

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[一般点検]
(第4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「PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[一般点検]（第4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

PWR炉内構造物等点検評価ガイドライン

[一般点検]

(第4版)

2022年12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及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。

2022年12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

PWR炉内構造物等点検評価ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：一般点検

改訂年月	版	改訂内容	備考
2002年3月	初版発行		
2015年3月	第2版発行	点検範囲図の追加，表現等の見直し	JANSI-VIP-15 第2版
2017年3月	第3版発行	一般点検対象機器・部品の考え方，安全機能，対象機器・部品追加，表現等の見直し	JANSI-VIP-19 第3版
2022年12月	第4版発行	点検時の着目点を追加，具体的な点検時期の明記，表現等の見直し	JANSI-VIPP-08-04 JANSI-VIP-42 第4版

※ 改訂の詳細は参考資料2 参照

ガイドラインの責任範囲

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

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

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

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(2022年12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	棚橋 晶	関西電力 (株)
幹事	寺門 剛	日本原子力発電 (株)
委員	渡辺 健介	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	天野 洋一	関西電力 (株)
委員	荒芝 智幸	中国電力 (株)
委員	松原 克幸	四国電力 (株)
委員	木元 健悟	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	和地 永嗣	三菱重工業 (株)
委員	新井 拓	電力中央研究所
委員	関 弘明	原子力安全推進協会
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

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[一般点検]

目 次

第1章	基本的な考え方	1
第2章	点検対象	2
2.1	対象機器・部品	2
2.2	対象範囲	2
2.3	機器・部品毎の具体的な点検対象範囲	5
2.3.1	上部炉心支持板	5
2.3.2	上部炉心支持柱	6
2.3.3	上部炉心板	7
2.3.4	炉心そう, バレルフォーマボルト	8
2.3.5	下部炉心板, 下部炉心支持柱	9
2.3.6	下部炉心支持板	10
2.3.7	RV位置決めピン	11
2.3.8	スプレイノズル	12
2.3.9	押えリング	13
2.3.10	制御棒クラスタ案内管, たわみピン, 支持ピン, 水位計	14
2.3.11	熱電対引出管	15
2.3.12	上部炉心板案内ピン	16
2.3.13	燃料集合体案内ピン	17
2.3.14	バッフル板, バッフルフォーマボルト	18
2.3.15	フォーマ板	19
2.3.16	熱遮へい体	20
2.3.17	照射試験片案内管	21
2.3.18	ラジアルキー	22
2.3.19	クレビスインサート	23
2.3.20	炉内計装案内管	24
2.3.21	二次炉心支持柱	25
2.3.22	原子炉容器蓋用管台	26
2.3.23	原子炉容器炉内計装筒	27
第3章	点検方法及び点検時期	28
3.1	点検方法	28
3.2	点検時期	28
第4章	評価	28

(解説 1-1) 一般点検の考え方	29
(解説 1-2) 本ガイドラインの適用にあたって.....	29
(解説 1-3) 安全機能.....	29
(解説 2-1) 点検対象機器・部品	35
(解説 2-2) 点検対象とする機器・部品の代表範囲	37
(解説 2-3) 国内外の最新知見の反映.....	37
(解説 3-1) 点検方法.....	39
(解説 3-2) 点検時期.....	39

参考資料

参考資料 1 一般点検ガイドライン整備の現状と課題について.....	参 1-1
参考資料 2 改訂経緯.....	参 2-1
参考資料 3 PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[一般点検]の概要	参 3-1
参考資料 4 引用文献	参 4-1

第1章 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(解説 1-1~1-3)。

(2) 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*1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(解説 1-1, 1-3)。一般点検・個別点検の対象機器・部品の選定フローを図 1-1 に示す。

*1 : 個別点検は、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(必要に応じて是正処置)を行うもの。

(3) 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。

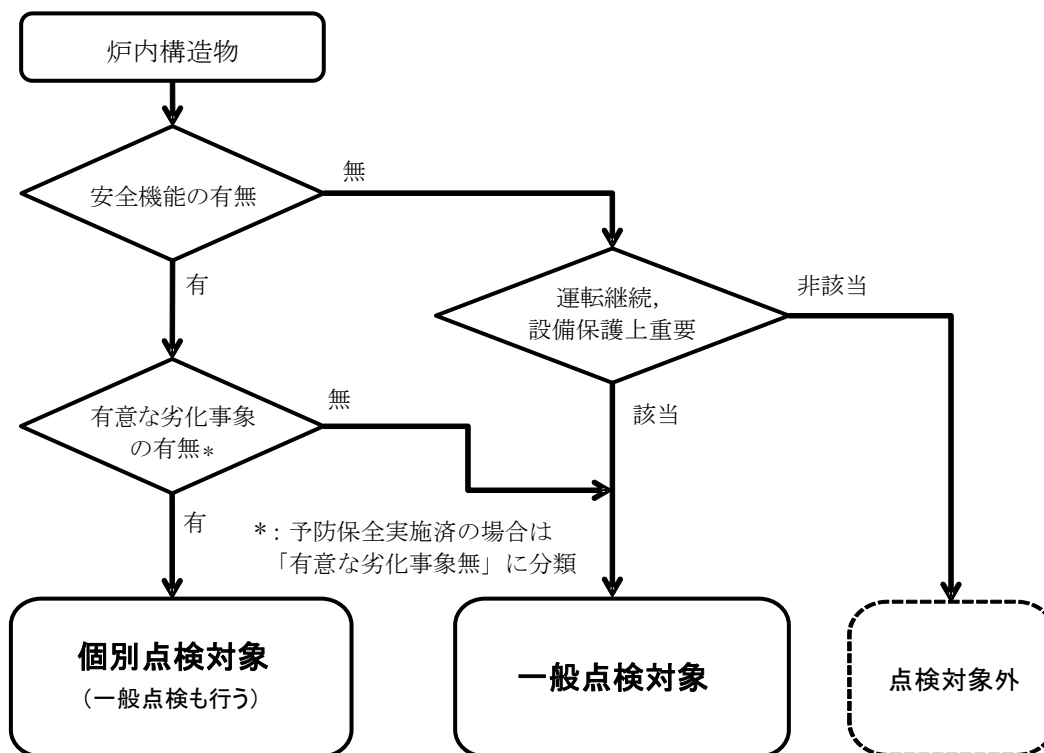


図 1-1 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

第2章 点検対象

2.1 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。前章の図 1-1 の選定フローに基づく一般点検の点検対象機器・部品を表 2.1-1, 図 2.1-1 に示す（解説 2-1）。

2.2 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を 2.3 節に示す（解説 2-2）。

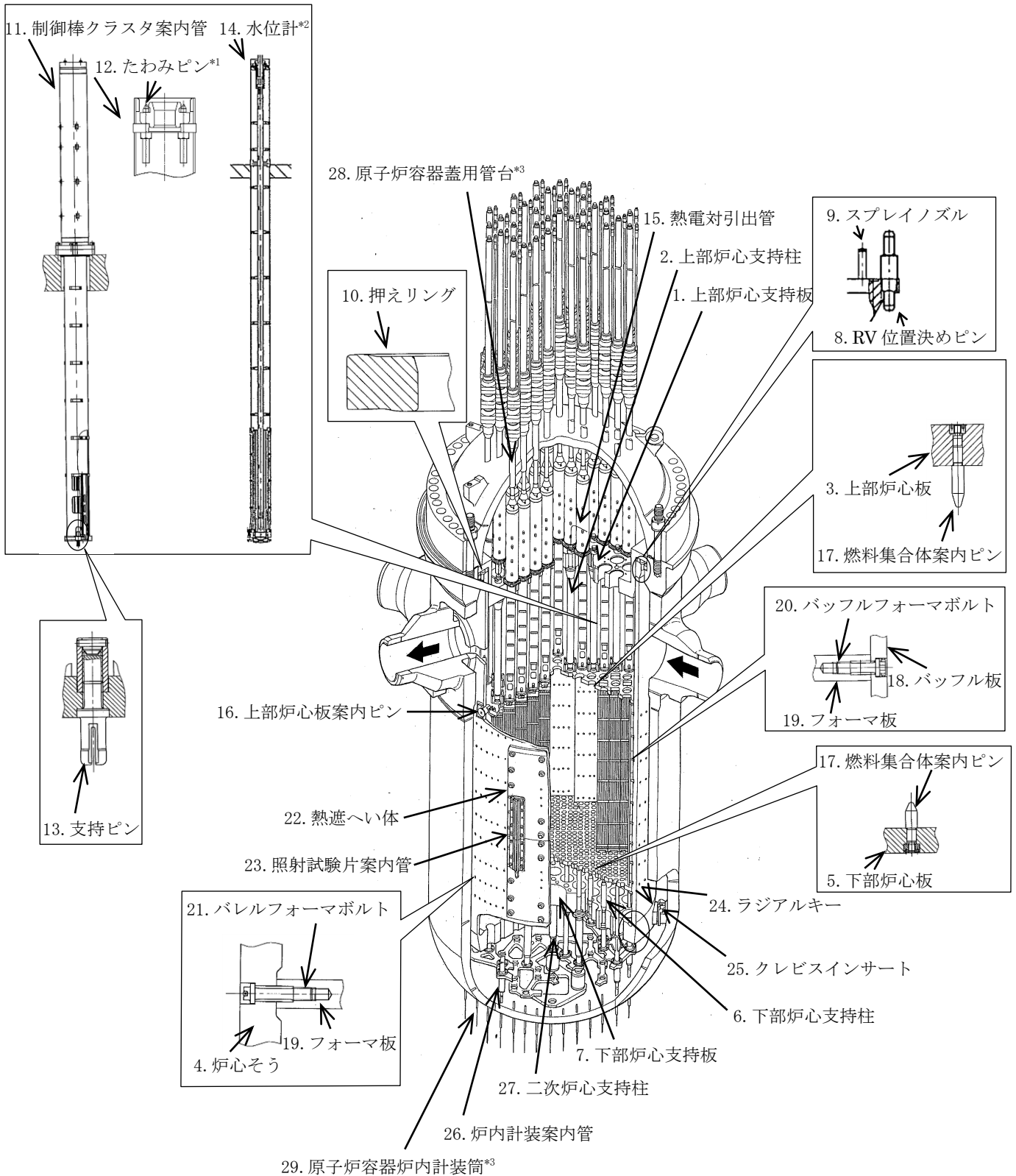
表 2.1-1 一般点検対象機器・部品*1

番号	機器・部品	点検範囲
1	上部炉心支持板	2.3.1 項
2	上部炉心支持柱	2.3.2 項
3	上部炉心板	2.3.3 項
4	炉心そう	2.3.4 項
5	下部炉心板	2.3.5 項
6	下部炉心支持柱	2.3.5 項
7	下部炉心支持板	2.3.6 項
8	RV 位置決めピン	2.3.7 項
9	スプレイノズル	2.3.8 項
10	押えリング	2.3.9 項
11	制御棒クラスタ案内管	2.3.10 項
12	たわみピン*2	2.3.10 項
13	支持ピン	2.3.10 項
14	水位計*2	2.3.10 項
15	熱電対引出管	2.3.11 項
16	上部炉心板案内ピン	2.3.12 項
17	燃料集合体案内ピン	2.3.13 項
18	バッフル板	2.3.14 項
19	フォーマ板	2.3.15 項
20	バッフルフォーマボルト	2.3.14 項
21	バレルフォーマボルト	2.3.4 項
22	熱遮へい体	2.3.16 項
23	照射試験片案内管	2.3.17 項
24	ラジアルキー	2.3.18 項
25	クレビスインサート	2.3.19 項
26	炉内計装案内管	2.3.20 項
27	二次炉心支持柱	2.3.21 項
28	原子炉容器蓋用管台*3	2.3.22 項
29	原子炉容器炉内計装筒*3	2.3.23 項

*1：本表の機器・部品について、図 2.1-1 に具体的に図示する。

*2：たわみピン，水位計は設置されているプラントのみ点検対象とする（たわみピンは高浜 1/2 号機。水位計は高浜 1/2，美浜 3，大飯 3/4 号機。）

*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本書にて一般点検の対象として記載する。



*1: たわみピンは高浜 1/2 号機のみ設置

*2: 水位計は高浜 1/2, 美浜 3, 大飯 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 2.1-1 PWR 炉内構造物構造図

2.3 機器・部品毎の具体的な点検対象範囲

2.3.1 上部炉心支持板

上部炉心支持板の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-1 に示す。

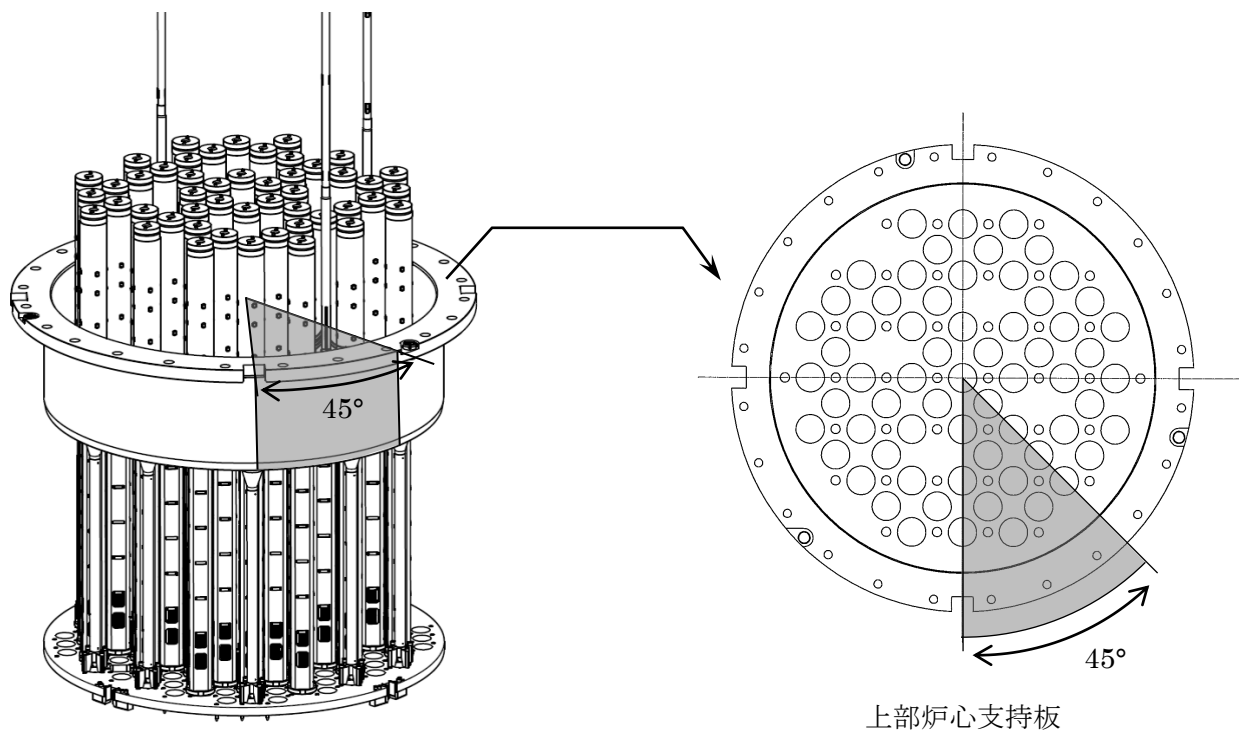


図 2.3-1 上部炉心支持板の点検範囲

2.3.2 上部炉心支持柱

上部炉心支持柱の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-2 に示す。上部炉心支持柱本体のほか、ボルトも含むものとする。

