

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて (第7版)

2026年4月

一般社団法人 原子力エネルギー協議会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

本ガイドの位置づけ

本ガイドライン（以下「本ガイド」）は、従前より(一社)原子力安全推進協会(以下、JANSI)が策定・管理してきた「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて（第7版）」（以下「従来のガイド」）を原文のまま原子力エネルギー協議会（以下、ATENA）の管理体制下で引き継いで使用するものである。本ガイドの内容については、ATENA 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂が決定されるまでの間、変更は行わない。

運用時期

本ガイドの運用開始日は2026年4月とする。

運用上の注意

1. 本ガイドは従来のガイドを踏襲したものであり、運用上の変更はない。
2. ATENA は必要に応じて、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂しますが、その場合は別途改訂履歴を明示する。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本書の作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本書の内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本書の使用により使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。使用者は、自己の責任において本書を使用するものとする。

（権利帰属）

本書の著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本書の使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本書の使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

2026年4月
原子力エネルギー協議会

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて
(第7版)

2024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。

2000年に（社）火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」は、2007年より日本原子力技術協会に継承され、さらに2012年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることといたします。検討会では、点検評価ガイドライン（個別及び一般）の改訂審議の都度、国内外の運転実績に関する情報活用と、点検評価手法の在り方について議論を重ねており、その成果をガイドラインのなかに反映しつつあります。今後も継続的な改善提案に取り組み、より効果的な保全活動への合理的な資源配分を目指すことも検討課題といたします。

原子力発電の位置づけは地球温暖化防止のためにも重要であり、その具体化施策として原子力発電所の長期的な安全・安定運転への期待は高まりつつあります。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

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

2024年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 望月 正人

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ガイドライン[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	JANTI-VIP-06 第3版
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版以降に発行されたガイドラインの概要を追加	JANSI-VIP-03 第4版
29年 3月	第5版	(1) 第4版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訂内容を反映	JANSI-VIP-21 第5版
2021年 7月	第6版	(1) 第5版の本文を一部改訂するとともに, 各ガイドラインの改訂内容を反映	JANSI-VIP-35 第6版
2024年 3月	第7版	(1) 第6版以降の検討事項を本文並びに付録等に追加記載するとともに, 各ガイドラインの改訂内容を反映	JANSI-VIPC-01-07 JANSI-VIP-52 第7版

ガイドラインの責任範囲

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

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

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

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(2024年3月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	望月 正人	大阪大学
委員	笠原 直人	東京大学
委員	竹田 陽一	東北大学
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授
委員	水谷 義弘	東京工業大学
委員	森下 和功	京都大学
委員	堂崎 浩二	東北大学
委員	浅山 泰	日本原子力研究開発機構
委員	古川 敬	発電設備技術検査協会
幹事	今井 直人	東京電力ホールディングス (株)
幹事	天野 洋一	関西電力 (株)
幹事	寺門 剛	日本原子力発電 (株)
委員	青木 俊祐	北海道電力 (株)
委員	新藤 智也	東北電力 (株)
委員	神長 貴幸	東京電力ホールディングス (株)
委員	稲垣 哲彦	中部電力 (株)
委員	網谷 宏和	北陸電力 (株)
委員	今村 雄治	関西電力 (株)
委員	中川 純二	中国電力 (株)
委員	松原 克幸	四国電力 (株)
委員	野崎 剛	九州電力 (株)
委員	町田 栄治	日本原子力発電 (株)
委員	高村 賢也	電源開発 (株)
委員	内山 好司	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	三橋 忠浩	東芝エネルギーシステムズ (株)
委員	北条 公伸	三菱重工業 (株)
委員	新井 拓	電力中央研究所
委員	成宮 祥介	原子力安全推進協会
参加者	小林 広幸	EPRI International, Inc.
参加者	町田 秀夫	(株) テプコシステムズ
事務局	大畑 仁史	原子力安全推進協会
事務局	佐藤 寿志	原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドラインについて（第7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	13
3.3 継続的改善に向けた課題	19
4. まとめ	21

付録

付録 A-1	炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会の設立趣旨（2000年設立時）
付録 A-2	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）
付録 A-3	炉内構造物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	炉内構造物等点検評価ガイドラインにおけるリスク情報の活用
付録 C-4	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-5	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（BWR/PWR）
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。

1999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、2000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(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压力容器)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2007年より日本原子力技術協会に継承され、さらに2012年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、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、2023年12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 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、経年変換事象の進行を考慮しても、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(補修・取替が容易でない機器)
- ⑤ 損傷事例のある機器

ガイドラインは、炉内構造物等を構成している BWR/PWR 各機器の点検評価ガイドラインと、各機器の補修や予防保全のための各工法を纏めたガイドラインに大別される。

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、頻度及び結果の評価、並びに(必要に応じて)結果を踏まえて採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。

なお、上記に関連して、個別点検ガイドラインあるいは一般点検ガイドラインで適用される目視試験のうち、必要に応じて「遠隔目視試験」「PWR ベアメタル目視試験」の詳細を解説する「試験ガイドライン」を定めている。

② 補修・予防保全工法ガイドライン

a. 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。

b. 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。

なお、上記に関連して、必要に応じて「取替工法」ガイドラインを定めるとともに、補修工法や予防保全工法を適用する際の共通的な技術要件を「保全技術の適用プロセス」ガイドラインに定めている。

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・評価により経年劣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 2.1 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 2.2 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。

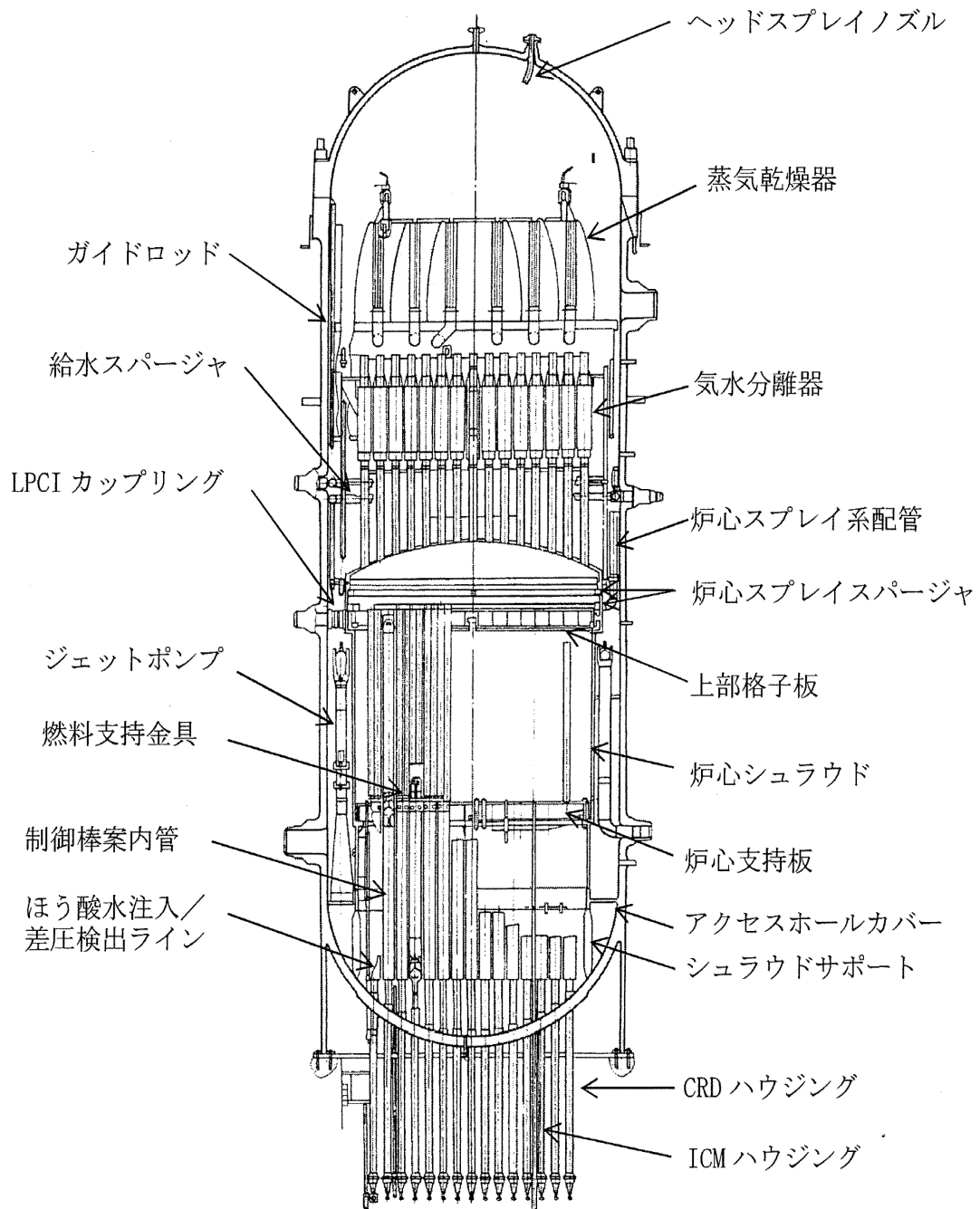
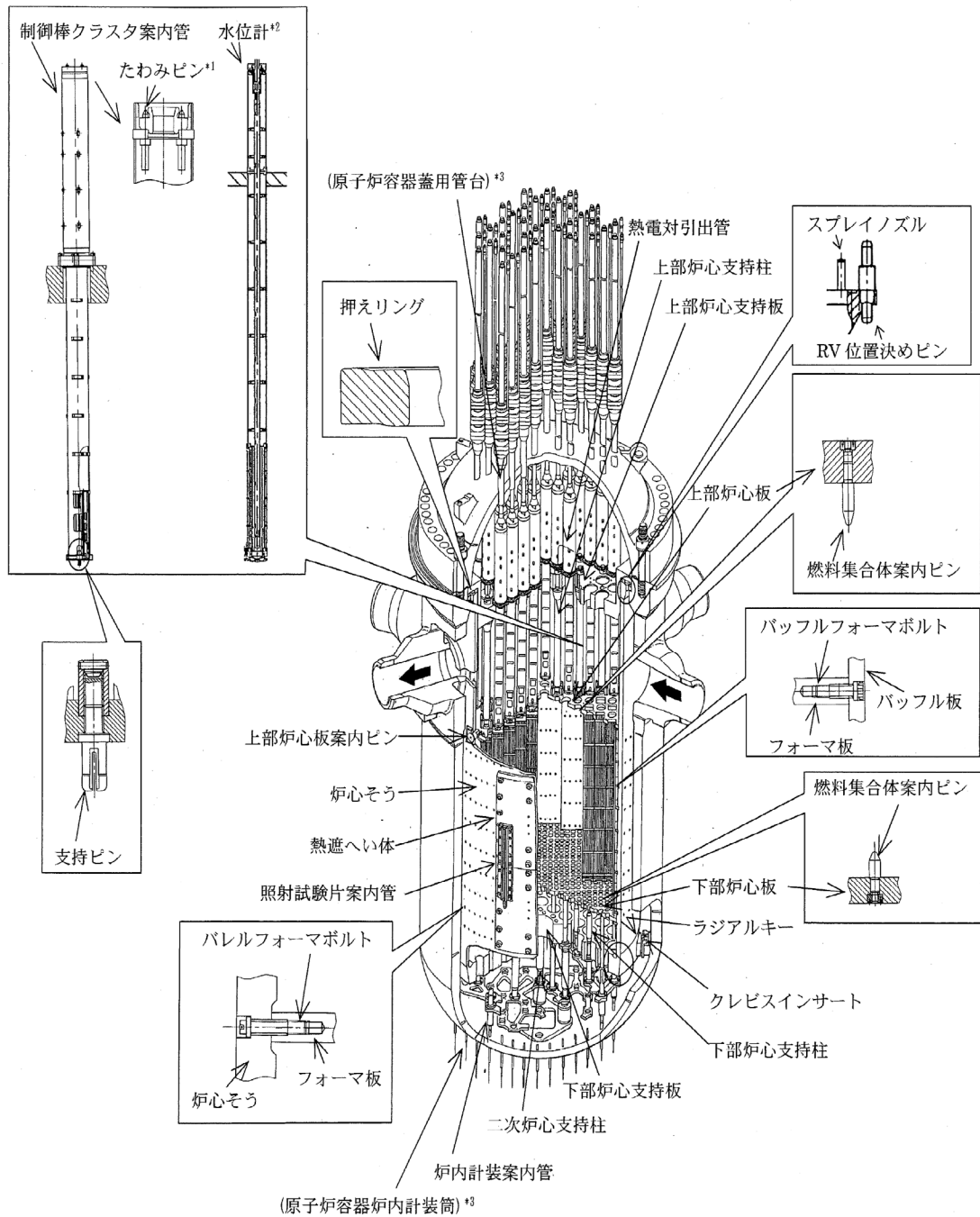


図 2.1 BWR 炉内構造物構造図



*1: たわみピンは高浜 1/2, 美浜 3, 大飯 1/2 号機のみ設置
 *2: 水位計は高浜 1/2, 美浜 3, 大飯 1/2/3/4 号機のみ設置
 *3: 原子炉容器蓋用管台と原子炉容器炉内計装筒は炉内構造物ではないが、一般点検の対象であることから記載する

図 2.2 PWR 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劣化事象の発生・進展を評価し、常に機器の安全機能が維持されるように、機器毎に点検範囲、点検方法、点検の開始時期及び再点検時期を規定したものである。したがって、「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 2.3 に、BWR/PWR 一般点検ガイドラインの概要を付録 C-4 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。

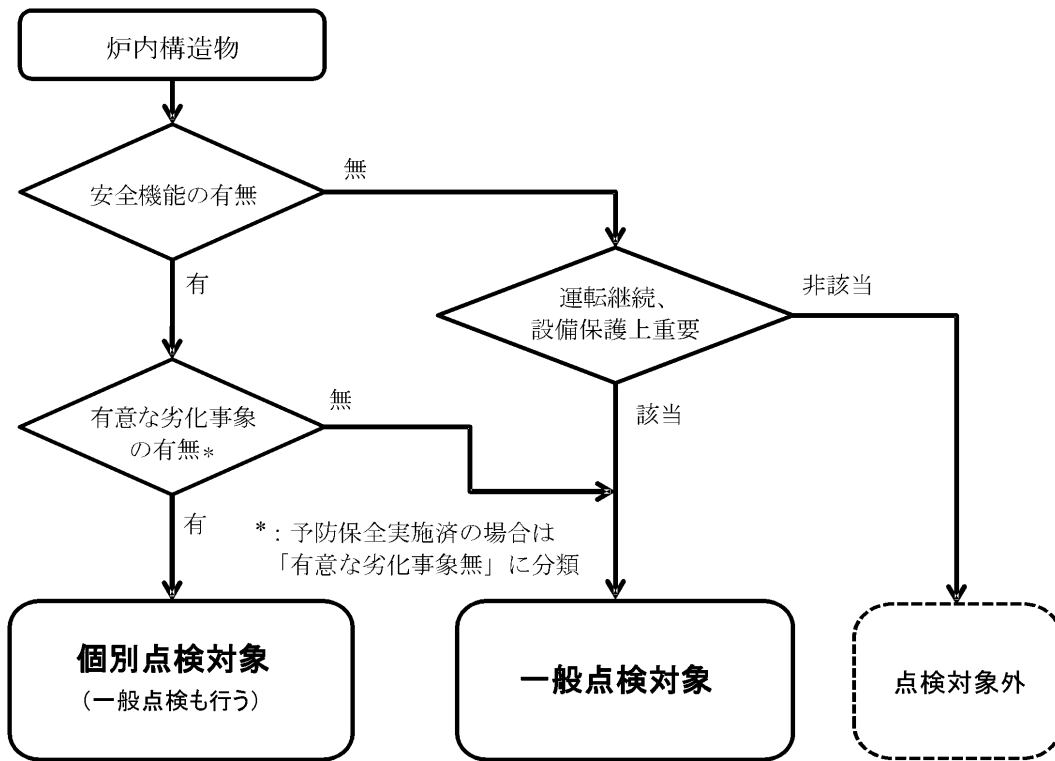


図 2.3 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

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-5 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する。
- 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の評価を実施する。

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とも、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する

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

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

「予防保全」は、経年劣化事象を特定し、その事象の要因を緩和するために実施す

る保全措置をいう。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。（付録 D-3）

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劣化事象への対策が実施されるので、一般点検ガイドラインに準拠して点検を行う。

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う。

c. 取替施工後の点検

経年劣化事象が顕在化し炉内構造物の取替を実施した場合は、取替後の当該部について材料、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・取替及び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-4, E-1～31 に示す。

表 2.1 ガイドライン一覧 (2023 年 12 月末現在)

	ガイドライン	CODE/ID 番号	発行年月	概要
点 検 評 価	BWR 炉心スプレイ配管・スパージャ	JANSI-VIP-36 第 4 版	2021 年 12 月	付録 E-1
	BWR ジェットポンプ	JANSI-VIP-37 第 4 版	2021 年 12 月	付録 E-2
	BWR 差圧検出/ほう酸水注入ライン	JANSI-VIP-44 第 3 版	2023 年 3 月	付録 E-3
	BWR CRD(制御棒駆動機構)ハウジング	JANSI-VIP-40 第 4 版	2022 年 7 月	付録 E-4
	BWR ICM(炉内核計装)ハウジング	JANSI-VIP-43 第 3 版	2023 年 3 月	付録 E-5
	BWR 炉心シュラウド	JANSI-VIP-48 第 7 版	2023 年 12 月	付録 E-6
	BWR シュラウドサポート	JANSI-VIP-49 第 6 版	2023 年 12 月	付録 E-7
	BWR 上部格子板	JANSI-VIP-45 第 4 版	2023 年 3 月	付録 E-8
	BWR 炉心支持板	JANSI-VIP-46 第 4 版	2023 年 3 月	付録 E-9
	BWR 一般点検	JANSI-VIP-41 第 5 版	2022 年 12 月	付録 C-4
	PWR バッフルフォーマボルト	JANSI-VIP-23 第 3 版	H30 年 3 月	付録 E-11
	PWR 制御棒クラスタ案内管	JANSI-VIP-27 第 4 版	H31 年 3 月	付録 E-13
	PWR 原子炉容器炉内計装筒	JANSI-VIP-38 第 3 版	2021 年 12 月	付録 E-14
	PWR クラス 1 容器 管台異材継手部	JANSI-VIP-29 第 2 版	2020 年 7 月	付録 E-15
	PWR 一般点検	JANSI-VIP-42 第 4 版	2022 年 12 月	付録 C-4
	PWR シンプルチューブ	JANSI-VIP-39 第 1 版	2022 年 3 月	付録 E-29
	PWR 制御棒クラスタ案内管支持ピン回り止めピン	JANSI-VIP-47 第 1 版	2023 年 3 月	付録 E-30
	PWR 原子炉容器蓋用管台サーマルスリーブ	JANSI-VIP-50 第 1 版	2023 年 12 月	付録 E-31
	PWR ベアメタル目視試験	JANSI-VIP-33 第 1 版	2021 年 3 月	付録 E-27
	遠隔目視試験	JANSI-VIP-34 第 1 版	2021 年 7 月	付録 E-28
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	JANSI-VIP-24 第 2 版	H30 年 7 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は、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る個別点検ガイドラインは、点検実績が蓄積されるなかで、運転経験や研究成果を反映することで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。

本ガイドラインは、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劣化の発生・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。

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、本ガイドラインの内容が反映された他の民間規格がエンドースされる可能性はあ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（JANSI-VIP-24 第2版）に纏めている。（図 3.1 参照）

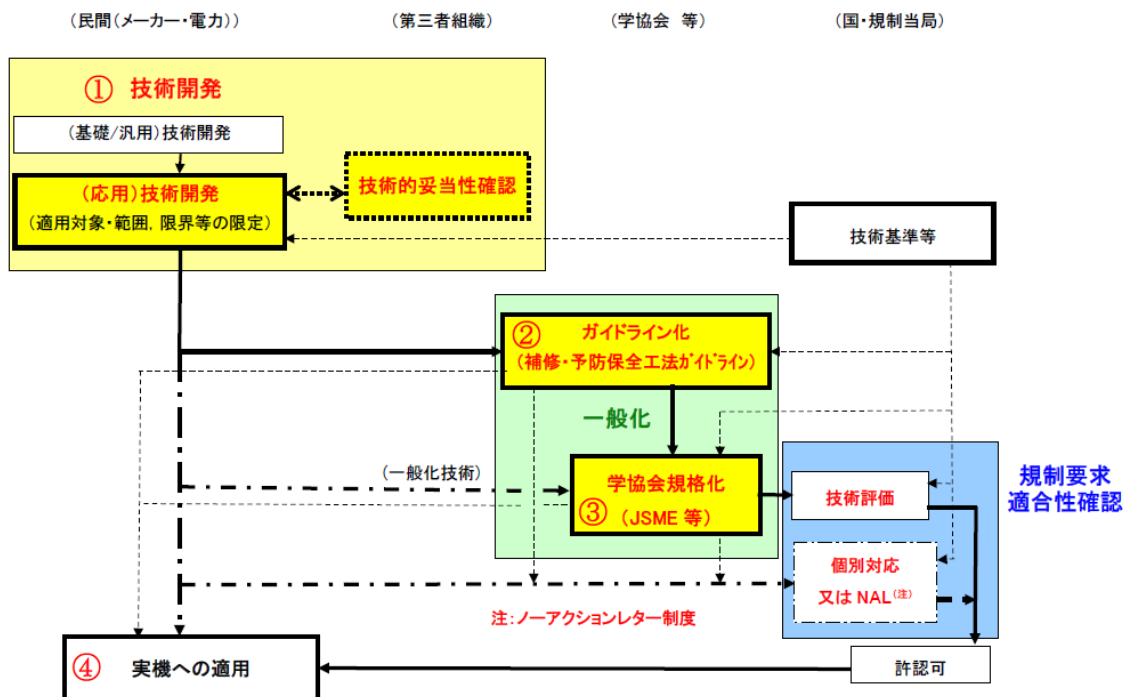


図 3.1 補修・予防保全技術の適用プロセス

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委員会による「技術評価」との関連性が重要となる。JSME 維持規格補修章等の「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、ノー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

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^{*1}により定める基準地震動 S_s を用いた評価を行う必要がある。さらに、ガイドライン付録で引用した材料物性値等についても、評価に際し適切に選定判断する必要がある。

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

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（エッセンシャルバリアブル；EV）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及び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，供用中の検査及び評価への影響
- 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。

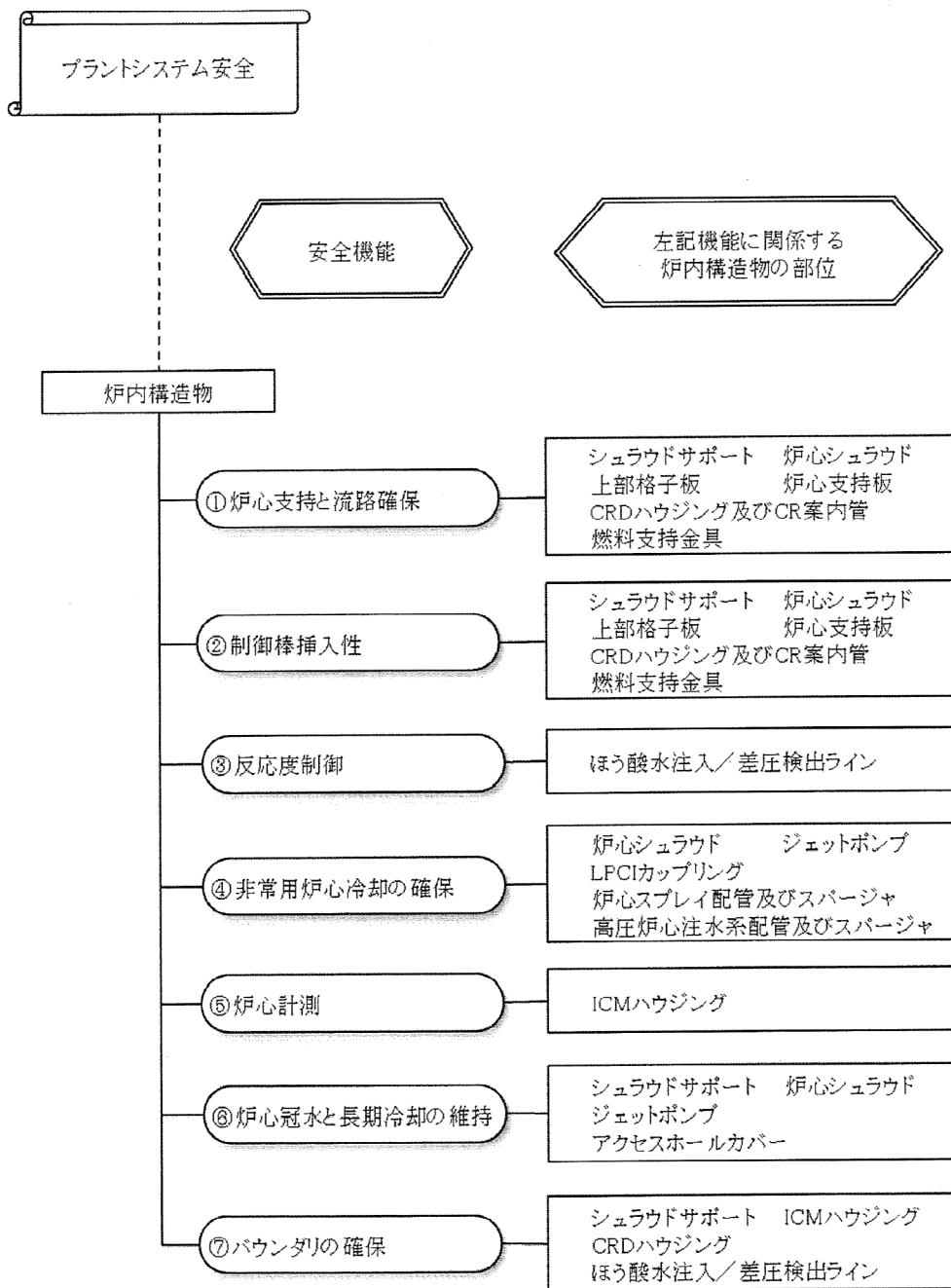
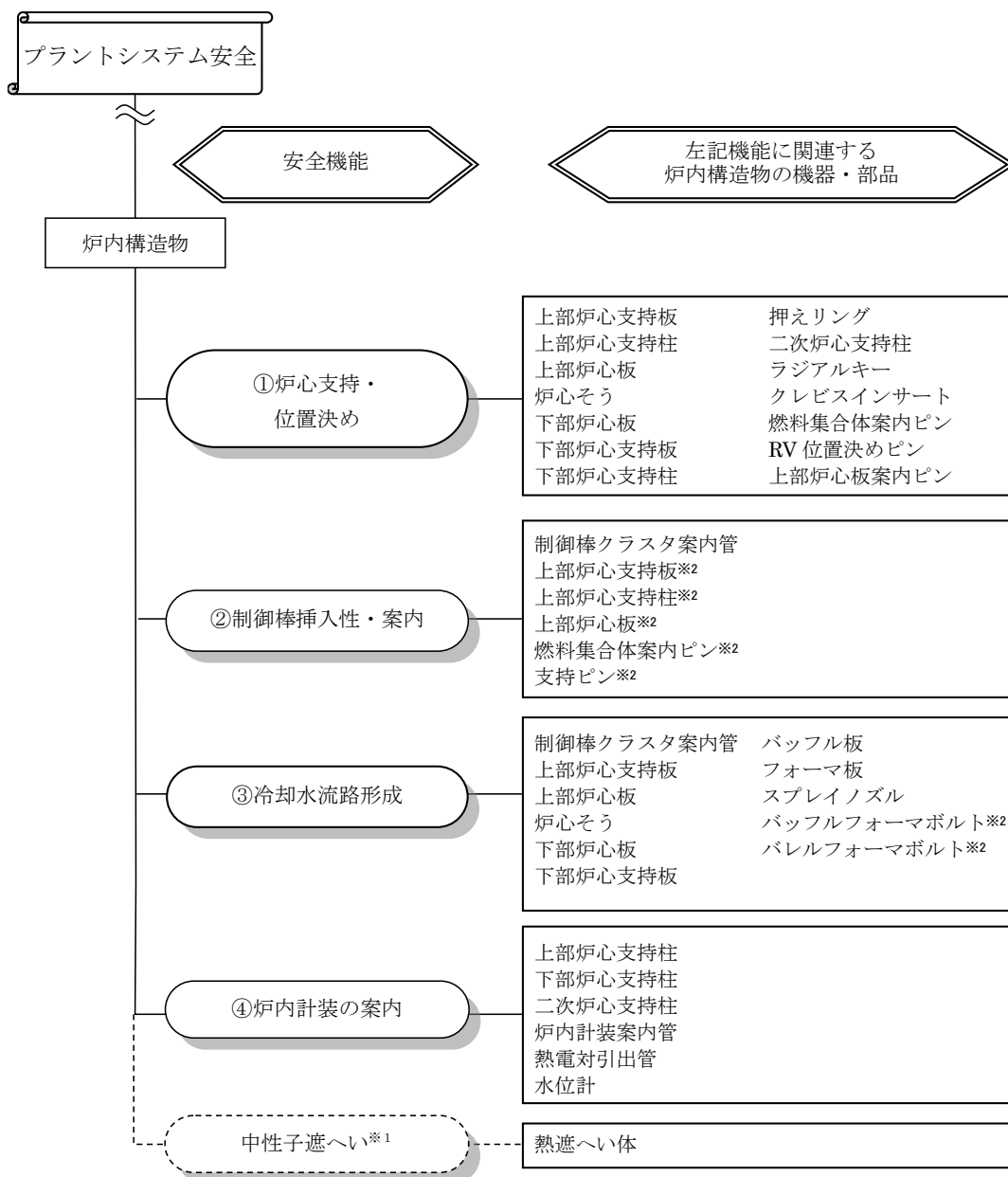


図 3.2 BWR の炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



※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（異常発生の防止）で対象部位の安全機能を確保していくことを基本とし、第2層（設計基準事故の防止）、第3層（設計基準事故の発生から収束）までの対処を前提としている。（図3.4参照）

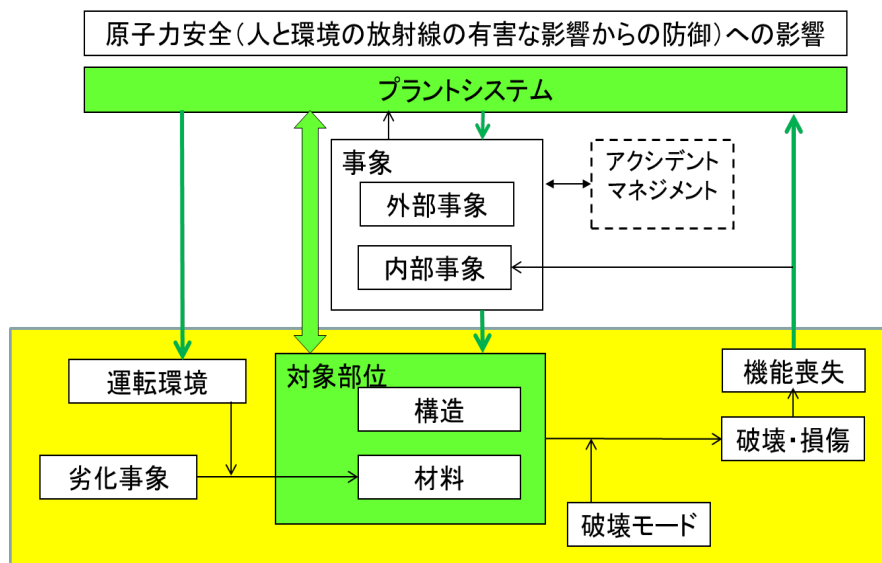


図 3.4 対象部位の原子力安全への影響

これまでガイドラインは、保守管理の中の「保全プログラムの策定」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・評価の上位概念となる保守管理活動は、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)。

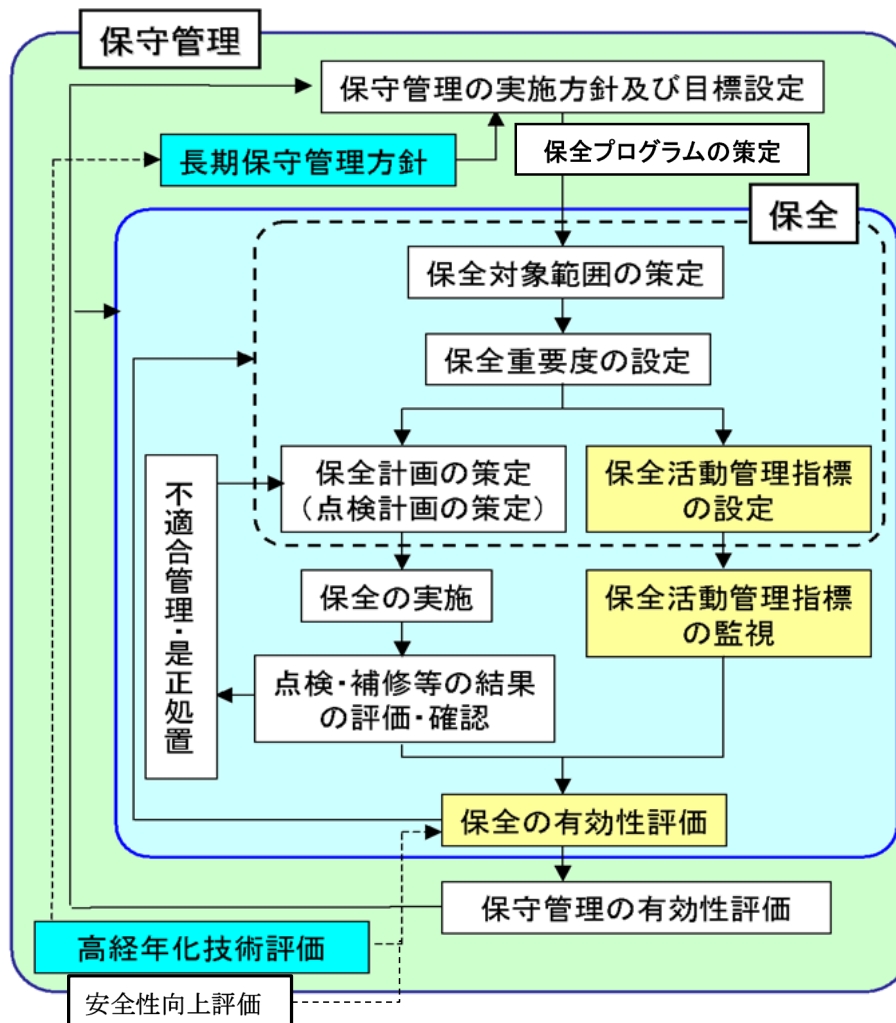


図 3.5 保守管理規程（JEAC4209）における保全活動の概念

また、原子力エネルギー協議会（ATENA）により「プラント長期停止期間中における保全ガイドライン」（2020年9月）が制定された。ここでは、各事業者が、長期停止期間中における保全活動を進める上で、長期停止期間中の経年劣化事象に係る技術的知見に加え、長期停止期間中の各事業者の保全活動の経験（各種不具合等の経験含む）を共通的な推奨事項に纏めており、参照する必要がある。

さらに、炉内構造物の点検実績・データの蓄積により、事業者はこのデータを有効活用した検討が可能となる。また、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が必要となる。

本ガイドラインはこれらの活動についてサポートし、リスク情報を活用することで、包括的・継続的に取り組むこととしている。

3.3 継続的改善に向けた課題

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った。

原子力産業界では、リスク情報を活用して自主的に安全性向上を進めた結果、リスク情報活用の実務への適用が段階的に具体化されている状況にある。（*1）

（*1）日本原子力学会標準「継続的な安全性向上のためのリスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」（2020年3月）では、IAEAのGSR Part 2 ; *Leadership and Management for Safety, General Safety Requirements* (2016), INSAG-25 ; *A Framework for an Integrated Risk Informed Decision Making Process*, (2011)などを参考とした上で、7つのキーエレメント（①基準及び良好な慣行（Standards and good practices）、②運転経験（Operational experience）、③決定論的考慮事項（Deterministic considerations）、④確率論的考慮事項（Probabilistic considerations）、⑤組織に係る考慮事項（Organizational considerations）、⑥セキュリティに係る考慮事項（Security considerations）、⑦その他の考慮事項（Other considerations））に着目し、継続的な安全性向上を対象として、統合的意思決定（Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM）の標準的なプロセスを実施するための要件をまとめている。

炉内構造物の機能についても、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守られるものとの認識に立ち、安全に対する考え方について、広い視野から事前対策的（プロアクティブ）に捉える活動が定着しつつある。（*2）

（*2）日本原子力学会「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。この「14の安全因子」のなかには、特に必要な4つの安全因子として①プラント設計、②安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC）の現状、③機器の性能保証、④経年劣化を説明している。

さらに上記指針のより良い理解のための技術レポートが2020年12月に日本原子力学会より公表された。この技術レポートでは、PSR+指針の解説と参考事例を纏めている。

本検討会では、個別ガイドラインの改訂審議の都度、国内外の運転実績に関する情報活用と、リスク情報を活用した点検評価手法の在り方について議論を重ね、その成果を至近に改訂したガイドラインのなかで反映してきたところである。その一例として、炉内構造物の個別部位の損傷発生可能性と、原子力安全への影響度/重要度をマトリックス表示し、定性的に可視化した情報を用いることにより、説明性の向上を図っている。

しかしながら、このような活動は道半ばであり、今後とも継続的な改善提案に取り組む必要がある。例えば、リスク情報を高度活用した点検・評価手法の提案を行うことで、より効果的な保全活動への合理的な資源配分を目指すことも検討課題のひとつである。

さらに IAEA による総合規制評価サービス (Integrated Regulatory Review Service, IRRS) 報告書における勧告をきっかけに、リスク情報を活用した検査制度の見直し検討が行われ、2020 年 4 月より本格的な原子力規制検査制度の運用が開始されている。

今後も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。(※3) (※4)

(※3)「提言：原子力安全規制の課題とあるべき姿」 日本学術会議 総合工学委員会 原子力安全に関する分科会 (2020 年 6 月) より、参考記述を以下に引用する。

- ・科学的合理性に基づき、原子力安全確保とその継続的な改善を図るうえで、国際的に確立された考え方として、リスクに基づいて安全上重要な事項について優先的に資源を割り当てるグレーデッドアプローチがあり、その方法を用いてリスク情報を活用した、総合的な判断が必要。
- ・継続的に運転経験や安全に関する情報を分析、評価し、新たな知見も参考にした改善のための検討が必要。
- ・産学官が協力することと規制が独立性を保つことは、同時に達成されるべきもので、多様なステークホルダとのコミュニケーションを進めるべき。
- ・リスク情報の活用には、定量的にあるいは定性的にリスクの大小を表す情報を収集し、統合的評価を実施し、この評価結果に基づいた意志決定の活用と実践を進める。
- ・グレーデッドアプローチに基づき、安全上重要な対策を優先するとともに、短期的に対応すべきものから迅速に対策を実施し、中長期的に継続的改善を進める。

(※4)「新検査制度の効果的な実施に関する検討 WG」報告書 日本原子力学会原子力安全部会 (2020 年 6 月) より参考記述を以下に引用する。

- ・原子力安全は、原子力事業者と規制組織が車の両輪となって確保されるもので、原子力規制検査は原子力事業者及び規制組織において原子力安全を確保するための重要な柱。
- ・原子力規制検査が「リスク情報を活用したパフォーマンスベースの検査制度」としてうまく機能するかが、原子力安全の確保において重要。
- ・検査実態やマネジメントのあり方に対する考察に加え、米国など諸外国の先行例の良好事例から学ぶなど多角的なアプローチが必要。

炉内構造物等点検評価ガイドライン整備活動は、上記の規制動向に直接関連するもので

はないが、状況変化を捉えてより実効性のある活動に繋がるよう、継続的に取り組むこととする。

事業者はガイドラインを活用した PDCA サイクルのなかで、自主的な安全性向上に向けた改善活動を行う仕組みを構築していくことが求められている。

4. まとめ

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 20 年にわたり継続してきた。

福島第一原子力発電所事故から 10 年が経過した今日も、原子力産業界を取り巻く情勢は大きく変化しつつある。例えば、原子力事業者は原子力発電のリスクに正面から向き合うことを決意し、リスクの評価とマネジメント能力の向上への取り組みを推進している。

また 2018 年度に設立された原子力エネルギー協議会 (ATENA) において、経年劣化管理等の各種ガイド文書が着々と整備されつつある。さらに、2020 年度より本格運用を開始した原子力規制検査について、その定着に向け実効性向上や改善方策等が、当事者間のみならず、日本原子力学会や日本学術会議等の場においても議論されている。

このような情勢変化を踏まえつつ、本資料「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて」は個別ガイドライン整備の全体概要を記載したものである。本検討会は、今後も新たな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。

「2050 カーボンニュートラル宣言」にある、意欲的な温暖化防止目標を達成するためには、電力需要の一翼を担う原子力発電の位置づけは極めて重要であり、2022 年 12 月の「GX 実現に向けた基本方針」においても、「エネルギーの安定供給」と「脱炭素社会への移行と経済成長の同時実現」に向けたクリーンエネルギーとして原子力発電が位置付けられ、その活用が期待されている。その一方で、2023 年 6 月の原子炉等規制法等の改正においては、高経年プラントの運転期間延長に際しての長期施設管理計画が認可事項とされるなど、経年劣化のリスクを十分に考慮した保全の実施がより強く求められる様になってきている。

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（2000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

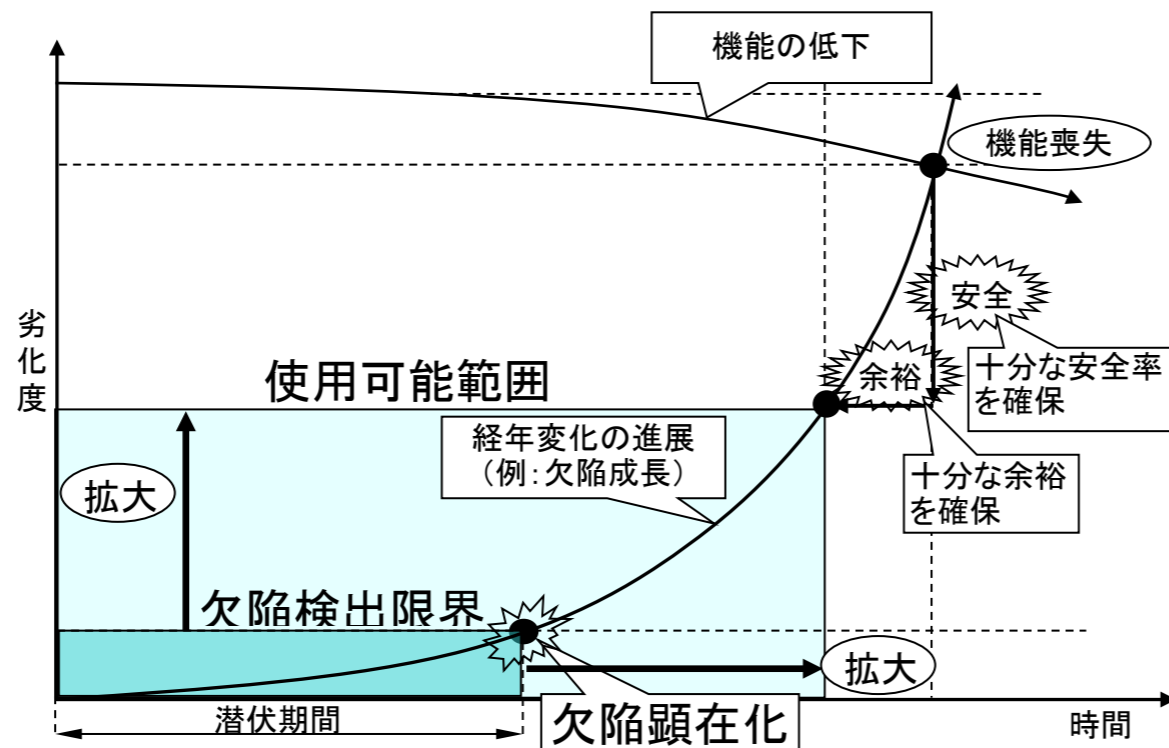
1. ガイドライン検討の前提

(1) 目的

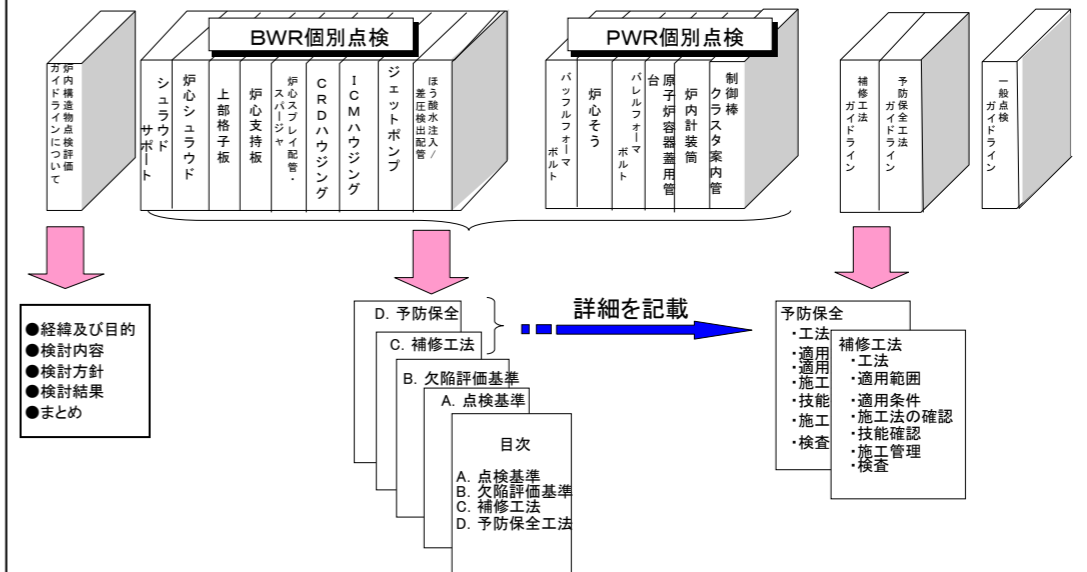
各機器の構造機能、安全上の重要度等を整理するとともに、技術的な合理性に基づいた点検の在り方等について検討すること。

