

# PWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[一般点検]

(第3版)

平成29年3月

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

## はじめに

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

平成12年に(社)火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」は、平成19年より日本原子力技術協会に継承され、さらに平成24年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることと致します。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

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

平成29年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

委員長 野本敏治

# PWR 炉内構造物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
平成 14 年 3 月	初版発行		
平成 27 年 3 月	第 2 版発行	点検範囲図の追加，表現等の見直し	
平成 29 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	

※ 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

(平成 29 年 3 月現在, 順不同, 敬称略)

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

# PWR 炉内構造物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	点検方法及び周期 .....	28
3.1	点検方法 .....	28
3.2	点検開始時期 .....	28
3.3	点検周期 .....	28
第 4 章	評価 .....	28

## 解説

(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.....	38
(解説 3-2) 点検開始時期及び点検周期 .....	38

## 参考資料

参考資料 1 炉内構造物点検評価ガイドライン整備の経緯と現状 ならびにさらなる充実について .....	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、点検周期、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。

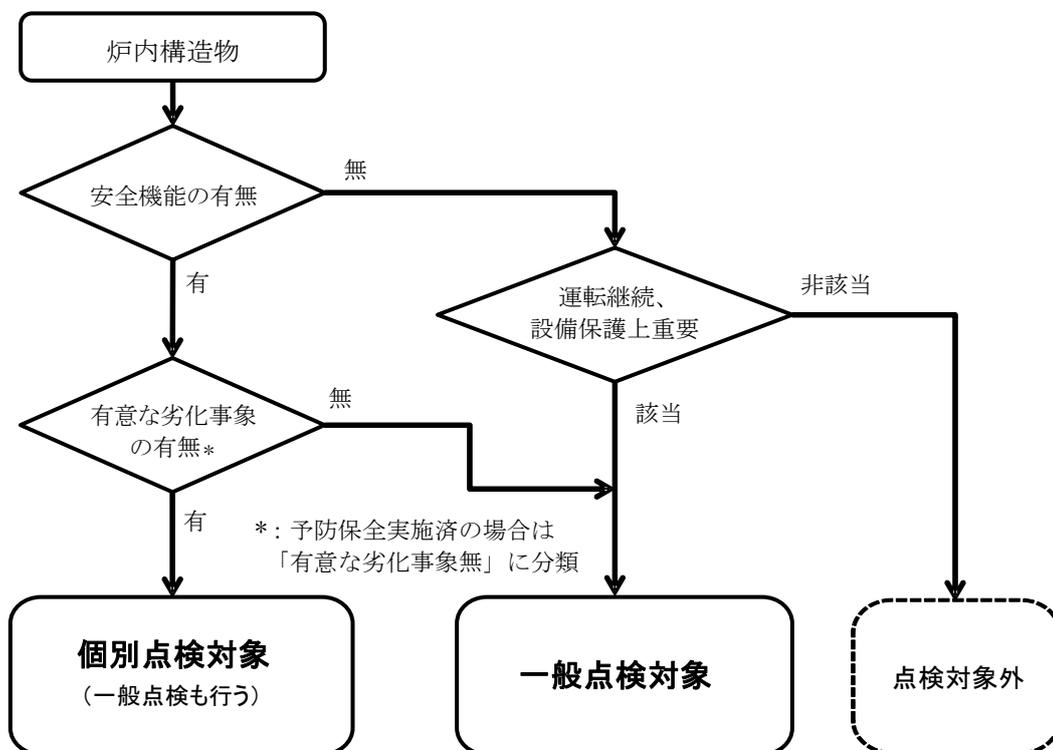


図 1-1 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

## 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。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，もしくは対称性がある場合には，代表となる接近可能な範囲を対象範囲とする。なお，対象範囲は運転期間中に変更せず，定点サンプリングとする。機器・部品毎の対象範囲を 2.3 節に示す（解説 2-2）。

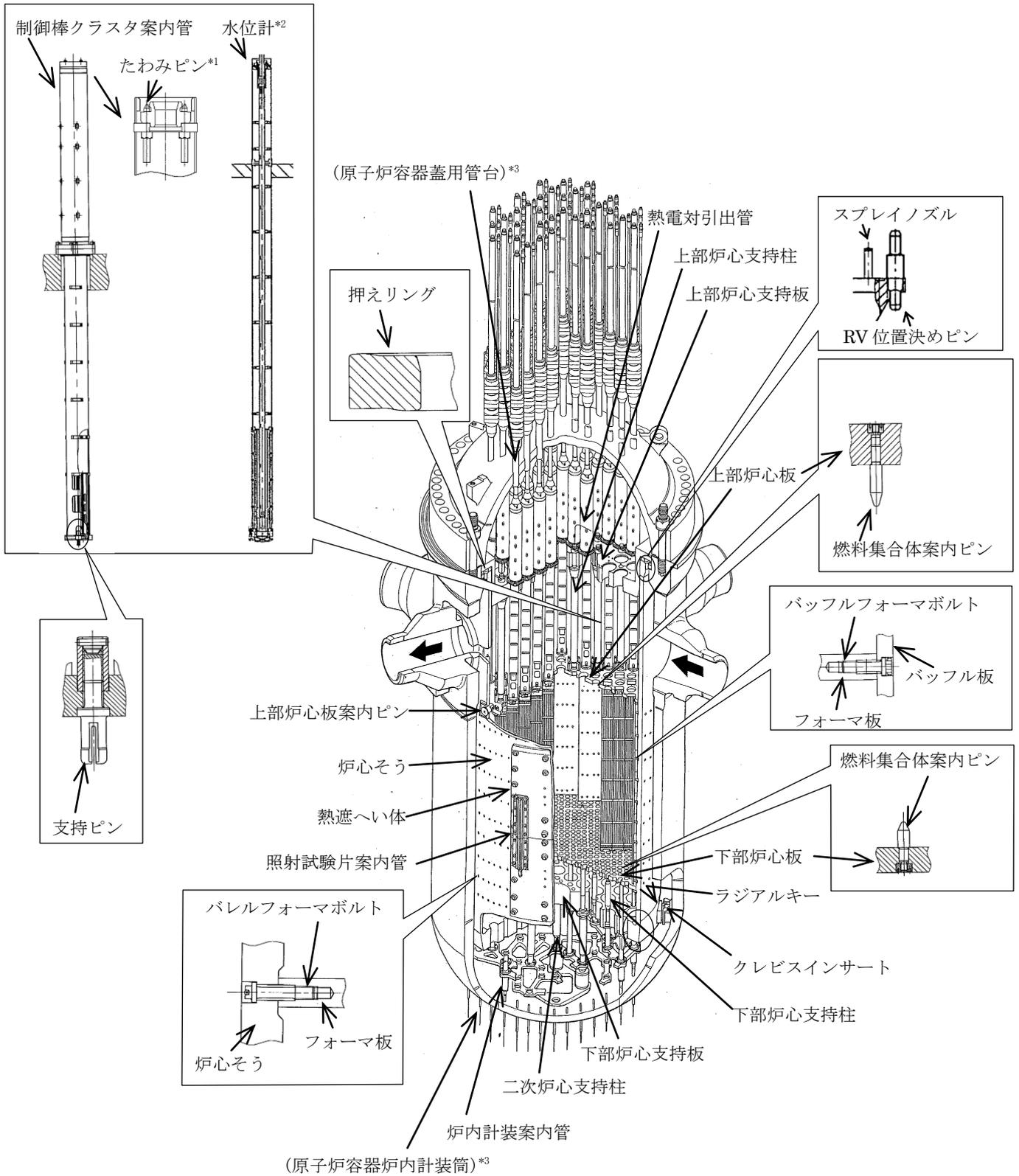
表 2.1-1 一般点検対象機器・部品\*1

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、美浜 3、大飯 1/2 号機。水位計は高浜 1/2、美浜 3、大飯 1/2/3/4 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, 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 2.1-1 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。