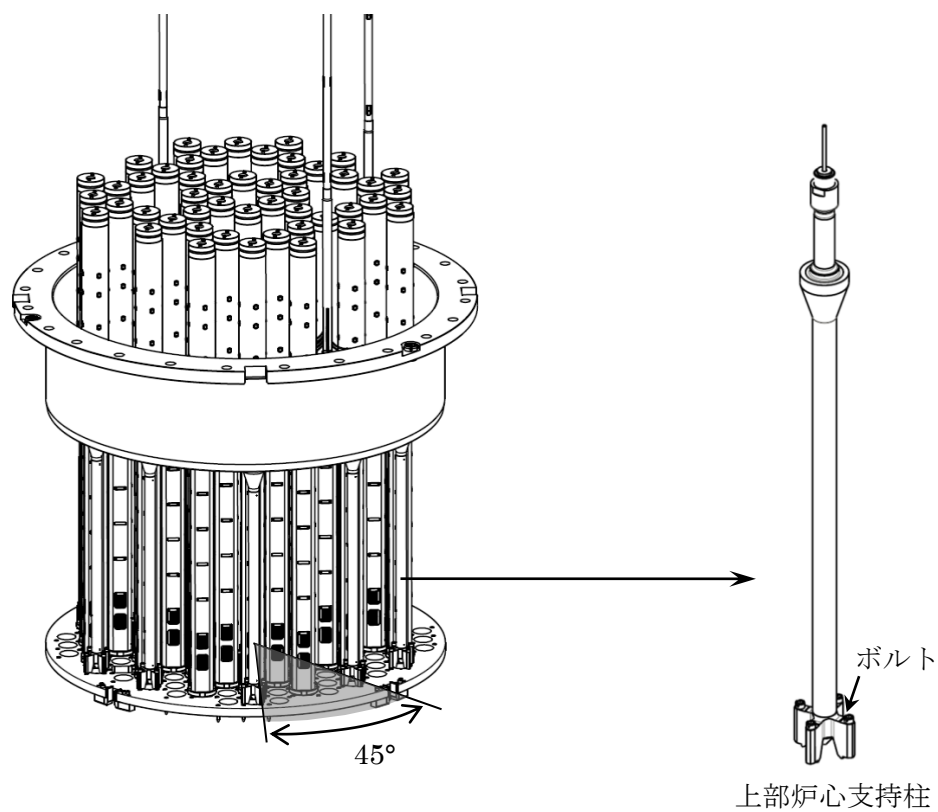


図 2.3-2 上部炉心支持柱の点検範囲

2.3.3 上部炉心板

上部炉心板の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-3 に示す。上部炉心板本体のほか、キー溝調整金具及びボルトも含むものとする。

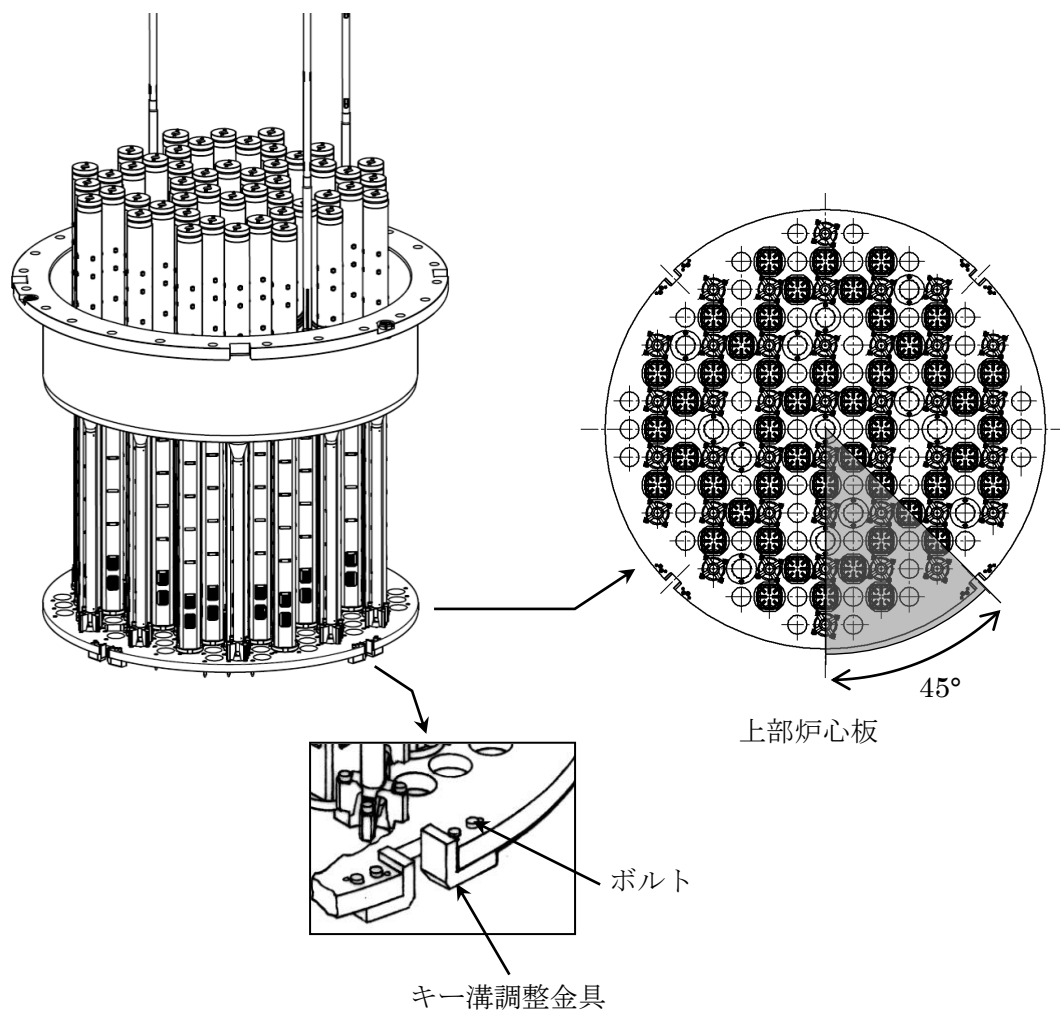


図 2.3-3 上部炉心板の点検範囲

2.3.4 炉心そう，バレルフォーマボルト

炉心そう，バレルフォーマボルトの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

なお，出口ノズルの代表 1 体を点検範囲に含める。

点検範囲を図 2.3-4 に示す。

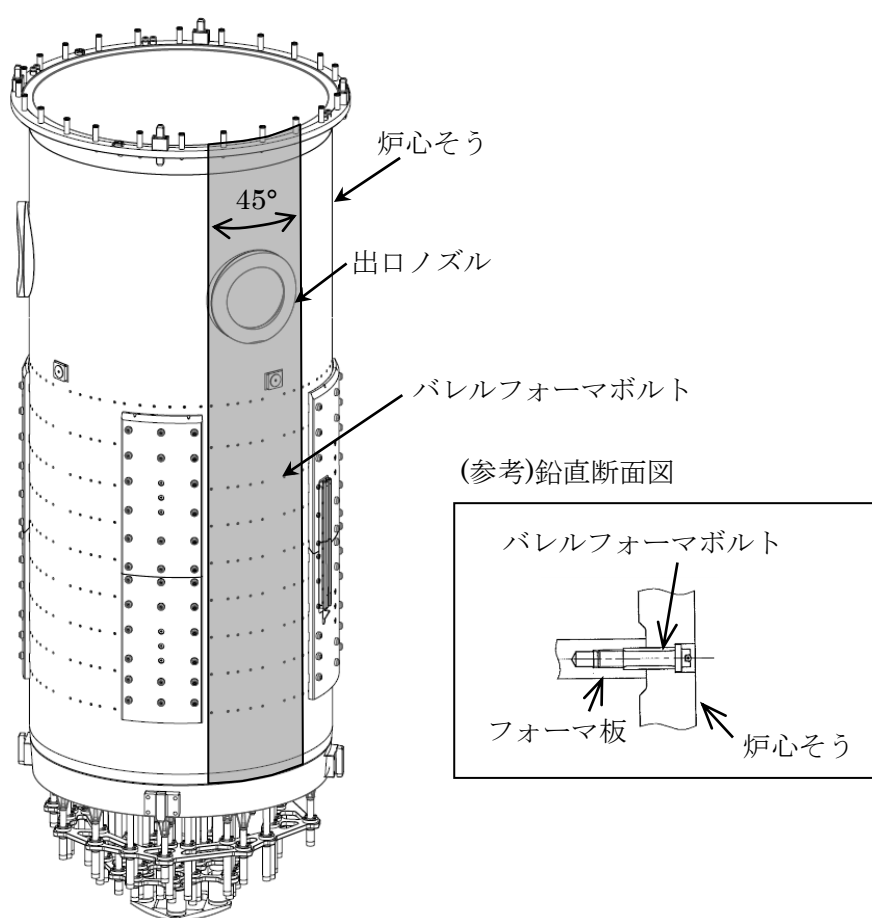


図 2.3-4 炉心そう，バレルフォーマボルトの点検範囲

2.3.5 下部炉心板, 下部炉心支持柱

下部炉心板, 下部炉心支持柱の点検範囲は以下に示す範囲とする。

・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-5 に示す。下部炉心支持柱については, 本体のほか, ボルトも含むものとする。