(2) 基本的考え方

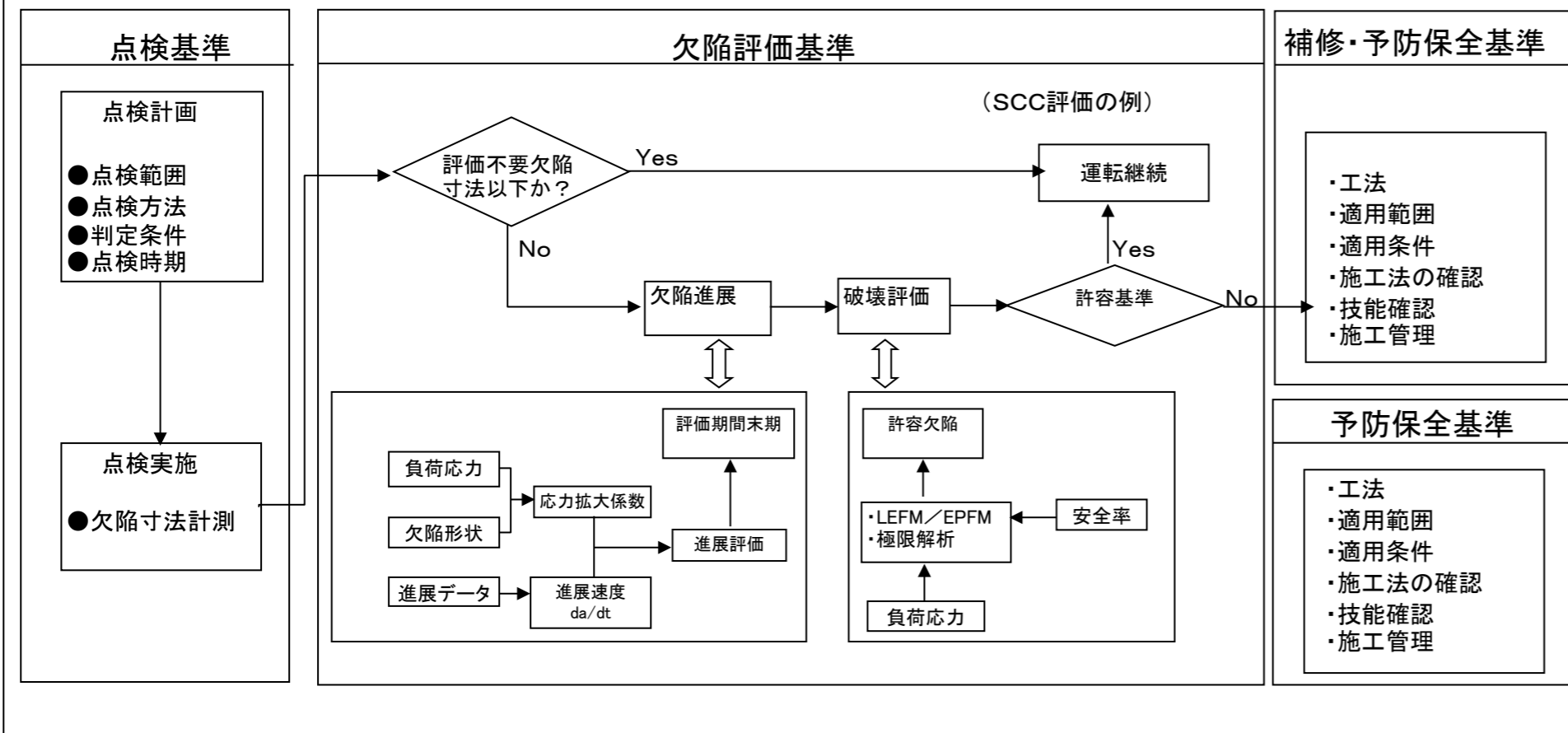
- ① 原子炉安全の確保を大前提とする。
- ② 経年変化事象の進行を考慮しても、炉内構造物の構造強度と安全機能を維持するために必要な運転管理方法を明確にする。
- ③ 最新知見が得られた時点で適宜見直しを実施する。



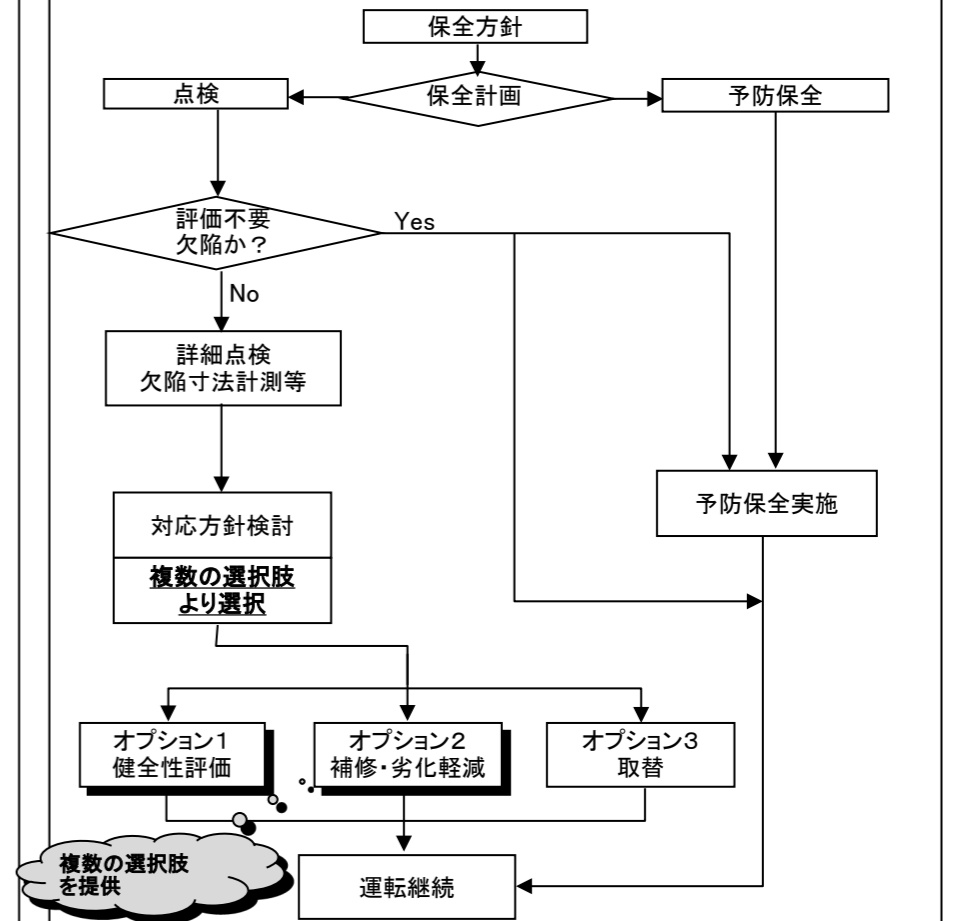
2. ガイドライン構成



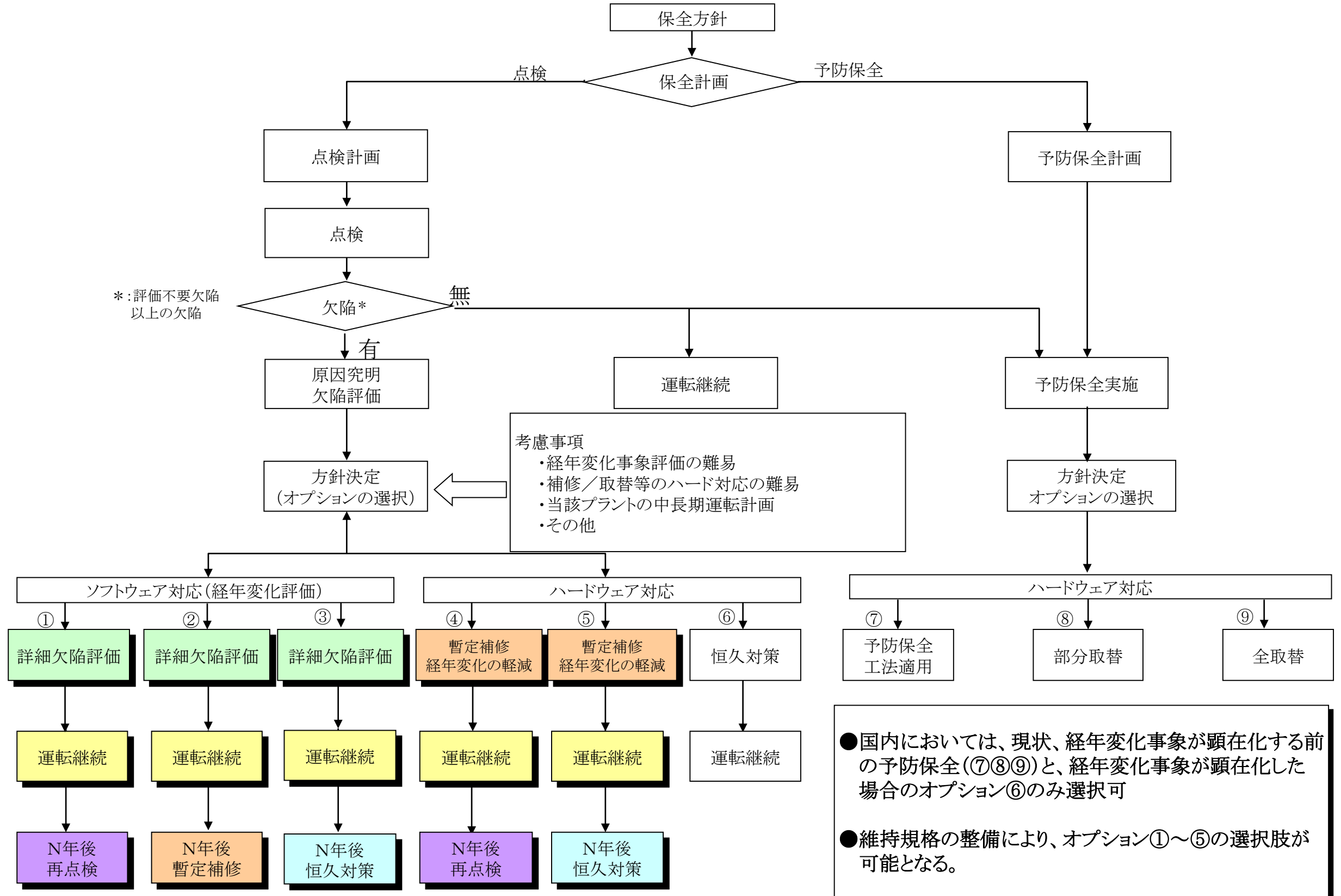
3. ガイドラインの内容



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）

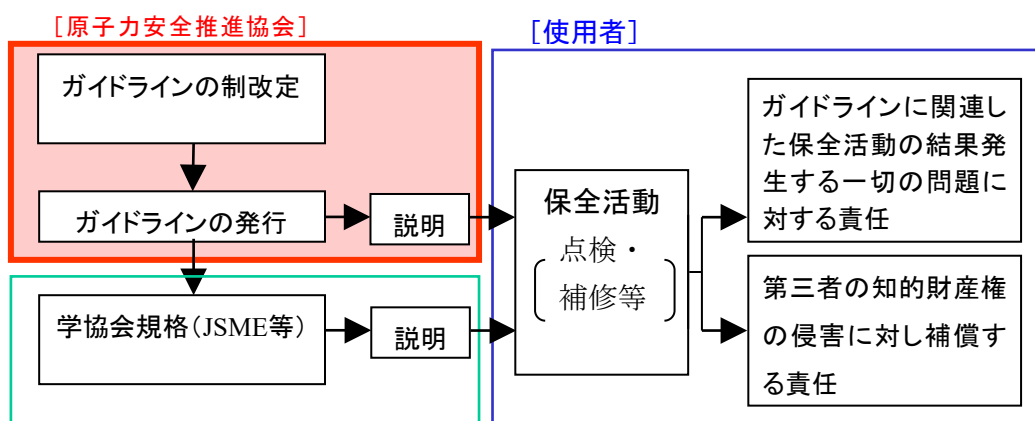


図-1 ガイドラインの使用者責任の考え方

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。

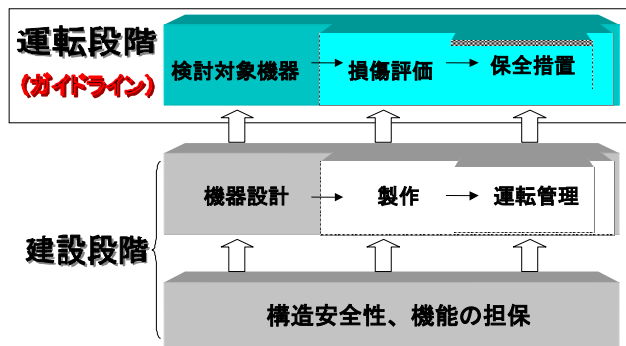


図-1 ガイドラインの階層構造

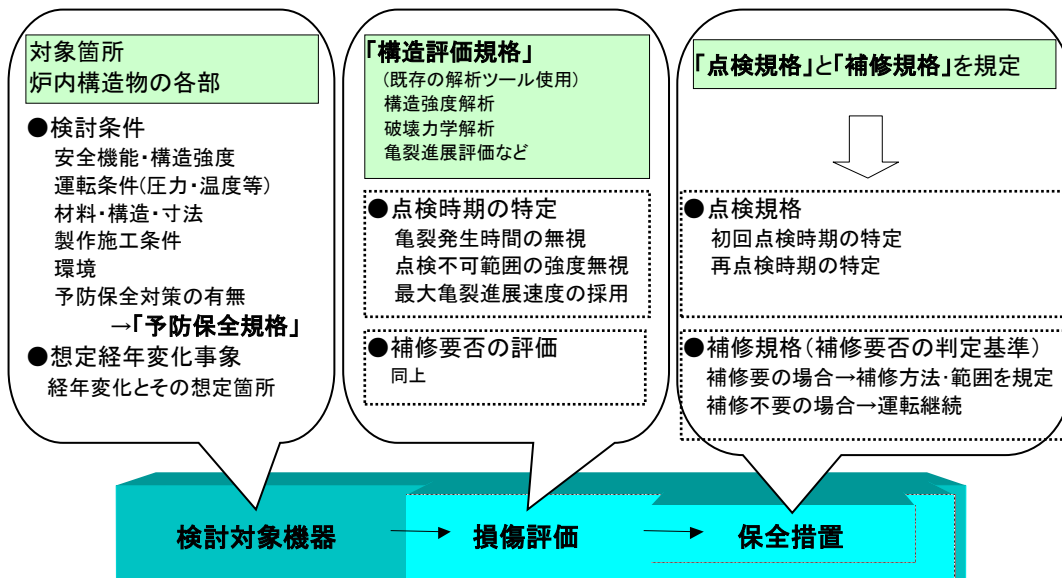


図-2 ガイドライン各階層構造の内容

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、初期想定亀裂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。

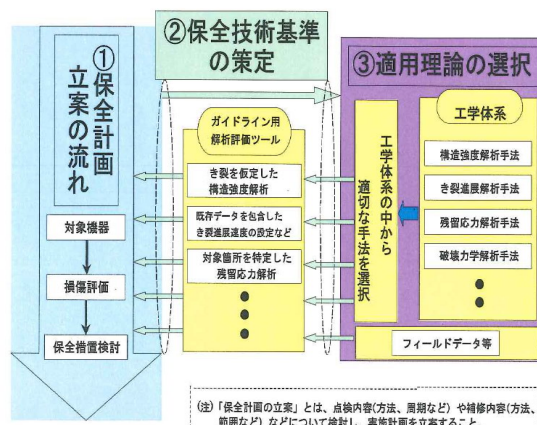


図-3 ガイドラインを形成する基本原理

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)

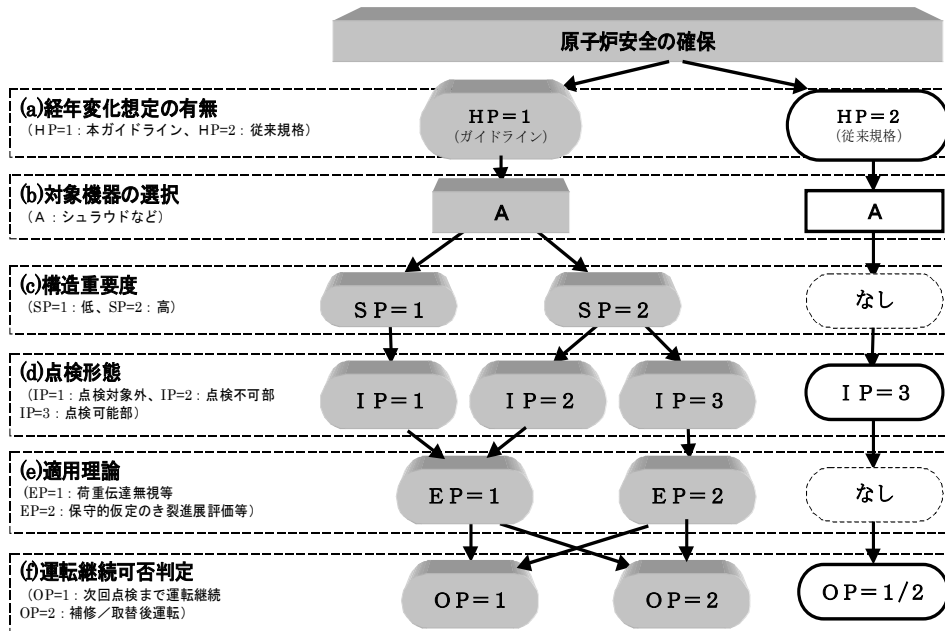


図-4 ガイドラインの検討プロセス

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想定亀裂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亀裂を想定
- b. 点検で亀裂が検出された場合は、その亀裂を考慮
- c. 上記 a,b の亀裂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場合、許容基準に対して大きな余裕をとって管理基準を定め、その管理基準に基づき点検時期を定めた。

- a. 各種の試験研究に基づき、経年変化評価手法を定める。
- b. 上記経年評価手法は、試験データが必ずしも十分でないため、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。

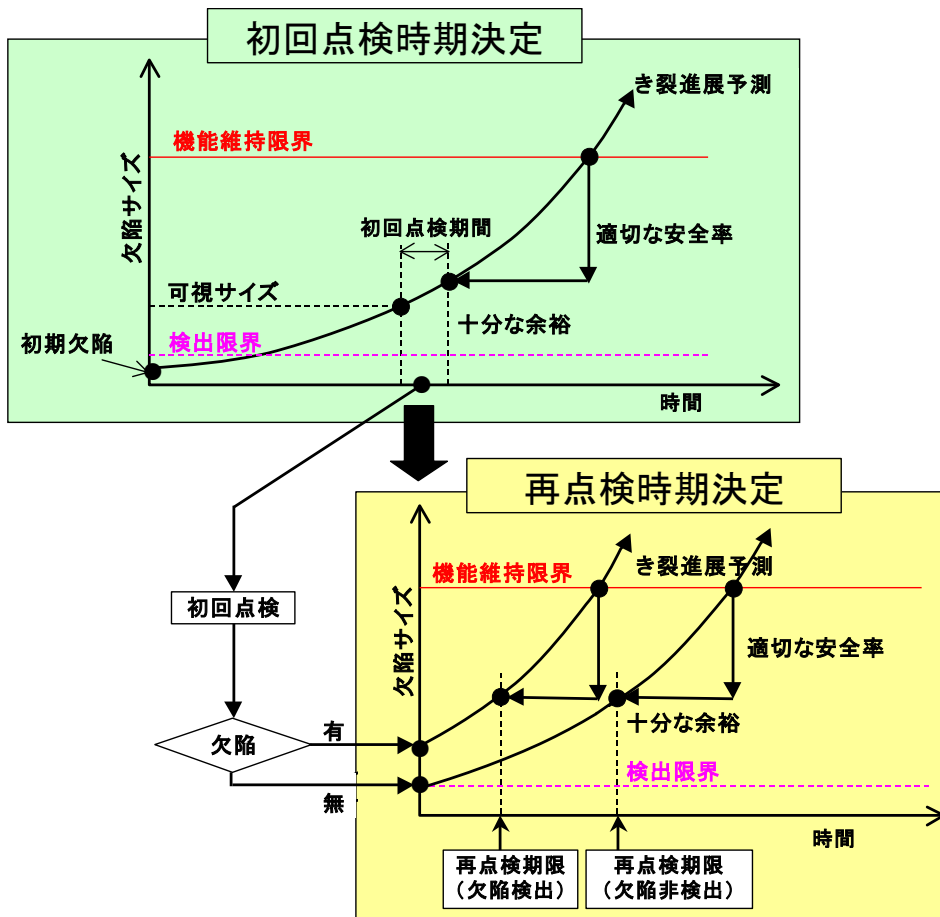


図-5 点検時期の決定例 (シュラウドサポート)

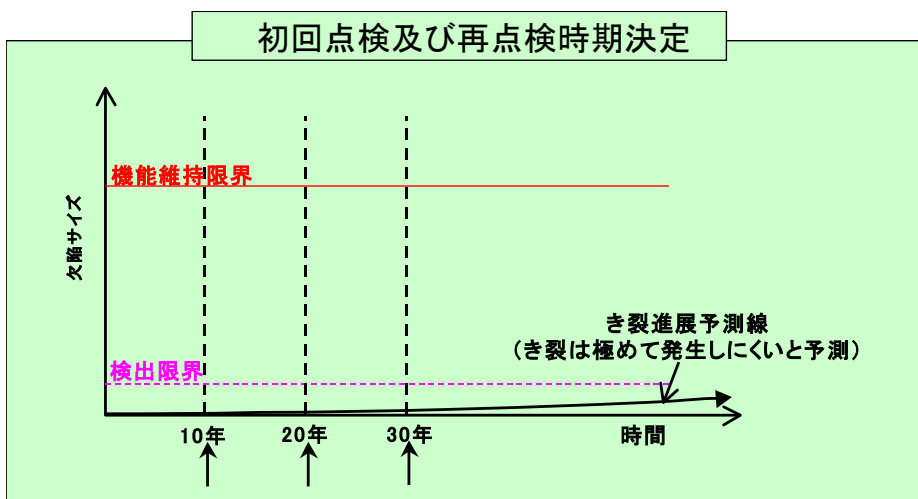


図-6 点検時期の決定例 (ジェットポンプビーム)

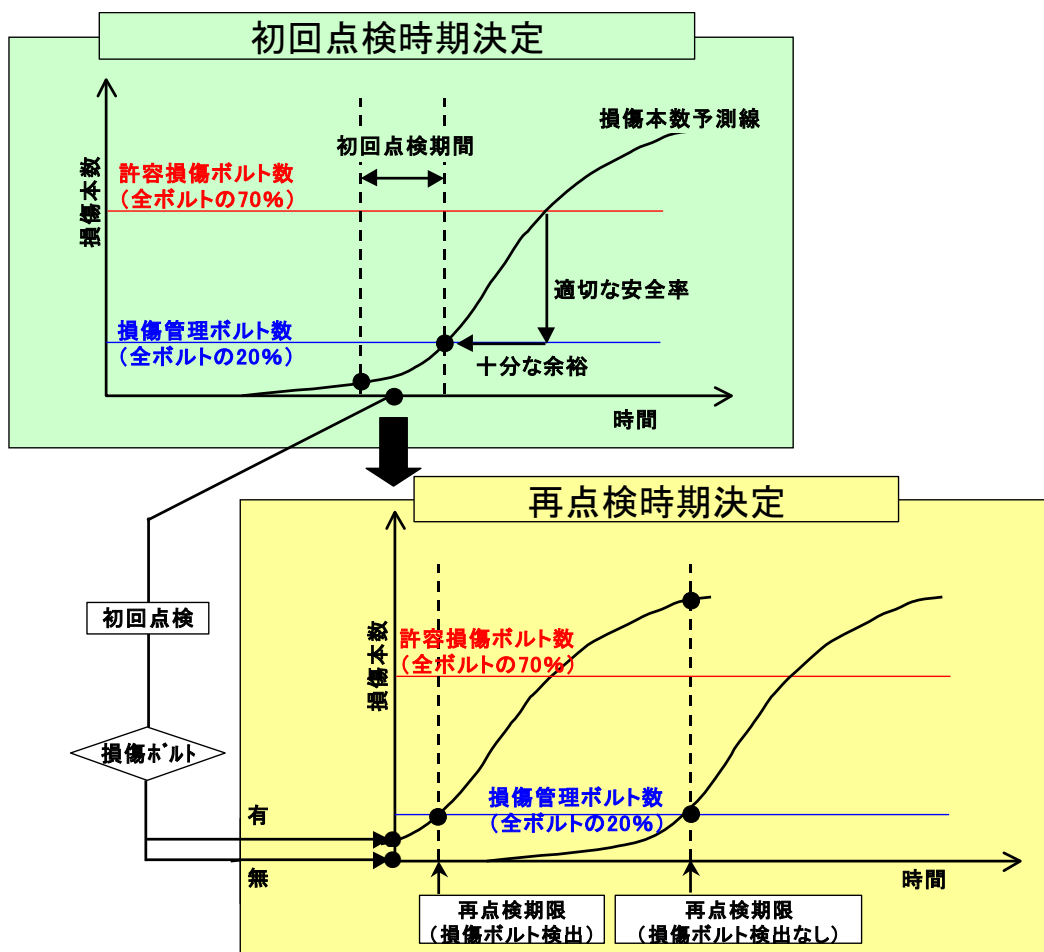


図-7 点検時期の決定例 (バッフルフォーマボルト)

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、本炉内構造物等点検評価ガイドラインによる保全活動と保守管理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 個別点検評価ガイドラインと一般点検評価ガイドラインの関係

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、個別点検評価ガイドラインにおいては、その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た点検の範囲、方法、頻度について評価する。評価の結果に応じ、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 2.3)。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、一般点検評価ガイドラインにおいては、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及び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た。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。

詳細は、付録 C-3 に示す。

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）

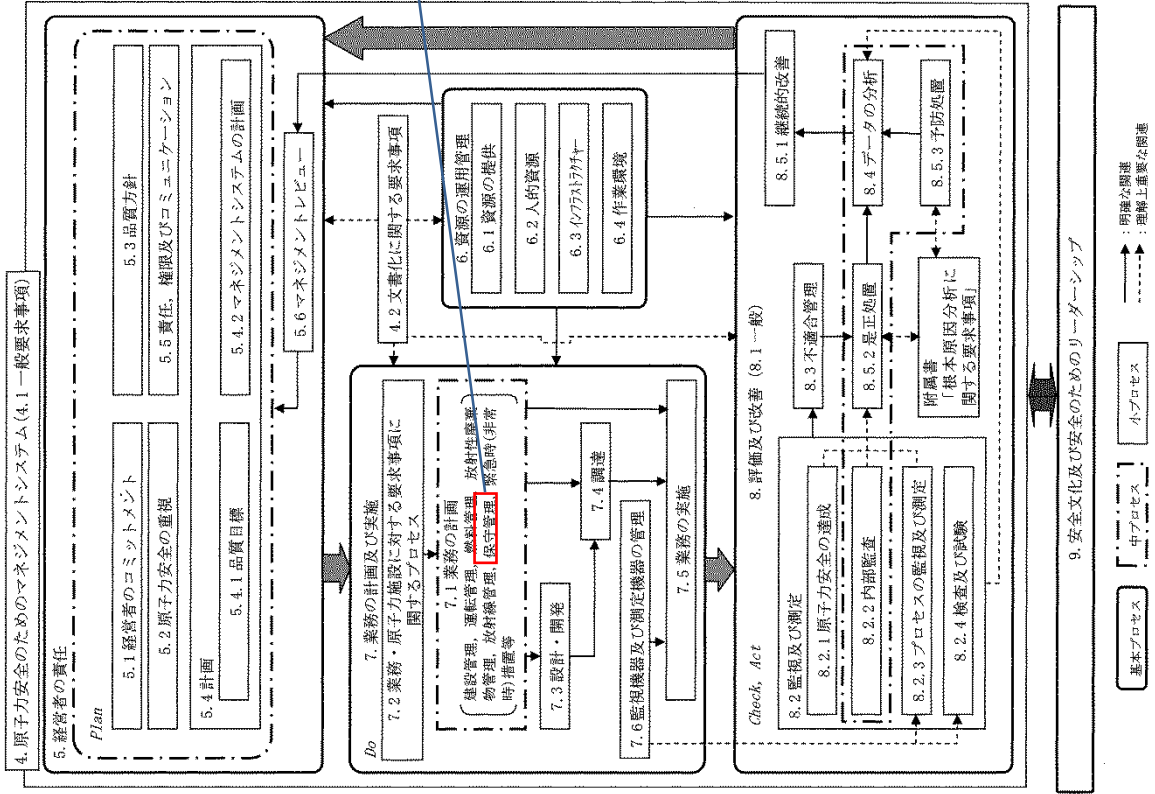
現在まで運転経験を重ねてきた結果、新たな損傷事例は減少してきているものの、従来の損傷事例の分析の反映だけでは発電所のさらなる安全性向上の観点では必ずしも十分とはいえない。原子力発電所は人間、技術、組織の要素の相互作用をもつ複雑なシステムであり、その安全性を確保するためには、従前より広い範囲で国内外の点検実績・知見の分析において、表面的な現象をとらえる受動的な安全性向上活動だけでなく、その背景にある安全に影響する人間、技術及び組織の各要素に対する頑健性及び脆弱性を認識し、事前対策的（プロアクティブ）で継続的な安全性向上の活動を指向しなければならない。機器の保守管理に関してもこの考え方を踏まえて保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

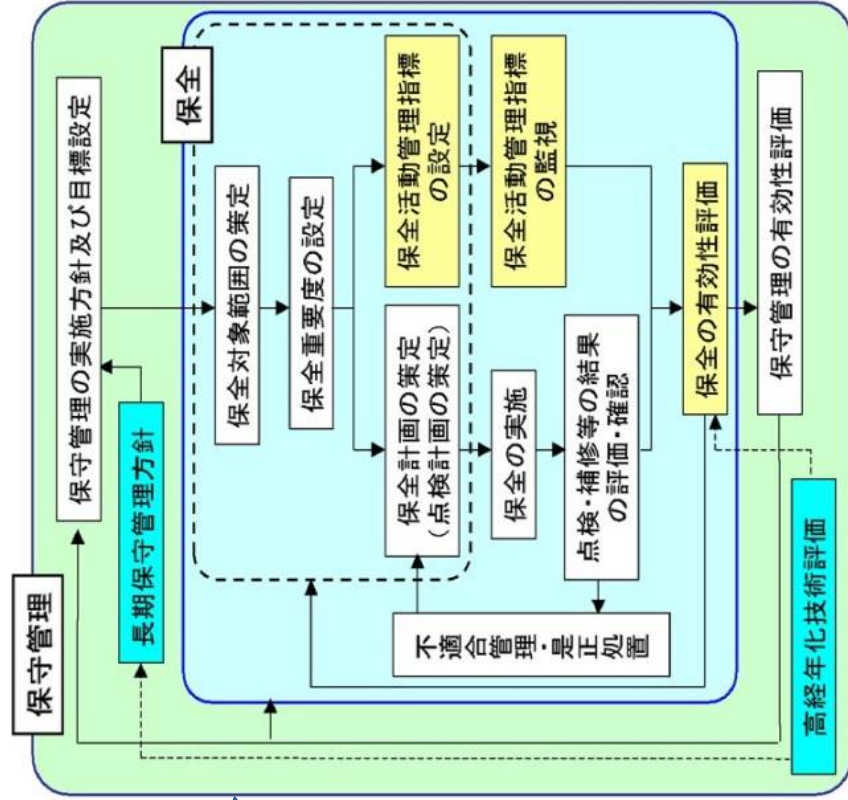


図-1 品質管理と保守管理の関係

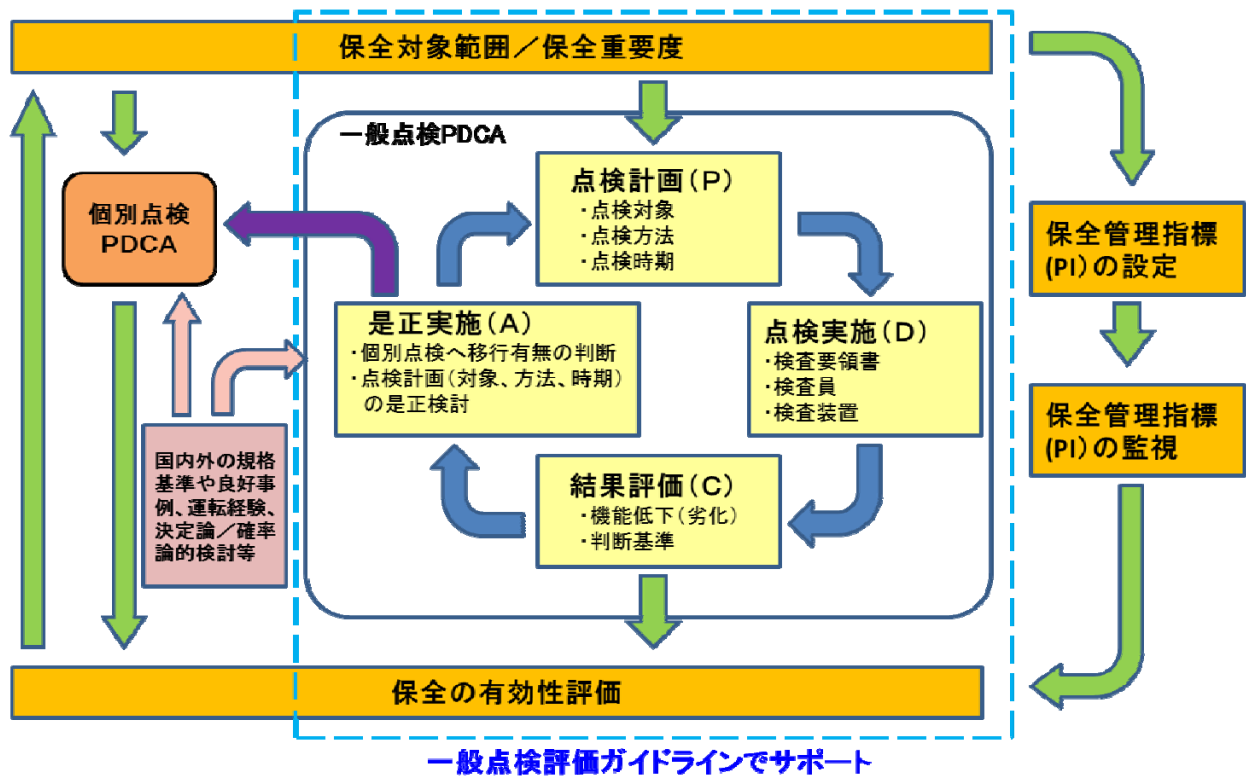


図-2 保守管理における一般点検評価ガイドラインがサポートする範囲

炉内構造物等点検評価ガイドラインにおけるリスク情報の活用

1. リスク情報を活用する目的

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た。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。

この活動においては、付録 A の整理を活用するべく、炉内構造物の各経年劣化事象が安全機能に悪影響を及ぼす程度の差異を踏まえ、炉内構造物の点検規定に対しリスク情報（運転経験、研究知見等）も活用することで、施設管理（保全）の最適化に取り組む。

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

2. 本ガイドラインにおける「リスク」の定義

本ガイドラインにおいては、「リスク」を「炉内構造物の安全機能に悪影響を及ぼす事態が発生する可能性」(=「安全機能に影響する損傷の発生確率」×「安全機能への影響(過度の損傷時)）」と定義する。

ただし、BWR/PWR の炉内構造物は、構造強度の観点から大きな裕度を持つように設計され、炉内構造物の機能喪失によりプラントの安全性低下に影響を及ぼす事態が発生する確率が極めて小さいものもあるため、「安全機能に影響する損傷の発生確率」の評価が難しい場合は、「経年劣化事象が発生する可能性」に置き換えて評価してもよい。

3. リスク情報のうち、本ガイドラインで活用するもの

リスク情報として、各経年劣化事象が発生する可能性に関連する以下に示すような情報の活用を検討する。

- ・ 運転経験（点検結果、損傷事例）
 - 国内外の点検結果や損傷事例
 - 点検の結果、損傷が確認された事例だけでなく、損傷がなかったとの情報も健全性を示す情報として有用
 - 運転経験の整理の際には、運転時間やプラント仕様(環境(温度・水質・照射量等)、材質、構造等)も併せて整理
- ・ 研究知見(材料試験等)
 - 各劣化モードに対する国内外の研究知見
 - 技術的根拠の補強や、劣化の予測評価等の高度化に資するものがあればガイドラインに取り込み
- ・ 各経年劣化事象への影響因子

-各経年劣化事象の発生に影響し得る因子

(例) 【BWR】 SCC：環境(炉水温度，水素注入，貴金属注入)，材料データ(加工硬化，溶接，熱処理，対策材)，応力データ(溶接，熱処理，応力改善)等

(例) 【PWR】 IASCC：環境(中性子照射量・温度等)・応力・材料等，摩耗：材料の組合せ，ワークレート等，スウェリング：照射量・温度等)

4. リスク情報活用の取り組み実績

4.1 第6版(2021年7月発行)までの活動概要

2014年頃より，一般点検の位置づけに関する検討の中で，リスクに対する考慮の反映について，検討を開始し，その後，ガイドライン全体概要版及び個別点検ガイドラインのそれぞれについて，図-1のように検討内容を反映してきた。

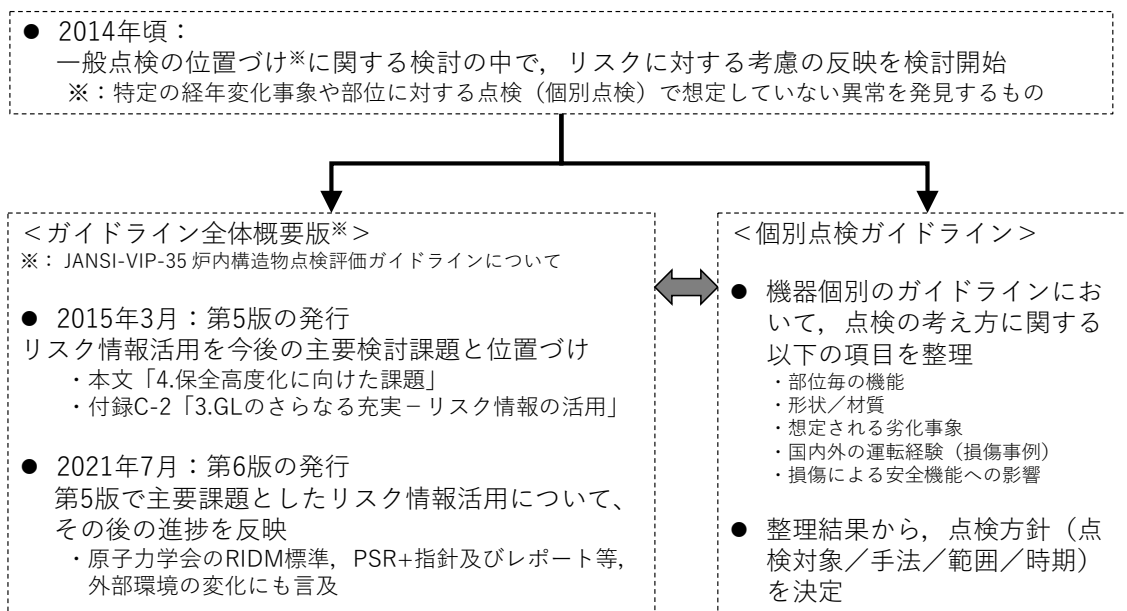


図-1 リスクに対する考慮の検討内容(2021年7月時点)

4.2 第6版から今回改訂までの活動概要

第6版発行後は，炉内構造物の点検部位に対し，損傷のポテンシャルを縦軸，安全機能に影響を及ぼす重要度を横軸とした図の導入を提案し，点検プログラムの最適化に向けた第一歩として，一般点検部位と個別点検部位の可視化を実施してきた。(図-2)

また，縦軸の定量化(損傷の可能性は「ポテンシャル」から「頻度(確率)」を基本とする)など，より一般的に“リスク”を表現するマトリクスとすること，及び横軸の適切な使い分け(「安全機能への影響」の他に，「安定運転への影響」という視点の活用)についても検討中である。

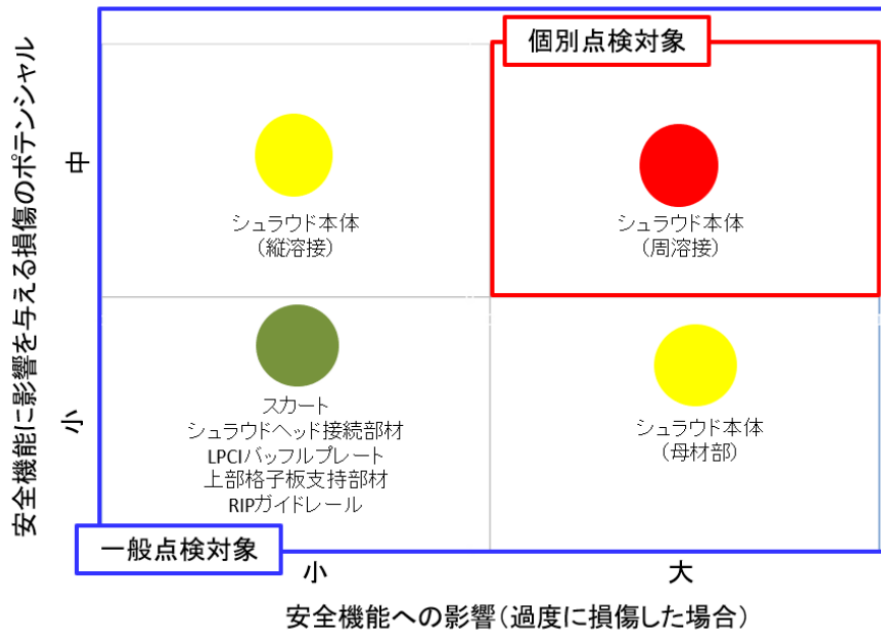


図-2 一般点検部位と個別点検部位の可視化例
(炉心シュラウドガイドライン 図 A-3.1.2.1 より)

5. 今後のリスク情報活用の取り組み

- ・ 今後目指す姿として、「リスク情報を活用した既存のガイドライン（点検プログラム）の技術根拠の明確化」を進めていく。
- ・ 国内外のリスク情報（運転経験・研究知見等）を整理するとともに、劣化事象（IASCC, 摩耗等）ごとに、下図に示すフローに基づきリスクマトリクスを作成し、ガイドラインにリスク情報を取り入れていく。（図-3）

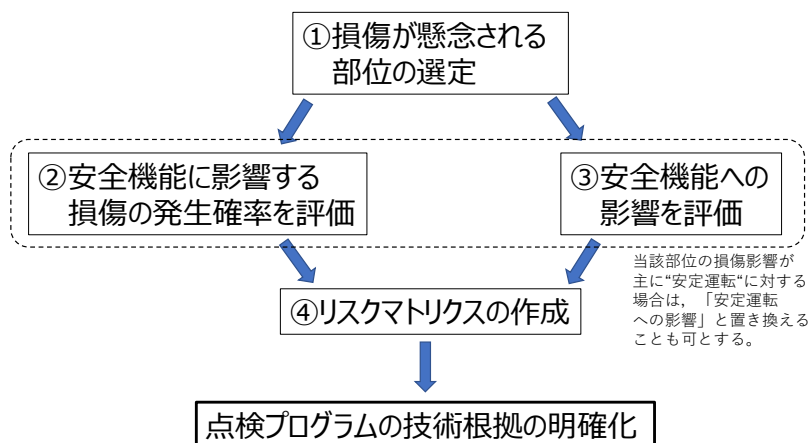


図-3 リスク情報を活用した既存のガイドラインの技術根拠の明確化

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。なお、BWR には従来型の BWR に加え、改良型 BWR (ABWR) を含む。

(2)一般点検及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、一般点検の対象とする。
- 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・部品について図2に示す。

(2)対象範囲

対象範囲は対象機器・部品の代表となる接近可能な溶接部を含めた範囲とし、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・部品毎の点検対象範囲の例を図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。