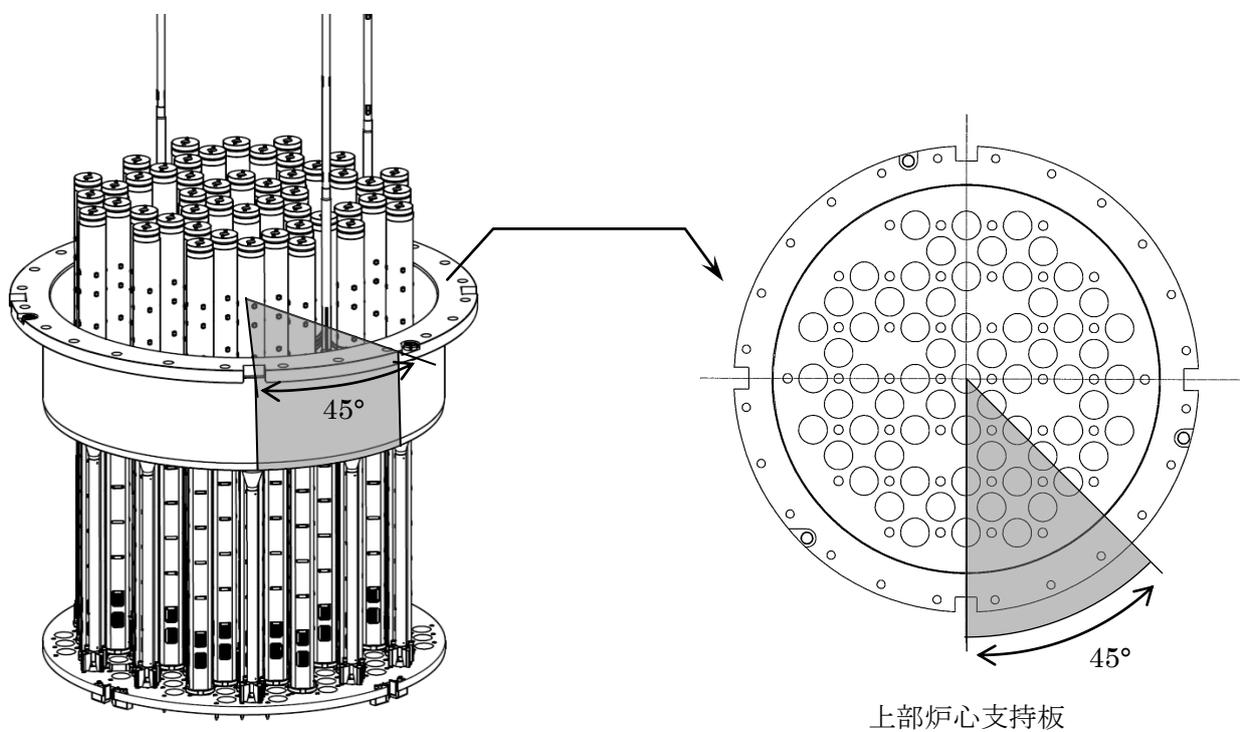


図 2.3-1 上部炉心支持板の点検範囲

### 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。

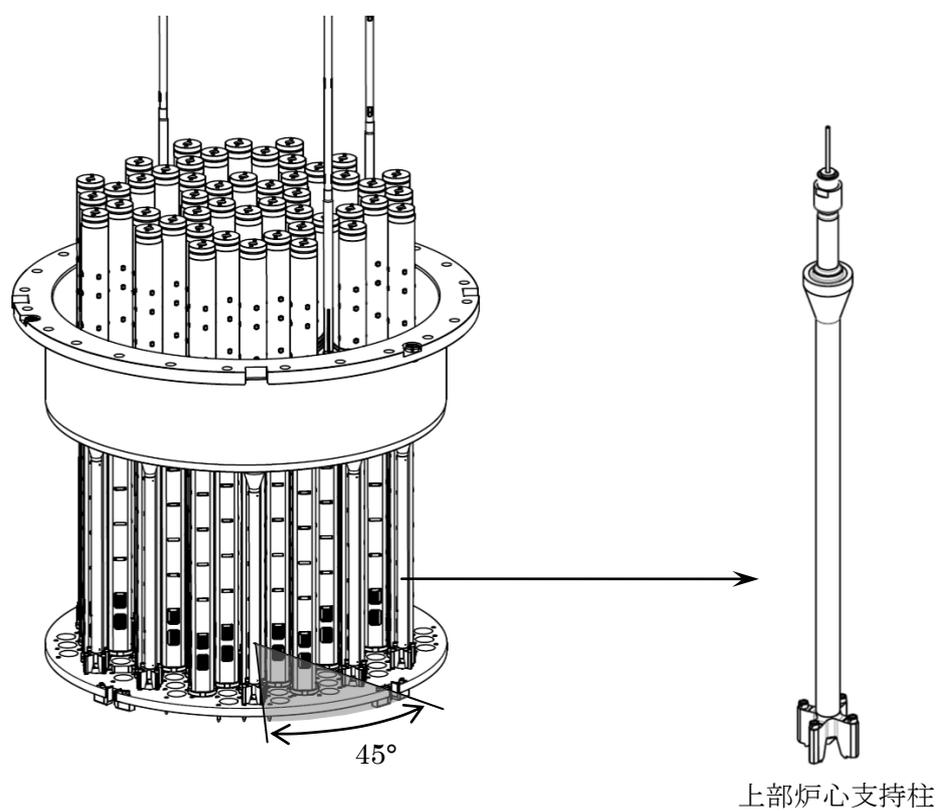


図 2.3-2 上部炉心支持柱の点検範囲

### 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。

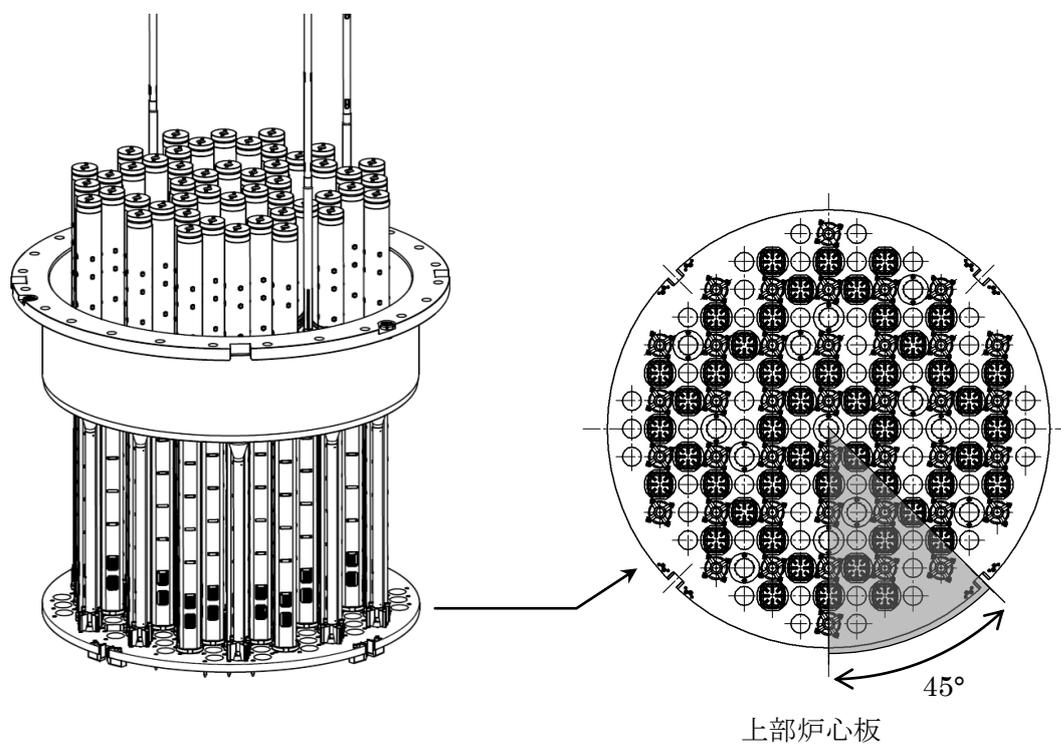


図 2.3-3 上部炉心板の点検範囲

#### 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。

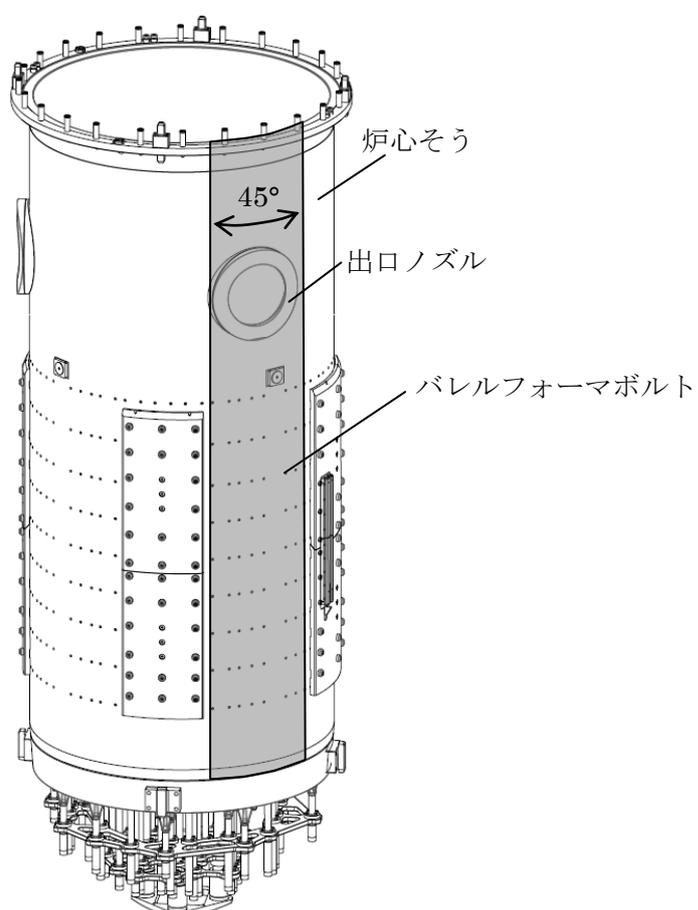


図 2.3-4 炉心そう，バレルフォーマボルトの点検範囲

### 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。

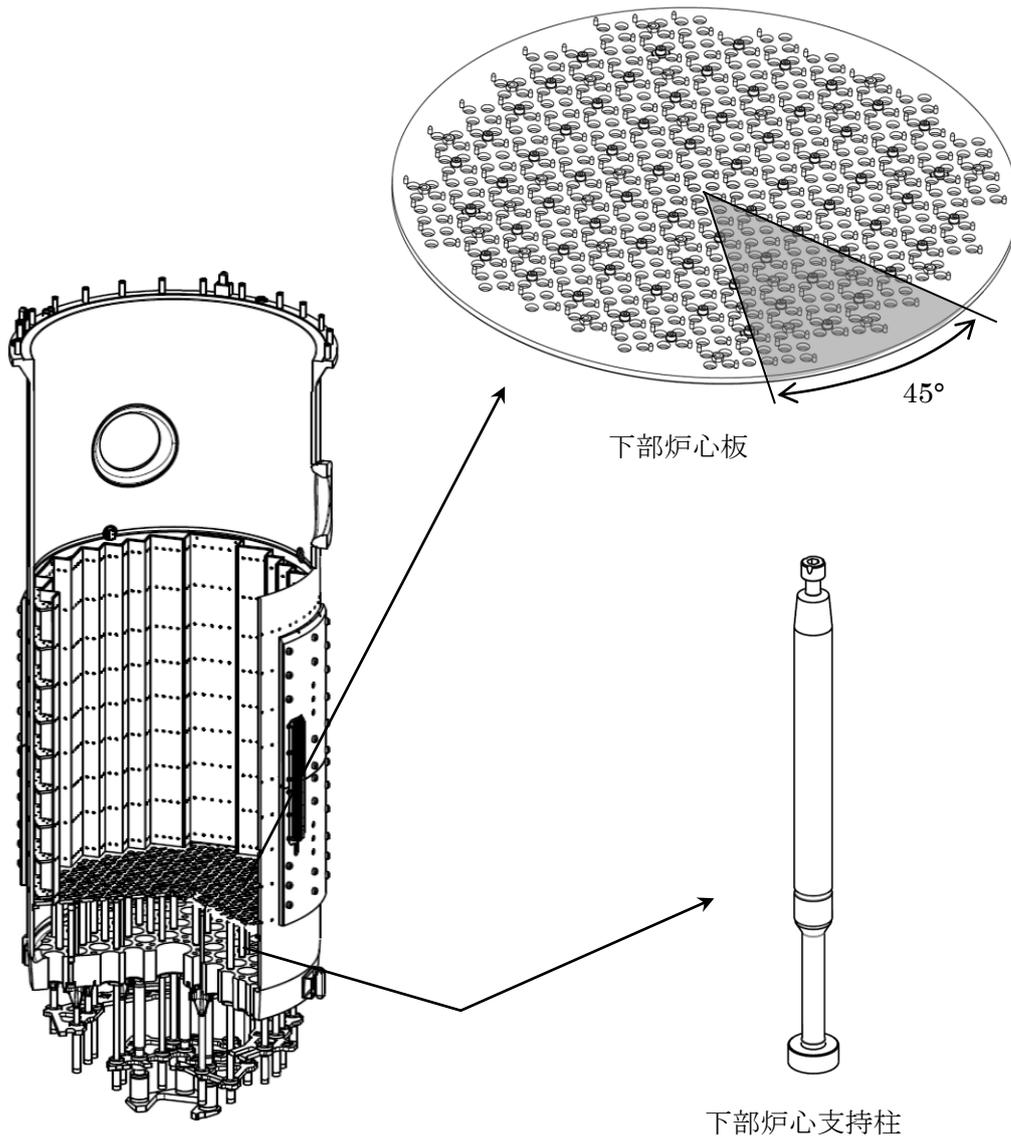


図 2.3-5 下部炉心板, 下部炉心支持柱の点検範囲

### 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。

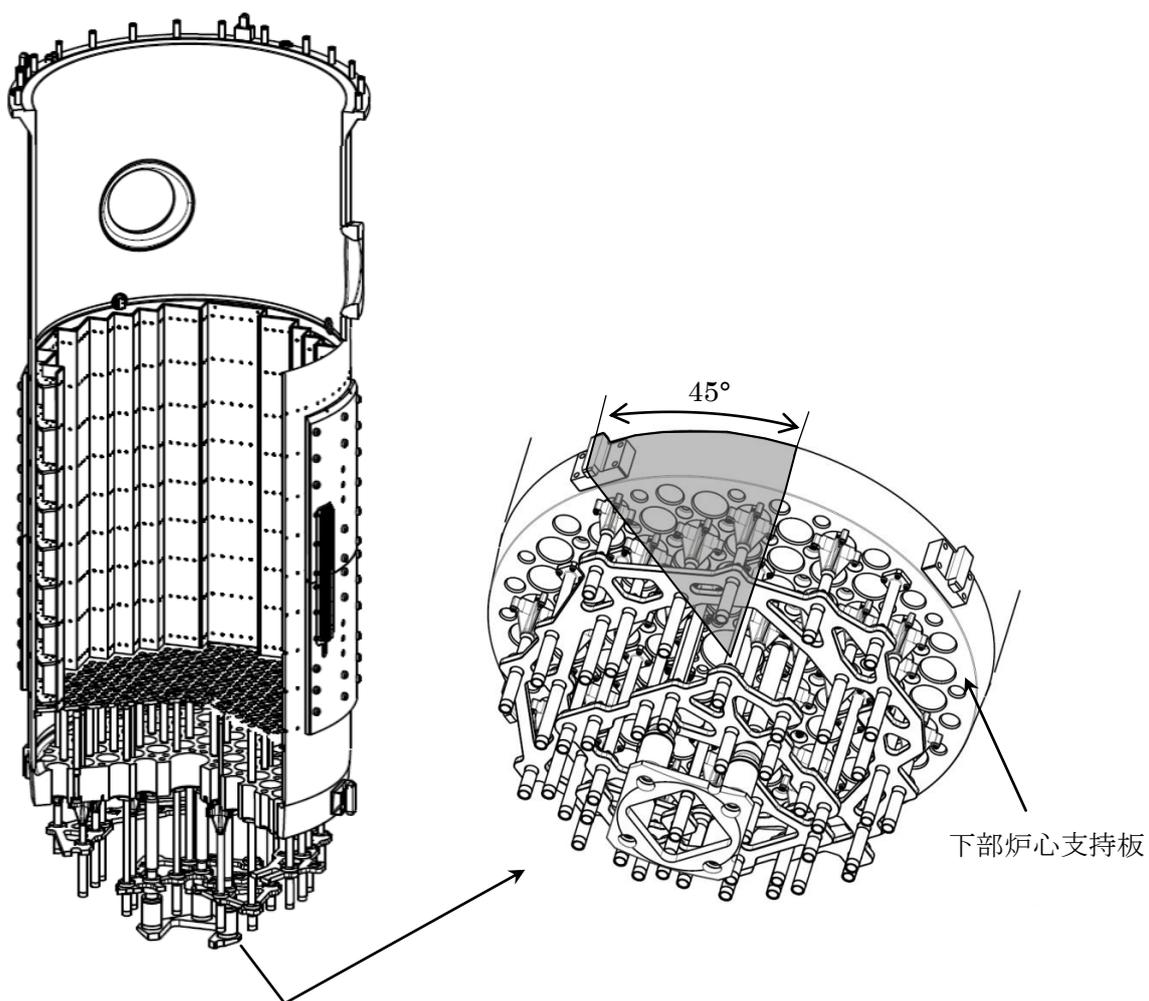


図 2.3-6 下部炉心支持板の点検範囲

### 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。

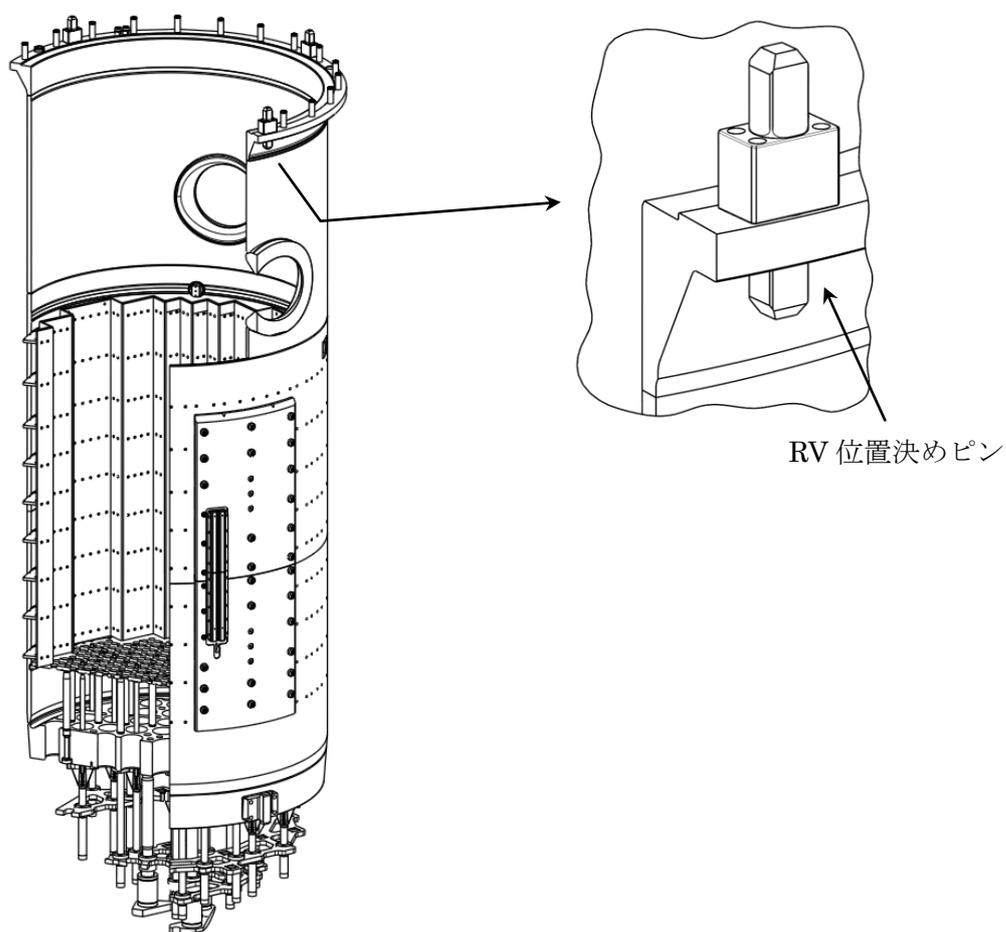


図 2.3-7 RV 位置決めピンの点検範囲