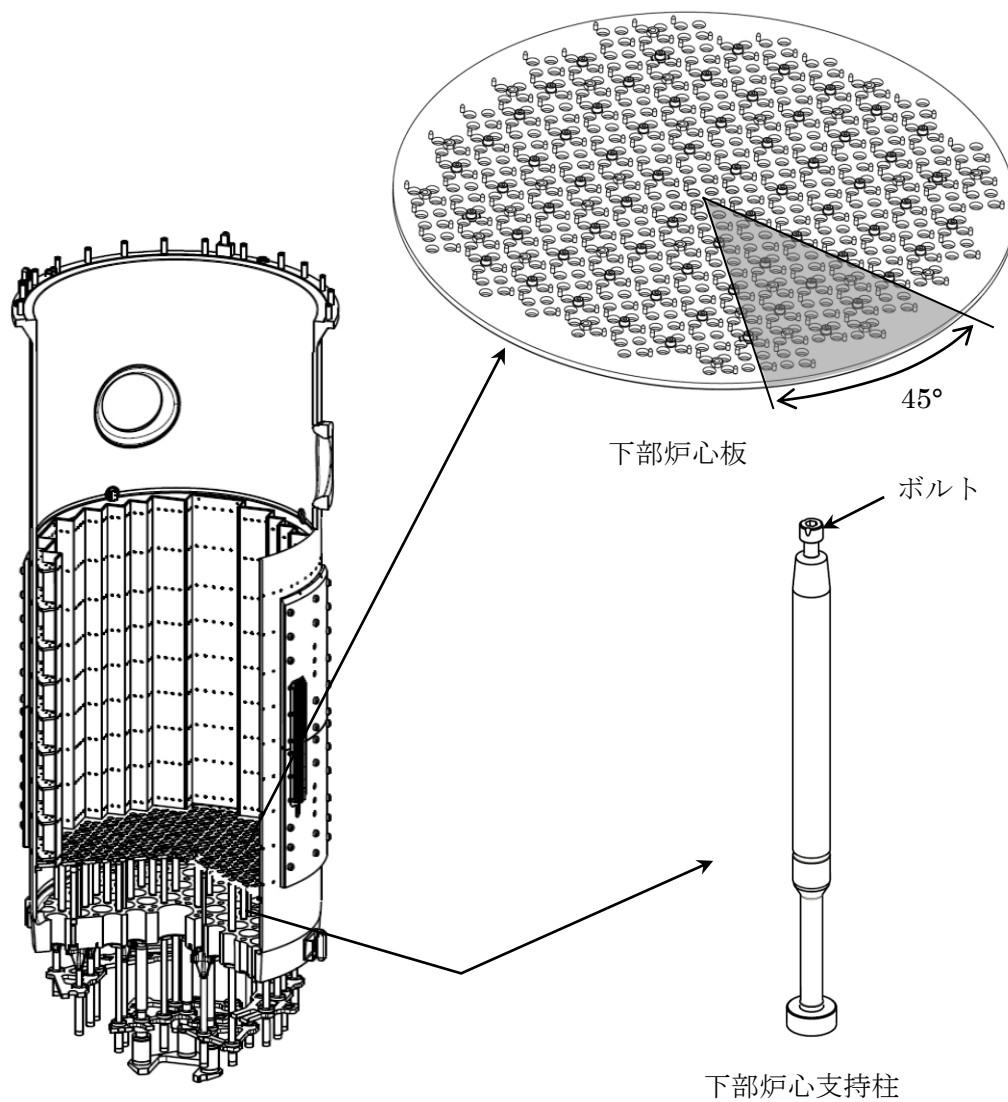


図 2.3-5 下部炉心板, 下部炉心支持柱の点検範囲

2.3.6 下部炉心支持板

下部炉心支持板の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-6 に示す。

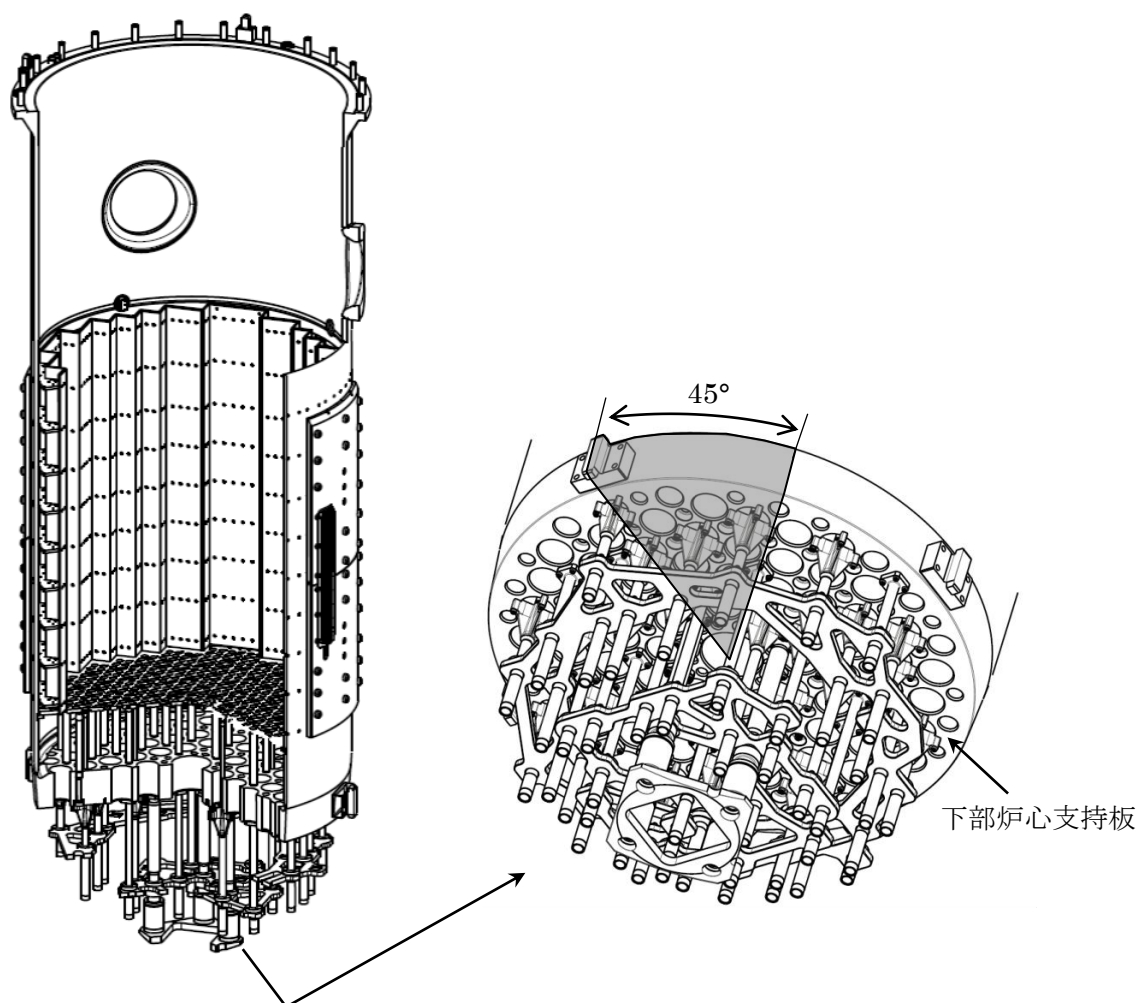


図 2.3-6 下部炉心支持板の点検範囲

2.3.7 RV 位置決めピン

RV 位置決めピンの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-7 に示す。

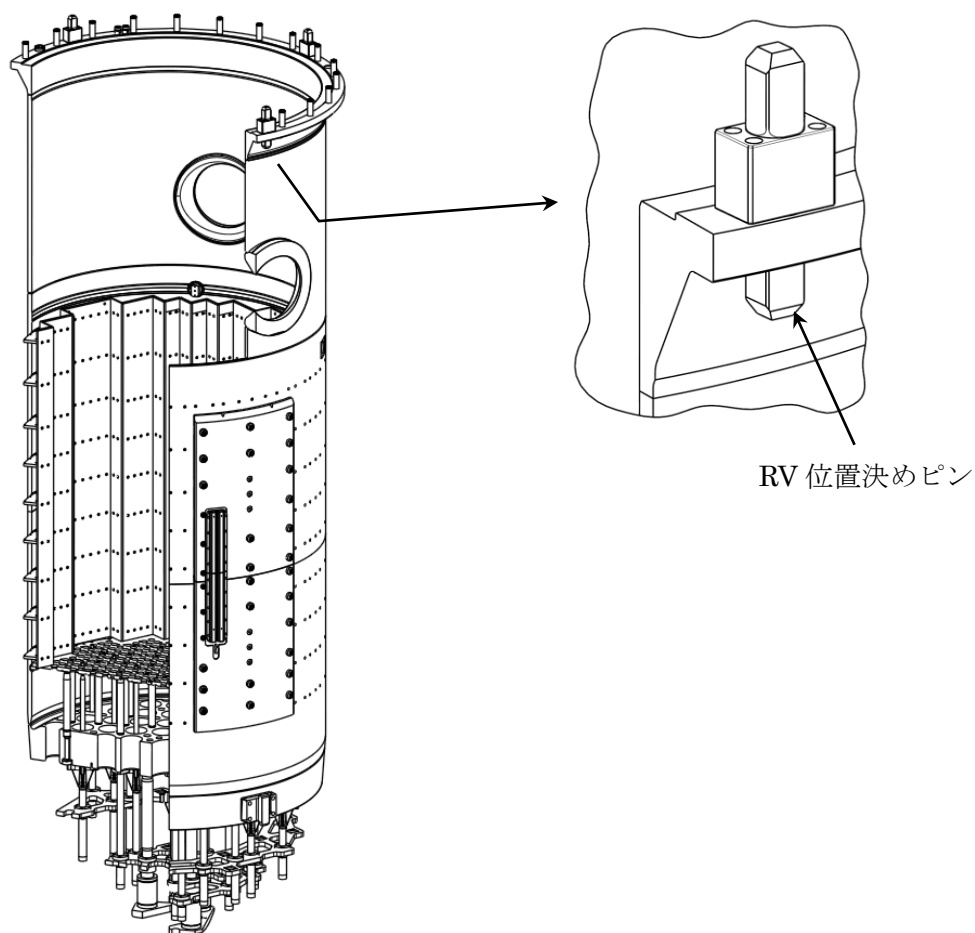


図 2.3-7 RV 位置決めピンの点検範囲

2.3.8 スプレイノズル

スプレイノズルの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45° 領域

点検範囲を図 2.3-8 に示す。

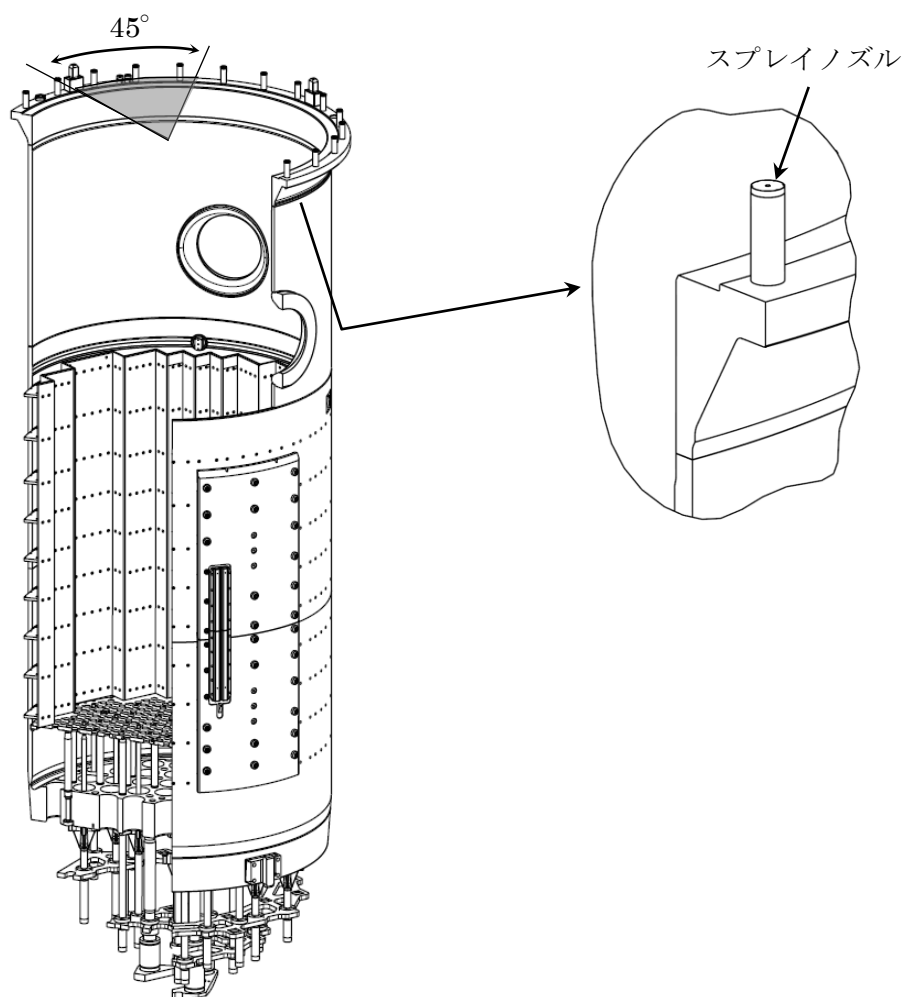


図 2.3-8 スプレイノズルの点検範囲

2.3.9 押えリング

押えリングの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-9 に示す。

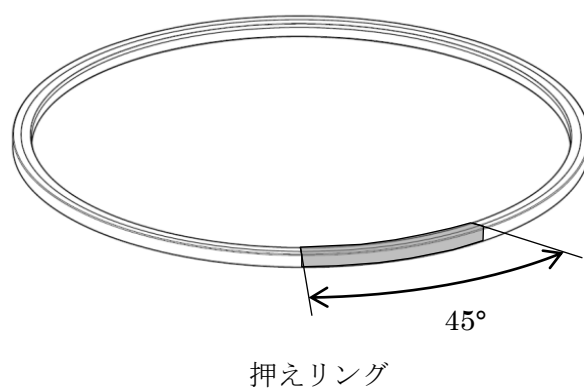


図 2.3-9 押えリングの点検範囲

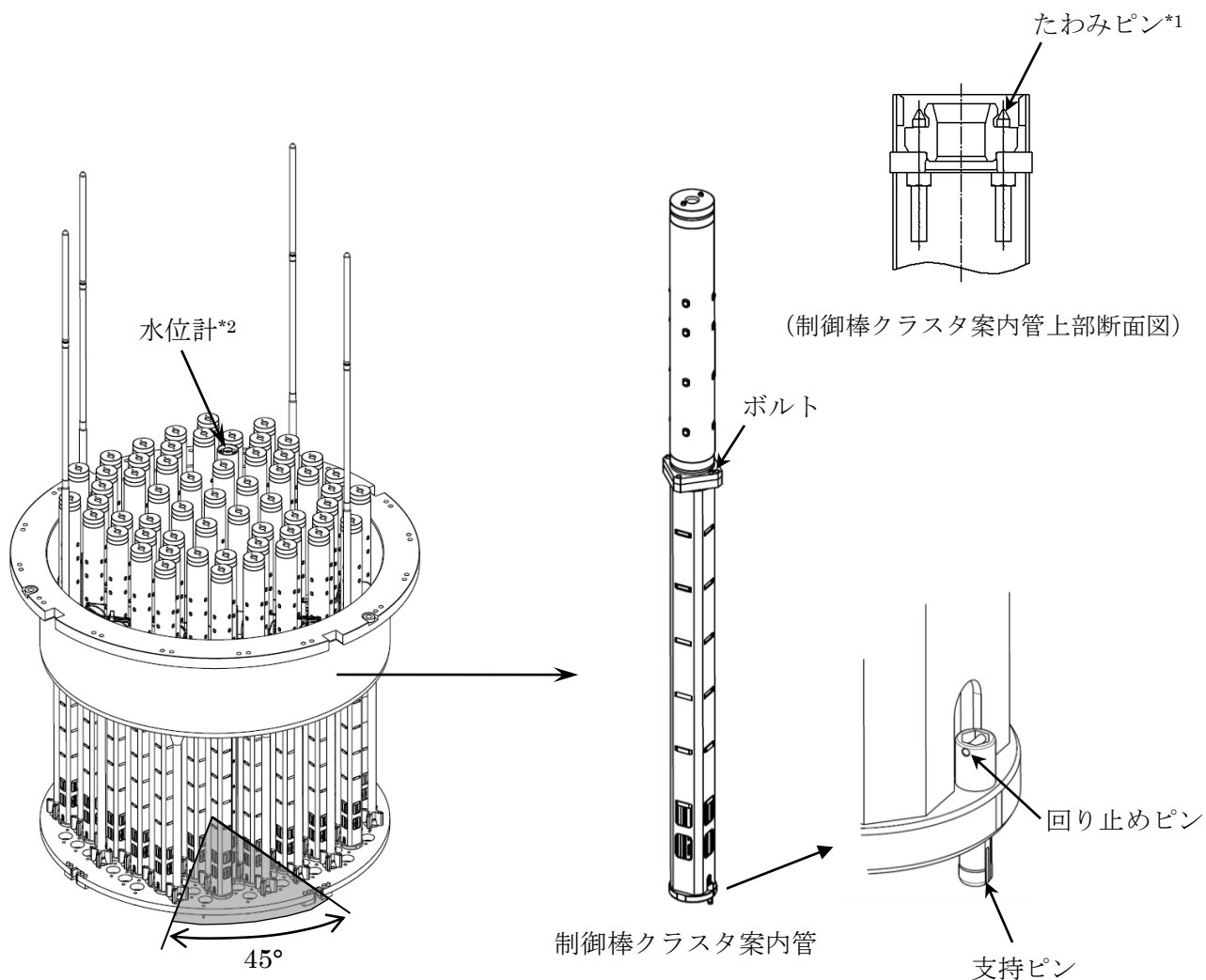
2.3.10 制御棒クラスタ案内管，たわみピン，支持ピン，水位計

制御棒クラスタ案内管，たわみピン，支持ピン（回り止めピン含む），水位計の点検範囲は以下に示す範囲とする。

・代表 45°領域

なお，水位計が設置されているプラントは，水位計 1 体を点検範囲に含める。

点検範囲を図 2.3-10 に示す。制御棒クラスタ案内管については，ボルトも含むものとする。



*1：たわみピンは高浜 1/2 号機のみ設置

*2：水位計は高浜 1/2，美浜 3，大飯 3/4 号機のみ設置

図 2.3-10 制御棒クラスタ案内管，たわみピン，支持ピン，水位計の点検範囲

2.3.11 熱電対引出管

熱電対引出管の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45° 領域

なお、熱電対引出管支持柱 1 体を点検範囲に含める。

点検範囲を図 2.3-11 に示す。

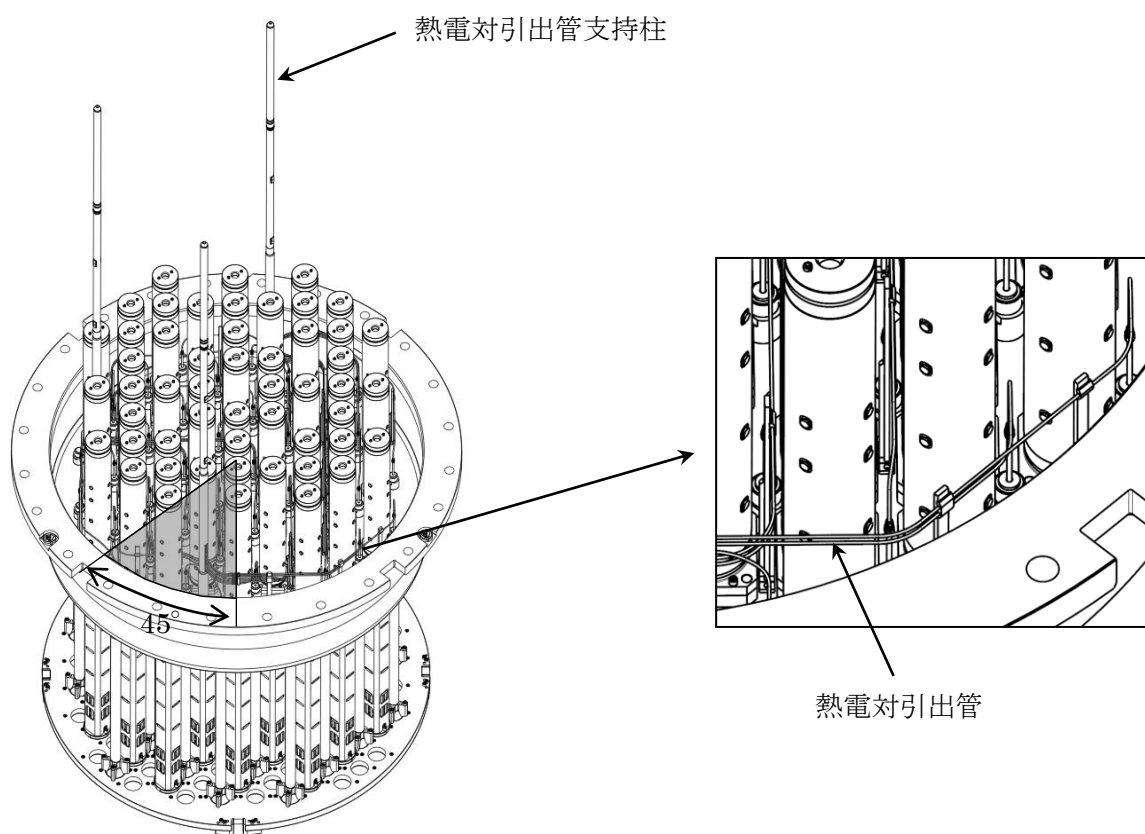


図 2.3-11 熱電対引出管の点検範囲

2.3.12 上部炉心板案内ピン

上部炉心板案内ピンの点検範囲は以下に示す範囲とする。

・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-12 に示す。

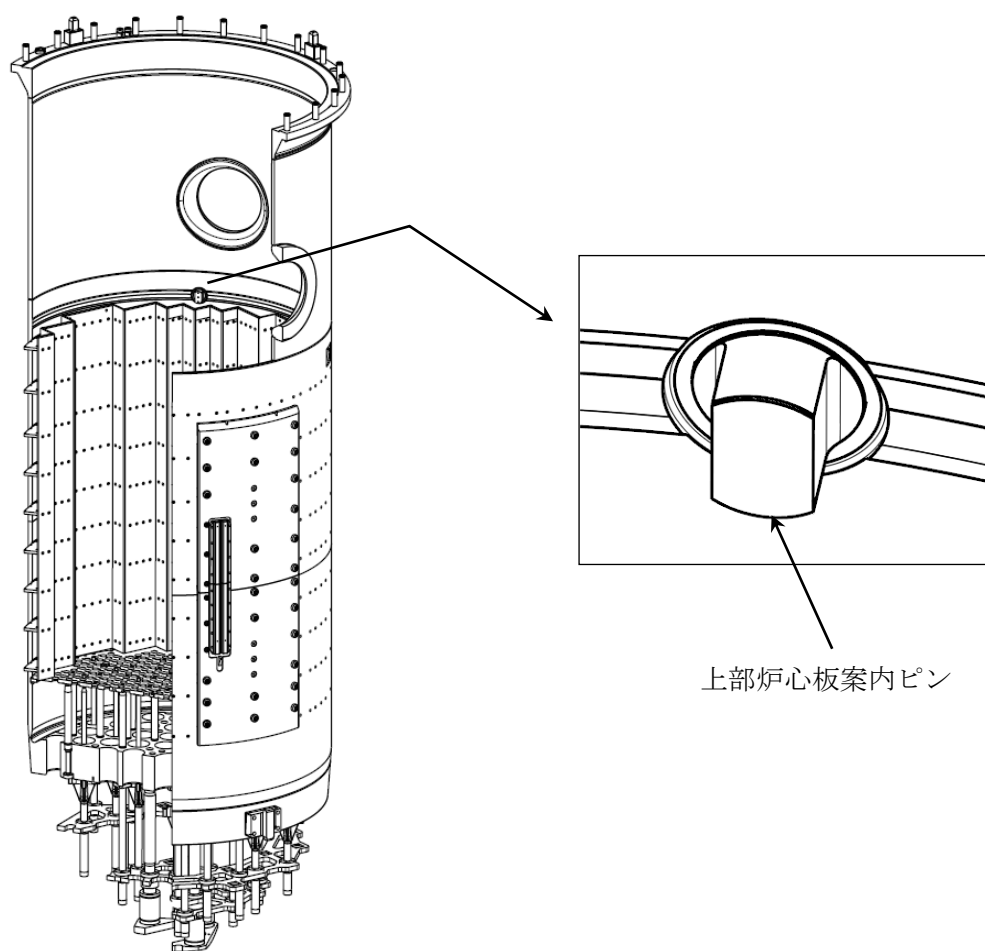


図 2.3-12 上部炉心板案内ピンの点検範囲

2.3.13 燃料集合体案内ピン

燃料集合体案内ピンの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・ 上部燃料集合体案内ピン：代表 45°領域
- ・ 下部燃料集合体案内ピン：代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-13 に示す。