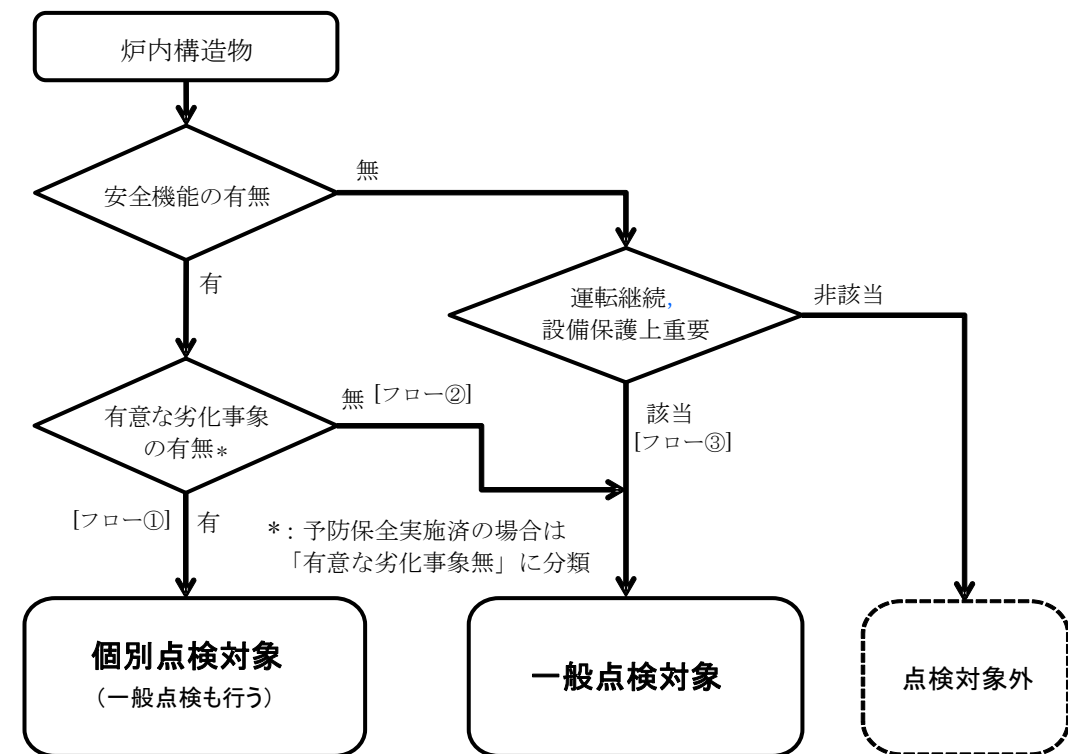


図1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

<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 制御棒案内管 CRD ハウジング 炉心スプレイド管及びスパージャ ジェットポンプ アクセスホールカバー 差圧検出/ほう酸水注入ライン</p>	<p>[フロー②] LPCI カップリング 燃料支持金具</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 ヘッドスプレイドノズル 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 一般点検及び個別点検対象機器・部品 [BWR の例] (フロー①～③は図1に対応)

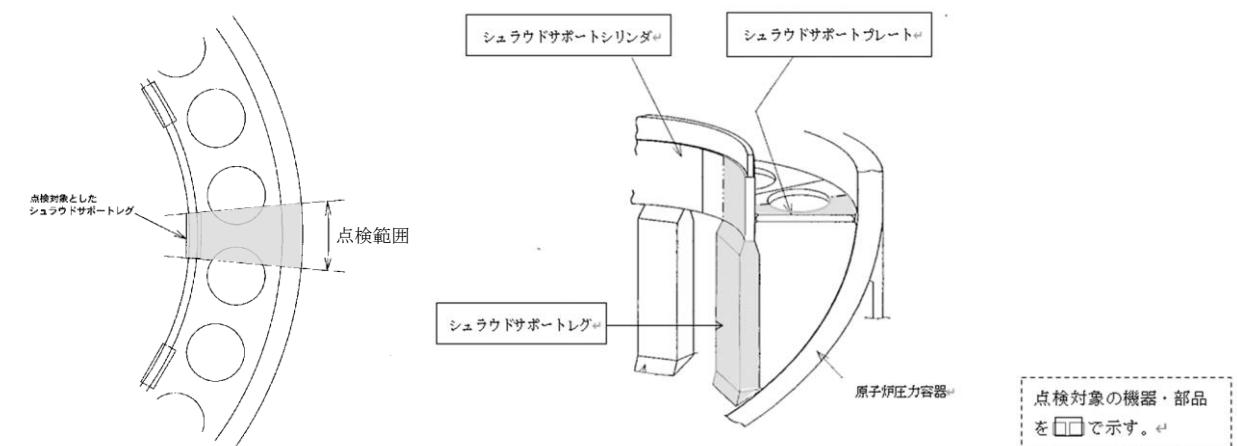


図3 点検対象範囲の例 (シュラウドサポート)

PWR 炉内構造物等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、点検時期、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、一般点検の対象とする。
- 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、及び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、若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・部品毎の点検対象範囲の例を図 3 に示す。

3. 点検時期

(1) 点検方法

点検は目視試験 (VT-3) で実施するものとし、2 章に記載する各点検範囲について変形、心合せ不良、傾き、隙間の異常、ボルト締付け部の緩み、部品の破損、脱落及び表面における異常等を確認する。

(2) 点検時期

一般点検は、炉内構造物の供用期間中検査にあわせて実施する。なお、供用期間中検査は、原子炉容器内部 (炉心そう内面、バップル板、バップルフォーマボルト、下部炉心板、燃料集合体案内ピン) については、3~4 年に一度、それ以外の部品については、10 年に一度 (運転開始後 30 年以降は 7 年に一度) 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。

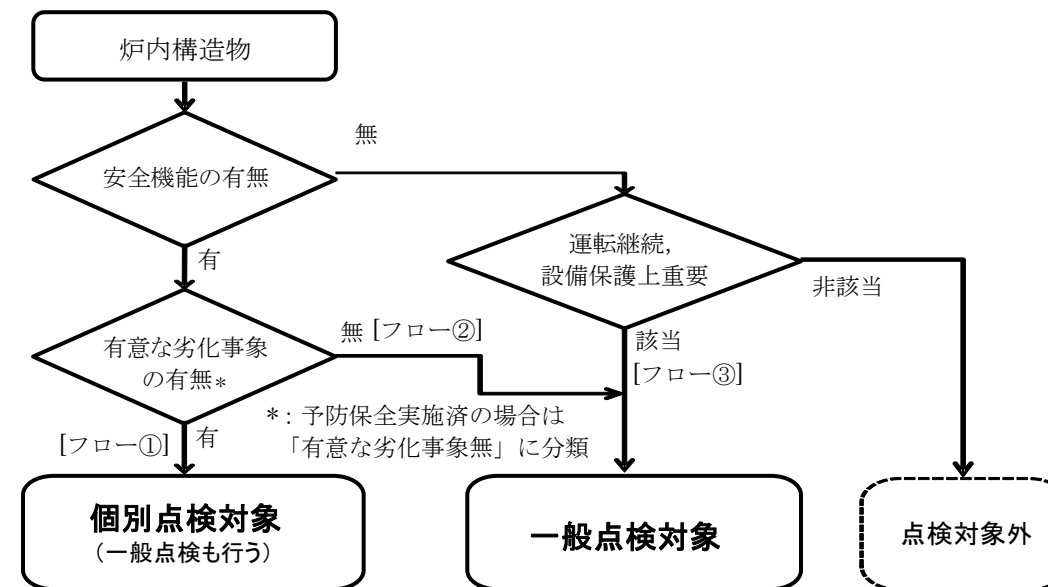


図 1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

個別点検対象 (一般点検も行う) [フロー①]	一般点検対象	[フロー③]
制御棒クラスター案内管	上部炉心支持板	たわみピン
バップルフォーマボルト	上部炉心支持柱	熱遮へい体
原子炉容器炉内計装筒	上部炉心板	照射試験片案内管
	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	
	熱電対引出管	
	上部炉心板案内ピン	
	燃料集合体案内ピン	
	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	

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

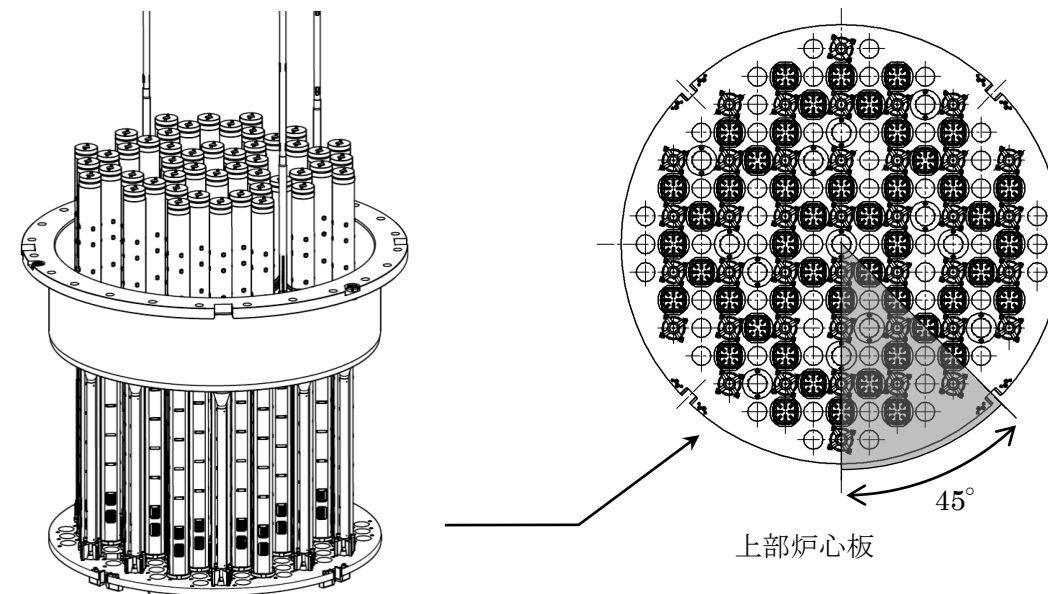


図 3 点検対象範囲の例

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、その亀裂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、その時期の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亀裂寸法を保守的に見積もり、構造強度評価を実施。

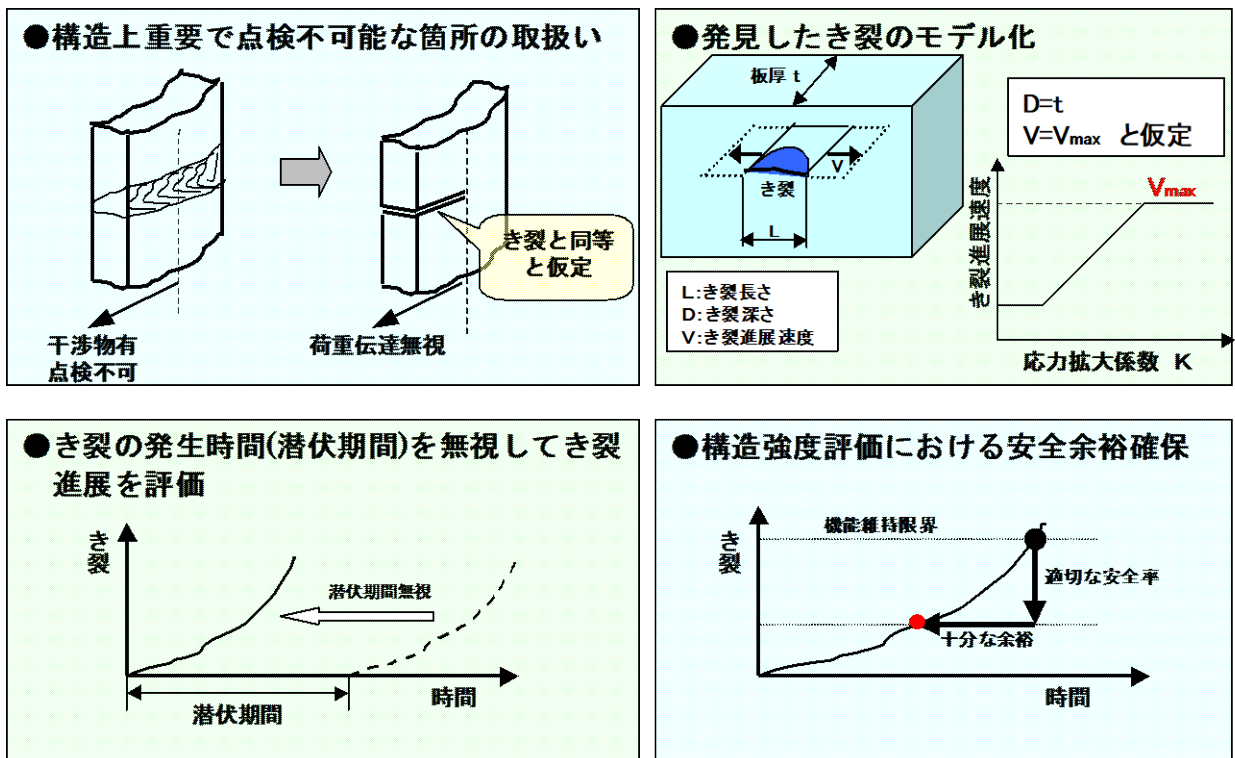


図-1 構造強度評価上の保守的仮定の例

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，又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。

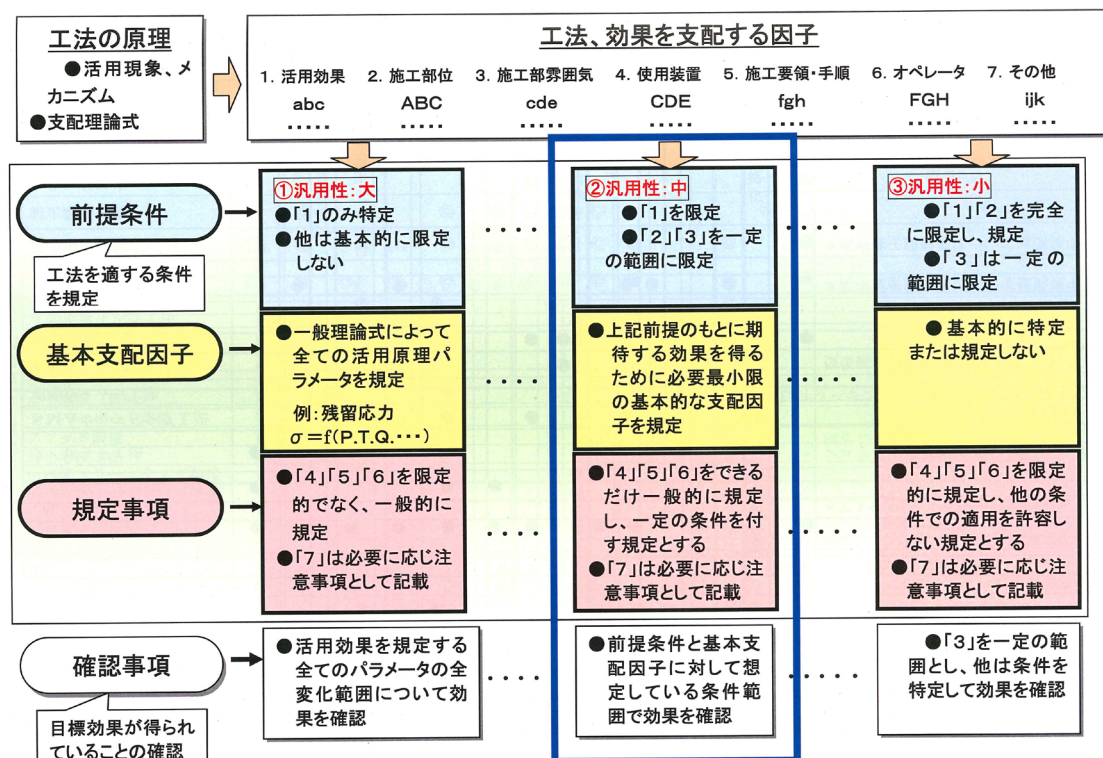


図-1 工法を支配する因子と規定事項

実用化されている補修・取替・予防保全工法の概要（BWR）（2023年12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 及びスパージャ	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 E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						●			◎						●	
	ウェルト・オーバーレイ(WOL)工法												◎		●	●	
	水中レーザー肉盛溶接工法														●		
予防保全工法	対策-高周波誘導加熱工法												●		●		
	外面からの入熱による応力改善工法(IHSD)											●		●	●		
	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) (2023年12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	バツフルフォーマボルト	制御棒クラスター案内管	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		JSM E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

補修・予防保全後の検査について

1. はじめに

これまで様々なプラントで応力腐食割れ (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の程度 (時期, 頻度等) 及び内容 (検査方法等) については, 「補修・予防保全工法ガイドライン」で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その妥当性が個々に確認され, 設定されているが, その考え方は必ずしも明確にされていない。

そこで, 「補修・予防保全工法ガイドライン」を適用して補修・予防保全を施工した機器又は部位に対して, 施工後の供用期間における検査の程度及び内容の基本的な考え方を本付録にて示す。

検査の程度 : 検査の開始時期, 検査頻度, 検査対象の代表性 (全数/ある割合等)

検査の内容 : 試験 (基本的に非破壊試験) の手法と対象領域 (表面/体積, 範囲その他)

それぞれの機器 (部位) の施工後の検査の程度及び内容は①適用した工法の特徴のみならず②対象となる機器 (部位) の構造, 材料及び使用環境, 並びに③その部位の安全上の機能により異なる。

あえて単純化すると ;

- ① 工法の信頼性 (品質 (目標の機能・性能等) に対するギャップが生じるリスク)
- ② 対象部位の損傷 (劣化を含む) 発生の可能性 (損傷発生に対するリスク)
- ③ 対象部位の機能喪失に伴う原子力安全に対するリスク

の組合せにより施工後の検査の程度及び内容はグレードを変える必要がある。

ここで, ②及び③による検査の程度及び内容, 並びにそのグレードは, 本来, 補修・予防保全工法にかかわる議論以前に, 例えば設備の安全重要度 (機器については②及び③がこの重要度に影響する主要因子である), 又は保全の重要度^(注) さらには社会的受容性などの議論を踏まえて設定されるべきものであり, 本資料ではこの部分について触れない。

(注) : 保全の重要度については多くの組織・機関で議論がされているが, 原子炉安全性に加え, 保全のための直接的なコスト, 保全による設備稼働率への影響等の経済性を考慮して定めるとの考え方がある。

そこで, 本資料では, 元々要求される対象部位の② (損傷発生の可能性) 及び③ (機能喪失による原子炉安全リスク) により定まる検査の程度及び内容に, ①工法の信頼性がどのように影響を及ぼすか (その程度及び内容をどのように変えるか (変えないか)) を示すことにより考え方を整理する。ただし, 検査の程度及び内容はそれぞれの機器 (部位) により異なり, 一概に定量的に記述することはできないため, 本資料では, 検査の程度については,

例えばその検査頻度を増やす場合には「充実させる」というような定性的な表現にしている。

なお、具体的な機器（部位）の検査（点検評価）の程度及び内容は、ここでの考え方^(注)に沿って個別の機器又は部位の点検評価ガイドラインに反映する必要がある。

(注)：補修・予防保全に適用する工法を対象としている本ガイドラインでは、扱う損傷の性状はほとんどが SCC、疲労損傷による平面状の割れ又は亀裂若しくは減肉、腐食・孔食等の非平面状のものを想定している。また、これらの対象となる損傷（不連続部又は不完全部）についての呼称は、本ガイドラインでは技術基準への適合／不適合の観点では特に考慮する必要ないことから「欠陥」の用語は基本的に用いない。また、日本機械学会発電用設備規格（JSME）維持規格の動向を考えると、補修・予防保全措置の対象となる損傷を「きず」とし、対象が SCC のように限定されている場合は「割れ」、また評価など進展性を考慮する場合は「亀裂」とするのがよいとも考えられるが、現在、本ガイドラインでの工法の対象となる損傷は SCC が多いことも踏まえ JSME での用語が定着するまでは原則として「亀裂等」とし、SCC のように限定されている場合は「(応力腐食) 割れ」を用語として用いる。

2. 検査の考え方

2.1 取替

「取替」は元の（建設時）機器又は部品の機能・性能が同じ機器又は部品に交換することであるため、取替後のその機器・部品に対する検査の目的は元の検査と同じ考え方であり、検査の程度及び内容も同じでよい。

ただし、機器・部品をもとのシステム又は機器に組み込む場合の接続部については建設時と同一の工法（非破壊試験（NDE）などの試験も含む）が適用されない場合は「補修」の考え方を適用する。さらに、機能（例えば圧力保持機能、流路形成機能等）が基本的に同じであっても、性能（例えば材料強度、耐食性等の耐劣化性能、構造の変更による耐圧性能、耐破損性能（例えば疲労強度）等）が異なる機器又は部品に交換する場合は、後述の「構造／材料が変わる場合」の考え方を適用する。

2.2 補修

ここでは「補修」は対象部について補修を行う元の部位の機能・性能を回復させる目的で行うものとしている。

建設時と同一の工法での補修が適用される場合は、基本的に補修後のその部位に対する検査の目的は元の検査と同じ考え方であり、検査の内容も同じでよい。

構造、材料等、部位の性状を変えない場合であっても、建設時と異なる工法（例えば溶接。NDE などの試験も含む）を適用する場合は、品質を確認する目的で、その機能を確認するために要求されている試験（例えば標準検査で要求される試験）を補修後の使用開始後の適切な早い時期（遅くとも最初の検査時期以前）に行う。

建設時と異なる工法（部位の性状も変えるようなもの）の補修を適用する場合は、その方法に応じてその信頼性の観点から、対象部位に元々要求されている検査の程度及び内容（例えば日本機械学会発電用設備規格（JSME）維持規格の標準検査、炉内構造物等点検評価ガイドラインに規定されたもの）をもとに、以下の考え方によりこれらを変更する。ここで「方法」には熱的及び機械的手段による亀裂等の除去、溶接、並びに構造（発生する応力）、材料及び亀裂等の残存のような対象部位の性状の変更を伴うものが含まれる。

2.2.1 亀裂等の除去による補修

亀裂等の除去は基本的に補修後のその部位に対する検査の目的は元の検査と同じ考え方であり、検査の内容も同じでよい。ただし、除去後の形状変更により当該部位及び関連部位の性能（渦発生抑制などの流路関連性能等）への影響が予想される場合は、その影響に応じた部位への検査の程度（経年劣化が予想される場合など事象発生のないことを確認できる適切な検査頻度）及び内容を充実させる。また、亀裂等の除去による発熱のため施工部及び近傍の材料的特性（例えば SCC 感受性）への影響が予想される場合は、その影響に応じた部位への検査の程度（例えば経年劣化が予想される場合など事象発生のないことを確認できる適切な検査頻度）及び内容（例えば亀裂等の発生が予想される場合の亀裂等の検出又は機能維持確認のための試験方法）を充実させる。

なお、亀裂等の発生原因が明確にされ、その発生予防対策が適用され、その影響がないことが確認された場合でも、除去後、対策を適用しないと仮定した場合に予想される亀裂等の発生時期以降に新たな発生のないことの確認のための検査を行うのが望ましい（対策の信頼性の確認のため）。

2.2.2 溶接による補修

補修の手段として溶接を適用する場合、建設時と同一の溶接工法では施工に先立って溶接施工法確認試験及び施工時の溶接部性能確認試験（設計・建設規格及び溶接規格によるもの）が行われ、十分信頼性を有していると認識されており、建設時と同一の溶接工法を適用する場合は元々要求されている検査の程度及び内容を変更する必要はない。これ以外の溶接工法を適用する場合は、その工法が検証され上記の溶接施工法確認試験及び溶接部性能確認試験に相当する確認方法とともに公表されていることが少なくとも必要である。

施工後の検査の程度を変更する場合は、信頼性にかかわる次の(1)～(3)に例として示す事項を考慮する。信頼性が十分検証されていない場合は保守的に考え、施工後の検査で継続的にその工法の信頼性を確認していくとの考えが必要であり、検査の程度を充実するが、信頼性が十分に検証されている場合は、標準検査と同程度に代表箇所を部位を確認していくことでよい。ここで、検査の程度の説明性を高めるためシミュレーション技術（その妥当性については事業者の責任で確認する）を用いてもよい。例えば、ピーニング後の

応力の長期安定性をシミュレーションで想定し、その結果に基づき検査時期などを定める場合の参考としたり、シミュレーションによりその溶接の妥当性（影響因子のブレに対する健全性）を示すことで溶接後試験において代表検査を取り入れるなどが考えられる。また、例えばテンパービード溶接条件を定める検証試験において、シミュレーション技術を用いて溶接部の特性把握を行い、試験パラメータを合理化することも考えられる。

(1)検証程度：

(高) 中立的な第三者機関による確性試験が行われ、公表されており、その中で溶接施工法確認試験及び溶接部性能確認試験に相当する確認方法も認められている。

(低) 検証試験が行われ、溶接施工法確認試験及び溶接部性能確認試験に相当する確認方法も含めて公表されている。

(2)適用実績：

(高) 複数の原子力機器の部位に対する適用実績があり、1 検査間隔以上にわたって対象部位の機能に悪影響を及ぼすような検査結果が報告されていない等の事例がない。

(低) 原子力機器の部位に対する適用実績はないが、他産業において同一機能を有する部位に対する適用実績がある。

注：(高) / (低) の内容は例として示しており、この信頼性のレベルに応じて補修後の使用開始後に検査程度を充実させる。

(3)当該及び他の部位への影響：

溶接に伴う施工部及び近傍の材料的特性（例えば SCC 感受性）への影響や溶接部の形状変更による機器（当該及び関連機器）の性能（流路関連性能、耐震性能等）への影響が想定される場合は、その影響に応じた部位への検査内容及び検査程度（経年劣化が予想される場合など適切な検査頻度）を充実させる。

施工後の検査の内容は、当該部位の機能を確認するための試験（例えば圧力又は荷重保持の場合は体積又は表面試験のいずれかその機能に対して適切なもの）を含む。

2.2.3 構造／材料の変更を伴う補修

構造／材料の変更を伴う補修の場合は、その変更された構造を持つ部位の機能及び性能に応じた検査の程度及び内容に変更する必要がある。さらに構造の変更により当該部位及び関連部位の性能（渦発生など流路関連性能、耐震性能等）への影響が予想される場合は、その影響に応じた部位への検査内容及び検査程度（経年劣化傾向の変化が予想される場合など適切な検査間隔）を充実させる。また、材料の変更により施工部及び近傍の材料的特性（例えば SCC 感受性）への影響（改善も含む）が予想される場合は、その影響に応じた部位への検査内容及び検査程度（経年劣化感受性の変化が予想される場合など適切な検査頻度）を変更する。

2.2.4 亀裂等を残存させる補修

亀裂等を残存させる補修方法には、大別して、当該部位の構造は大きく変えずに亀裂等の進展要因となる因子である応力を改善して健全性に影響のない大きさに抑制する方法（例えば対策高周波誘導加熱方法（IHSI））、亀裂等の進展要因となる因子である環境を物理的に遮断して健全性に影響のない大きさに抑制する方法（例えば封止溶接）及び亀裂等の残存する部位の機能・性能を一部又はすべて他の部分で担保する方法（例えばウェルドオーバーレイ工法及び支持ロッド）が開発されている。

補修後の検査程度は補修工法に応じて、当該部位に対する元々の検査程度を信頼性にかかわる次の事項を考慮して変更する。補修工法については、検証され施工の妥当性確認方法とともに公表されていることが必要であり、さらに特に信頼性が十分検証されていない場合は保守的に考え、施工後の検査で継続的にその工法の信頼性を確認していくとの考えが必要であり、検査の程度を充実するが、信頼性が十分に検証されている場合は、標準検査と同程度に代表箇所を部位を確認していくことでよい。

(1)検証程度：

(高) 中立的な第三者機関による確性試験が行われ、公表されており、その中で施工性及び当該部の健全性の確認方法も認められている。

(低) 検証試験が行われ、施工性及び当該部の健全性の確認方法も含めて公表されている。

(2)適用実績：

(高) 複数の原子力機器の部位に対する適用実績があり、1 検査間隔以上にわたって対象部位の機能に悪影響を及ぼすような検査結果が報告されていない。

(低) 原子力機器の部位に対する適用実績はないが、他産業において同一機能を有する部位に対する適用実績がある。

注：(高) / (低) の内容は例として示しており、この信頼性のレベルに応じて補修後の使用開始後に検査程度を充実させる。

(3)当該及び他の部位への影響：

溶接に伴う施工部及び近傍の材料的特性（例えば SCC 感受性）への影響や溶接部の形状変更による機器（当該及び関連機器）の性能（流路関連性能、耐震性能等）への影響が想定される場合は、その影響に応じた部位への検査内容及び検査程度（経年劣化が予想される場合など事象発生のないことを確認できる適切な検査頻度）を充実させる。

施工後の検査の内容は、工法によっては施工前の当該部位に適用していた内容を変更する必要があり、その場合には適用工法、検査対象部位（構造、材料等）及びその確認すべき機能に応じて最適な試験方法とするといった適切な内容とし、補修工法に応じて次のようなものを含む。ここで、漏えいの有無についての確認方法については、その対象部位を考慮し（特に安全重要度）、現状広く認められている目視試験を補完するものとして

他の方法（その妥当性については事業者の責任で確認する）による漏えい監視・検知技術を取り入れることも考えられる。

(1)応力改善により亀裂進展を抑制する工法

応力改善を直接確認することは困難なので、当該部の漏えいの有無から構造物の厚さを貫通する亀裂の進展がないことが確認できる内容

(2)環境遮断により亀裂進展を抑制する工法

環境遮断を直接確認することは困難なので、当該部の漏えいの有無から構造物の厚さを貫通する亀裂の進展がないことが確認できる内容

(3)機能・性能を他部位で担保させる工法

担保する他部位の機能・性能が確認できる内容。また、当該部位に機能が残存する場合は、その機能（例えば支持ロッド適用後のシュラウドの流路形成機能）を確認できる内容

なお、この工法が構造／材料の変更を伴う場合は、2.2.3項の内容も併せて考慮する必要がある。

2.3 予防保全

「予防保全」は経年劣化が予想される部位に対して、その経年劣化事象を除去又は低減させることを目的に行うため、検査の程度及び内容は、基本的に、適用したことで期待される効果に応じた検査の程度及び内容に変更するとの考えでよく、経年劣化事象を除去するための方法を適用した場合はその部位に求められる維持規格標準検査（つまり経年劣化が生じないと予想される部位に対する検査）の程度及び内容に変更してよい。

ただし、予防保全方法によって期待される効果と適用により実際に得られる効果とのギャップが生じる可能性（有効性）がある。この有効性（この有効性には対象部位の施工直後の効果だけでなく、経時的な効果の持続性も含むと考える）がその予防保全方法の信頼性と考える。この信頼性の観点から次の事項を考慮し、予防方法に応じて対象部位に元々要求されている検査の程度及び内容（例えば JSME 維持規格の個別検査、炉内構造物等点検評価ガイドラインに規定されたもの）をもとに、方法に応じ以下 2.3.1～2.3.4 に示す考え方により、これらを変更する。ここで「方法」には熱的手段（溶接を含む）及び機械的手段による材料、構造（発生する応力）、環境のような対象部位の性状を変更することにより経年劣化事象を除去あるいは低減するものが含まれる。

(1)検証程度：

(高) 中立的な第三者機関による確性試験が行われ、公表されており、その中で施工性及び当該部の健全性の確認方法も認められている。

(低) 検証試験が行われ、施工性及び当該部の健全性の確認方法も含めて公表されている。

(2)適用実績：

(高) 複数の原子力機器の部位に対する適用実績があり、1 検査間隔以上にわたって対象

部位の機能に悪影響を及ぼすような検査結果が報告されていない。

(低) 原子力機器の部位に対する適用実績はないが、他産業において同一機能を有する部位に対する適用実績がある。

注：(高) / (低) の内容は例として示しており、この信頼性のレベルに応じて予防保全方法適用後の使用開始後に検査程度を充実させる。

(3) 当該及び他の部位への影響：

溶接など熱的方法適用に伴う施工部及び近傍の材料的特性への影響や溶接部の形状変更による機器（当該及び関連機器）の性能（流路関連性能、耐震性能等）への影響が想定される場合は、その影響に応じて影響が想定される部位への検査内容及び検査程度を充実させる。

予防保全方法は検証され、効果の有効性の確認方法とともに公表されていることが必要である。信頼性が十分検証されていない場合は保守的に考え、予防保全方法適用後の検査で継続的にその工法の信頼性を確認していくとの考えが必要であり、検査の程度を充実するが、信頼性が十分に検証されている場合は、標準検査と同程度に代表箇所を確認していくことでよい。

なお、予防保全の方法は、現在まではほとんどが亀裂発生を伴う SCC 等の経年劣化を対象にしたものであり、以下の考え方はこの前提によって記載している。検査の内容は亀裂等の発生又は発生・進展に伴う当該部位からの漏えい等がなく、圧力保持機能の維持が確認できるものとする。

2.3.1 材料改善による予防保全

材料改善による予防保全は耐 SCC 性を対象とした方法であり、SCC 発生要因のうちの材料に着目し、対象部位の材料を耐 SCC 性の高い材料に変更するものである。このため SCC の直接要因を排除又は低減するため信頼性は高く、その変更した材料の SCC 発生可能性に応じた検査程度（例えば PWSCC に対する 690 系のセーフエンド（スプールピース）取替による予防保全後は、JSME 維持規格の標準検査程度）にすればよい。ただし、溶接により材料取替をする場合又は構造を変更する場合は、2.2.2（溶接による補修）及び 2.2.3（構造／材料の変更を伴う補修）に記載した補修に関する事項を考慮する。

2.3.2 構造改善による予防保全

構造改善による予防保全は、例えば耐 SCC 性を対象として SCC 発生要因のうちの環境に着目し、対象部位の材料の接液面に耐 SCC 性の高い材料によるクラッドを施すことにより SCC 環境を遮断するものがある。この場合はクラッド材料の信頼性が高ければ、SCC の直接要因を排除できるため予防保全方法自体の信頼性は高く、予防保全後は JSME 維持規格の標準検査程度にすることもできる。しかしこの方法はクラッド構造及びその施工のための溶接（例えば水中レーザークラディング）を伴うため、予防保全方

法自体の信頼性よりもクラッド構造及び溶接施工の信頼性が大きく寄与するため、2.2.2（溶接による補修）及び2.2.3（構造／材料の変更を伴う補修）に記載した補修に関する事項を考慮する必要がある。

2.3.3 応力改善による予防保全

応力改善による予防保全は耐 SCC 性を対象とした方法であり、SCC 発生要因のうちの応力に着目し、対象部位の SCC 環境の接液部の運転中応力を低減させようとするものであり、応力改善のために付与される圧縮側の残留ひずみのレベルにより SCC 発生の感受性を低減できる。その低減レベルに応じた検査内容とすることができる。しかし、基本的にこの方法は構造や材料を変更するものではなく、構造／材料変更に関する方法の信頼性への考慮は不要であるが、応力改善のために圧縮側の残留ひずみを付与させることから、付与されるひずみレベルに対する施工方法の信頼性が大きく影響し、ひずみの持続性も含むその信頼性に関する不確定要素も大きい。特に対象部の表面近傍のみを応力改善する方法（例えばピーニング）の場合は、厚さ全体に応力勾配を付与する方法（例えば IHSI）にくらべ、より大きな信頼性への配慮が必要である。

2.3.4 環境改善による予防保全

環境改善による予防保全は耐 SCC 性を対象とした方法であり、SCC 発生要因のうちの環境に着目し、対象部位の SCC 環境そのものを変更し SCC 感受性のあり部位での SCC 発生／進展の可能性を低減させようとするものである。この方法は対象部位の構造や材料を変更したり対象部位そのものを加工対象にするものではなく、この方法の信頼性はこの予防保全方法の効果そのものと適用するためのシステムの信頼性で定まる。この予防保全工法適用後の検査内容については、環境のモニタリングとともに検査部位の代表性に配慮する必要がある。

3. 個別の部位に対する工法適用後の具体的な検査（今後の課題）

1章で記載したように、具体的な機器（部位）の検査（点検評価）の程度及び内容は、ここでの考え方に沿って個別の機器又は部位の点検評価ガイドラインに反映する必要があるが、実際には難しい。具体化するためには次のような課題があり、今後の検討していくことが望まれる。

（個別の部位に対する工法適用後の具体的な検査内容を策定するための課題）

- 個別方法（補修及び予防保全）の信頼性の具体的なグレード分けとそのグレードとする条件の明確化
- 信頼性グレードと検査内容の関連付けの一般化（どの程度の信頼性のある工法についてどのような検査程度を求めるか）

- JSME 維持規格や、規制要求との検査の程度及び内容の考え方の調和（現状の炉内ガイドライン、JSME 維持規格、規制文書（「亀裂の解釈」）に関する規定を参考として表 1～4 に示す。）
 - 対象部位の保全重要度の考え方（ただし、本ガイドライン範囲外）
 - 予防保全・補修後の検査の程度及び内容のガイドラインへの記載（現状は、予防保全の場合は点検評価ガイドラインに、補修の場合は補修工法ガイドラインとなっている。）
 - リスク評価による半定量的評価
- （その他）
- 亀裂の発生を伴う SCC 以外の経年劣化に対する考え方の整理。

表 1 健全な健全性の検査の程度及び内容（インコネル 600 合金使用部位）

		炉内 G L	維持規格	亀裂の解釈
炉内構造物等		<ul style="list-style-type: none"> ・ 一般点検（10年毎（運転経年・点検実績を反映した周期に変更可能）） ・ 個別検査（初回＋継続） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 標準検査（10年毎） ・ 個別検査（初回＋継続） 	規定なし
P L R 配管等		—	25%/10年 100%/10年	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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}		<ul style="list-style-type: none"> ・ 個別点検VT, ECT, UT（健全性が確保される期間の1/2毎） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 標準検査 PT, UT (RV:100%/10年、 SG・PR:25%/10年) 漏えい試験（毎定検） 	<ul style="list-style-type: none"> ・ PT（100%/10年） ・ UT（100%/潜在亀裂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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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

注 1：600 合金使用部位

表2 亀裂等を有する構造物の検査の程度及び内容

		炉内GL	維持規格	亀裂の解釈
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亀裂は初回+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亀裂は初回+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	(表1) と同じ	規定なし
	J溶 接部	— (補修が必要 ^{注2})	(表1) と同じ	規定なし

注1：600 合金使用部位,

注2：補修後に亀裂が残留する場合には、周辺構造物へのその影響確認が必要。

表3 予防保全を実施した構造物の検査の程度及び内容

		炉内GL	維持規格	亀裂の解釈
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】 ・ シュラウト[*]：耐SCC性材料扱い ・ シュラ昧[*]：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】 ・ シュラウト[*]：予防保全時期を供用開始時期 ・ シュラ昧[*]：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 (従前はシュラウトに限って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	(表1) と同じ	(表1) と同じ *:ECT+WJP, ECT+USP, U T+L-SIP施工済みであれば対象外
PWR 貫通 部 ^{注1} (BMI)	母材	同上	(表1) と同じ	(表1) と同じ
	J溶 接部	同上	(表1) と同じ	(表1) と同じ

注1：600 合金使用部位,

表 4 補修した構造物の検査の程度及び内容

		炉内GL	維持規格	亀裂の解釈
炉内構造物等		封止溶接（健全な溶接部と同様の検査頻度・方法）	封止案（未定） その他	エンドースせず
P L R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}		スワールピース取替、クラッディング /INLAY（個別点検不要） 内面切削（（その1）と同じ）	（表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} ）	（表1）と同じ	規定なし
	J溶 接部	キャップ（個別点検不要 ^{注2} ）	（表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、亀裂が残留するため、周辺構造物へのその影響確認が必要。

以上

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。したがって、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。ただし、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する。

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

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

1. 基本的考え方

- 原子炉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，反応度制御機能 (ABWR のみ)
 - ③ 対象材料：オーステナイト系ステンレス鋼溶接部
 - ④ 具体的な点検対象溶接部： 構造強度評価，安全機能維持の評価結果から重要な周方向溶接部
 なお，個別プラントの具体的な対象選定にあつては，予防保全対策（取替，貴金属注入等）についても考慮する。

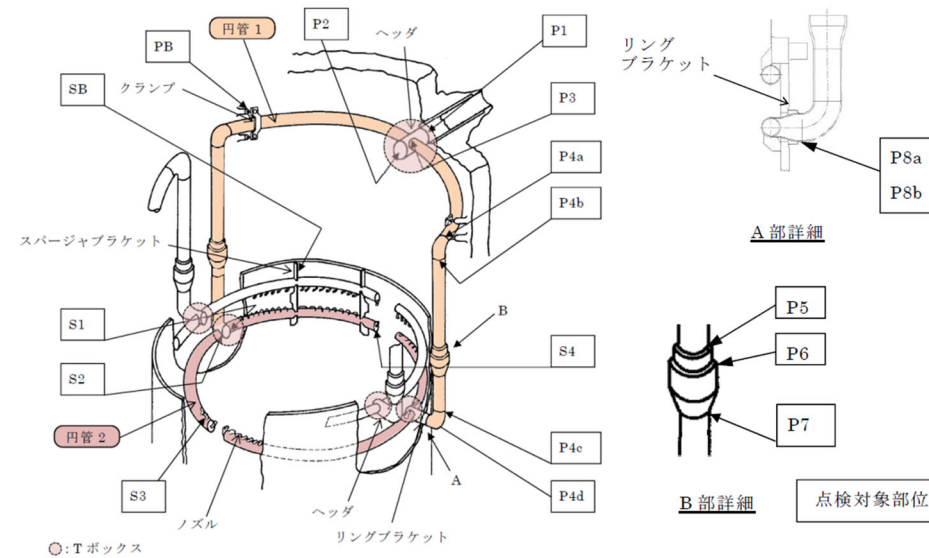


図1 炉心スプレイ/スパージャの構造 (BWR)

2. 具体的な点検対象箇所

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

3. 点検方法

- 目視試験を主体とし、必要に応じ超音波探傷試験，渦電流探傷試験にて実施する。
- 目視試験では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 JEAC4207 に準拠するか，同等な手法で実施する。
- 渦電流探傷試験は，対象に対する検出感度が確認された手法を用いて実施する。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- 個別プラントの荷重条件等を考慮し，点検不可範囲については，荷重伝達がないものと仮定し，構造強度と安全機能を維持するために必要な溶接部の長さ（健全部の長さ）を算出する。(図2)
- 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)

