運転継続や設備保護上重要な機器・部品を対象とし、これまでの運転実績を反映して技術的根拠の明確化を図った。また、このガイドラインは事業者の自主的安全性向上活動であることも明記することとした。

以下、本炉内構造物点検評価ガイドラインの保全活動との関係及び個別点検評価ガイドラインと一般点検評価ガイドラインとの関係についてより詳細に述べる。

2.1 炉内構造物点検評価ガイドラインによる保全活動と保守管理との関係

運転プラントに対する事業者の活動はすべて事業者の品質マネジメントシステム(QMS)のもとで行われる(図-1)。「保守管理」業務もQMSのもとに事業者が行う発電所の保安活動の一環として位置づけられている。保守管理は具体的には保守管理規定(JEAC 4209)に沿って行われることになるが、炉内構造物点検評価ガイドラインはこの保守管理の実施フローのうち保全のPDCAの中の「保全計画の策定(点検計画の策定)」、「保全の実施(点検)」及び「点検の結果の評価・確認」の具体的な実施プロセスのための指針として活用される実用書として整備することとした。

炉内構造物点検評価ガイドラインを活用して行われる点検等の結果は、事業者の保全活動の中で保全活動管理指標に基づいて保全の有効性が評価されることになる。

2.2 個別点検と一般点検

炉内構造物点検評価ガイドラインは、基本的に安全機能を有する機器・部品を対象とする。

個別点検は、このうち既知の経年劣化事象の発生の可能性がある部位に対して既往の国内外の運転実績からの損傷事例、研究開発での知見等に基づいて行うものであり、個別点検ガイドラインにはその経年劣化事象に関してその部位の材料、使用環境等、並びに機器・部品の機能喪失の形態を考慮して、点検の範囲、方法、頻度について評価する。評価の結果、必要に応じて結果を踏まえたとるべき是正措置(点検頻度等の見直し、劣化事象の緩和処置等)を行う。

一方、一般点検は、安全機能を有する機器・部品であって個別点検で想定している劣化事象以外の要因による部位の損傷を対象とし、さらに、安全機能がなくても運転継続や設備保護上の観点から事業者が必要と判断した機器・部品についても対象とする(本文図2.4)。すなわち、一般点検は、安全機能の喪失防止のみならず運転継続・設備保護上重要な観点から着目すべきさらなる経年劣化事象やその兆候を検出する観点での点検と位置付ける。

このように、一般点検は、既知の経年劣化事象以外の要因による損傷は要因の特定が困難であること、これまでに顕在化していないことを踏まえ、代表性等を考慮して点検範囲を定め、供用期間中検査の検査間隔に合わせて安全機能への阻害の有無が確認できるよう可能な範囲での目視検査を基本とした点検を実施する。点検の結果、対象となる機器・部品の安全機能への阻害あるいは安全機能の低下となる兆候が認められると評価された場合は、その状態に応じて一般点検の強化（点検範囲の拡大、点検間隔の短縮、点検方法詳細化等）あるいは、得られた知見から事象に対応した個別点検の追加を検討する。一方、点検の結果、異常が認められない（ことが継続する）場合は、点検範囲の縮小あるいは点検間隔の延長等、見直しを行う。（図-2）。

3. 炉内構造物点検評価ガイドラインのさらなる充実

（リスク情報の活用）

運転年数が延びるにつれ、炉内構造物の点検実績・データが蓄積され、事業者はこのデータを有効活用した検討が可能となってきている。また、今後は、炉内構造物に関する国内外の規格基準や良好事例、運転経験、決定論／確率論的検討等^{注)}の情報を幅広く活用し、点検範囲及び頻度の再設定（高度化）を検討していくことも必要である。このため、本ガイドラインはこれらの活動についてサポートしていく。

このように、リスク情報の活用を検討することで、包括的・継続的な安全性向上につながる活動を継続していく。（本文図 4.1）

注) Risk Informed Decision Making (RIDM) process の Key element を示す。（IAEA INSAG-25 等参照）

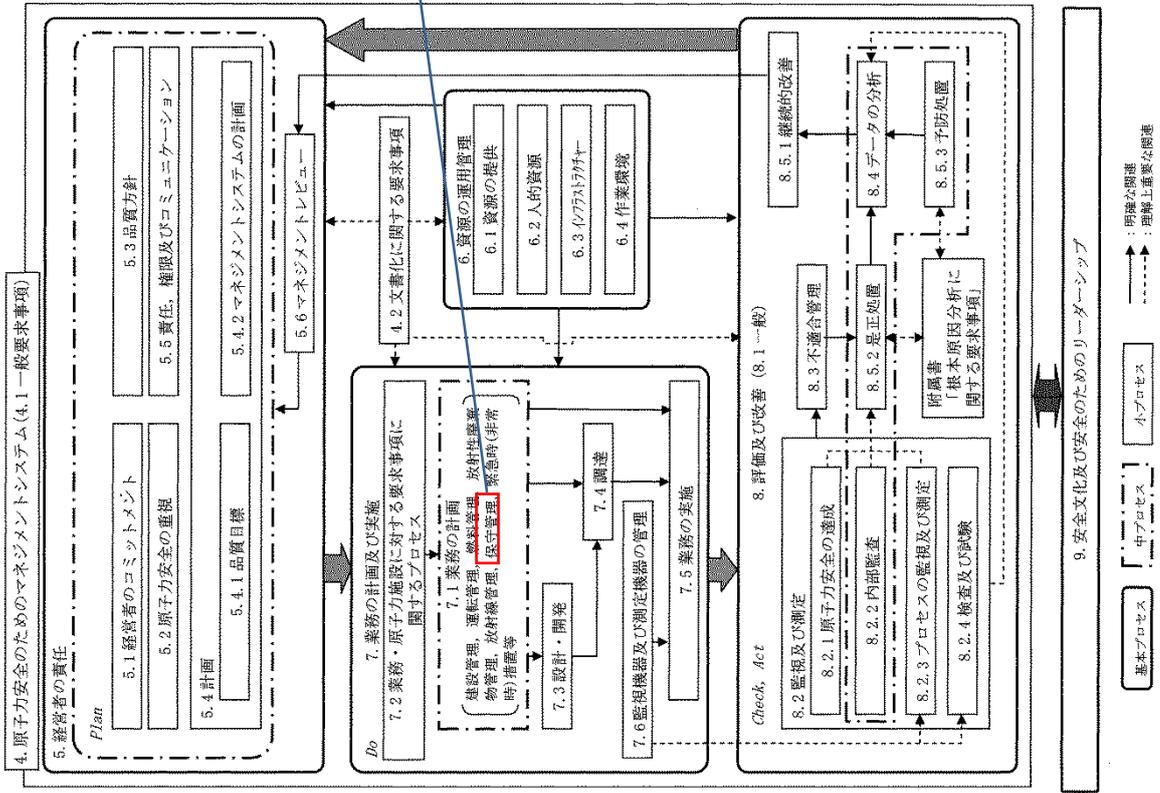
（システムとしての保全活動との関連）

現在まで運転経験を重ねてきた結果、新たな損傷事例は減少してきているものの、従来の損傷事例の分析の反映だけでは発電所のさらなる安全性向上の観点では必ずしも十分とはいえない。原子力発電所は人間、技術、組織の要素の相互作用をもつ複雑なシステムであり、その安全性を確保するためには、従前より広い範囲で国内外の点検実績・知見の分析において、表面的な現象をとらえる受動的な安全性向上活動だけでなく、その背景にある安全に影響する人間、技術及び組織の各要素に対する頑健性及び脆弱性を認識し、事前対策的（プロアクティブ）で継続的な安全性向上の活動を指向しなければならない。機器の保守管理に関してもこの考え方を踏まえて保全活動を継続的に改善していくことが必要である。さらに、人間系による強靱なシステムとしての機能を発揮していくため、個々単位での PDCA についても反映していく必要があり、その仕組みも重要である。

炉内構造物点検評価ガイドラインは直接的に上位概念の保全活動のマネジメントに関する指針を提供するものではないが、これらの活動に整合したより実効性のある点検評価が行えるよう充実をはかっていく必要がある。

事業者においては、この炉内構造物点検評価ガイドラインを活用するにあたって、ここで示された具体的な点検・評価を進めるだけでなく、このガイドラインのプロセスを活用してより安全性を向上させるような日常の保全活動に対する改善を行う仕組みの構築が重要である。

原子力安全のためのマネジメントシステム規定 (JEAC 4111)



保守管理規程 (JEAC 4209)

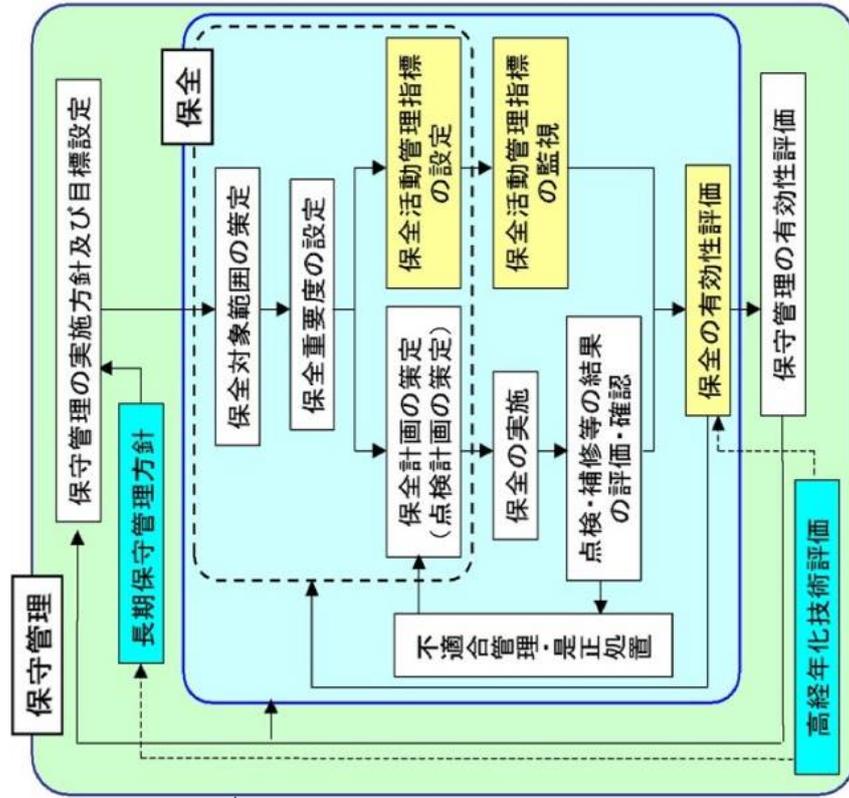


図-1 品質管理と保守管理の関係

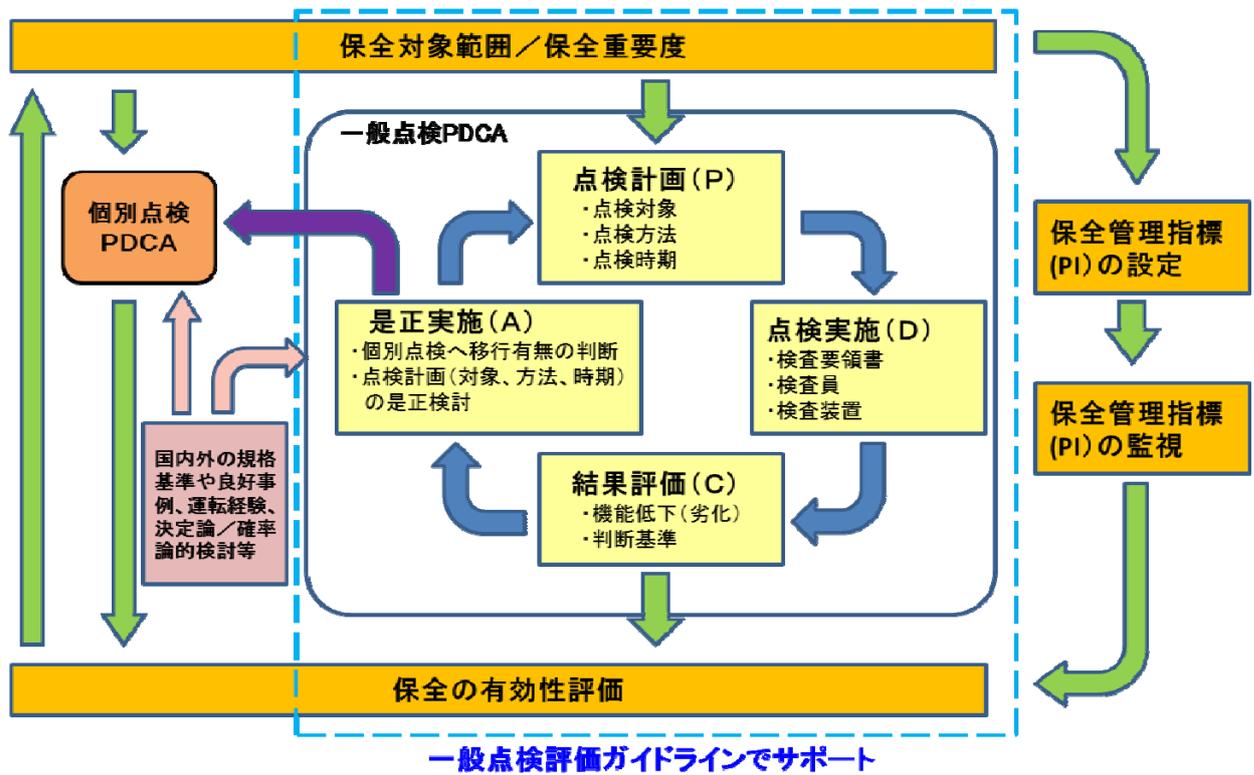


図-2 保守管理における一般点検評価ガイドラインがサポートする範囲

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[一般点検]の概要

1. 基本的な考え方

(1)本ガイドラインは、沸騰水型原子炉(BWR: Boiling Water Reactor)の炉内構造物における一般点検の点検範囲、点検周期、点検方法等について規定したものである。

(2)一般点検および個別点検の定義は以下の通り(図1)。

- 一般点検: 安全機能を有する機器・部品であって、個別点検で想定している劣化事象以外の要因による損傷やその兆候を検出するため、合理的な点検・評価を行う。安全機能を有しない機器・部品であっても、発電所運転継続や設備保護上重要なものは、一般点検と同等に扱う。
- 個別点検: 安全機能を有する機器・部品において、運転期間中損傷発生の可能性のある有意な経年劣化事象を検出し、構造健全性を維持するために、点検・評価(必要に応じて是正措置)を行う。

2. 点検対象

(1)対象機器・部品

安全機能を有する機器・部品、並びに発電所運転継続や設備保護上重要な機器・部品を対象とする。具体的な点検対象機器・部品を図2に示す。

(2)対象範囲

対象範囲は対象機器・部品の代表となる範囲とし、形状・寸法及び使用条件が類似の機器・部品が複数ある場合、もしくは対称性がある場合には、代表となる接近可能な範囲を対象範囲とする。なお、対象範囲は運転期間中に変更せず、定点サンプリングとする。機器・部品毎の対象範囲の例を図3に示す。

3. 点検方法及び周期

(1)点検方法

点検は目視試験(VT-3)で実施する。

(2)点検開始時期

一般点検は、原則として運転開始後暦年で10年以内の定検期間等にあわせて実施する。

(3)点検周期

初回点検後の点検周期は、原則として暦年で10年以内とする。

4. 評価

点検の結果は、下記により評価を行うこと。

- (1)点検対象機器・部品に異常が発見されない場合、継続使用することができる。
- (2)点検対象機器・部品に異常が発見された場合、異常の状況を詳細調査及び影響評価を行い、異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性がないと判断された場合には、継続使用をすることができる。異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性があるとして判断された場合には、該当機器・部品に対して補修・取替えを実施する。
- (3)詳細調査及び影響評価で得られた新たな知見は、必要に応じて、既存ガイドラインの改訂又は新たなガイドラインの開発を行う。

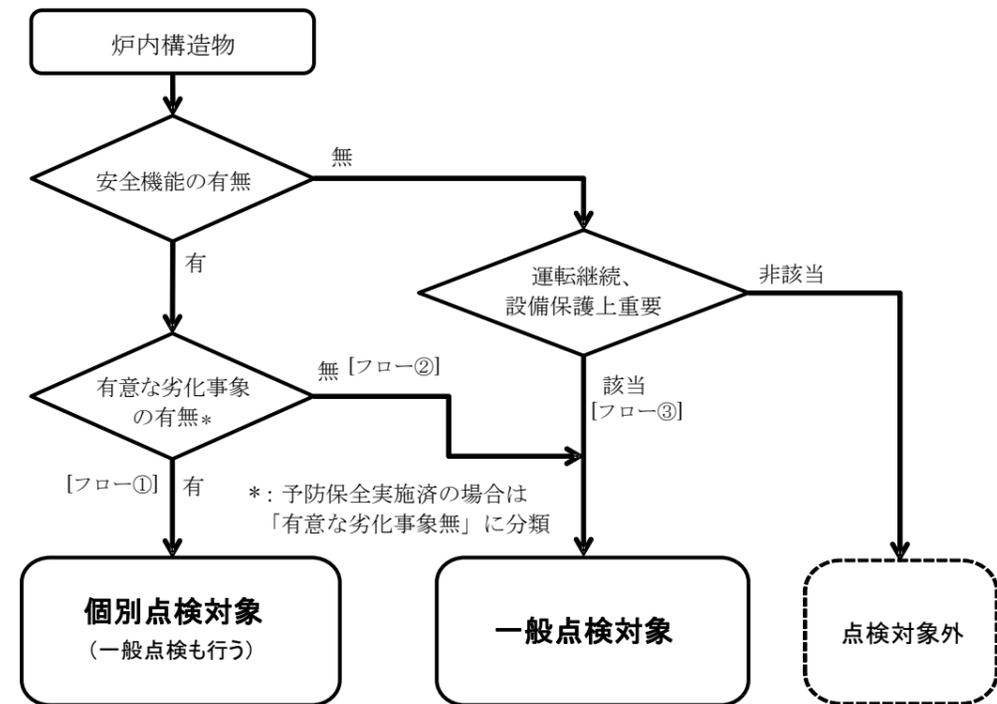


図1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

<p>[フロー①] シュラウドサポート 炉心シュラウド 上部格子板 炉心支持板 ICMハウジング CR案内管 CRDハウジング 炉心スプレイ配管及びスパージャ ジェットポンプ アクセスホールカバー ほう酸水注入/差圧検出ライン</p>	<p>[フロー②] LPCIカップリング 燃料支持金具 高圧炉心注水系配管及びスパージャ (ABWRのみ)</p>	<p>[フロー③] 給水スパージャ 気水分離器 蒸気乾燥器 ガイドロッド ヘッドスプレインズル 監視試験片支持ブラケット、バスケットホルダ及びカプセルバスケット</p>
---	---	--

図2 一般点検および個別点検対象機器・部品(フロー①～③は図1に対応)

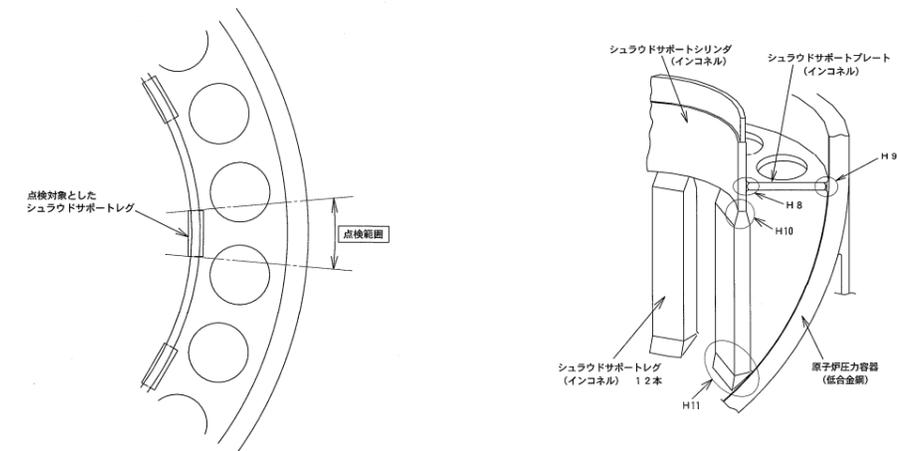


図3 点検対象範囲の例(シュラウドサポート)

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[一般点検]の概要

1. 基本的な考え方

- (1) 本ガイドラインは、加圧水型原子炉(PWR : Pressurized Water Reactor)の炉内構造物における一般点検の点検範囲、点検周期、点検方法等について規定したものである。
- (2) 個別点検及び一般点検の定義は以下の通り (図 1)。
 - 一般点検 : 安全機能を有する機器・部品であって、個別点検で想定している劣化事象以外の要因による損傷やその兆候を検出するため、合理的な点検、評価を行う。安全機能を有しない機器・部品であっても、発電所運転継続や設備保護上重要なものは、一般点検と同等に扱う。
 - 個別点検 : 安全機能を有する機器・部品において、運転期間中損傷発生の可能性のある有意な経年劣化事象を検出し、構造健全性を維持するために、点検・評価 (必要に応じて是正措置) を行う。

2. 点検対象

(1) 対象機器・部品

安全機能を有する機器・部品、並びに発電所運転継続や設備保護上重要な機器・部品を対象とする。具体的な点検対象機器・部品を図 2 に示す。

(2) 対象範囲

対象範囲は対象機器・部品の代表となる範囲とし、形状・寸法及び使用条件が類似の機器・部品が複数ある場合、もしくは対称性がある場合には、代表となる接近可能な範囲を対象範囲とする。なお、対象範囲は運転期間中に変更せず、定点サンプリングとする。機器・部品毎の対象範囲の例を図 3 に示す。

3. 点検方法及び周期

(1) 点検方法

点検は目視試験 (VT-3) で実施する。

(2) 点検開始時期

一般点検は、原則として運転開始後暦年で 10 年以内の定検期間等にあわせて実施する。

(3) 点検周期

初回点検後の点検周期は、原則として暦年で 10 年以内とする。

4. 評価

点検の結果は、以下により評価を行うこと。

- (1) 点検対象機器・部品に異常が発見されない場合、継続使用することができる。
- (2) 点検対象機器・部品に異常が発見された場合、異常の状況の詳細調査及び影響評価を行い、異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性がないと判断された場合には、継続使用をすることができる。異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性があるとは判断された場合には、該当機器・部品に対して補修・取替えを実施する。
- (3) 詳細調査及び影響評価で得られた新たな知見は、必要に応じて、既存ガイドラインの改訂又は新たなガイドラインの開発を行う。

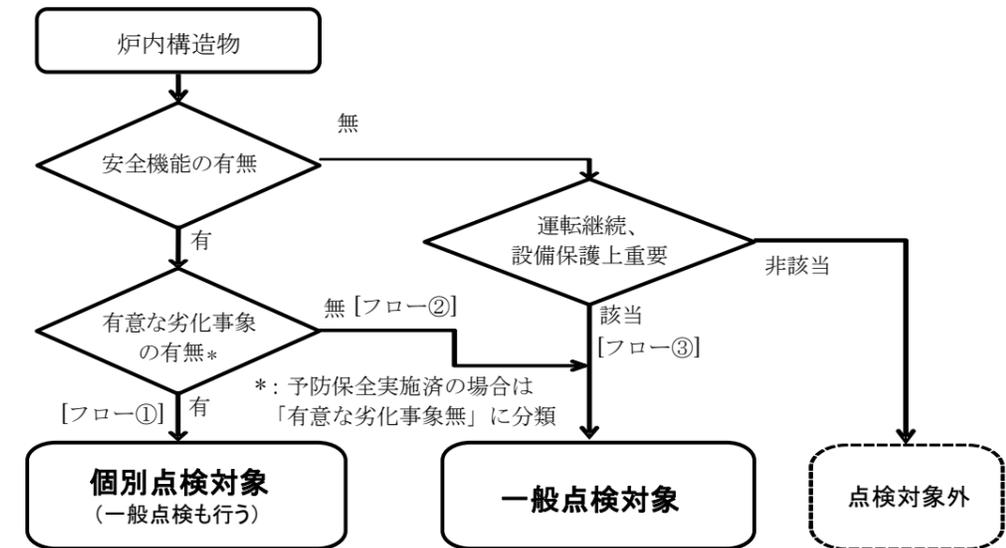


図 1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

個別点検対象 (一般点検も行う)	一般点検対象
[フロー①] 制御棒クラスタ案内管 バップルフォーマボルト 原子炉容器炉内計装筒	[フロー②] 上部炉心支持板 上部炉心支持柱 上部炉心板 炉心そう 下部炉心板 下部炉心支持柱 下部炉心支持板 RV 位置決めピン スプレイノズル 押えリング 支持ピン 水位計
	[フロー③] 熱電対引出管 上部炉心板案内ピン 燃料集集体案内ピン バップル板 フォーマ板 バレルフォーマボルト ラジアルキー クレビスインサート 炉内計装案内管 二次炉心支持柱 原子炉容器蓋用管台
	[フロー③] たわみピン 熱遮へい体 照射試験片案内管

図 2 一般点検および個別点検対象機器・部品 (フロー①～③は図 1 に対応)

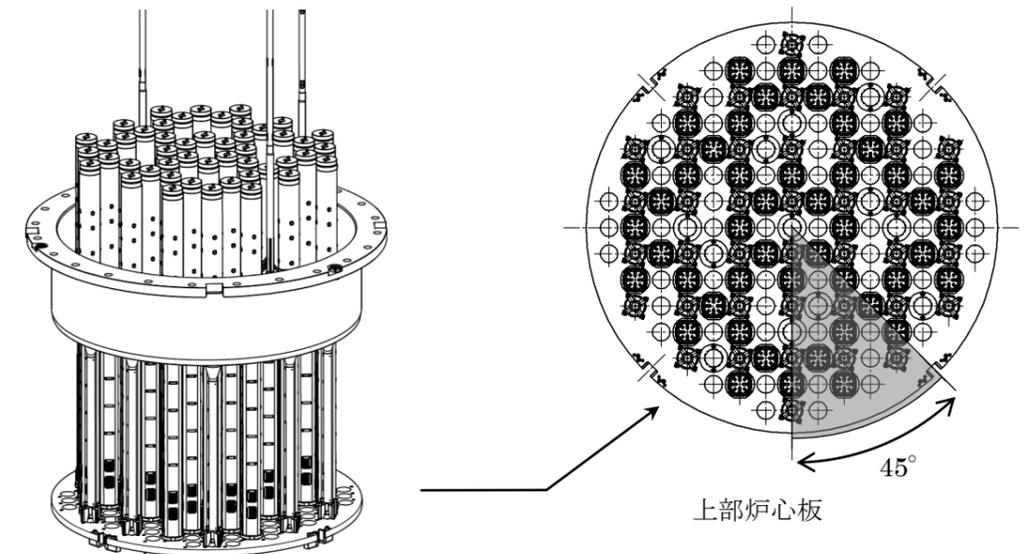


図 3 点検対象範囲の例

ガイドラインにおける構造強度評価上の保守的仮定の例

ガイドラインの構造強度評価に際して、これまで様々な保守的仮定を採用している。(図-1)

- a. 点検ができない箇所に必ずしも SCC が発生するわけではないが、引張り荷重が伝達できないものと仮定して解析評価する。
- b. SCC を目視検査でおおよその長さを確認し、それに誤差や余裕を見込むとともに、その欠陥が実際は板厚を貫通していない場合でも、貫通しているものと保守的に仮定して、構造強度解析および評価を実施する。
- c. SCC がいつ発生するか、その時期を特定するためのデータが十分でないため、SCC 発生までの時間は保守的にゼロ、即ち無視する。
- d. 炉内構造物は構造強度余裕が大きいので、検査上の誤差を加味して欠陥寸法を保守的に見積もり、構造強度評価を実施する。

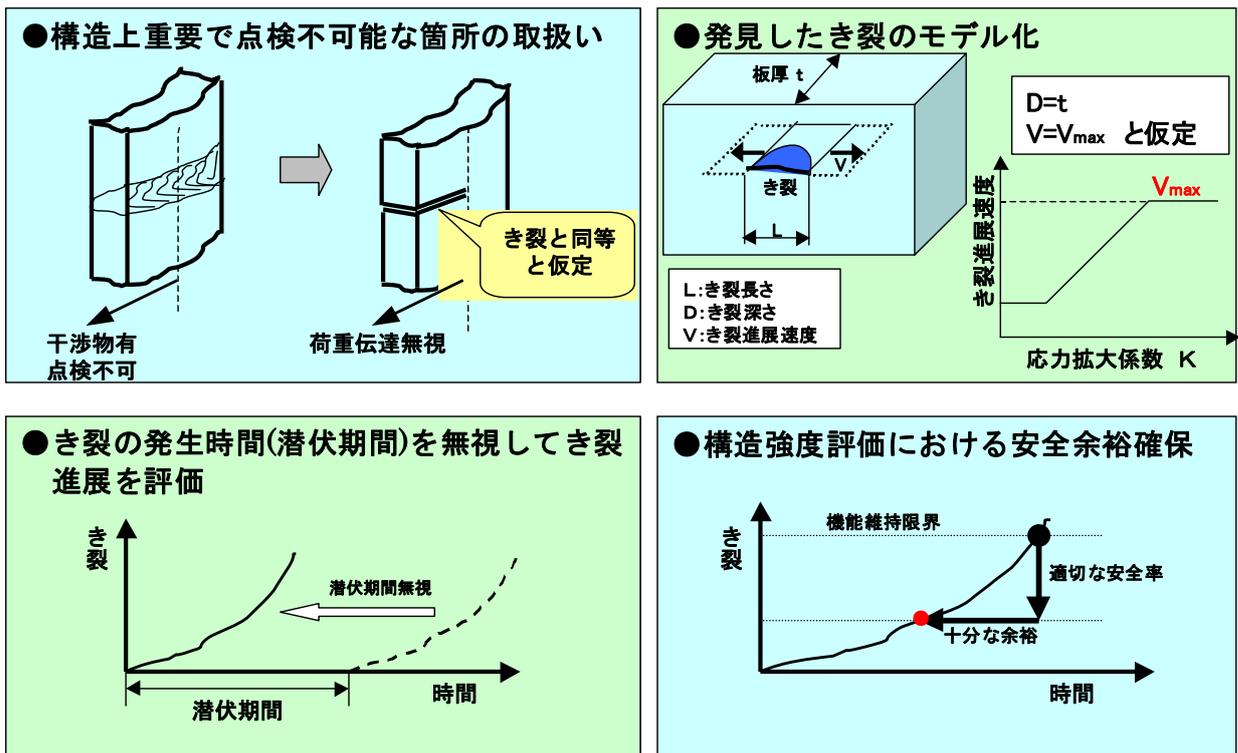


図-1 構造強度評価上の保守的仮定の例

一方で、これらの仮定は保守的過ぎるとの見方もあり、データ拡充や解析精度を向上し、より合理的な評価を行うことが今後の課題である。

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ことが出来る。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は「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する。