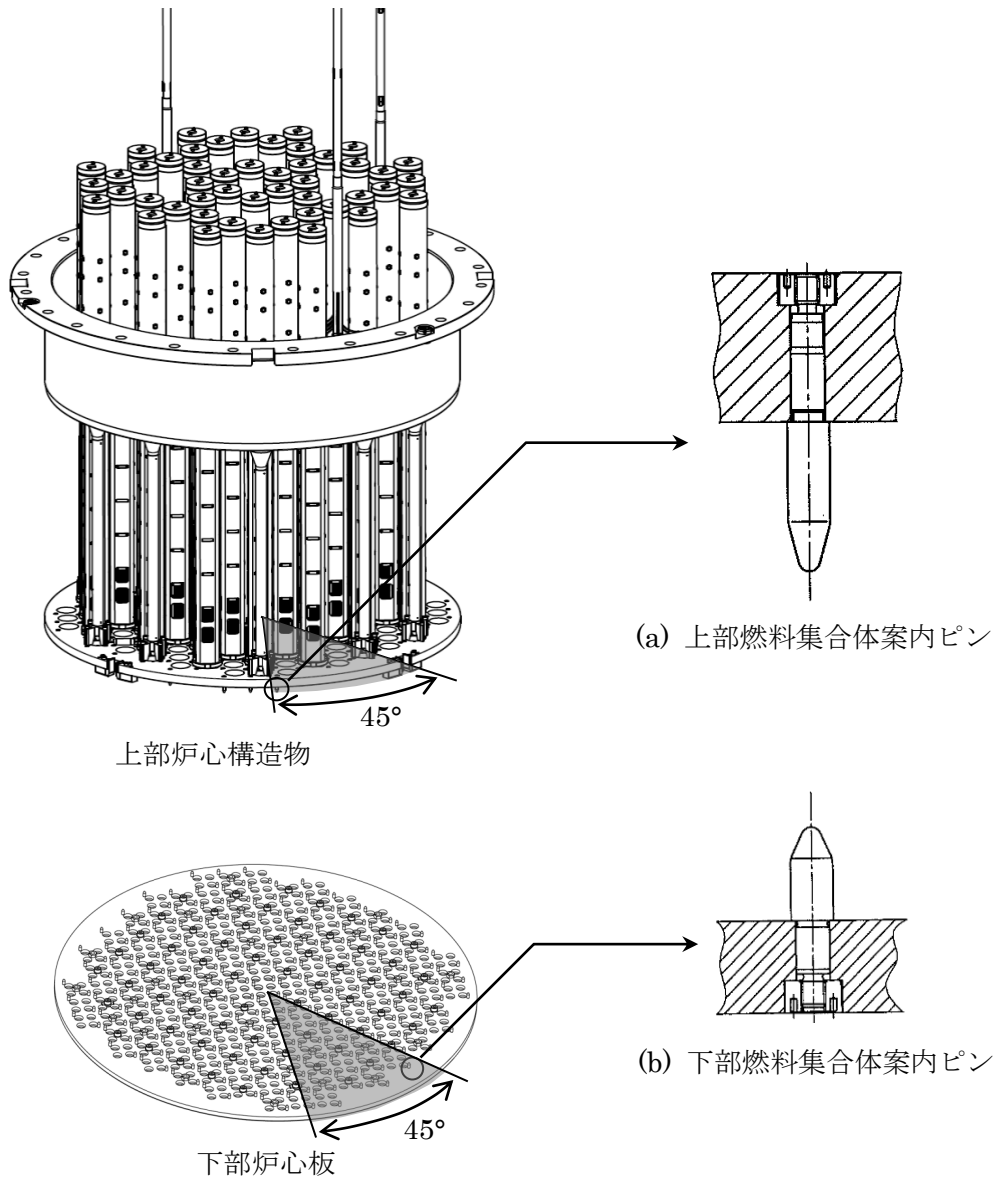


図 2.3-13 燃料集合体案内ピンの点検範囲

2.3.14 バッフル板, バッフルフォーマボルト

バッフル板, バッフルフォーマボルトの点検範囲は以下に示す範囲とする (解説 2-3)。

- ・代表 45° 領域

点検範囲を図 2.3-14 に示す。

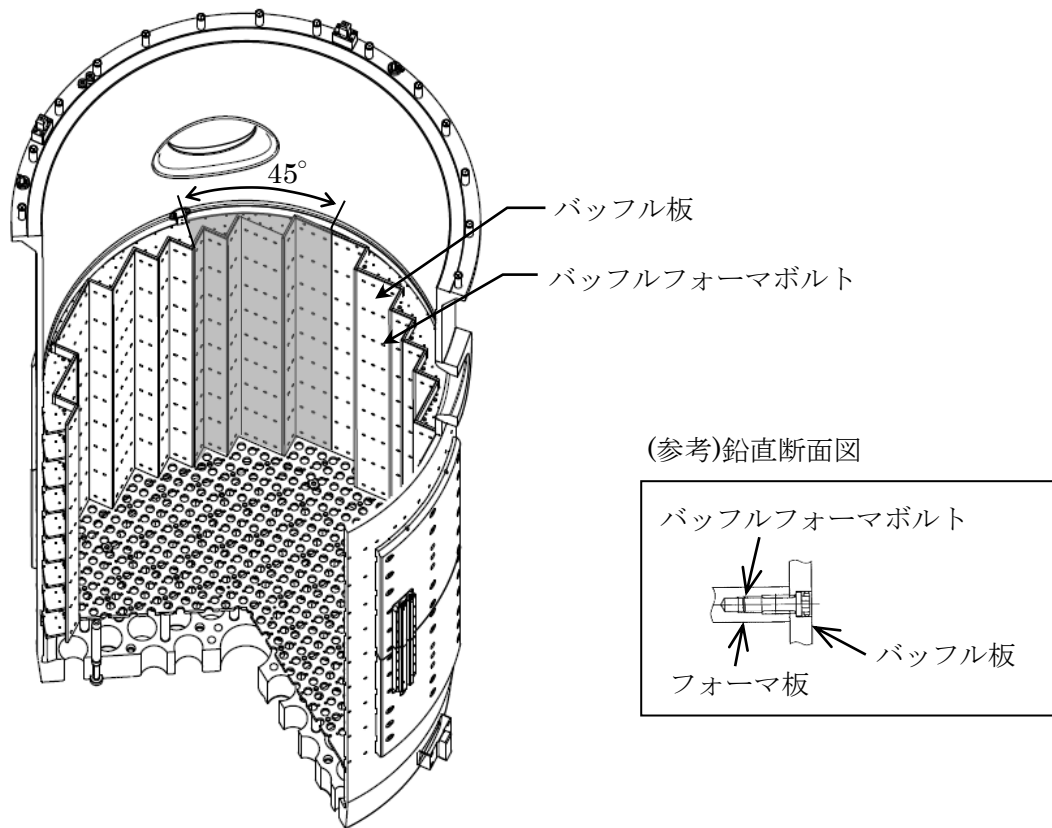


図 2.3-14 バッフル板, バッフルフォーマボルトの点検範囲

2.3.15 フォーマ板

フォーマ板の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45° 領域

点検範囲を図 2.3-15 に示す。

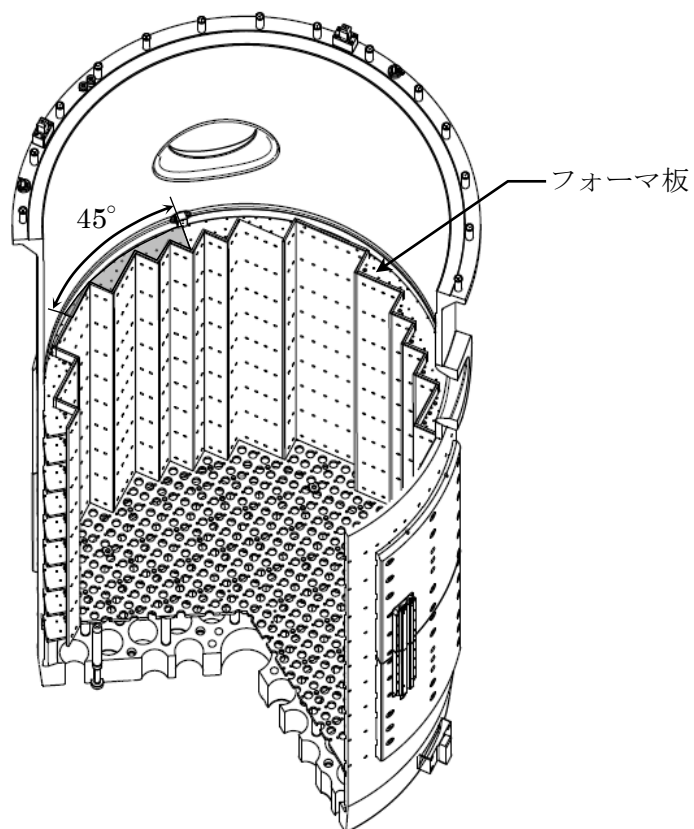


図 2.3-15 フォーマ板の点検範囲

2.3.16 熱遮へい体

熱遮へい体の点検範囲は以下に示す範囲とする。

・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-16 に示す。

なお、円筒型熱遮へい体の点検範囲は代表 45° 領域とする。熱遮へい体本体のほか、ボルトも含むものとする。

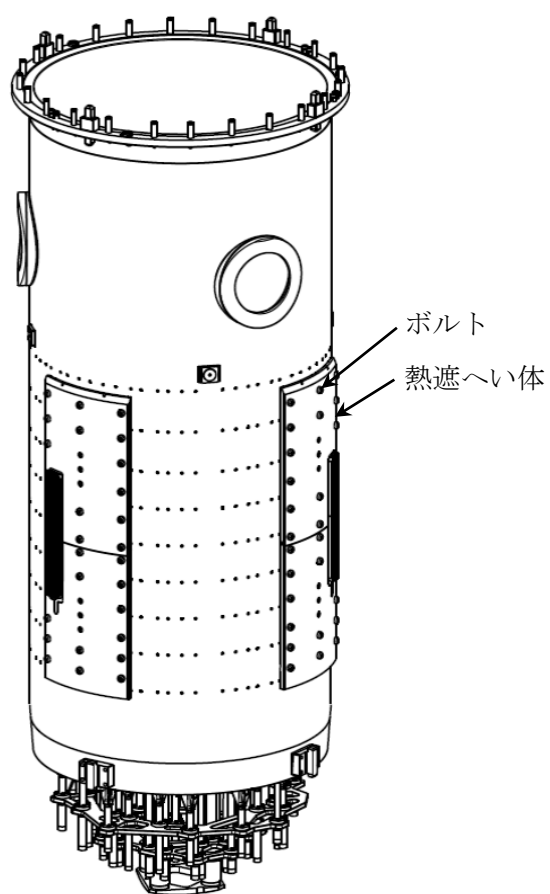


図 2.3-16 熱遮へい体の点検範囲

2.3.17 照射試験片案内管

照射試験片案内管の点検範囲は以下に示す範囲とする（解説 2-3）。

- ・照射試験片案内管の代表 1 体

点検範囲を図 2.3-17 に示す。照射試験片案内管本体のほか、ボルトも含むものとする。

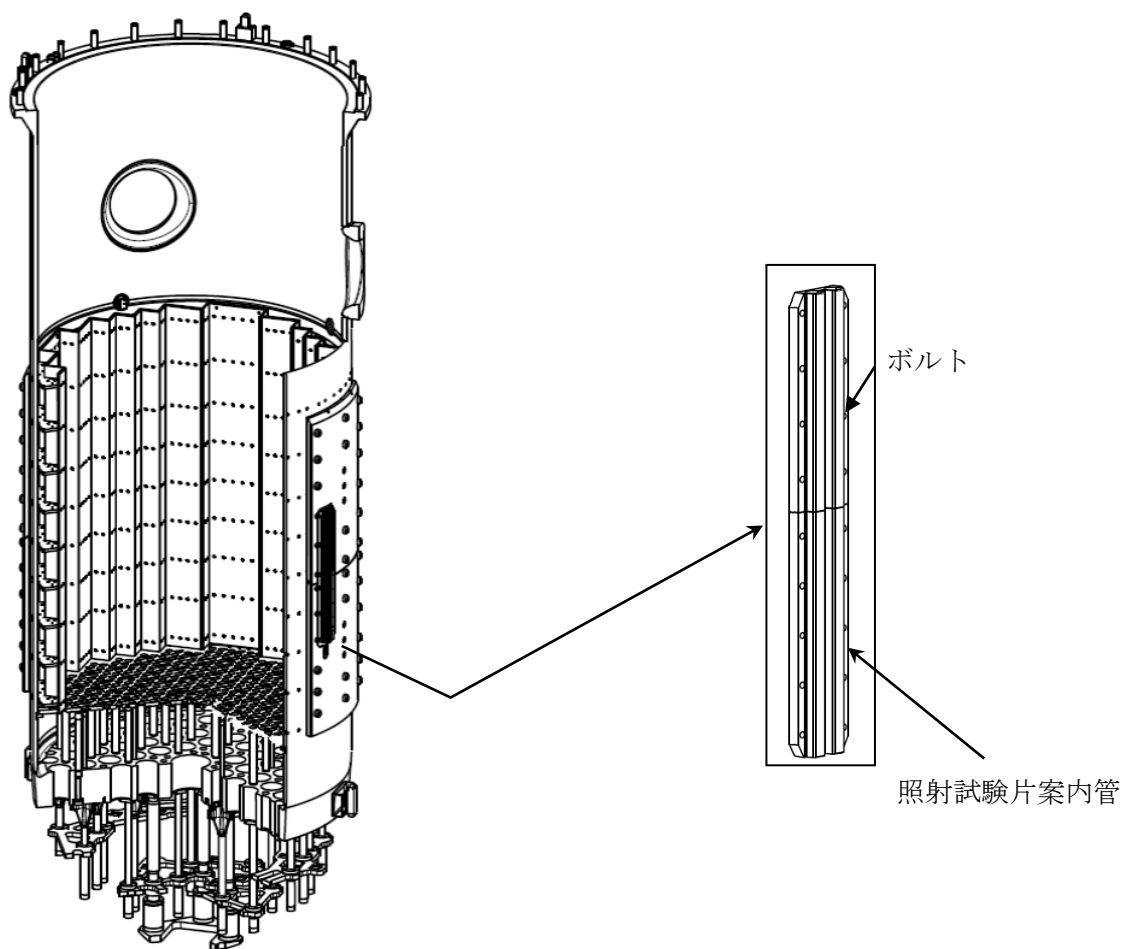


図 2.3-17 照射試験片案内管の点検範囲

2.3.18 ラジアルキー

ラジアルキーの点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-18 に示す。

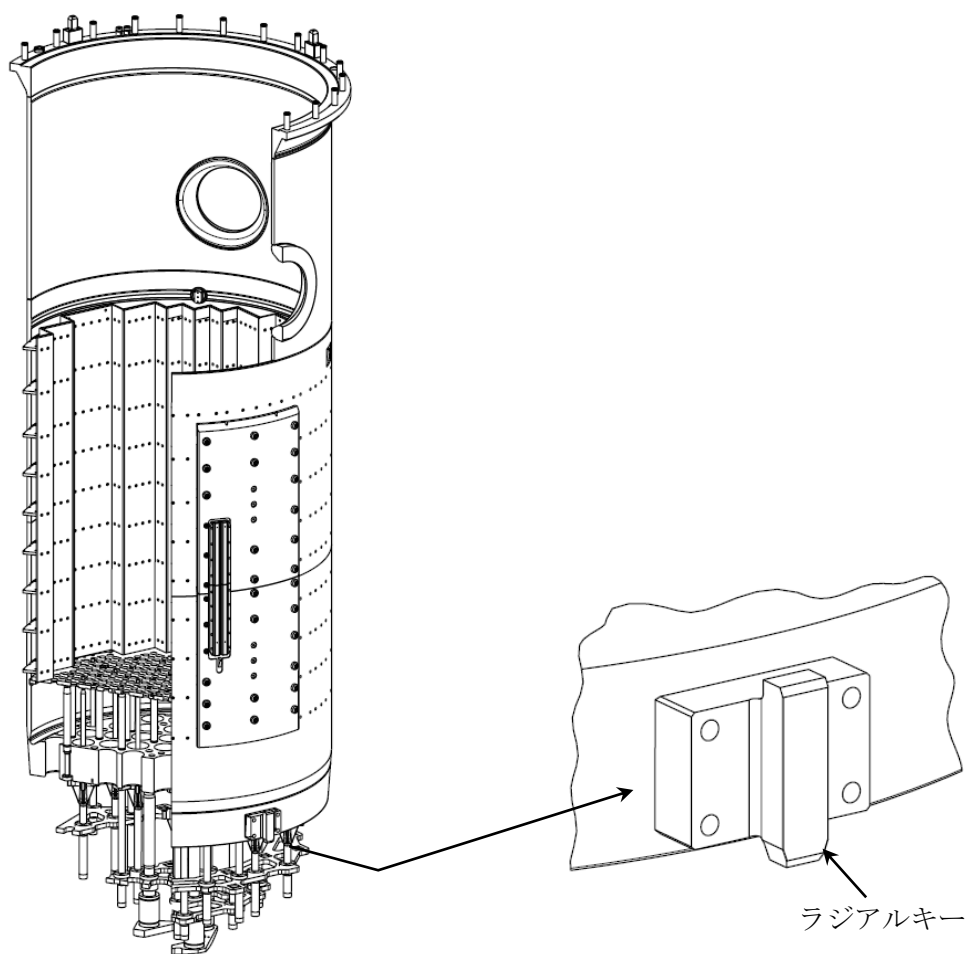


図 2.3-18 ラジアルキーの点検範囲

2.3.19 クレビスインサート

クレビスインサートの点検範囲は以下に示す範囲とする。