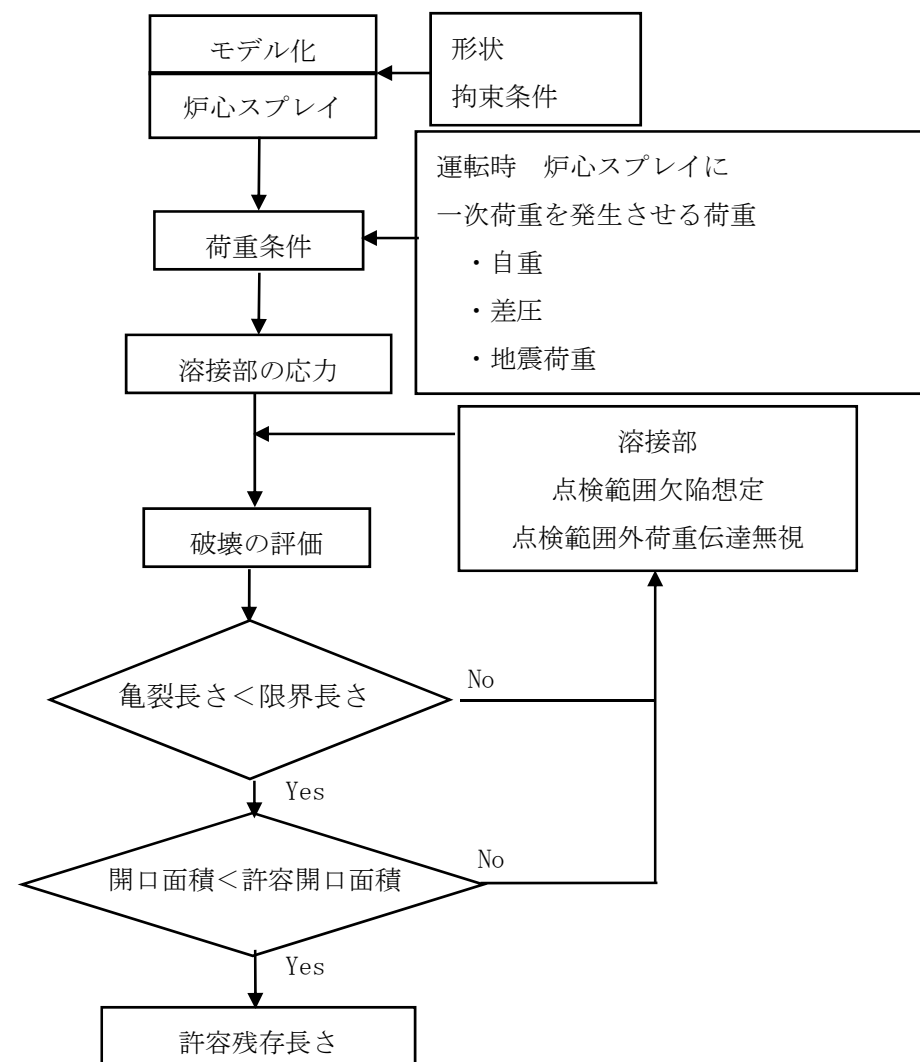


図2 許容残存長さの算出フロー

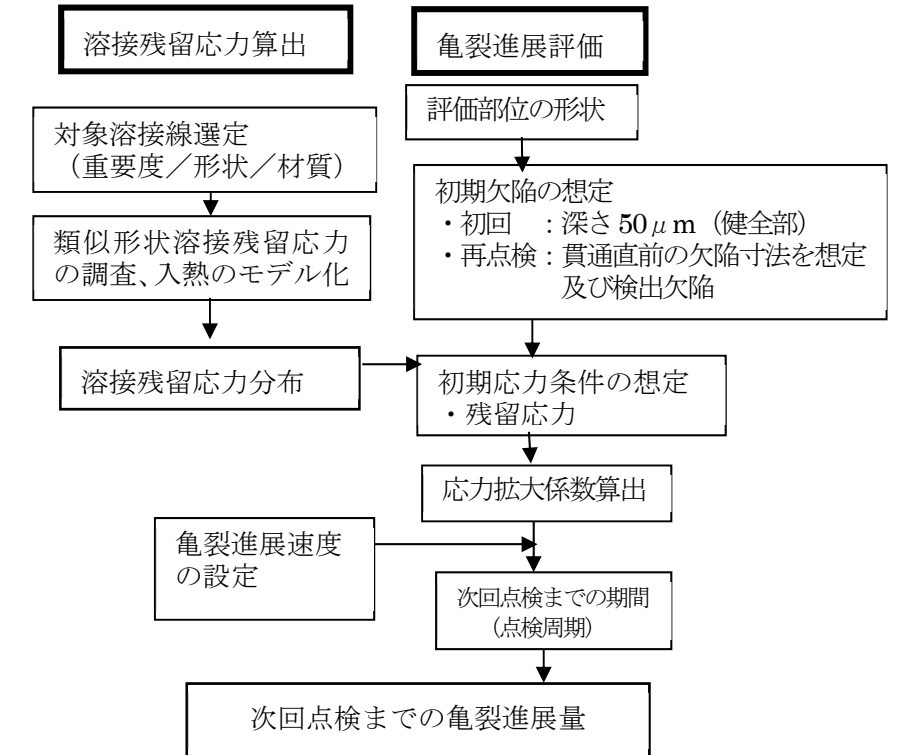


図3 亀裂進展量算定の手順

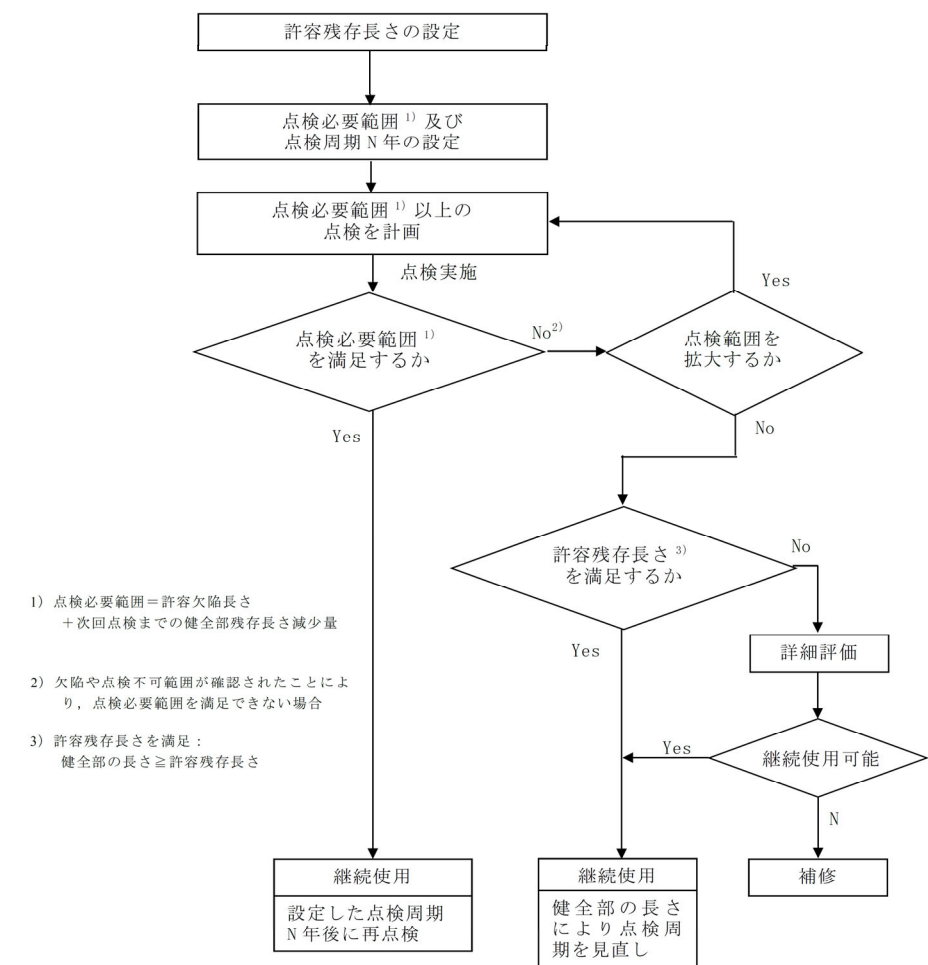


図4 炉心スプレイ/スパージャの点検の考え方

1) 点検必要範囲=許容欠陥長さ+次回点検までの健全部残存長さ減少量
 2) 欠陥や点検不可範囲が確認されたことにより，点検必要範囲を満足できない場合
 3) 許容残存長さを満足：健全部の長さ \geq 許容残存長さ

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、182 合金・82 合金溶接部及び
ニッケル合金 X750

2. 点検対象部位 (図 1)

- ・ライザ管・インレットミキサ、ディフューザの溶接部
- ・ジェットポンプビーム①
- ・ライザブレース、ブラケット②位置決めボルト、③ウエッジ、④ライザブレースのヨークとリーフの溶接部、⑤ヨークとライザ管の溶接部、⑥ライザブレースと RPV パッドの溶接部、⑦ブラケットとライザ管の溶接部

3. 点検方法

- (1) 目視試験を主体として、必要に応じて超音波探傷試験、渦電流探傷試験を実施する。
- (2) 溶接部に対する目視試験は、1mil (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、JEAC4207 に準拠して実施する。
- (4) 渦電流探傷試験は、JEAG4217 に準拠して実施する。

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

- (1) ライザ管・インレットミキサ、ディフューザの溶接部
 - ・ 許容残存長さ（機能維持のために必要な溶接線の長さ）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線の長さを評価する。(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

点検可能な範囲の目視点検(①: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)

(3) ライザブレース、ブラケット

点検可能な範囲の目視点検 (②,③:VT-3, ④~⑦: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) ライザ管・インレットミキサ、ディフューザの溶接部
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) ジェットポンプビーム、ライザブレース、ブラケット
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。

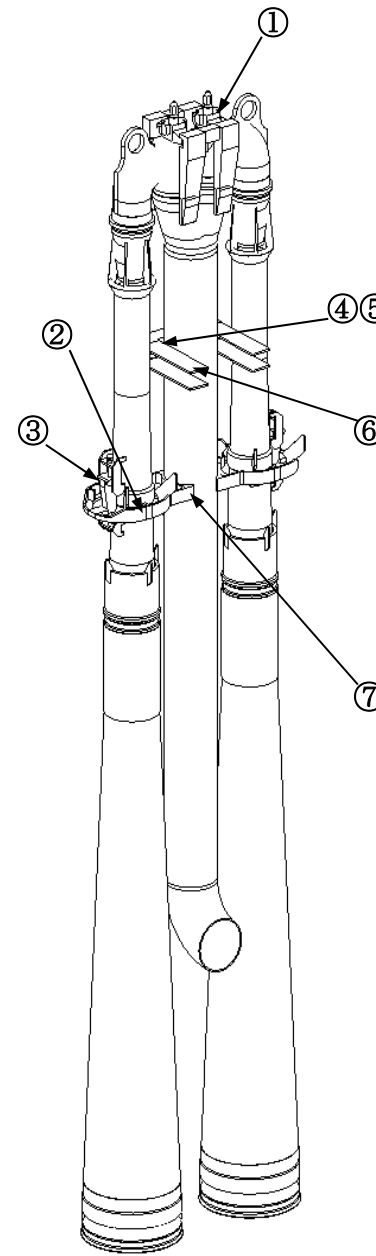


図 1 点検対象部位

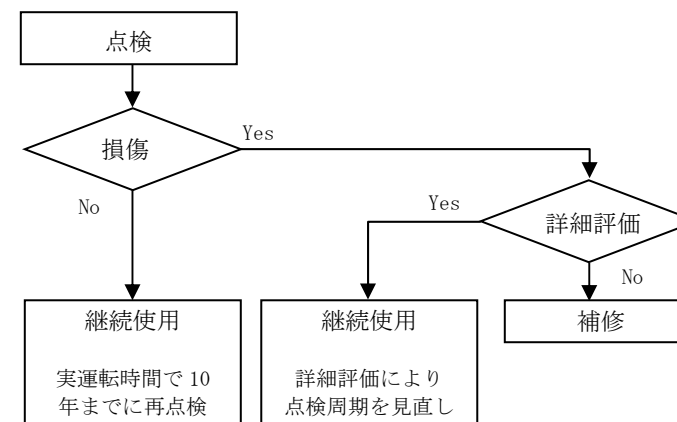


図 5 ジェットポンプビーム、ライザブレース、ブラケットの点検フロー

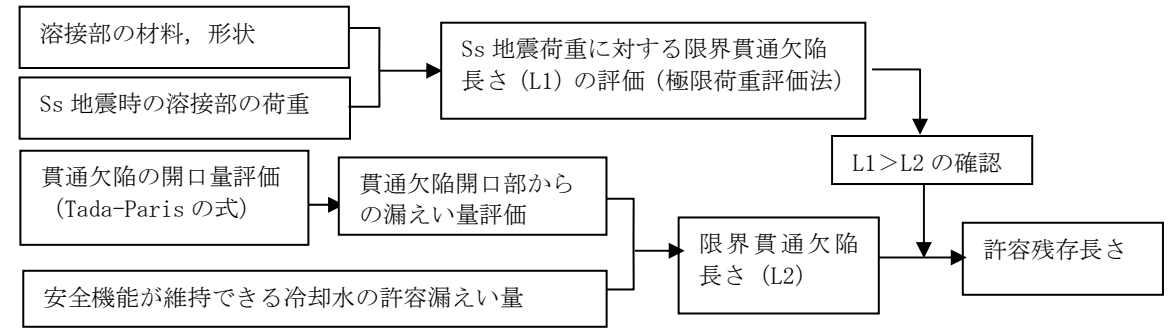


図 2 周方向溶接部の許容残存長さの評価フロー

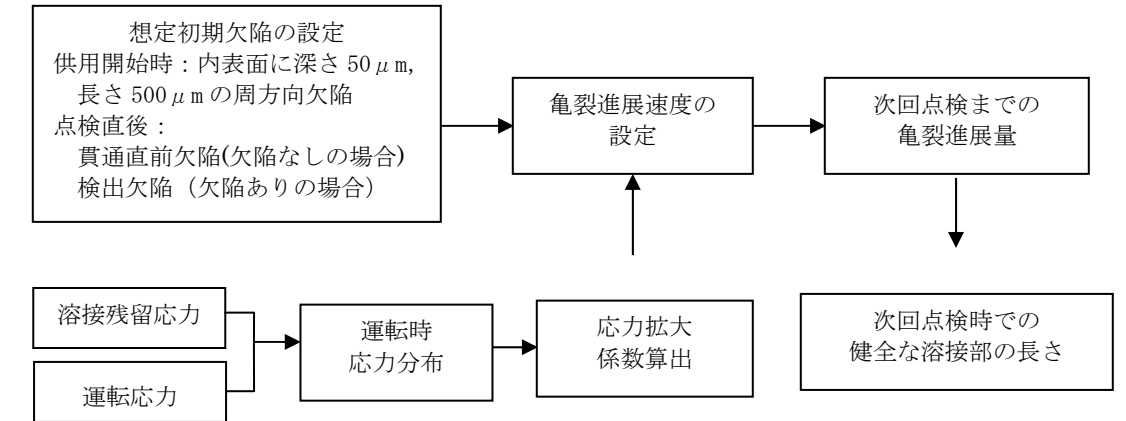


図 3 亀裂進展評価フロー

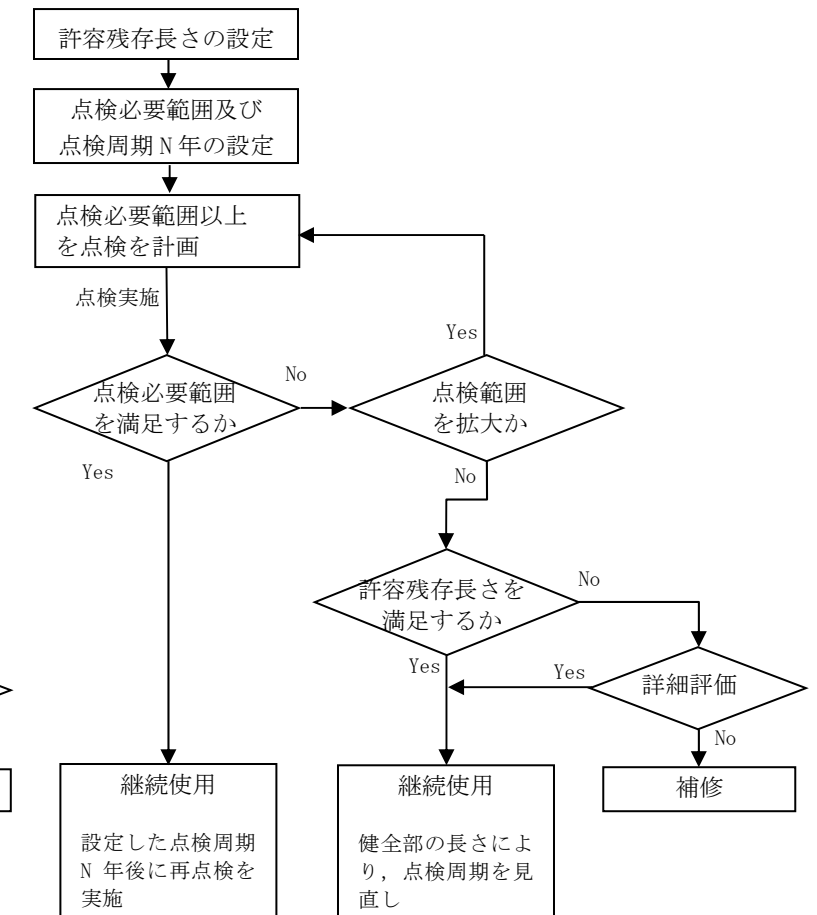


図 4 ライザ管・インレットミキサ、ディフューザ溶接部の点検フロー

BWR炉内構造物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/ほう酸水注入ライン (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：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下記の部位を点検対象とする。(図-1)
 - (1) 差圧検出/ほう酸水注入ラインノズル取付け溶接部

3. 点検方法及び点検時期

● 点検手法

(1) 一般事項

点検に適用する非破壊試験は、目視試験 (VT) とし、必要に応じて超音波探傷試験 (UT)、渦電流探傷試験 (ET) を実施することとする。

(2) 目視試験 (VT)

漏えい試験 (VT-2) において、耐圧部からの漏えいを検出する。

(3) 超音波探傷試験 (UT)

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

(4) 渦電流探傷試験 (ET)

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

● 点検時期

ノズル取付け溶接部について、実運転年数で10年以降の毎定検時に、VT-2により点検を行う。

4. 評価

- 下記の判定基準により点検の結果を評価する。(図-2)

- (1) 漏えいがないことが確認された場合には、継続使用できる。
- (2) 漏えいが検出された場合は、損傷の影響を評価し、補修等の措置を行う。

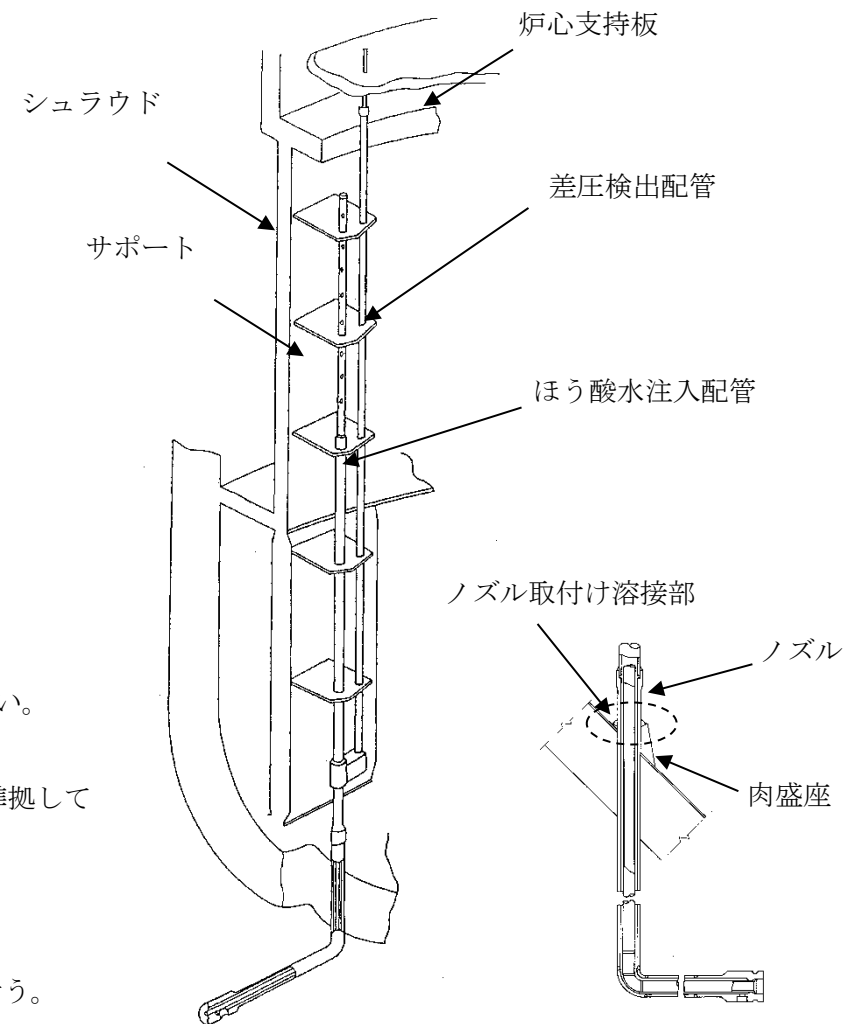


図-1 差圧検出/ほう酸水注入ライン (BWR5) の点検対象部位

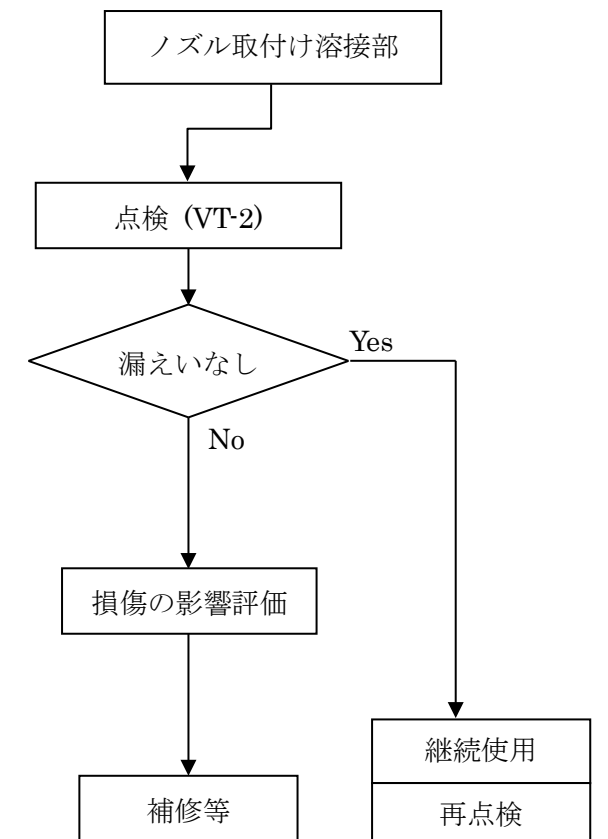


図-2 差圧検出/ほう酸水注入ラインの点検フロー

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. 点検の考え方

- 原子炉に対して CRD ハウジングが持つ安全機能に着目し、CRD ハウジングを構成する各種の構造物（図-1）の経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持に影響を与えと考えられる構造物を点検対象とする。
- CRD ハウジングの経年劣化事象として、応力腐食割れ（SCC）を想定する。
- 点検手法、点検範囲、点検時期は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、必要な手法、範囲、時期をそれぞれ選定する。

2. 点検対象

- ハウジング/スタブチューブ溶接部
- スタブチューブ/下鏡溶接部
- ハウジング/フランジ溶接部

3. 点検手法

- 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、点検時期及び点検結果の評価

- 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、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、機器の供用開始後 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）

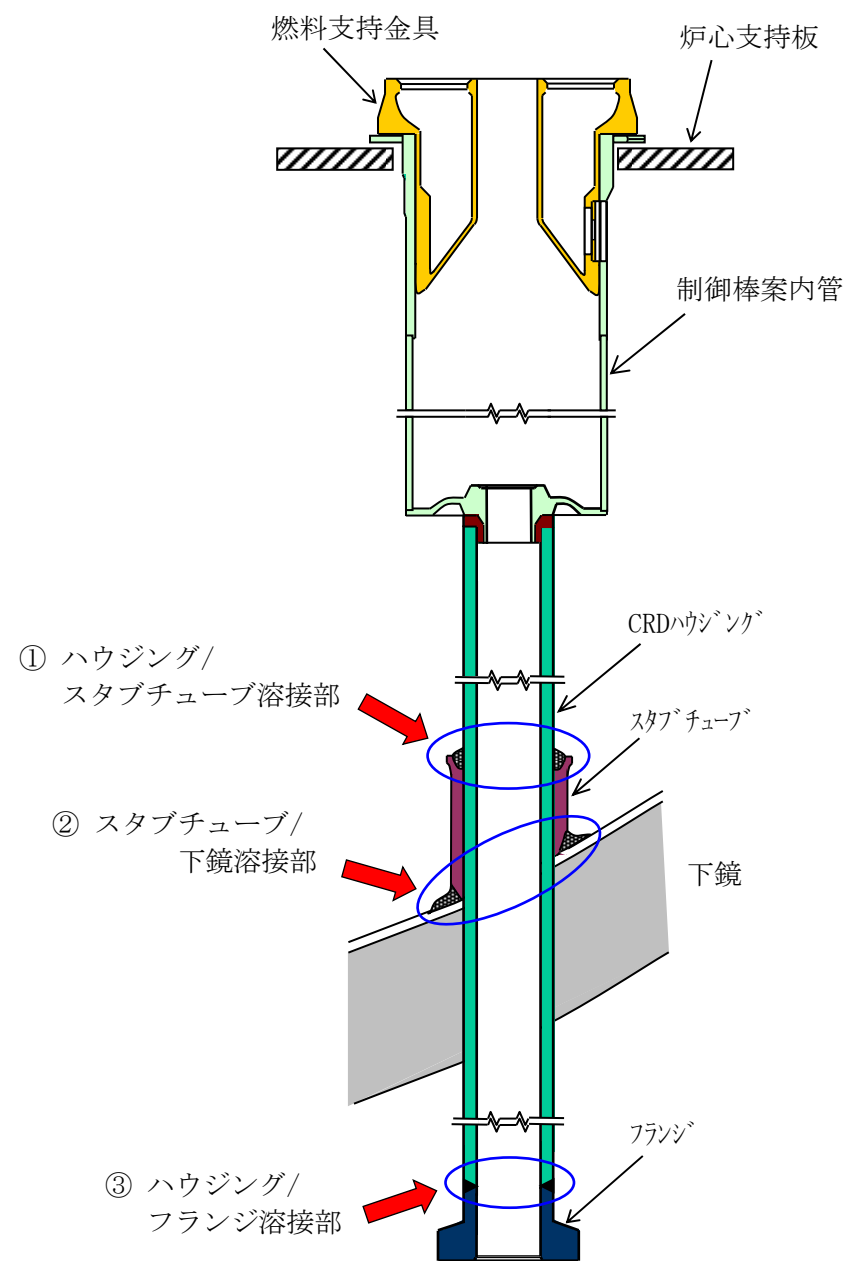


図-1 CRDハウジングの構造と点検対象部位

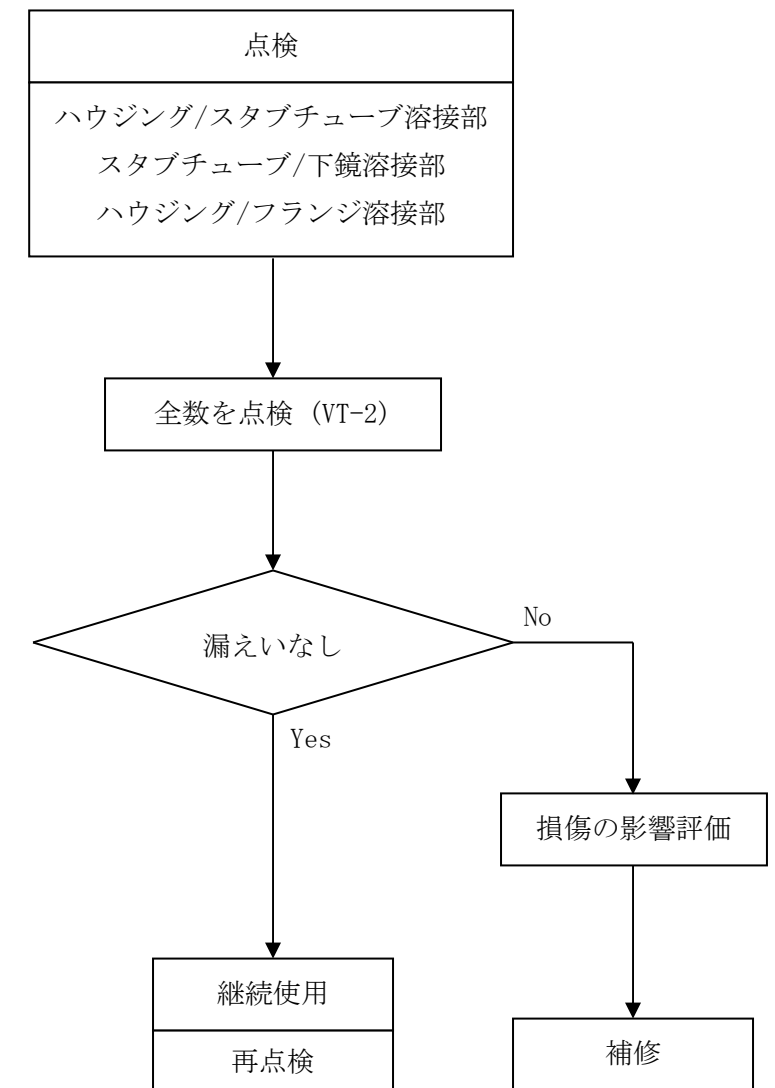


図-2 CRDハウジングの点検・評価フロー

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. 点検の考え方

- 原子炉に対して ICM ハウジングが持つ安全機能に着目し、ICM ハウジングを構成する各種の構造体 (図-1) の経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持点検範囲に影響を与えられとされる構造体を点検対象とする。
- ICM ハウジングの経年劣化事象として、応力腐食割れ (SCC) を想定する。
- 点検手法、点検範囲、点検時期は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能に対する影響等を考慮し、必要な手法、範囲、時期をそれぞれ選定する。

2. 点検対象

- ハウジング取付け溶接部 (BWR)
- ハウジング/スタブチューブ溶接部 (ABWR)
- スタブチューブ/下鏡溶接部 (ABWR)
- ハウジング/フランジ溶接部 (BWR, ABWR)

3. 点検手法

- ハウジング取付け溶接部 (BWR)
- ハウジング/スタブチューブ溶接部 (ABWR)
- スタブチューブ/下鏡溶接部 (ABWR)

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 (BWR, ABWR)

- (1) BWR の 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) BWR の LPRM を装荷していないハウジング及び ABWR
想定される損傷モードはなく、万一損傷したとしても周方向の広範囲に欠陥が生じる可能性は極めて小さいため、VT-2 により漏えいがないことを確認する。

ICM : 炉心中性子モニタ
LPRM : 局部出力領域モニタ

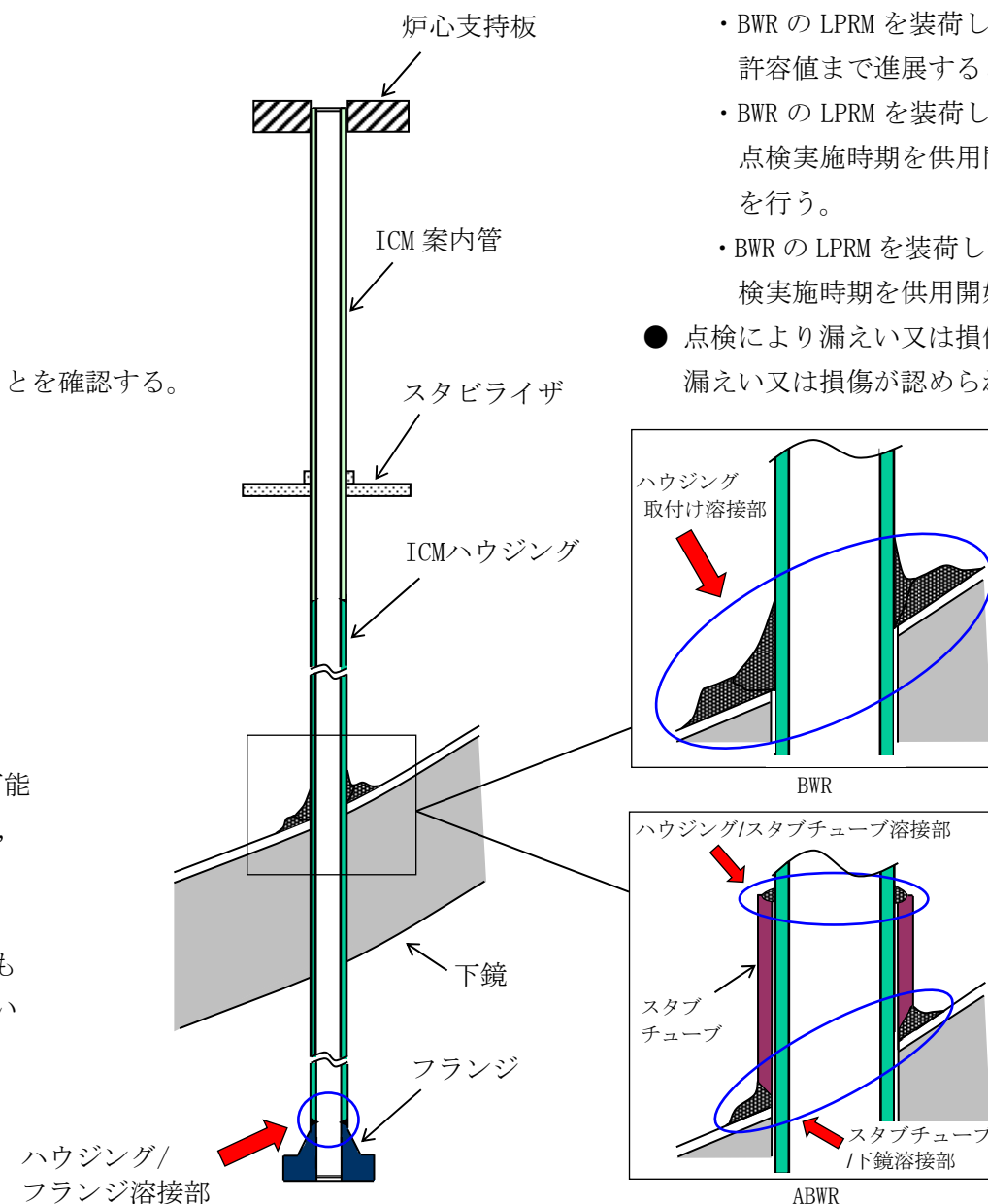


図-1 ICMハウジングの構造と点検対象部位

4. 点検範囲及び点検実施時期の考え方

- ハウジング毎に機能を果たしているため、すべてのハウジングの点検対象部位を点検範囲とする。
- ハウジング取付け溶接部 (BWR)
 - ・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/スタブチューブ溶接部 (ABWR)、スタブチューブ/下鏡溶接部 (ABWR)
 - ・ハウジング/スタブチューブ溶接部の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。
- ハウジング/フランジ溶接部 (BWR, ABWR)
 - ・BWR の 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。
 - ・BWR の 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。
 - ・BWR の LPRM を装荷していないハウジング及び ABWR 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、補修等の対策を行う。(図-2)

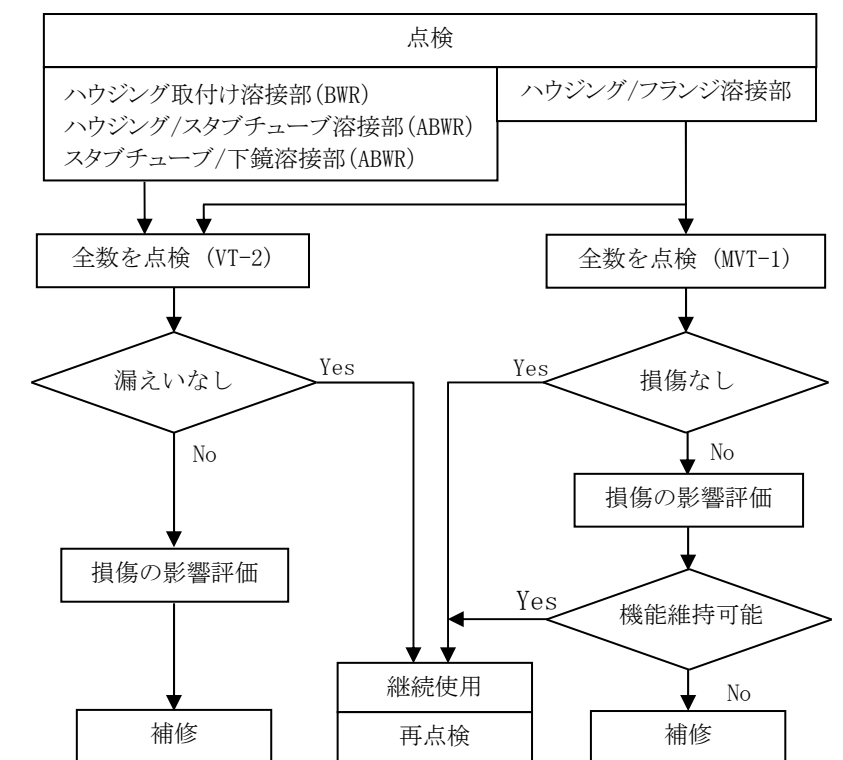


図-2 ICMハウジングの点検・評価フロー

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 経年劣化事象：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、制御棒挿入性、炉心冷却材流路の確保、事故時炉心再冠水機能
- ③ 対象材料：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、渦電流探傷試験にて実施する。
- 目視試験（MVT-1）は炉内構造物等点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]に従い実施する。
- 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。
- 渦電流探傷試験は、対象に対する検出感度が確認された手法を用いて実施する。

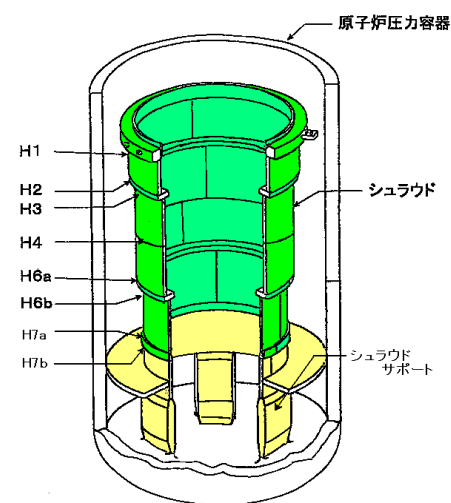


図-1 シュラウドの構造

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(%)	シュラウド内側(%)	シュラウド内側/外側(%)
	吊下式/遠隔式	吊下式/遠隔式/マイクロカメラ	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）

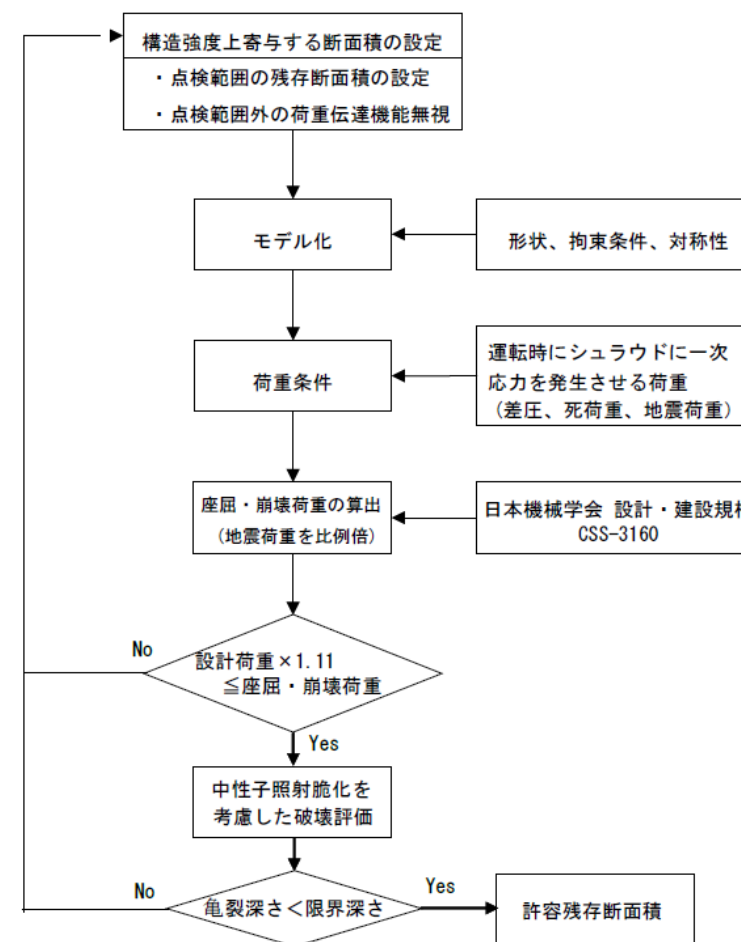


図-2 許容残存断面積の算出フロー

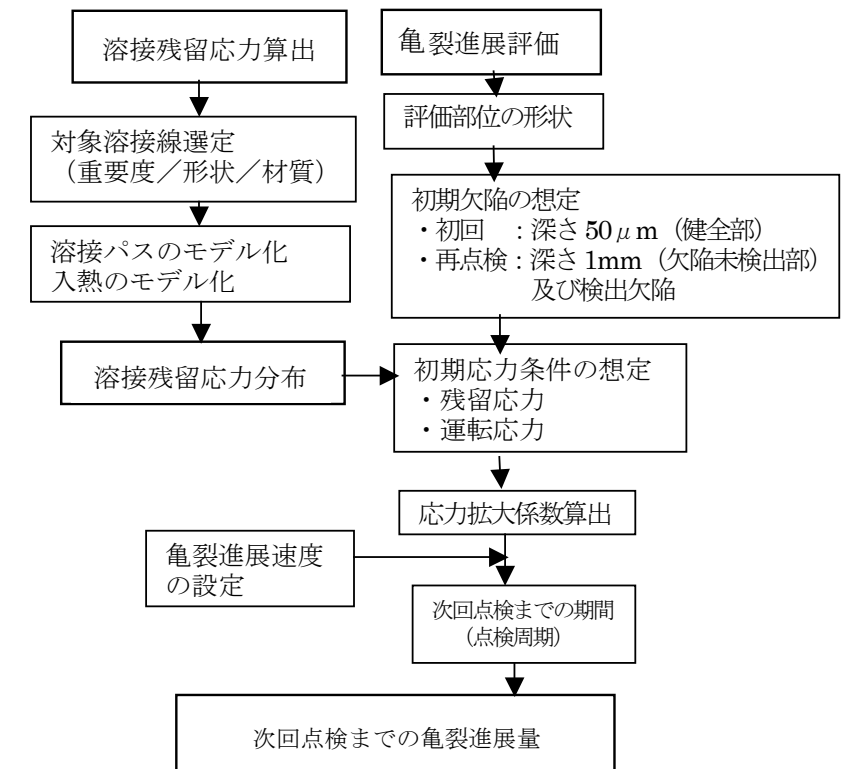
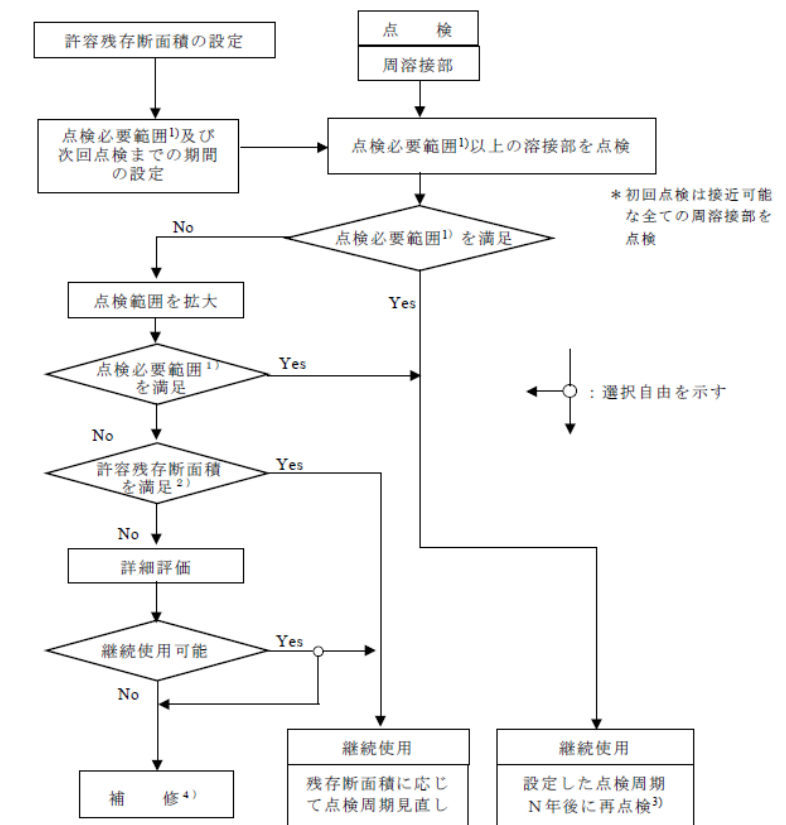


図-3 亀裂進展量算定の手順



1) 点検必要範囲=許容残存断面積+次回点検までの健全部残存面積減少量+次回点検までの検出亀裂の進展量
 2) 許容残存断面積を満足：健全範囲-検出亀裂の進展量-健全部残存面積減少量

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. 点検の考え方

- 原子炉に対してシュラウドサポートが持つ安全機能に着目し、シュラウドサポートの経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持に影響を与えると考えられる個所を点検対象とする。
- シュラウドサポートの経年劣化事象として、応力腐食割れを想定する。
- 点検手法、点検範囲、点検時期は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、必要な手法、範囲、時期をそれぞれ選定する。
- 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。

2. 点検対象

- BWR 及び ABWR の H8, H9, H10, H11 溶接部 (図-1)
- アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) のカバー取付け溶接部 (図-2)
- アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) のカバー取付けボルト (図-3)

3. 点検手法

(1) H8, H9, H10, H11 溶接部, アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) のカバー取付け溶接部

- 目視試験又は適切な超音波探傷試験, 渦電流探傷試験にて実施する。
- 目視検査 (MVT-1) は, 炉内構造物等点検評価ガイドライン [遠隔目視試験] に従い実施する。
- 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。
- 渦電流探傷試験は, JEAG4217 に準拠するか, 同等な手法で実施する。

(2) アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) のカバー取付けボルト

- 取付け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. 点検範囲及び点検時期

(1) H8, H9, H10, H11 溶接部

- BWR の 182 合金溶接部は運開後, 実運転時間で 15 年から 20 年の間に初回点検を実施する。また, 改良 182 合金及び 82 合金溶接部は運開後, 暦年で 20 年から 30 年の間に初回点検を実施する。
- ABWR の 182 合金溶接部は運開後, 実運転時間で 20 年から 25 年の間に初回点検を実施する。また, 改良 182 合金及び 82 合金溶接部は運開後, 暦年で 20 年から 40 年の間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-4)
- 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-5)
- 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-6 に示す)。

(2) アクセスホールカバー (点検フローを図-7 に示す)

- 溶接取付けタイプは運開後, 暦年で 30 年以内に初回点検を実施する。
- ボルト締結タイプは運開後, 実運転時間で 10 年以内に初回点検を実施する。

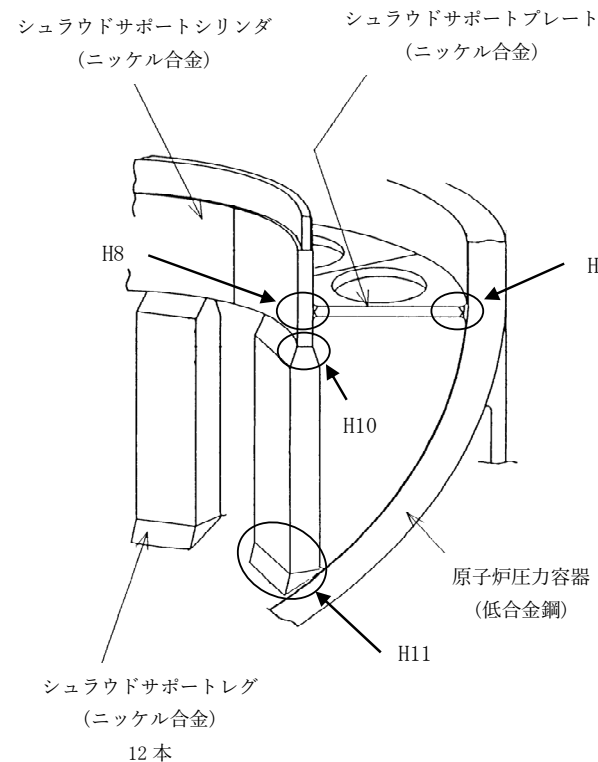


図-1 シュラウドサポートの構造 (BWR の例)