(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する。

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。

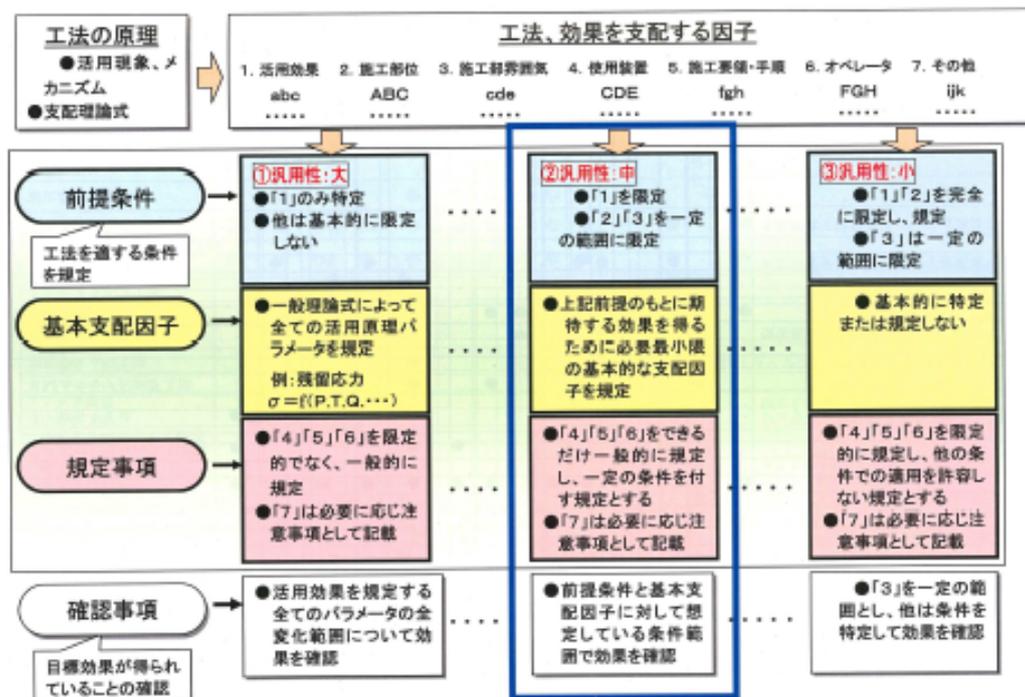


図-1 工法を支配する因子と規定事項

実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要（BWR）（2017年3月現在）

補修工法	機器														備考	
	炉心シュラウド	シュラウドサポート	上部格子板	炉心支持板	ジェットポンプ	炉心スプレイ配管 及びスパークカバー	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		JSM規格化
取替	●	◎*	●	●	●	●	●	●	●	●		●	◎		●	炉心シュラウド、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	クランプ、ブラケット工法	●				●	●									
	タイロッド工法	●												●*		シュラウド点検評価ガイドラインに記載
	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											◎		●	●	
	水中レーザー肉盛溶接工法													●		
	対策-高周波誘導加熱工法											●		●		
予防保全工法	外面からの入熱による応力改善工法(IHSI)											●		●	●	
	ピーニング(WJP)	●	●	●		●		●	●					●	●	
	ピーニング(レーザーピーニング)	●	●					●	●					●	●	
	ピーニング(超音波ショットピーニング)													●	●	
	水中レーザークラッド溶接													●		
	研磨による応力改善方法	●	●	●	●	◎	●	◎	◎	◎	●	●	◎	◎	●	●

●: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

実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要(PWR) (2017年3月現在)

補修工法	機器																	備考		
	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	安全注入管台	炉内計装筒	炉内構造物	バツフルフォームボルト	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		JSME規格化	
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リラ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			◎	●						●							●	INLAY	
	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														○					
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													●				●	●	
	研磨による応力改善方法		◎	◎	◎	◎	◎	●	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	◎	●	●	

●: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

1. 経緯

これまで様々なプラントで SCC 対策等の予防保全が実施され、補修する機会が増加している。補修・予防保全を実施した後の検査周期・検査方法については、補修工法については工法毎に、予防保全工法については検査対象毎に設定されている。

補修・予防保全後の検査周期・検査方法については、その妥当性が個々に確認されるとともに、JSME 維持規格や、規制要求とも整合していない部分が生じている。

表 1～4 に炉内ガイドライン、維持規格、亀裂の解釈に関する規制要求について、健全な構造物の検査周期、欠陥を有する構造物の検査周期、予防保全を実施した構造物の検査周期、補修した構造物の検査周期を示す。

表 1 健全な健全性の検査周期（インコル 600 合金使用部位）

		炉内GL	維持規格	き裂の解釈
炉内構造物等		・一般点検（10年毎（運転経験・点検実績を反映した周期に変更可能）） ・個別検査（初回＋継続）	・標準検査（10年毎） ・個別検査（初回＋継続）	規定なし
PLR配管等		—	25%/10年 100%/10年	・SCC対策済：規定なし ・SCC対策未実施：100%/5年
PWR一次系 セーフエンド 異材継手 ^{注1}		・個別点検VT, ECT, UT（健全性が確保される期間の1/2毎）	・標準検査 PT, UT (RV:100%/10年, SG-PR:25%/10年) 漏えい試験（毎定検）	・PT (100%/10年) ・UT (100%/潜在欠陥を考慮した健全性評価結果の1/4 or 7年の短い方) ・漏えい試験（毎定検） ・BMV (RV-SG:10年毎、PR:5年毎)
PWR貫通部 ^{注1} (BMI)	母材	同上	・標準検査 漏えい試験（毎定検）	左記に加えて、 ・BMV (5年毎)
	J溶接部	—	同上	同上

表 2 欠陥を有する構造物の検査周期

		炉内GL	維持規格	き裂の解釈
炉内構造物等		健全性が確保される期間まで	同左	・毎回（3回の結果進展が無ければ隔回） or ・将来進展が止まると評価される欠陥は初回+隔回
PLR配管等		—	3, 7, 10年 or 健全性評価結果の1/10、1/4、1/2年	・毎回（3回の結果進展が無ければ隔回） or ・供用期間中満足すると評価される欠陥は初回+隔回
PWR一次系 セーフエンド 異材継手 ^{注1}		健全性が確保される期間の1/4、1/2、末期の3回	・継続検査（3, 7, 10年 or 健全性評価結果の1/10、1/4、1/2年の短いほう）	規定なし
PWR貫通部 ^{注1} (BMI)	母材	健全性が確保される期間の1/4、1/2、末期の3回	（その1）と同じ	規定なし
	J溶接部	— （補修が必要 ^{注2} ）	（その1）と同じ	規定なし

注1：600合金使用部位、注2：補修後にき裂が残留する場合には、周辺構造物へのき裂の影響確認が必要。

表3 予防保全を実施した構造物の検査周期

		炉内GL	維持規格	き裂の解釈
炉内構造物等		<ul style="list-style-type: none"> ・一般検査 ・個別検査（有効性を考慮し設定） 【ピーニングの例】 ・シュラウド[*]：耐SCC性材料扱い ・シュラウド[*]：個別検査不要 ・CRD-H：耐SCC性材料扱い ・ICM-H：耐SCC性材料扱い ・JP：耐SCC性材料扱い ・CS：記載なし ・DP・SLC：耐SCC性材料扱い 	<ul style="list-style-type: none"> ・一般検査 ・個別検査（有効性を考慮し周期を軽減） 【ピーニングの例】 ・シュラウド[*]：予防保全時期を供用開始時期 ・シュラウド[*]：耐SCC性材料扱い ・CRD-H：耐SCC性材料扱い ・ICM-H：耐SCC性材料扱い ・JP：耐SCC性材料扱い ・CS：記載なし ・DP・SLC：予防保全時期を供用開始時期 	規定なし (従前はシュラウドに限って100% 10年)
PLR配管等		—	25%/10年 100%/10年	規定なし
PWR一次系 セーフエンド 異材継手 ^{注1}		個別点検不要	(その1)と同じ	(その1)と同じ *:ECT+WJP, ECT+USP, UT+L-SIP施工済みであれば対象外
PWR貫通部 ^{注1} (BMI)	母材	同上	(その1)と同じ	(その1)と同じ
	J溶接部	同上	(その1)と同じ	(その1)と同じ

表4 補修した構造物の検査周期

		炉内GL	維持規格	き裂の解釈
炉内構造物等		封止溶接（健全な溶接部と同様の検査周期・方法）	封止案（未定） その他	エンドースせず
PLR配管等		WOL (UT、初回+4定検毎)	WOL案 (UT、初回+52ヶ月以内)	WOL (初回+2定検毎)
PWR一次系 セーフエンド 異材継手 ^{注1}		スプーリング [*] 取替、クラッピング /INLAY（個別点検不要） 内面切削（（その1）と同じ）	(その1)と同じ	規定なし
PWR貫通部 ^{注1} (BMI)	母材	管台取替（個別点検不要） 内面切削（（その1）と同じ） キャップ（個別点検不要 ^{注2} ）	(その1)と同じ	規定なし
	J溶接部	キャップ（個別点検不要 ^{注2} ）	(その1)と同じ	規定なし

注1：600合金使用部位

注2：キャップ工法では、き裂が残留するため、周辺構造物へのき裂の影響確認が必要。

予防保全・補修後の検査のあり方に関して、個別ガイドラインの記載には、

- ・予防保全は、工法は予防保全工法ガイドライン、点検周期は点検評価ガイドラインに記載。
- ・補修は、工法・点検周期とも補修工法ガイドラインに記載。

と必ずしも明確でない部分があり、残された課題のひとつである。

2. 検討の方向性

補修・予防保全工法後の検査に関する現状の考え方を以下に整理することとした。

(1) 予防保全工法に関する検査

予防保全工法を適用した後の検査については、予防保全された損傷モードに対する点検は不要とすることが基本となる一方、上記の予防保全効果の持続性確認の観点も必要である。

このため、予防保全効果の持続に応じて検査周期を定めるとともに、持続性確認検査の位置付けについて考え方を整理する。

- ① 点検対象機器か否か。
- ② SCC の発生・進展・評価に基づき点検周期が定められている機器に対する予防保全対策。
予防保全効果の大小・効果の持続性に応じた点検周期。
- ③ SCC 以外の損傷モードによる評価に基づき点検周期が点検周期が定められている機器に対する予防保全対策。
- ④ 予防保全効果の持続性確認検査の位置付け（代表機器をウォッチすることで、それ以外の機器の検査省略など）。

(2) 補修工法に関する検査

補修工法を適用した後の検査については、欠陥が除去させているか残存しているか、また対応後に処置方法に応じて考え方を整理する。

- ① 欠陥除去後の構造が技術基準を満足できるものであれば、当該設備は欠陥が除去された健全な構造物であることから、通常（健全な構造物）の検査周期及び通常と同じ検査方法とする。
- ② 欠陥除去後補修溶接が処置された場合には、当該設備は通常の構造物に復旧されていることから、通常（健全な構造物）の検査周期及び通常の構造物と検査方法とする。
- ③ 欠陥が残存し進展抑制する処置がとられている場合には、その抑制効果に応じた点検周期で検査を実施する必要があると考える。検査方法については通常と同じ方法によるが、補修により同様の検査ができない場合には、補修工法に応じた点検方法とする。
- ④ 欠陥が残存し構造補強の処置がとられた場合には、新たな構造物により構造強度を担保されているため点検の必要はないが、新たな構造物についてはその機能に応じた点検周期・方法を設定する必要がある。

今後は、より明確なルール化検討に向けて、実機の点検実績や損傷評価に関するリスク情報活用などの知見を拡充しながら、検討を継続することとする。

補修・取替・予防保全に関する用語の解説

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。

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。

3. 機械的補修施工後の点検

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。

4. 溶接等による補修施工後の点検

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。

5. 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言い、取替後の材料、製造方法等を評価し、当該機器の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。

6. 手直し溶接

手直し溶接の記録として、以下の項目を参考として記録をする。

- ・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

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に合理的な点検範囲、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つては、予防保全対策（取替、貴金属注入等）についても考慮する。

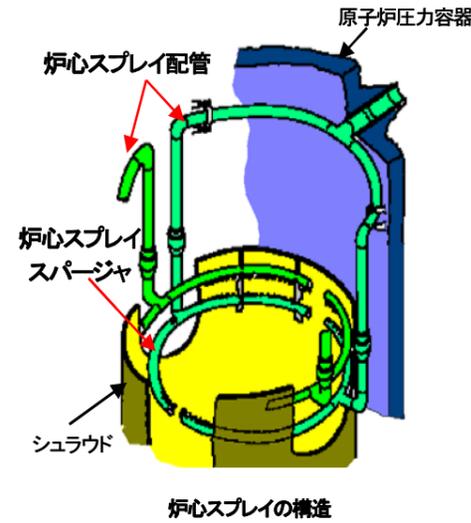


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造

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

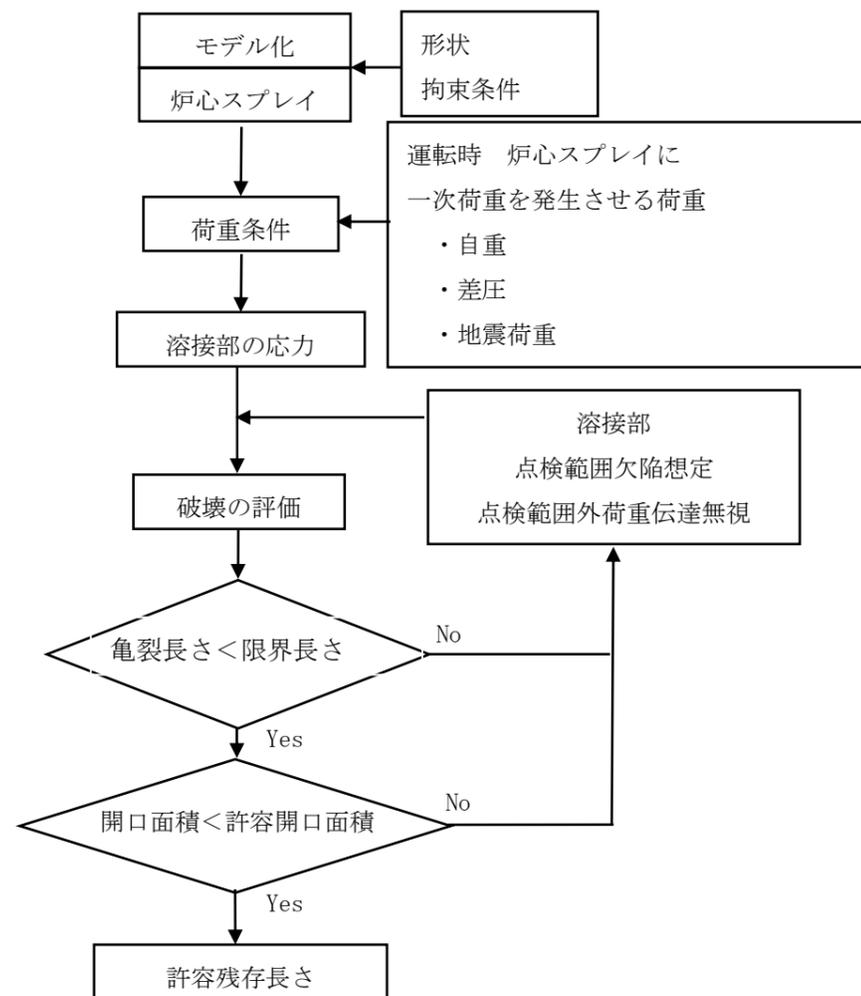


図2 許容残存長さの算出フロー

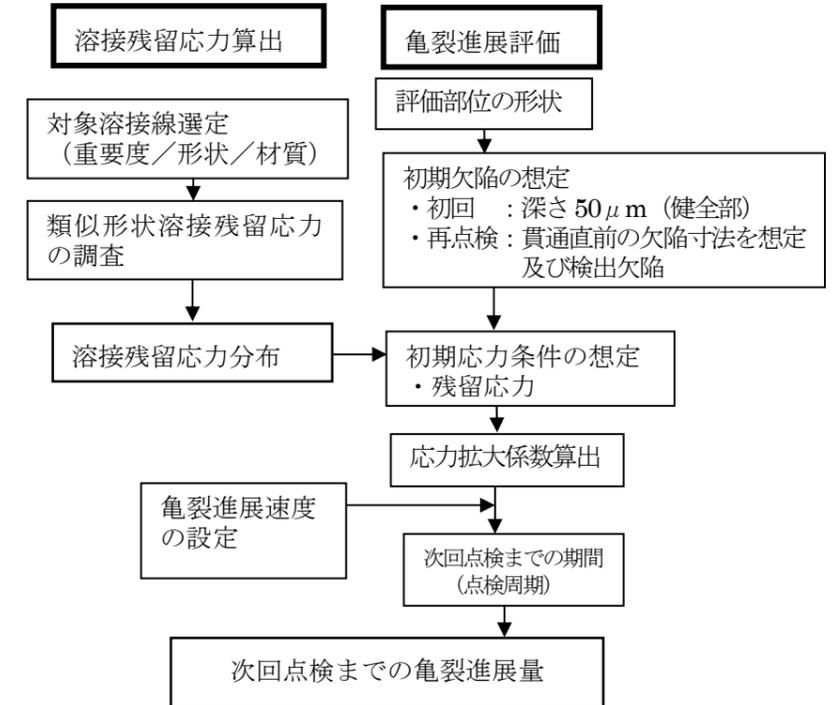


図3 亀裂進展量算定の手順

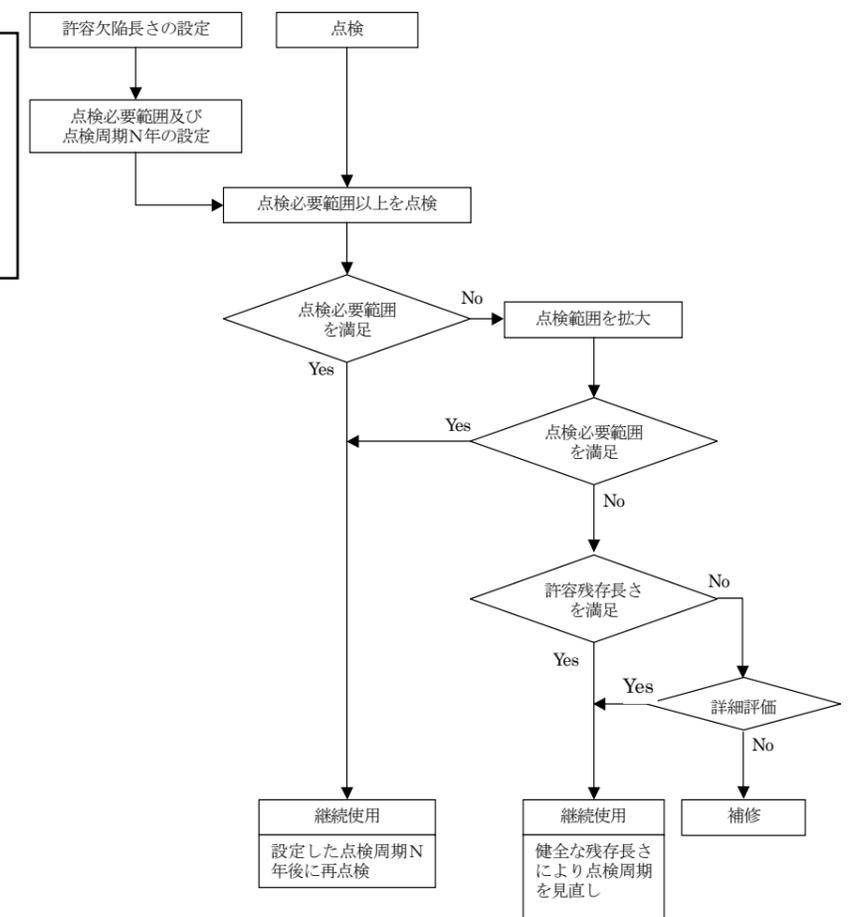


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン [ジェットポンプ] 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ウェッジ、④ライザプ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ライザプレースと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、ウェッジ

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（ライザプ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。

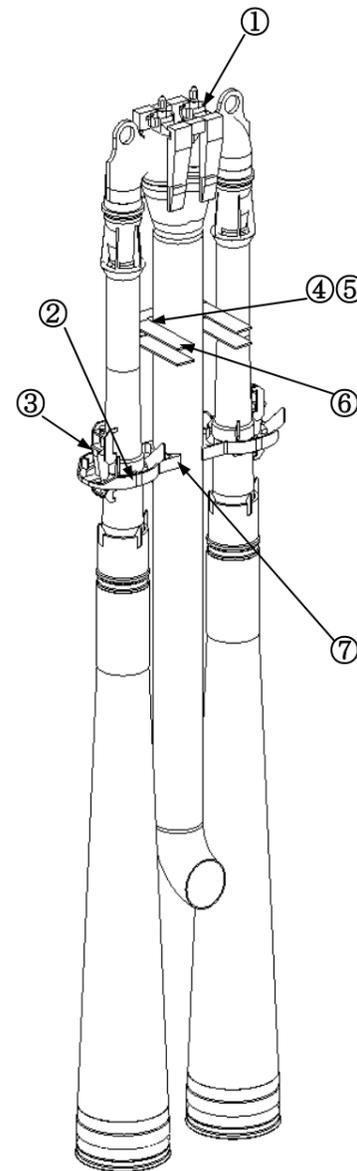


図 1 点検対象部位

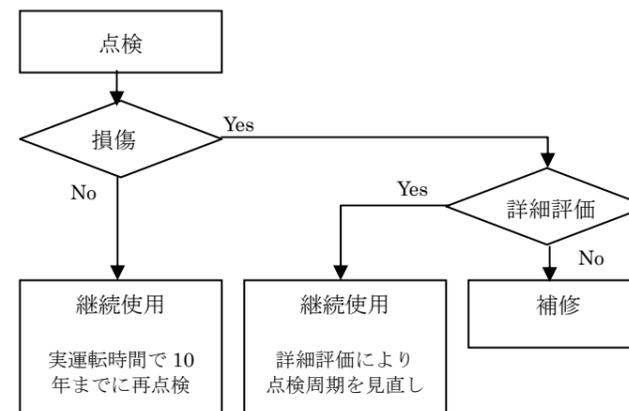


図 5 ジェットポンプビーム他の点検フロー

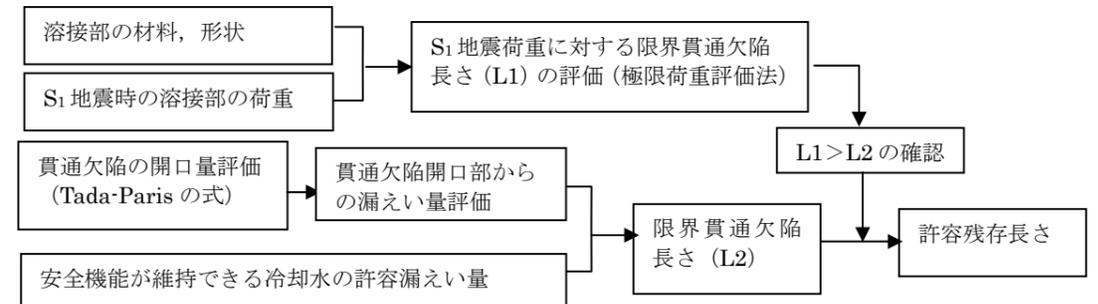


図 2 周方向溶接部の許容残存長さの評価フロー

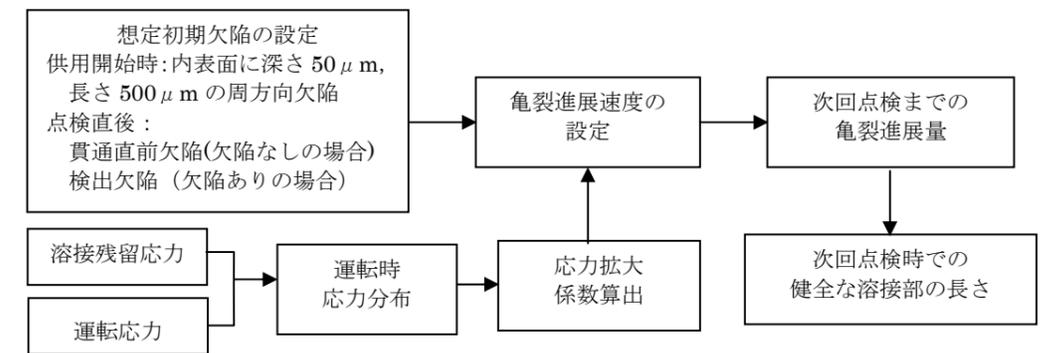


図 3 亀裂進展評価フロー

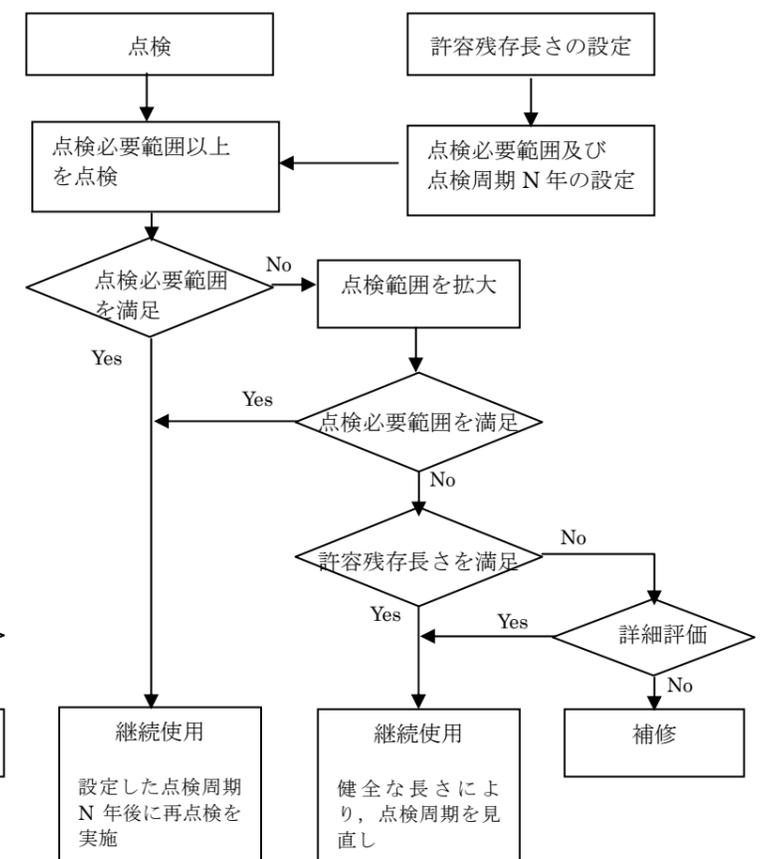


図 4 周方向溶接部の点検フロー

BWR炉内構造物等点検評価ガイドライン〔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（DP/LC配管）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 経年変化事象：応力腐食割れ

② DP/LC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DP/LCノズル取付部）

万一、DP/LC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DP/LC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DP/LC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（VT）とし、必要に応じて超音波探傷試験（UT）、渦流探傷試験（ET）を実施することとする。
- 目視試験の方法はVT-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の初期亀裂を仮定した場合の亀裂進展挙動を解析により評価した結果、ノズル/肉盛座溶接部の軸方向亀裂進展が最も早いとの結果となった。万一軸方向亀裂が貫通しても、漏えい量は微小であり、CRD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亀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、VT-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、亀裂進展挙動解析により、ノズル/肉盛座溶接部の軸方向亀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）

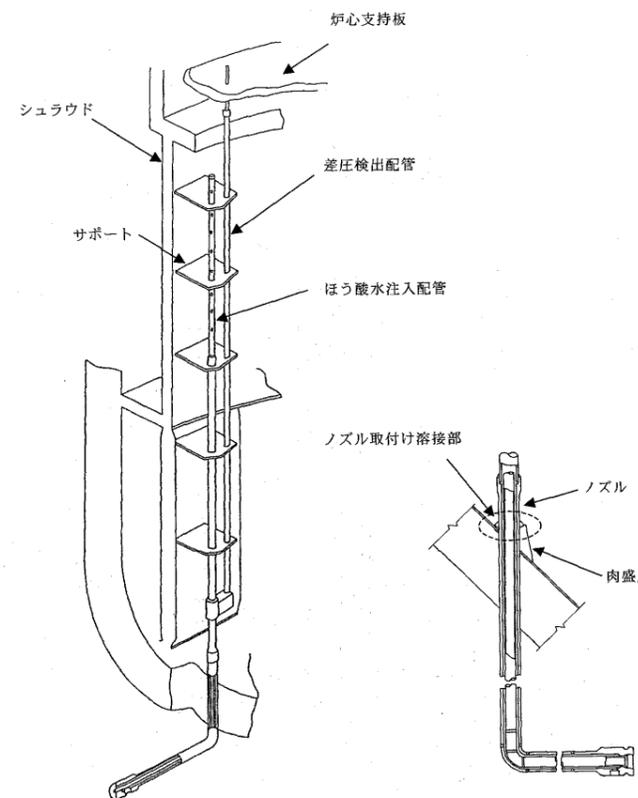


図1 差圧検出/ほう酸水注入系配管の構造
(BWR 5タイプ)

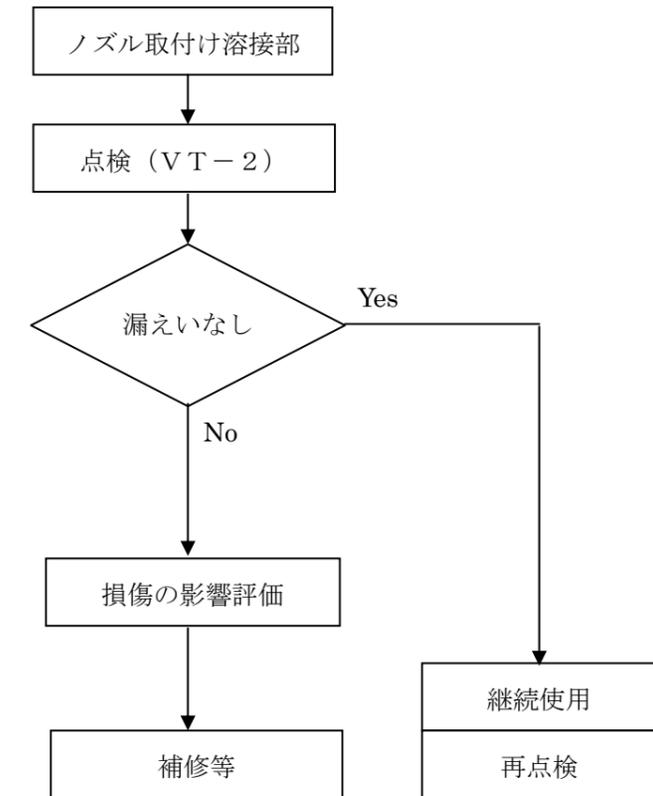


図2 差圧検出/ほう酸水注入系配管の点検フロー

BWR炉内構造物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、軸方向亀裂の貫通がないことを確認する。
 - (1) 点検対象部位の亀裂進展速度は、
軸方向亀裂 > 周方向亀裂
 - (2) 万一軸方向亀裂が貫通しても、
 - (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、亀裂進展が遅いか、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）