### 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。

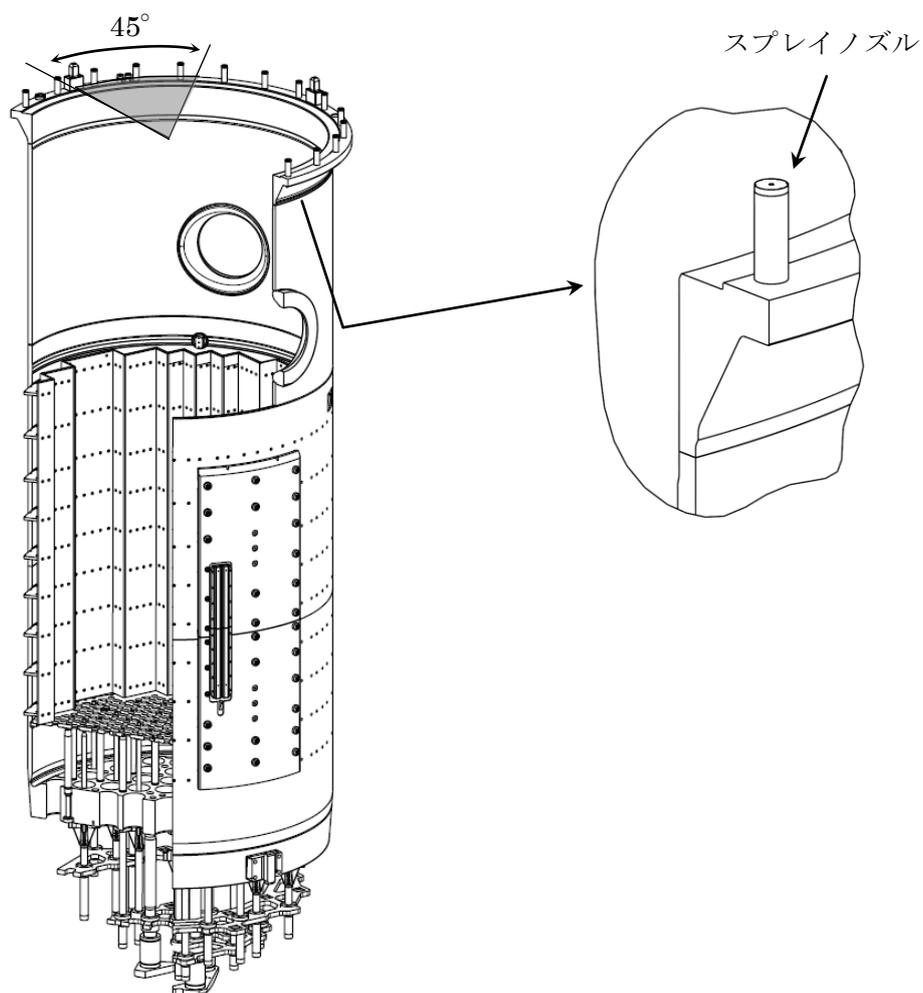


図 2.3-8 スプレイノズルの点検範囲

### 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。

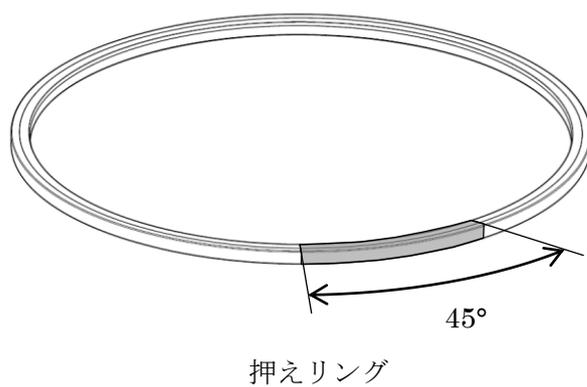


図 2.3-9 押えリングの点検範囲

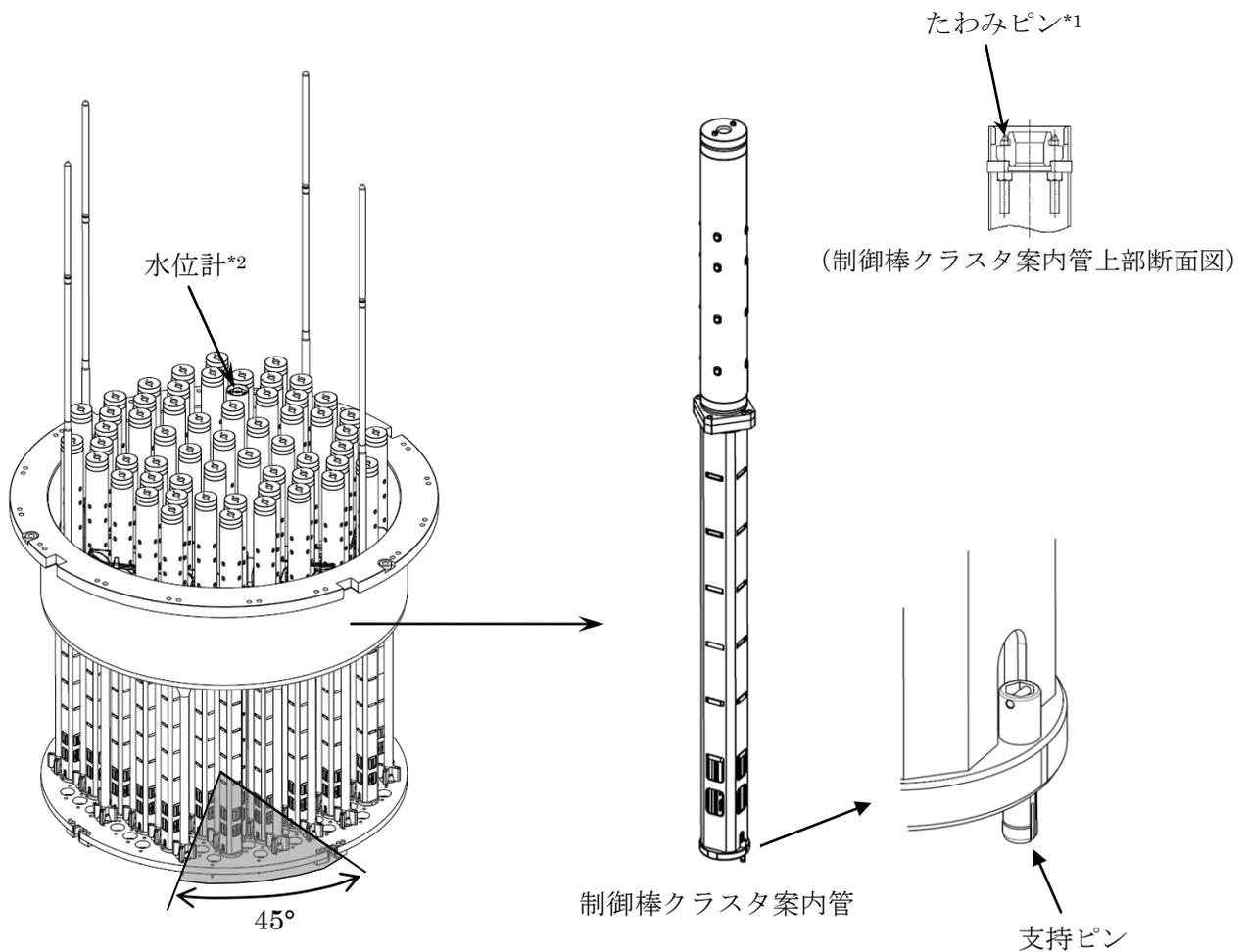
### 2.3.10 制御棒クラスタ案内管，たわみピン，支持ピン，水位計

制御棒クラスタ案内管，たわみピン，支持ピン，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。



\*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

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。

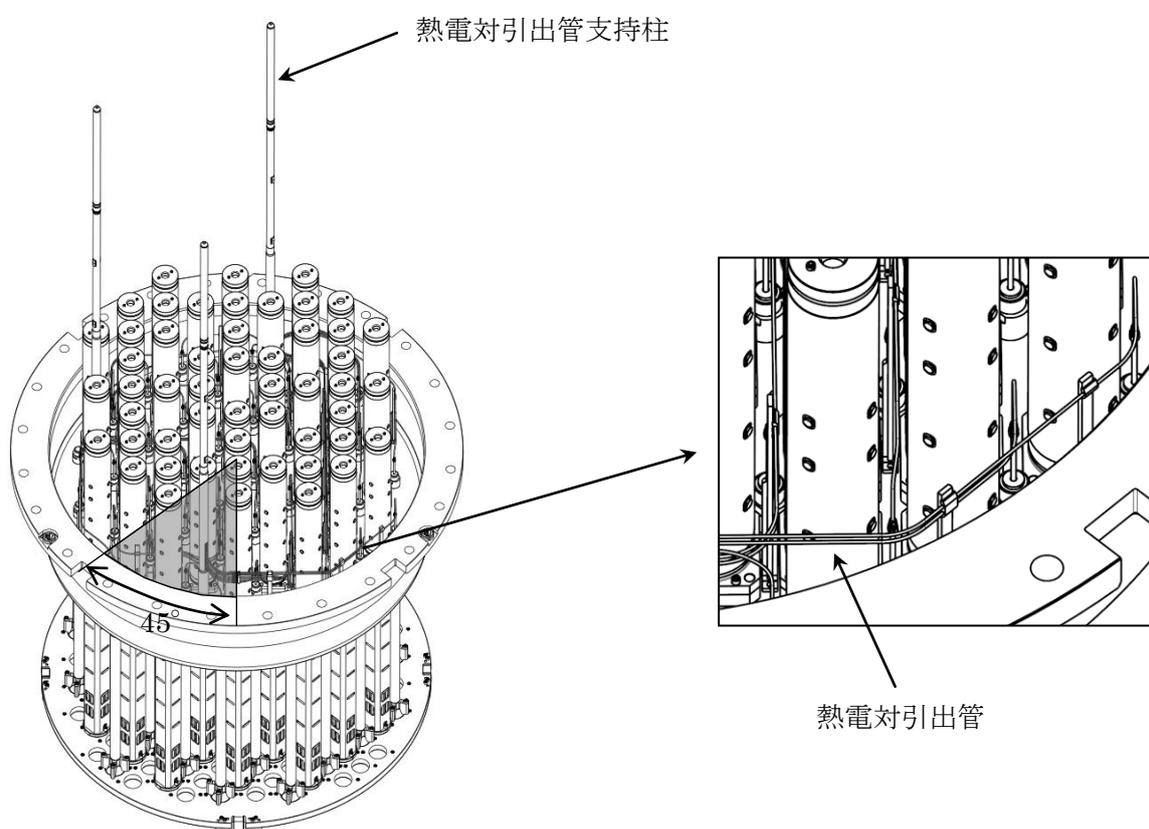


図 2.3-11 熱電対引出管の点検範囲

### 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。

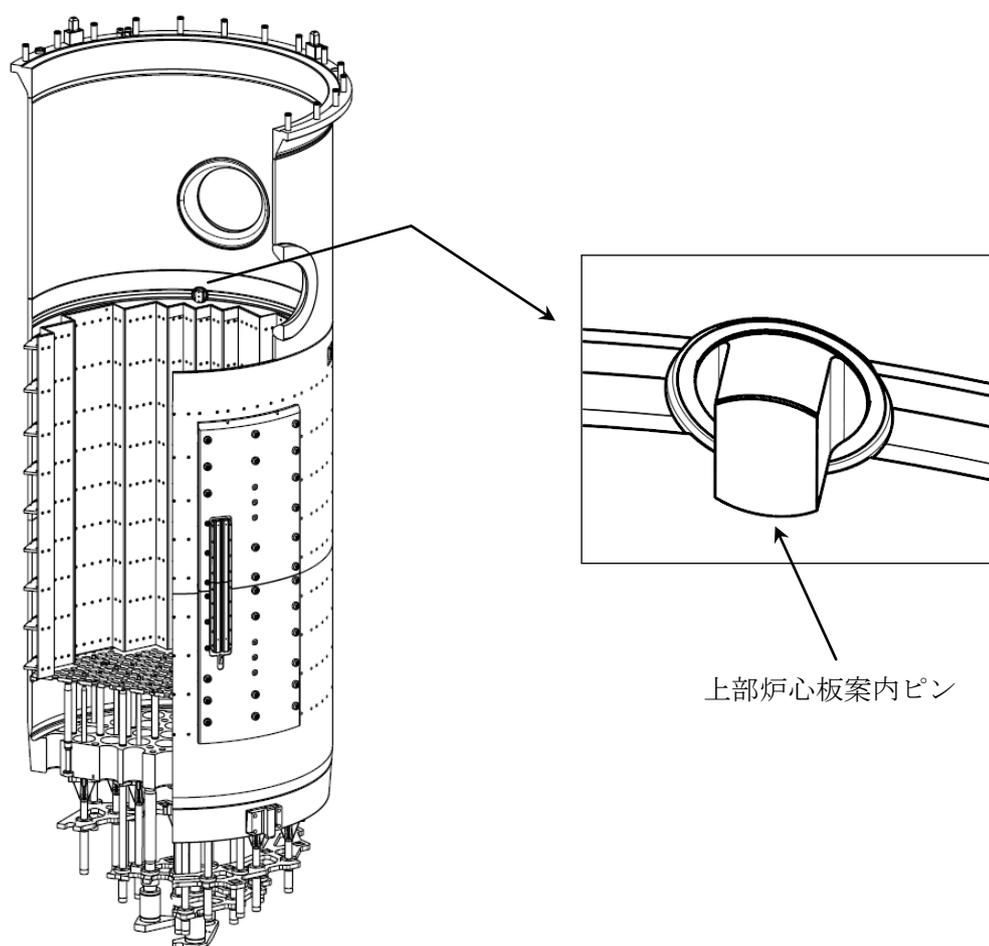


図 2.3-12 上部炉心板案内ピンの点検範囲

### 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。

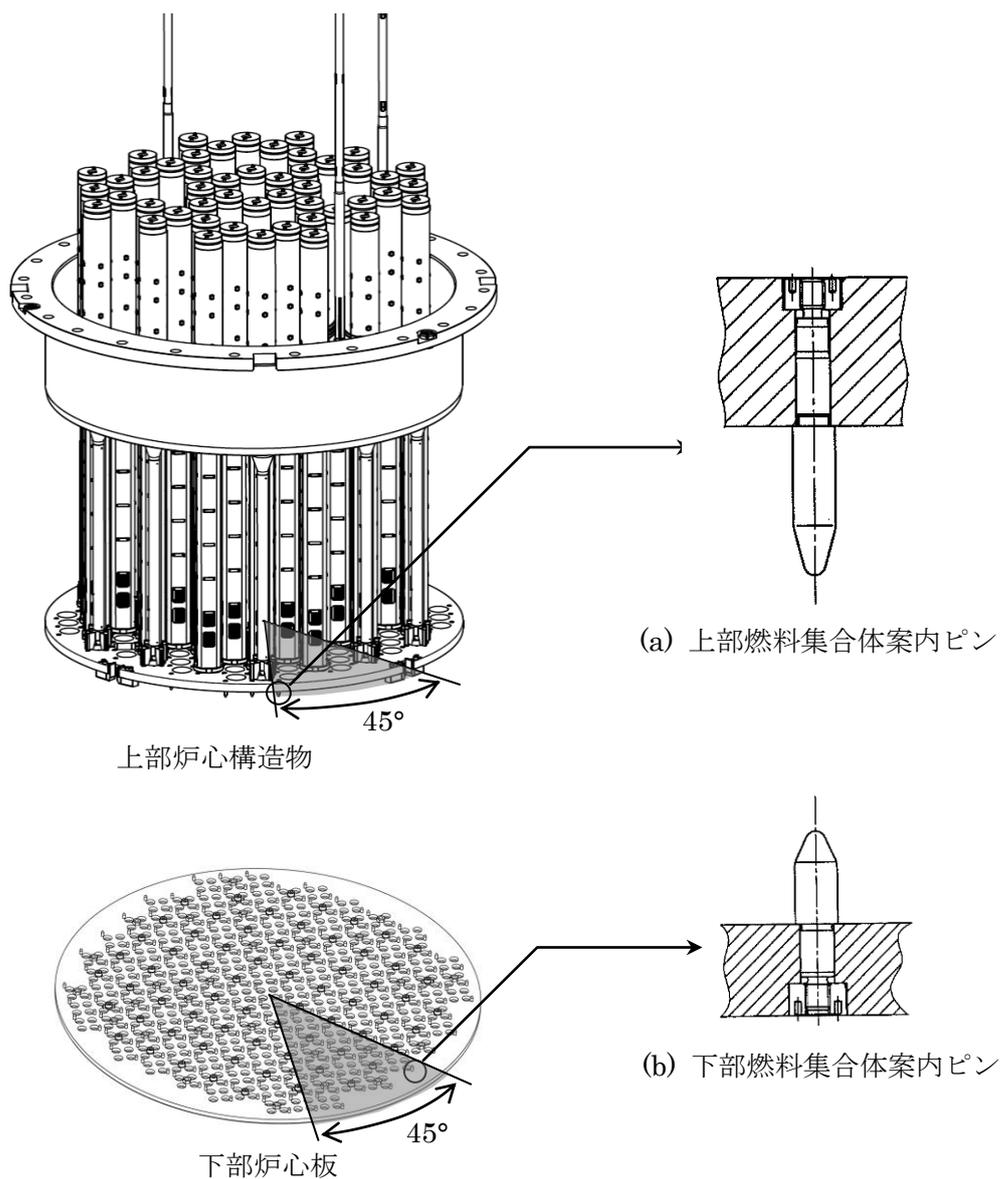


図 2.3-13 燃料集合体案内ピンの点検範囲