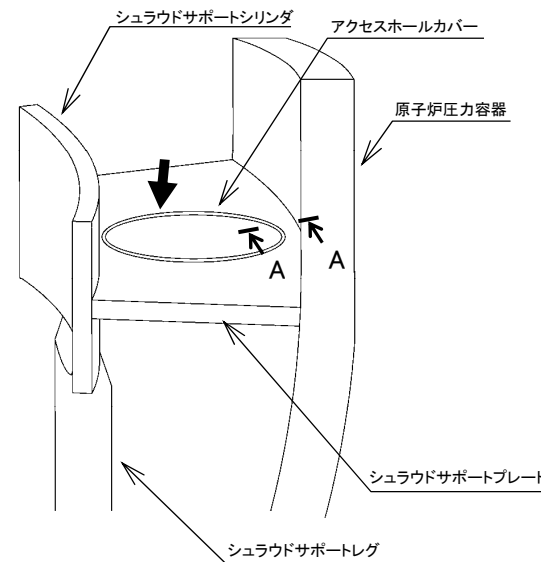


図-2 アクセスホールカバー (溶接取付けタイプ) の構造

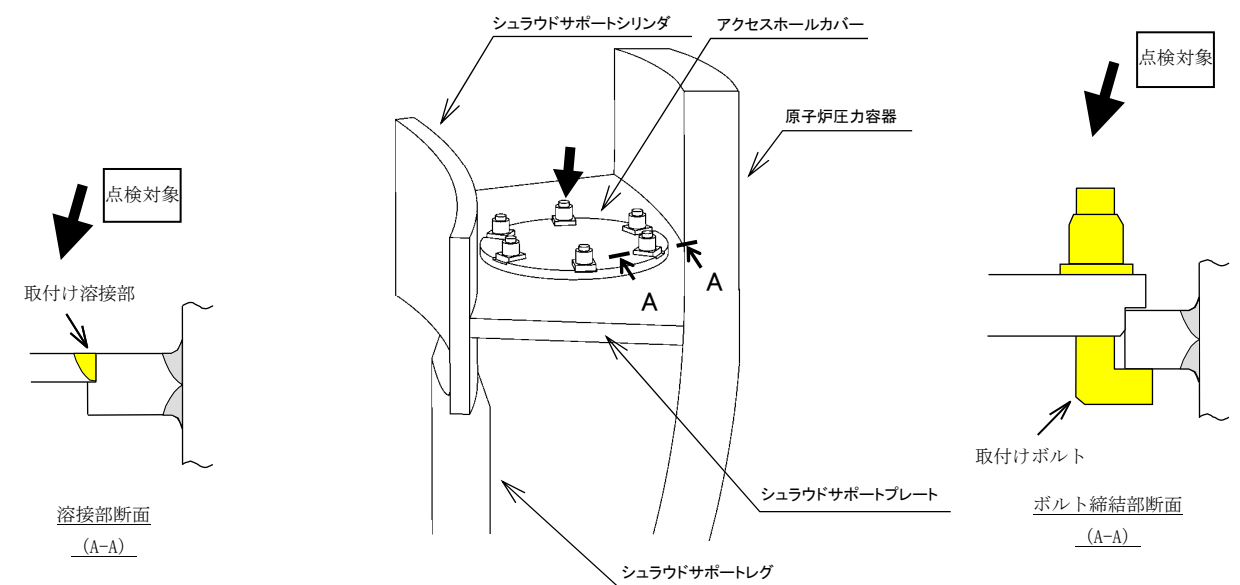


図-3 アクセスホールカバー (ボルト締結タイプ) の構造

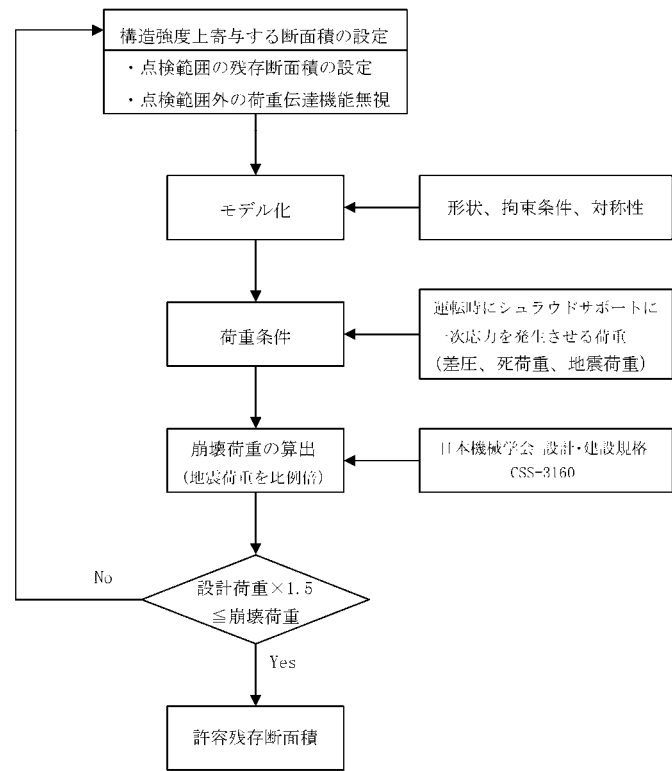
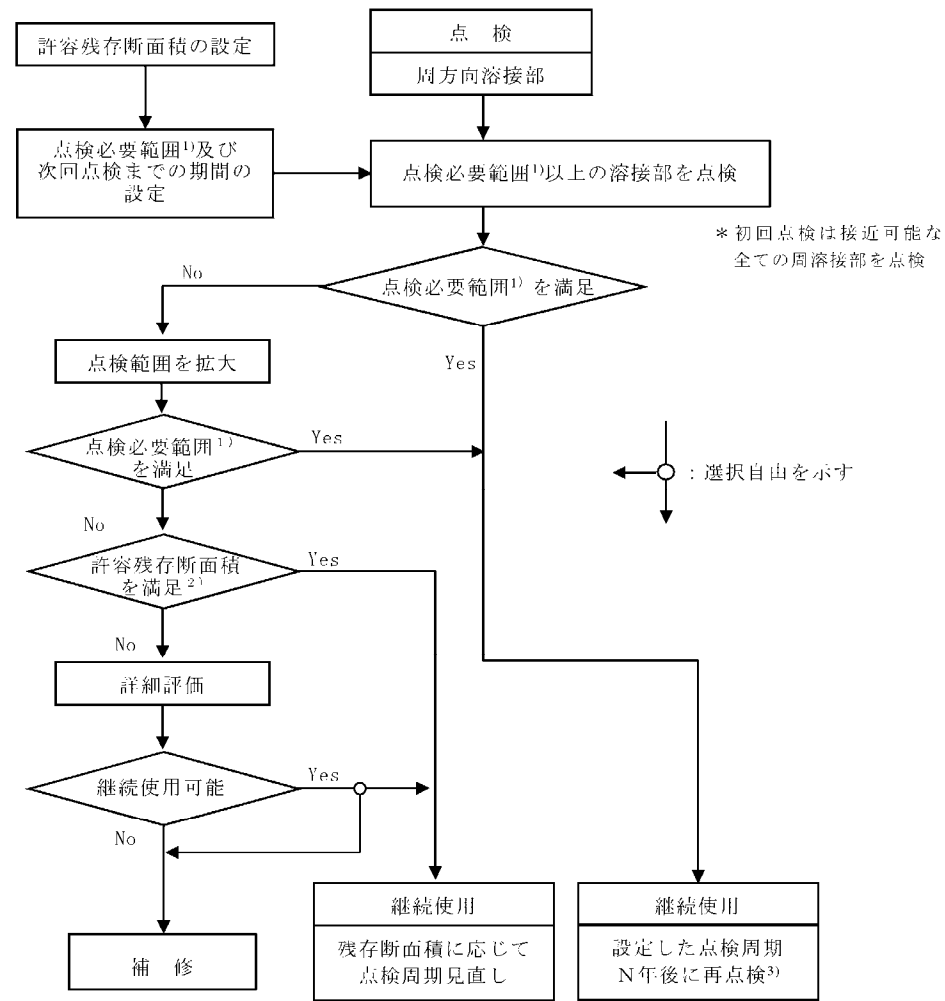


図-4 許容残存断面積の設定手順
(点検範囲外の荷重伝達機能は無視した場合)



- 1) 点検必要範囲＝許容残存断面積
 ＋次回点検までの健全部残存面積減少量
 ＋次回点検までの検出亀裂の進展量
- 2) 許容残存断面積を満足：
 健全範囲－検出亀裂の進展量－健全部残存面積減少量
 ≧許容残存断面積
- 3) 初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、実運転時間が
 初回点検から以下の期間を超えない時期に再点検してもよい。
 182合金の溶接部：10年以内
 改良182合金及び82合金の溶接部：20年以内

図-6 H8～H11 溶接部の点検フロー

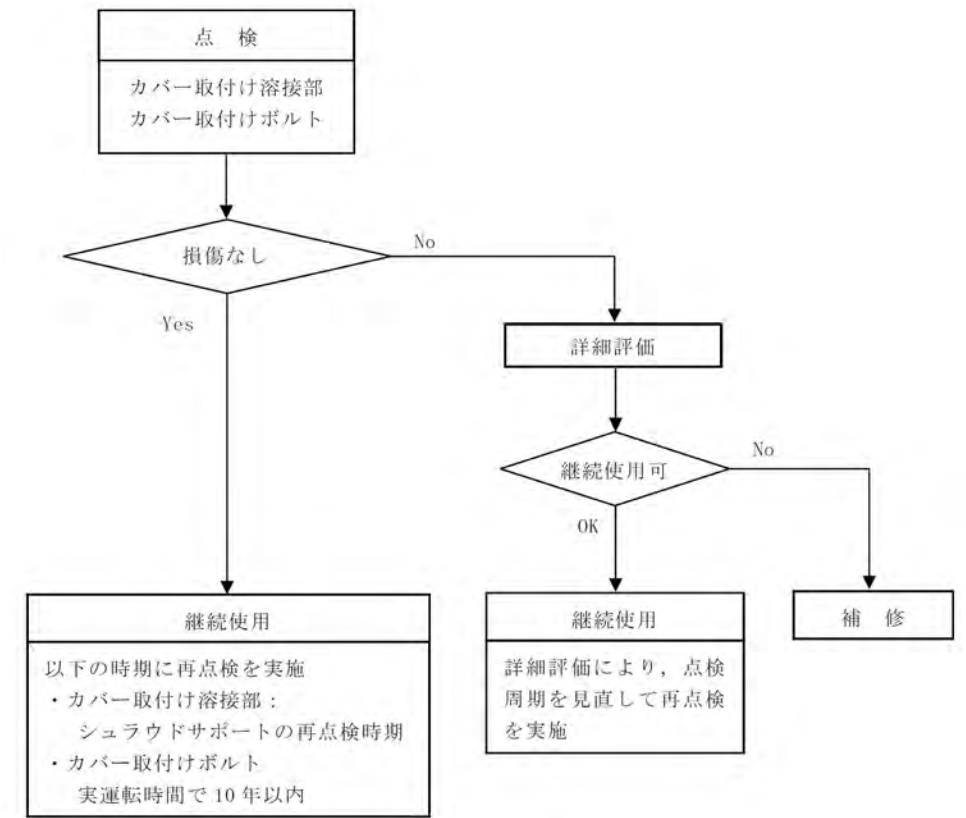


図-7 アクセスホールカバーの点検フロー

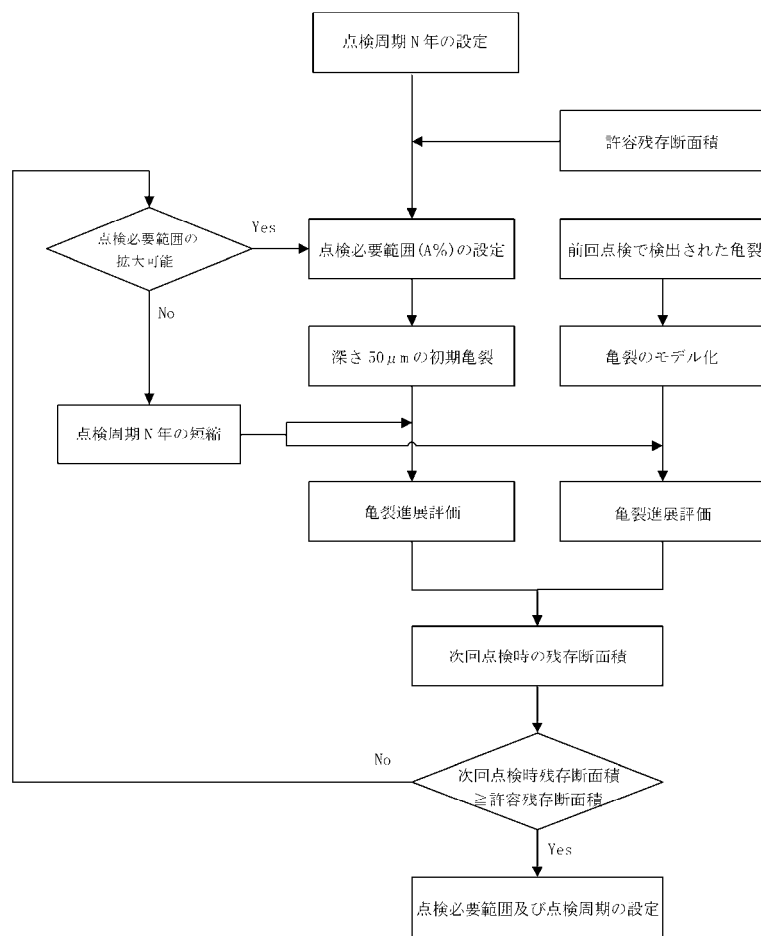


図-5 点検必要範囲及び点検周期の設定手順

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, 2) 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：制御棒挿入性の確保 (BWR・ABWR)
冷却材の流路の確保 (ABWR)
 - ② 経年劣化事象：SCC を想定する。
 - ③ 点検対象：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. 点検対象と点検対象部位

BWR

- 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-3.1(1))
点検対象部位：レストレイントブロック
 - (2) ホールドダウン構造 (図-3.1(2))
点検対象部位：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)

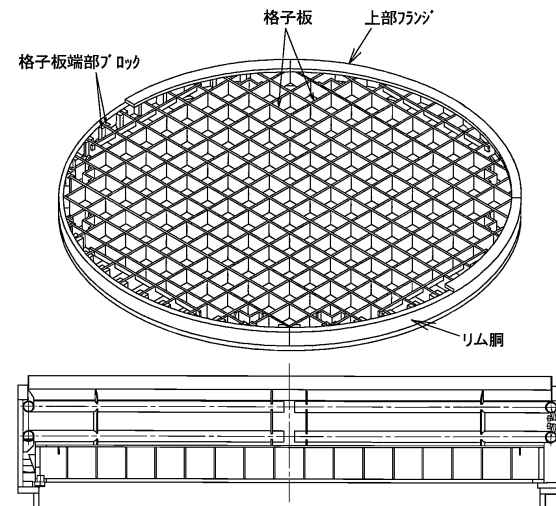


図-1 BWR 上部格子板の概略構造

ABWR

- 制御棒挿入性と冷却材流路の確保に必要な下記の部位を点検対象/点検対象部位とする。
 - (1) H1, H2 溶接線 (図-3.2(1))
 - (2) 上部格子板キーパ (図-3.2(2))

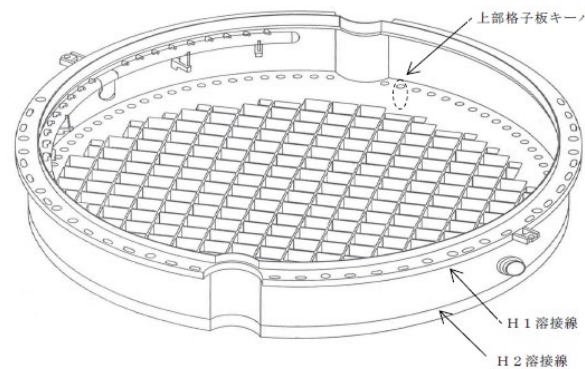
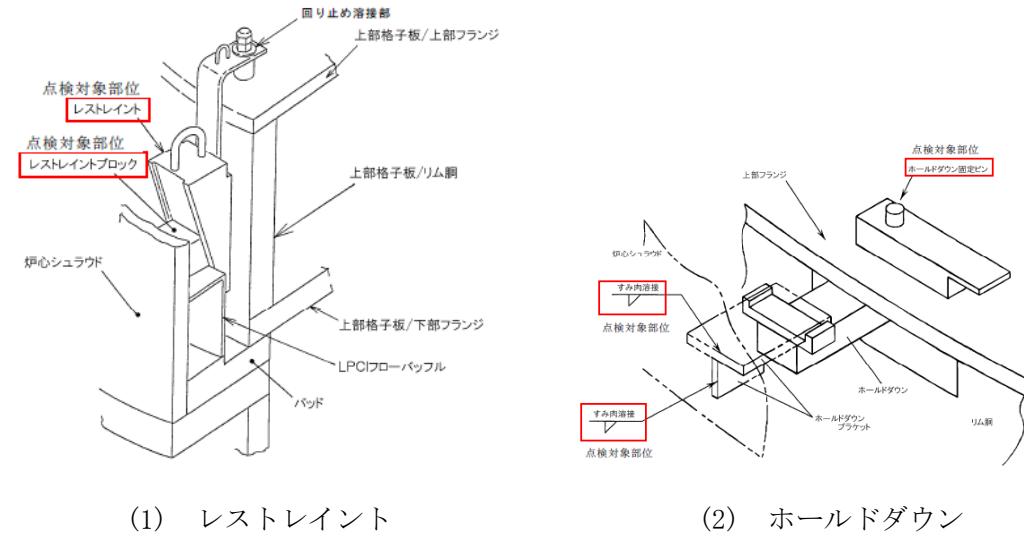


図-2 ABWR 上部格子板の概略構造

3. 点検方法

BWR

- 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。

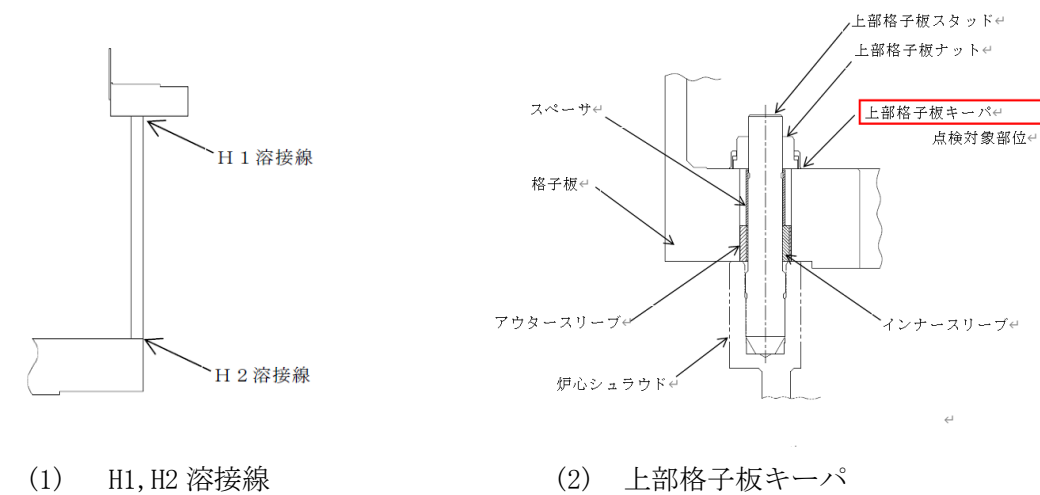


(1) レストレイント (2) ホールドダウン

図-3.1 レストレイント構造及びホールドダウン構造

ABWR

- 目視試験を基本とする。
- H1, H2 溶接線には、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。
- 上部格子板キーパは、異常の有無を検知可能な VT-3 を適用する。



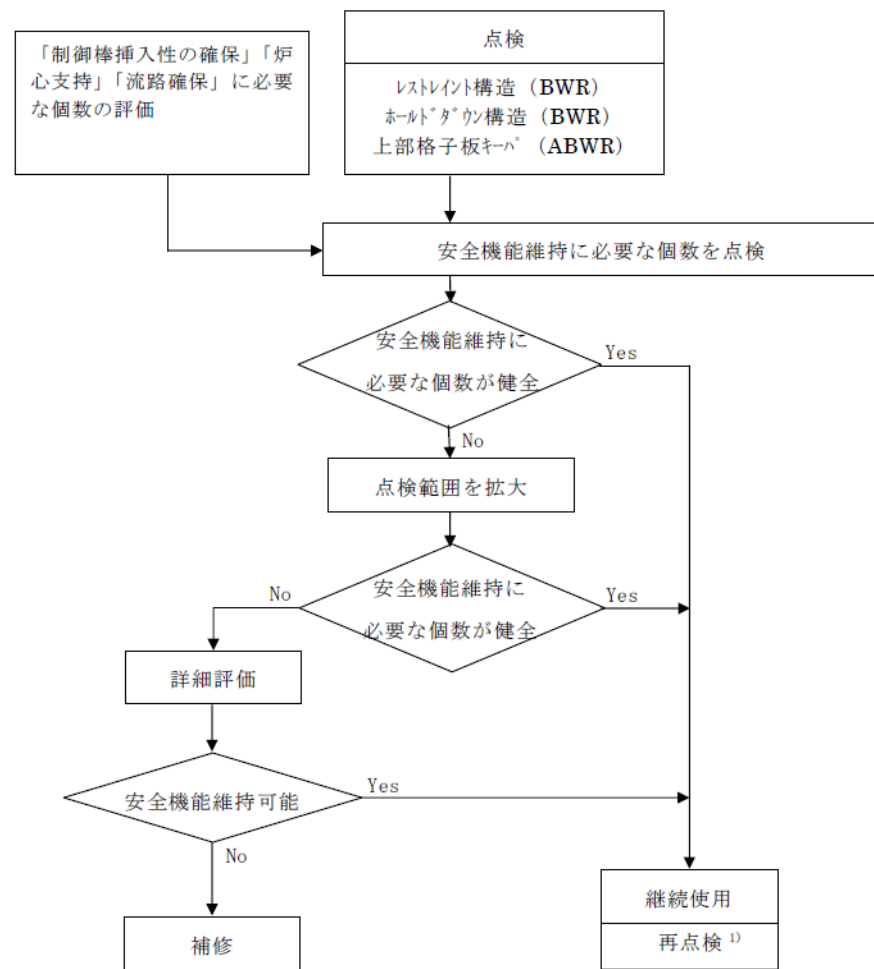
(1) H1, H2 溶接線 (2) 上部格子板キーパ

図-3.2 H1, H2 溶接線 及び 上部格子キーパ

4. 点検範囲及び点検周期の考え方

BWR (図 4-1)

- レストレイント構造の点検範囲は、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。
- レストレイント構造は、制御棒挿入性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と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。

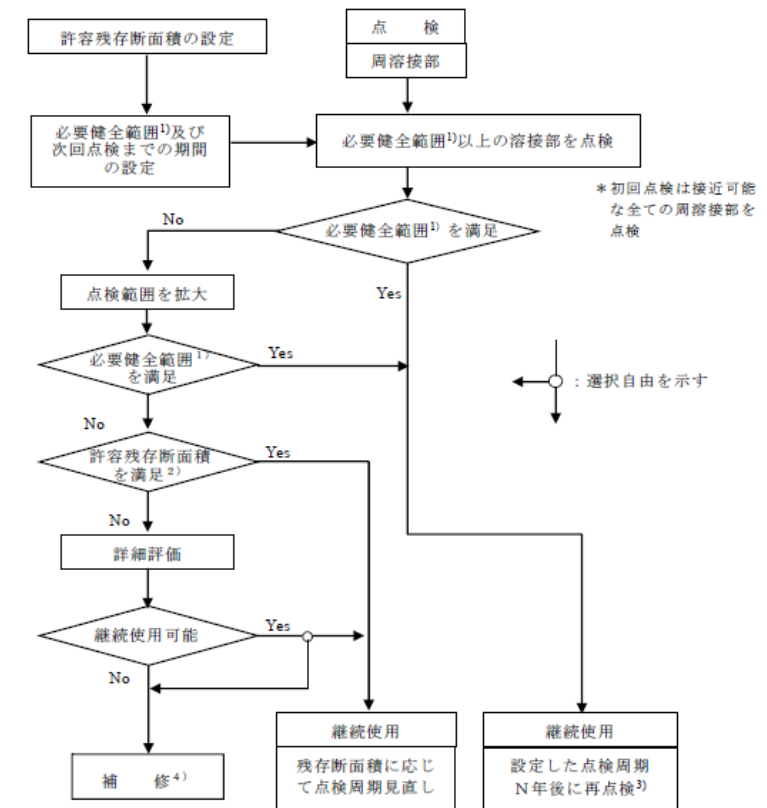


1) 炉心シュラウド等近傍の部位の点検時期に合わせて実施

図 4-1 上部格子板の点検の考え方

ABWR (図 4-2)

- H1, H2 溶接線の点検は、炉心シュラウドの点検ガイドラインに準じ、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）を算出して定める。(図 4-2)
- H1, H2 溶接線について、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、次回点検時期を設定する。
- H1, H2 溶接線の初回点検は、供用開始後 20 年までに行う。
- 上部格子板キーパの初回点検は、制御棒挿入性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、H1, H2 溶接線に合わせ、供用開始後 20 年までに行う。(図 4-1)
- 上部格子板キーパは、地震により発生する横荷重と、差圧による浮き上がりを防止するのに必要な本数を点検数とする。
- 上部格子板キーパの再点検も、H1, H2 溶接線に合わせ実施する。
- 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。



1) 必要健全範囲 = 許容残存断面積 + 次回点検までの健全部残存面積減少量 + 次回点検までの検出亀裂の進展量
 2) 許容残存断面積を満足：健全範囲 - 検出亀裂の進展量 - 健全部残存面積減少量
 3) 初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、実運転年数が初回点検から10年を超えない時期に再点検してもよい。
 4) 補修技術の例については解説 7-2 参照

図 4-2 H1, H2 溶接線の点検の考え方

炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心支持板] の概要

1. 点検の考え方

- 原子炉に対して炉心支持板が持つ安全機能に着目し、炉心支持板を構成する各種の構造体（図-1）の経年劣化事象による損傷が、安全機能の維持に影響を与えたと考えられる構造体を点検対象とする。
- 炉心支持板の経年劣化事象として、応力腐食割れを想定する。
- 点検手法、点検範囲、点検時期は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、必要な手法、範囲、時期をそれぞれ選定する。

2. 点検対象

- ホールドダウンボルト（図-2）を点検対象とする。
（ボルトには想定される損傷モードがないが、機能上重要なため、点検対象とする）

3. 点検手法

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

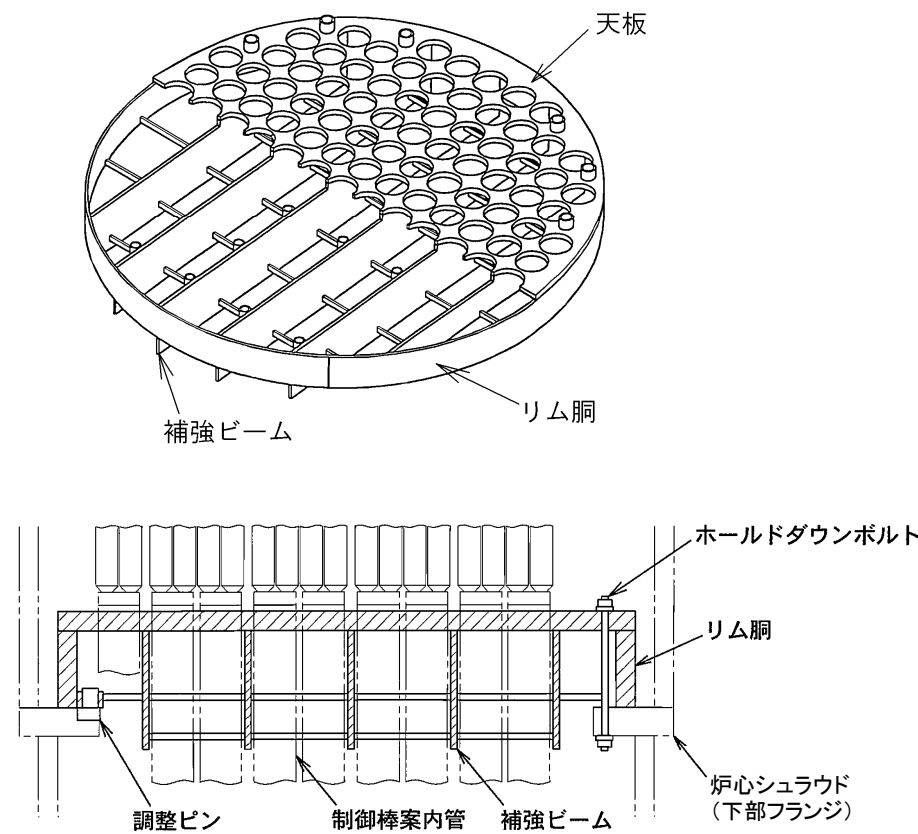


図-1 炉心支持板の概略構造（シングルビーム構造の例）

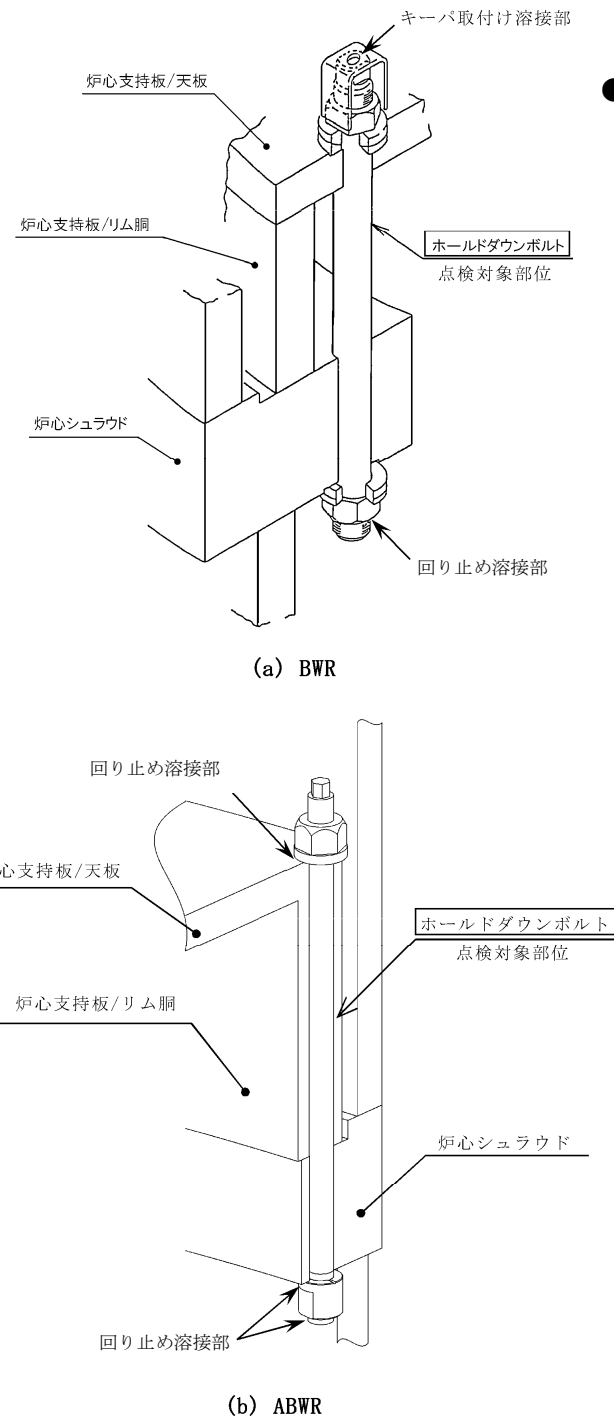


図-2 ホールドダウンボルトの構造

4. 点検範囲、点検時期及び点検結果の評価

- ホールドダウンボルトの点検範囲は、炉心支持板の安全機能維持を確認するために十分な個数とする。（図-3）
- ホールドダウンボルトは、国内外の運転経験では損傷事例の報告はなく、供用期間中における損傷の可能性は極めて低いと考えられるが、将来起こりうる経年劣化事象に対する運転経験を蓄積するだけでなく、保守管理の妥当性等の確認や評価を行う高経年化技術評価にも資することを踏まえ、機器の供用開始後暦年で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。

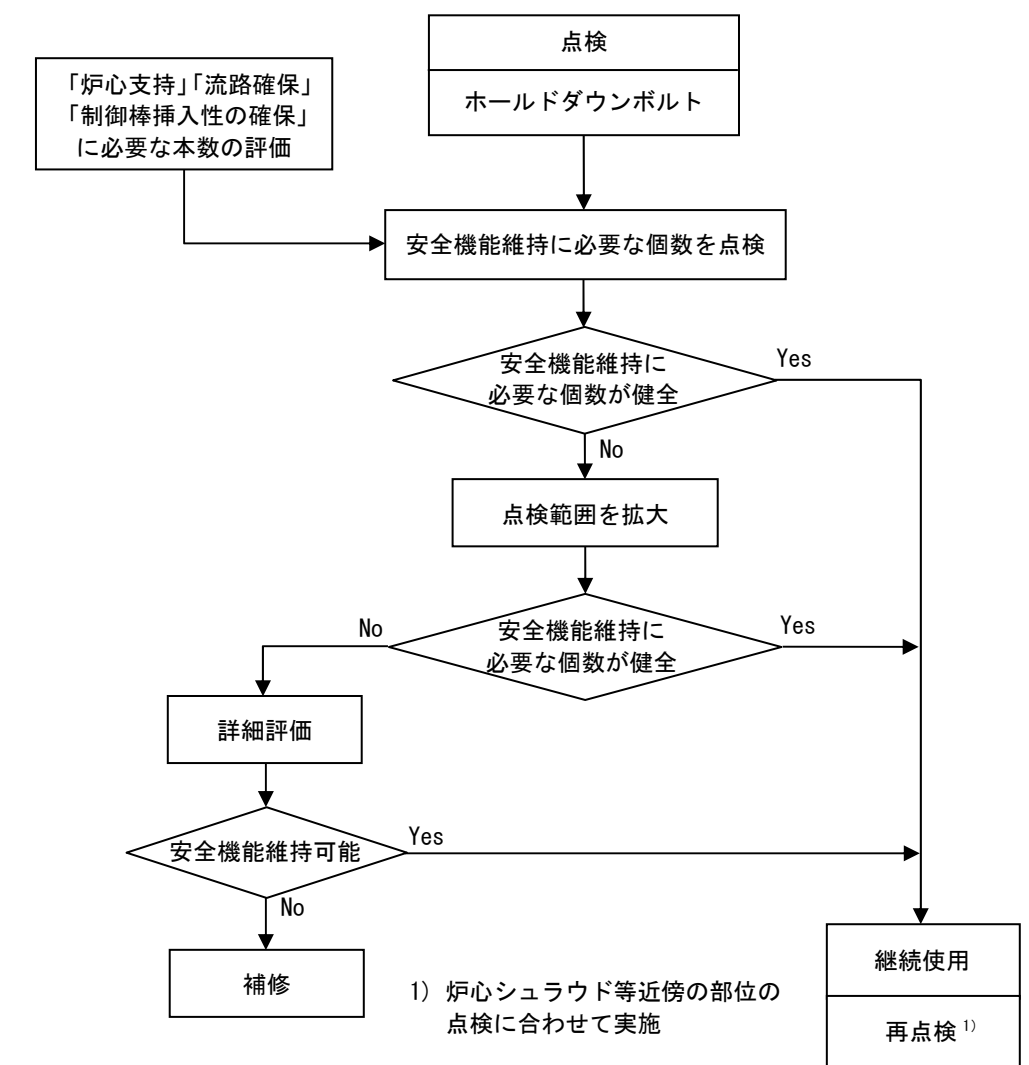


図-3 炉心支持板の点検フロー

PWR炉内構造物点検評価ガイドライン[バブルフォーマボルト]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およ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）に対するバブルフォーマボルト（図 1.2.1-1）の点検・評価手法に適用する。

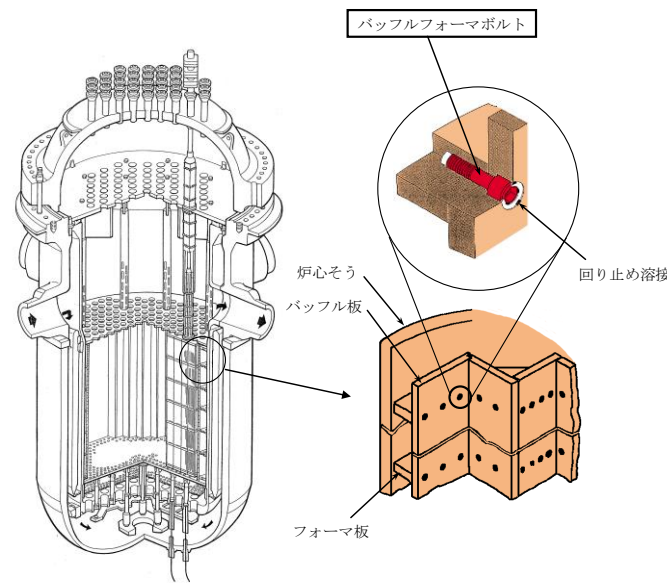


図 1.2.1-1 バブルフォーマボルト

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

バブ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) および「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

点検範囲はバブ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、JEAC4207「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」を準用して行う。

2.1.3 点検時期

(1) 初回点検時期

初回点検時期はボルトの損傷本数が全数の 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、各バブ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 発生しきい値線）と比較することにより、首下部の発生応力が IASCC 発生しきい値線を上回るバブ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）。

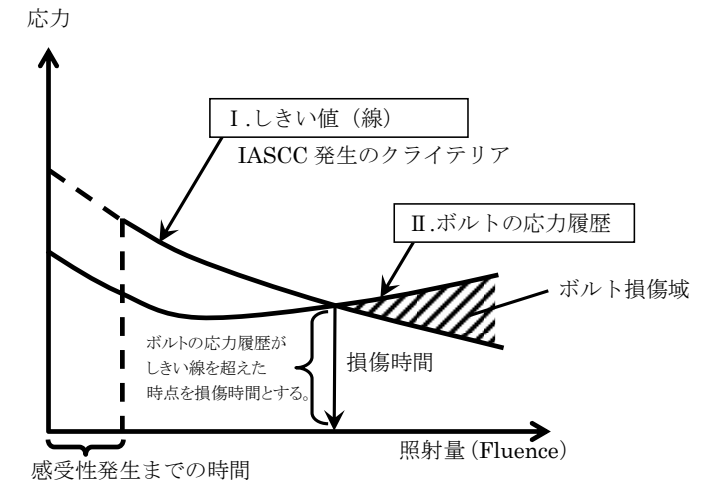


図 2.1.3-1 IASCC 損傷評価によるバブルフォーマボルトの損傷時間の考え方

(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%以上の場合には第 3 章により是正処置を行う。

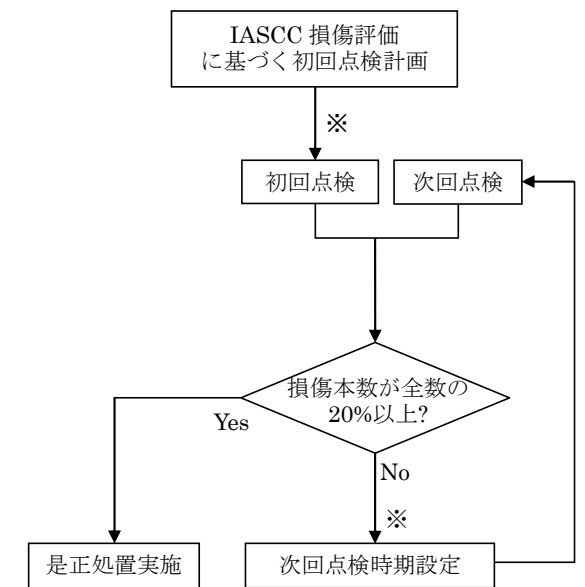
2.2.2 点検・評価のフロー

点検・評価のフローを図 2.2.2-1 に示す。

3. 是正処置

バブ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。または、炉内構造物取替（CIR：Core Internal Replacement）を実施する。バブ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。これらは、バブ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。

なお、バブルフォーマボルトの点検等により新たな知見が得られた場合には、必要に応じてバブルフォーマボルトの IASCC 損傷評価の見直しや他機器・部品の点検要否などの検討を行う。



※ 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

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に、管理基準、合理的な点検範囲、点検周期を規定する。

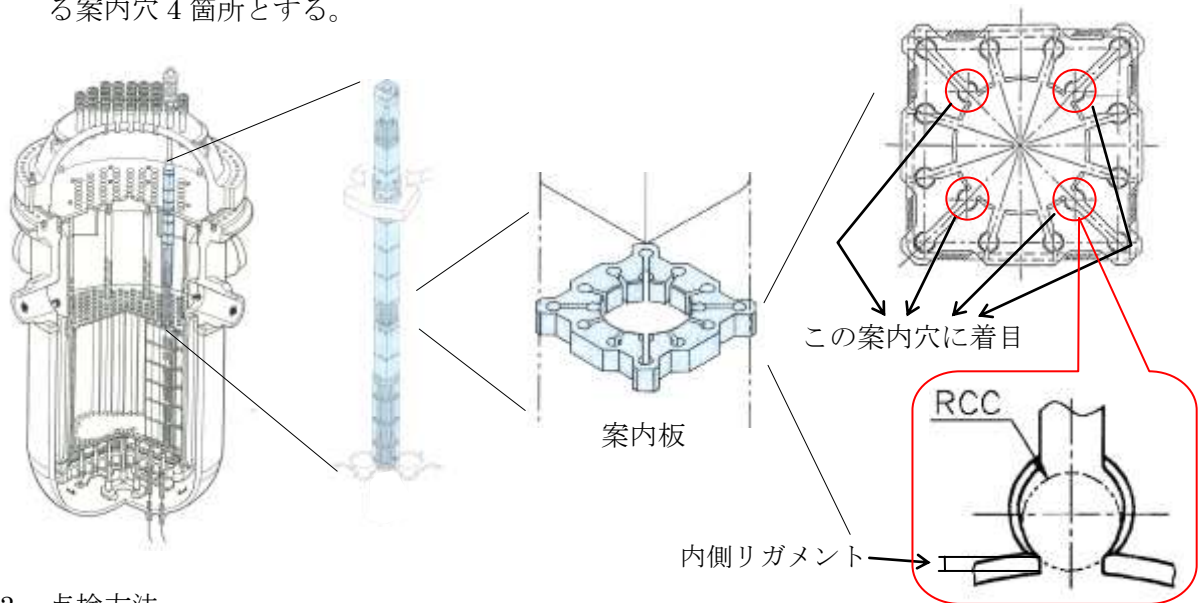
- ① 経年劣化事象 : 制御棒(以下, RCC)の流動振動による摩耗
- ② GTに要求される安全機能 : RCC 案内機能, RCC の破損防止
- ③ 安全機能に影響を与えない範囲で摩耗を管理
- ④ 形状並びに上部炉内構造物構造によりプラントをグループ化 (表 1)

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	17×17AS 3 ループ	17×17 4 ループ	17×17AS 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
RCC 表面処理	Cr めっき							
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がある案内穴 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。

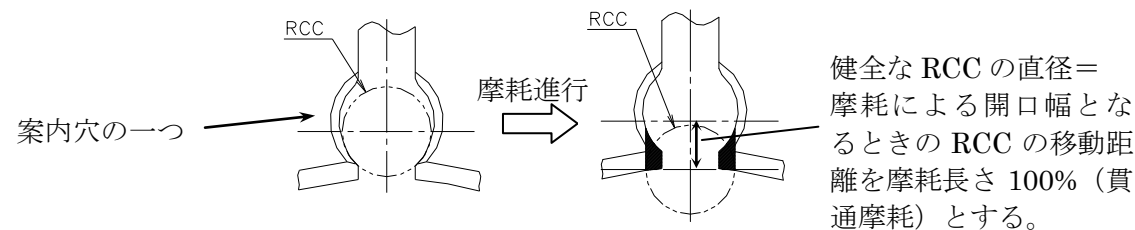


図 2 摩耗長さの定義

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。

[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。

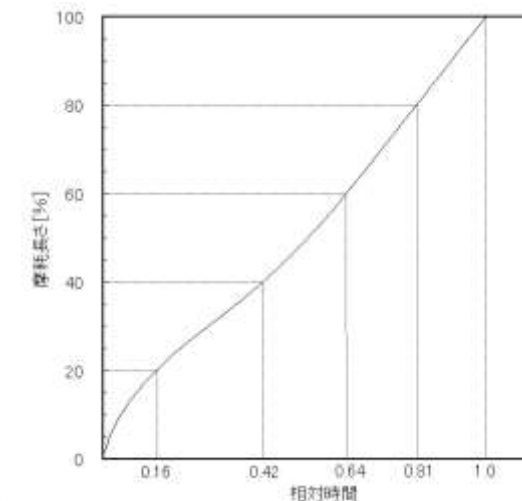


図 3 摩耗進行予測 (14×14GT の例) (時間は相対値)

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 を目途に行う。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できる。