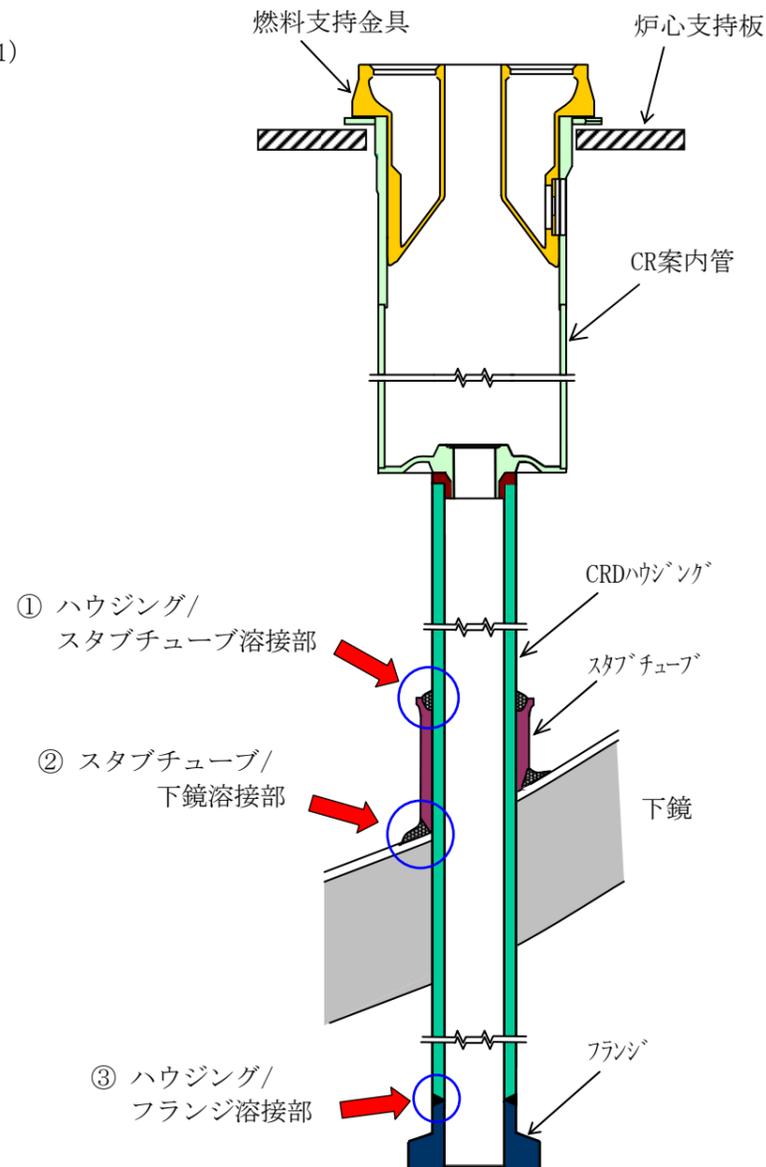


図-1 CRDハウジングの構造と点検対象部位

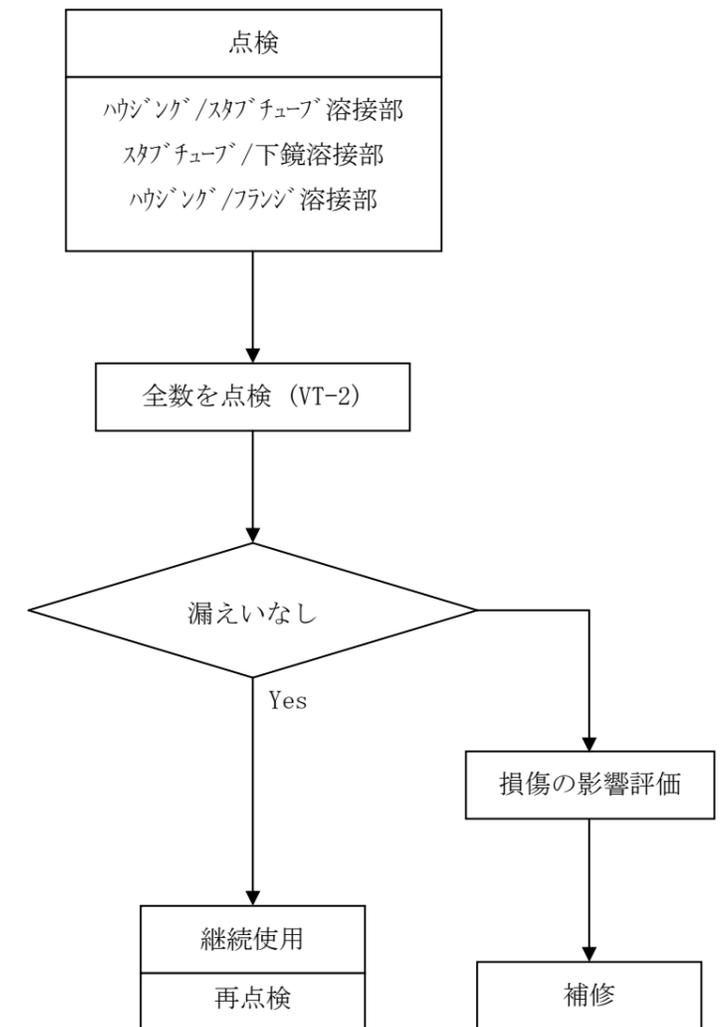


図-2 CRDハウジングの点検フロー

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 ハウジング取り付け溶接部
 - ② ハウジング/フランジ溶接部

3. 点検方法

- ハウジング取り付け溶接部

VT-2（漏えい試験）により，軸方向亀裂の貫通がないことを確認する。

 - (1) 点検対象部位の亀裂進展速度は，
軸方向亀裂 > 周方向亀裂
 - (2) 万一軸方向亀裂が貫通しても，
 - (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
周方向亀裂が，軸方向亀裂より先に発生・進展する可能性があるため，MVT-1（0.025mmワイヤ識別）により，内面に亀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

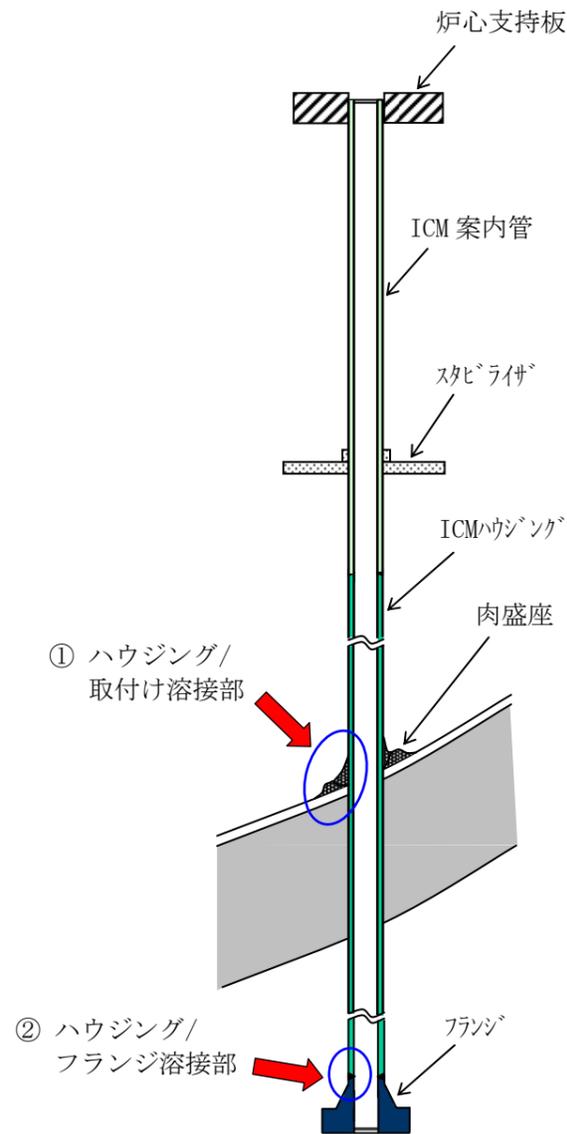


図-1 ICMハウジングの構造と点検対象部位

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。
- ハウジング取り付け溶接部
 - ・ニッケル合金溶接部の点検実施時期は，亀裂進展評価において亀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，周方向亀裂が実運転時間約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）

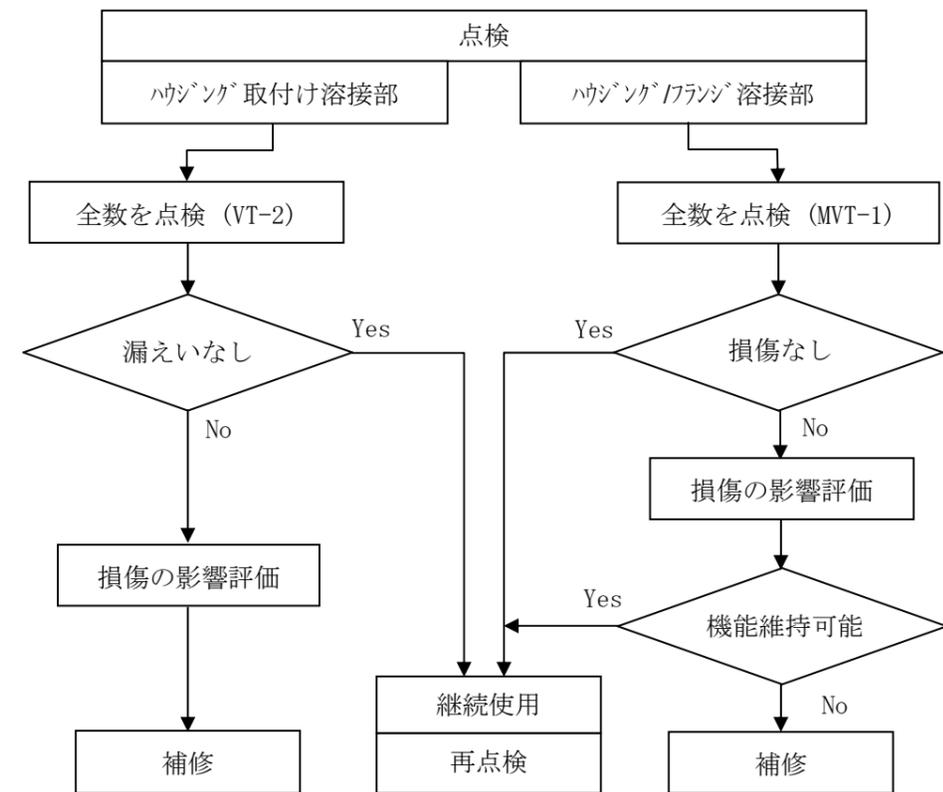


図-2 ICMハウジングの点検フロー

炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心シュラウド] 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. 基本的な点検対象箇所

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。

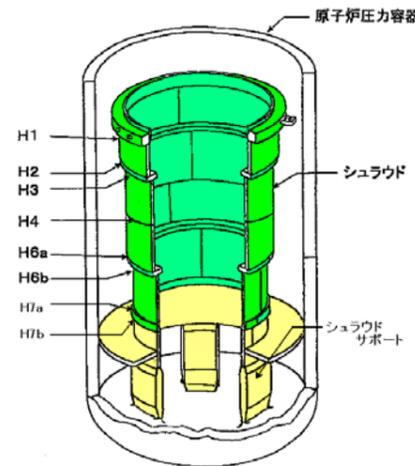


図1 シュラウドの構造

表-1 シュラウドの検査可能範囲 (1100MWe 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/マイクロマ	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、点検実施範囲とその欠陥の割合から所定の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、次回点検までの亀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）

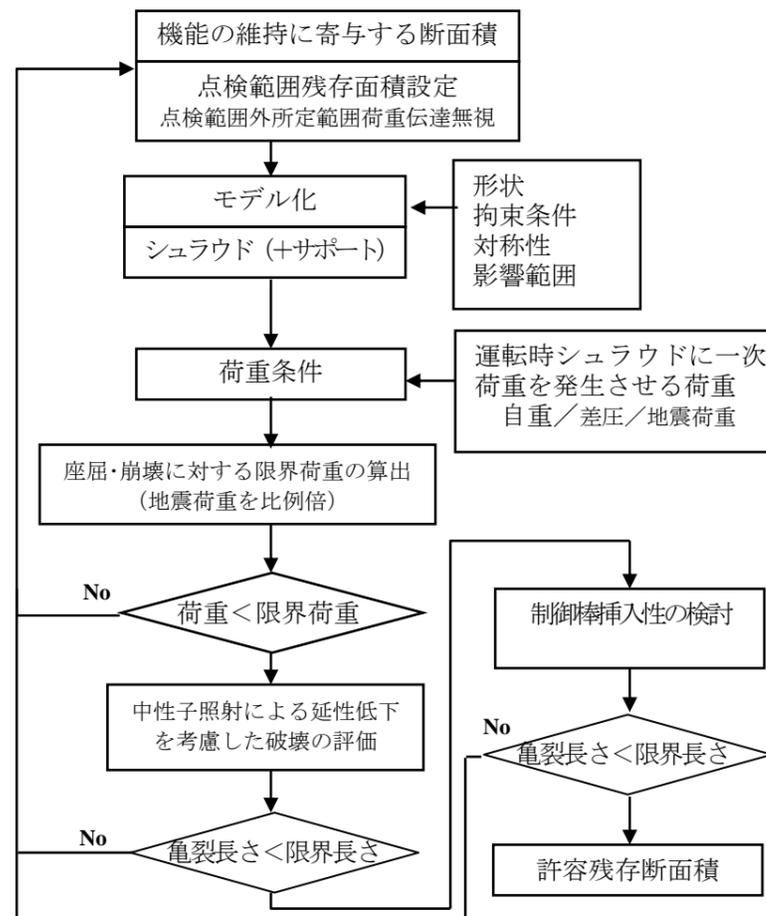


図2 許容残存断面積の算出フロー

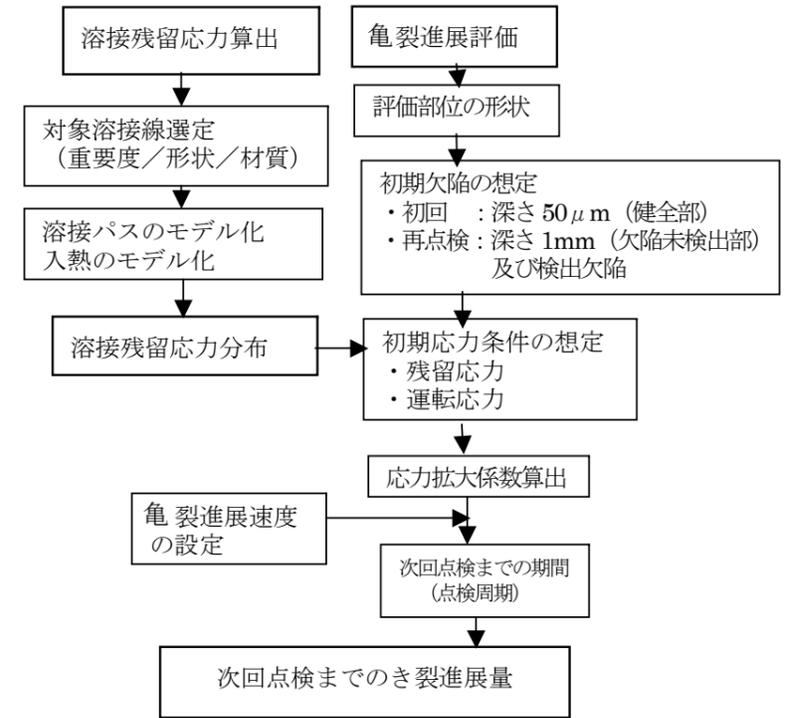


図3 亀裂進展量算定の手順

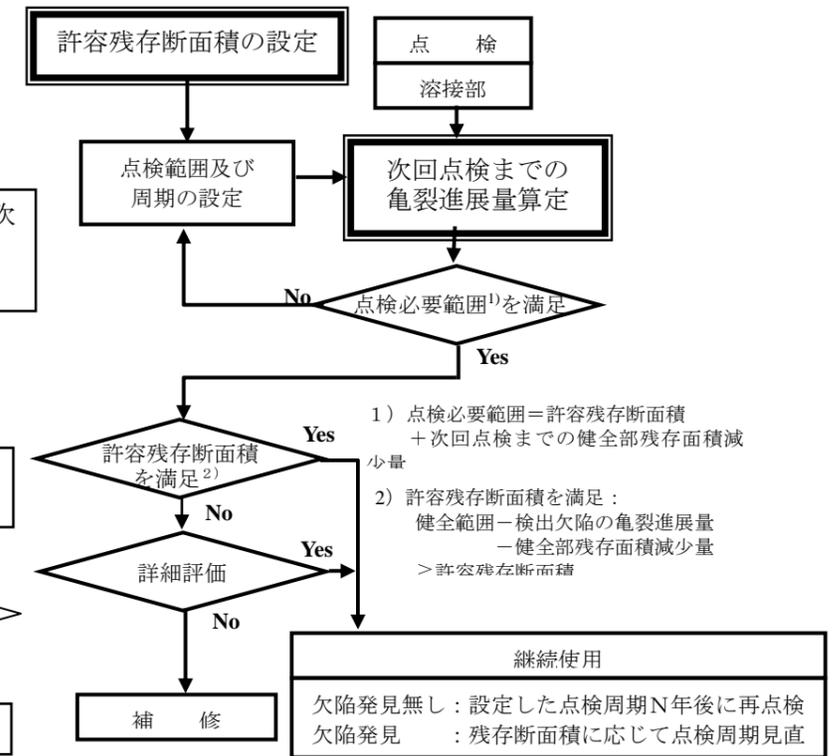


図4 シュラウドの点検の考え方

炉内構造物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（アクセスホールカバーを含む）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 対象箇所：182合金、82合金及び改良182合金の溶接部、並びに750系ニッケル基合金（アクセスホールカバーのボルト材）
 - 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及びアクセスホールカバー
 - 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、貴金属コーティング等）についても考慮する。

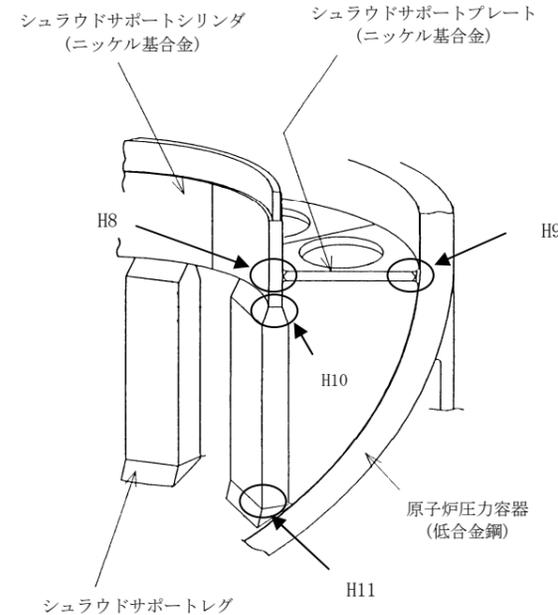
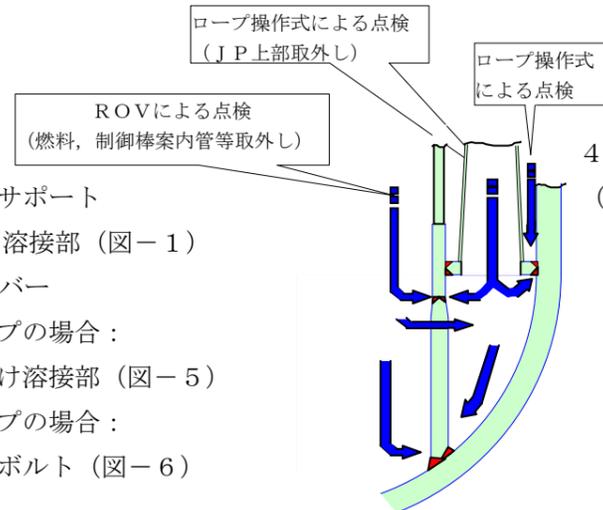


図-1 シュラウドサポート(レグ型)の構造

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)
- (2) アクセスホールカバー
 - ・溶接取付けタイプの場合：
 - カバーの取付け溶接部 (図-5)
 - ・ボルト締結タイプの場合：
 - カバーの締結ボルト (図-6)



3. 点検方法

- (1) シュラウドサポート及び溶接取付けタイプのアクセスホールカバー
 - 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 (MVT-1) 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。
- (2) ボルト締結タイプのアクセスホールカバー
 - 締結ボルト全数の上部及び下部の目視検査 (VT-3) を実施する。
 - 必要に応じて、ボルトの上部から UT を実施してもよい。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- (1) シュラウドサポート
 - 182合金溶接部は運転後、実運転時間で15年～25年の間に初回点検を実施する。また、改良182合金及び82合金溶接部は運転後、暦年で30年以内に初回点検を実施する。
 - 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、点検実施範囲とその欠陥割合から所定の範囲の荷重伝達機能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、次回点検までの亀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（点検フローを図-4に示す）。
- (2) アクセスホールカバー
 - 溶接取付けタイプは運転後、暦年で30年以内に初回点検を実施する（点検フローを図-7に示す）。
 - ボルト締結タイプは運転後、実運転時間で10年以内に初回点検を実施する（点検フローを図-8に示す）。

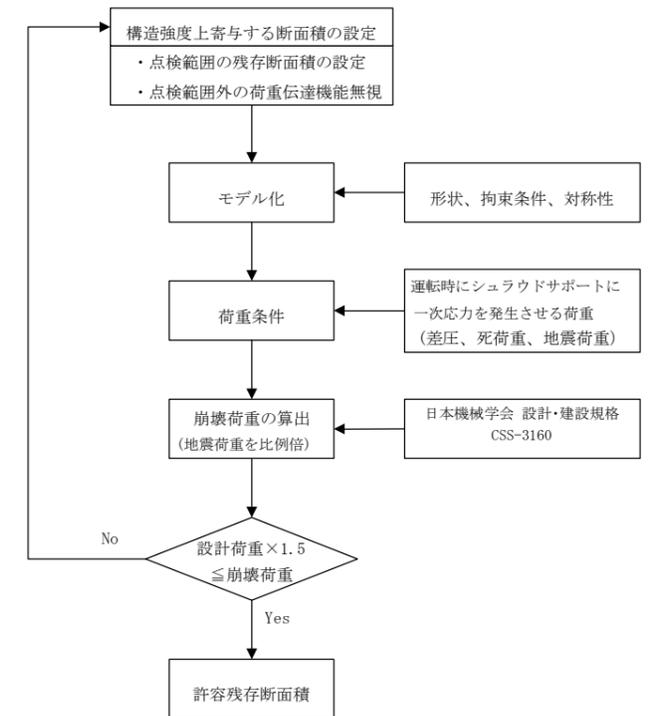


図-2 許容残存断面積の設定手順
(点検範囲外の全ての荷重伝達機能を無視した場合)

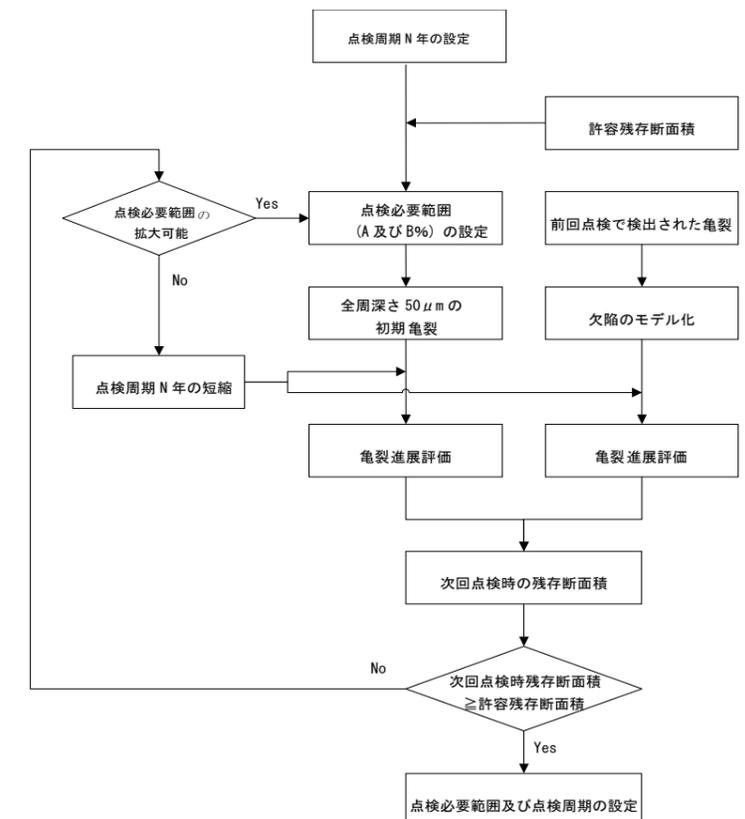


図-3 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

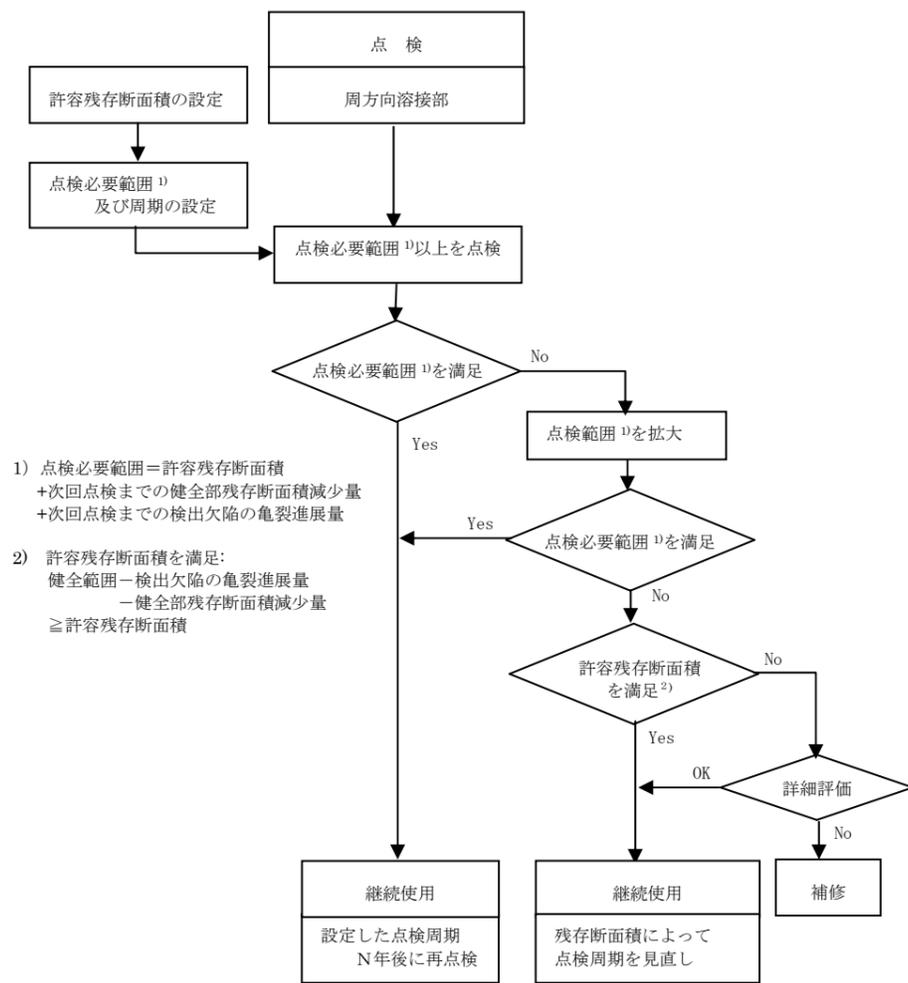


図-4 シュラウドサポート点検フロー

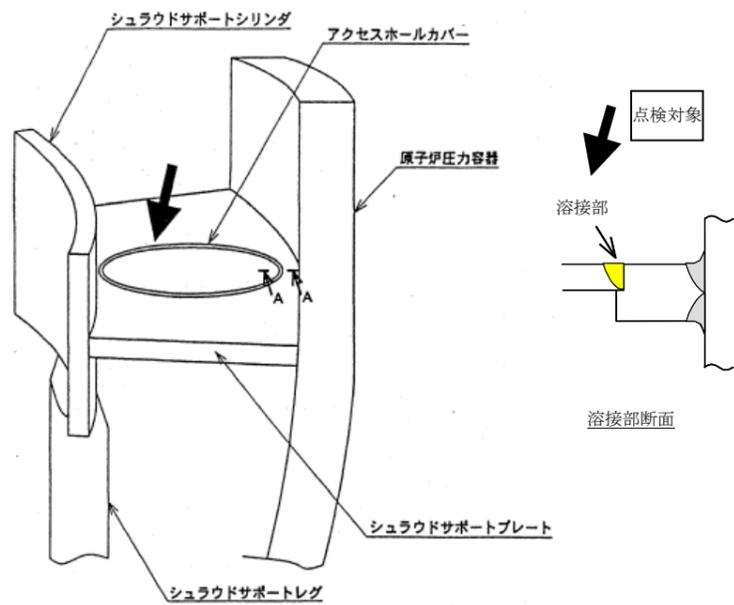


図-5 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）点検対象部位

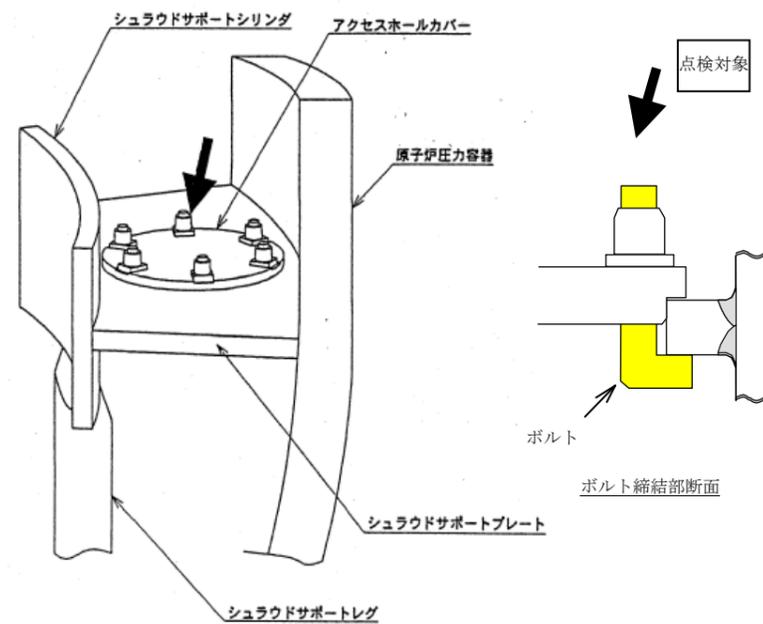


図-6 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検対象部位

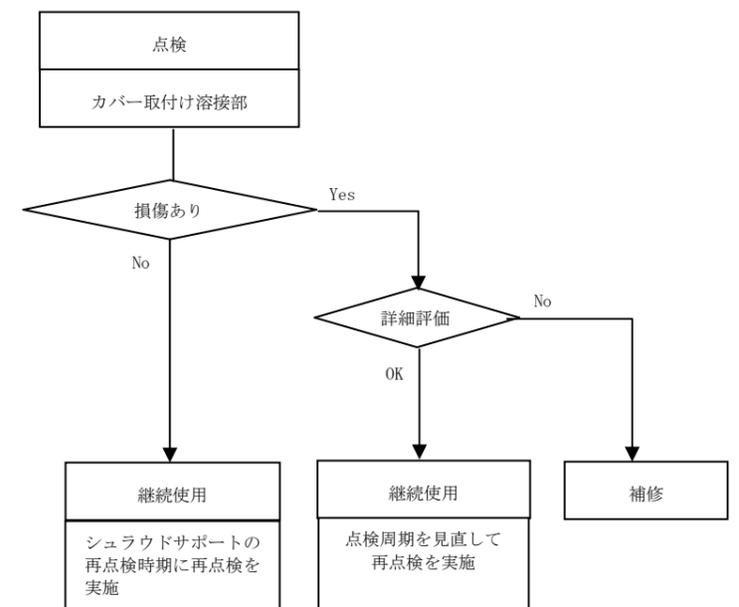


図-7 アクセスホールカバー（溶接取付けタイプ）点検フロー

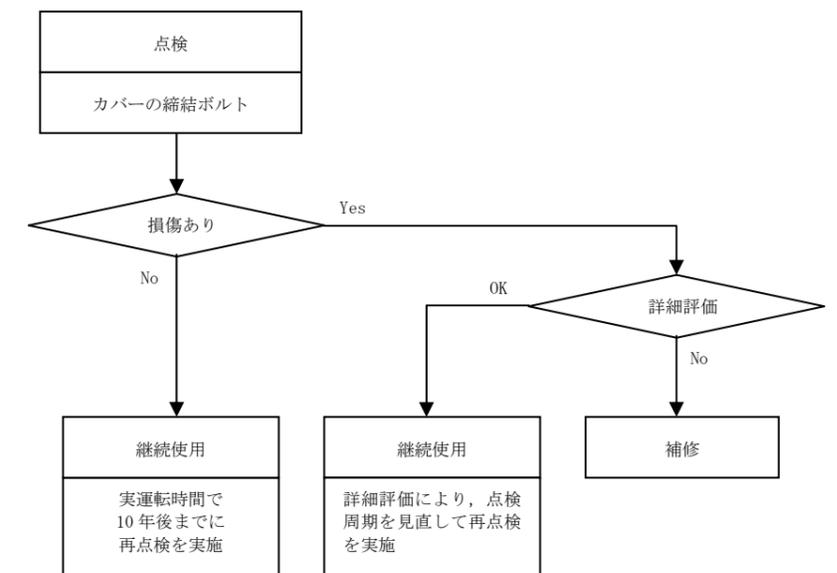


図-8 アクセスホールカバー（ボルト締結タイプ）点検フロー

BWR炉内構造物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
(事故時の差圧荷重が自重を上回るプラント)