・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-19 に示す。クレビスインサート本体のほか、ボルトも含むものとする。

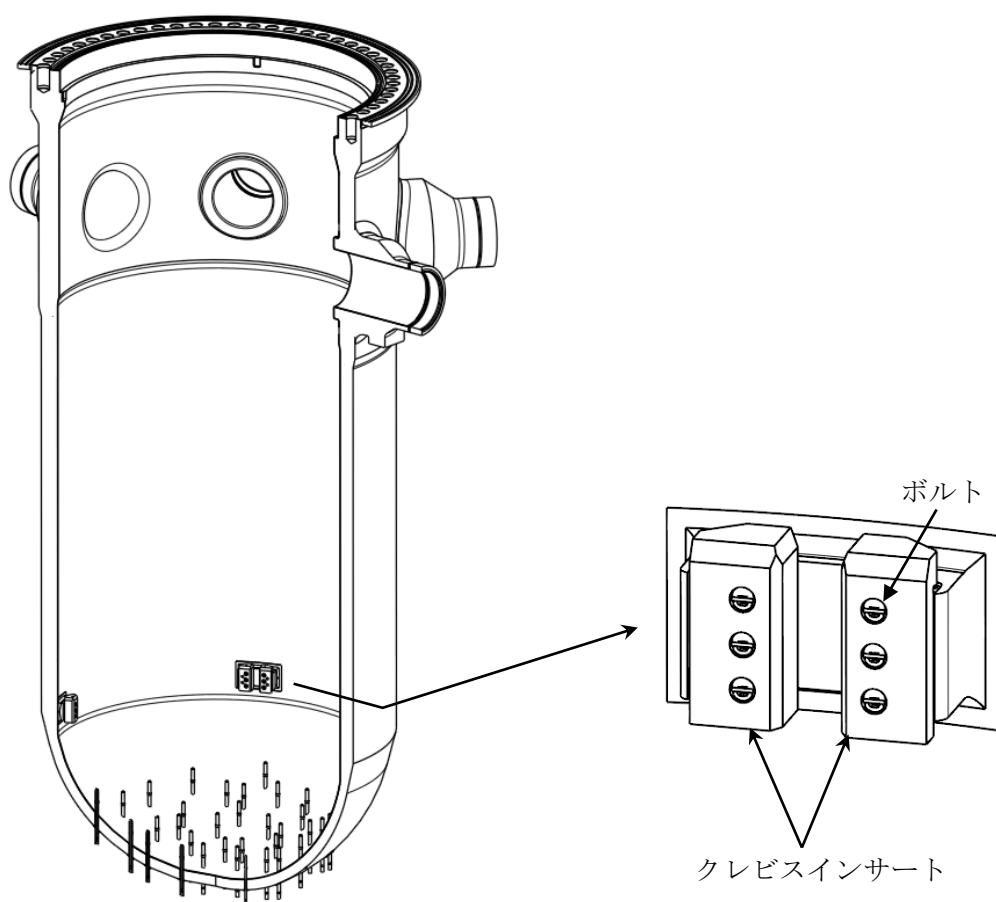


図 2.3-19 クレビスインサートの点検範囲

2.3.20 炉内計装案内管

炉内計装案内管の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45°領域

点検範囲を図 2.3-20 に示す。炉内計装案内管本体のほか、ボルトも含むものとする。

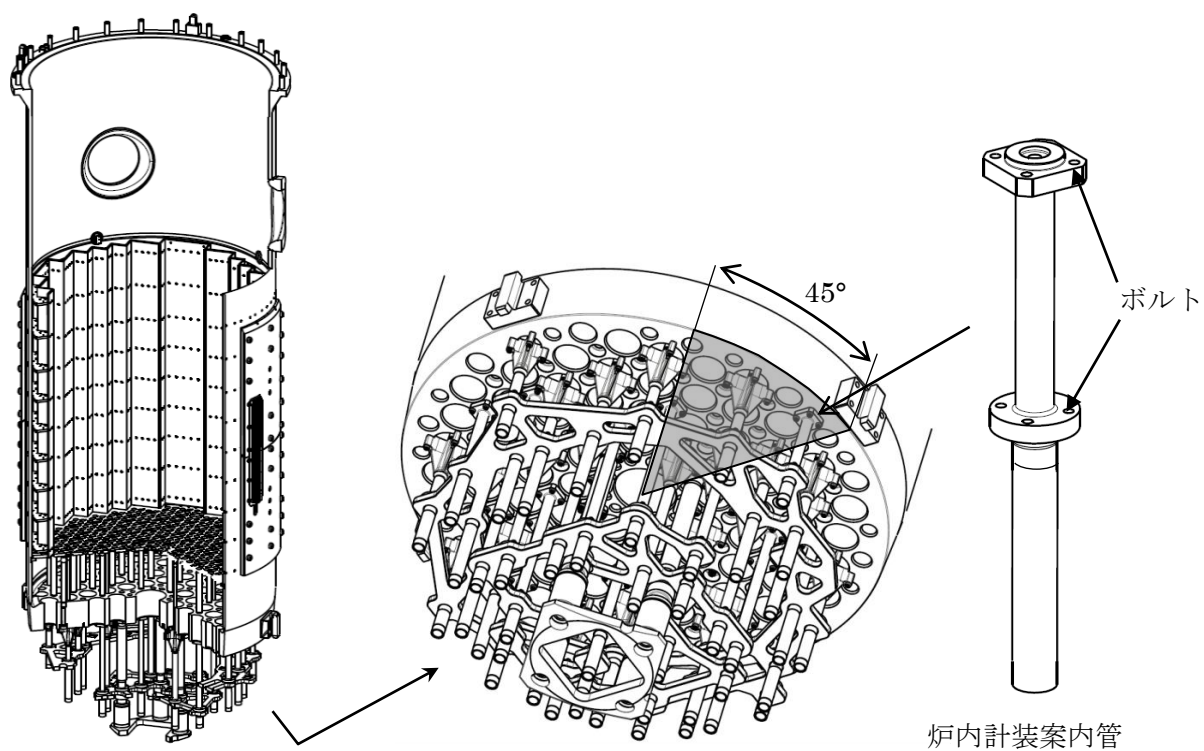


図 2.3-20 炉内計装案内管の点検範囲

2.3.21 二次炉心支持柱

二次炉心支持柱の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 1 体

点検範囲を図 2.3-21 に示す。二次炉心支持柱本体のほか、ボルトも含むものとする。

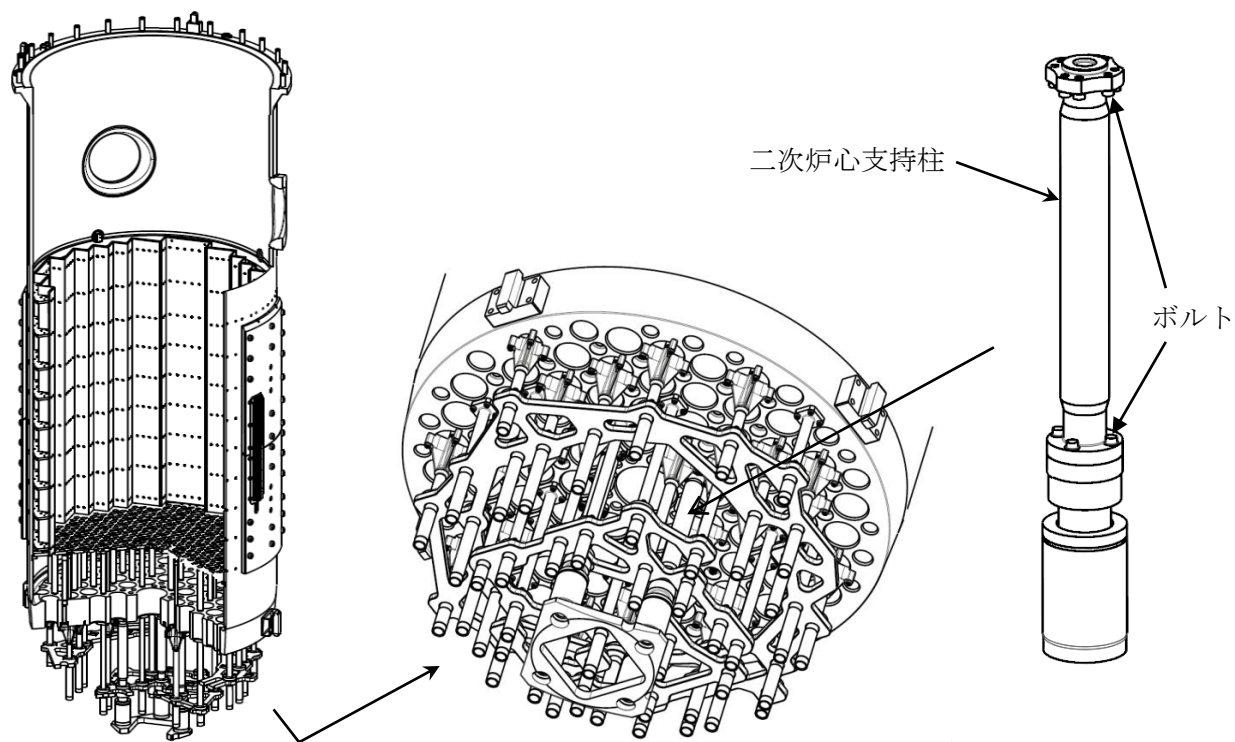


図 2.3-21 二次炉心支持柱の点検範囲

2.3.22 原子炉容器蓋用管台

原子炉容器蓋用管台の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45° 領域

点検範囲を図 2.3-22 に示す。

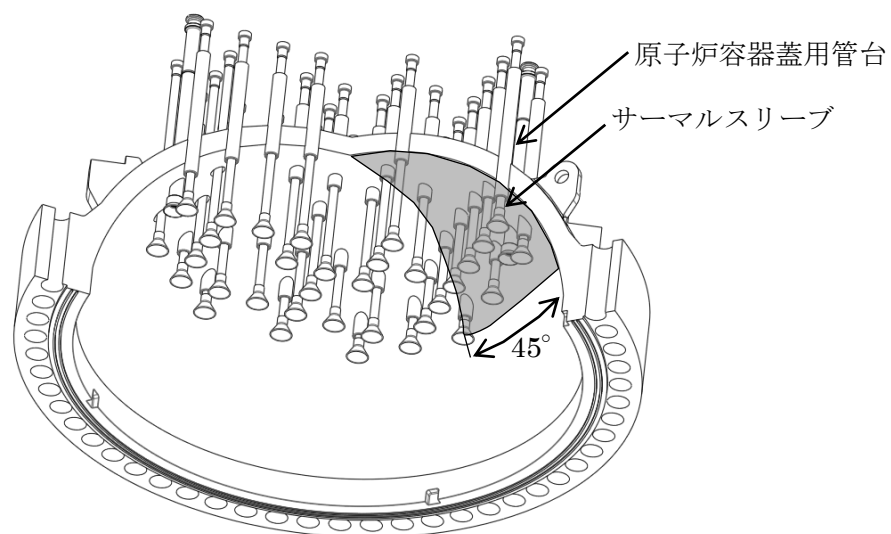


図 2.3-22 原子炉容器蓋用管台の点検範囲

2.3.23 原子炉容器炉内計装筒

原子炉容器炉内計装筒の点検範囲は以下に示す範囲とする。

- ・代表 45° 領域

点検範囲を図 2.3-23 に示す。

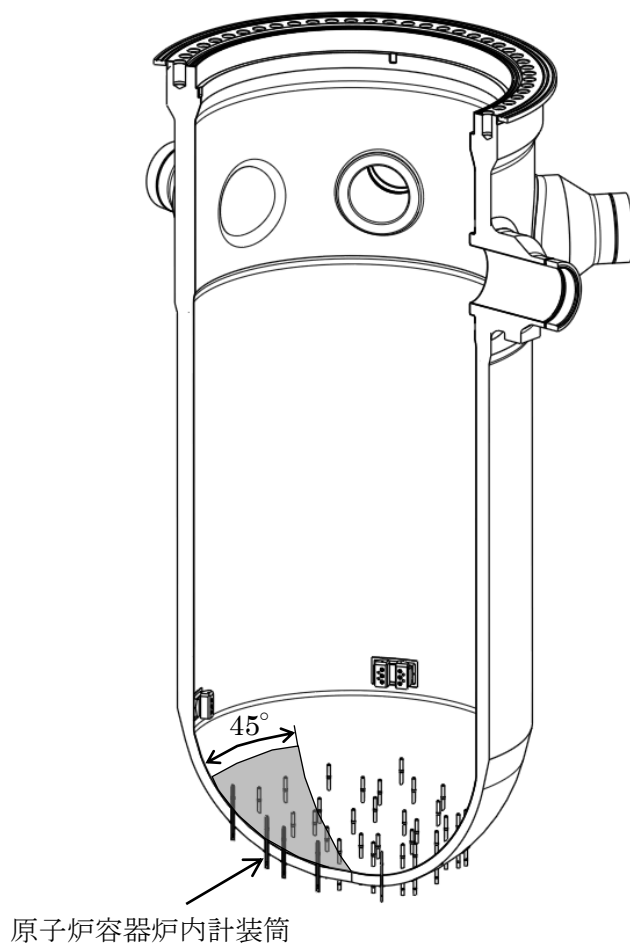


図 2.3-23 原子炉容器炉内計装筒の点検範囲

第3章 点検方法及び点検時期

3.1 点検方法

点検は目視試験 (VT-3) で実施するものとし、2.3 項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 (解説 3-1)。