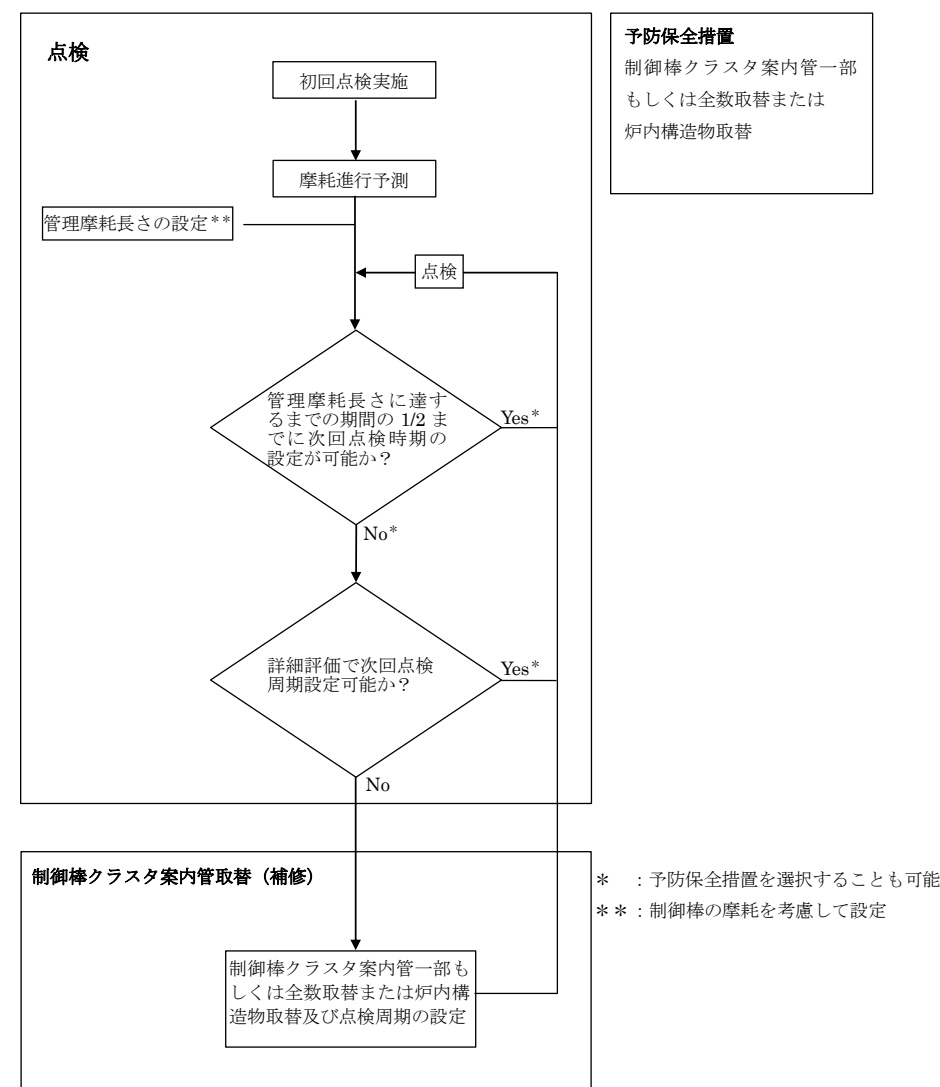


図 4 点検フロー

* : 予防保全措置を選択することも可能
 ** : 制御棒の摩耗を考慮して設定

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 及び PWSCC による漏えいの従属事象として発生する可能性がある下部鏡のほう酸腐食とする。
- (2) 点検評価対象部位は、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を前提とする。
- (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。

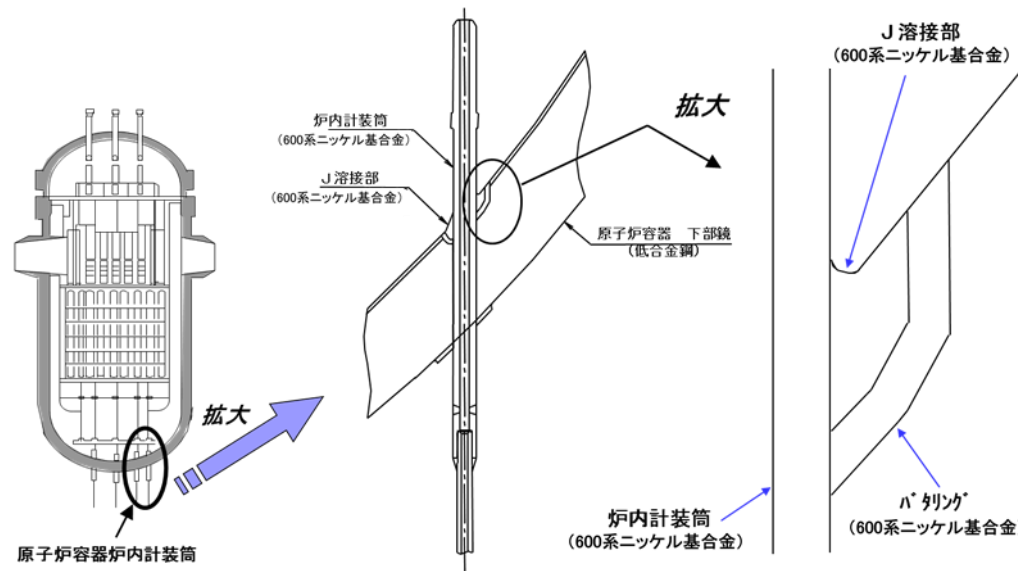


図1 適用部位(原子炉容器炉内計装筒)

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。

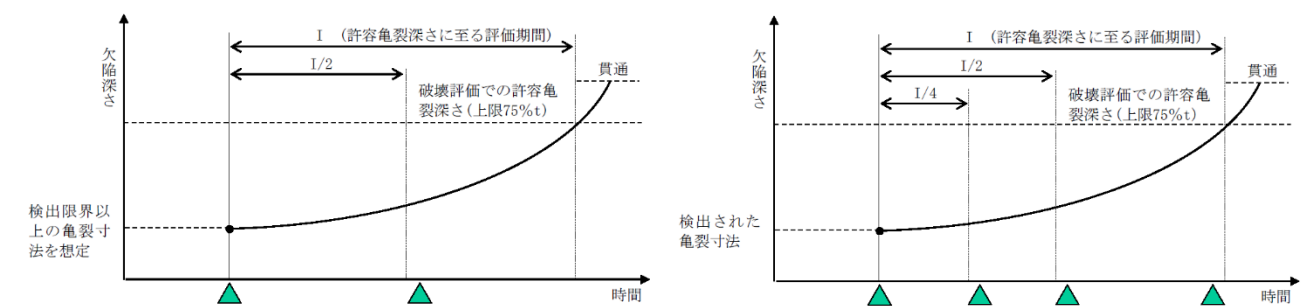
- (1) 点検手法
非破壊試験手法は、目視試験(VT)、渦流探傷試験(ECT)、超音波探傷試験(UT)とする。

- (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の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。

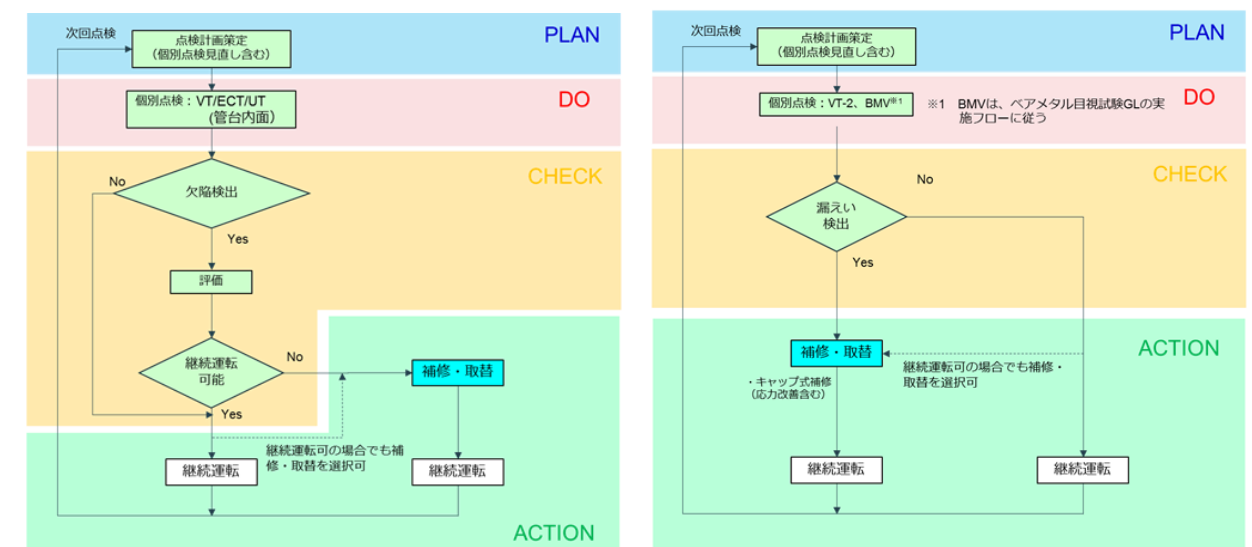
- (3) 予防保全または補修が施工された後の点検時期
600系ニッケル基合金が除去、又は予防保全としての工法の妥当性が確認された予防保全措置が施工された場合、個別点検は不要となる。
- (4) 評価(許容基準)
点検の結果、亀裂が認められた場合、PWSCC 亀裂進展予測および破壊評価により構造健全性が確保されるように次回点検時期を設定することができる場合は、その時期まで継続使用できる。ただし、満足できない場合は、補修または取替えを行わなければならない。
- (5) 点検・評価フロー
炉内計装筒母材内面及びJ溶接部の点検・評価フローを図3に示す。



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 [クラス1 容器 管台異材継手部] の概要

1. 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所 (PWR) 用機器のうち、原子炉安全を確保する大前提のもと炉内構造物等に要求される構造及び機能の健全性の維持、損傷が与える安全機能への影響を踏まえた合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。

1.2 適用

本ガイドラインは、PWR クラス1 容器の管台異材継手部に適用する。ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

2. 点検対象

管台異材継手部の点検対象部位は、PWR 一次系水に接する 600 系ニッケル基溶接金属使用部位とする。具体的な点検対象部位を図 2-1 に示す。

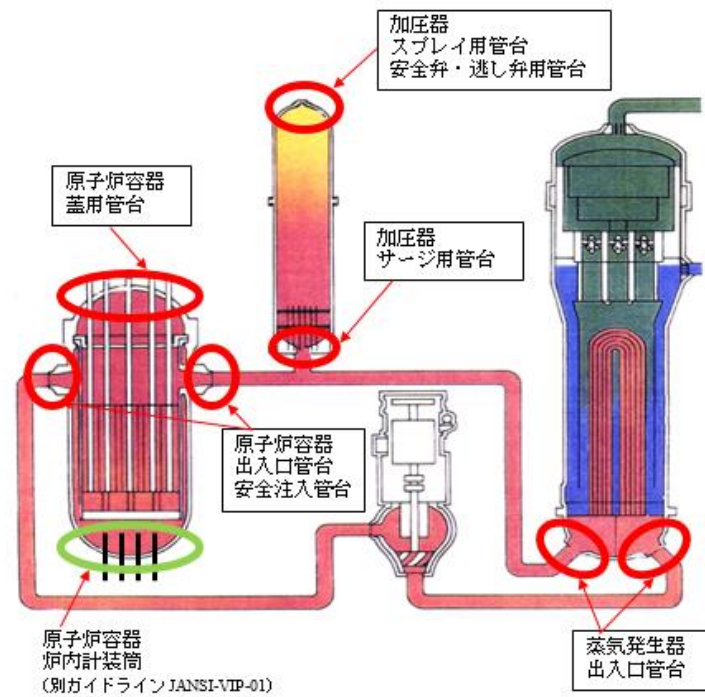


図 2-1 クラス1 容器管台異材継手部 PWSCC 評価対象部位

3. 点検手法

管台異材継手部の点検手法は、点検対象の機能、形状及び材質、想定される劣化事象及び国内外の運転経験、予防保全実績、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、点検部位ごとに必要な手法を選択する。

点検に適用する非破壊試験は、目視試験 (VT)、ベアメタル目視試験 (BMV)、渦電流探傷試験 (ECT)、又は超音波探傷試験 (UT) である。

4. 点検範囲

4.1 管台セーフエンド異材継手部

管台セーフエンド異材継手部の 600 系ニッケル基溶接金属使用部位を対象とし、PWSCC による亀裂の発生を UT で確認する継手内面と、低合金鋼のほう酸腐食の発生を BMV で確認する管台外表面を点検範囲とする。

4.2 原子炉容器蓋用管台

600 系ニッケル基合金が使用される原子炉容器蓋用管台周辺の上蓋鏡を対象とし、低合金鋼のほう酸腐食の発生を BMV で確認する上蓋鏡の外表面を点検範囲とする。

5. 点検時期

管台異材継手部の点検時期は、点検対象の機能、形状及び材料、想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、予防保全実績、損傷時の安全機能維持に対する影響等を考慮し、以下に示す時期に実施する。

5.1 管台セーフエンド異材継手部

5.1.1 予防保全又は補修を未施工の場合の点検時期

UT の実施時期は、亀裂進展予測及び構造健全性評価の結果に基づき下記の時期とする。なお、ここで点検時期は、至近で実施した超音波探傷試験の時期を、前回点検時として設定する。

I. 前回点検時に亀裂が検出されなかった場合

前回点検時に軸方向亀裂が発生していたものと仮定し、その亀裂進展予測を行い、亀裂深さが板厚の 75% に至ると予測される期間又は構造健全性が確保できる期間のいずれか短い期間の 1/2 の期間を経過後の直近の定期検査にて次回点検を実施する。上記点検時期が次回供用期間中検査の実施時期よりも後となる場合は、供用期間中検査にて次回点検を実施する。次回点検により亀裂が検出されなかった場合は、同じ点検間隔にて点検を継続する。

II. 前回点検時に亀裂が検出された場合

点検結果に基づいて亀裂進展予測を行い、亀裂深さが板厚の 75% に至ると予測される期間又は構造健全性が確保できる期間のいずれか短い期間の 1/4 の期間を経過後の直近の定期検査にて次回点検を実施する。また、次々回は評価期間の 1/2 の期間を経過後の直近の定期検査にて、3 回目は評価期間末期までに点検を実施する。なお、点検結果が予測を上回る場合、亀裂進展予測の修正を実施しなければならない。

BMV の実施時期は、10 年に 1 回の頻度で実施する。

5.1.2 予防保全又は補修を実施後の点検時期

予防保全又は補修を行った場合は、前項で定めた点検プログラムを見直すことができる。ここで、PWR 一次系環境下の 600 系ニッケル基合金使用部位が除去された場合には、個別点検は不要となる。また、予防保全として工法の妥当性が確認された応力改善工法を施工した場合には、耐 PWSCC 性が向上するため、個別点検は不要となる。

5.2 原子炉容器蓋用管台

5.2.1 上蓋取替を未施工の場合の点検時期

毎回の定期検査の際に実施する。

5.2.2 上蓋取替後の点検時期

690 系ニッケル基合金製の上蓋への取替を実施した場合は、個別点検は不要となる。

6. 点検結果の評価

6.1 管台セーフエンド異材継手部

- (1) 点検結果に基づき、次回点検まで亀裂進展予測による亀裂深さが板厚の 75% 以下、かつ構造健全性が確保できるように点検時期を設定することができる場合は、次回点検まで継続使用できる。
- (2) 上記 (1) が満足されない場合は、(1) を満足できるよう補修又は取替を行わなければならない。なお、補修又は取替後はその仕様に基づき点検実施時期を決定することができる。

6.2 原子炉容器蓋用管台

- (1) 点検の結果、ほう酸の析出が検出されなかった場合は、次回点検まで継続使用できる。
- (2) 点検の結果、ほう酸の析出を検出した場合は、ほう酸析出の原因となったほう酸水 (原子炉冷却水) の漏えい源の調査を実施する。

漏えい源が蓋用管台母材、溶接金属であると確認された場合は、補修又は取替を実施しなければならない。なお亀裂を補修した場合は、漏えい監視を強化した上で、暫定措置として継続使用ができるが、最早の時期にて上蓋取替を実施しなければならない。

漏えい源が蓋用管台母材、溶接金属以外であると確認された場合は、漏えいを停止させる処置を実施しなければならない。漏えいの停止を確認した後は、次回点検まで継続使用できる。

BWR 補修工法ガイドライン[ウェルドオーバーレイ工法]の概要

1. ウェルドオーバーレイ工法の概要

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

WOL工法の概念図を図1に示す。

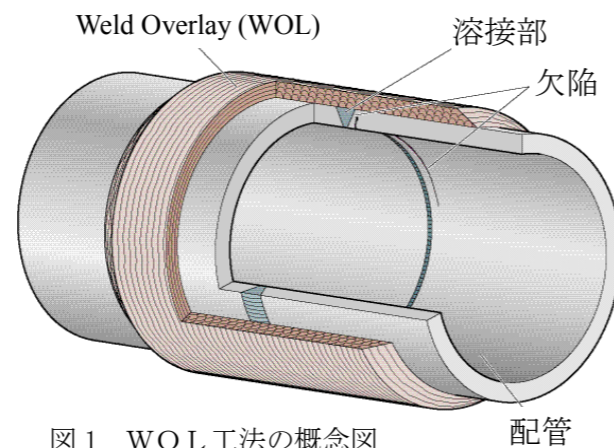


図1 WOL工法の概念図

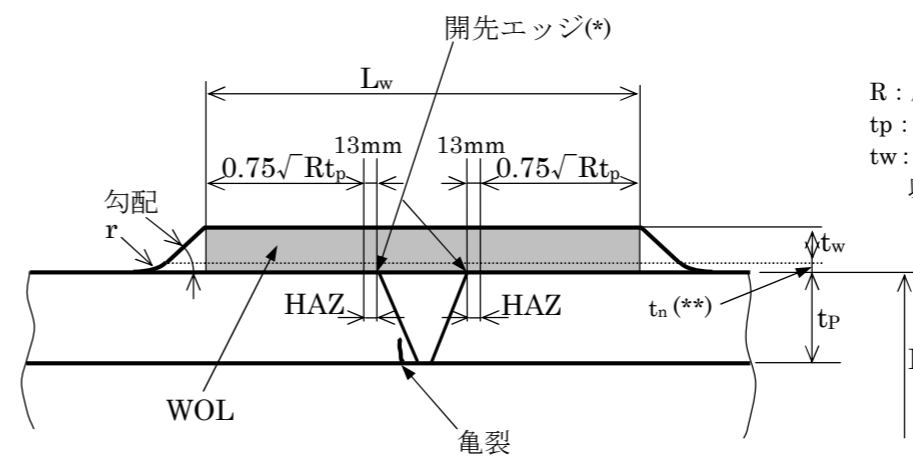


図3 WOLの構造設計

R : 原配管の外半径 (mm)
 tp : 原配管の厚さ (mm)
 tw : WOLの厚さ (mm) 平均 FN7.5 以上、かつ、最小 FN5.0 以上の強度上有効な層の厚さ
 (*) : 原配管溶接中心から図面寸法により求めた長さに相当する位置
 (**): tn は平均 FN7.5 未満、又は、最小 FN5.0 未満の層の厚さを示し、WOLの厚さには含まない。

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)

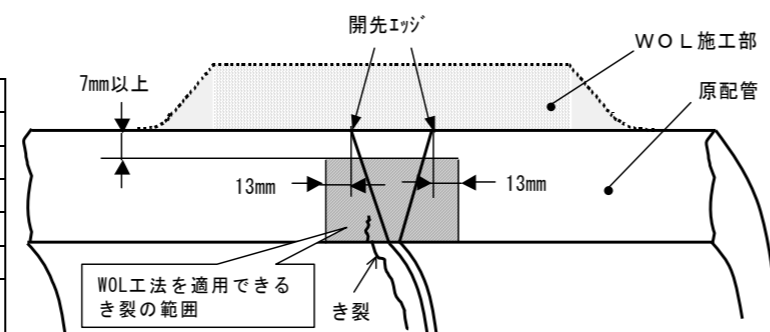


図2 適用可能なき裂

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℃ 以下

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ければならない。

- (a) 360° 貫通き裂が原配管に存在したとしても破壊しない強度を有していなければならない。
- (b) 原配管とWOLの厚さを加えた厚さの75%を越える領域にはき裂が存在してはならない。(設計上は t_w を $t_p/3$ 以上とする必要がある)
- (c) 内圧による軸方向応力、自重及び地震力による軸方向荷重により発生する応力の総和が設計応力強さ (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き裂進展量を算出し、必要WOL厚さに加えなければならない。
- (e) WOLの厚さは、フェライト番号 (FN) の測定値で、平均 FN7.5 以上、かつ、最小 FN5.0 以上の強度上有効な層の厚さとし、これを満足しない平均 FN7.5 未満、又は、最小 FN5.0 未満の層は、WOLの厚さに含まれないものとする。ここで、WOL施工部の厚さは、FN7.5 未満の層の厚さに強度上有効なWOLの厚さを加えたものとなる。

(2) WOLの長さ

WOLの長さは、以下を満足するようにする。

- (a) 原配管周溶接 HAZ 部から両側に $0.75\sqrt{Rt_p}$ 以上の長さを有していなければならない。
- (b) 供用期間中検査で要求される範囲について超音波探傷試験 (UT) が可能でなければならない。

(3) 端部形状

- (a) 溶接止端部の勾配は、30° 以下が望ましい (勾配が 30° を超え、45° 以下の範囲とする場合は、別途止端部の応力係数を定めて使用することができる)。
- (b) 止端部アールは $r = t_p / 2$ 以上とする。

4. 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。

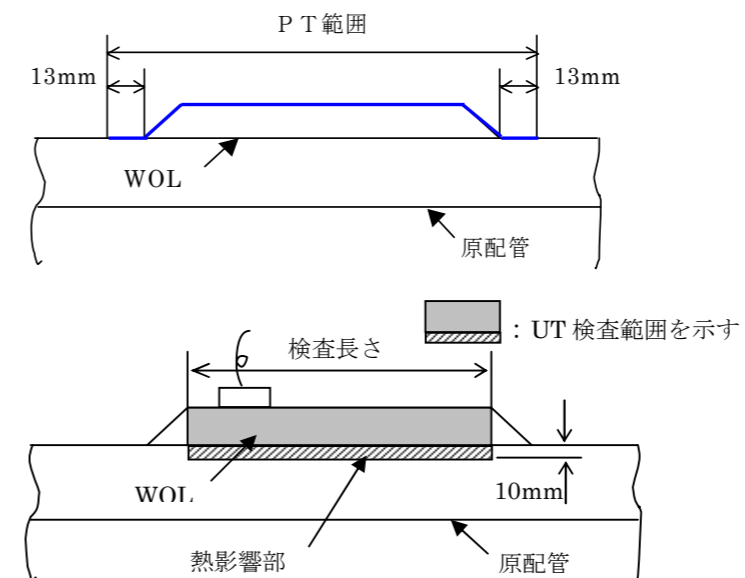


図4 施工後の溶接検査範囲

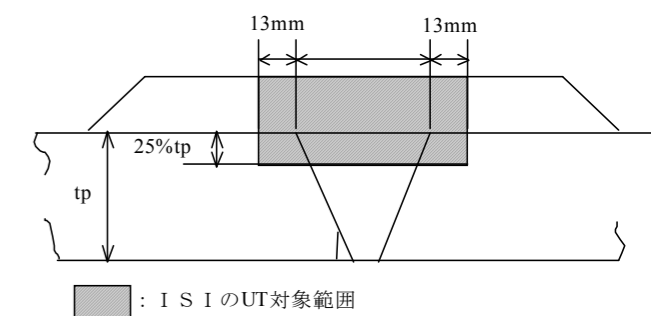


図5 ISIのUT検査範囲

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。

適用範囲の設定および切断方法の確立

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

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

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

適用箇所のスプールピース開先合せの設定

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。

適用箇所の割れ等の損傷範囲の確認

適用対象部位の形状、寸法の確認

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

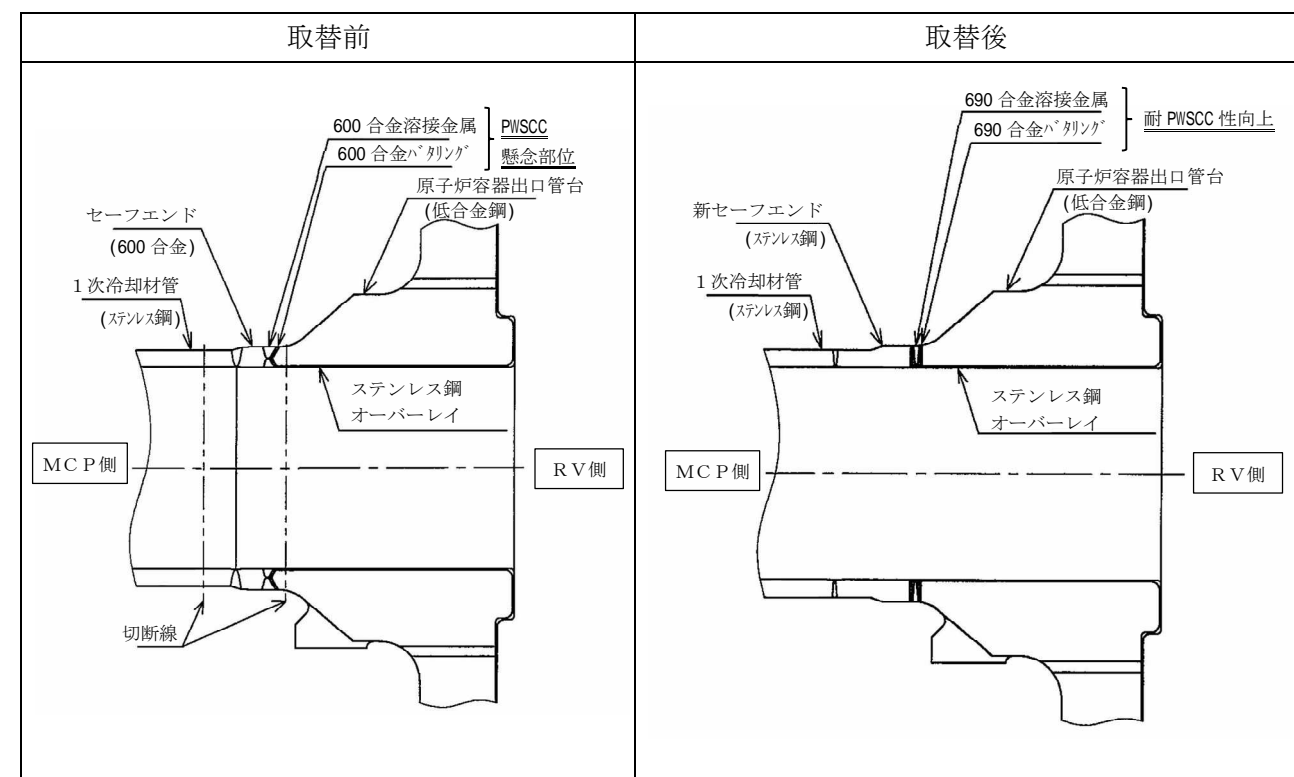
なお、特殊な工法として局部溶接後熱処理またはテンパービード法を適用する場合には、以下を確認

- 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
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)によるき裂が発生した場合に適用する補修工法であり、SCCによるき裂の開口を肉盛溶接で覆うことによって、き裂を炉水環境から遮断し、SCCによるき裂進展阻止、炉水の漏えい防止を図り、機器の構造健全性を確保・維持する補修工法である。封止溶接工法としては、き裂の開口が確認された原表面に直接肉盛溶接を施工する場合(図1(a))と、原表面に追い込み加工を施した後に肉盛溶接を施工する場合(図1(b))がある。

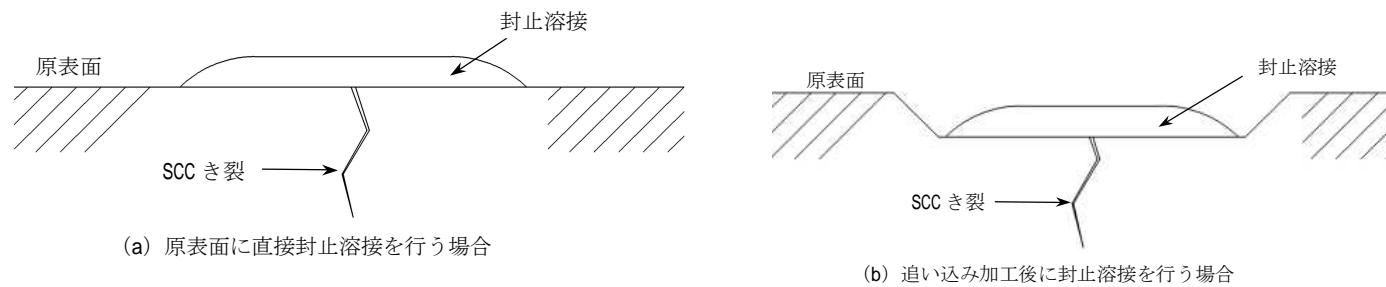


図1 封止溶接工法概要

2. 封止溶接部の構造

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

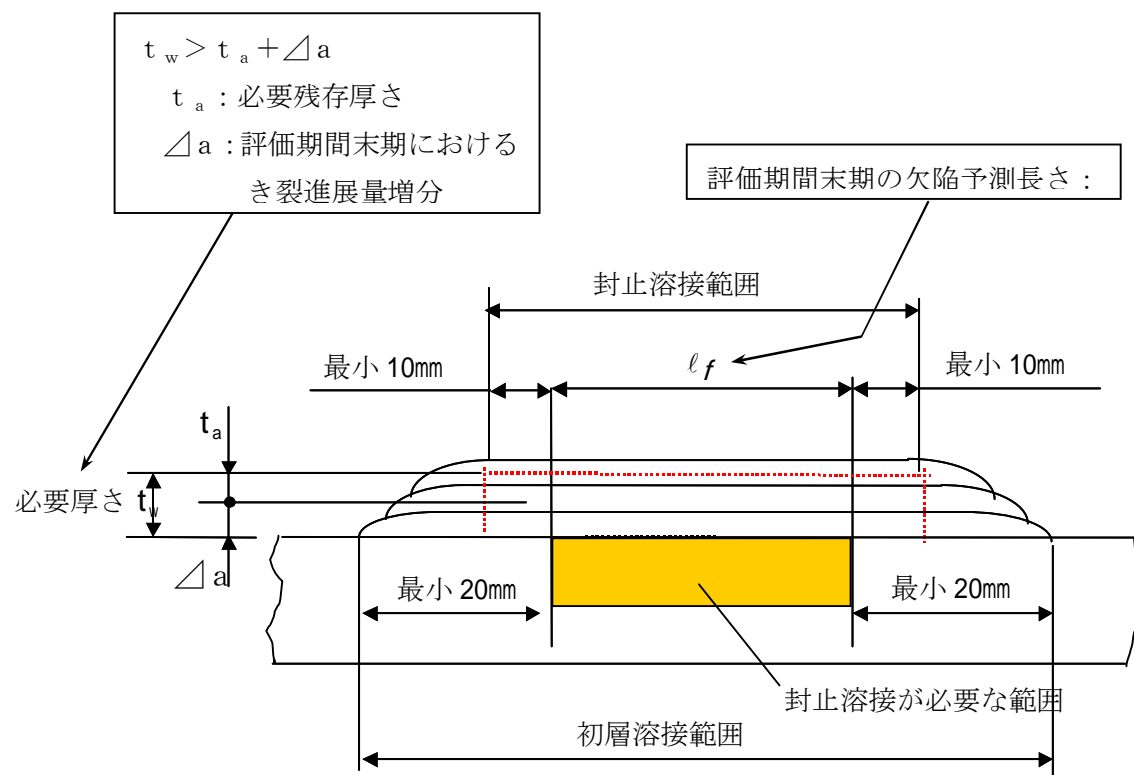


図2 封止溶接構造及び施工範囲の一例

3. 工法適用に対する要求事項

3.1 工法適用に当たっての前提条件

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

3.2 工法に対する要求事項

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

3.3 施工後の確認事項

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

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 欠陥の進展を抑制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 欠陥の進展を抑制させるため、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。载荷された 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、冷却後にはき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。

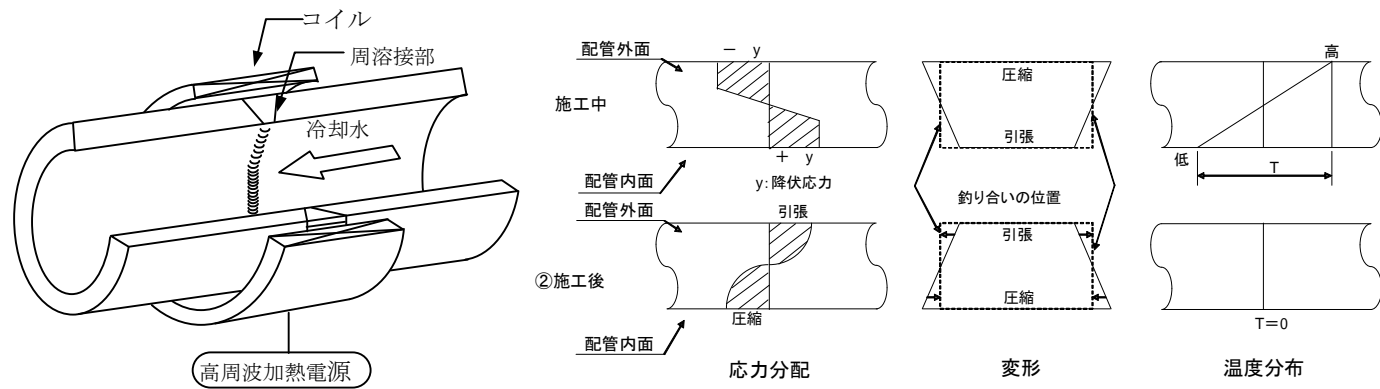


図1 IHSI 施工概念図

図2 IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態

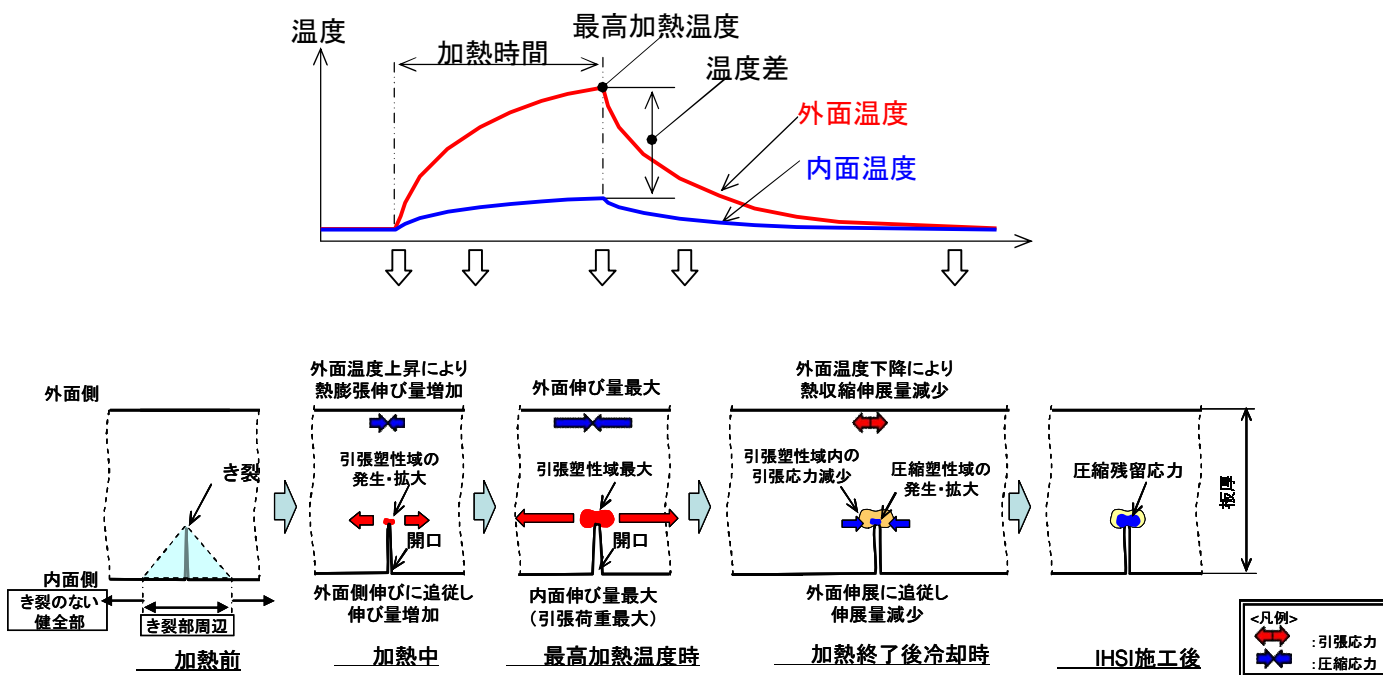


図3 対策 IHSI 施工効果概念図

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。

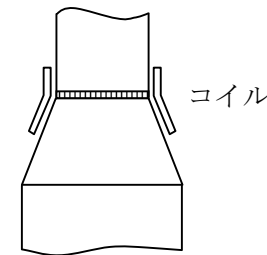


図4 レデューサと直管のコイル取付例

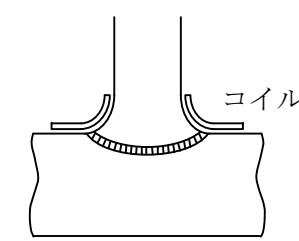


図5 管台と直管のコイル取付例

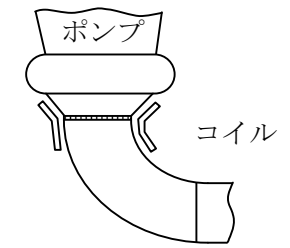


図6 ポンプとエルボのコイル取付例

(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生じた場合は、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）等によるき裂が発生した場合に、き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等のき裂が見つかった際に、機械加工等によりそのき裂を除去し、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、き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その他のき裂がないこと。
- (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。

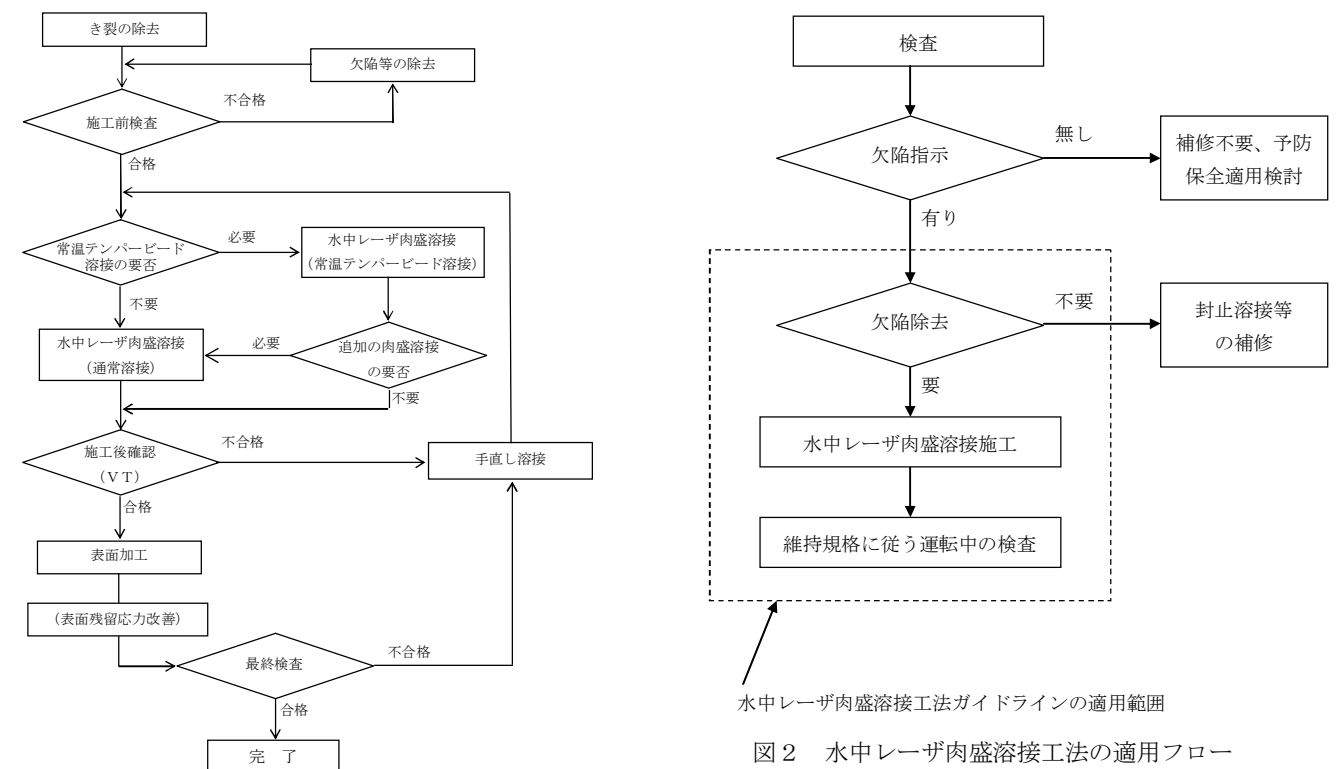


図1 水中レーザー肉盛溶接施工ステップ

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

予防保全工法ガイドライン[外面からの入熱による応力改善方法]の概要

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。

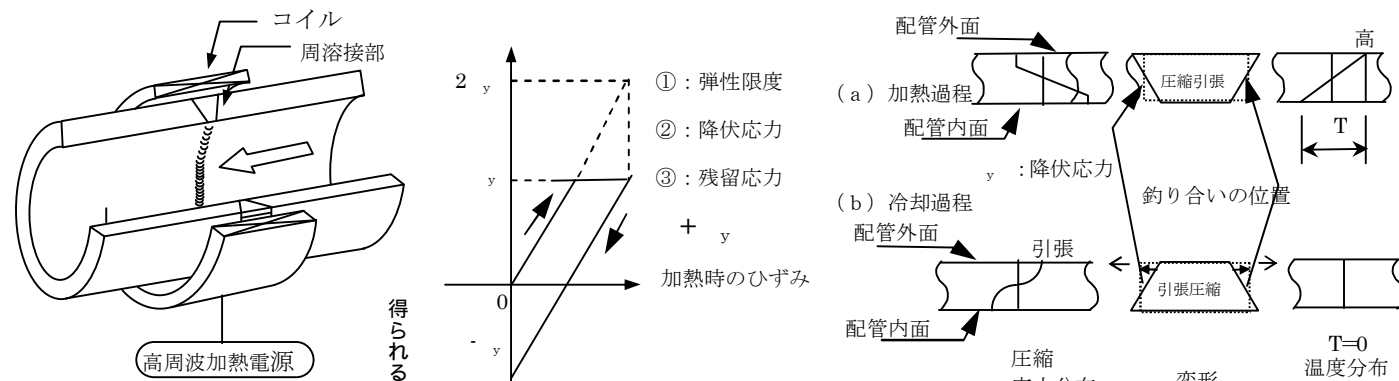


図1 IHSI施工概念図 図2 IHSI 応力-ひずみ線図 図3 IHSI 施工時の応力分布、変形、温度分布状態

(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。

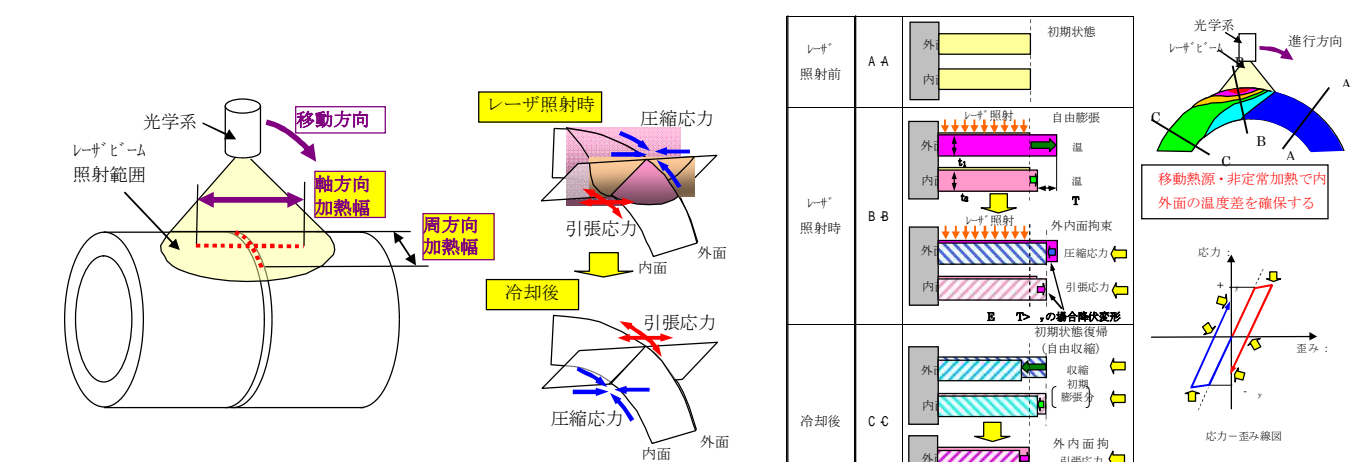


図4 L-SIP 応力改善原理

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。

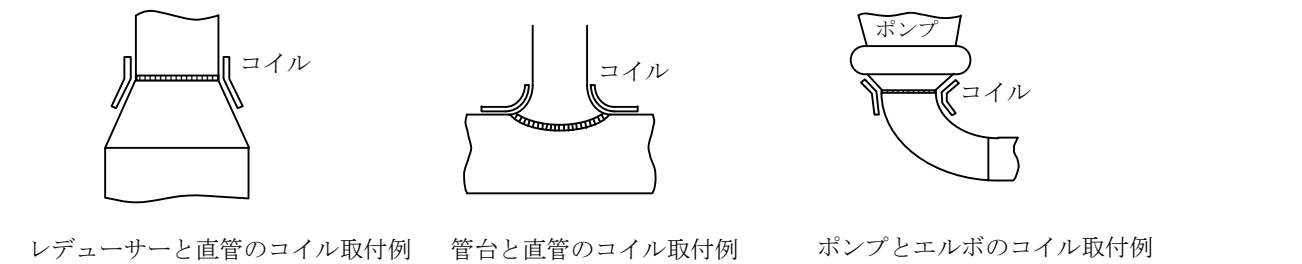


図5 IHSI 適用範囲例

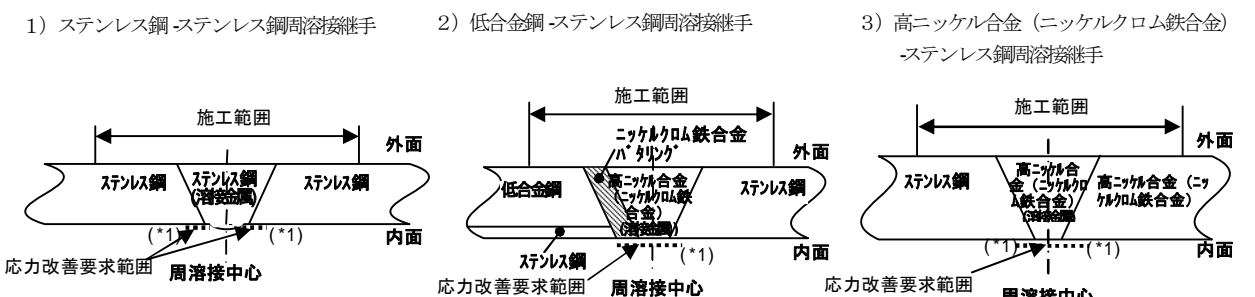


図6 L-SIP 適用範囲例

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 の発生の抑制効果が期待できる。

2. 具体的な保全対象箇所

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

3. 工法適用の条件

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

- 本工法を適用する範囲の設定
- 期待する応力改善効果の設定
- 施工要領確認試験の実施
- 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