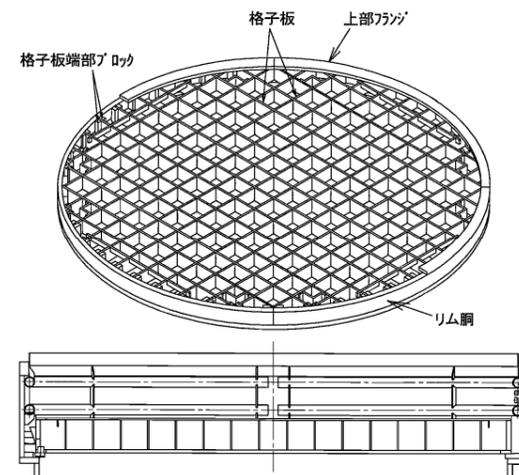


図-1 上部格子板の概略構造

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。

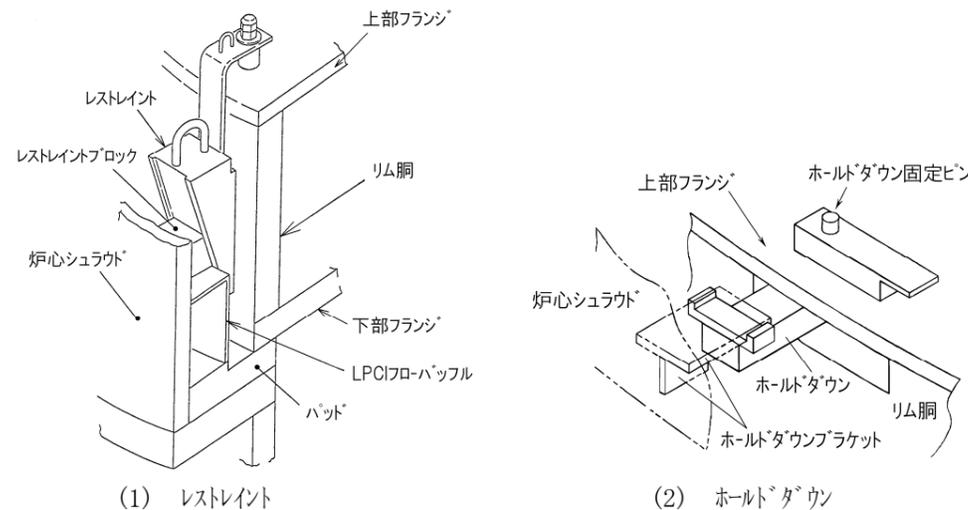


図-2 レストレイント構造およびホールドダウン構造

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)
- 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。
- ホールドダウン構造は、強度上 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。
- 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)

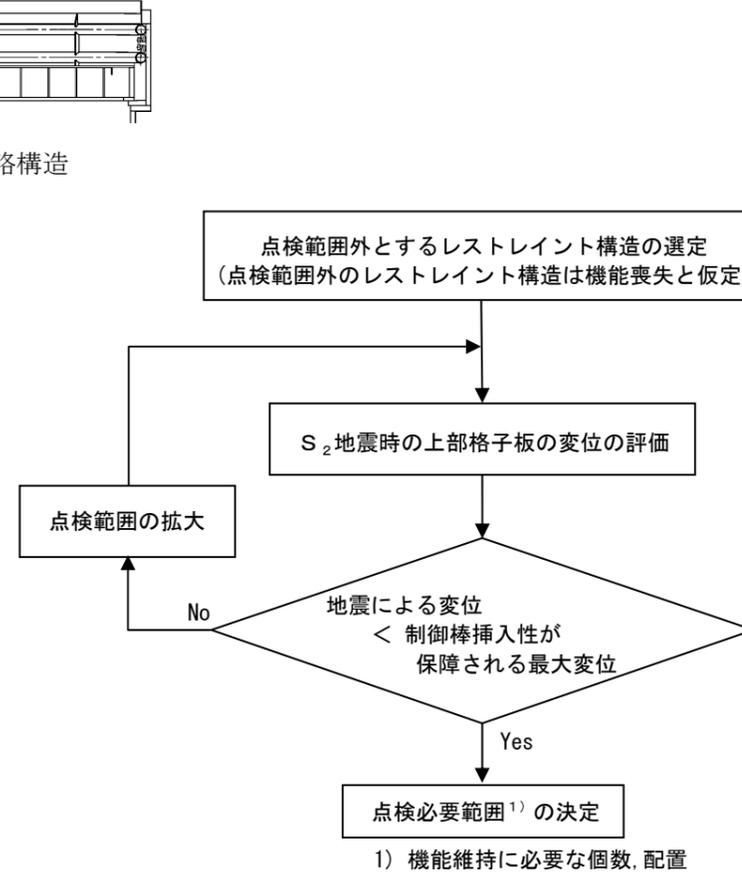


図-3 上部格子板の点検必要範囲の評価フロー

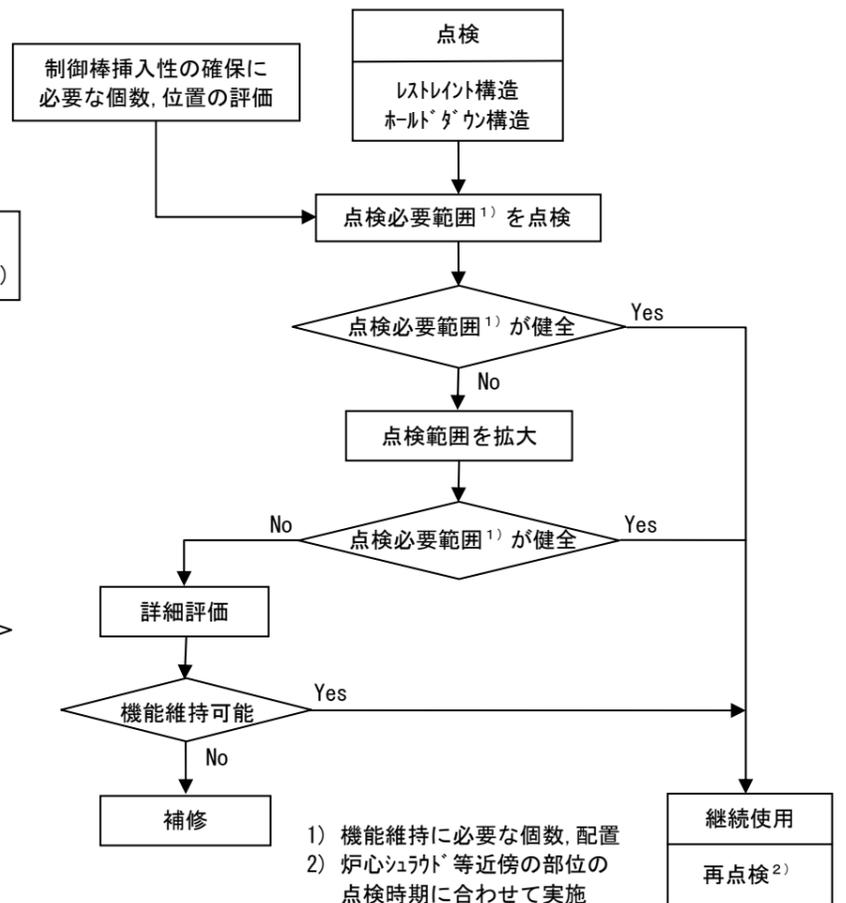


図-4 上部格子板の点検フロー

炉内構造物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。

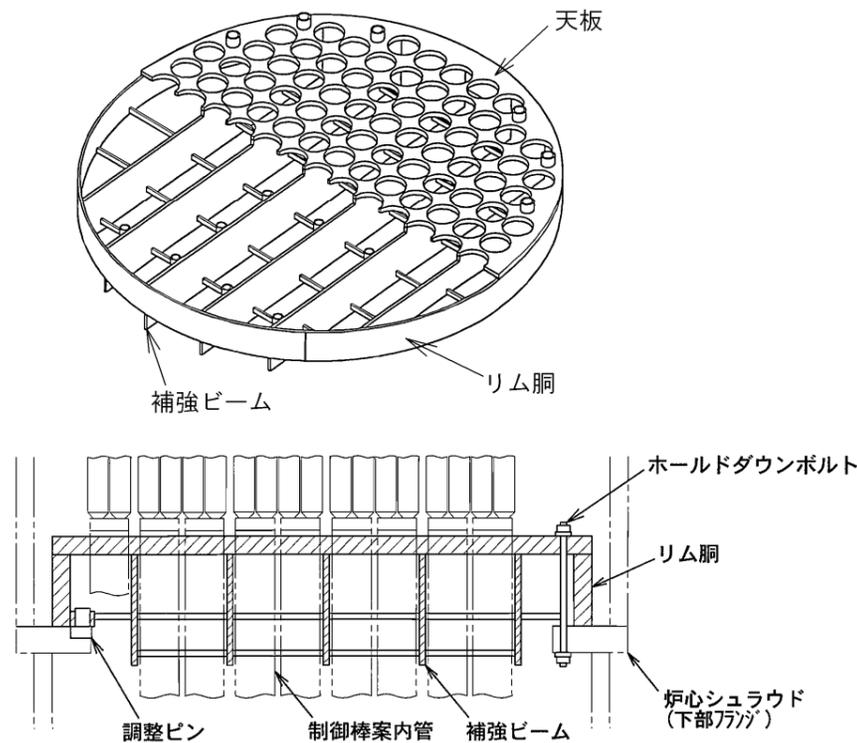


図-1 炉心支持板の概略構造

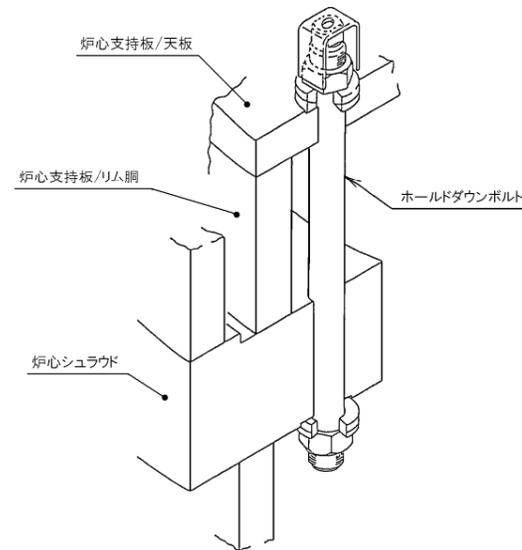


図-2 ホールダウンボルトの構造

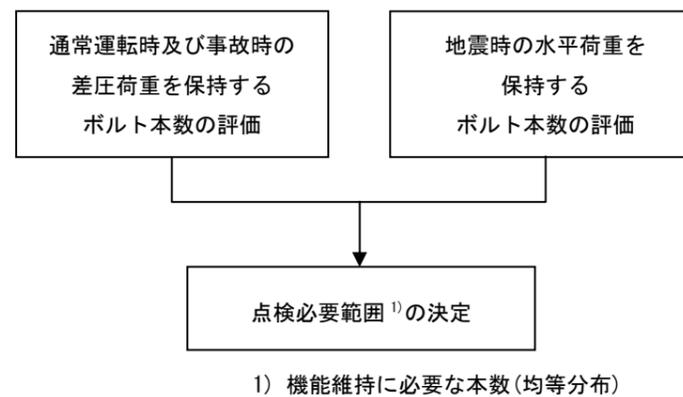


図-3 炉心支持板点検必要範囲の評価フロー

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）

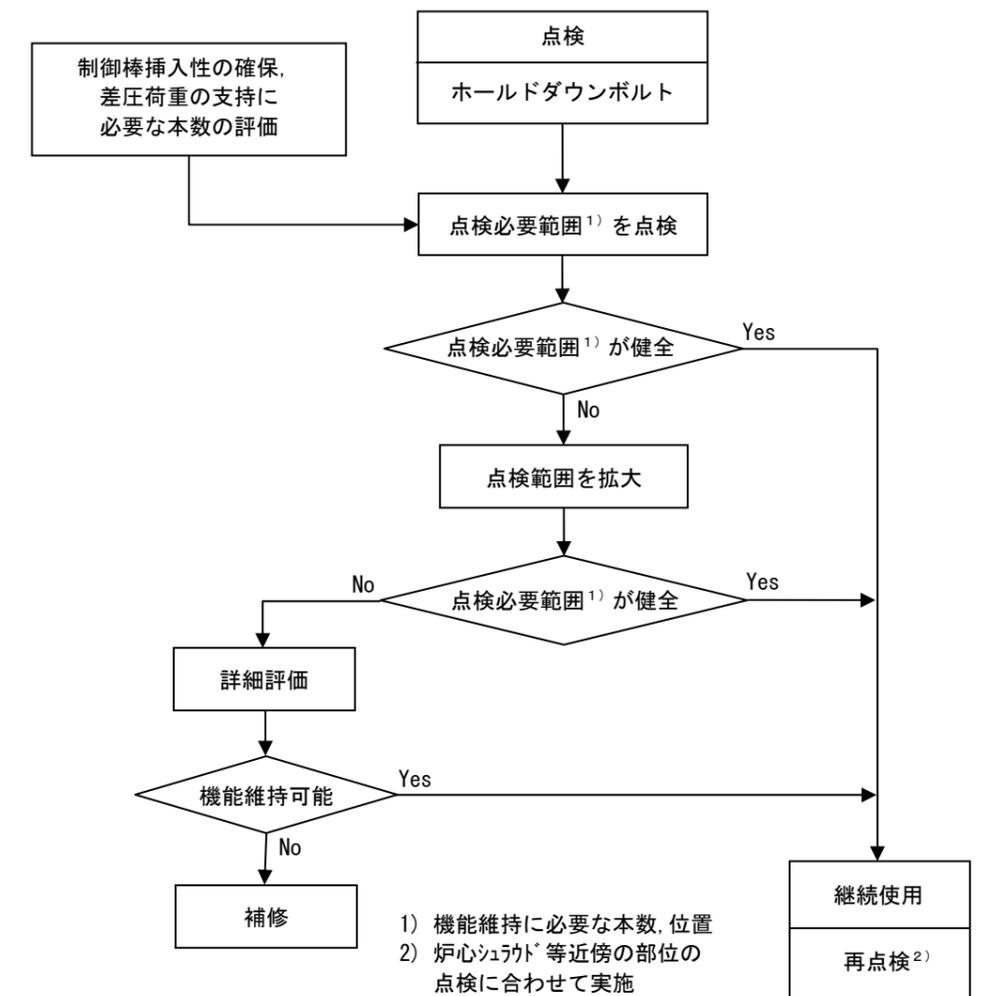


図-4 炉心支持板の点検フロー

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心そう]の概要

1. 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：Pressurized Water Reactor）の炉内構造物について、想定される経年劣化事象に対して合理的な点検、評価の方法を示すことにより、原子力発電所の安全及び安定運転を維持することを目的とする。

1.2 適用

1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは照射誘起応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に対する炉心そう（図1）の点検・評価に適用する。

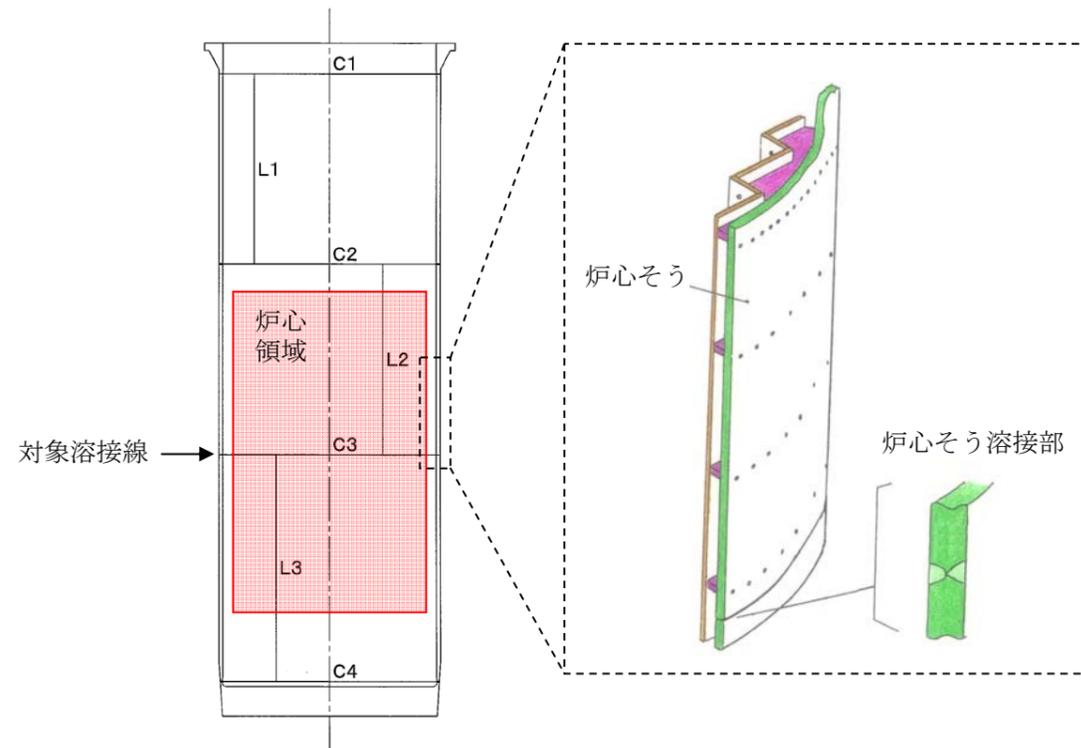


図1 炉心そう溶接部

1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、運転開始後における機器の供用期間中とする。

1.3 用語の定義

本ガイドラインで用いる主な用語とその定義は次のとおりである。

仮想亀裂： 経年変化による亀裂の発生の可能性が極めて低いため、構造強度を検討するための仮想的な亀裂

1.4 品質保証

炉心そうの経年劣化管理に関する品質保証は、(社)日本電気協会「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111)及び「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209)に従い行わなければならない。

2. 点検および評価

2.1 点検

2.1.1 点検範囲

炉心の対称性やIASCC評価結果等を考慮して、炉心領域高さにある周方向溶接線から点検範囲を選定する。

2.1.2 点検方法

点検手法は超音波探傷試験（UT）とする。超音波探傷試験は、(社)日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207)を準用して行う。

2.1.3 点検時期

炉心そうは使用環境やIASCC評価（図2）から亀裂発生の可能性が低く、国内外でもIASCC発生事例が確認されていないこと、ならびに、仮に亀裂が発生したとしても安全機能に影響する可能性が低いことから、具体的な点検時期は規定しない。

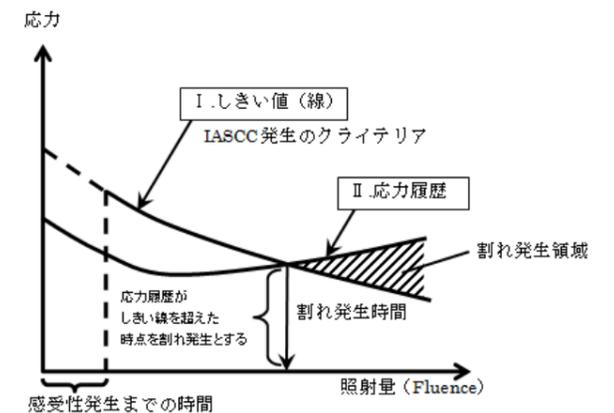


図2 IASCC評価の考え方

2.2 評価

2.2.1 判定基準

炉心そうに亀裂が認められないこと。亀裂が認められた場合には2.2.2項に示す詳細評価により、炉心そうの機能が維持されることを確認する。

2.2.2 詳細評価

発見された亀裂に対して亀安定性評価等を行い、次回点検までの健全性を示すことができれば継続使用することができる。

3. 是正処置

判定基準を満足しない場合には、部分溶接補修、または、炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）を実施する。なお、炉内構造物取替は予防保全としても実施できる。

PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト]の概要

1. 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：Pressurized Water Reactor）の炉内構造物について、想定される経年劣化事象に対して合理的な点検、評価の方法を示すことにより、原子力発電所の安全、及び安定運転を維持することを目的とする。

1.2 適用

1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは照射誘起応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に対するバップルフォーマボルト（図 1.2.1-1）の点検・評価手法に適用する。

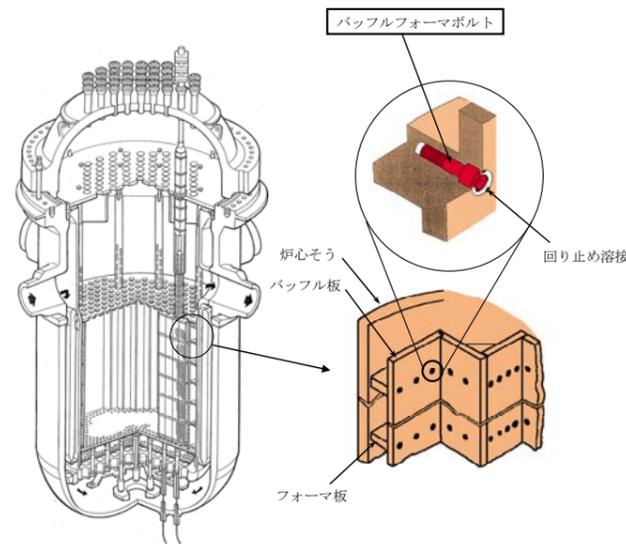


図 1.2.1-1 バップルフォーマボルト

1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、運転開始後における機器の供用期間中とする。

1.3 用語の定義

本ガイドラインで用いる主な用語とその定義は次のとおりである。

ボルト損傷：き裂の発生・進展によりボルトがその締結機能を失った状態のことをいう。

1.4 品質保証

バップルフォーマボルトの経年劣化管理に関する品質保証は、(社)日本電気協会「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC-4111) に従い行わなければならない。

2. 点検および評価

2.1 点検

2.1.1 点検範囲

点検範囲はバップルフォーマボルトの全数を基本とする。ただし、炉心の対称性を利用して点検範囲を選定することができる。

2.1.2 点検方法

点検手法は超音波探傷試験（UT）とする。超音波探傷試験は、JEAG4207「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」を準用して行う。

2.1.3 点検時期

(1) 初回点検時期

初回点検時期は損傷本数が全数の 20%と評価される時期を目途に設定する。

損傷本数の評価に際しては、各バップルフォーマボルトが照射を受けることにより生ずるボルト首下部の発生応力を評価し、IASCC が発生する照射量と応力の関係（IASCC 発生しきい線）と比較することにより、首下部の発生応力が IASCC 発生しきい線を上回るバップルフォーマボルトを損傷したものとして判定する（図 2.1.3-1）。

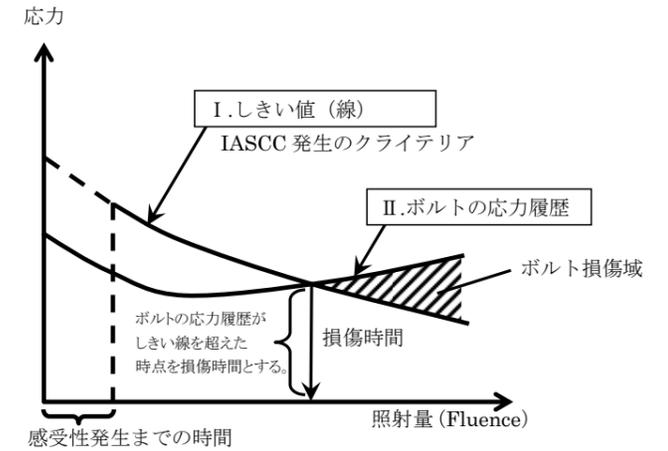


図 2.1.3-1 IASCC 損傷評価によるバップルフォーマボルトの損傷時間の考え方

(2) 点検周期

2 回目以降の点検時期は、IASCC 損傷評価による結果と点検により得られた損傷本数を考慮して損傷本数が全数の 20%となる時期を目途に設定する。

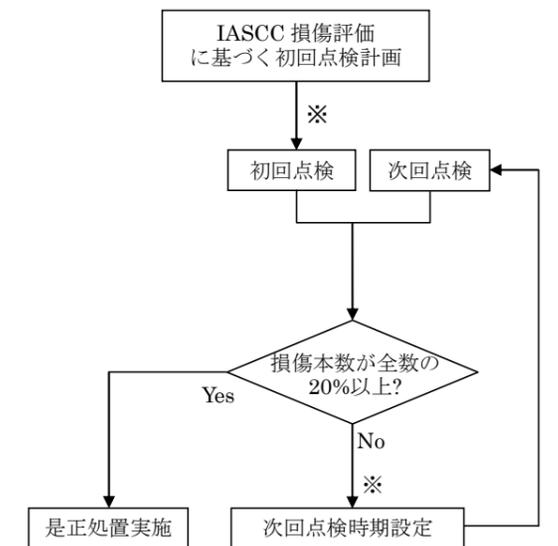
2.2 評価

2.2.1 判定基準

損傷本数が全数の 20%未満の場合は 2.1.3(2)項により点検周期を設定し、次回点検時期まで継続使用できる。20%以上の場合には 3 章により是正処置を行う。

2.2.2 点検・評価のフロー

点検・評価のフローを図 2.2.2-1 に示す。



※ 予防処置を選択することも可能

図 2.2.2-1 点検・評価フロー

3. 是正処置

バップルフォーマボルトの取替を行い、損傷本数を全数の 20% 未満とする。

また、炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）を実施することができる。

バップルフォーマボルトの取替または炉内構造物取替後の点検時期は 2.1.3(1) 項の初回点検時期に従って定めることができる。

なお、バップルフォーマボルトの取替または炉内構造物取替は予防保全としても実施できる。

PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バレルフォーマボルト]の概要

1. 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：Pressurized Water Reactor）の炉内構造物について、想定される経年劣化事象に対して合理的な点検、評価の方法を示すことにより、原子力発電所の安全及び安定運転を維持することを目的とする。

1.2 適用

1.2.1 適用範囲

本ガイドラインは照射誘起応力腐食割れ（IASCC：Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking）に対するバレルフォーマボルト（図1）の点検・評価に適用する。

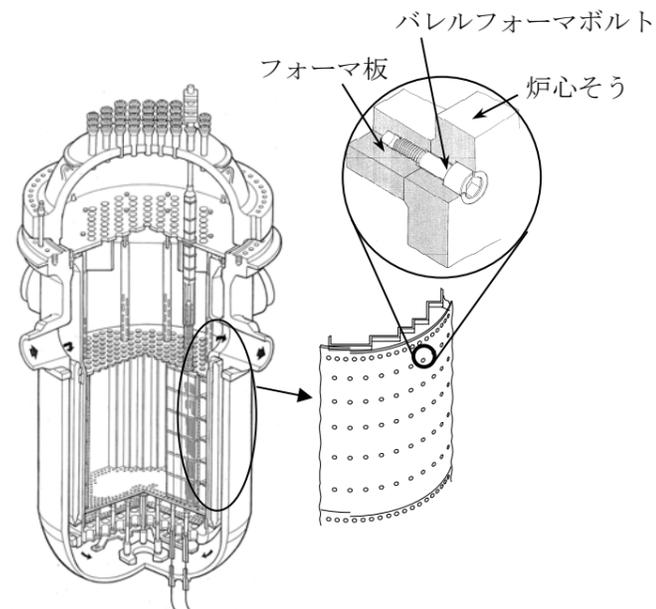


図1 バレルフォーマボルト

1.2.2 適用時期

本ガイドラインの適用時期は、運転開始後における機器の供用期間中とする。

1.3 用語の定義

本ガイドラインで用いる主な用語とその定義は次のとおりである。

ボルト損傷：亀裂の発生・進展によりボルトがその締結機能を失った状態のことをいう。

1.4 品質保証

バレルフォーマボルトの経年劣化管理に関する品質保証は、(社)日本電気協会「原子力安全のためのマネジメントシステム規程」(JEAC4111)及び「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209)に従い行わなければならない。

2. 点検および評価

2.1 点検

2.1.1 点検範囲

点検範囲は炉心の対称性やIASCC評価結果を考慮して選定することができる。

2.1.2 点検方法

点検手法は超音波探傷試験（UT）とする。超音波探傷試験は、(社)日本電気協会「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」(JEAC4207)を準用して行う。

2.1.3 点検時期

バレルフォーマボルトは使用環境やIASCC評価(図2)から亀裂発生の可能性が低く、国内外でもIASCC発生事例が確認されていないこと、ならびに、仮に損傷したとしても安全機能に影響する可能性が低いことから、具体的な点検時期を規定しない。

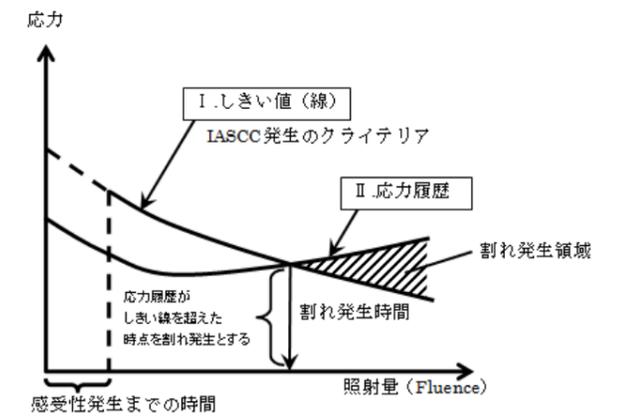


図2 IASCC評価の考え方

2.2 評価

2.2.1 判定基準

バレルフォーマボルトに損傷が認められないこと。損傷が認められた場合には、バッフル構造の維持機能が確保されることを詳細評価により確認する。詳細評価にあたっては、バッフルフォーマボルトによるフォーマ板の締結機能を考慮することができる。

3. 是正処置

判定基準を満足しない場合には、バレルフォーマボルトの取替え、または、炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）を実施する。