### 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。

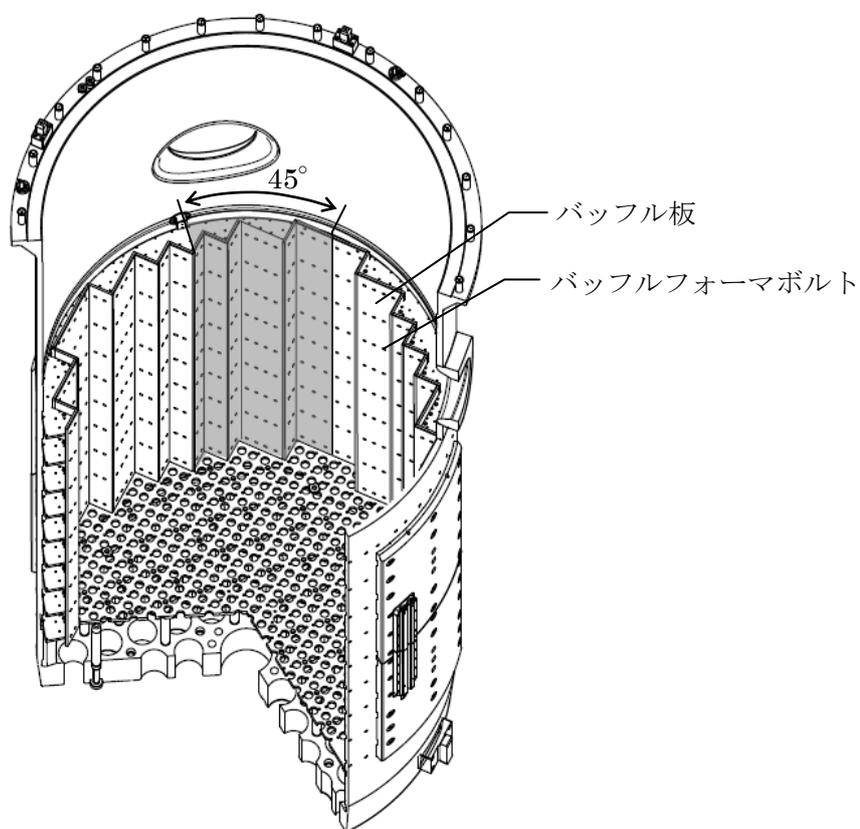


図 2.3-14 バッフル板, バッフルフォーマボルトの点検範囲

### 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。

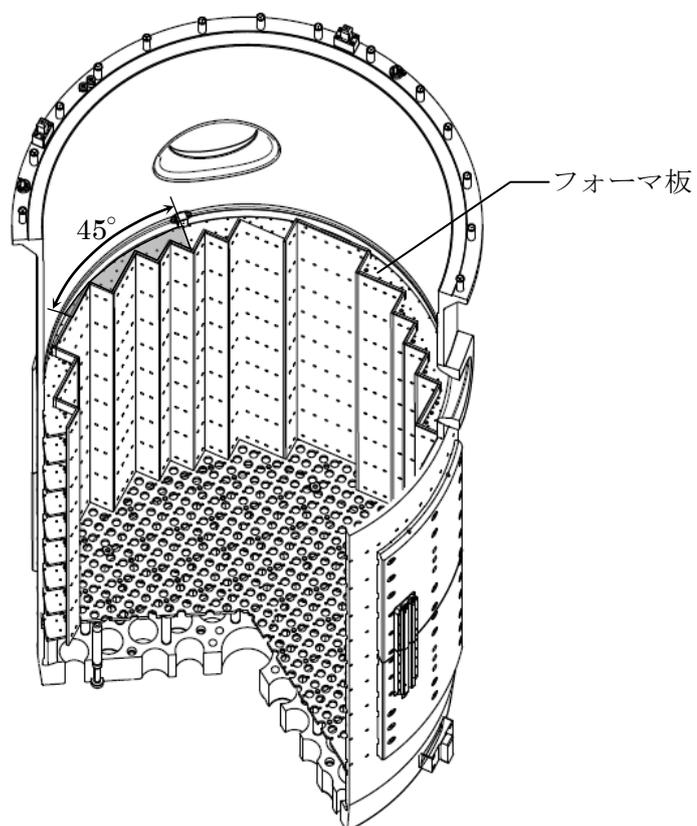


図 2.3-15 フォーマ板の点検範囲

### 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。

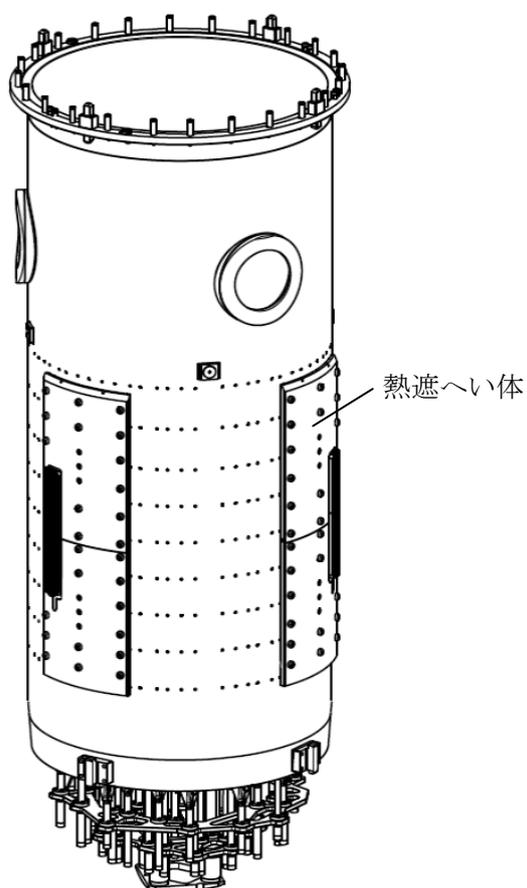


図 2.3-16 熱遮へい体の点検範囲

### 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。

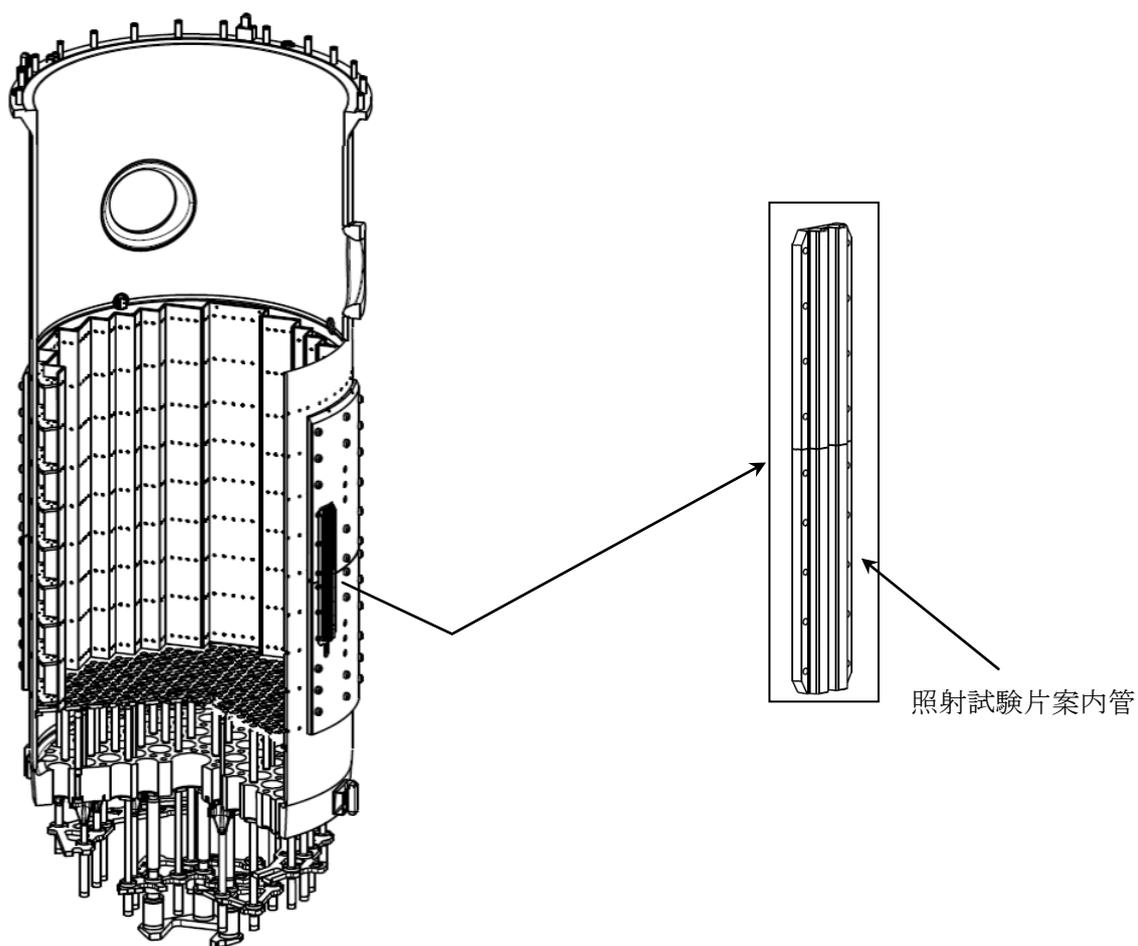


図 2.3-17 照射試験片案内管の点検範囲

### 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。

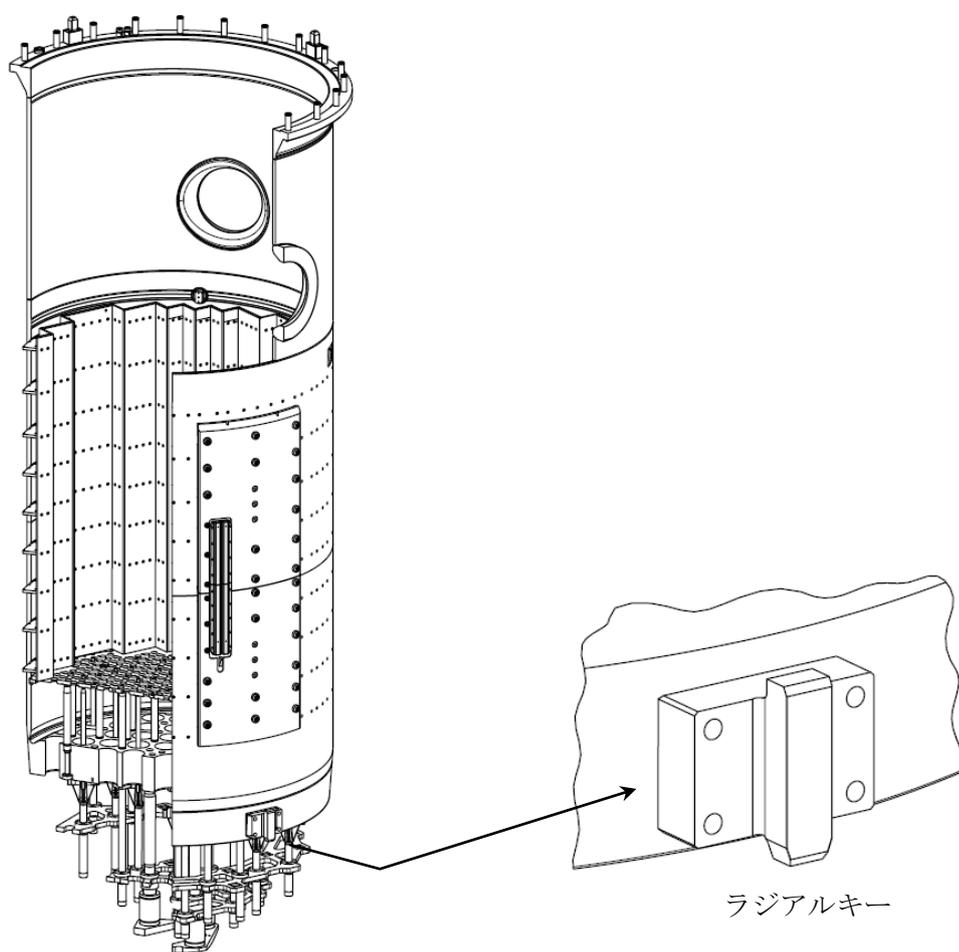


図 2.3-18 ラジアルキーの点検範囲

### 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。

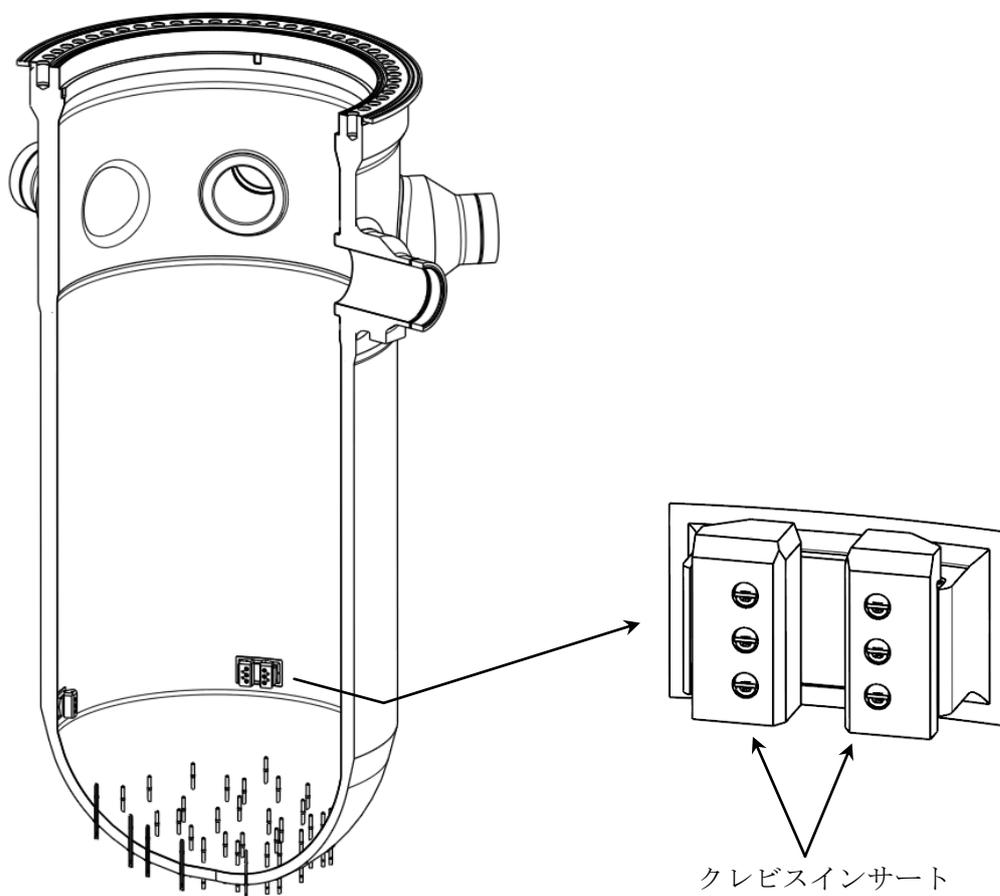


図 2.3-19 クレビスインサートの点検範囲

### 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。

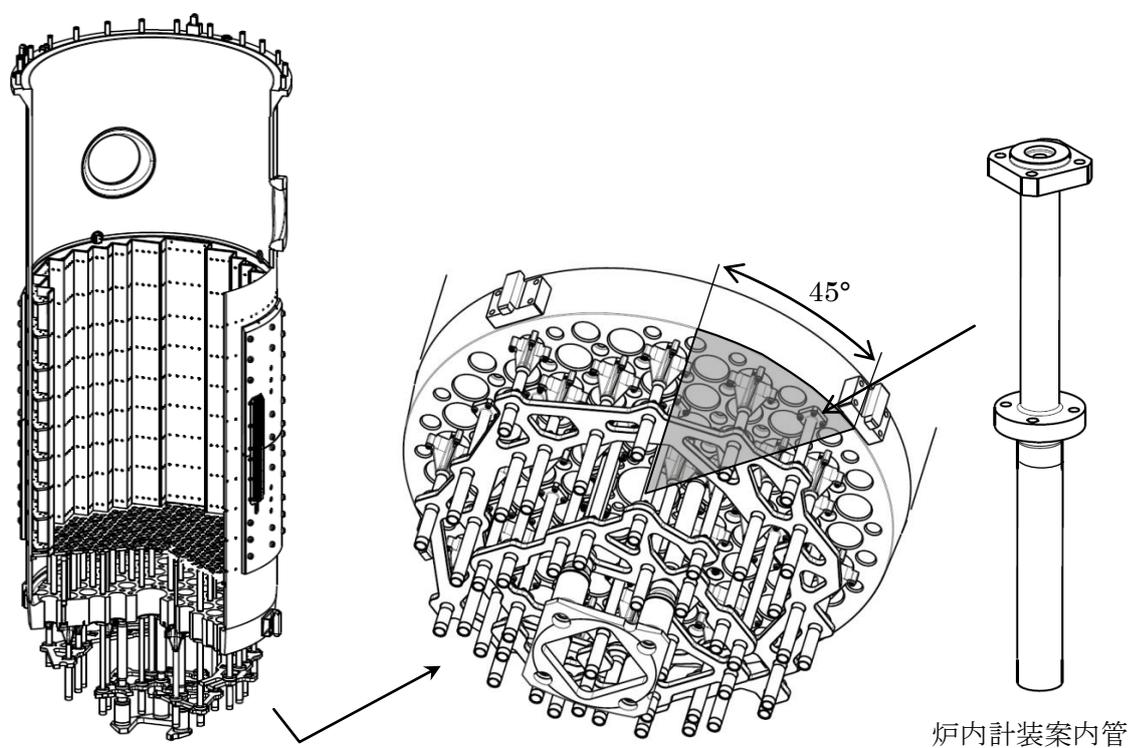