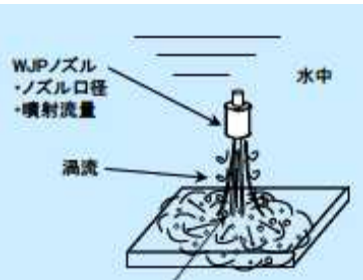
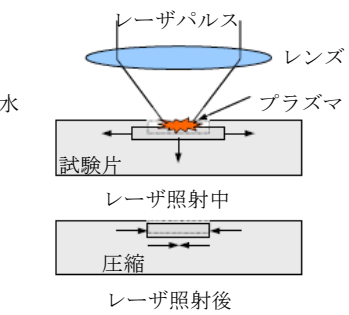
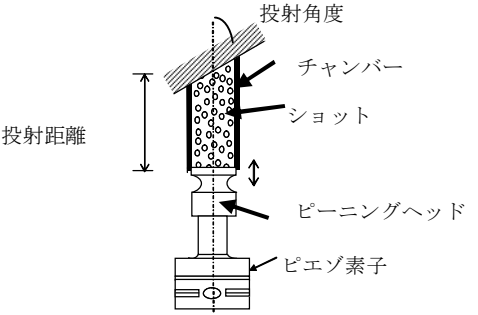
適用対象および工法毎に定めた以下の要求事項を確認すること。(表 1 参照)

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

5. 施工後の確認

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

表 1 各工法の説明

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

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。

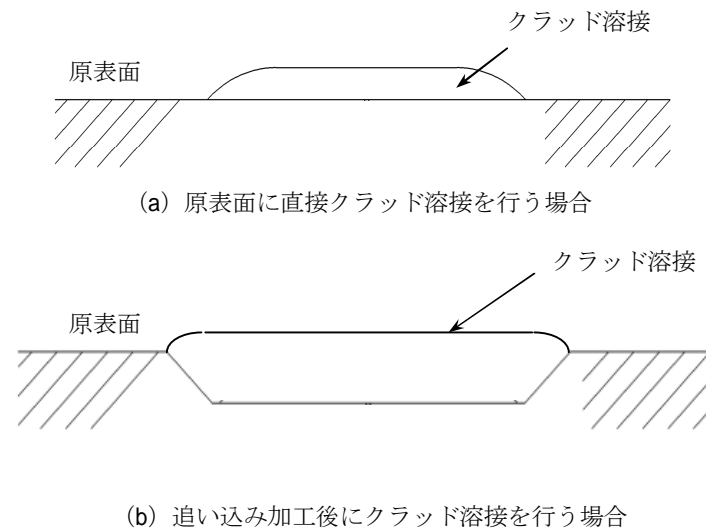


図1 水中レーザークラッド溶接工法概要

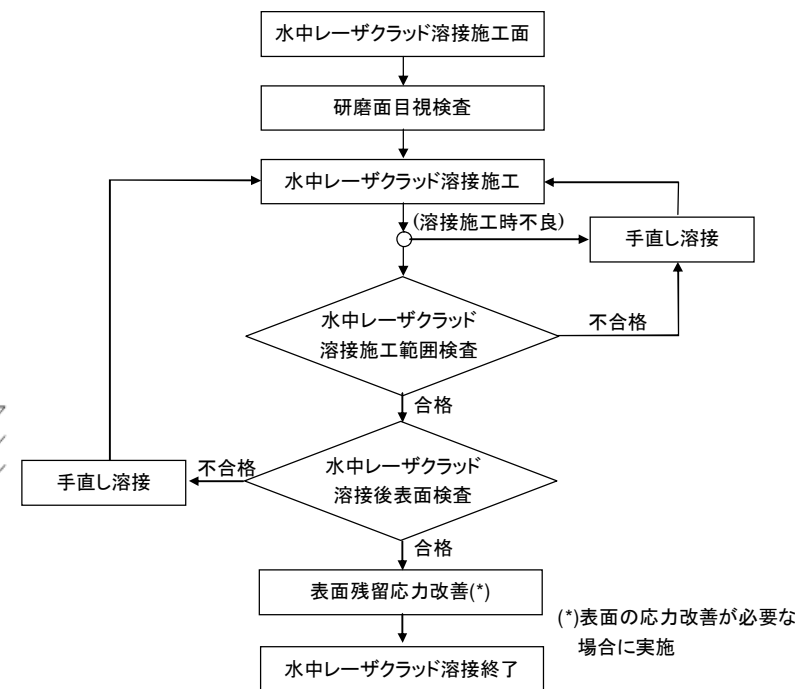


図2 水中レーザークラッド溶接施工ステップ

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 その他のき裂が無いこと。
- (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 その他によるき裂や、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

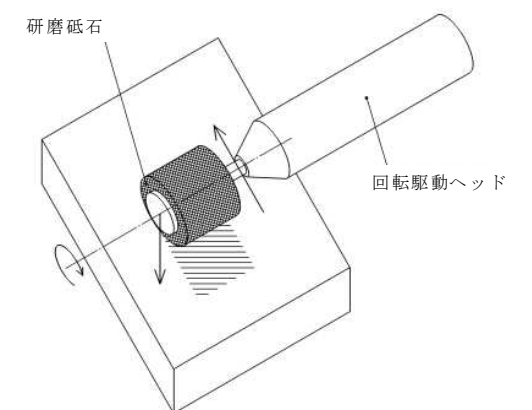
- ・ 本工法の施工により影響を受ける可能性がある施工対象部位については、施工前に影響を適切に評価すること。
- ・ 供用中の炉内機器を対象として施工する場合は、研磨砥石の砥粒等は、施工部またはその周辺に残存しても、施工部又は周辺機器に悪影響を及ぼさないことを事前に確認のこと。

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の概要

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及びその性能達成方法について明確化すべき事項、並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。

技術開発

開発主体者が新保全技術の性能目標を設定し、性能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）。

ガイドライン化

ガイドラインは、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。

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。

実機への適用

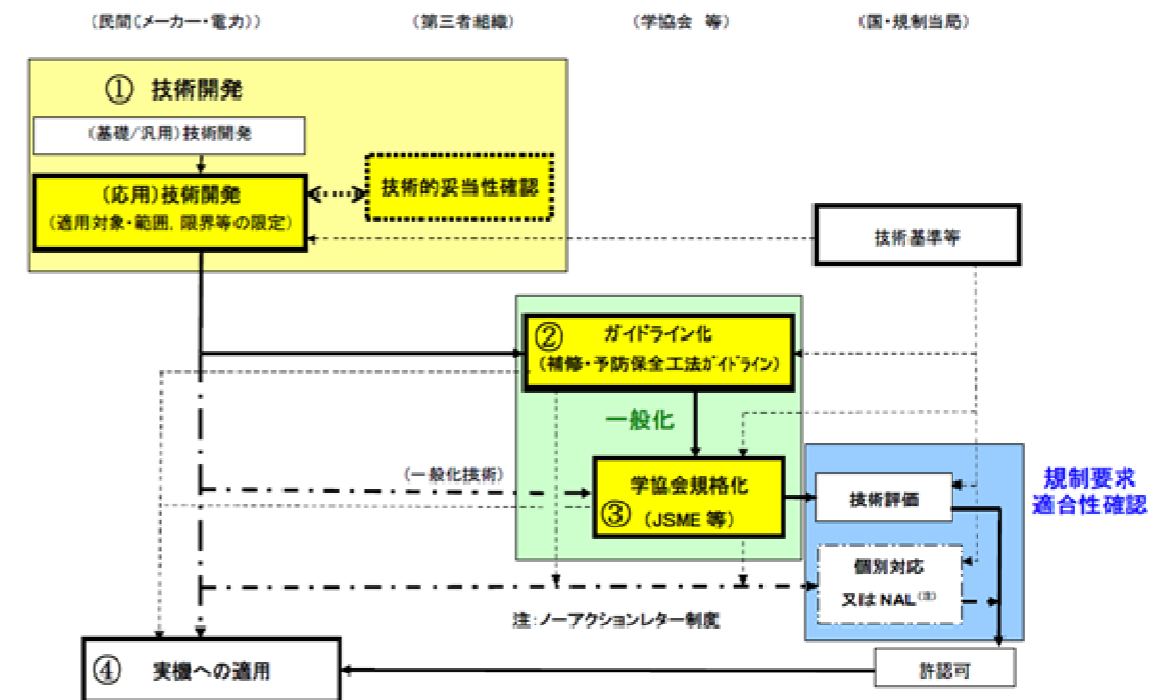
新保全技術の実機適用はそれぞれの事例について、技術開発等の情報、「補修・予防保全工法ガイドライン」に基づき行われる。必要な場合は、新保全技術が学協会規格（又は技術基準）に適合することが事業者により示される。

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



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。

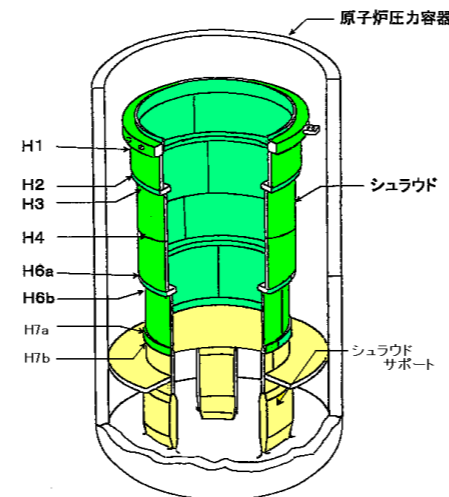


図1 シュラウドの構造

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。

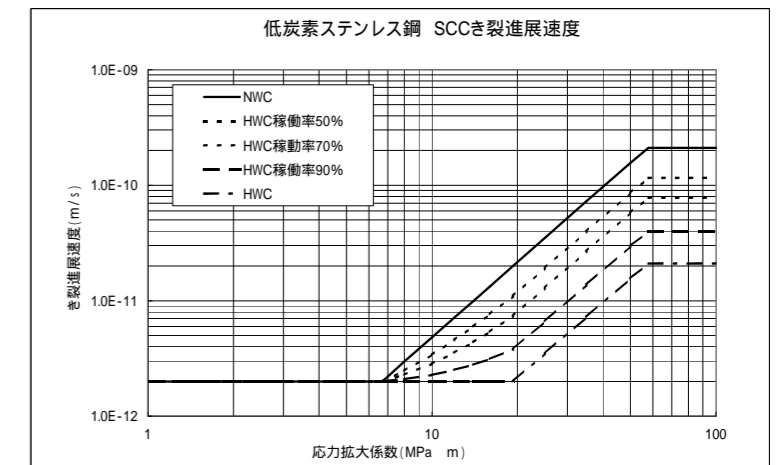


図2 亀裂進展速度線図（例）

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 μS/m、硫酸イオン (SO₄²⁻) 濃度 5pp、塩化物イオン (Cl⁻) 濃度 5ppb

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 -100mV_{SHE}、ニッケル合金溶接金属(182合金)に対しては -200mV_{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。

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。

実際のHWC稼働率 > 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。

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [ベアメタル目視試験] の概要

1. 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは、PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [クラス 1 容器 管台異材継手部] 及び [原子炉容器炉内計装筒] の点検手法の 1 つとなるベアメタル目視試験の具体的な要領を規定することを目的とする。

1.2 適用

本ガイドラインは、加圧水型軽水炉の耐圧部における 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部 (以下、地金) に適用する。ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

2. 試験対象

ベアメタル目視試験の対象部位は、耐圧部のうち、一次冷却水漏えいの原因となる劣化事象である PWSCC が想定される部位とする (図 2-1 参照)。

3. 試験の考え方

- (1) 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部を対象とする。
- (2) 保温材をはがして地金にほう酸の付着がないかを目視により確認することで、一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食の有無を確認する。
- (3) 漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食がある場合は、漏えい源を明確にすることで、異材継手からの漏えいを特定する。

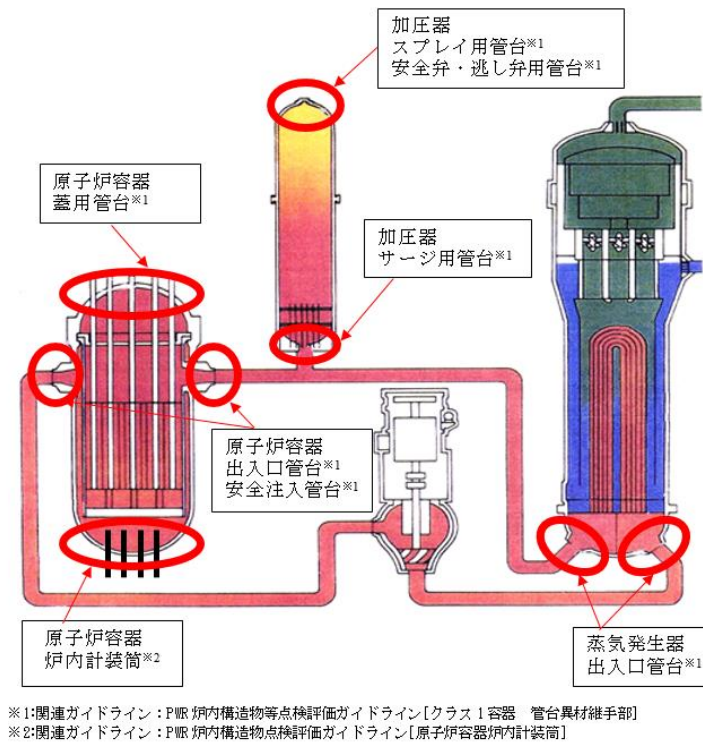
4. 試験手法

4.1 一般要求

一般要求として以下を規定する。

- ・ 試験対象の地金を目視で観察し、「評価対象状態*1」の有無を確認する。
- ・ ベアメタル目視試験は、試験対象の系統圧力を下げた状態で実施してもよい。
- ・ 通常時に保温材等で覆われており、地金を直接目視できない機器については、保温材等を取り外し、試験対象の地金を直接目視できる状態にする。ただし、ファイバースコープ等により保温材下の地金を遠隔目視できる場合は、保温材等を取り付けたまま試験してもよい。
- ・ 直接目視試験は、試験対象部から 1.2m 以下の距離で実施する。
- ・ 試験対象部は、表面において 18%中性灰色カード上の幅 0.8mm の黒線が識別できるか、又は 540 ルクス以上の明るさとなる環境とする。
- ・ 試験範囲は、可能な限り対象表面の 100%とする。
- ・ 「評価対象状態」が確認された場合は、その痕跡を保存した状態で、第 5 章の評価と第 6 章の処置を実施する。

※1 「評価対象状態」とは、目視点検中において観察される状態であって、補足試験、是正処置、補修/取替、又は評価を必要とするもの。本ガイドラインにおいては、具体的には、ほう酸腐食、ほう酸付着物、変色等の 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手からの漏えいが疑われる状態を示す。



※1:関連ガイドライン:PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[クラス 1 容器 管台異材継手部]
 ※2:関連ガイドライン: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]

図 2-1 ベアメタル目視試験の対象部位

4.2 試験員への要求

試験員は、VT-2 及び VT-3 を実施する技量を有する者であることに加え、過去の海外事例等をもとに、異材継手からの漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食を検出するための教育訓練を受けている者とする。

5. 試験結果の評価

地金の目視確認による試験の結果、「評価対象状態」が認められた場合は、以下を留意し、評価を実施する。

- ・ 評価に先立って、「評価対象状態」を写真等により記録する。
- ・ 「評価対象状態」のうち、ほう酸水の析出物等に対して、漏えい源の特定、及びその証拠の取得が完了するまでは、ほう酸水による析出物等が除去されるような清掃をしてはならない。
- ・ 「評価対象状態」がほう酸水により生じたものであるか評価する。
- ・ 「評価対象状態」がほう酸水によるものと評価された場合、ほう酸水の発生源を特定する。
- ・ 「評価対象状態」が試験対象の異材継手周辺に存在する場合は、他の発生源からの漏えい起因することが明確であっても、異材継手からも漏えいしている可能性を考慮し、異材継手からの漏えいの有無を確認する。

6. 処置

「評価対象状態」の評価結果に応じて、以下の処置を実施する。

(1) 漏えい源が異材継手であると評価された場合

- ・ 異材継手で PWSCC が発生している可能性があることから、内面又は外面からの体積検査 (UT) により異材継手における亀裂の有無を確認する。幾何学的形状等により UT が適用できない部位については、UT の代わりに、表面検査 (PT 又は ECT) を実施してもよい。
- ・ 異材継手に亀裂が認められた場合は、その亀裂の大きさ、形、方向を記録する。
- ・ 見つかった亀裂に対して、亀裂進展評価及び破壊評価による構造健全性の評価を行う。
- ・ ほう酸腐食による減肉が認められた場合は、正確な腐食量 (残肉厚) を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、一次冷却水の漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。
- ・ 亀裂、又は JSME 発電用設備規格維持規格評価章 EB-1200 判定基準の EB-1220 目視試験により構造健全性に影響を与える恐れがあると判定された腐食に対し、補修又は取替えを行う。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・ 「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

(2) 漏えい源が異材継手でないと評価された場合

- ・ 漏えい発生源となっている部位の補修、取替又は是正処置を実施する。
- ・ 「評価対象状態」を清掃した後に、再度目視試験を実施する。
- ・ 耐圧部にほう酸腐食による減肉が認められる場合は、腐食量 (残肉厚) を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。
- ・ 腐食による減肉によって構造健全性を維持できない場合は、補修又は取替えにより構造健全性に対する要求を満足する状態に復旧する。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・ 「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

炉内構造物点検評価ガイドライン[遠隔目視試験]の概要

1. 目的と適用範囲

本ガイドラインは、原子力発電所における炉内構造物の供用期間中に発生の可能性のある機器表面の摩耗、亀裂、腐食、浸食等の異常を検出するために適用する遠隔目視試験の標準要領を示すことを目的とする。

適用範囲は炉内構造物点検評価ガイドライン（BWR 及び PWR）に規定する炉内構造物の MVT-1 試験の範囲とする。

2. 適用の条件

2.1 試験評価員及び試験員

試験評価員及び試験員は目視試験の方法、試験対象機器に応じた試験機材の操作方法、試験対象機器の特徴・損傷事例等に関する教育や社内認定を受けている者とする。

2.2 試験機材

表 1 の条件を満たす試験機材を使用する。

表 1 試験機材と満たすべき条件

試験機材	満たすべき条件
水中カメラ	検出対象に対して十分な解像度を有するカメラを使用する。
カメラ付属照明／補助照明	光量調整機能を有する照明を使用する。また、必要に応じてカメラ付属照明と補助照明のどちらかもしくは両方を使用する。
モニタ	カメラとの組み合わせで検出対象に対して十分な解像度を有するモニタを用いる。
記録装置	カメラとの組み合わせで検出対象に対して十分な解像度を有する記録装置を用いる。

3. 試験方法

3.1 試験準備

(1)解像度確認

カメラシステムについて、異常が無く、有効な試験を行える明るさ・コントラスト・感度であることを確認するため、試験の前に 0.025mm 幅のワイヤの識別に加え、1.1mm 高さのアルファベット文字群中の a,c,e,o 等、上下に飛び出しのない文字を正しく読み取れることを確認する。

(2)クラッド等のクリーニング

クラッド等の汚れにより試験対象面が適切に評価できる画像を得ることができない場合は試験対象面のクリーニングを行う。

3.2 試験

(1)カメラ条件・照明条件の設定

カメラおよび照明については、表 2 に示す条件を満たすように設定する。

表 2 試験時に満たすべきカメラ・照明についての条件

設定項目	満たすべき条件
カメラ-対象間距離	試験時のカメラ-対象間距離は、解像度確認を実施した距離以内とする。
カメラ-対象間角度	試験時のカメラ-対象間角度は、カメラや装置のアクセス性を検討の上、可能な限り 0°（正対）から±30°の範囲とする。
ピント	調整はオートでも手動でも可。有効視野はピントが合っている範囲とする。
カメラ走査速度	カメラを走査しながら試験する場合、走査速度は 12mm/s 以下とする。
照明条件の調整	白とびや黒つぶれが発生しないように、照明の位置や光量を調整する。

(2)試験環境の影響確認

以下の a～e の影響を考慮し、試験対象面を適切に評価できる画像が得られていることを適宜確認しながら試験を実施する。

- a. クラッド等による試験対象面の汚れ
- b. 放射線の影響
- c. 炉水の濁り・浮遊物
- d. 炉水的水流
- e. その他の影響因子

(3)観察

観察は試験評価員を含む 2 人以上の試験員または試験評価員で実施し、少なくとも 1 人の試験員・試験評価員は、ライブ映像により観察を行う。

(4)疑義の詳細確認

試験中に摩耗、亀裂、腐食、浸食等の異常と疑われる箇所が認められた場合、以下の手法を参考に可能な限り詳細確認する。

- a. カメラ-対象間距離の調整
- b. カメラ-対象間角度の調整
- c. カメラ走査速度の低速化
- d. 手動でのピント調整
- e. ズームの使用
- f. 照明位置・光量の変更等

3.3 試験後の解像度確認

試験後に 3.1 項に従い解像度確認を行う

3.4 再試験

試験手順に不備があることが判明した場合及び試験後の解像度確認に失敗した場合は再試験とする。

4. 試験記録

水中カメラの映像を録画し録画した画像から以下の記録を作成する。

- (1) 解像度確認記録
- (2) 試験記録

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[シンプルチューブ]の概要

1. 基本的な考え方

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）のシンプルチューブに想定される減肉に対し、点検、評価及び予防保全等の指針を示すものである。シンプルチューブの機能、想定劣化事象は次の通り。

- シンプルチューブの機能：中性子検出器の案内
- 想定劣化事象：シンプルチューブの流動振動による摩耗減肉（図 1）

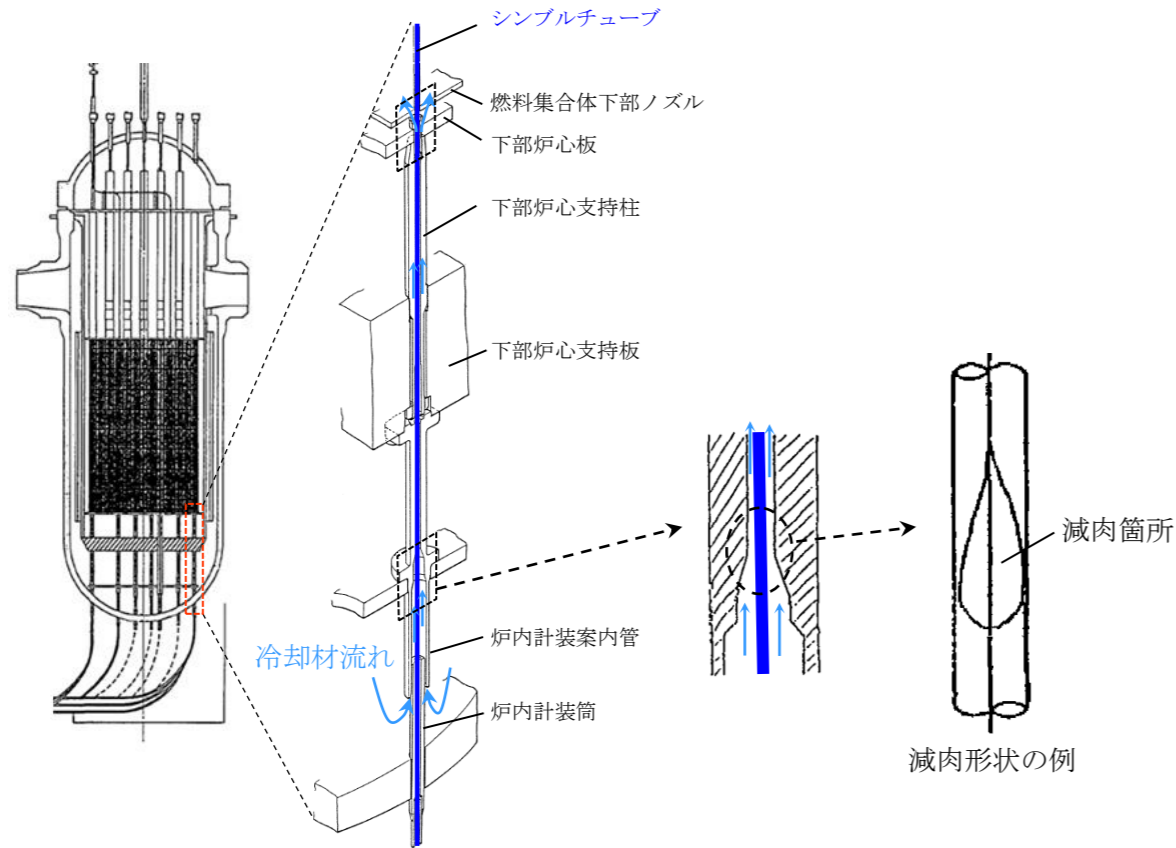


図 1 シンプルチューブの流動振動による摩耗減肉

2. 点検及び評価

2.1 点検対象

点検対象は、シンプルチューブの減肉深さとする。点検範囲は、シンプルチューブ全長とする。点検対象本数は、シンプルチューブ全数とする。

2.2 点検方法

点検方法は、シンプルチューブ内にプローブを通過させる内挿型の ECT（渦電流探傷試験）とする。

2.3 点検時期

点検は、表 1 に示すプラント運転時間を目途に実施する。なお、運転開始後初めての点検を実施するプラントは、運転開始後から表 1 に示す時間の経過時を目途に点検を実施する。

表 1 プラントグループごとの点検周期

Gr.	プラント	半径隙間 ^{※1} (mm)	点検周期 ^{※2}
1	高浜 1/2 号機	3.1	3 万時間
2	川内 1/2 号機 高浜 3/4 号機 敦賀 2 号機	2.0	4 万時間
3	泊 1/2 号機	0.9	6.2 万時間
	伊方 3 号機		
	大飯 3/4 号機		
	玄海 3/4 号機		
	美浜 3 号機		
	泊 3 号機 ^{※3}	0.5	

※1: シンプルチューブと炉内計装案内管の間の半径隙間

※2: 減肉予想曲線において、取替基準から処置基準に至るまでの時間として設定（例：図 2）

※3: 泊 3 号機は半径隙間が小さく、減肉進行は比較的緩やかと考えられるが、本ガイドライン制定時点において点検実績がないため、グループ 3 の点検周期とする。今後の点検結果に応じて、点検周期を見直すことも可能と考えられる。

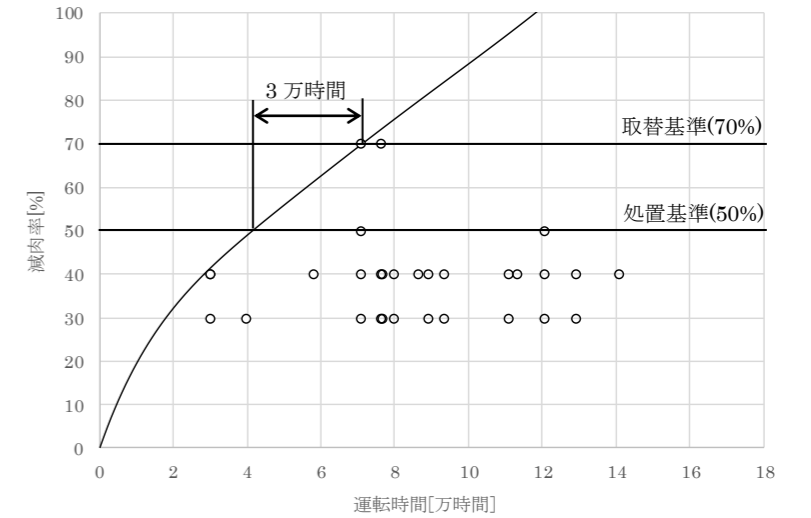


図 2 減肉予想曲線の例(プラントグループ 1)

2.4 評価

ECT の結果、シンプルチューブの減肉率（肉厚に対する減肉深さの割合）が 50%未満の場合は、次回点検時期まで継続使用することができる。シンプルチューブの減肉率が 50%以上の場合には位置ずらし、70%以上の場合には原則として取替えを実施する。なお、確認された減肉率が 70%以上で取替えを実施できない場合において、次回の点検までシンプルチューブの機能が維持できることを評価等により確認できれば、継続使用することができる。

3. 予防保全及び補修

ECT の結果に応じて以下の対応を行う。

- 減肉率 50%以上：位置ずらし
- 減肉率 70%以上：取替え

シンプルチューブの点検、評価及び予防保全のフローを図 3 に示す。

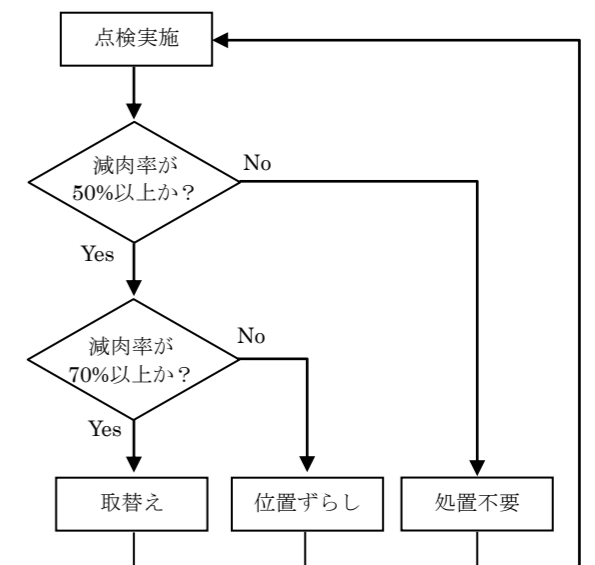


図 3 点検・評価フロー

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[制御棒クラスタ案内管 支持ピン回り止めピン]の概要

1. 基本的な考え方

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）の「隙間ばめ型」の支持ピンの回り止めピン(図1)に想定される摩耗に対し、点検、評価及び予防保全等の指針を示すものである。支持ピンと回り止めピンの機能、想定劣化事象は次のとおり。

- 支持ピンの機能：制御棒クラスタ案内管（GT）を上部炉心板に対して水平方向に位置決め
- 回り止めピンの機能：支持ピン本体とナットを回り止め
- 想定劣化事象：回り止めピンの流動振動による摩耗

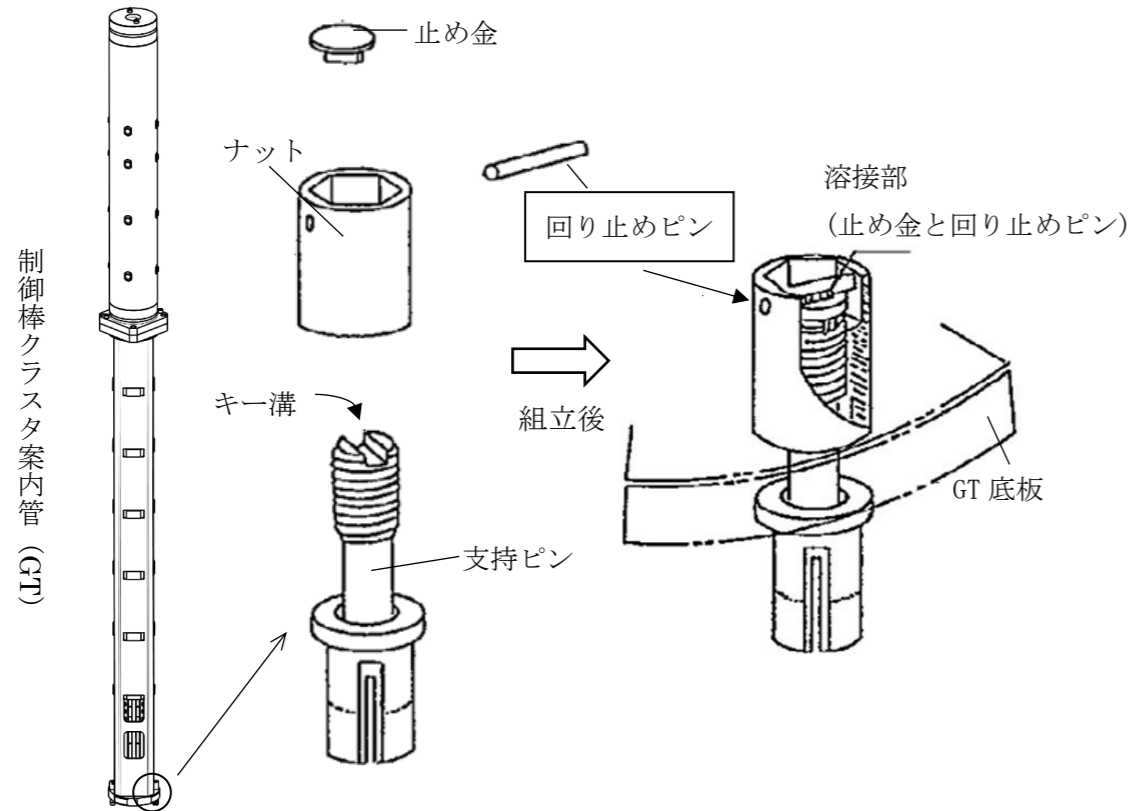


図1 支持ピンと回り止めピン概略図

2. 点検及び評価

2.1 点検対象

点検対象は、「隙間ばめ型」の支持ピンの回り止めピンとする。点検対象本数は、回り止めピン全数とする。

2.2 点検方法

点検方法は、目視による摩耗の有無やナットのピン穴からの回り止めピンの突き出し代の確認とする。

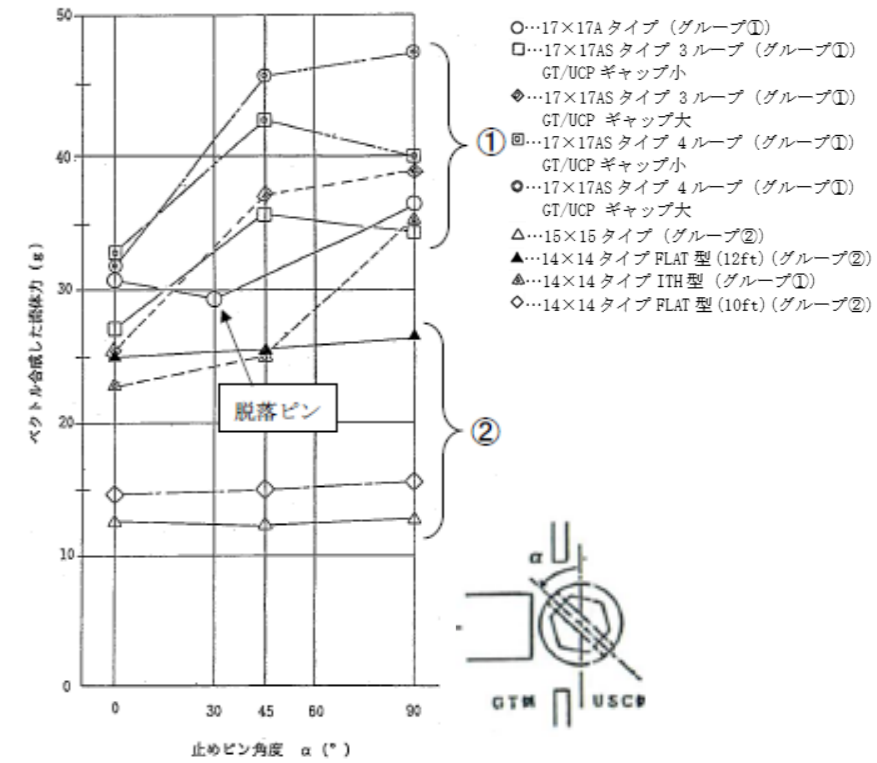
2.3 点検時期

点検は、表1に示すプラント運転時間を目途に実施する。なお、プラントグループは支持ピンに作用する1次冷却材の流体力の大小(図2)で分けられている。

表1 プラントグループごとの点検周期

グループ	プラント	点検周期*
①	川内1号機 川内2号機 高浜3号機 高浜4号機 敦賀2号機 大飯3号機 大飯4号機 泊1号機 泊2号機	3万時間
②	高浜1号機 高浜2号機	5万時間
点検対象外	伊方3号機 玄海3号機 玄海4号機 泊3号機 美浜3号機	—

※これまでの点検周期を基に規定されている。
 プラントグループ①：3サイクル以内に1回
 プラントグループ②：5サイクル以内に1回



グループ①：流体力が脱落事象の発生したプラントと同等か、それより大きい
 グループ②：流体力が脱落事象の発生したプラントよりも小さい

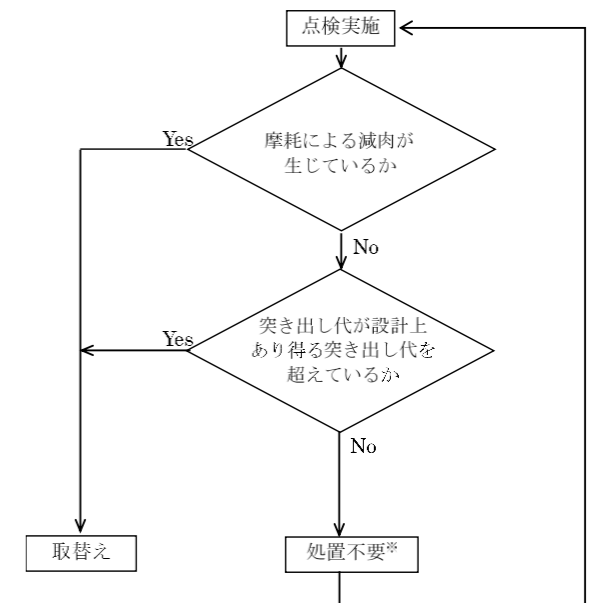
図2 流体力測定試験

3. 予防保全及び補修

点検の結果、摩耗により回り止めピンが減肉している、又は回り止めピンのピン穴からの突き出し代が設計上あり得る突き出し代を超えている場合、当該回り止めピンを支持ピンごと一式取替える。

回り止めピンの点検、評価及び予防保全のフローを図3に示す。

また、「冷やしばめ型」や「かしめ型」の支持ピンは回り止めピンの摩耗の懸念がないことから、予防保全として、支持ピン全数を回り止めピンの摩耗の懸念のない型式に取替えることで、回り止めピンの摩耗、脱落のリスクを抜本的に排除することが出来る。



※予防保全として取替えを行ってもよい(例えば、前回点検時から突き出し代が変化しており、回り止めピンが動いていることが確認できる場合など)

図3 回り止めピンの点検、評価及び予防保全のフロー

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[原子炉容器蓋用管台サーマルスリーブ]の概要

1. 基本的な考え方

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）のサーマルスリーブ（図 1）に想定される摩耗に対し、点検、評価及び予防保全等の指針を示すものである。サーマルスリーブの機能、想定劣化事象は次の通り。

- サーマルスリーブの機能：制御棒駆動軸の案内、炉内の 1 次冷却材流れに対する制御棒駆動軸の保護、蓋用管台に対する熱遮蔽（蓋用管台内への 1 次冷却材流入抑制、熱応力緩和）
- 想定劣化事象：流動振動によるサーマルスリーブフランジ部の摩耗（以後、フランジ摩耗と称す）

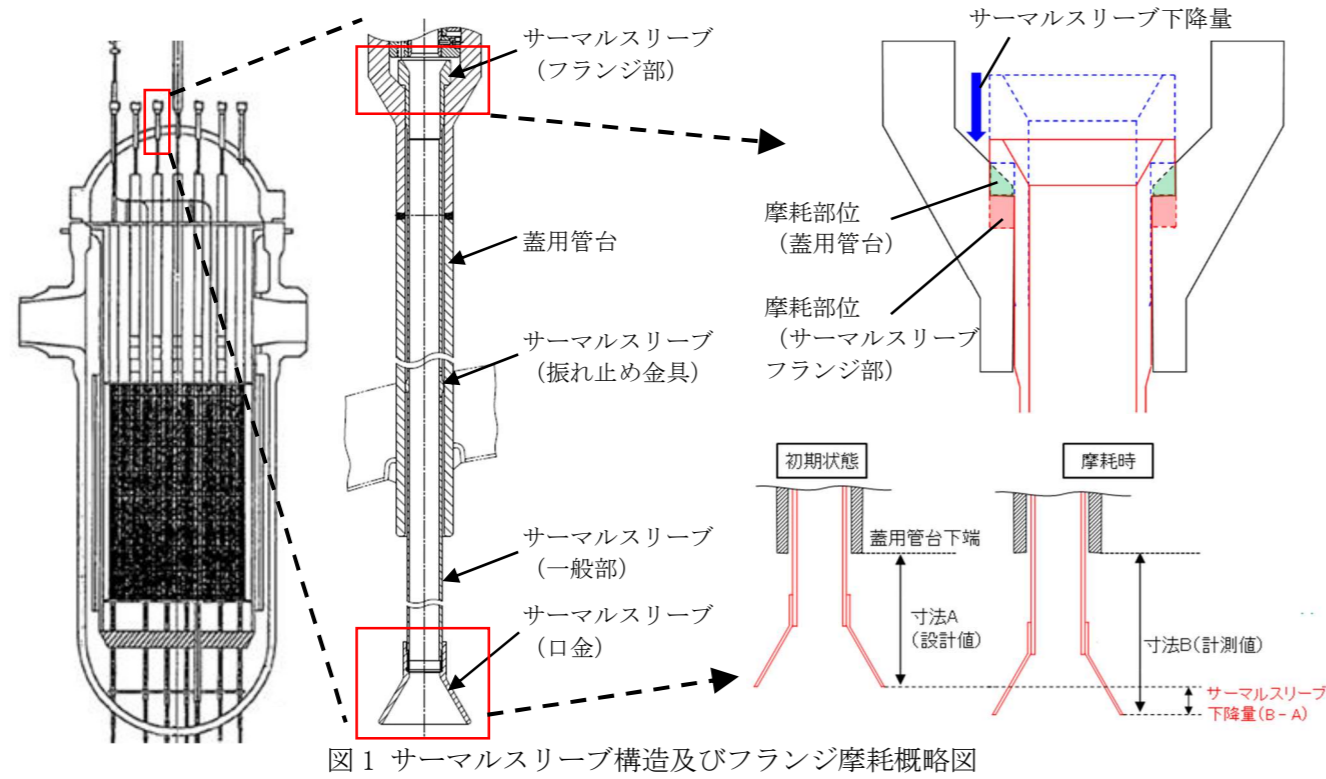


図 1 サーマルスリーブ構造及びフランジ摩耗概略図

2. 点検及び評価

2.1 点検対象

点検対象は、サーマルスリーブフランジ部とし、サーマルスリーブ下降量を計測する。点検対象本数は、サーマルスリーブ全数とする。

2.2 点検方法

点検方法は、蓋用管台下端からサーマルスリーブ口金下端までの寸法を計測し（図 1）、サーマルスリーブ下降量を特定できる方法とする。

2.3 点検時期

点検時期は、点検結果を基に予測したサーマルスリーブ下降量（図 2）が、サーマルスリーブフランジ部が破断するサーマルスリーブ下降量から定めた管理基準（管理下降量）に達すると予測される時期までに行う。なお、頂部バイパス流量に応じてプラントをグループ化したうえで、グループ毎にフランジ摩耗を管理する（表 1）。

表 1 プラントのグループ化

Gr.	プラント	頂部バイパス流量
1	大飯 3/4 号機	1.6%
	玄海 3/4 号機	
	敦賀 2 号機	
2	高浜 3/4 号機	0.7%
	伊方 3 号機	
	川内 1/2 号機	
	泊 3 号機	
	美浜 3 号機	
高浜 1/2 号機	0.2%	
泊 1/2 号機		0.4%~0.9%

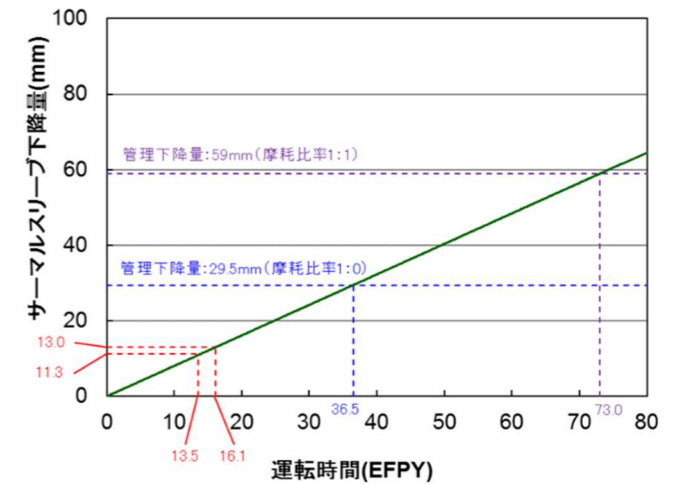


図 2 プラントグループ 1 の摩耗進行予測

2.4 評価

点検の結果、次回点検までの摩耗進行予測が管理下降量以下になるように点検周期を設定できる場合は、次回点検まで継続使用することができる。

次回点検までの摩耗進行予測が管理下降量以下となるよう点検周期を設定できない場合は、試験的手法又は解析等の詳細評価を行い、次回点検までサーマルスリーブの機能が維持できることを示すか、当該サーマルスリーブの取替え又は予防保全を実施する。