なお、バレルフォーマボルトの取替えまたは炉内構造物取替は予防保全としても実施できる。

炉内構造物点検評価ガイドライン[制御棒クラスタ案内管]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、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。

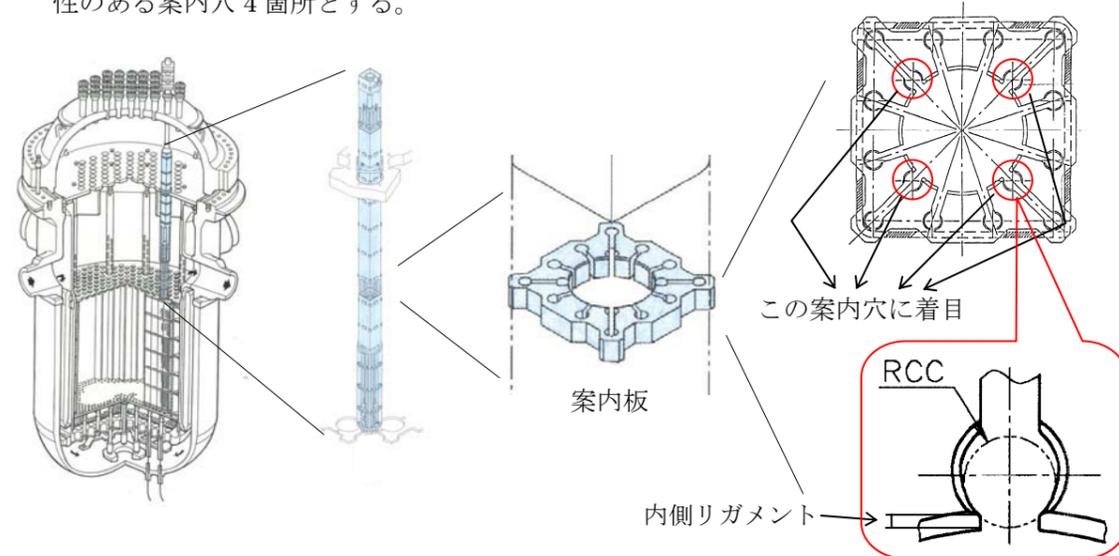
- ① 経年変化事象：制御棒(以下、RCC)の流動振動による摩耗
- ② GTに要求される安全機能：RCC案内機能、RCCの破損防止
- ③ 安全機能に影響を与えない範囲で摩耗を管理
- ④ 形状並びに上部炉内構造物構造によりプラントをグループ化（表1）

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	グループ4	グループ5			グループ6
					a	b	c	
タイプ	14×14 ITH型	14×14 FLAT型	14×14 CIR	15×15	17×17 3ループ	17×17 4ループ	17×17 4ループ	17×17 3ループ 改良標準型
GT形式	14×14			15×15	17×17			
リガメント長さ	2.4mm		5.5mm	4.8mm	2.9mm			2.9mm
案内板板厚	24mm		40mm	24mm	24mm			40mm
ループ数	2ループ			3ループ	4ループ			3ループ
UCIの構造	ITH型	FLAT型	ITH型	FLAT型	ITH型			ITH型
対象プラント	泊1号機 泊2号機	美浜1号機 美浜2号機	玄海1号機 玄海2号機 伊方1号機 伊方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 伊方3号機	大飯1号機	敦賀2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	泊3号機

2. 点検対象箇所

図1（プラントグループ2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。



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。

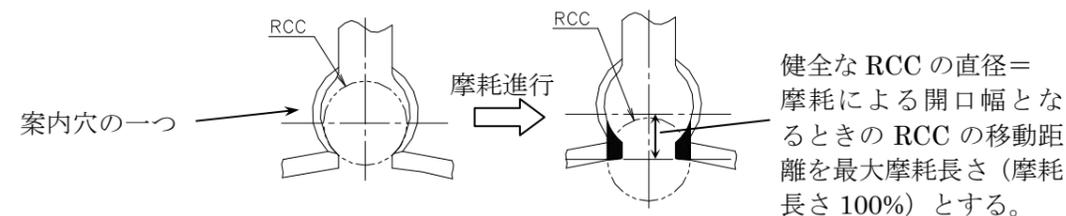


図2 摩耗長さの定義

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、Ss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]

RCC1本は上下方向に複数の案内板によって案内されているが、これらの単位時間あたりの摩耗体積の和は一定と仮定する。その中で一枚の案内板に摩耗が集中して摩耗進行が速くなるように、保守側の摩耗分散形態を仮定する。摩耗進行予測を図3に示す。

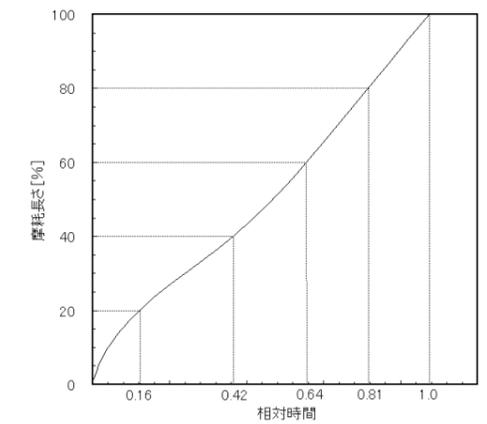


図3 摩耗進行予測（14×14GTの例）
（時間は相対値）

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、表1の各グループ毎に以下のプラント運転時間を目途に実施する。

- プラントグループ1：12万時間
- プラントグループ2：24万時間
- プラントグループ3：36万時間
- プラントグループ4：40万時間
- プラントグループ5：25万時間
- プラントグループ6：49万時間

- 次回点検は最新の点検結果を通るように図3の曲線をフィッティングした摩耗進行予測で、前回点検から管理摩耗長さに達すると予測される期間の1/2を目処に行う。但し管理摩耗長さには、RCCの摩耗を反映する。尚、摩耗データの蓄積等により摩耗進行の傾向が十分に把握できると判断された場合は点検周期を別途設定することができる。
- 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す。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ある。

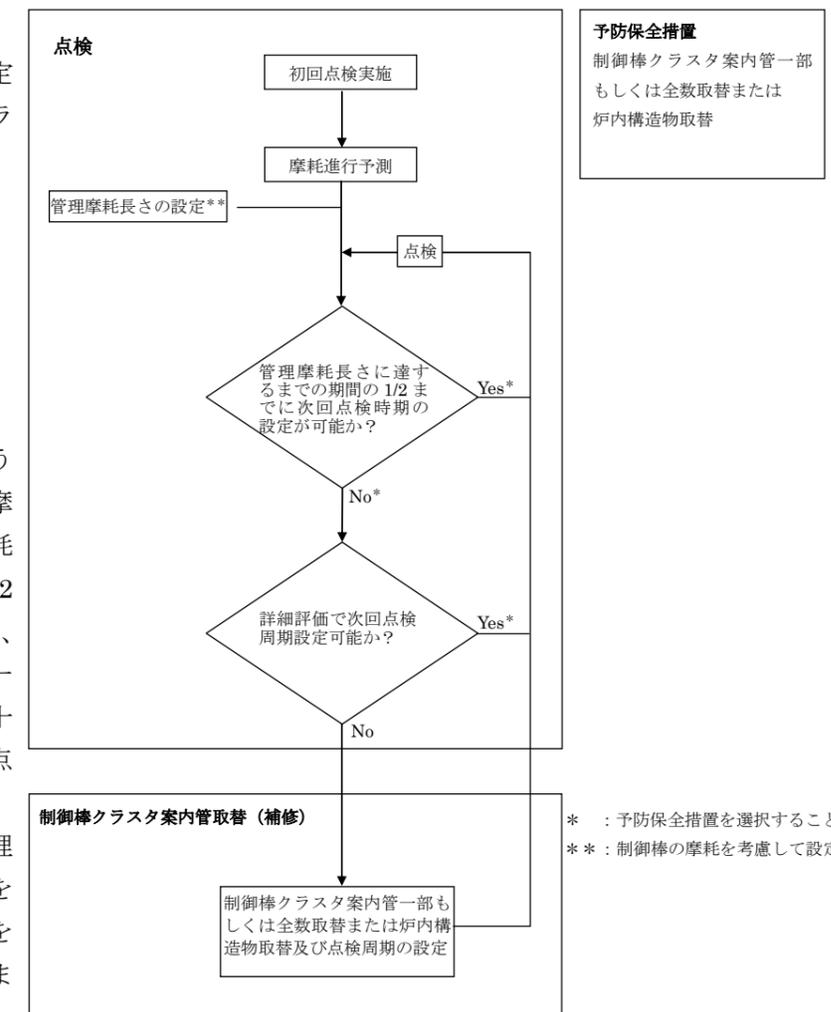


図4 点検フロー

*：予防保全措置を選択することも可能
**：制御棒の摩耗を考慮して設定

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）

1. 適用範囲および基本的考え方

PWR の原子炉容器炉内計装筒（図 1）に適用するガイドラインであり、基本的な考え方は以下のとおり。

- (1) 想定する劣化事象は、PWSCC とし、600 系 Ni 基合金の炉内計装筒を対象とする。
- (2) 評価対象部位は、応力が高く PWSCC 発生条件の厳しい、下部鏡との溶接部近傍の炉内計装筒内面および下部鏡との溶接金属部（以下、J 溶接）近傍とする
- (3) 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漏えい試験の実施が前提とする。
- (4) 点検時期を評価するための PWSCC 亀裂は、軸方向亀裂を想定する。

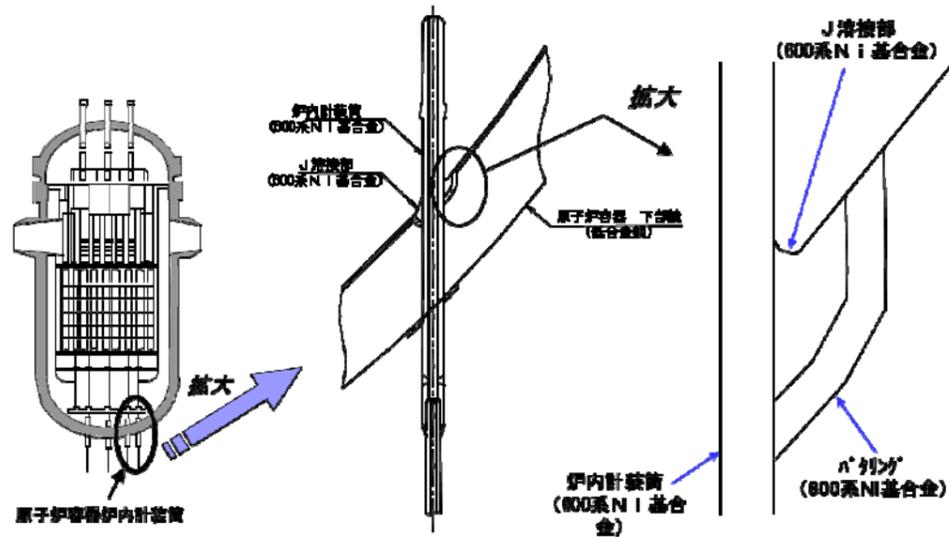


図 1 適用部位（原子炉容器炉内計装筒）

2. 点検および評価

点検及び評価手法は以下のように規定されている。

(1) 点検手法

非破壊検査手法は、目視試験（VT）、渦流探傷試験（ECT）、超音波探傷試験（UT）とする。

(2) 点検時期

点検時期の考え方を図 2 に示す。ここで、初回点検時期は、亀裂が発生すると予測される時期とする。ただし、J 溶接部はサイジング技術が確立されていないことから、点検時期の予測ができないため、供用期間中検査のみ実施する。

a. 前回点検時に亀裂が検出されなかった場合

前回点検時に亀裂が発生していたものと仮定し、亀裂深さが板厚の 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で実施する。

b. 前回点検時に亀裂が検出された場合

亀裂深さが板厚の 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定期検査で実施する。次々回点検は評価期間の 1/2、3

回目は評価期間末期までに点検を実施する。

(3) 予防保全または補修が施工された後の点検時期

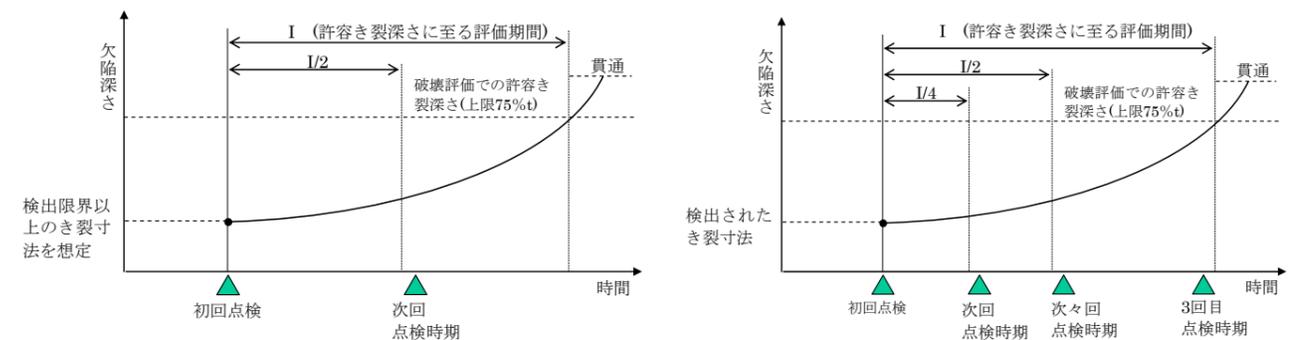
600 系 Ni 基合金が除去もしくは、予防保全としての工法の妥当性が確認された予防保全措置が施工された場合、個別点検は不要となる。

(4) 評価（許容基準）

点検の結果、亀裂が認められた場合、SCC 亀裂進展予測およ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。ただし、満足できない場合は、補修または取替を行わなければならない。

(5) 点検・評価フロー

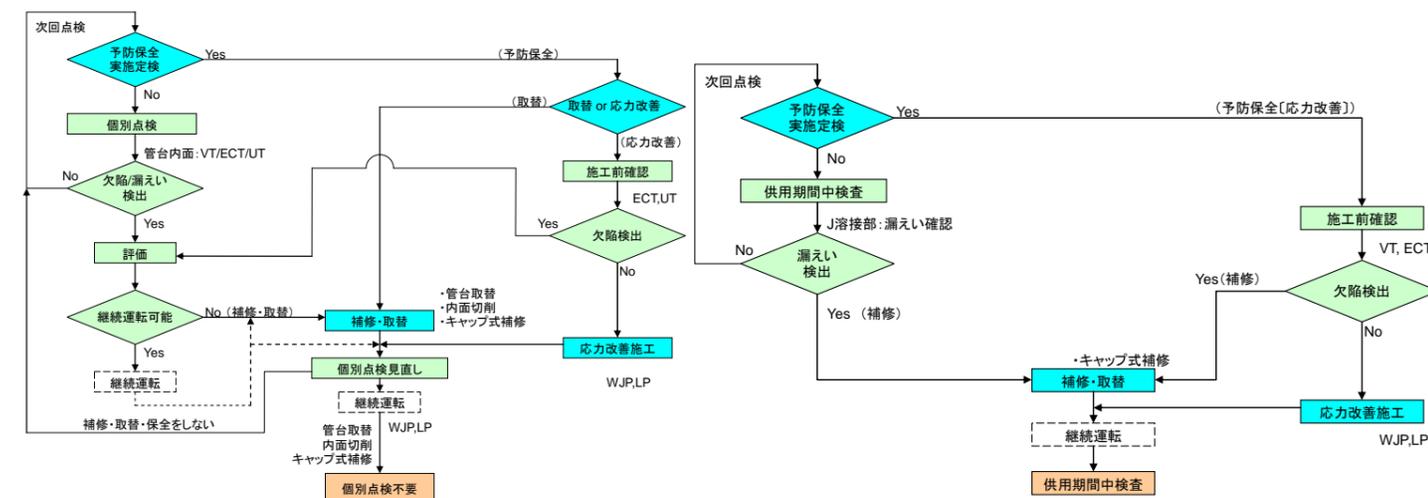
炉内計装筒母材内面及び J 溶接部の点検・評価フローを図 3 に示す。



a. 前回点検時に亀裂が検出されなかった場合

b. 前回点検時に亀裂が検出された場合

図 2 点検時期の考え方



a. 母材内面

b. J 溶接部

図 3 炉内計装筒の点検・評価フロー

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン（管台セーフエンド異材継手部）

1. 適用範囲および基本的考え方

PWR クラス 1 容器の管台セーフエンド異材継手部（図 1）に適用するガイドラインであり、基本的な考え方は以下のとおり。

- (1) 想定する劣化事象は、PWSCC とし、600 系 Ni 基溶接金属仕様部位を対象とする。
- (2) 評価対象部位は、PWR 一次系水に接する管台セーフエンド異材継手部内面とする。

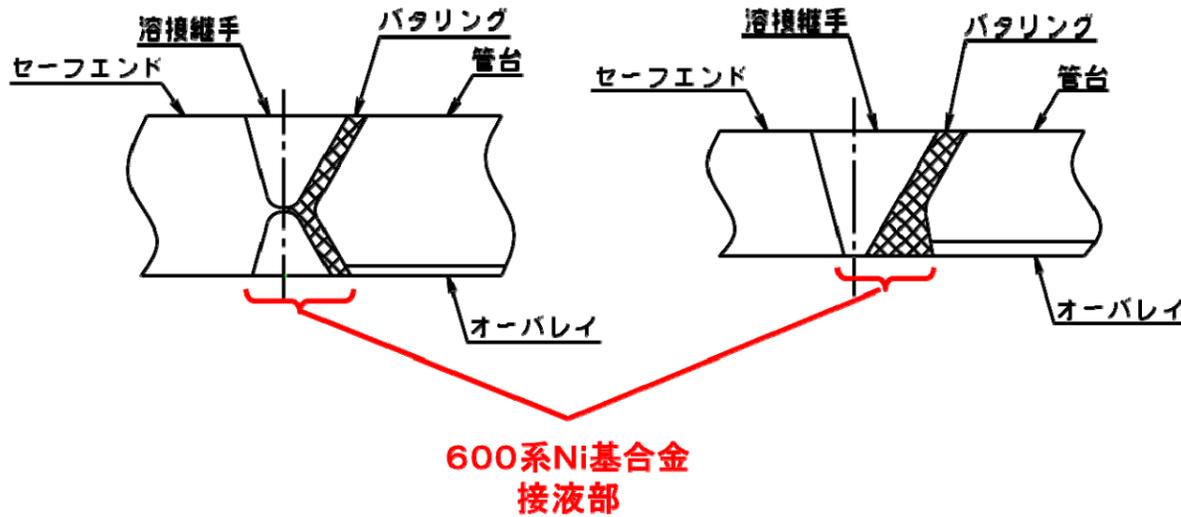


図 1 適用部位（管台セーフエンド異材継手部）

2. 点検および評価

点検及び評価手法は以下のように規定されている。

(1) 点検手法

非破壊検査手法は、原則として、目視試験（VT）、渦流探傷試験（ECT）、超音波探傷試験（UT）とする。

(2) 点検時期

点検時期の考え方を図 2 に示す。ここで、初回点検時期は、亀裂が発生すると予測される時期とする。

a. 前回点検時に亀裂が検出されなかった場合

前回点検時に亀裂が発生していたものと仮定し、亀裂深さが板厚の 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で実施する。

b. 前回点検時に亀裂が検出された場合

亀裂深さが板厚の 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定期検査で実施する。次々回点検は評価期間の 1/2、3 回目は評価期間末期までに点検を実施する。

(3) 予防保全または補修が施工された後の点検時期

600 系 Ni 基合金が除去もしくは、予防保全としての工法の妥当性が確認された応力改善工法が

施工された場合、個別点検は不要となる。

予防保全措置もしくは補修工法としては、以下を適用することができる。

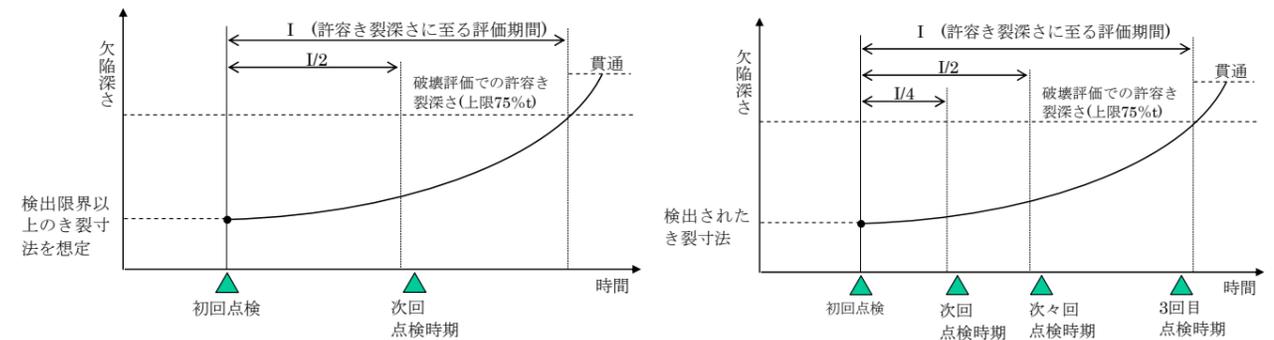
- a. スプールピース取替
- b. クラディング
- c. 内面切削補修工法
- d. 応力改善工法

(4) 評価（許容基準）

点検の結果、亀裂が認められた場合、SCC 亀裂進展予測およ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。ただし、満足できない場合は、補修または取替を行わなければならない。

(5) 点検・評価フロー

管台セーフエンド異材継手部の点検・評価フローを図 3 に示す。



a. 前回点検時に亀裂が検出されなかった場合

b. 前回点検時に亀裂が検出された場合

図 2 点検時期の考え方

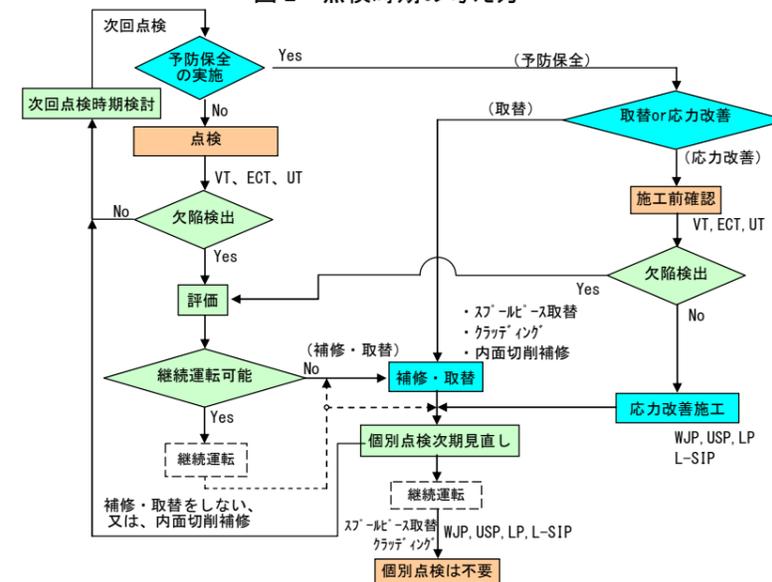


図 3 管台セーフエンド異材継手部の点検・評価フロー

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、亀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) を当該配管の外周面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。

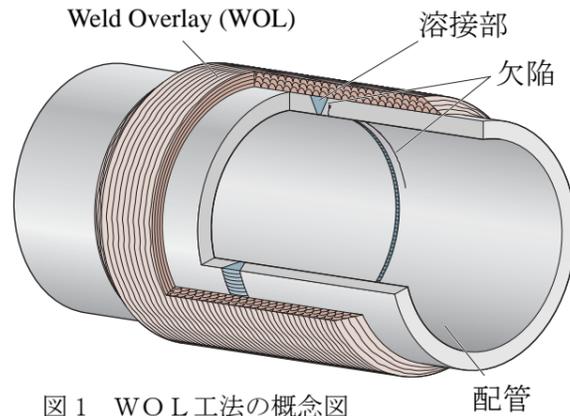


図1 WOL工法の概念図

2. 工法適用範囲

WOL工法の適用範囲の配管及び亀裂を表1及び図2に示す。

表1 工法の適用範囲

項目	適用範囲
(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 または R-7
(e) 適用部位	周継手部
(f) 適用可能な亀裂	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亀裂 (図2参照)

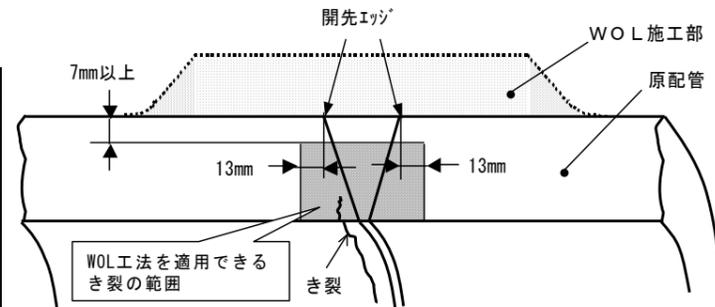


図2 適用可能な亀裂

3. WOLの設計及び施工

3.1 WOLの構造設計 (図3参照)

(1) WOLの厚さ

WOLの厚さは、以下を満足するようにならなければならない。

- (a) 360° 貫通亀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%を越える領域には亀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 (S_m) 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亀裂進展量を算出し、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。

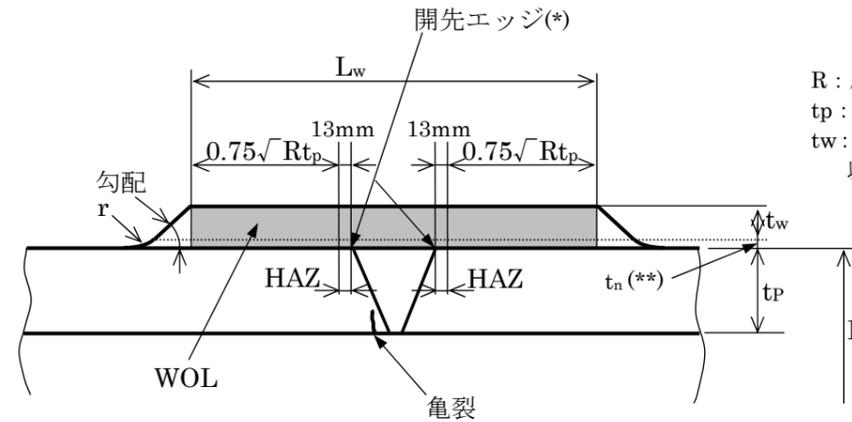


図3 WOLの構造設計

R : 原配管の外半径 (mm)
 t_p : 原配管の厚さ (mm)
 t_w : 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
(**) : t_n は平均 FN7.5 未満、又は、最小 FN5.0 未満の層の厚さを示し、WOLの厚さには含まない。

3.2 溶接条件

WOLの肉盛溶接の溶接条件を表2に示す。

3.3 施工法確認試験

表2の溶接条件にて、事前に施工法確認試験を実施し、溶接施工法を確立する。

3.4 WOL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する。

表2 WOL工法の溶接条件

項目	溶接条件
(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 kJ/cm 以上、15.8 kJ/cm 以下
溶接速度	6.0cm/min 以上、17.4cm/min 以下
溶加材供給速度	5.1 g/min 以上、8.8 g/min 以下
パス間温度	150°C 以下

4. 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。

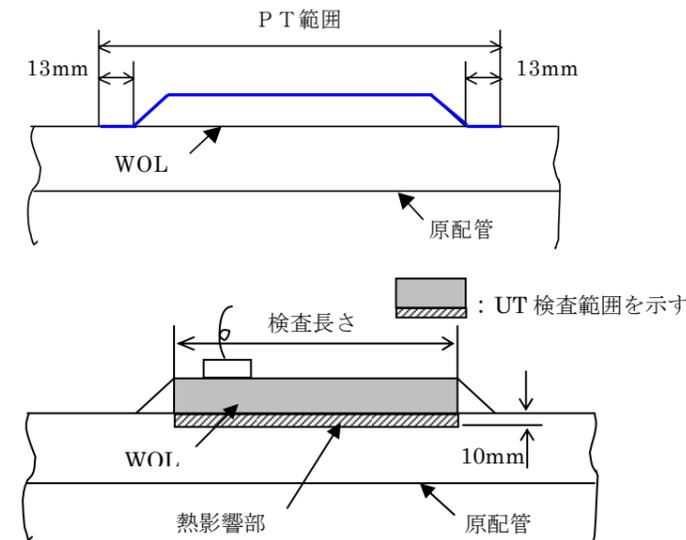


図4 施工後の溶接検査範囲

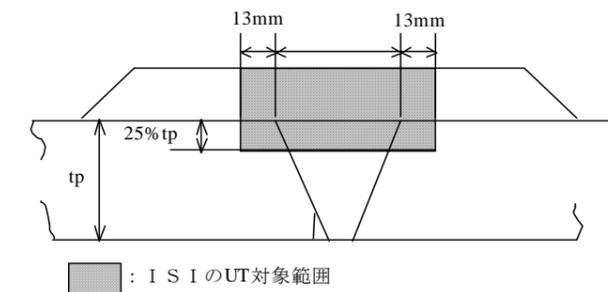


図5 ISIのUT検査範囲

PWR 補修工法ガイドライン [容器管台スプールピース取替] 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系ニッケル基合金（以後600系合金）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スプールピース状に切断除去し、新しいスプールピース（スプールピース）を耐SCC性に富む690系ニッケル基合金（以後690系合金）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
- ③ 適用箇所の低合金鋼熱影響部の溶接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
ただし、溶接後熱処理が適用不可の場合は、テンパービード溶接方法^(注1)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 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 適用箇所のスプールピース開先合せの設定
- ⑥ 適用箇所のスプールピース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2)を満足していることの確認

(注1) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2012 RB-2300

(注2) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 JSME S NB1-2012

- 肉盛溶接
- 溶接後熱処理
- 開先加工
- スプールピース開先合せ
- 溶接
- 検査

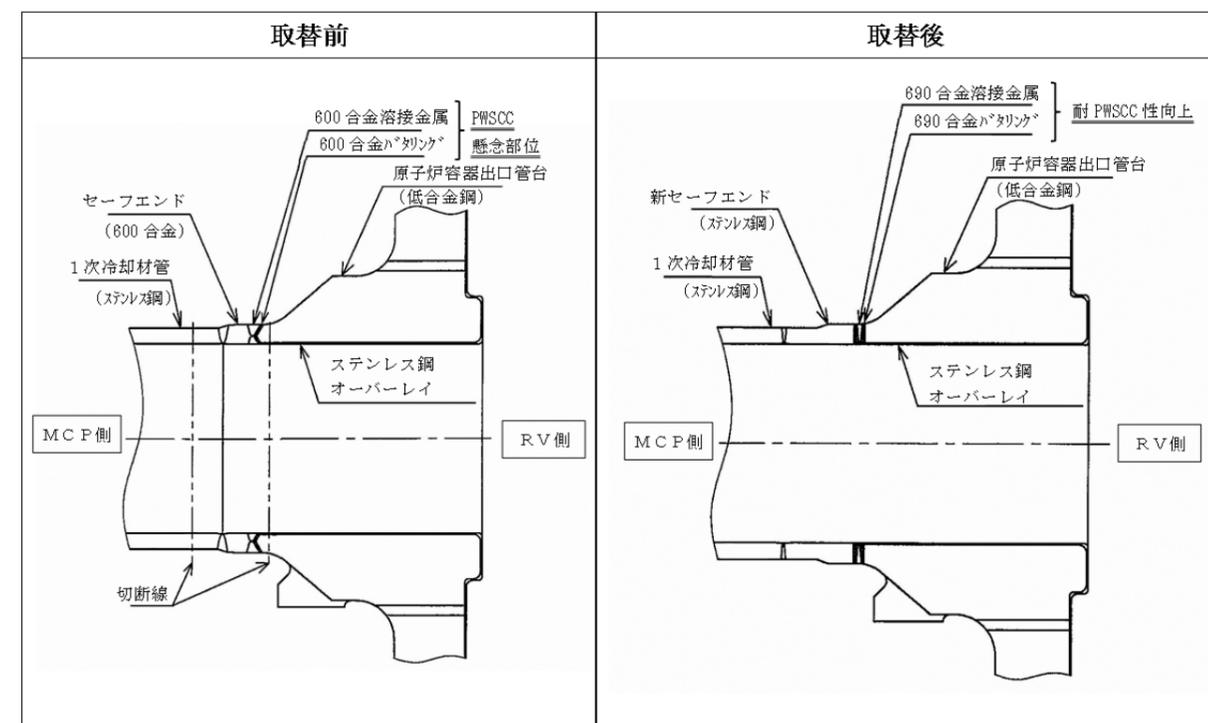
なお、特殊な工法として局部溶接後熱処理またはテンパービード法を適用する場合には、以下を確認