図 2.3-20 炉内計装案内管の点検範囲

### 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。

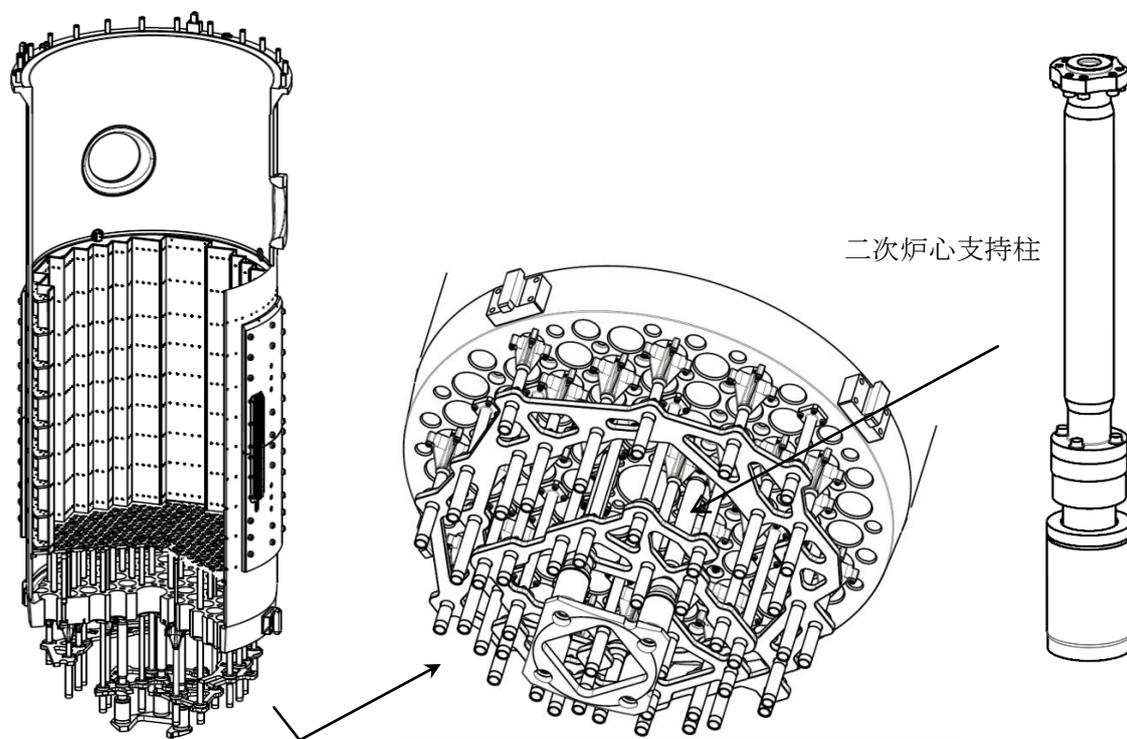


図 2.3-21 二次炉心支持柱の点検範囲

### 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。

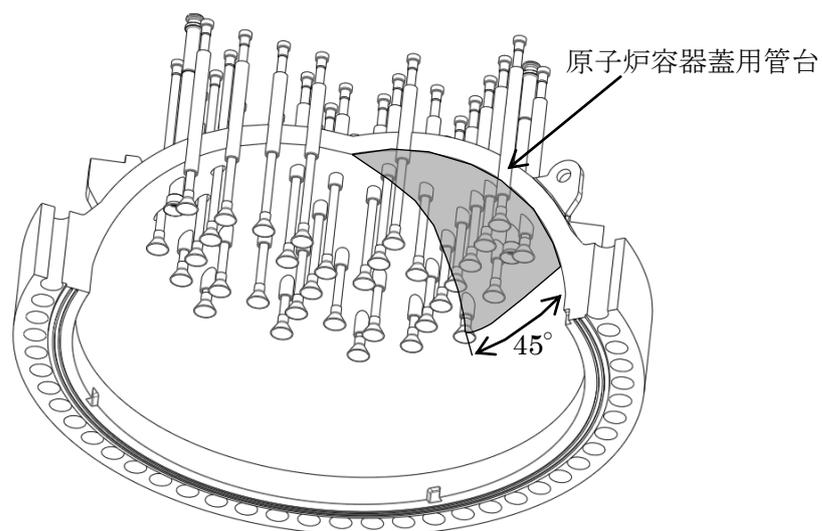


図 2.3-22 原子炉容器蓋用管台の点検範囲

### 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。

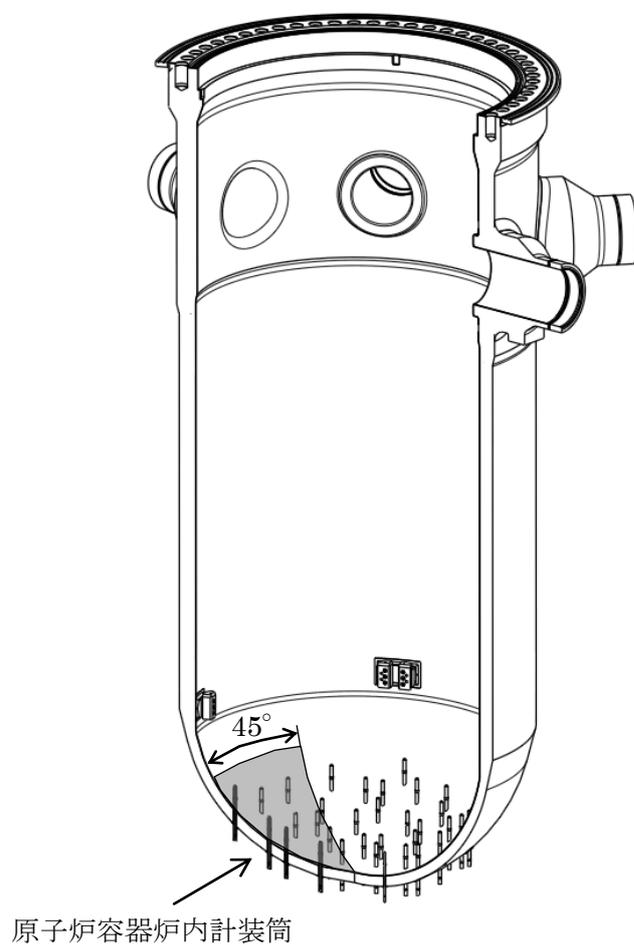


図 2.3-23 原子炉容器炉内計装筒の点検範囲

## 第3章 点検方法及び周期

### 3.1 点検方法

点検は目視試験（VT-3）で実施する（解説 3-1）。

### 3.2 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（解説 3-2）。

### 3.3 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（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および、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、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、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。