3. 予防保全及び取替え

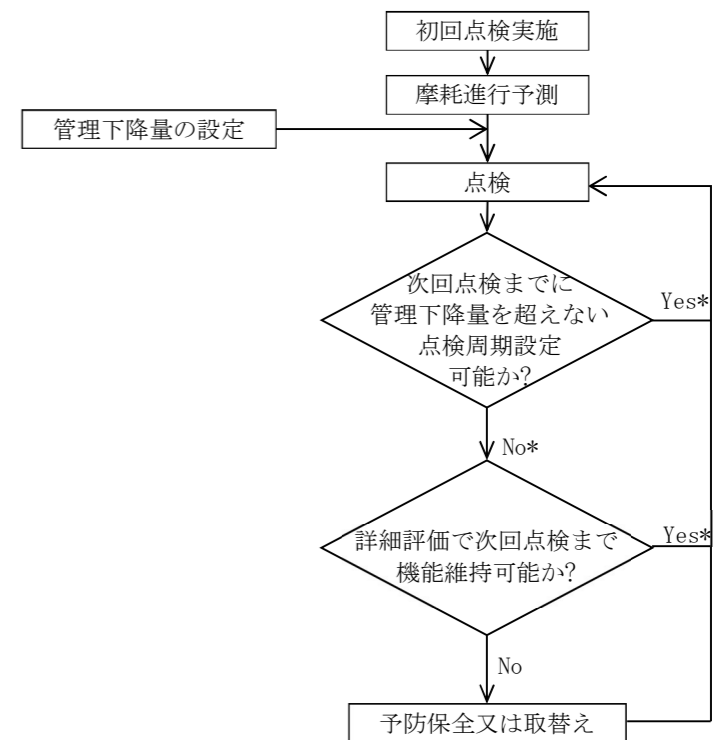
摩耗進行が管理下降量に達する前に、以下の予防保全又は取替えを実施する。サーマルスリーブの点検、評価及び予防保全のフローを図 3 に示す。

(1) 予防保全

サーマルスリーブを蓋用管台に対して固定し、摩耗進行を防止する。

(2) 取替え

サーマルスリーブ単体、若しくはサーマルスリーブを含めた原子炉容器上蓋を取替える。取替え後の点検周期は、取替え後のサーマルスリーブの仕様に基づいて定める。



*予防保全又は取替えを選択することも可能

図 3 サーマルスリーブの点検、評価及び予防保全のフロー

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。

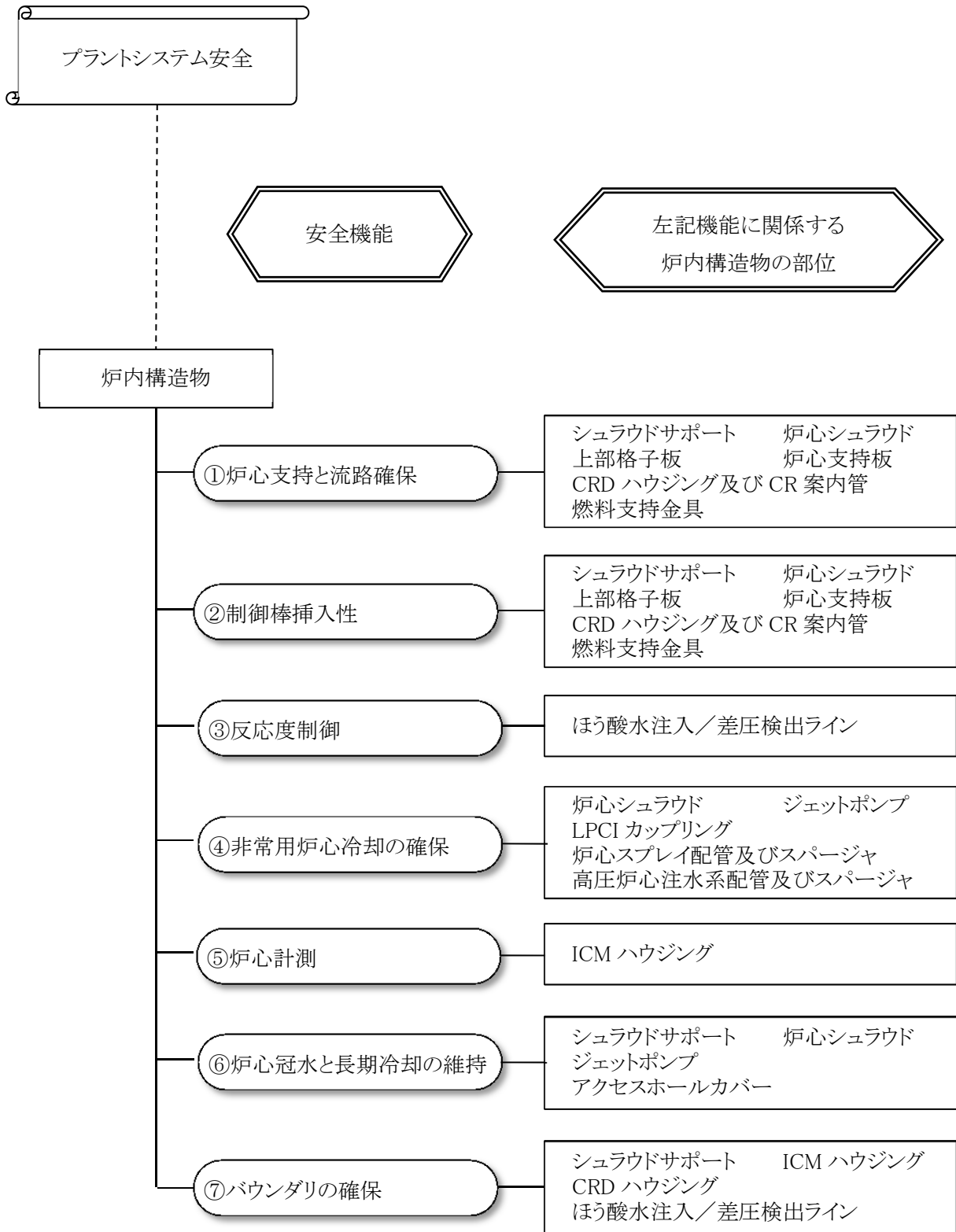


図-1 BWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品

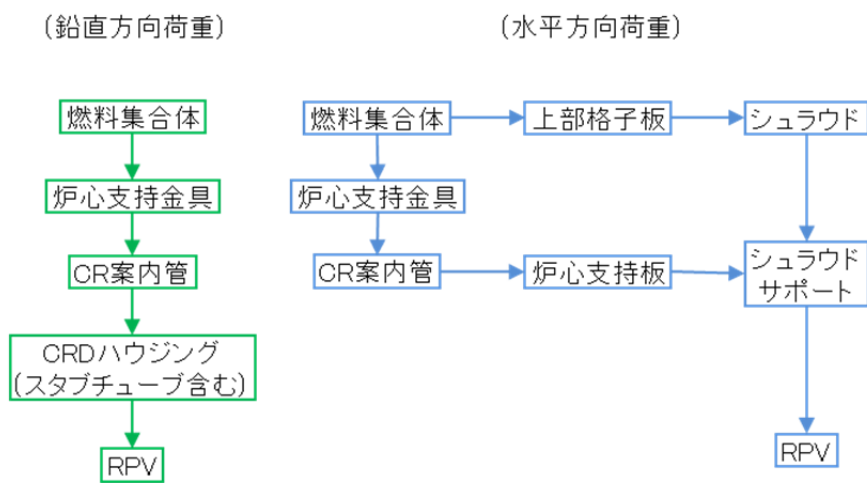
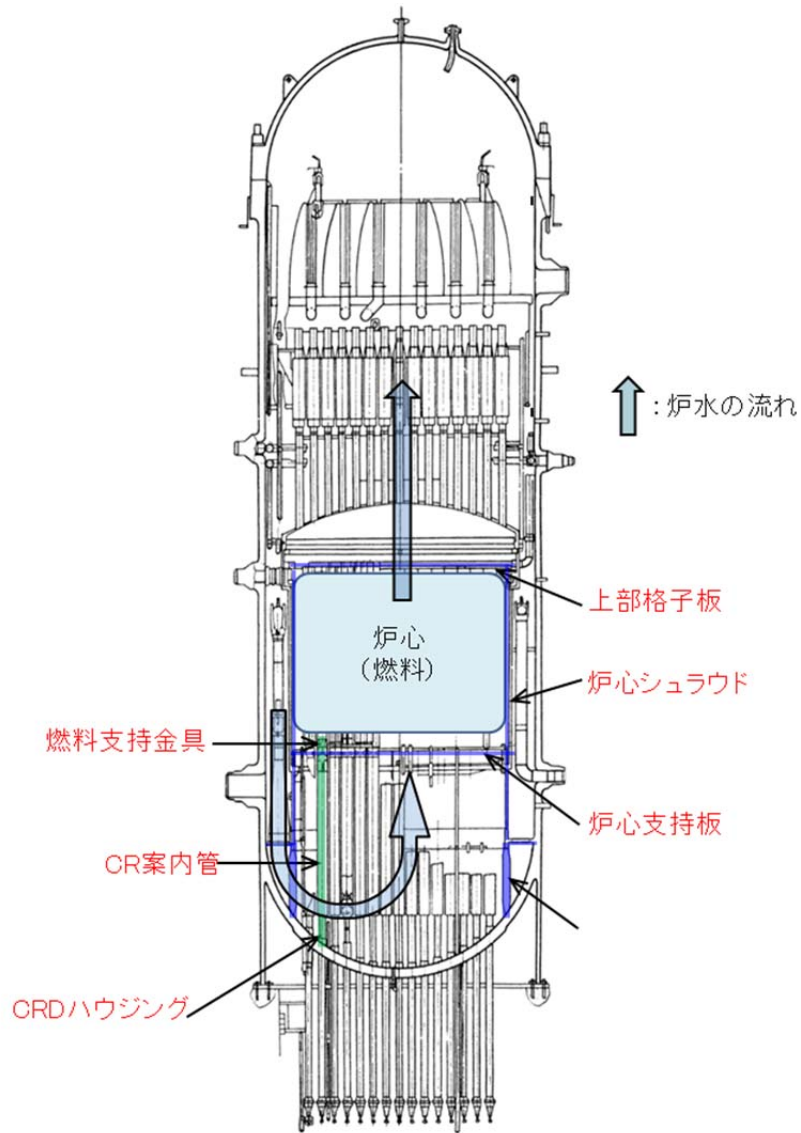


図-2 「炉心支持と流路確保」機能に関連する機器・部品

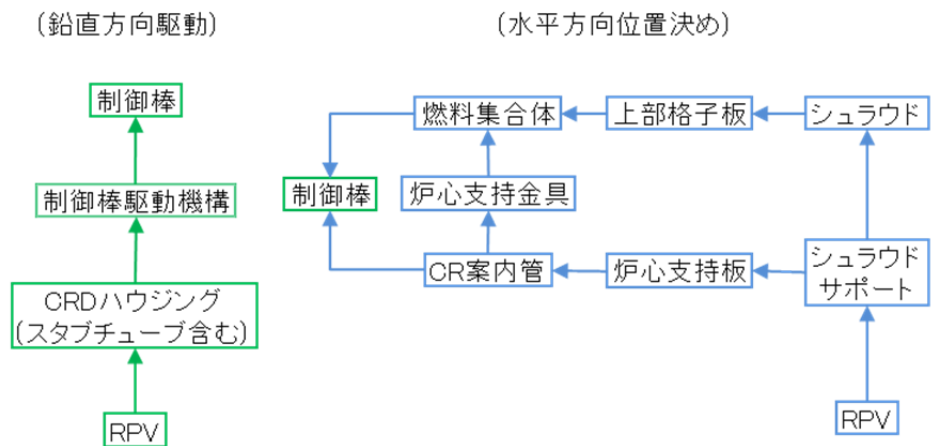
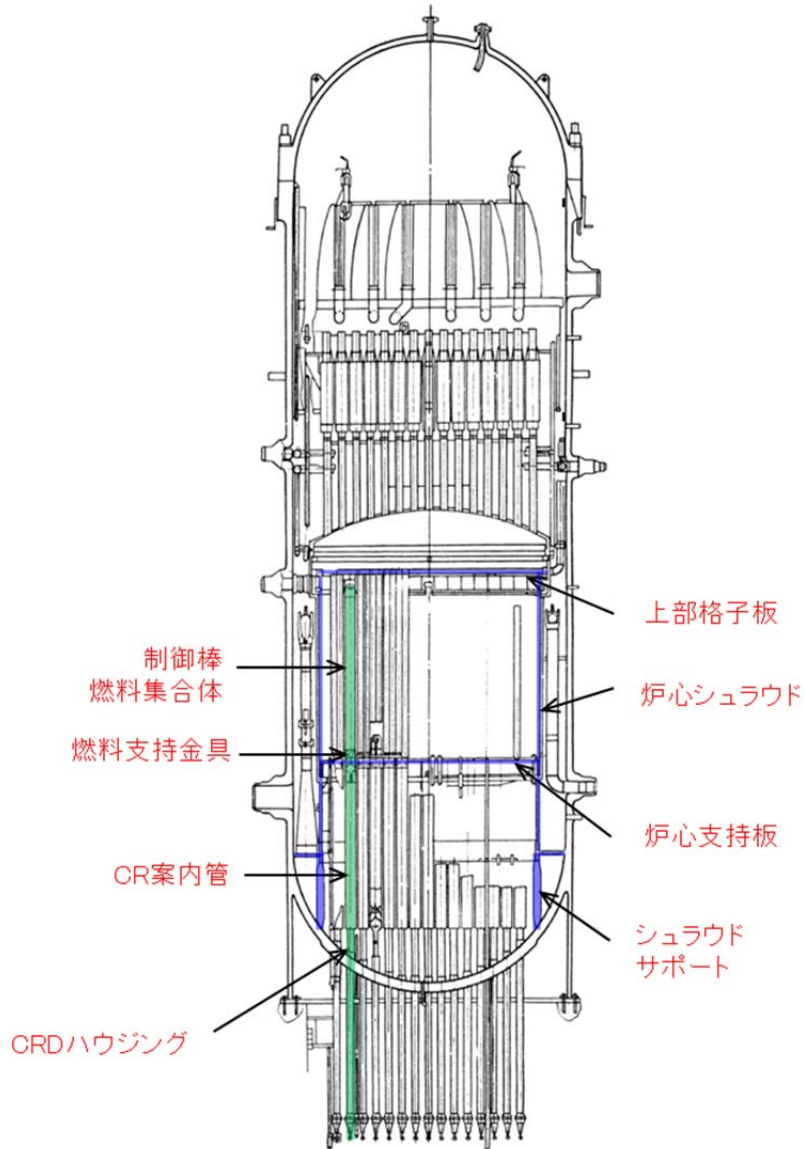


図-3 「制御棒挿入性」機能に関する機器・部品

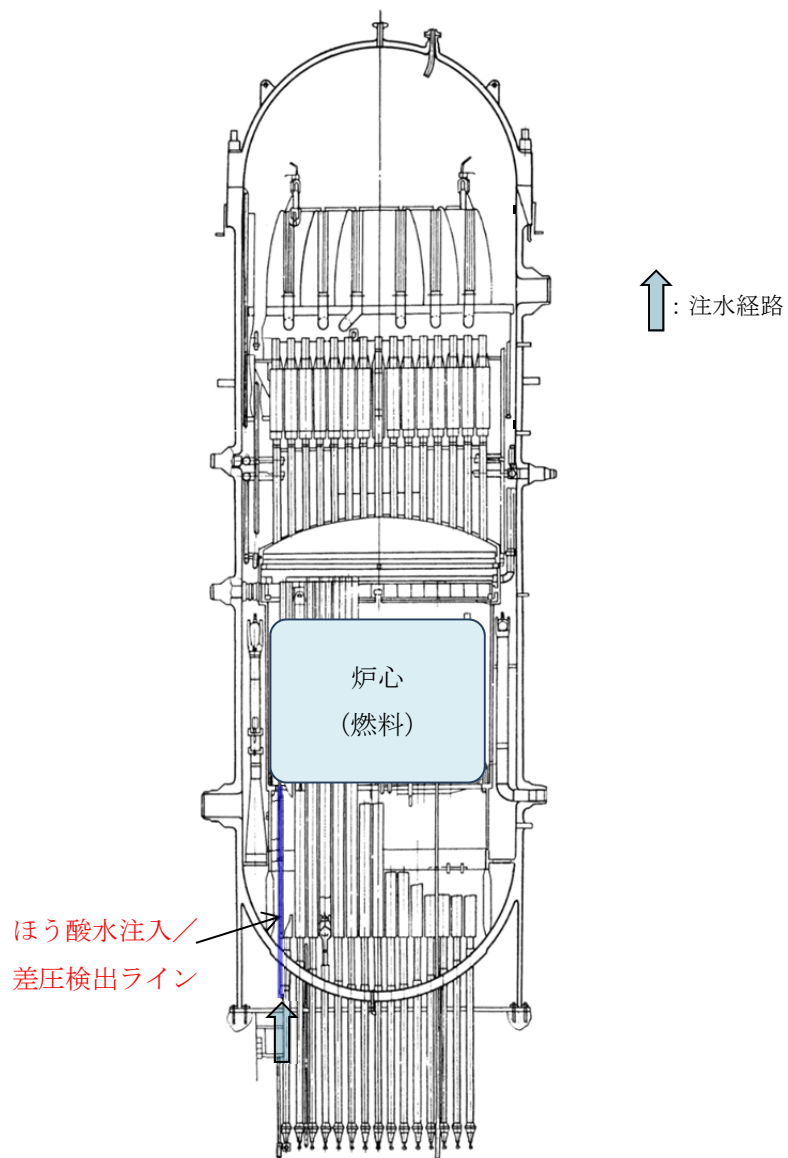


図-4 「反応度制御」機能に関連する機器・部品

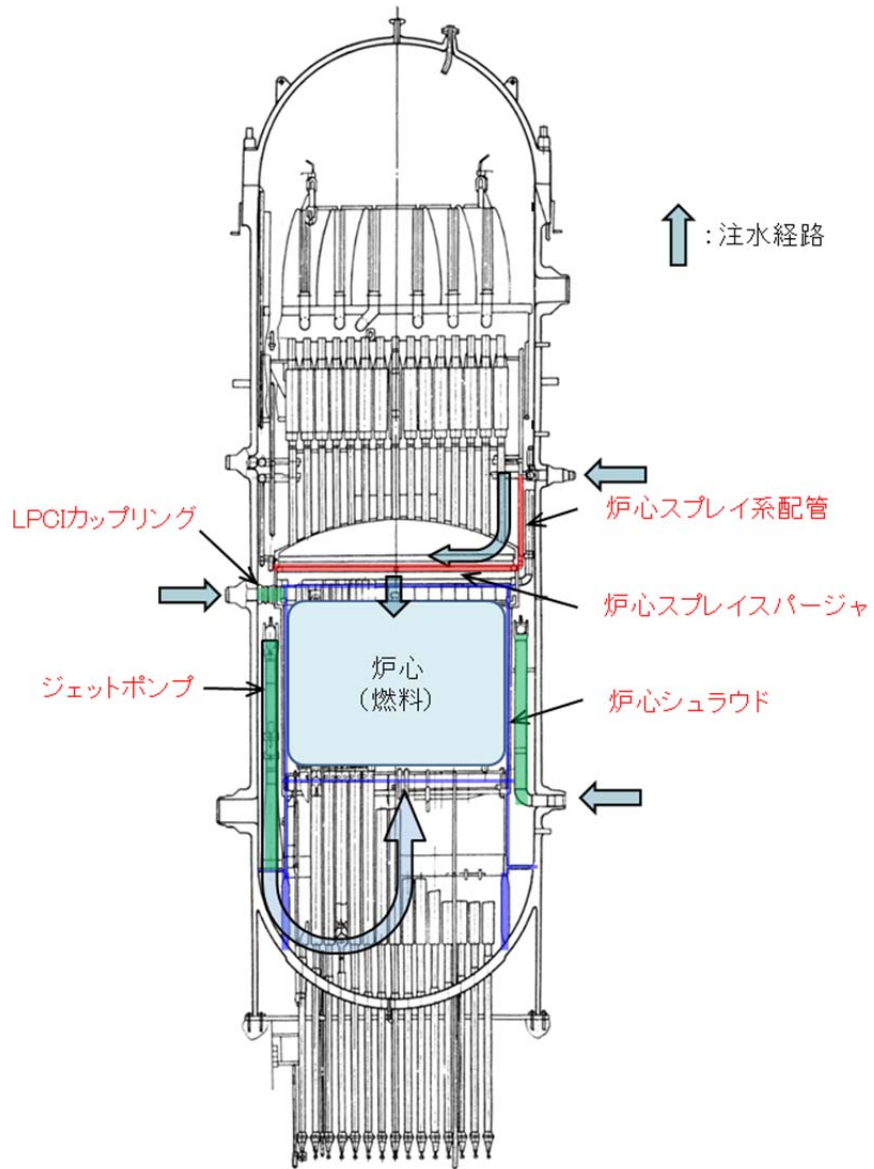


図-5 「非常用炉心冷却の確保」機能に関連する機器・部品

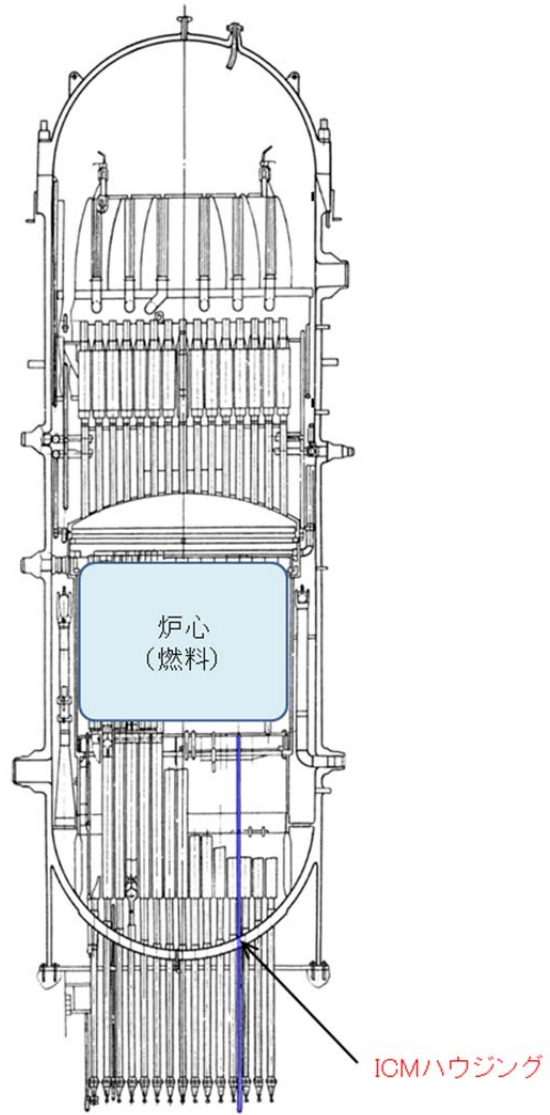


図-6 「炉心計測」機能に関連する機器・部品

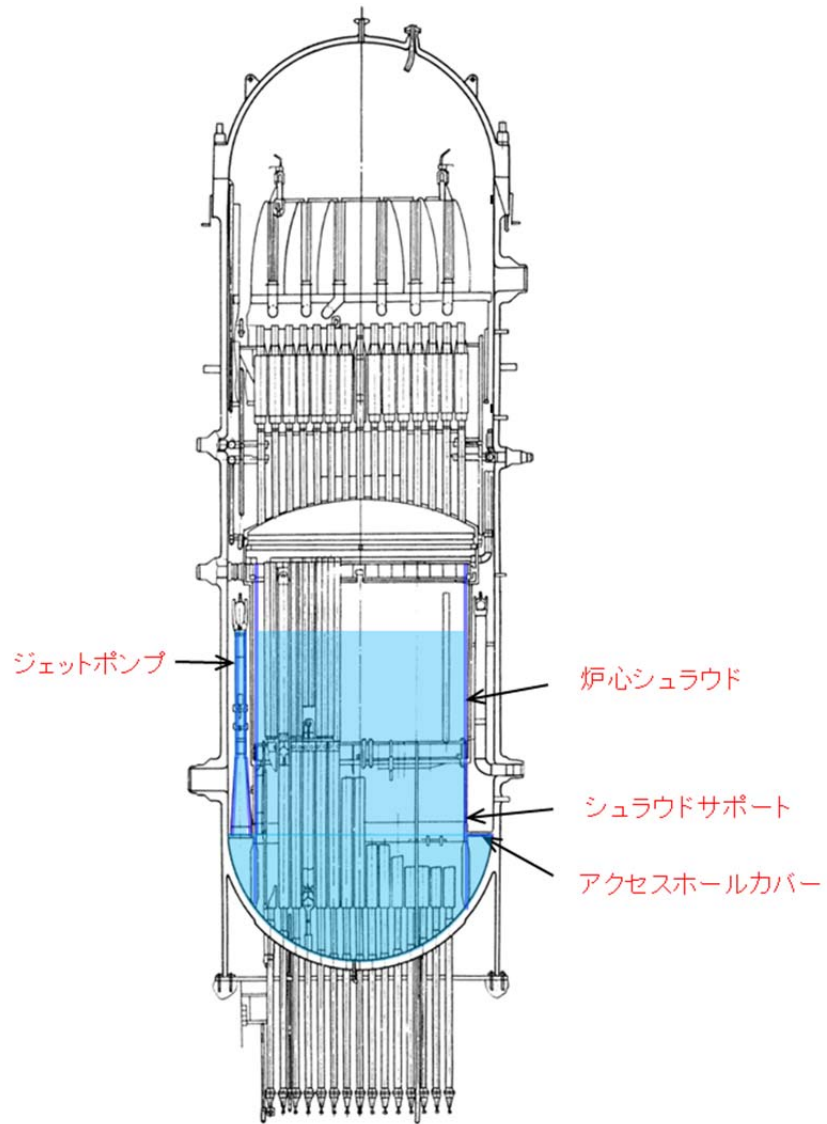


図-7 「炉心冠水と長期冷却の維持」機能に関連する機器・部品

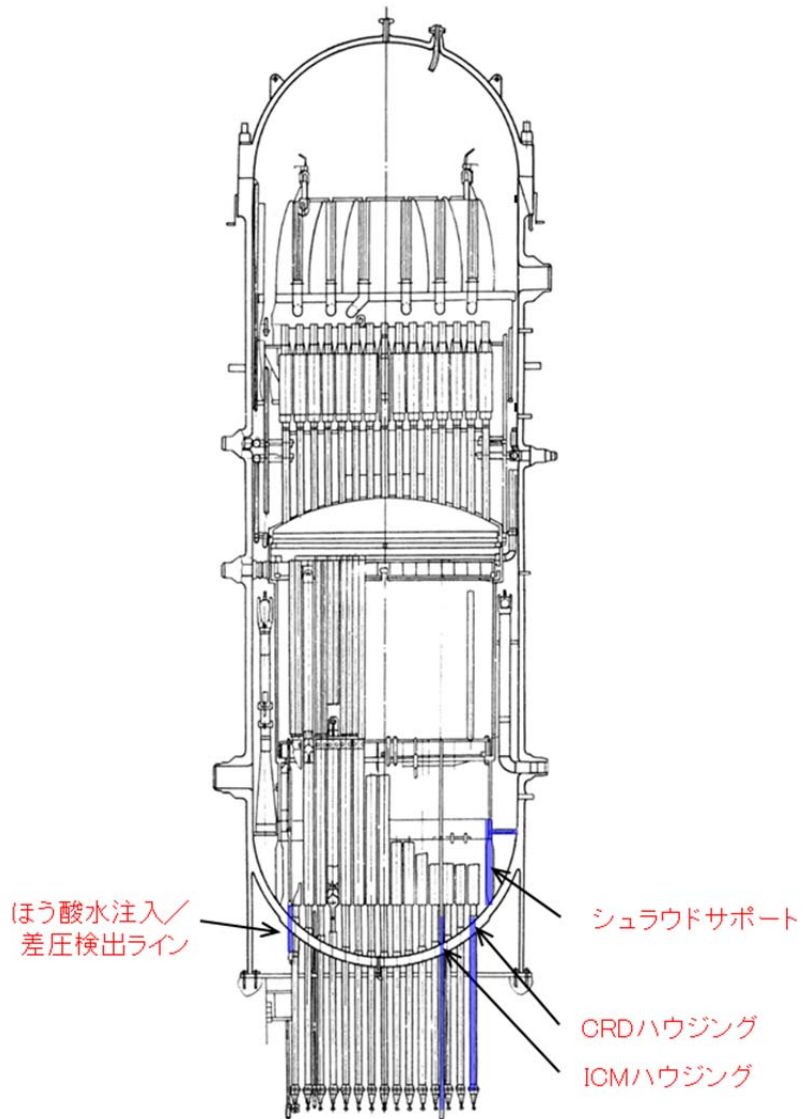
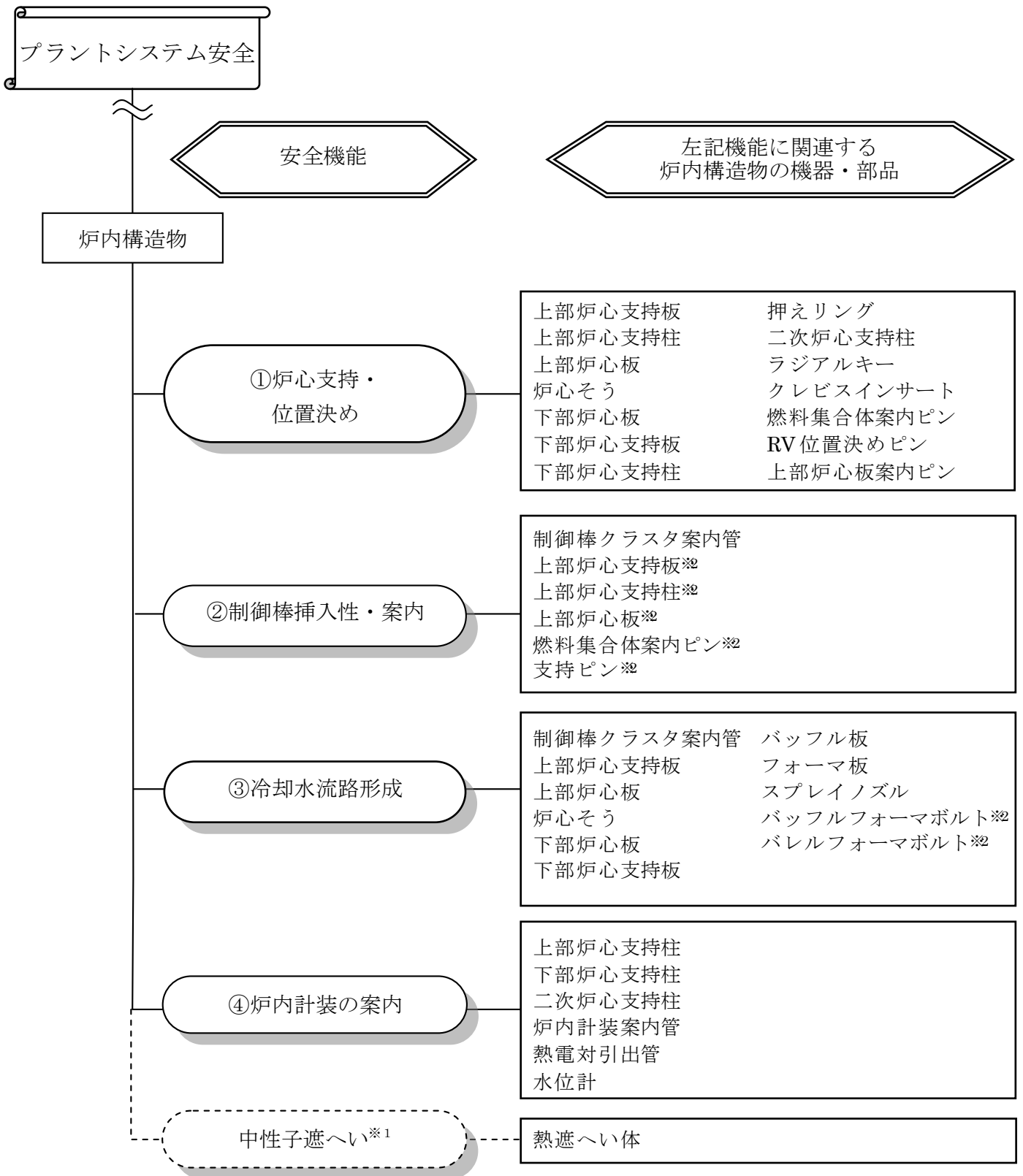


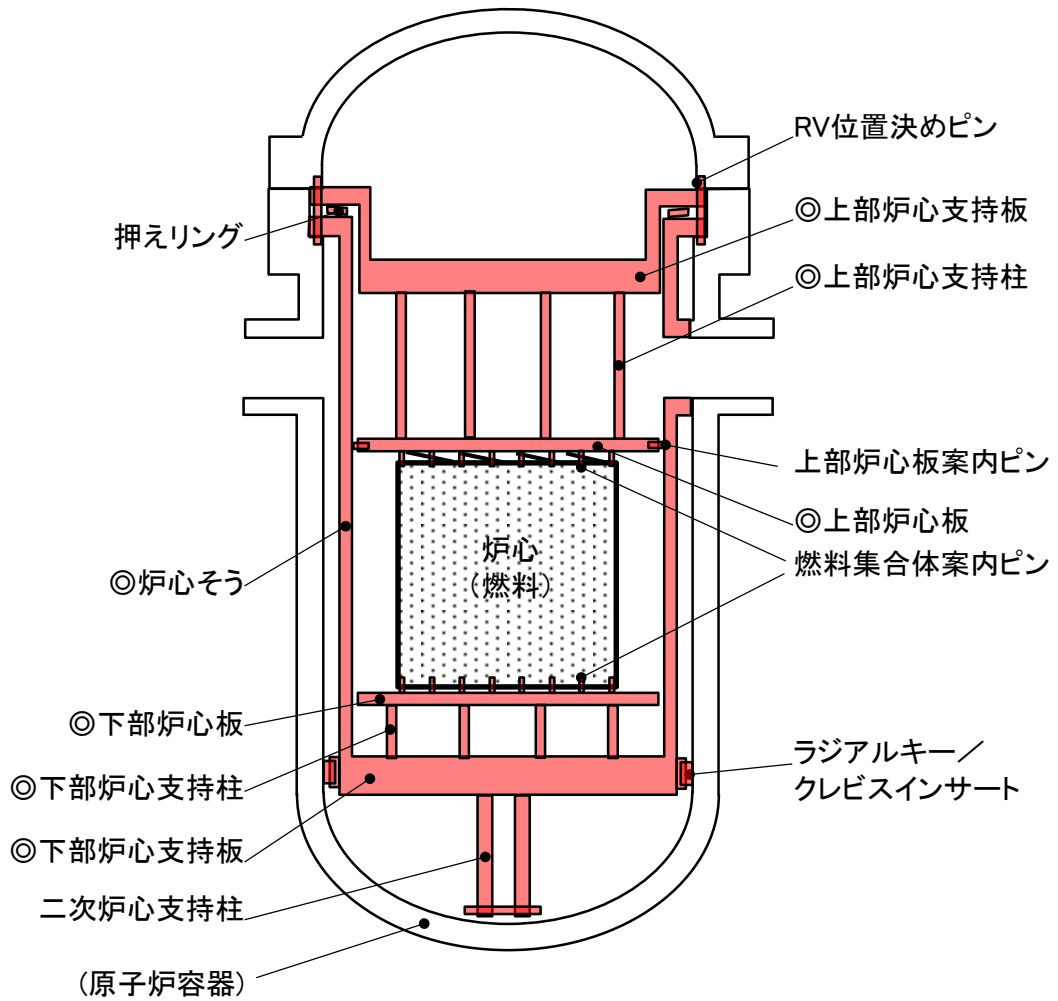
図-8 「バウンダリの確保」機能に関連する機器・部品



※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

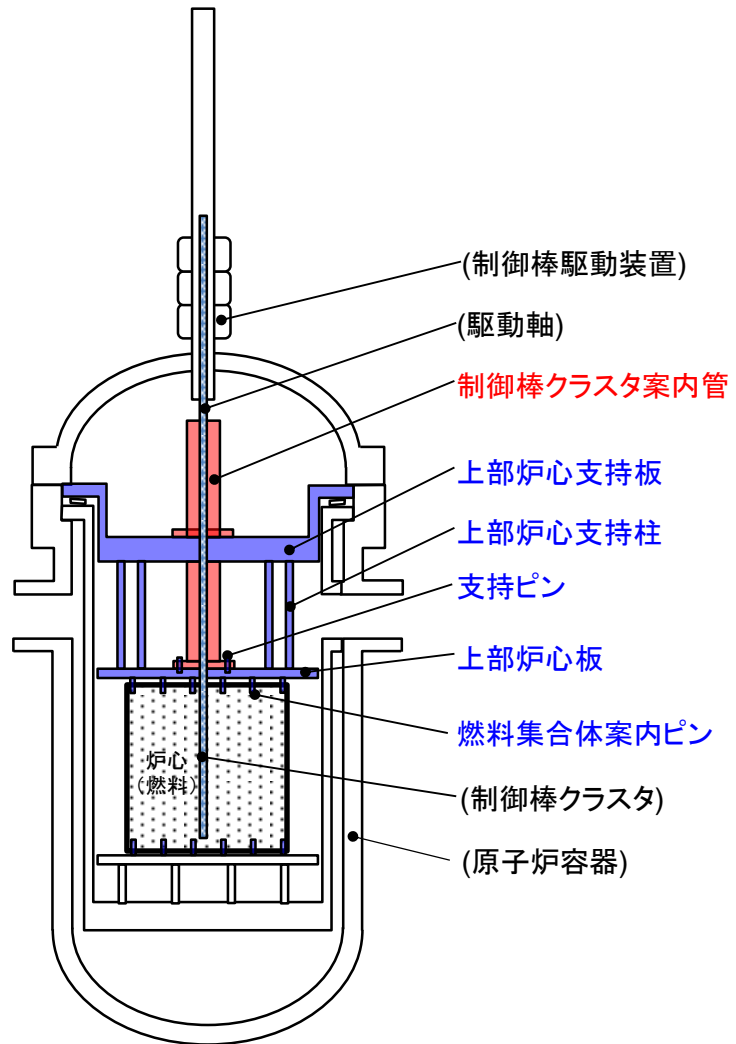
図-9 PWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



◎：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

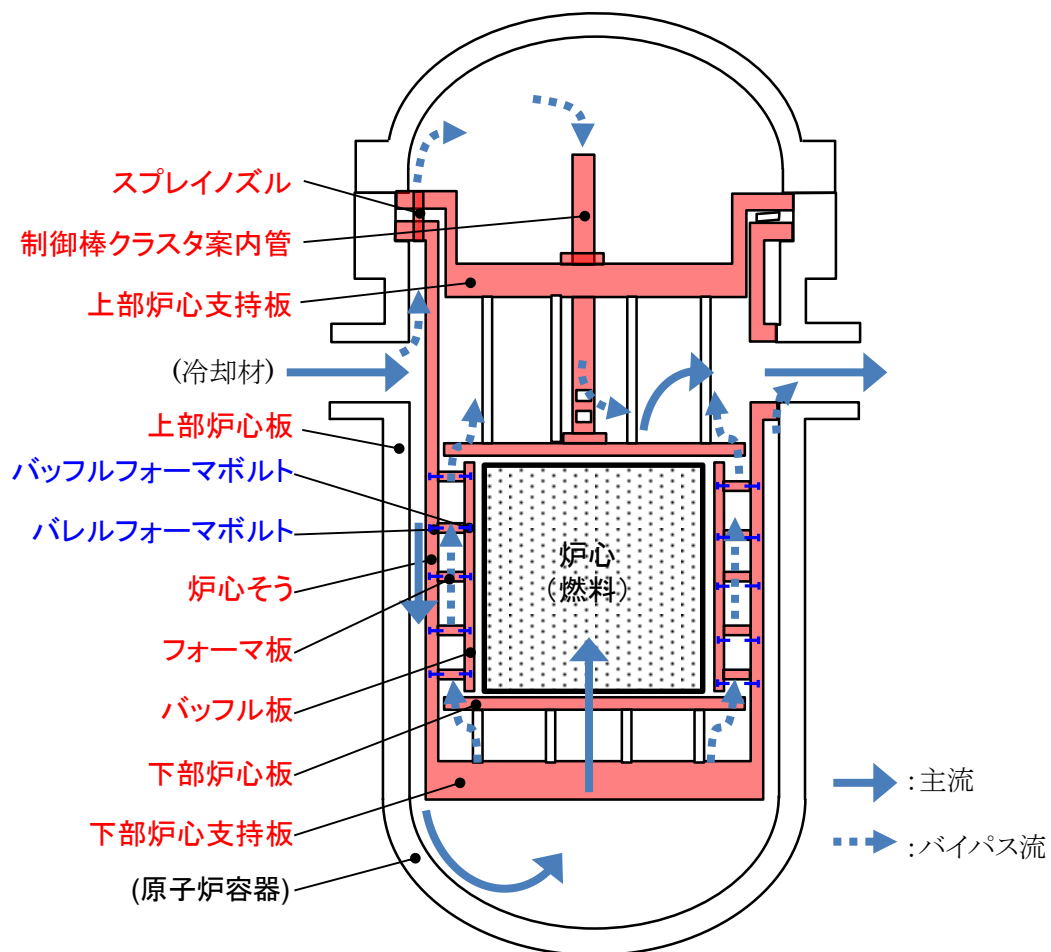
図-10 「炉心支持・位置決め」機能に関連する機器・部品



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

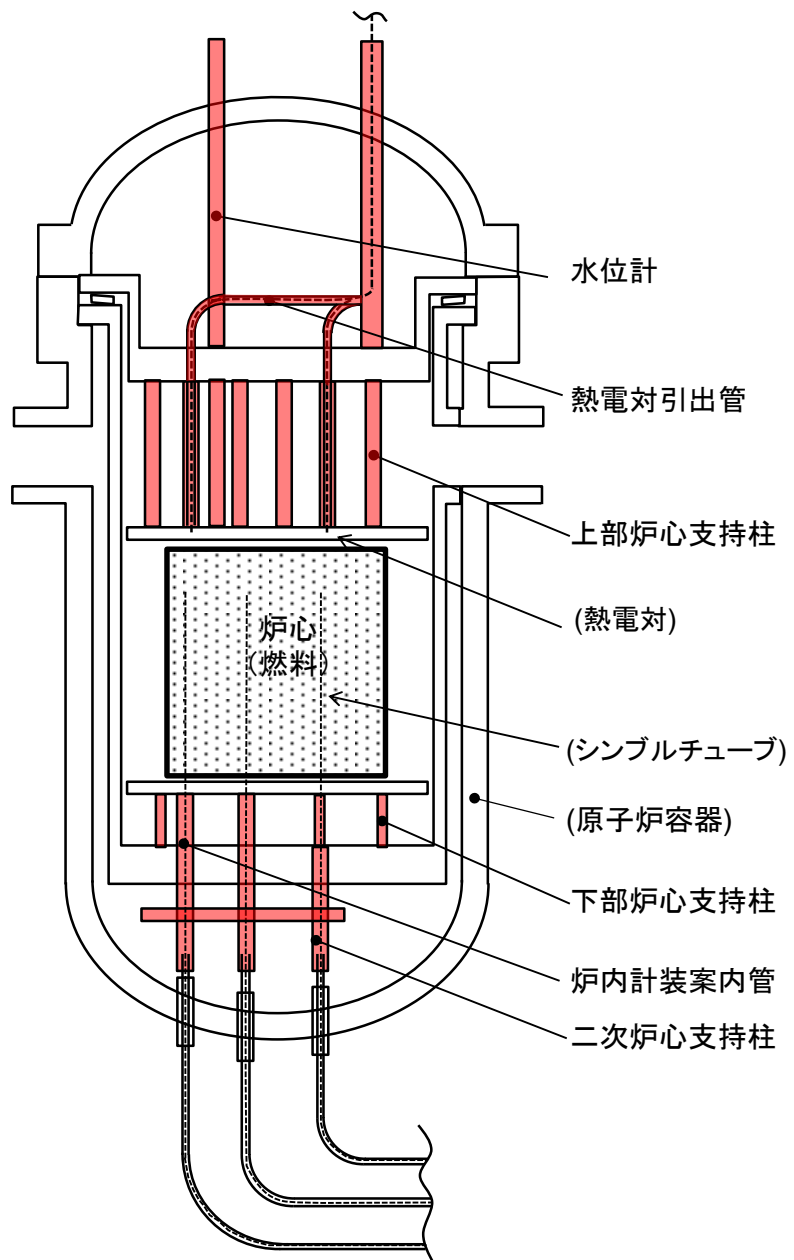
図-11 「制御棒挿入・案内」機能に関連する機器・部品



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7版)

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

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会
〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～14 階
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606