- 局部溶接後熱処理（テンパービード溶接方法適用時は不要）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
 - テンパービード溶接方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 施工前後の構造図



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)による亀裂が発生した場合に適用する補修工法であり、SCCによる亀裂の開口を肉盛溶接で覆うことによって、亀裂を炉水環境から遮断し、SCCによる亀裂進展阻止、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、亀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。

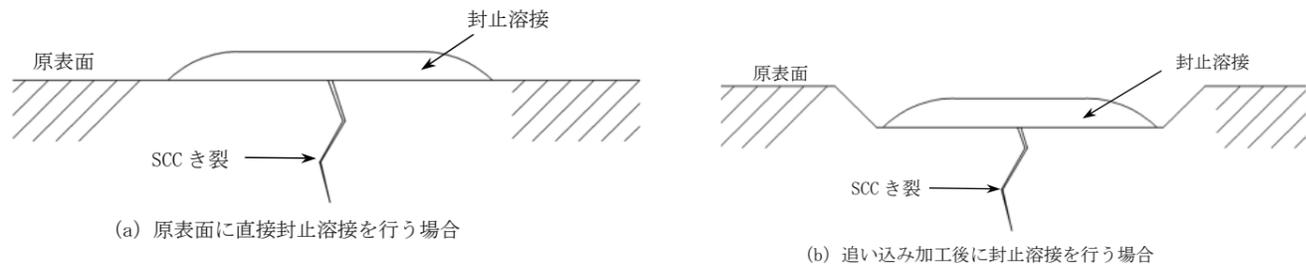


図1 封止溶接工法概要

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亀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亀裂進展量の評価結果に基づき決定する。

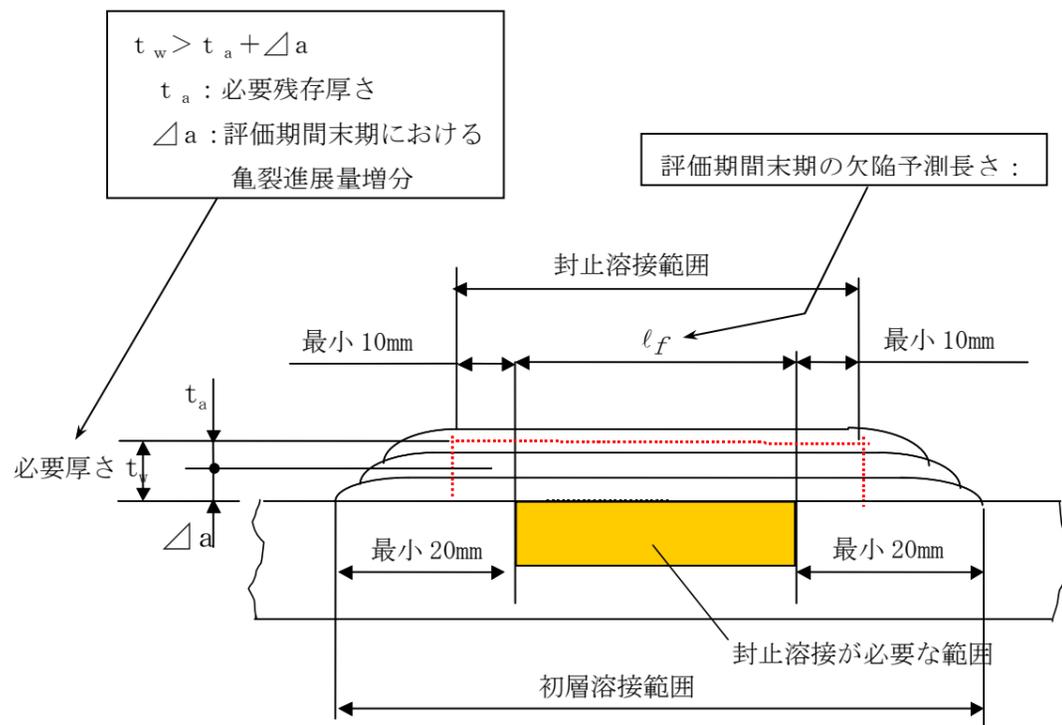


図2 封止溶接構造及び施工範囲の一例

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、亀裂が残存しても、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亀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、補修対象亀裂以外に、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、あるいはレーザービーム溶接とし、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(亀裂の範囲、深さ)を把握し、封止溶接施工後の疲労による亀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亀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。

補修工法ガイドライン[対策—高周波誘導加熱応力改善工法]の概要

1. 基本的な考え方

原子力発電所用配管等に発生した応力腐食割れ（SCC）に対する補修を目的とした高周波誘導加熱により、既に発生した SCC 欠陥の進展を抑止させ溶接部の応力を改善させる方法（Repair・Induction Heating Stress Improvement—以下、対策 IHSI という。）について定めたものであり、SCC 欠陥を有する原子力発電所用配管等に適用する。

対策 IHSI とは、機器（容器、管、ポンプ、弁）の溶接継手部の管内面に発生した SCC 欠陥の進展を抑止させるため、予防保全 IHSI に新たな適用条件を追加した補修工法である。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、管内外面に温度差をつけることで内面側を一時的に引張側に降伏する程度まで加重する。荷重された SCC 欠陥先端は延性破壊には至らない程度で塑性変形することで鈍化し、冷却後には亀裂先端部での応力場が圧縮応力場に変わることから SCC 欠陥の進展が抑制される工法である。なお、同一溶接継手上的 SCC 欠陥が存在しない範囲については、予防保全 IHSI としての効果を有するものである。図1に IHSI 施工概念図、図2に IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態、図3に対策 IHSI 施工効果概念図を示す。

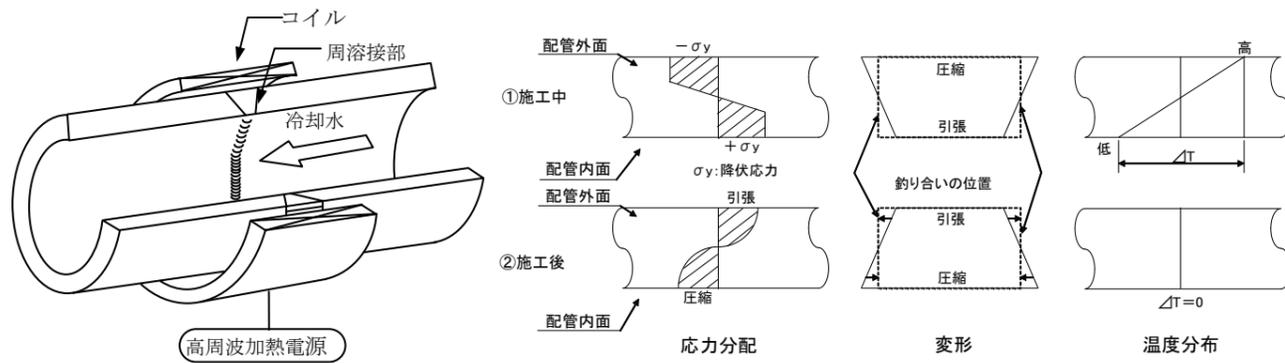


図1 IHSI 施工概念図

図2 IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態

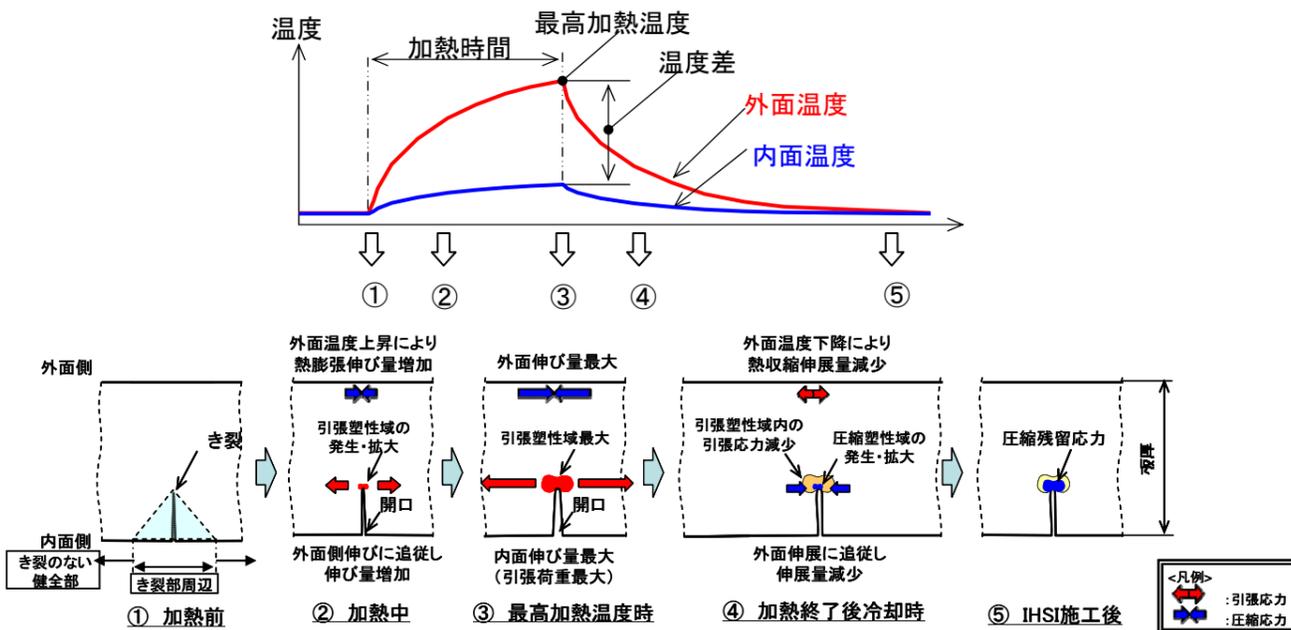


図3 対策 IHSI 施工効果概念図

2. 工法適用の条件

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

管・管継手・管台・弁・ポンプ・ノズル・セーフエンドの溶接部内表面の SCC 欠陥を含む応力改善必要範囲とし、当該の溶接部を含む外面を対策 IHSI 施工範囲とする。適用範囲側を 図4～図6に示す。

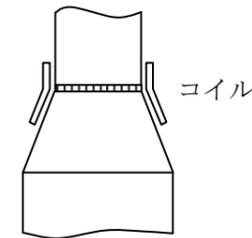


図4 レデューサと直管のコイル取付例

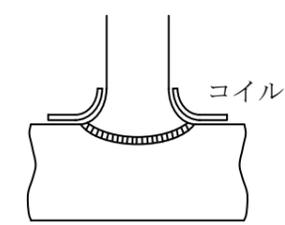


図5 管台と直管のコイル取付例

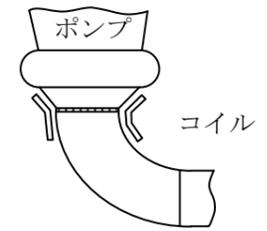


図6 ポンプとエルボのコイル取付例

(2) 期待される欠陥進展性抑制効果及び健全部の応力改善効果の設定

(3) 施工要領確認試験の実施

目標とする欠陥進展抑制効果及び健全部の応力改善効果は、以下項目を施工要領確認試験や FEM 解析等で確認し、適切な施工条件を示すこと。

- ・欠陥及び継手に対して悪影響を及ぼさないこと
- ・欠陥先端部での応力が改善され、進展性が抑制されること
- ・欠陥近傍における残留応力改善効果を確認すること
- ・欠陥の存在しない健全部においては、予防保全工法 IHSI と同等の効果があること

(4) 適用箇所の施工確認方法の確立

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適用条件

本補修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。

3.2 工法適用に対する要求事項

本補修工法を適用する場合は、以下の要求事項を確認すること。

- (1) 工法における基本因子の確認 (2) 基本支配因子における管理項目の要求値の確認

3.3 使用する装置に対する要求事項

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。なお、施工要領確認試験で明確にした装置仕様以外の装置を使用する必要がある場合は、その差異を明確にし、適切な技術的評価を実施すること。

3.4 オペレータに対する要求事項

本補修工法に対するオペレータの技量としては、コイルの施工部への設定、入熱条件の設定及び操作盤の操作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。

3.5 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、再施工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。

4. 施工後の確認

本補修工法の施工後、上記 4.2 項の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。

補修工法ガイドライン[水中レーザー肉盛溶接工法]の概要

1. 目的及び適用範囲

本ガイドラインは、原子炉機器に、応力腐食割れ（SCC）等による亀裂が発生した場合に、亀裂を完全に除去した後に水中レーザービーム溶接により強度部材として欠陥除去部を埋め戻すために適用する補修方法の要領を示す。

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)、オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらに接合されたフェライト鋼の部材(母材、溶接金属)の補修に適用する。

2. 工法の概要

水中レーザー肉盛溶接工法は、原子炉機器にSCC等の亀裂が見つかった際に、機械加工等によりその亀裂を除去し、除去した部分を構造強度上問題にならないように強度部材として埋め戻す工法である。その際、炉内からの排水を不要とするため、水中においてシールドガス（アルゴン等）を溶接施工部に供給することで局所的な空洞を確保し、確保された空洞中でレーザー光を照射しながら溶接ワイヤを供給して肉盛溶接する。

母材にフェライト鋼が使用されている原子炉圧力容器等の機器においては、亀裂除去の機械加工によりフェライト鋼が露出あるいはフェライト鋼に溶接の熱影響が及ぶ開先となる場合がある。その場合には、通常の溶接では熱影響でフェライト鋼の靱性が低下する恐れがあるため、フェライト鋼に近い領域は靱性を低下させない常温テンパービード溶接を適用する。

3. 工法適用の条件

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

（事前の実施・確立事項）

- (1) 溶接条件について溶接施工法の確認試験を実施し、溶接施工法を確立しておくこと。
- (2) 図1の水中レーザー肉盛溶接施工ステップに基づき、施工管理要領を確立しておくこと。
- (3) 適用部位を模擬した試験体及び専用の溶接装置を用いて、施工管理要領に基づき、健全な水中レーザー肉盛溶接施工が可能であることを事前に確認しておくこと。

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

本補修工法の適用にあたっての前提条件は以下とする。

- (1) 溶接施工面（開先面）には、SCCその他の亀裂がないこと。
- (2) 溶接施工面（開先面）には、溶接に悪影響を及ぼす有害な異物等がないこと。
- (3) 接液部については、耐SCC性に優れた溶接材料を用いること。
- (4) 肉盛溶接部の継手は、母材と同等以上の強度を有するものであること。
- (5) 肉盛溶接後の施工部位に対して、継続的な検査が可能であること。

4.2 工法に対する要求事項

水中レーザー肉盛溶接工法に対する要求事項は以下とする。

(1) 溶接施工法及び溶接士の管理

(a) 溶接施工法

溶接方法はレーザービーム溶接とし、溶接施工法は、発電用原子力設備規格 溶接規格（以下 JSME 溶接規格という。）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。

(b) 溶接士

実機施工に際しては、JSME 溶接規格に準拠した溶接士の資格管理を実施すること。

①溶接士の資格

本溶接に必要な資格（レーザービーム溶接資格）を有している溶接士を選定すること。

②訓練

工場において、水中レーザー肉盛溶接適用部位を模擬した試験体及び専用の溶接装置を用いて、確実に溶接施工できるよう各溶接士を事前に訓練すること。

(2) 健全性評価

水中レーザー肉盛溶接工法の適用に際して、各機器の構造健全性が確保される必要がある。このためには、損傷部位の状況(欠陥の範囲、深さ)を把握し、欠陥除去部の加工形状と肉盛溶接条件を決定する。この結果をもとに、施工後に各機器の構造健全性が確保されていることを確認する。

(3) 溶接部の検査

水中レーザー肉盛溶接部については、溶接施工前の開先面検査及び溶接施工後の最終検査において、JSME 溶接規格に準拠した非破壊試験を行い、規定を満足することを確認すること。

(4) 溶接施工

実機施工は、水中レーザー肉盛溶接施工管理要領に従い、実施すること。

(a) 開先面

目視検査にて、開先面には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

水中レーザー肉盛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

施工後に不連続で特異な形状ができないよう開先内を埋め戻すこと。

(d) 積層数

積層数は、母材および溶加材の材質を考慮し決定した最少層数以上とすること。また、常温テンパービード溶接が必要な場合はテンパー効果が得られる最少層数以上とすること。

(e) 溶接中の手入れ

グラインダー、ワイヤブラシ、パフ等により、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。

(f) 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）に規定する施工後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。また、手直し溶接の記録を作成し、保管すること。

(5) 表面残留応力改善

水中レーザー肉盛溶接施工により、肉盛溶接部の近傍に引張残留応力が発生して耐SCC性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、肉盛溶接部近傍の表面性状改善を行うこと。

4.3 使用装置に対する要求事項

水中レーザー肉盛溶接施工等の装置仕様(要求事項)を明確にし、水中レーザー肉盛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。

5. 施工後の確認

水中レーザー肉盛溶接工法の施工後、以下の確認を行うこと。

- (1) 施工記録により、施工が適正施工条件の範囲内で実施されていることを確認すること。また、施工層数が最少層数を満足していることを確認すること。
- (2) 水中レーザー肉盛溶接後に目視検査(VT)により溶接部の外観検査を行い、割れ等の有害な欠陥がないことを確認すること。
- (3) 供用期間中、維持規格等で当該機器に要求される検査を行い、確認すること。

6. 適用フロー

水中レーザー肉盛溶接工法の適用に関するフローを図2に示す。

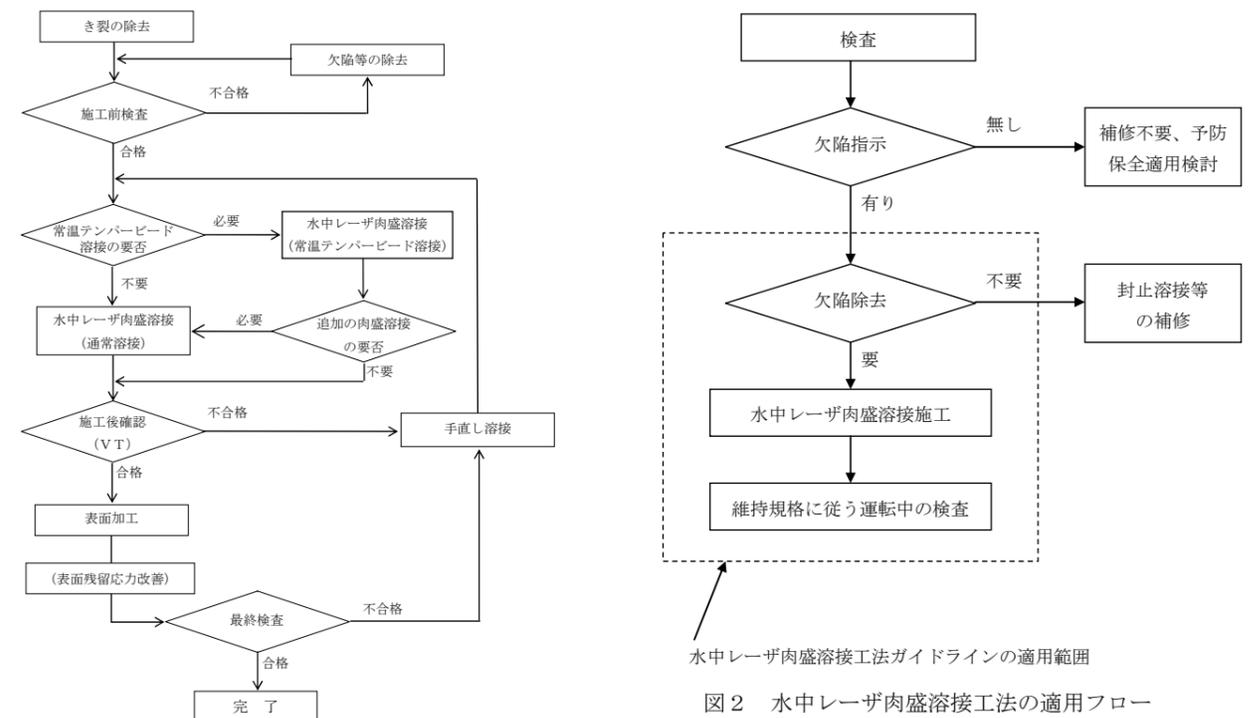


図1 水中レーザー肉盛溶接施工ステップ

水中レーザー肉盛溶接工法ガイドラインの適用範囲

図2 水中レーザー肉盛溶接工法の適用フロー

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、機器の各部位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。

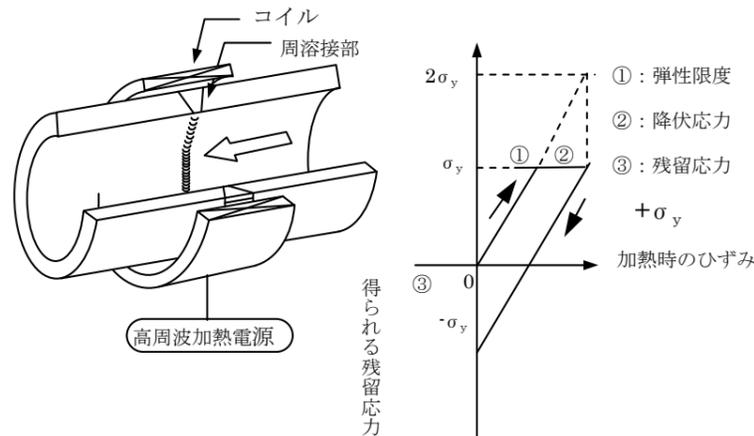


図1 IHSI 施工概念図

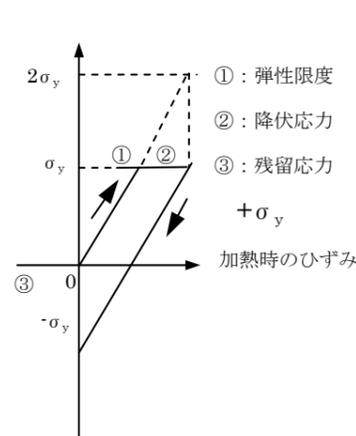


図2 IHSI 応力-ひずみ線図

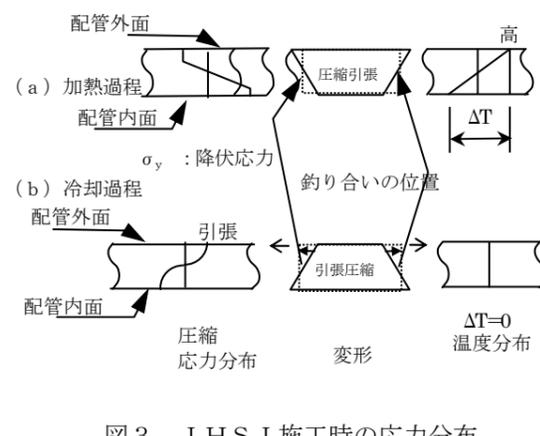


図3 IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態

(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。

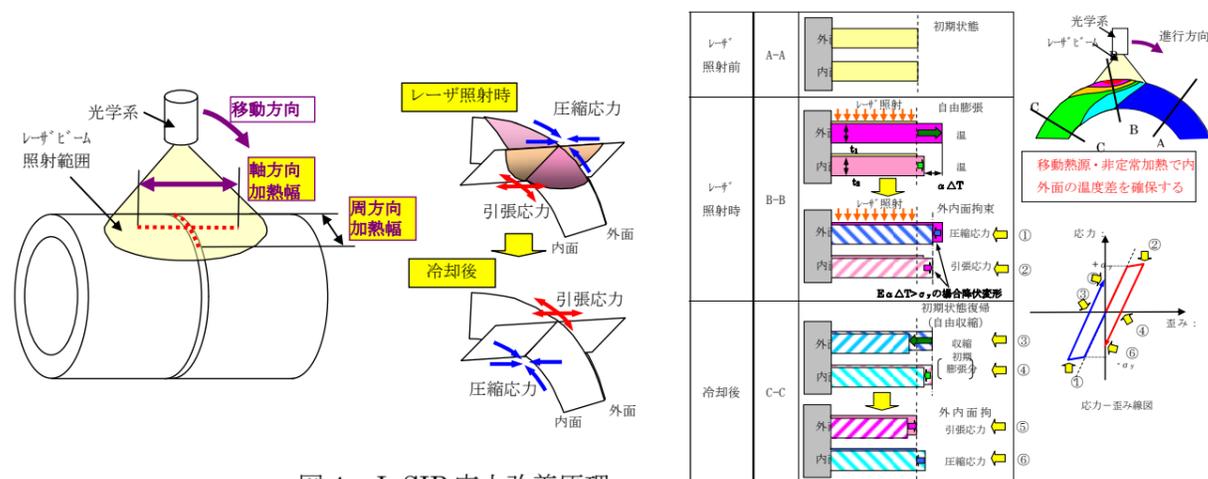


図4 L-SIP 応力改善原理

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

参考に代表的な IHSI 適用範囲例、L-SIP 適用範囲を図5、6に示す。

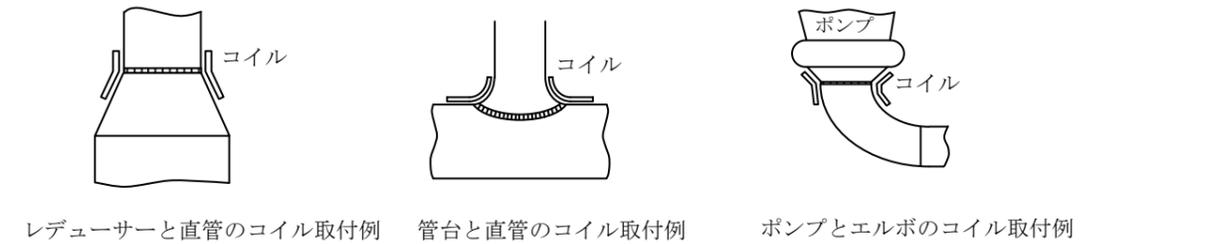


図5 IHSI 適用範囲例

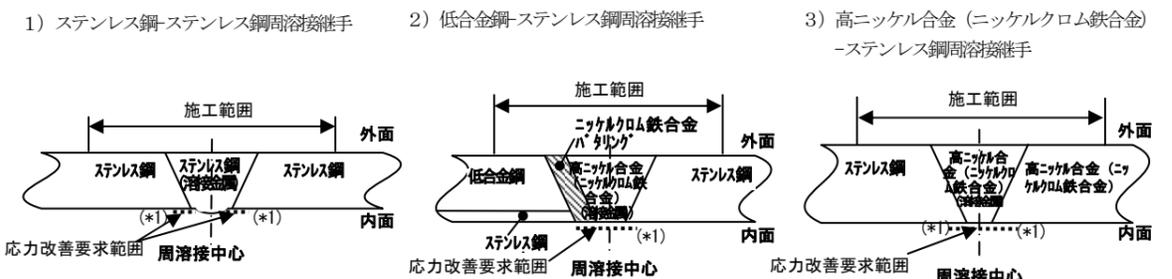


図6 L-SIP 適用範囲例

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 の発生を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

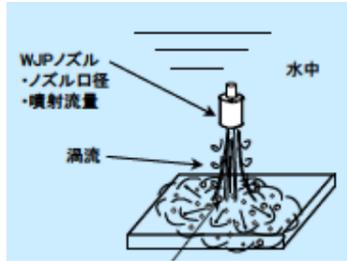
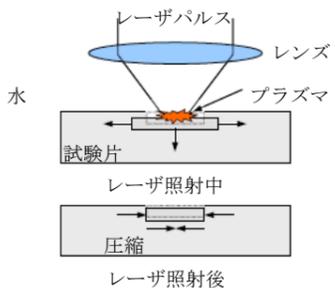
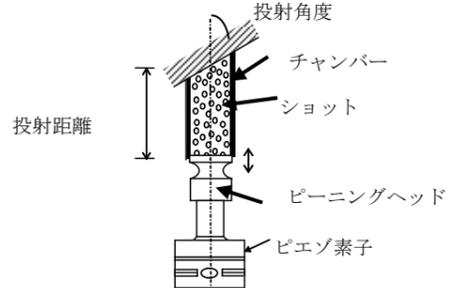
適用対象および工法毎に定めた以下の要求事項を確認すること。(表1参照)

- 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	水霧囲気	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)	水霧囲気	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			

予防保全ガイドライン[水中レーザークラッド溶接工法]の概要

1. 目的及び適用範囲

本ガイドラインは、水中レーザービーム溶接により耐応力腐食割れ性（耐 SCC 性）に優れたクラッド層を形成することにより、被施工面における SCC の発生を予防するために適用する予防保全方法の要領を示す。

本工法は、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）に適用する。

2. 工法の概要

工法としては、部材原表面に直接クラッド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クラッド溶接を施工する場合（図 1 (b)）がある。耐 SCC 性に優れた溶加材を用い、水中でレーザービームを利用したクラッド溶接を施工することが特徴である。図 2 に、水中レーザークラッド溶接の施工ステップを示す。