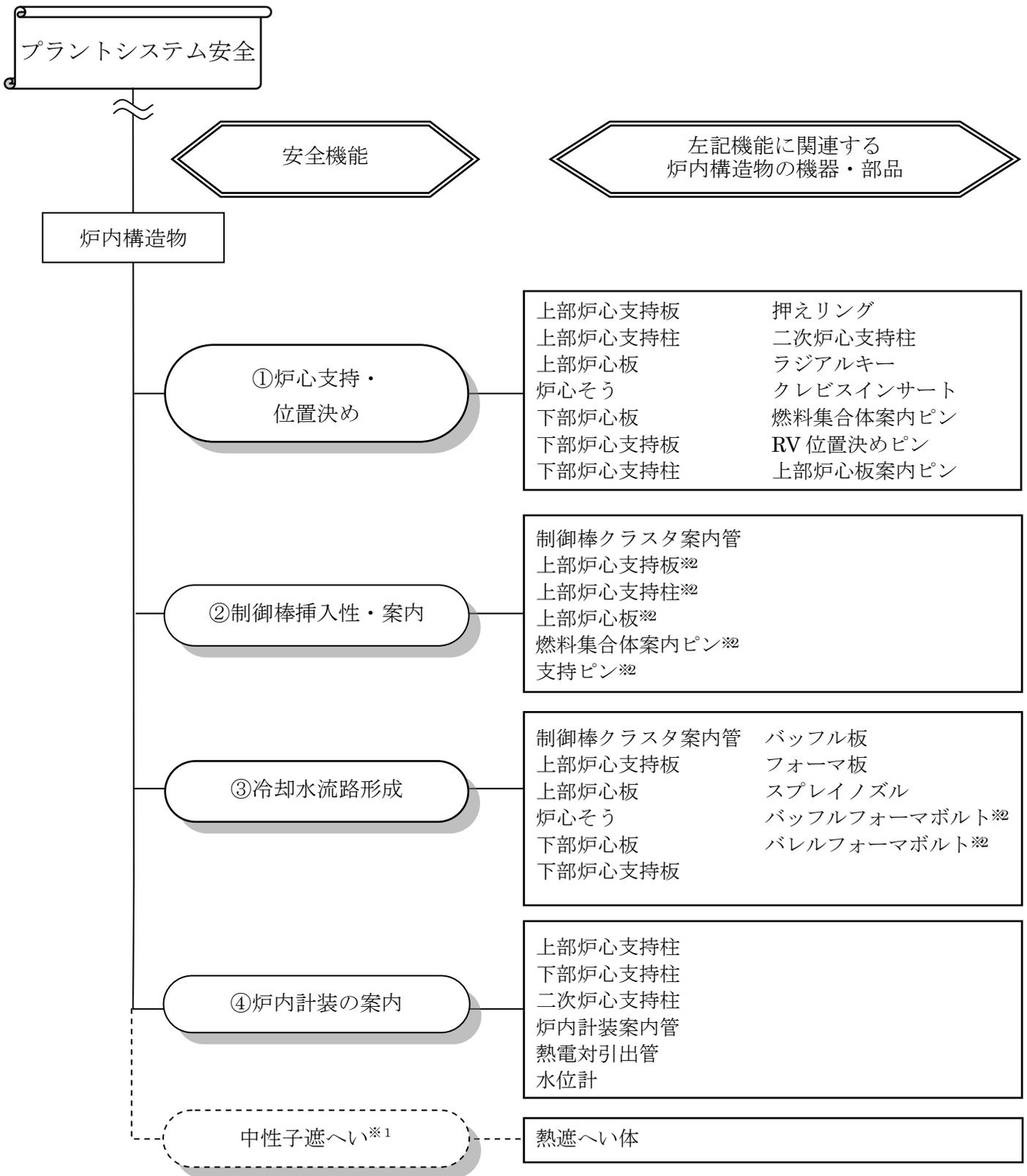
### (解説 1-2) 本ガイドラインの適用にあたって

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

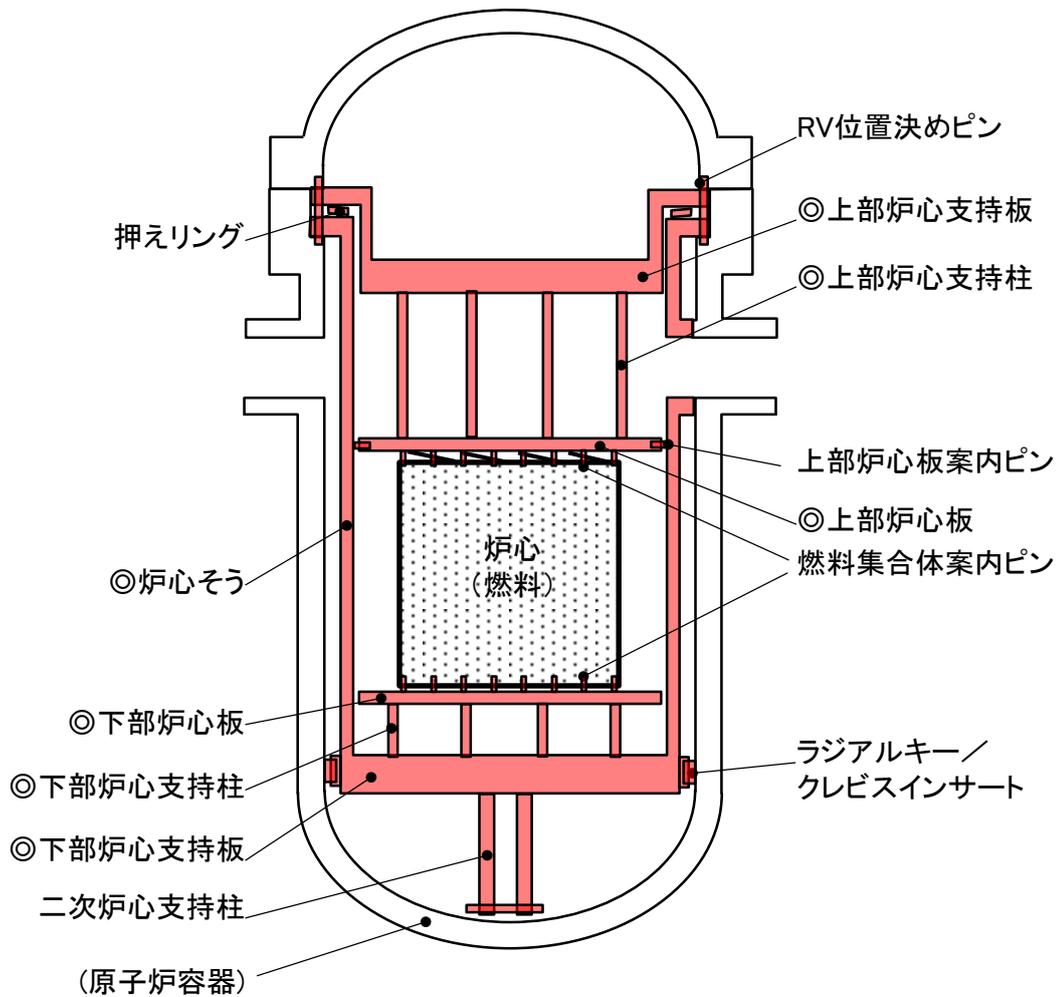
PWRの炉内構造物の安全上重要な機能(安全機能)とは、「①炉心支持及び位置決め」、「②制御棒挿入性の確保」、「③冷却水流路の維持及び流量適正配分」、「④炉内計装の案内」をいう<sup>[1]</sup>。これら機能と関連する機器・部品を解説図 1-3-1 に示す。また、参考にこれら機能と各機器・部品の関連を示したイメージ図を解説図 1-3-2~1-3-5 に示す。