3.2 点検時期

炉内構造物の供用期間中検査にあわせて実施する。供用期間中検査は、原子炉容器内部 (炉心そう内面、バッフル板、バッフルフォーマボルト、下部炉心板、燃料集合体案内ピン) については、原則として 3~4 年に一度、それ以外の部品については、原則として 10 年に一度 (運転開始後 30 年以降は 7 年に一度) とする (解説 3-2)。

第4章 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。

(解説 1-1) 一般点検の考え方

炉内構造物の点検・評価は、対象機器・部品のもつ安全機能と経年劣化事象発生可能性、及び運転継続や設備保護の観点から、以下のように一般点検と個別点検に分類して実施する。

炉内構造物等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機器・部品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機器・部品の材料、使用環境等、及び機器・部品の機能喪失の形態を考慮して、点検の範囲、方法、周期について評価する。評価の結果、必要に応じて結果を踏まえた、とるべき是正措置(点検頻度等の見直し、劣化事象の緩和処置等)を行う。

一方、一般点検は、安全機能を有する機器・部品であって個別点検で想定しているような劣化事象以外の要因による機器・部品の損傷を対象とし、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する(本文 図 1-1)。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・設備保護の観点から着目すべきさらなる経年劣化事象やその兆候を検出する観点での点検と位置付ける。

このように、一般点検は、既知の経年劣化事象以外の要因による損傷は要因の特定が困難であること、これまでに顕在化していないことを踏まえ、代表性等を考慮して点検範囲を定め、供用期間中検査の検査間隔に合わせて安全機能の阻害の有無が確認できるよう可能な範囲での目視試験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。一般点検に関する考え方及びその活用について、参考資料1の「一般点検ガイドライン整備の現状と課題について」に詳細を示す。

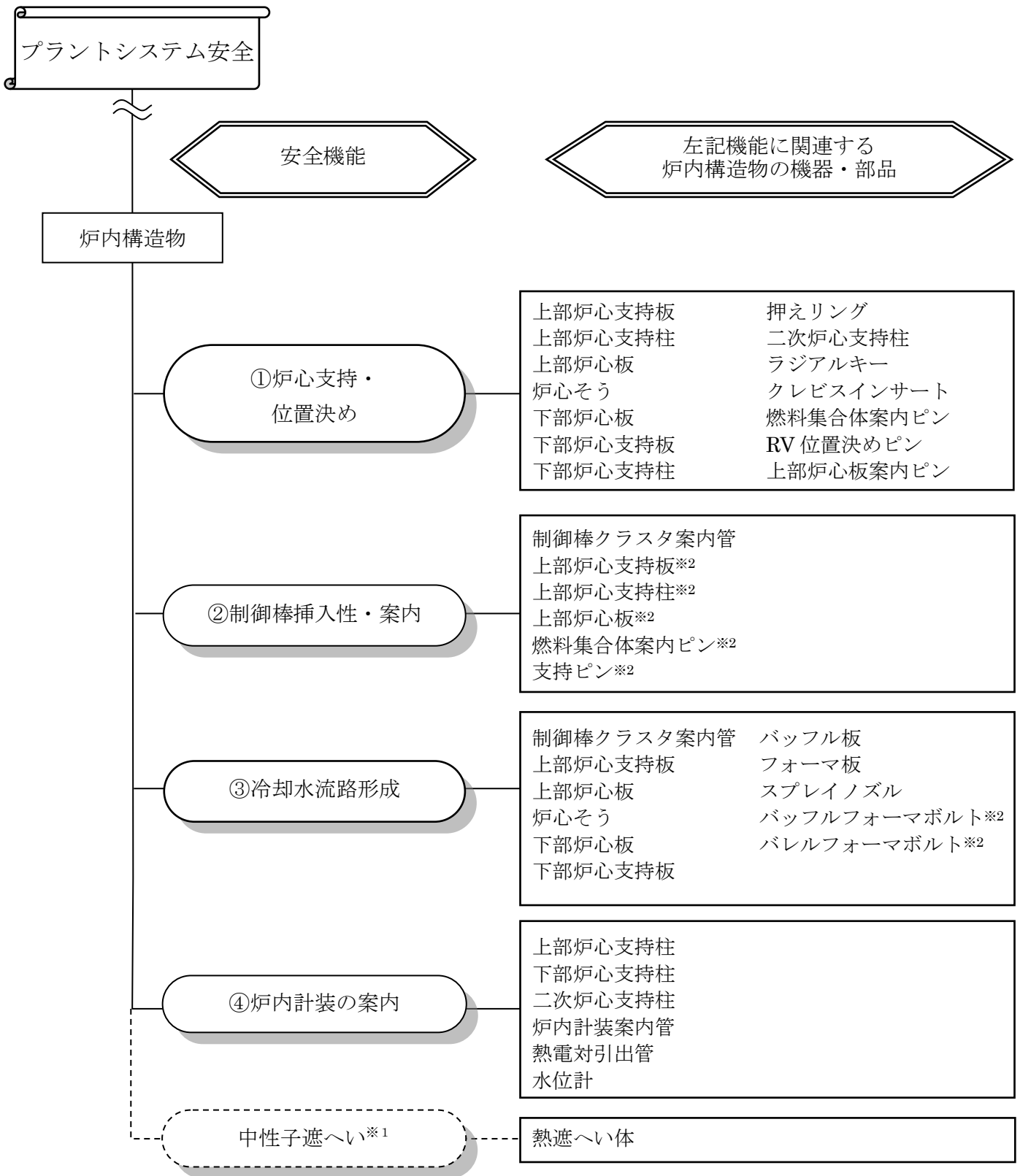
(解説 1-2) 本ガイドラインの適用にあたって

本ガイドラインで適用する点検及び評価は、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメント規程(JEAC4111)」及び「原子力発電所の保守管理規程(JEAC4209)」に基づき実施されることを前提としている。

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

(解説 1-3) 安全機能

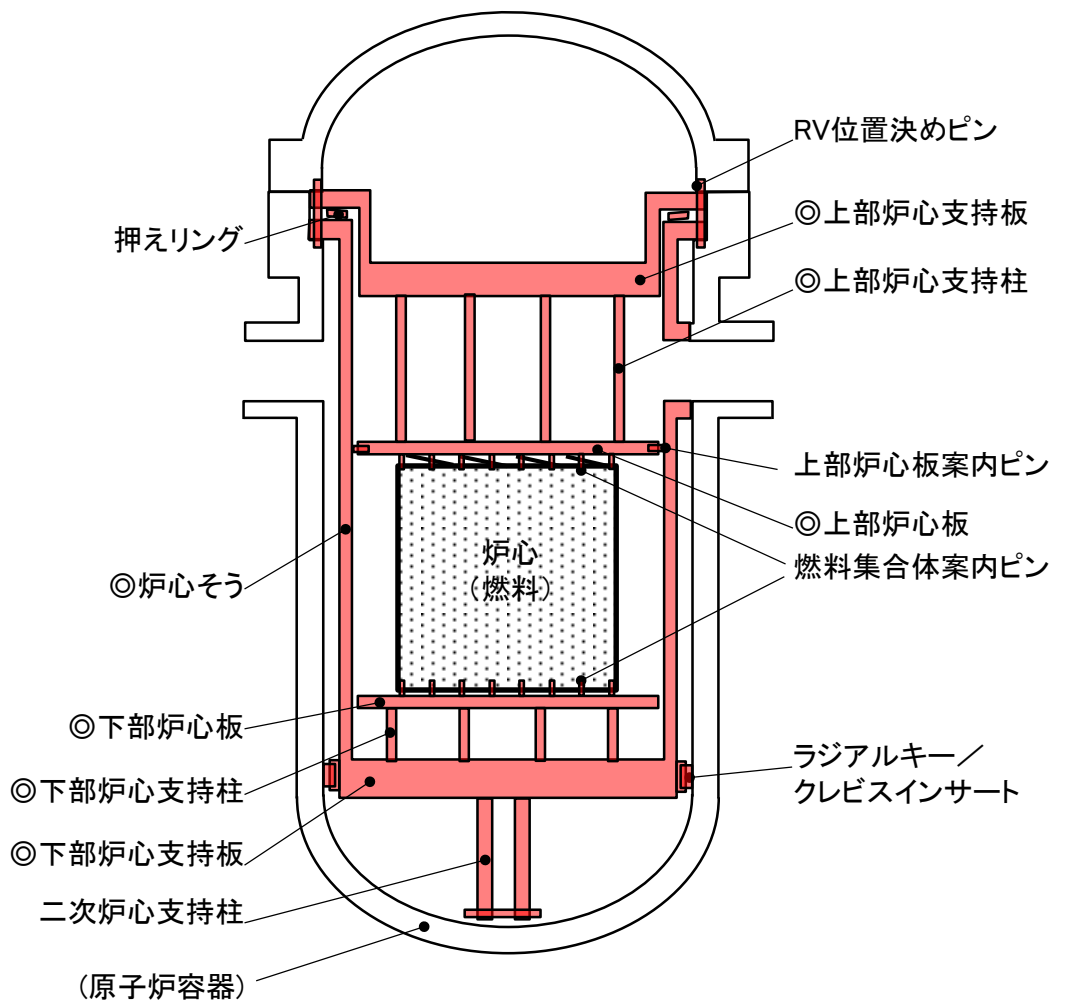
PWRの炉内構造物の安全上重要な機能(安全機能)とは、「①炉心支持及び位置決め」、「②制御棒挿入性の確保」、「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」、「④炉内計装の案内」をいう^[1]。これら機能と関連する機器・部品を解説図1-3-1に示す。また、参考にこれら機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図を解説図1-3-2～1-3-5に示す。



※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

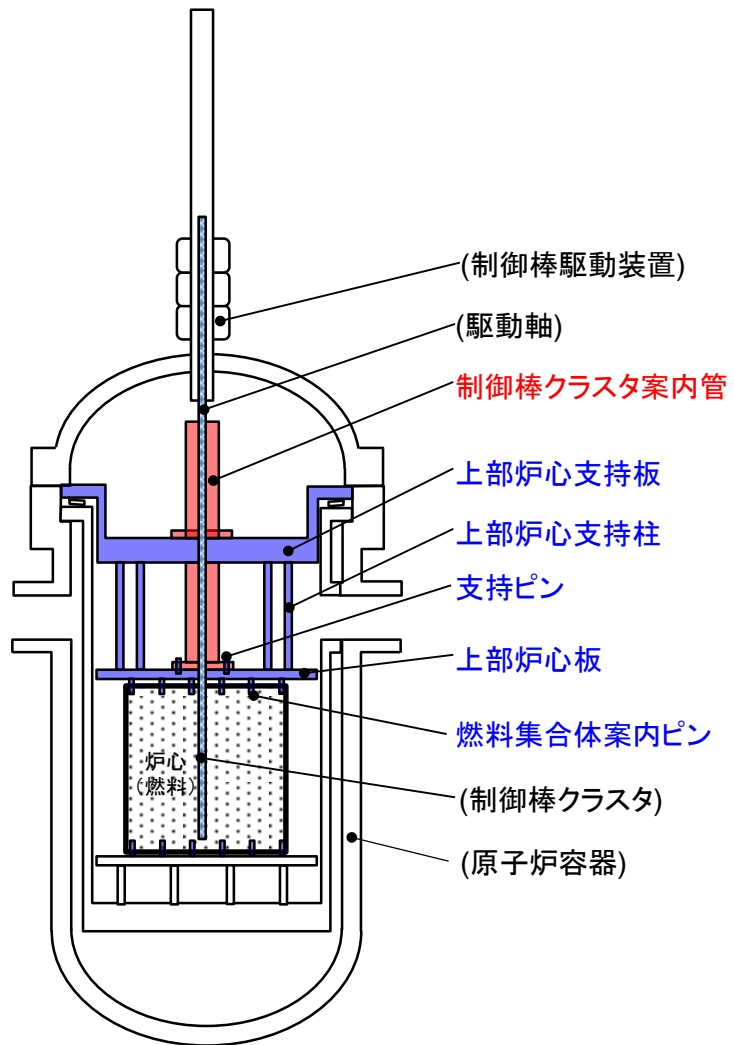
解説図 1-3-1 PWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