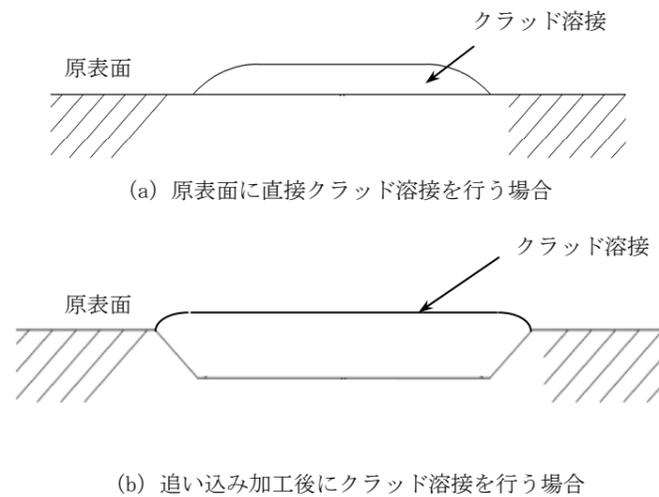


図1 水中レーザークラッド溶接工法概要

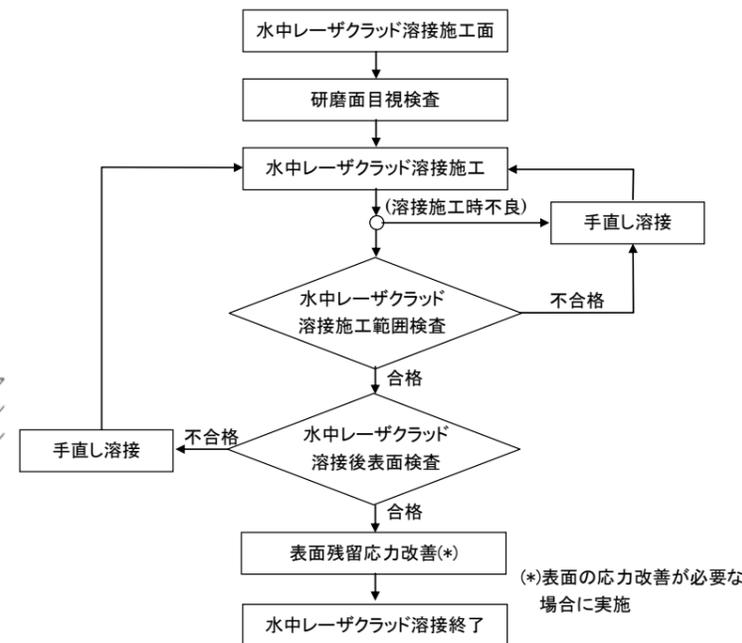


図2 水中レーザークラッド溶接施工ステップ

3. 工法適用の条件

本工法の適用条件として、事前に以下の項目について実施し確立しておく。

- (1) 溶接条件について溶接施工法の確認試験を実施し、溶接施工法を確立しておくこと。
- (2) 図2の水中レーザークラッド溶接施工ステップに基づき、水中レーザークラッド溶接施工管理要領を確立しておくこと。
- (3) 水中レーザークラッド溶接適用部位を模擬した試験体及び専用の溶接装置を用いて、水中レーザークラッド溶接施工管理要領に基づき、健全なクラッド溶接施工が可能であることを事前に確認しておくこと。

4. 工法適用に対する要求事項

4.1 工法適用に当たっての前提条件

本工法の適用に当たっての前提条件は以下とする。

- (1) 適用部位表面に SCC その他の亀裂が無いこと。
- (2) 溶接施工面（開先面）には、溶接に悪影響を及ぼす有害な異物等がないこと。
- (3) 耐 SCC 性に優れた溶接材料を用いること。
- (4) クラッド溶接後の施工部位に対して継続的な検査が可能であること。

4.2 工法に対する要求事項

水中レーザークラッド溶接工法に対する要求事項は以下とする。

(1) 溶接施工法及び溶接士の管理

(a) 溶接施工法

溶接方法はレーザービーム溶接とし、溶接施工法は、発電用原子力設備規格 溶接規格（以下 JSME 溶接規格という。）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。

(b) 溶接士

実機施工に際しては、JSME 溶接規格に準拠した溶接士の資格管理を実施すること。

① 溶接士の資格

本溶接に必要な資格を有している溶接士を選定すること。

② 訓練

工場において、水中レーザークラッド溶接適用部位を模擬した試験体及び専用の溶接装置を用いて、確実に溶接施工できるよう各溶接士を事前に訓練すること。

(2) 溶接部の検査

水中レーザークラッド溶接部について、溶接施工前及び溶接施工後に、表面検査を行うこと。

(3) 溶接施工

実機施工は、水中レーザークラッド溶接施工管理要領に従い、実施すること。

(a) 施工対象面（開先面）

目視検査にて、施工対象面（開先面）に SCC その他による亀裂や、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

水中レーザークラッド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

水中レーザークラッド溶接は、目的とする対象範囲を包絡するように施工を行うこと。

積層数

積層数は、溶接時の材料成分希釈を考慮し、クラッド溶接後の材料成分の耐 SCC 性を確保する観点から必要な層数以上とすること。

(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(2)に規定する溶接後の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。また、手直し溶接の記録を作成し、保管すること。

(4) 表面残留応力改善

水中レーザークラッド溶接施工により、クラッド溶接部の近傍に引張残留応力が発生し、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、クラッド溶接部近傍の表面性状改善を行うこと。

4.3 使用装置に対する要求事項

水中レーザークラッド溶接施工等の装置仕様（要求事項）を明確にし、水中レーザークラッド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。

5. 施工後の確認

水中レーザークラッド溶接工法の施工後、以下の確認を行うこと。

- (1) 水中レーザークラッド溶接後に目視検査(VT)、もしくは同等の欠陥検出性が確認された非破壊検査手法による表面検査を行い、規定を満足することを確認すること。
- (2) 供用期間中、維持規格等で当該機器に要求される検査を行い、確認すること。

予防保全工法ガイドライン[研磨による応力改善工法]の概要

1. 目的及び適用

本ガイドラインは、オーステナイト系ステンレス鋼及び高ニッケル合金を使用している沸騰水型原子力発電所（BWR）用機器及び加圧水型原子力発電所（PWR）用機器を対象に、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のために適用される研磨工法の適用要領についてまとめたものである。

2. 研磨工法の概要

研磨による応力改善工法は、研磨施工表面に塑性変形を付与することにより、圧縮残留応力を生成する技術であり、回転駆動ヘッドに取り付けた研磨砥石を材料表面に軽く押し付けることにより施工する。

研磨工法による圧縮残留応力の生成に影響を与える基本支配因子は、以下と考えられるため、工法適用の条件及び工法適用に対する要求事項に反映する必要がある。

- ・ 研磨砥石の種類
- ・ 研磨砥石の周速度
- ・ 研磨砥石の押付け力
- ・ 単位面積当たりの施工時間
- ・ 施工環境（気中／水中）

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。

- ・ 工法を適用する範囲の設定
- ・ 期待する応力改善等の効果の設定
- ・ 施工要領確認試験の実施
- ・ 適用箇所の施工後確認方法

4. 工法適用に対する要求事項

(1) 工法に対する要求事項

工法を適用するにあたり、以下の要求事項を確認すること。

- ・ 適用箇所の施工対象面に割れ等の有害な欠陥がないことの確認
- ・ 適用対象部位の材料、形状、寸法、表面状態の確認
- ・ 工法における基本支配因子の確認
- ・ 基本支配因子における管理項目とその要求値の確認

(2) 使用装置に対する要求事項

施工要領確認試験を実施する際に、装置（回転駆動ヘッド及び回転駆動ヘッドの位置操作装置）の仕様（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。

(3) 作業員、オペレータに対する要求事項

回転駆動ヘッドを作業員が操作する場合の作業員及び、回転駆動ヘッドの位置操作装置を使用する場合のオペレータは、技量の確認を含め、実機施工の一連の施工手順をモックアップなどにより訓練を受ける必要がある。作業員、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受けること。

(4) 工法適用にあたっての注意事項

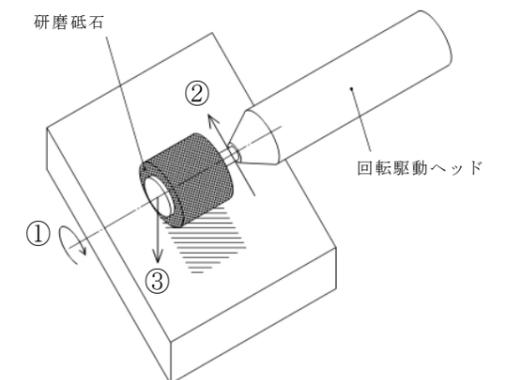
- ・ 本工法の施工により影響を受ける可能性がある施工対象部位については、施工前に影響を適切に評価すること。
- ・ 供用中の炉内機器を対象として施工する場合は、研磨砥石の砥粒等は、施工部またはその周辺に残存しても、施工部又は周辺機器に悪影響を及ぼさないことを事前に確認のこと。

5. 施工後の確認

本予防保全工法の施工後、基本支配因子における管理項目の要求値を満足していることを確認すること。また、目視試験（VT-1）等により、施工面に異常がないことを確認すること。

表 自動装置で施工する場合の施工管理項目

基本支配因子	施工管理項目	備考
研磨砥石の種類	研磨砥石の種類	—
研磨砥石の周速度	研磨砥石の径	—
	研磨砥石の回転速度・方向	右図①
	研磨砥石の並進速度	右図②
研磨砥石の押付け力	研磨砥石の押付け力	右図③
単位面積当たりの施工時間	施工回数	—
	オーバーラップ幅	—
施工環境	施工環境（水中/気中）	—



保全技術の適用プロセス

本ガイドラインの目的

本ガイドラインは、新保全技術が適用される構造物について、新保全技術の適用目的の性能を達成するために確認すべき事項およびその性能達成方法について明確化すべき事項、ならびに新保全技術の適用に伴い対象構造物の構造・強度健全性確保の観点での確認すべき事項を、技術開発から実機適用までの各プロセス（適用プロセス）にわたってまとめるものである。

1. 適用プロセスの流れと考え方

通常のプロセスは図に示す流れであり、各プロセスでは新保全技術の適用目的とする性能、性能達成のための再現性のある方策、及び性能達成の確認方法を明確にし、適用する構造物の本来有している構造・強度面の健全性が確保されることを示す。

① 技術開発

開発主体者が新保全技術の性能目標を設定し、目標達成のための影響因子の特定とその因子の管理のためのパラメータの策定並びに再現性を担保する具体的方法の策定を通じて技術を確立するとともに、その技術が実機に適用可能であること（技術的妥当性）をその確認方法とともに確立し、その技術的妥当性確認を行う（規格、「ガイドライン」で規定されていないような技術開発について、透明性の確保の観点で必要であれば第三者により技術的妥当性確認を行う）。

② ガイドライン化

公開された技術開発等の情報に基づき、確立された新保全技術を、再現性をもって実機に適用するために、その目的とする性能の達成の再現性を担保する具体的な方策及びその実施可能な性能達成確認方法が確立されていることを中立的な第三者を含む専門家により確認、検討し、これら方策、方法を実機に適用するのに十分な程度により具体的に展開、規定し「点検評価ガイドライン」「補修・予防保全工法ガイドライン」として公表する。

③ 学協会規格化

公開された「ガイドライン」及び技術開発等の情報に基づき、構造、施工、維持・保全の面から一般化した規格案として機械学会「維持規格」等の学協会規格へ反映する。ここでは技術的妥当性とその確認方法を第三者を含む専門家が公正、公平、公開を重視した策定プロセスに基づいて検討、審議する。

④ 規制当局による技術基準への適合性の確認

規制当局が、学協会規格（改訂）案の技術評価を行う。

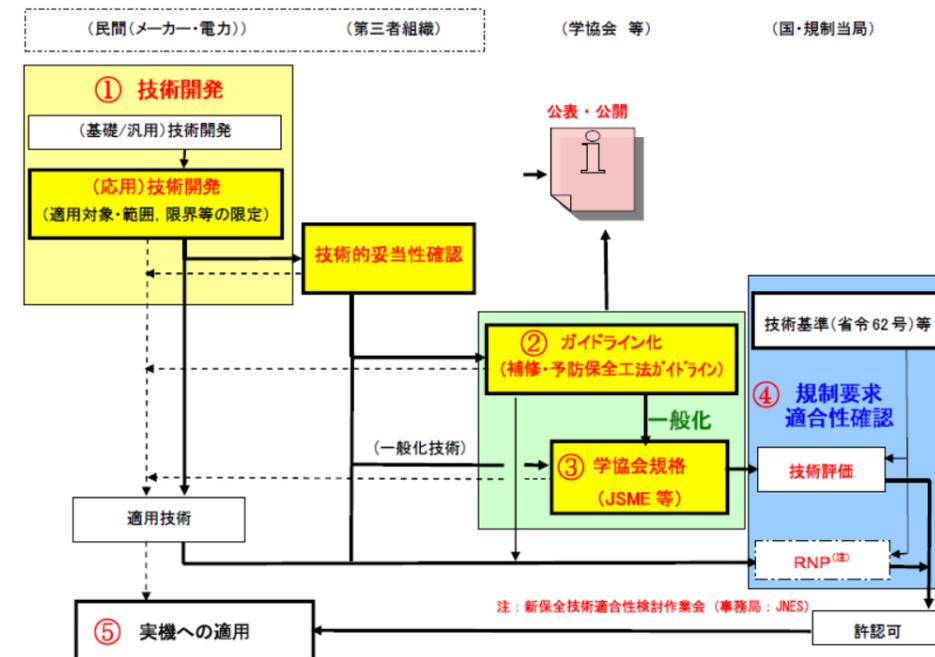
⑤ 実機への適用

2. 各プロセスにおける確認事項

新保全技術について以下の事項が適用技術の手段及びそれぞれのプロセスに応じたレベルで確認される。

- a. 適用目的
- b. 対象部位
- c. 目標とする機能・性能レベル
- d. 新保全技術の適用範囲、限界

- e. 新保全技術の妥当性（技術が有効かつ達成可能であること）
- f. 目標達成のための確認項目（エッセンシャルバリエブル）とその管理項目
- g. 確認項目/確認項目の基準値と範囲
- h. 適用技術施工の実施者、施工装置への要求
- i. 施工中の管理項目の確認方法
- j. 機能・性能目標達成の確認方法
- k. 品質確保の確認
- l. 対象部位の構造・強度
- m. 亀裂残存部位の健全性
- n. 対象部位以外の部位への影響
- o. 技術適用後、運転開始後の対象部位への影響
- p. 技術基準適合性



適用プロセスの流れ

3. 新保全技術の適用に伴う保全の変化

新保全技術の適用に伴う材料の経年変化あるいは構造等に及ぼす影響を確認し、保全活動における「保全計画の策定」、「保全の有効性評価」等の活動に必要な実施／確認項目はプロセスで規定される。

予防保全工法ガイドライン [水素注入による環境改善効果の評価方法] の概要

1. 目的

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）用機器のうち、応力腐食割れ（SCC）に対する予防保全対策として水素注入等を適用したものについて、注入量の目標値を示すとともに環境改善効果に応じた亀裂進展速度の適用により点検時期を設定する方法を示すことを目的とする。

2. 環境改善効果の点検時期への反映

本ガイドラインに基づき、水素注入等の環境改善効果が確認できる場合には、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用することで、各機器個別の点検評価ガイドラインにおいて、この効果を考慮した点検時期を設定することができる。

3. 適用の条件

3.1 評価対象部位

本ガイドラインにおける評価対象部位は、以下の機器・部品である。

- ・ シュラウド
- ・ シュラウドサポート
- ・ 上部格子板
- ・ CRDハウジング
- ・ ICMハウジング
- ・ ジェットポンプ
- ・ 差圧検出/ほう酸水注入配管
- ・ 炉心スプレイ/スパージャ

右記に、一例としてシュラウドの構造を示す。

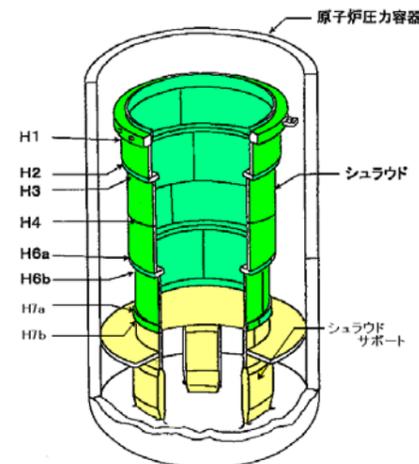


図1 シュラウドの構造

4. 点検時期設定方法

4.1 点検時期設定手順

(1) 水素注入条件稼働率の設定

水素注入条件稼働率（HWC稼働率）を、HWC稼働実績をもとに設定する。

HWC稼働率は、原子炉起動～停止までの時間に対して目標とするECPが確保できる水素注入量（必要水素注入量）以上を注入した時間の割合とする。

$$HWC稼働率 = \frac{\text{水質条件\&必要水素注入量を満足する期間}}{\text{運転時間}}$$

(2) 設定したHWC稼働率に応じた亀裂進展評価

設定したHWC稼働率に応じ、亀裂進展評価を行う。基本的な評価方法は各機器を対象とするガイドラインに定める方法によるが、SCC亀裂進展速度について、水素注入条件におけるSCC亀裂進展速度線図および通常水質条件におけるSCC亀裂進展速度線図を考慮し、HWC稼働率に応じてそれらを内分したSCC亀裂進展速度線図を設定して用いる。下記に、低炭素ステンレス鋼の例を示す。1サイクル以上連続して水素注入を稼働しない状況が生じた場合は、別途亀裂進展評価を行う。

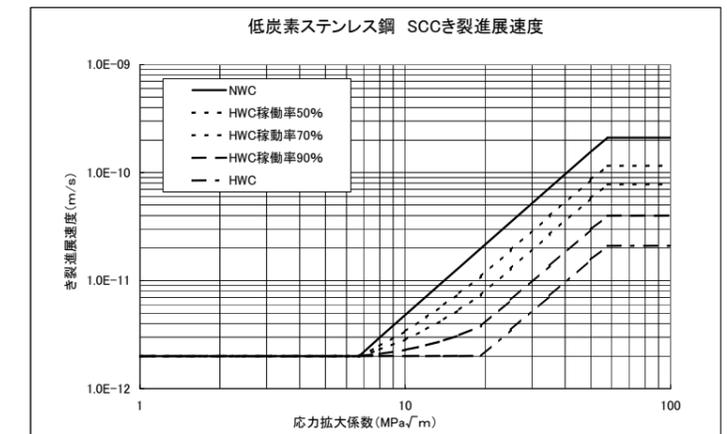


図2 亀裂進展速度線図（例）

3.2 水質条件

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位で以下の水質条件が満たされていること。

電気伝導率 $20 \mu\text{S/m}$、硫酸イオン (SO_4^{2-}) 濃度 $\leq 5\text{pp}$ 、塩化物イオン (Cl^-) 濃度 $\leq 5\text{ppb}$

3.3 目標水素注入量

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位において環境改善に応じた亀裂進展速度を適用するために必要な目標水素注入量を満足していること。

ここで、目標水素注入量は評価対象部位の材質に応じ、ステンレス鋼に対してはECPの値が $-100\text{mV}_{\text{SHE}}$ 、ニッケル合金溶接金属(182合金)に対しては $-200\text{mV}_{\text{SHE}}$ を与える時の給水系での注入量とし、実測あるいは解析により定める。

なお、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用するにあたり、水素注入以外の環境改善方法の実施等により目標水素注入量の変更が必要となる場合には、注入量を再設定する。

(3) 点検時期の設定

上記の亀裂進展評価結果に基づき、点検時期の設定を行う。

4.2 実際のHWC稼働率に応じた点検時期見直し

実際のHWC稼働率に応じ、必要に応じ以下のとおり点検時期の見直しを行う。

① 実際のHWC稼働率 < 設定HWC稼働率 の場合

点検予定時期より前の、評価期間に余裕をみた適切な時期に設定HWC稼働率を実際のHWC稼働率よりも低く設定し直し、点検時期を再設定しなければならない。

② 実際のHWC稼働率 \geq 設定HWC稼働率 の場合

点検予定時期までに、設定HWC稼働率を実際のHWC稼働率に余裕をみた範囲で高く設定し直し、点検時期を再設定しても良い。

BWR/PWR 各安全機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図

BWR の炉内構造物の安全上重要な機能（安全機能）とは、「①炉心支持と流路確保」、「②制御棒挿入性」「③反応度制御」、「④非常用炉心冷却の確保」、「⑤炉心計測」、「⑥炉心冠水と長期冷却の維持」、「⑦バウンダリの確保」をいう。これら機能と関連する機器・部品を図-1 に示す。また、これら機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図を図-2～8 に示す。

PWR の炉内構造物の安全上重要な機能（安全機能）とは、「①炉心支持及び位置決め」、「②制御棒挿入性の確保」「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」、「④炉内計装の案内」をいう。これら機能と関連する機器・部品を図-9 に示す。また、これら機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図を図-10～13 に示す。

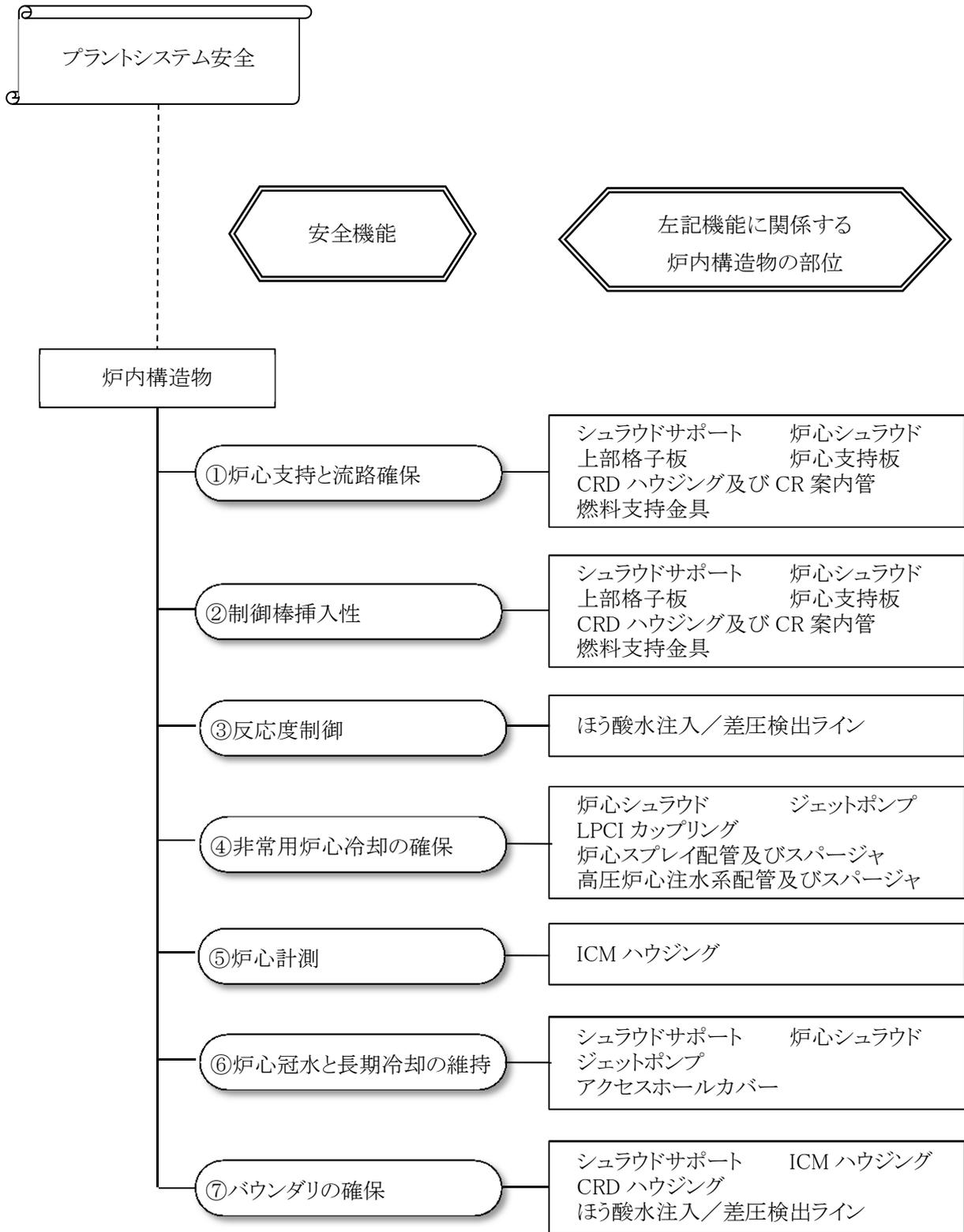


図-1 BWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品

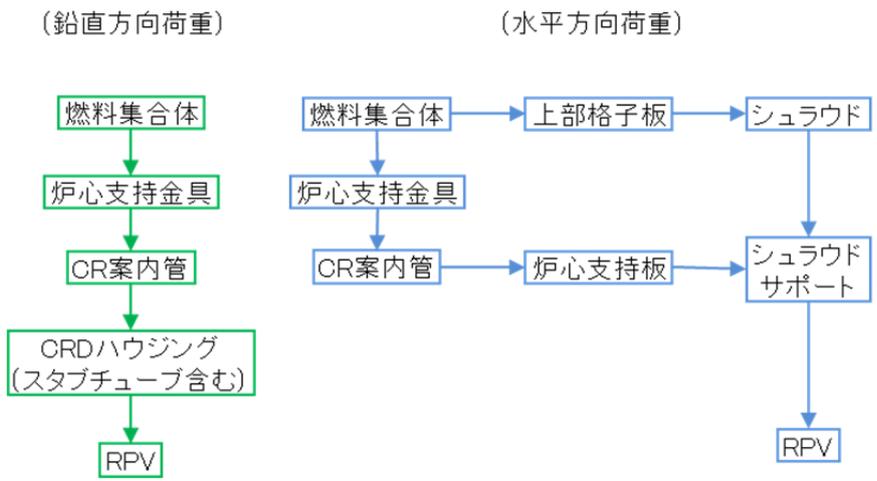
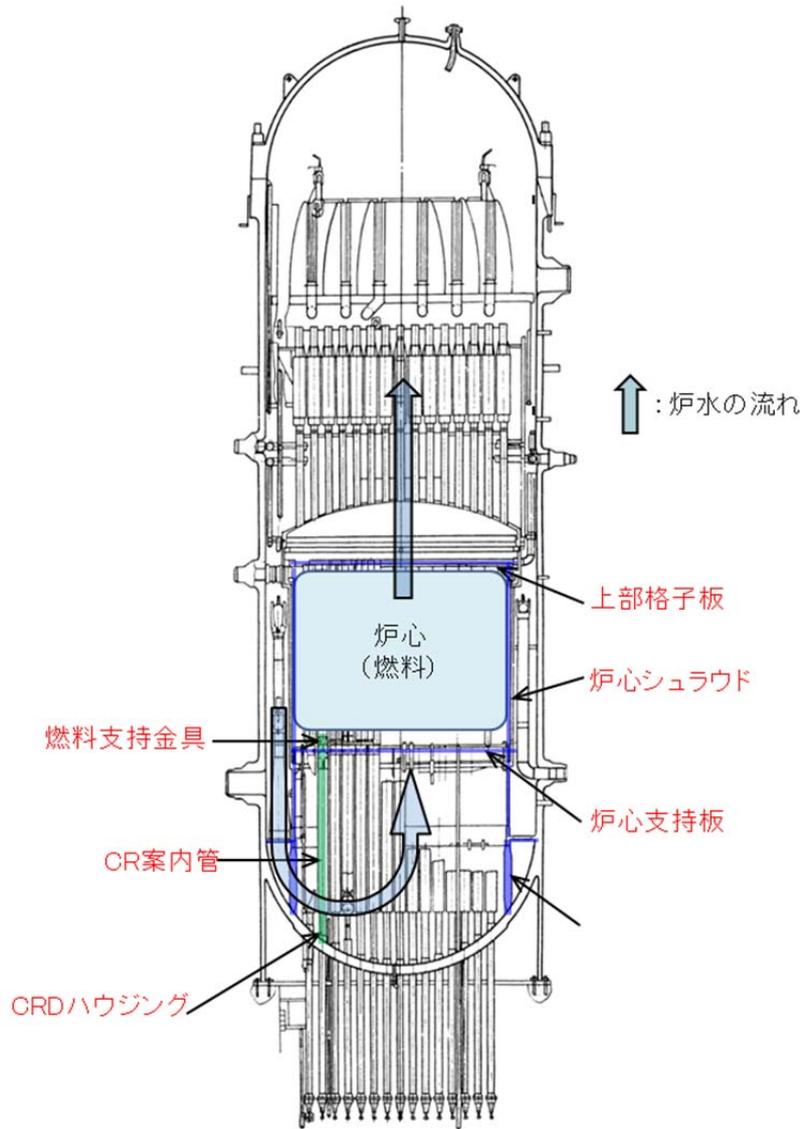


図-2 「炉心支持と流路確保」機能に関連する機器・部品

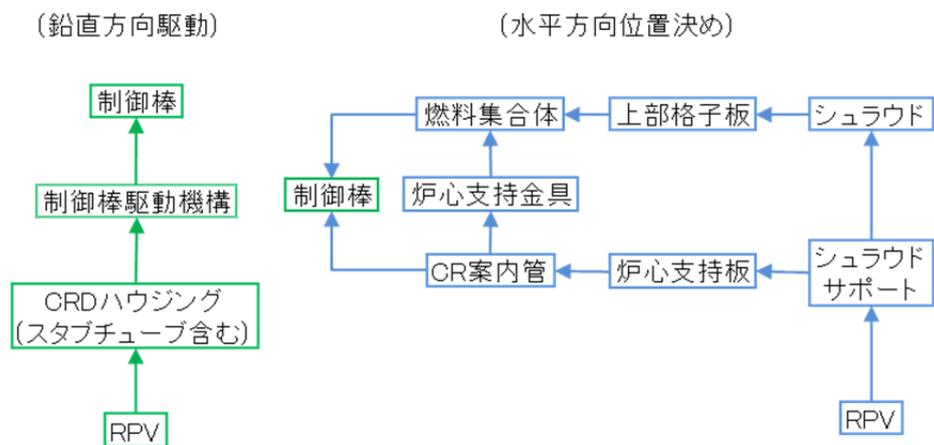
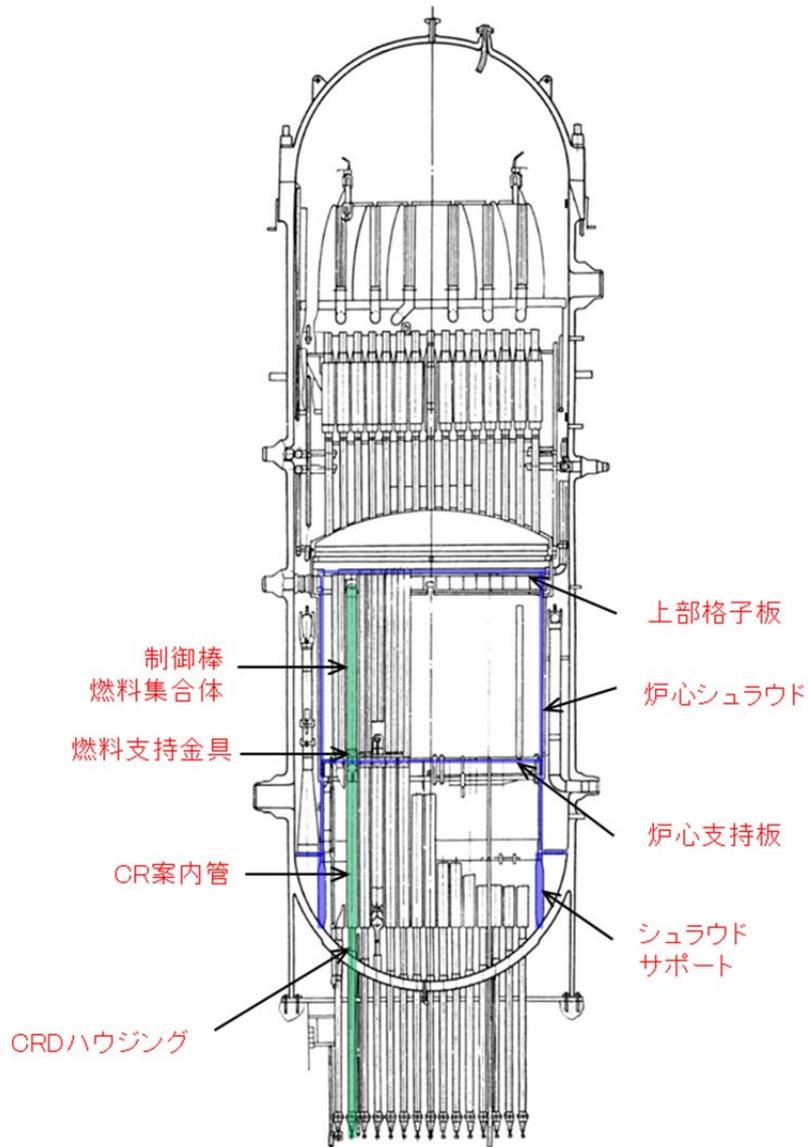