※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

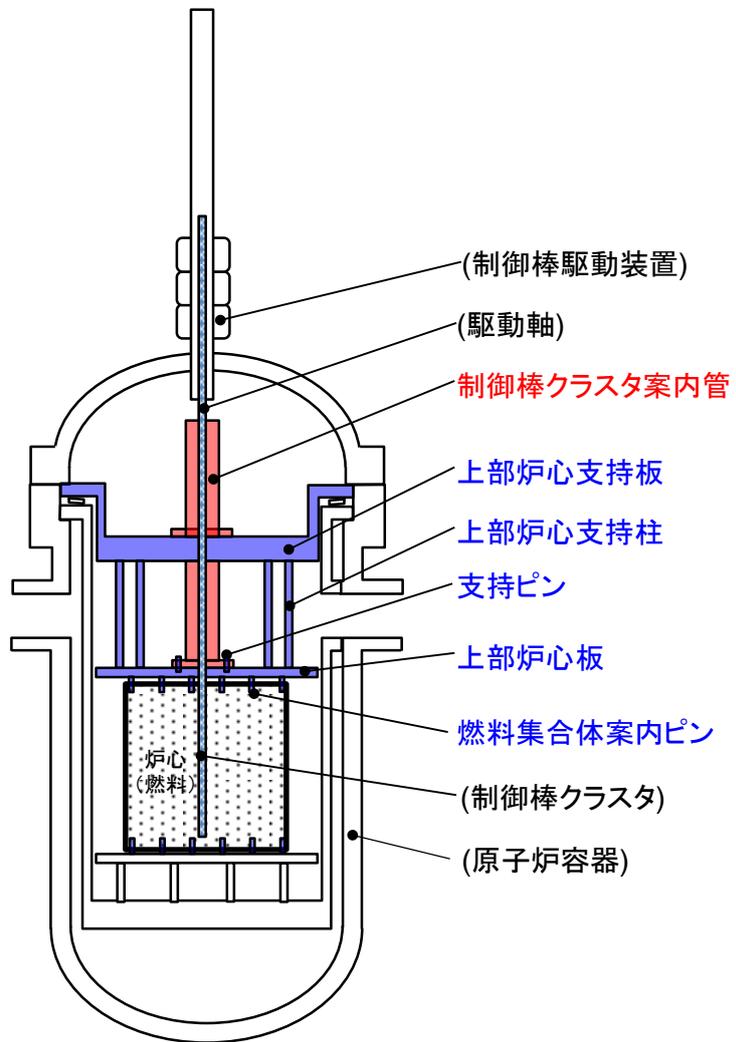
解説図 1-3-1 PWR 炉内構造物の安全機能と関連する機器・部品



◎：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

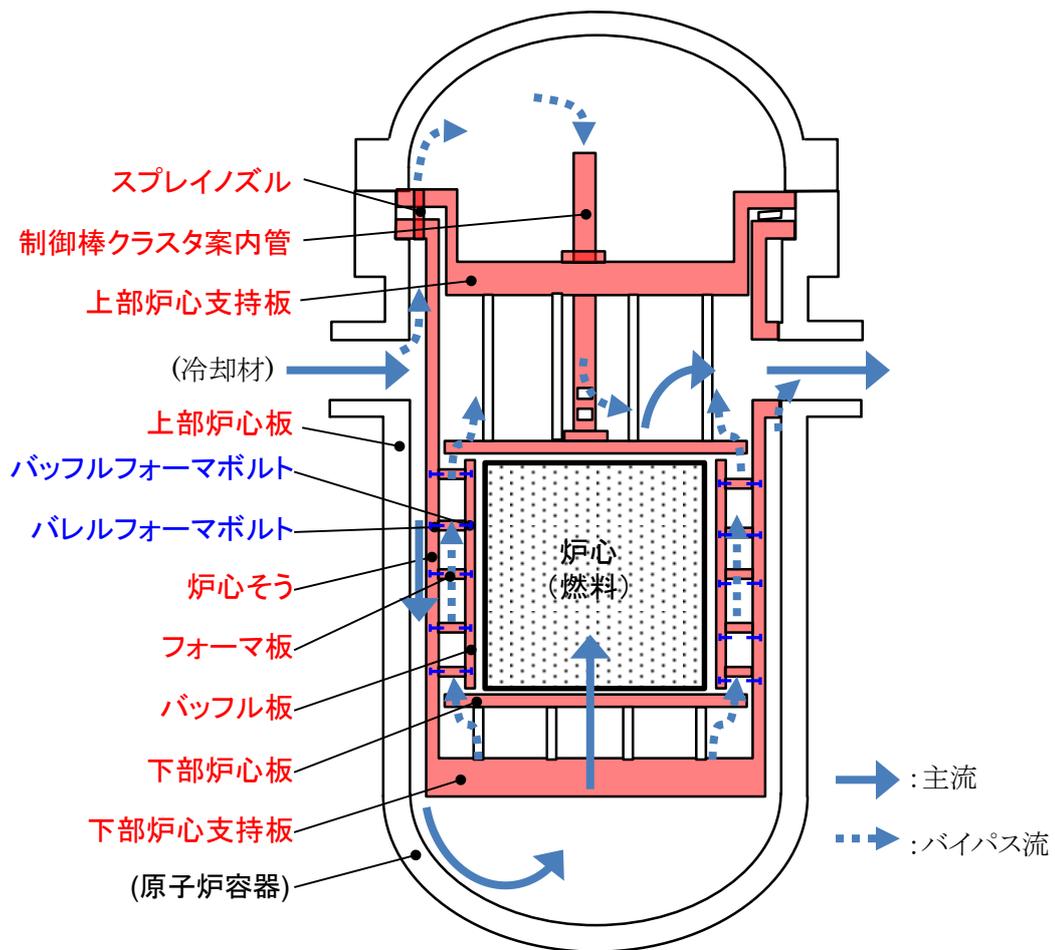


赤字：「制御棒挿入・案内」機能に直接関連する機器・部品

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

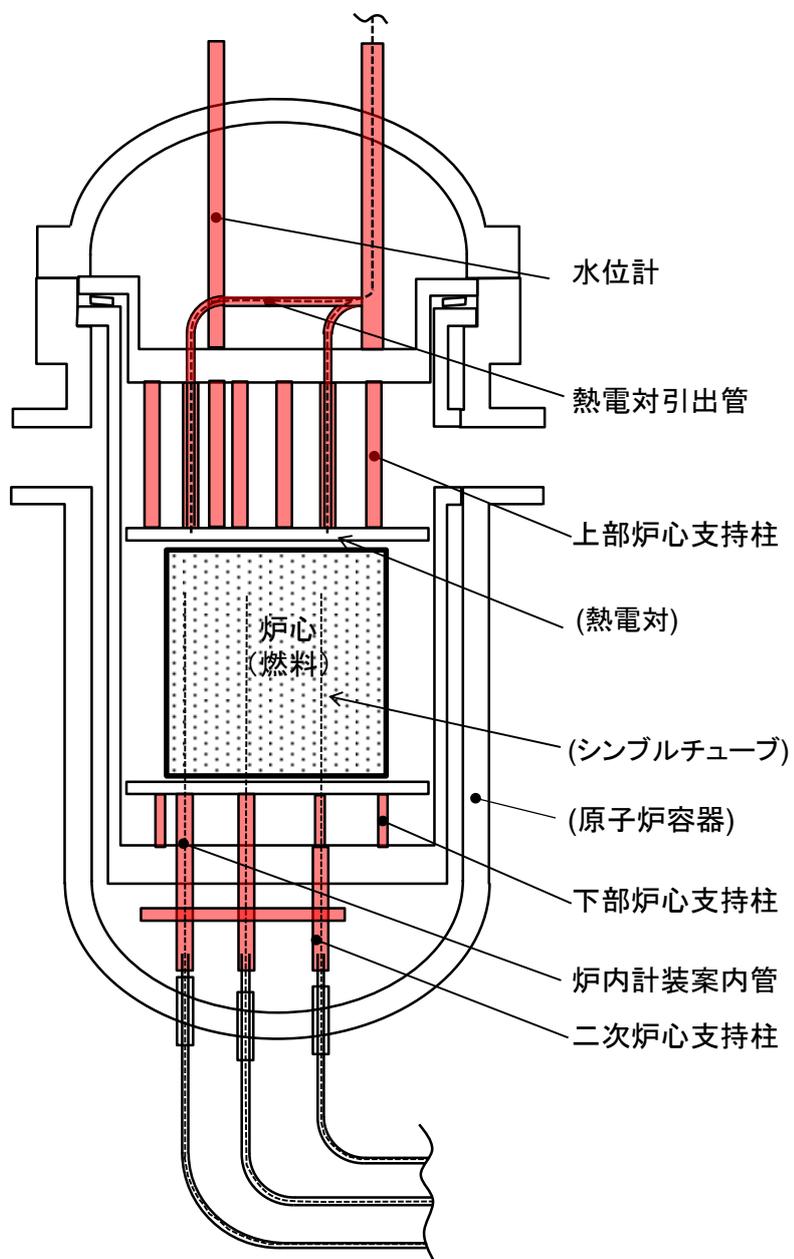
解説図 1-3-3 「制御棒挿入・案内」機能に関連する機器・部品



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

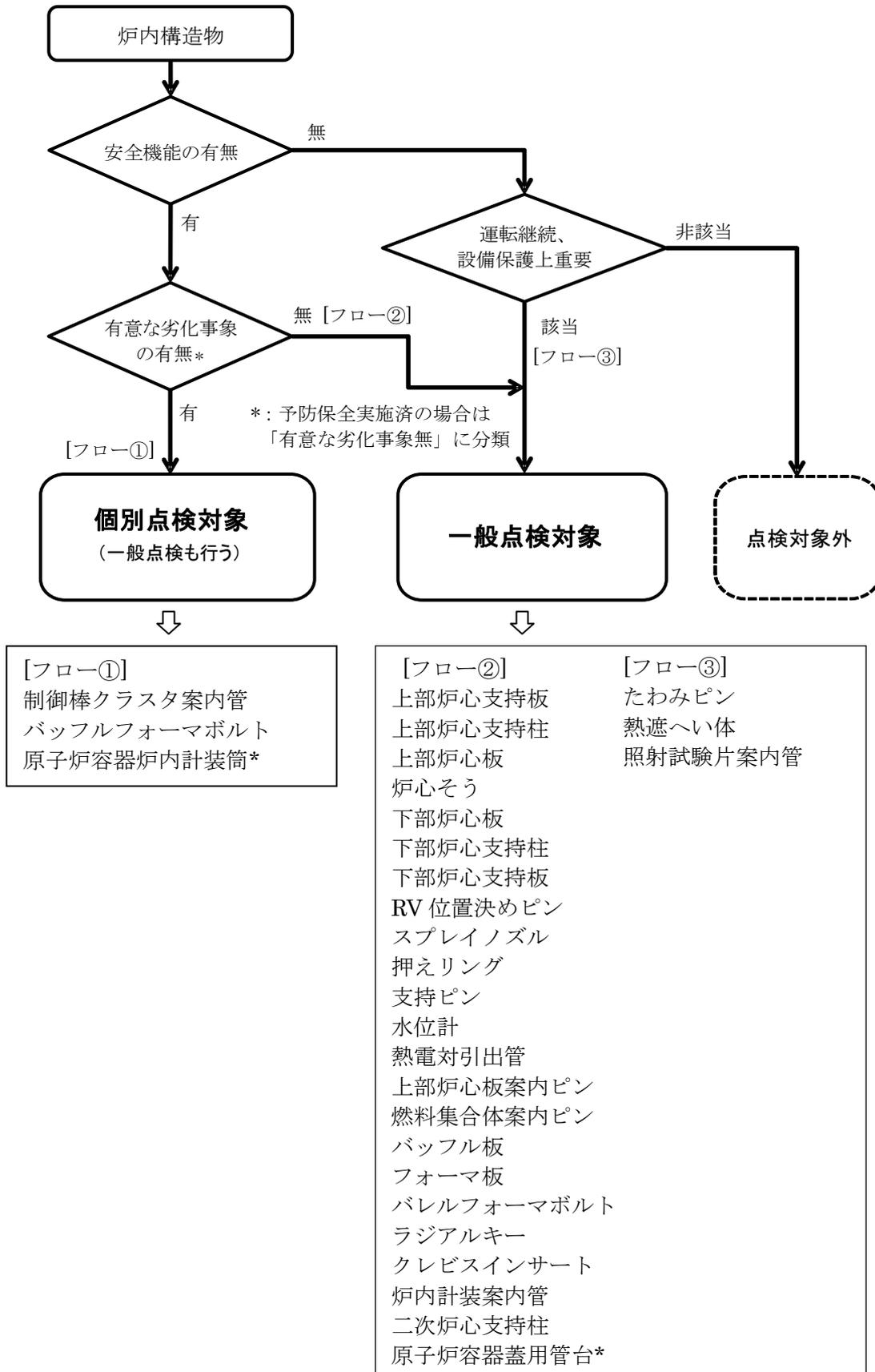


※本図は関連する機器・部品のみを誇張して示すイメージ図である

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、並びに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、最良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。

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。本ガイドライン前版（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

平成 28 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（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<sup>[2-5]</sup>。

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、現在全国国内プラントでは、首下 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

平成 27 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<sup>6)</sup>。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、ボルト締め付け部の緩み、部品の破損、脱落及び表面における異常を発見することを目的とし、VT-3 で実施する。

### (解説 3-2) 点検開始時期及び点検周期

一般点検は 10 年に一度の供用期間中検査において炉内構造物全体を取り出す計画にあわせて行うのが望ましい。但し、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も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開始時期及び点検計画を策定できる。

## 炉内構造物点検評価ガイドライン整備の経緯と現状ならびにさらなる充実について

### 1. 炉内構造物点検評価ガイドライン整備の経緯

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経年劣化事象による損傷事例等が散見されるようになり、平成 11 年 12 月、敦賀発電所 1 号機シュラウドサポートに応力腐食割れによる多数のひび割れが発見され、炉内構造物の検査が注目されることとなり、炉内構造物点検評価ガイドラインの整備の契機となった。また、遠隔装置の改良等が進んでいたものの、炉内構造物には接近しにくく点検や補修が困難な機器・部品があった。このような状況を踏まえ、経年劣化に関する運転保守経験や既往の研究成果等の知見に基づき、炉内構造物の安全機能を有する機器・部品で経年劣化事象が顕在化する可能性のある部位について、当該機器が担う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、評価を行えるよう個別点検評価ガイドラインが整備されてきた。

炉内構造物点検評価ガイドラインの初版制定時（平成 12 年）は、国内プラントの最長運転年数が約 30 年であり、運転経験も短く、炉内構造物の点検実績は世界的に見ても非常に少なかった。その中で、限られた運転経験を基に経年劣化事象を特定し、決定論的評価手法を用いて整備された個別点検評価ガイドラインは、現場の点検・運転実績から炉内構造物の安全性を確保する上で、これまで有効に機能しており、結果として新潟中越沖地震等の大地震を経験したプラントでも安全機能の維持に貢献したと言える。さらに、運転経験が長くなるにつれ、炉内構造物の点検実績も増え、知見が蓄積されることで、点検評価プログラムが整備され、炉内構造物の信頼性も向上してきた。

一方、経年劣化事象を特定した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して行うものとして、個別点検評価ガイドラインで対象としている経年劣化事象以外による損傷に対して一般点検評価ガイドラインが策定された。この点検ではまだ顕在化しておらず知見が得られていない経年劣化事象に対して、特に経年劣化の形態を考慮せずに実施する点検として平成 14 年に初版が発行された。

### 2. 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。

### 3. 改訂3版での見直しの要旨

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

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

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

#### 3.1 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(参考図 1-1-1)。「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。

#### 3.2 個別点検と一般点検

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

個別点検は、このうち既知の経年劣化事象の発生の可能性がある部位に対して既往の国内外の運転実績からの損傷事例、研究開発での知見等に基づいて行うものであり、個別点検ガイドラインにはその経年劣化事象に関してその部位の材料、使用環境等、並びに機器・部品の機能喪失の形態を考慮して、点検の範囲、方法、頻度について評価する。評価の結果、必要に応じて結果を踏まえたとすべき是正措置(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重要な機器・部品についても対象とする(参考図 1-1-2)。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。(参考図 1-1-3)。

#### 4. 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<sup>注)</sup>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。(解説図 1-1-4)

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)

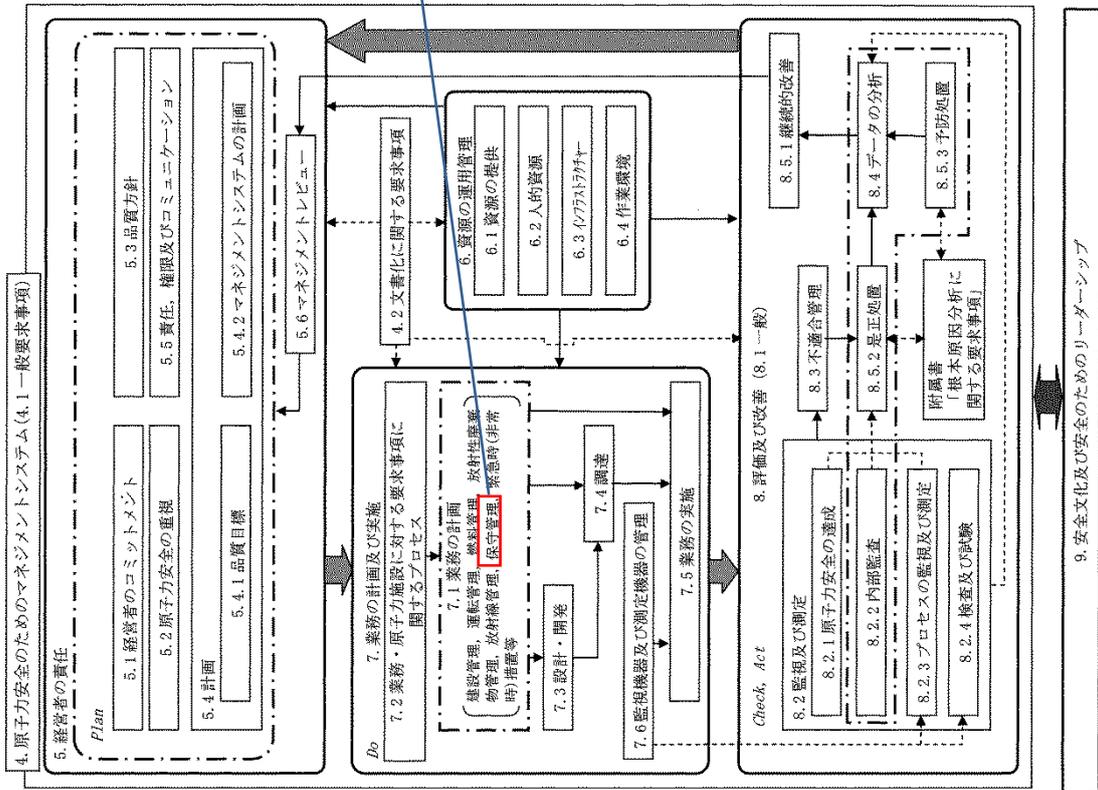
現在まで運転経験を重ねてきた結果、新たな損傷事例は減少してきているものの、従来の損傷事例の分析の反映だけでは発電所のさらなる安全性向上の観点では必ずしも十分とはいえない。原子力発電所は人間、技術、組織の要素の相互作用をもつ複雑なシステムであり、その安全性を確保するためには、従前より広い範囲で国内外の点検実績・知見の分析において、表面的な現象をとらえる受動的な安全性向上活動だけでなく、その背景にある安全に影響する人間、技術及び組織の各要素に対する頑健性及び脆弱性を認識し、事前対策的(プロアクティブ)で継続的な安全性向上の活動を指向しなければならない。機器の保守管理に関してもこの考え方を踏まえて保