◎：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

解説図 1-3-2 「炉心支持・位置決め」機能に関連する機器・部品

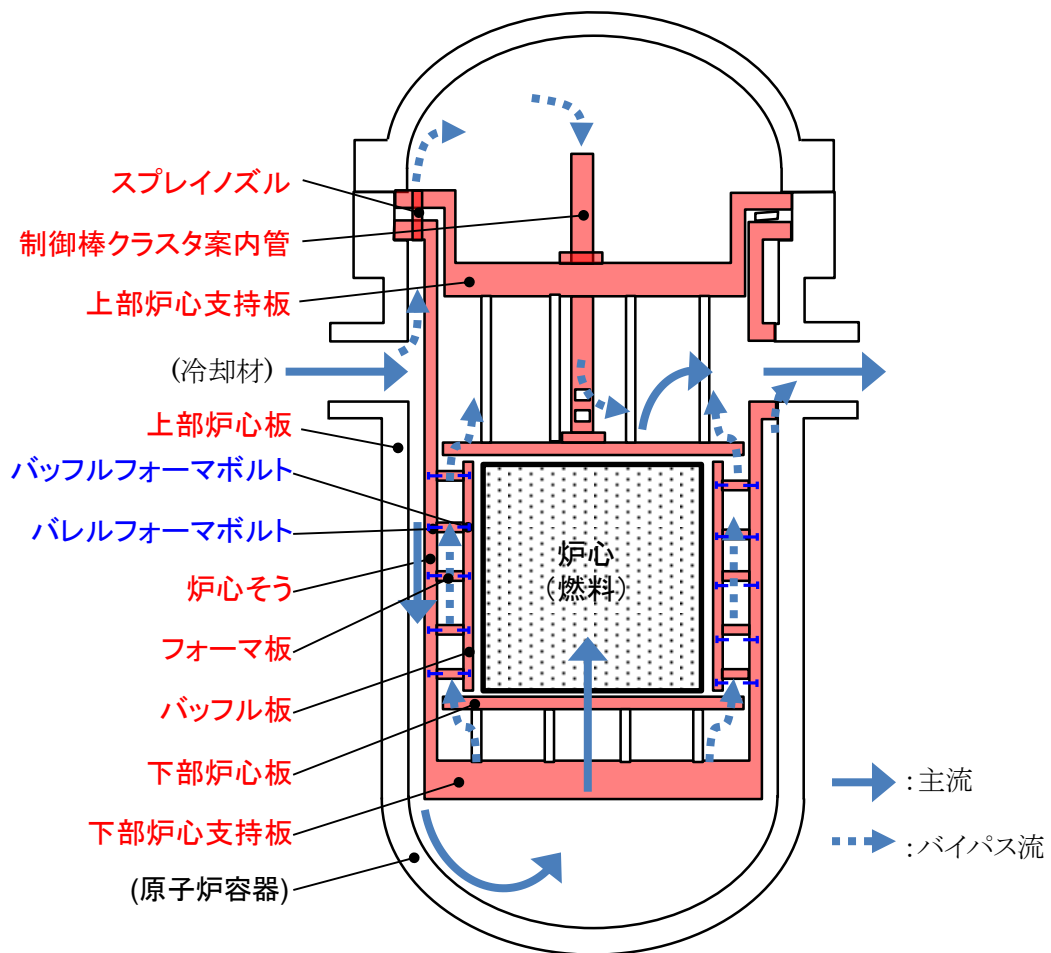


赤字：「制御棒挿入・案内」機能に直接関連する機器・部品

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

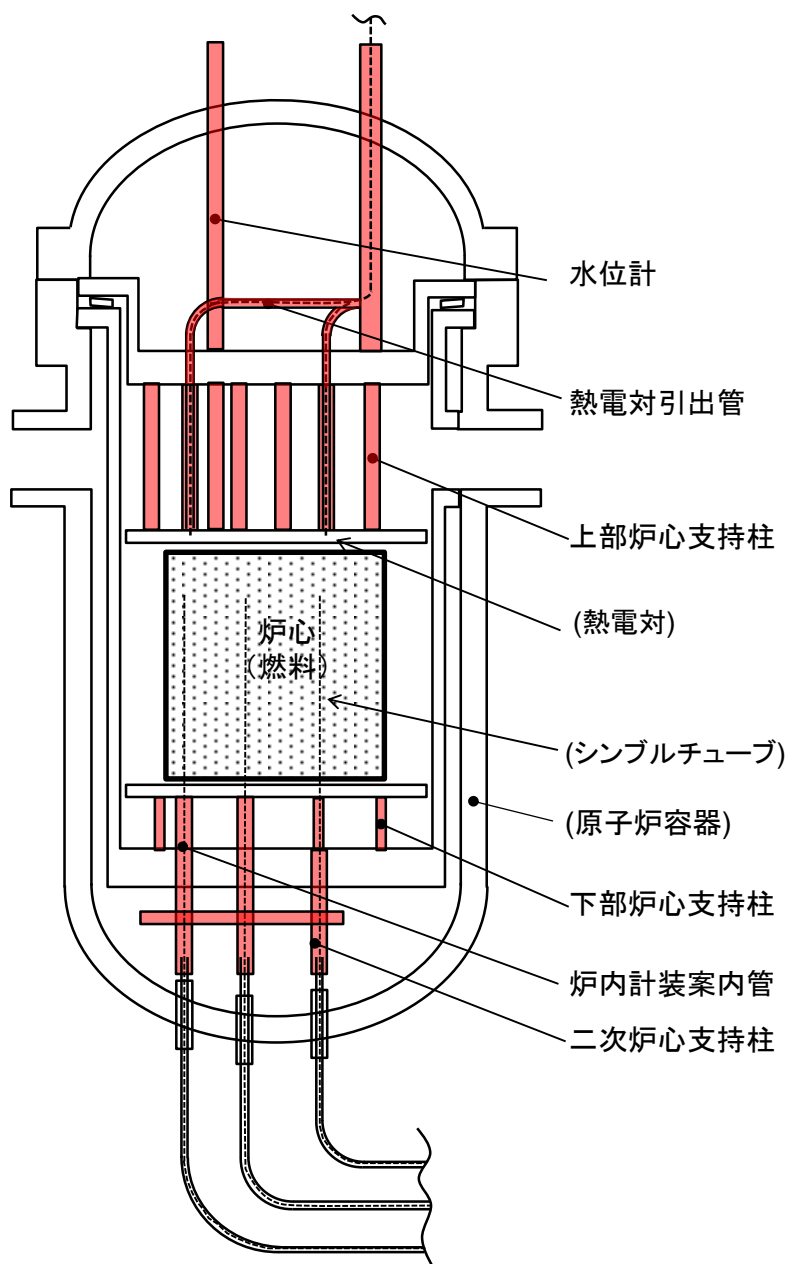
解説図 1-3-3 「制御棒挿入・案内」機能に関連する機器・部品



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

解説図 1-3-4 「冷却水流路形成」機能に関連する機器・部品

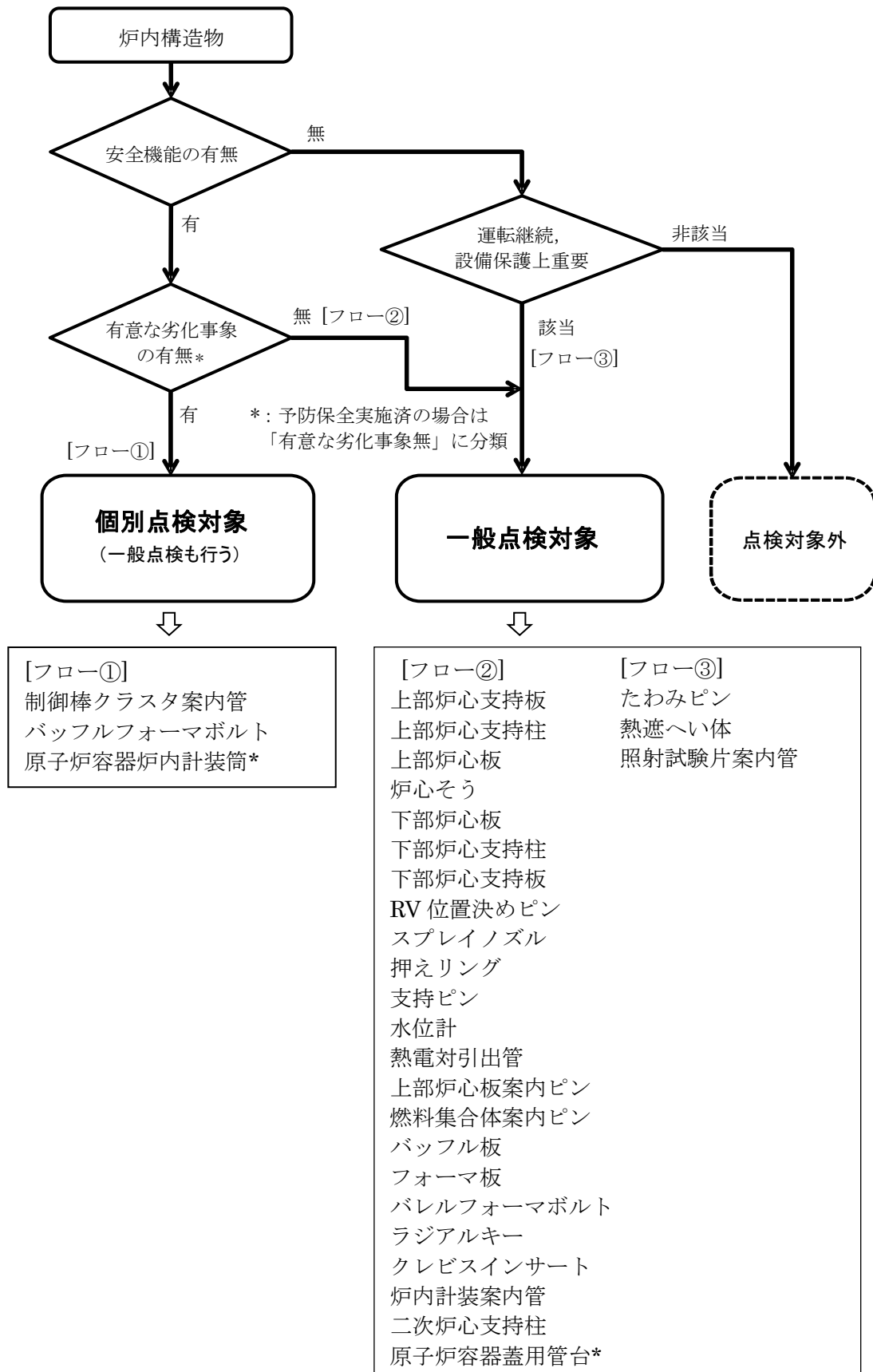


※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

解説図 1-3-5 「炉内計装の案内」機能に関連する機器・部品

(解説 2-1) 点検対象機器・部品

点検対象となる機器・部品は、本文図 1-1 のフローに基づき選定する。選定結果を解説図 2-1 に示す。本図及び本文の表 2.1-1 に記載した機器・部品は、組立体単位で記載したものであり、内部構成品やボルト、ピン等も含む。



*: 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本書にて一般点検の対象として記載する。

解説図 2-1 一般点検対象機器・部品の選定結果

(解説 2-2) 点検対象とする機器・部品の代表範囲

一般点検は、安全機能を有し有意な経年劣化事象の無い機器・部品、及び安全機能がなく発電所運転継続や設備保護上重要な機器・部品が対象であること、また、国内外の損傷事例や研究成果等、新たな知見を反映して都度適切な内容に見直されていくことから、合理的な点検プログラムとしている。点検範囲についても、炉内構造物全範囲ではなく、その代表範囲を対象とする。代表範囲としては、機器・部品が複数あるものは代表1個、対称性があるものは対称性の最小範囲（炉心の対称性より45°領域）を原則とする。設定した代表範囲については、国内外の損傷事例、研究知見等から点検範囲を拡大すべきと判断された場合には、適宜点検範囲の見直しを検討する。

一般点検は、個別点検で想定しているような劣化事象以外の要因による機器・部品の損傷を対象とし、安全機能の喪失防止のみならず運転継続・設備保護の観点から着目すべきさらなる劣化事象やその兆候を検出する観点での点検であることから、第2章に記載する点検範囲については、2.3.1～2.3.23に明記した個々の部品本体のみならず、締結用のボルトや位置決め用のピン等の付属品についても異常がないことを確認するものとする。

初回点検における代表範囲の選定方法は定めないが、2回目以降の点検においては、特に事由がなければ前回と同じ代表範囲を選定する（定点サンプリング）。これにより、点検で異常が確認された際、過去の点検時の目視結果（画像、映像等）と比較することで、経時変化の程度、発生時期等の情報を得ることができる。

(解説 2-3) 国内外の最新知見の反映

原子力発電所の安全性向上に資するための継続的改善活動として、国内外におけるプラントの点検実績、研究成果等、幅広い知見を基に、本ガイドラインの内容を適宜適切な内容に見直していく。本ガイドライン（第2版）発行以降に確認された新たな知見のうち、以下について反映を検討した。

(1) 米国プラントにおけるバッフルフォーマボルト損傷事例

2016年に米国 Indian Point 2号機、Salem 1号機、及び D.C.Cook2号機において、それぞれ過去の損傷実績を大幅に上回る227本、189本、179本のバッフルフォーマボルトにUT指示が確認された（これら本数にはUT不可のボルトも含む）。これらのプラントは、いずれもダウンフロー設計、347ステンレス鋼製バッフルフォーマボルトの4ループプラントである^[2-5]。

ダウンフロー設計は、一般にアップフロー設計に比べてバッフル板炉心側領域と背面側領域の圧力差が高い。この圧力差によりバッフル板全体を炉心側に押す方向の荷重が生じ、バッフルフォーマボルトに作用する荷重もダウンフロー設計の方がより高くなる。国内プラントにも過去にダウンフロー設計のプラントがあったが、これらは全てアップフロー設計に変更されており、現在国内プラントは全てアップフロー設計である。

347ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトは初期型のプラントで使用されており、その後主流となった冷間加工316ステンレス鋼製のボルトに比べて首下部のRが小さい等、応力の観点で厳しい設計である。国内のプラントにも過去に347ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルトを使用していたプラントがあったが、その後取替えられ、現在、国内の全てのプラントでは、首下部のRを大きくする等の対策がとられた、冷間加工316ステンレス鋼製のバッフルフォーマボルト

が使用されている。

上記のとおり、国内プラントはこれら米国プラントと設計仕様が異なっており、バッフルフォーマボルト損傷の観点で比較的穏やかな条件にあると考えられる。また、国内においては、従前よりバッフルフォーマボルトの個別点検評価ガイドラインに基づき、各プラントの設計仕様（ボルトやバッフル構造の仕様）に応じた評価・点検が行われていることから、本事象を受けて直ちにバッフルフォーマボルトに対する一般点検を強化する必要性は低いと考えられる。引き続き、本事象の原因究明に関する情報を含め国内外のプラントの点検実績や研究事例のフォロー等を行っていく。

(2) 米国プラントにおける照射試験片カプセル破損事象

2015年4月に米国 Sequoyah1号機において、燃料交換停止中に照射試験片、カプセル等の破片が散乱している事象が確認された⁶⁾。これは、前回の定期検査中に配置替えを行った照射試験片カプセルが適切に装荷されなかったため、運転中に剥離して散乱したと考えられており、決められた作業手順からの逸脱、適切に装荷が完了したことを確認する手順が不適切だったことが原因とされている。国内においては、カプセルの取り出し・装荷作業時には炉内構造物をキャビティに取り出したうえで、監視カメラで確認しながら専用工具を用いて作業している。さらにカプセルが確実に固定されたことをゲージ等を使用して確認している。このように国内では適切に装荷を行っており、同様の事象が起こることは考えにくいことから、点検対象は代表1体としているが、照射試験カプセルの移動、再装荷を行った場合、当該の照射試験片案内管に対して運転再開までに初期状態（装荷状態）の確認を行うことが望ましい。

(解説 3-1) 点検方法

一般点検は、特定の経年劣化事象を有する機器・部品に対する点検ではないため、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発見することを目的とし、VT-3 で実施する。

(解説 3-2) 点検時期

一般点検は供用期間中検査にあわせて行うのが望ましい。ただし、上部炉心構造物などは実施可能な機会に行うこともできる。

過去の点検実績など、一般点検と同等な点検が実施されている場合、一般点検と読み替えることができる。

個別点検又は一般点検において実績若しくは新たな知見が得られた場合、その内容が以降の点検や後続のプラントの点検に反映することが妥当であると判断できる場合は、それらを反映した点検時期及び点検計画を策定できる。

一般点検ガイドライン整備の現状と課題について

1. 一般点検ガイドライン整備の経緯と現状

国内外の原子力発電所では累積運転時間の増加に伴い、炉内構造物の経年劣化による損傷事例が散見されるようになり、敦賀発電所 1 号機のシュラウドサポートに応力腐食割れによるひび割れが 1999 年 12 月に発見された。

これを契機として、運転保守経験や既往の研究成果の知見に基づき、炉内構造物の経年劣化事象が顕在化する可能性のある部位について、点検方法、点検間隔、結果の評価等を定めた個別点検評価ガイドラインが整備されることとなった。経年劣化事象を特定し、決定論的評価手法を用いた個別点検評価が、炉内構造物の健全性を確保する上で有効であり、知見が蓄積される中で炉内構造物の信頼性が改善されてきた。

2002 年になると、個別点検評価ガイドラインを補足する観点から、炉内構造物を構成する機器・部品の代表範囲に対する一般点検のガイドライン初版が制定された。

一般点検は、まだ顕在化していない未知の経年劣化事象に対して、特にその形態を考慮せずに実施する点検である。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ているが、新たな経年劣化事象の発生等、想定外の事象は今日まで生じていない。

原子力発電所の保守管理活動は、炉規制法では保安活動の一部として位置付けられ、日本電気協会「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209) にその具体的内容が記載されている。炉内構造物等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 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指針となる実用書として整備されている。(参考図 1-1)、(参考図 1-2)

炉内構造物等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。炉内構造物の保全活動は、これまで継続的な PDCA サイクルを回すとともに、EPRI の BWR VIP や MRP, IAEA の IGALL 等の知見を活用して精緻化が図られてきた。

一般点検のガイドライン改訂 3 版(2017 年)では、重大事故の防止・抑制の視点から安全機能上の考え方が整理され、安全機能及び運転継続や設備保護上重要となる機器・部品の明確化が図られた。また、一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー(参考図 1-3)を定め、個別点検と一般点検の関係が整理された。

ここで個別点検は、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国内外運転実績からの損傷事例、研究開発での知見等に基づくものであり、経年劣化部位の材料、使用環境等、及び機器・部品の機能喪失の形態を考慮して、点検の範囲、方法、頻度を評価する。評価の結果、必要に応じて是正措置(点検頻度等の見直し、劣化事象の緩和処置等)が実施される。

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、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。すなわち、一般点検は、運転継続・設備保護上の観点から着目すべき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られた。