図-3 「制御棒挿入性」機能に関する機器・部品

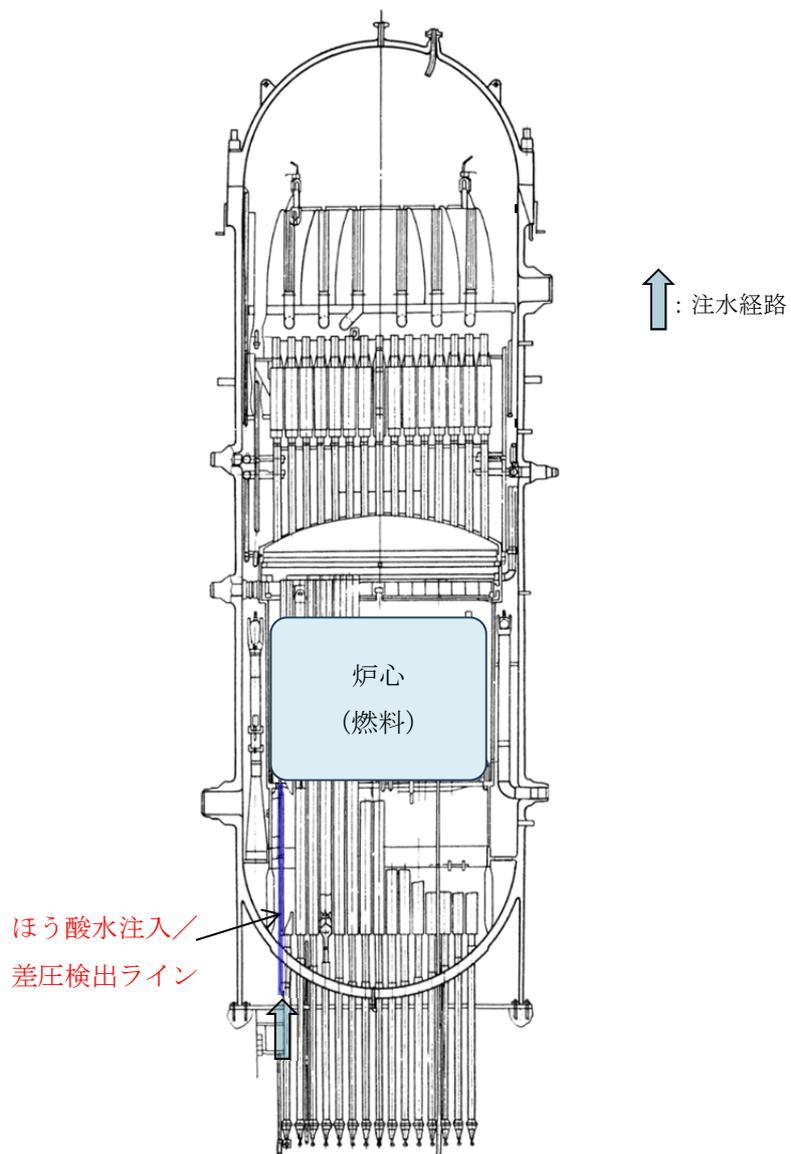


図-4 「反応度制御」機能に関連する機器・部品

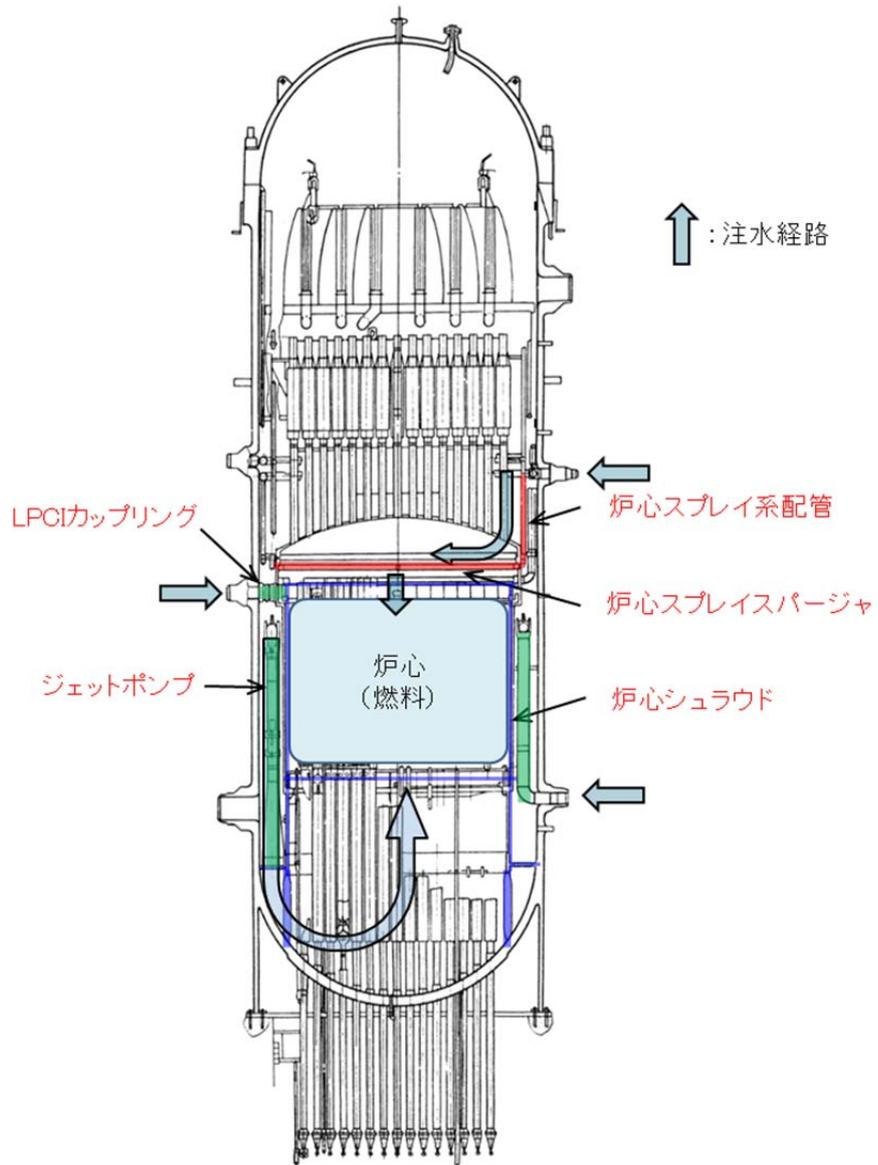


図-5 「非常用炉心冷却の確保」機能に関連する機器・部品

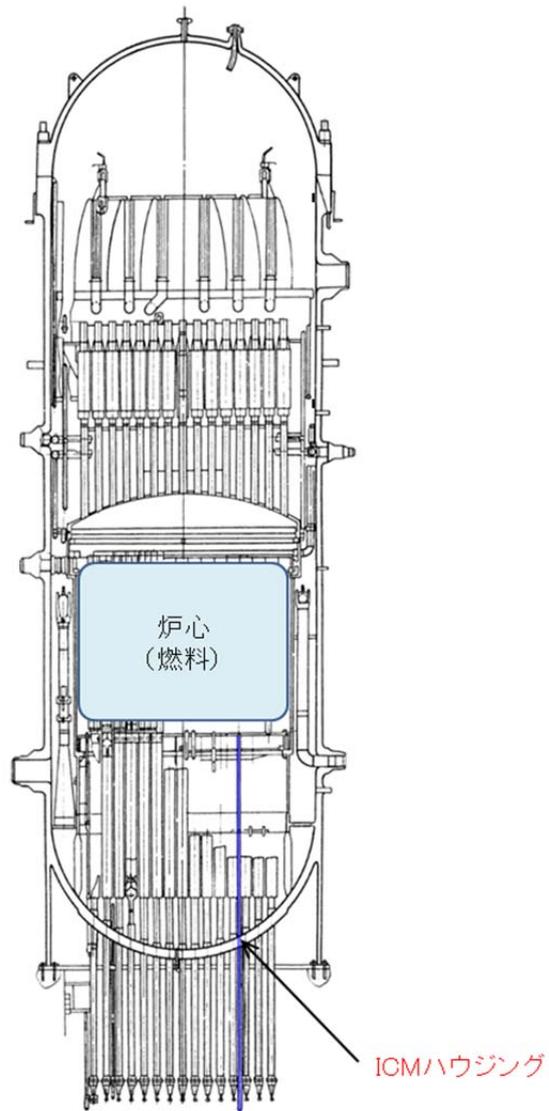


図-6 「炉心計測」機能に関連する機器・部品

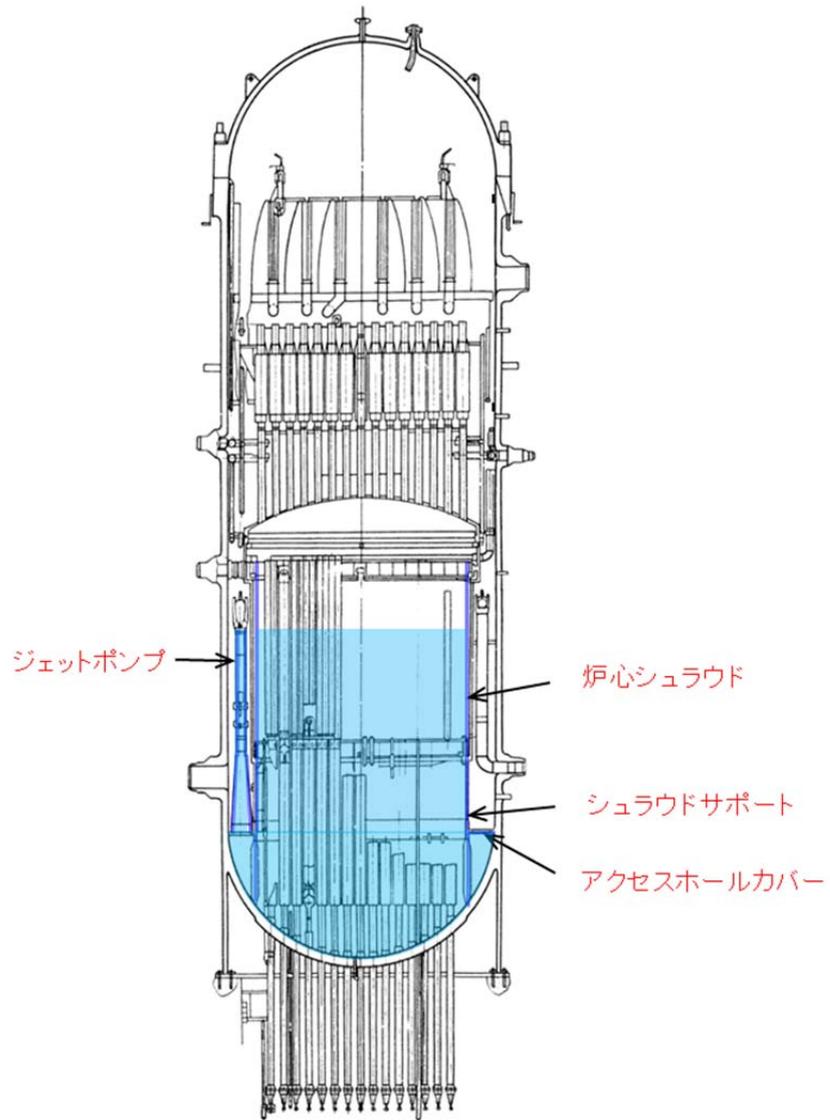


図-7 「炉心冠水と長期冷却の維持」機能に関連する機器・部品

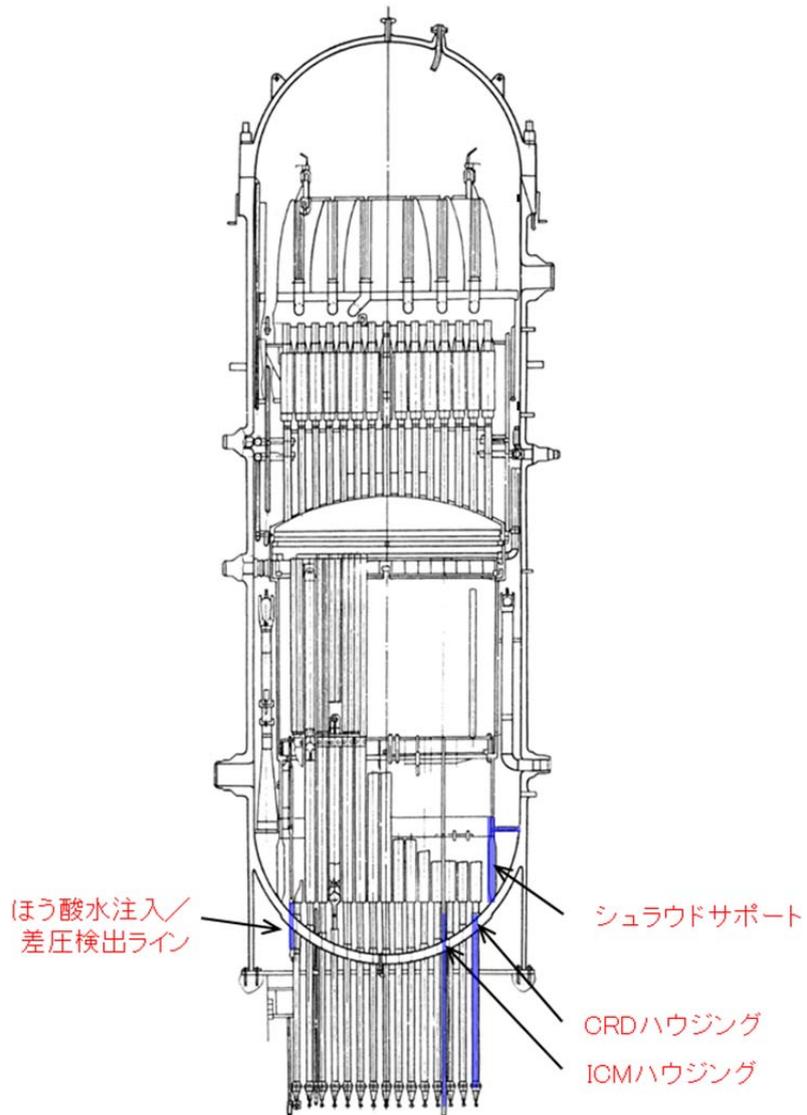
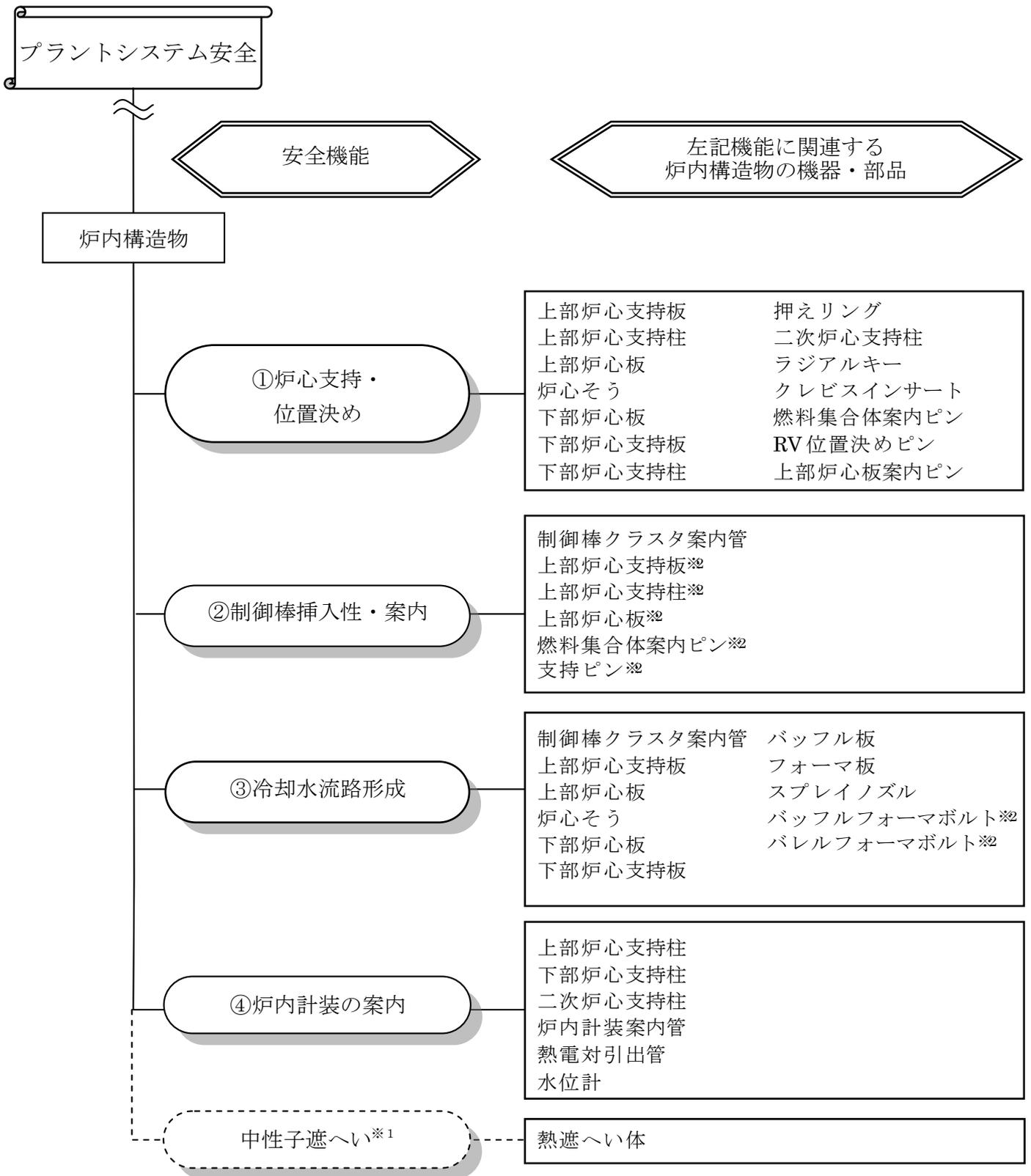


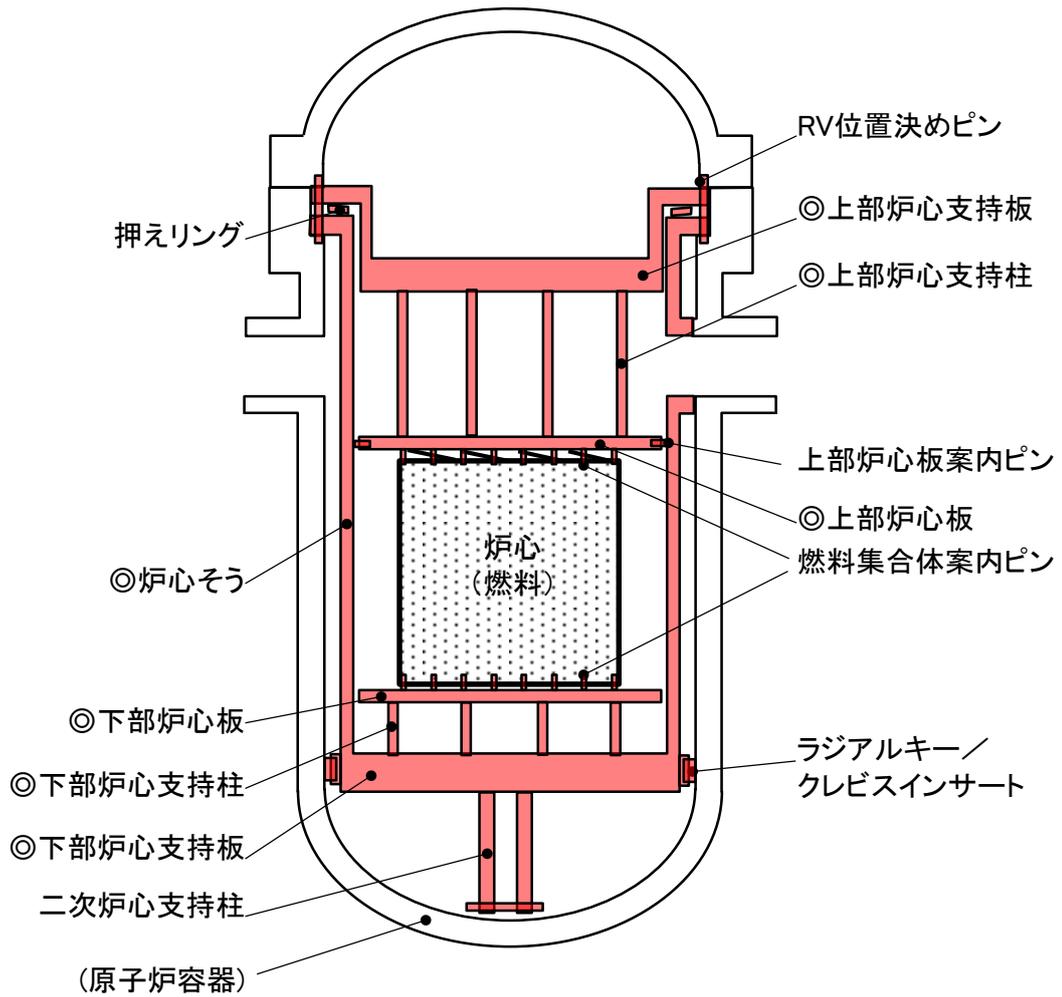
図-8 「バウンダリの確保」機能に関連する機器・部品



※1：中性子遮へい機能は、炉内構造物としての安全機能ではないが、参考に記載した

※2：左記機能に間接的に関連する機器・部品

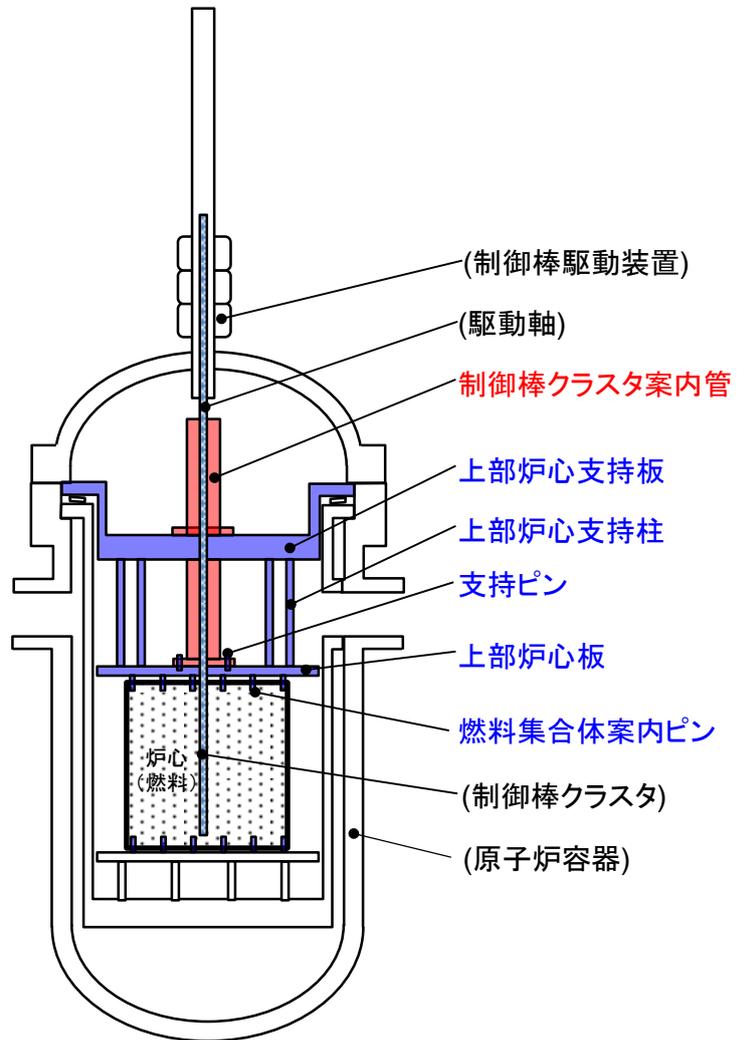
図-9 PWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



◎：炉心支持構造物

※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

図-10 「炉心支持・位置決め」機能に関連する機器・部品

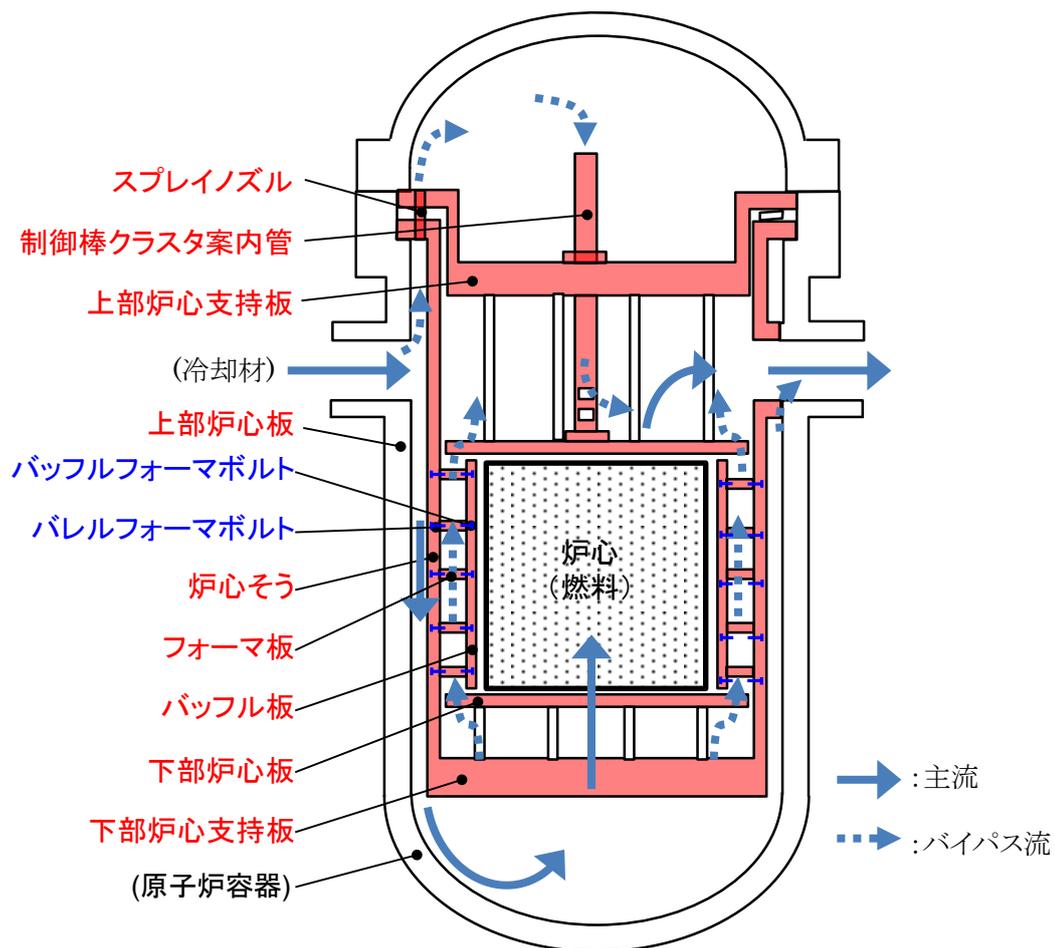


赤字：「制御棒挿入・案内」機能に直接関連する機器・部品

青字：「制御棒挿入・案内」機能に間接的に関連する機器・部品

※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

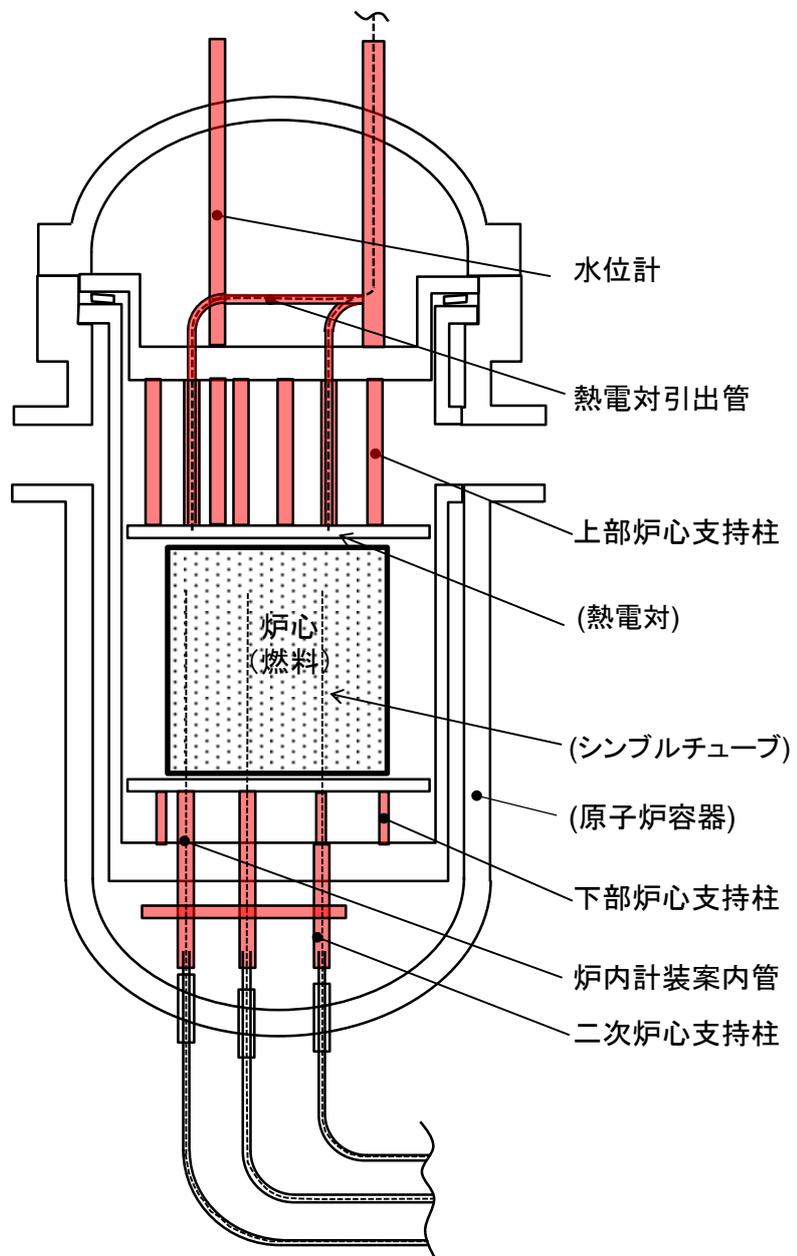
図-11 「制御棒挿入・案内」機能に関連する機器・部品



赤字 : 「冷却水流路形成」機能に直接関連する機器・部品
 青字 : 「冷却水流路形成」機能に間接的に関連する機器・部品

※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

図-12 「冷却水流路形成」機能に関連する機器・部品



※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

図-13 「炉内計装の案内」機能に関連する機器・部品

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて
(第5版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会

〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階

TEL 03-5418-9316 FAX 03-5440-3606

©原子力安全推進協会, 2017

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