一般点検は、既知の経年劣化事象以外の要因による損傷は要因の特定が困難であること、これまでに顕在化していないことを踏まえ、代表性等を考慮して点検範囲を定め、供用期間中検査の検査間隔に合わせて安全機能の障害の有無が確認できるよう可能な範囲での目視試験を基本とした点検を実施する。点検の結果、機器・部品の安全機能への障害あるいは安全機能の低下となる兆候があると評価された場合は、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、点検範囲の縮小や点検間隔延長等の見直しを行う。さらに、炉内構造物の点検実績・データの活用に加えて、国内外のリスク情報の活用事例をもとに、点検範囲及び頻度の最適化を図る検討を継続することとした。

2. 継続的改善に向けた課題

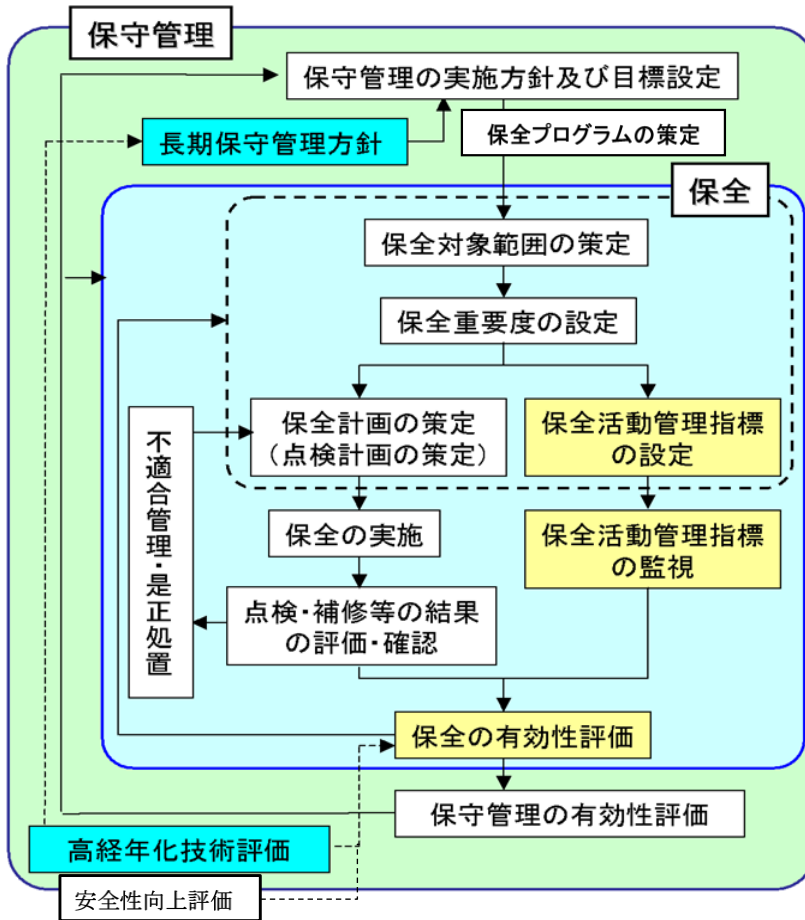
原子力事業者は、福島第一原子力発電所事故の教訓として、原子力発電のリスクに正面から向き合うことを決意し、リスク情報を保全活動における様々な意思決定に広く適用していくこととしている。

炉内構造物の点検にあたっては、点検実績データに基づき、リスク情報（国内外の事例、決定論／確率論的検討等の情報）を広く活用することにより、点検範囲や点検頻度等の保全活動を最適化していく仕組みの構築が重要となる。

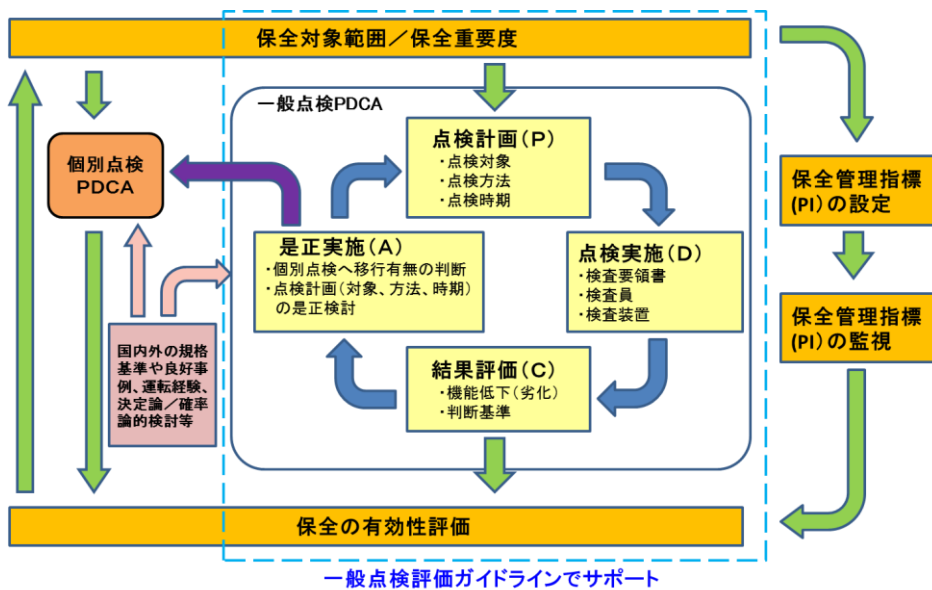
リスクに基づいて安全上重要な事項について優先的に資源を割り当てるグレーデッドアプローチの考え方も国内に定着しつつある。日本原子力学会では「リスク情報を活用した統合的意思決定に関する実施基準」(2020年3月)により、統合的意思決定(Integrated Risk-Informed Decision Making: IRIDM)の標準的なプロセスを実施するための要件を解説している。また日本保全学会保全標準化推進検討会では、「保全活動を適正化するために必要な基本事項とその解説」(2020年6月)を取り纏めている。

リスク情報活用を志向した新たな原子力規制検査が定着し、40年を超えるプラントの運転経験が蓄積されてきたことにより、保全プログラムの改善検討が原子力産業界のなかで本格化しつつある。

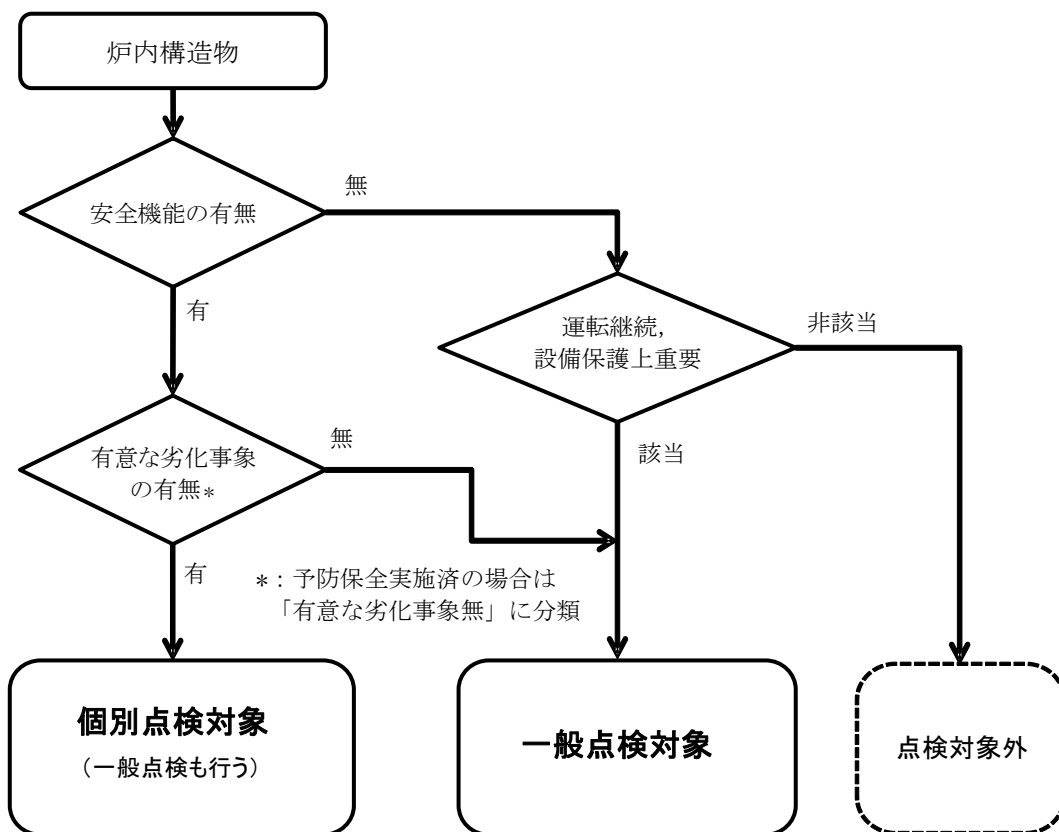
リスク情報を活用した点検評価手法について、炉内構造物の個別部位の損傷発生可能性と、その影響度／重要度をマトリックスで表示し可視化させることが説明性向上のために試行されている。リスク情報を活用した点検・評価手法を提案し、より効果的な保全活動を目指すこととする。



参考図 1-1 保守管理規程（JEAC4209）における保全活動の概念



参考図 1-2 保守管理における一般点検の PDCA



参考図 1-3 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

改訂経緯

2002年3月 初版発行

2015年3月 第2版発行

本文の表 2.1-1「点検対象部位」に関連する安全機能を追加した。また、2.3 節に機器毎の具体的な点検範囲を追加した。解説 1-2 に学協会規格及び年度版の扱いを追加した。その他、全体として表現の見直しを行った。

2017年3月 第3版発行

改訂内容は以下のとおり。

- 第1章，解説 1-1 において，一般点検と個別点検の位置づけを安全機能，経年劣化事象の有無等の観点から明確に定義するとともに，対象部品の選定方法をフローとして示した。また，国内外の最新知見をガイドラインに反映する考え方を追加した。解説 1-3 において，炉内構造物の安全機能と各機能に関連する部品を図表で整理した。
- 第1章の選定フローに基づき，第2章，解説 2-1 において点検対象機器・部品を見直した。
- 解説 2-2 において，点検対象範囲の代表性，定点サンプリングに関する考え方を追加した。
- 解説 2-3 において，国内外の最新知見 2 件の紹介，及びガイドラインへの反映の考え方を追加した。
- 参考資料 1 において，ガイドライン整備の経緯，現状，課題，保守管理との関係等を整理した。
- その他全体を通して文章・図の適正化を図った。

2022年12月 第4版発行

点検時の観点を追加した。点検時期の記載を見直した。その他，全体を通して記載の適正化を行った。

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、バッフル板、バッフルフォーマボルト、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して判断された場合には、該当機器・部品に対して補修・取替えを実施する。
- (3) 詳細調査及び影響評価で得られた新たな知見は、必要に応じて、既存ガイドラインの改訂又は新たなガイドラインの開発を行う。

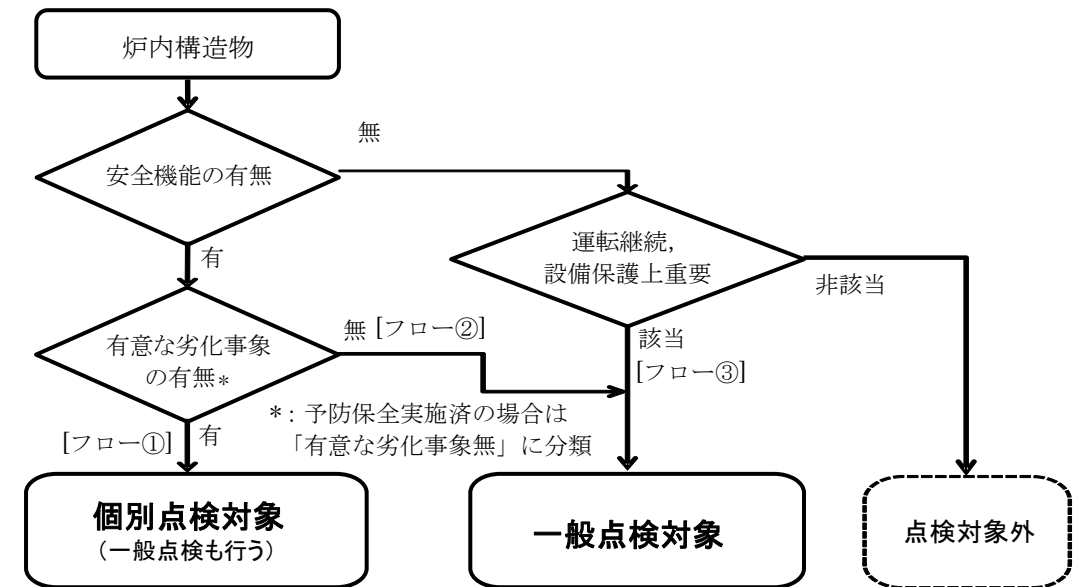


図 1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

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

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)

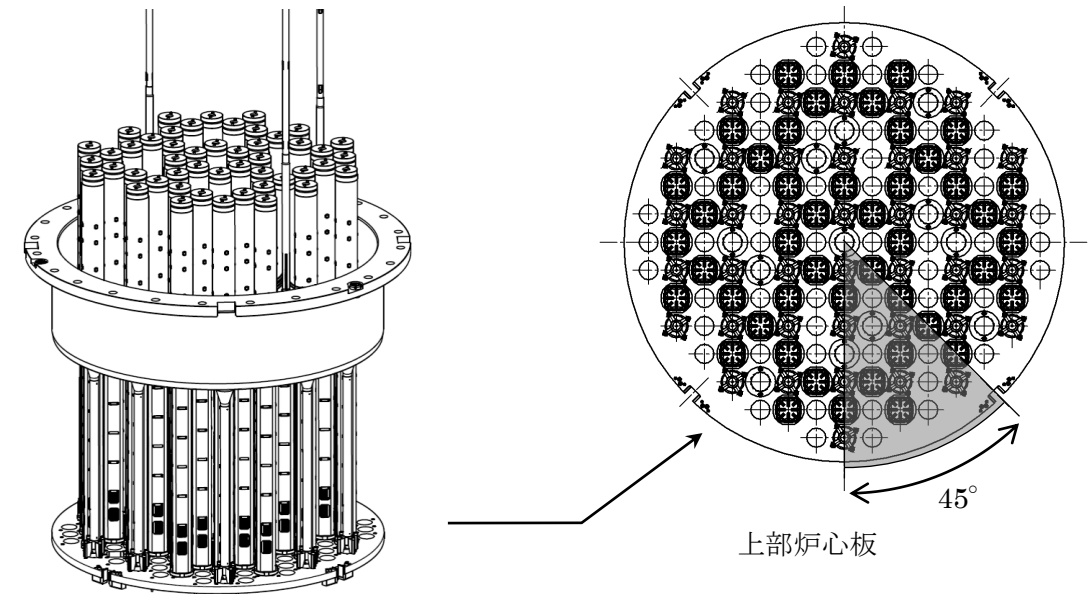


図 3 点検対象範囲の例

引用文献

- [1] IAEA-TECDOC-1557, Assessment and Management of Ageing of Major Nuclear Power Plant Components Important to Safety: PWR Vessel Internals, 2007 Update, June 2007.
- [2] NRC Event Notification Report for March 30, 2016, Event Number 51829, “Baffle Bolt Indications Identified During Inservice Inspection”
- [3] NRC Event Notification Report for May 4, 2016, Event Number 51902, “Anomalies Identified During Visual Inspection of Reactor Vessel Internals”
- [4] Westinghouse, NSAL-16-1 Revision1 “Baffle Former Bolts”, ML16222A513
- [5] NRC Perspectives on Baffle-Former Bolt Degradation, July 19, 2016, ML16203A029
- [6] 原子力規制委員会, 第 18 回技術情報検討会資料, 米国情報 IN2016-02 「原子炉圧力容器監視カプセルの不適切な据付け」について, 平成 28 年 3 月 4 日, 原子力規制企画課

P W R 炉内構造物等点検評価ガイドライン
[一般点検]
(第 4 版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会
〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階
TEL 03-5418-9316 FAX 03-5440-3606

©原子力安全推進協会，2022

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