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。

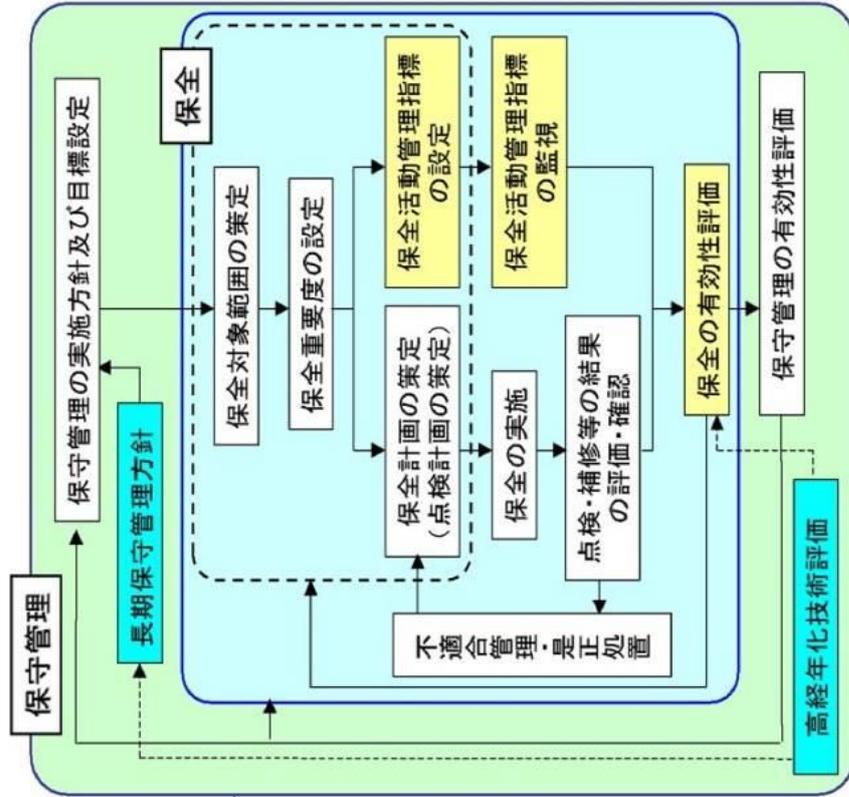
炉内構造物点検評価ガイドラインは直接的に上位概念の保全活動のマネジメントに関する指針を提供するものではないが、これらの活動に整合したより実効性のある点検評価が行えるよう充実をはかっていく必要がある。

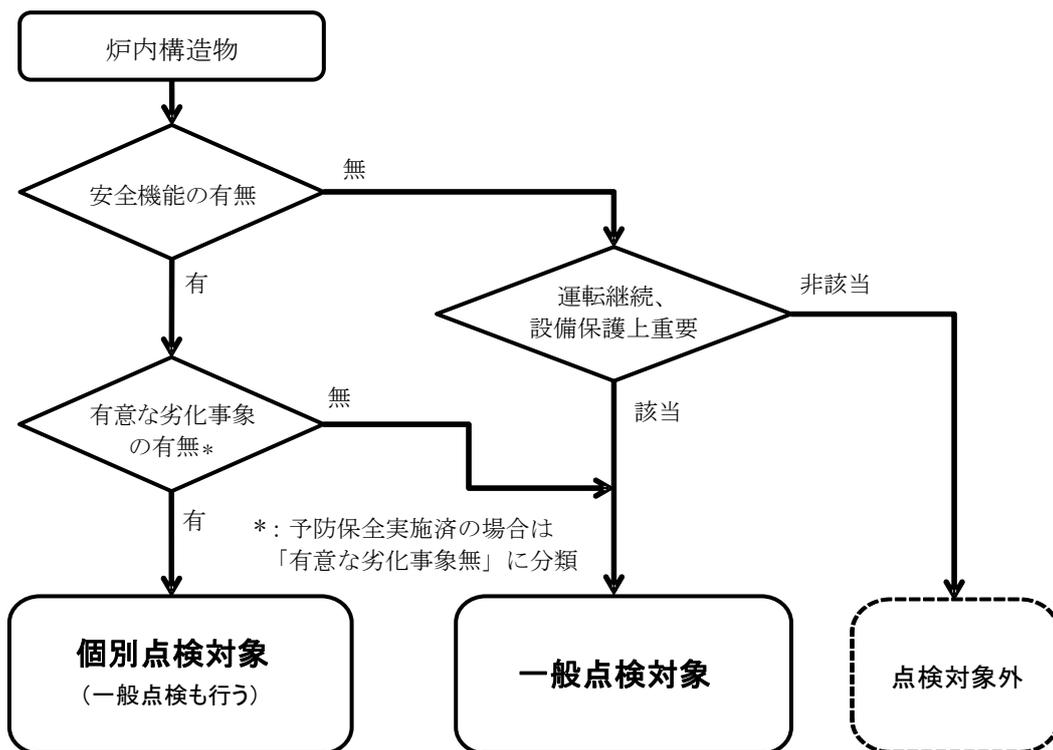
事業者においては、この炉内構造物点検評価ガイドラインを活用するにあたって、ここで示された具体的な点検・評価を進めるだけでなく、このガイドラインのプロセスを活用してより安全性を向上させるような日常の保全活動に対する改善を行う仕組みの構築が重要である。

原子力安全のためのマネジメントシステム規定 (JEAC 4111)

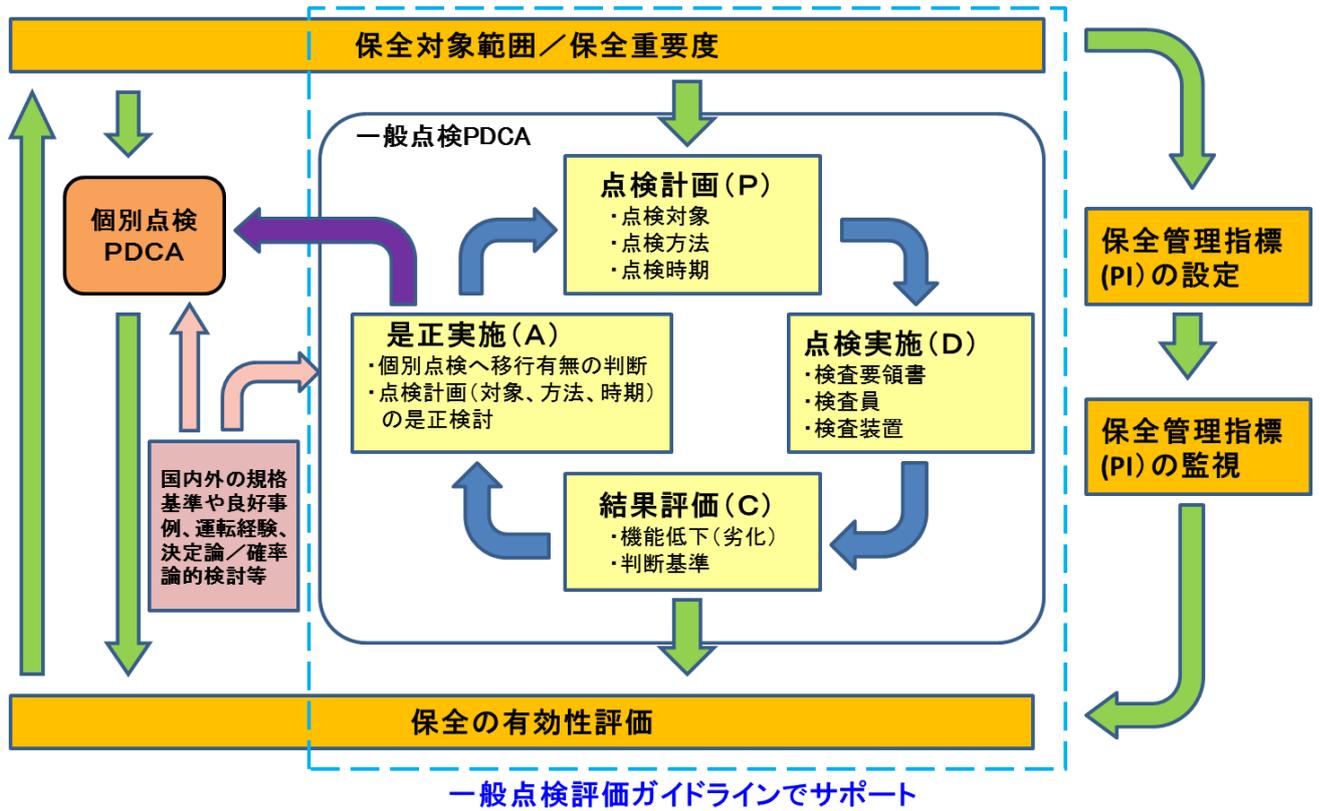


保守管理規程 (JEAC 4209)

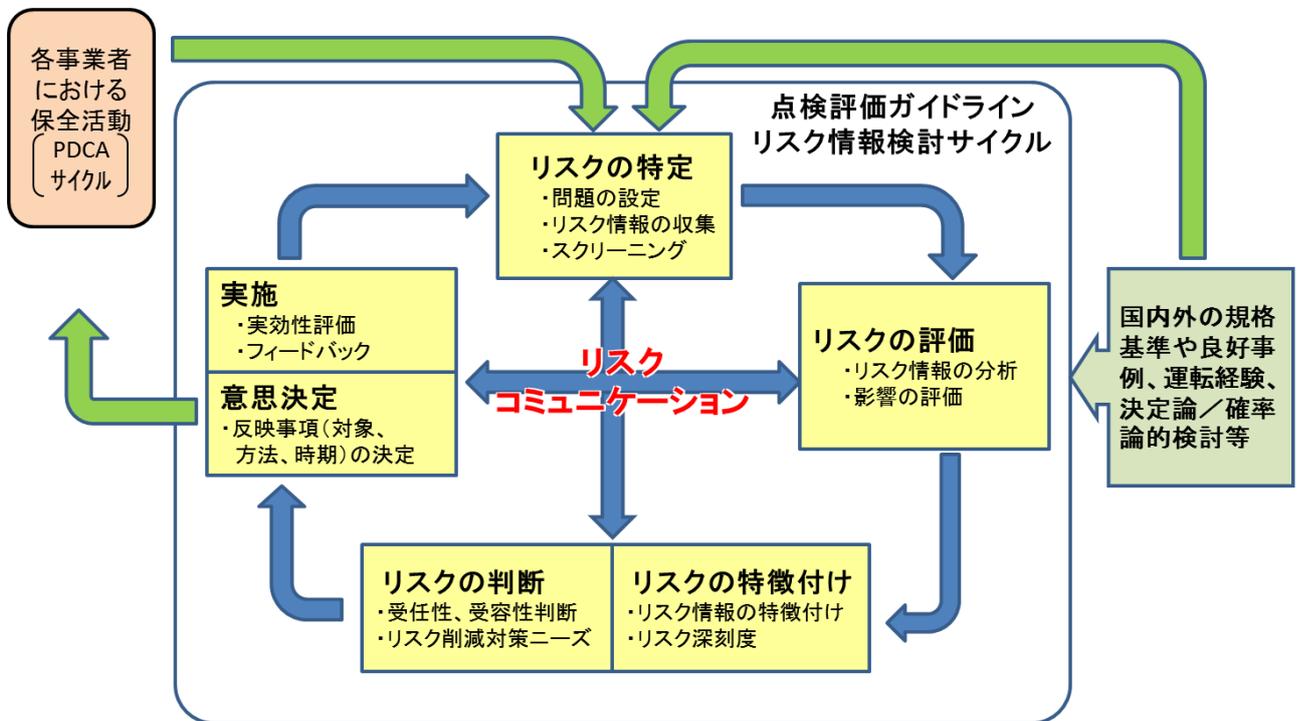




参考図 1-1-2 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー



参考図 1-1-3 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



参考図 1-1-4 ガイドラインに関連する保全活動におけるリスク情報の活用

## 改訂経緯

平成 14 年 3 月 初版発行

平成 27 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。

平成 29 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。
- その他全体をとおして文章・図の適正化を図った。

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[一般点検]の概要

1. 基本的な考え方

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

2. 点検対象

(1) 対象機器・部品

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

(2) 対象範囲

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

3. 点検方法及び周期

(1) 点検方法

点検は目視試験 (VT-3) で実施する。

(2) 点検開始時期

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

(3) 点検周期

初回点検後の点検周期は、原則として暦年で 10 年以内とする。

4. 評価

点検の結果は、以下により評価を行うこと。

- (1) 点検対象機器・部品に異常が発見されない場合、継続使用することができる。
- (2) 点検対象機器・部品に異常が発見された場合、異常の状況の詳細調査及び影響評価を行い、異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性がないと判断された場合には、継続使用をすることができる。異常がその機器・部品に対して機能上の影響を与える可能性があると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。

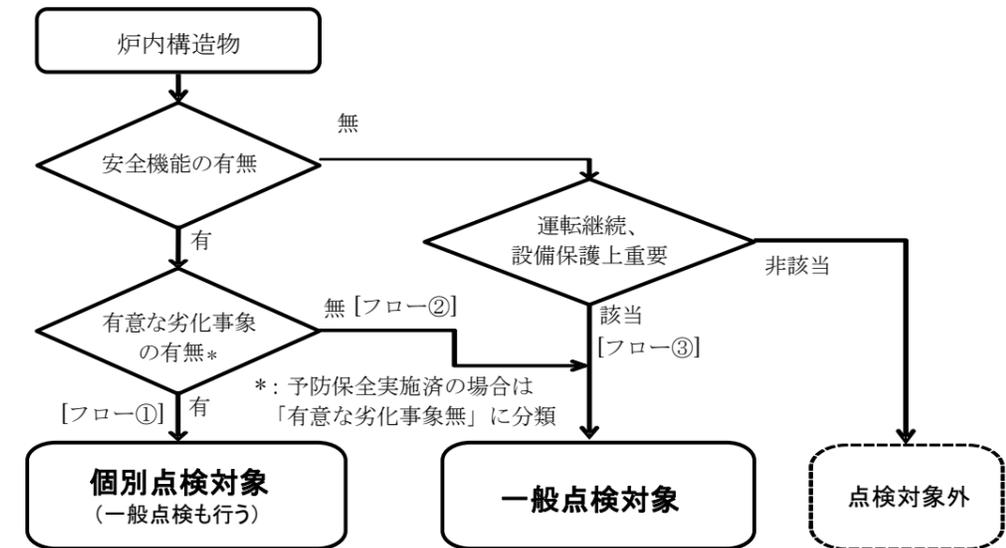


図 1 一般点検対象機器・部品の選定フロー

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

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

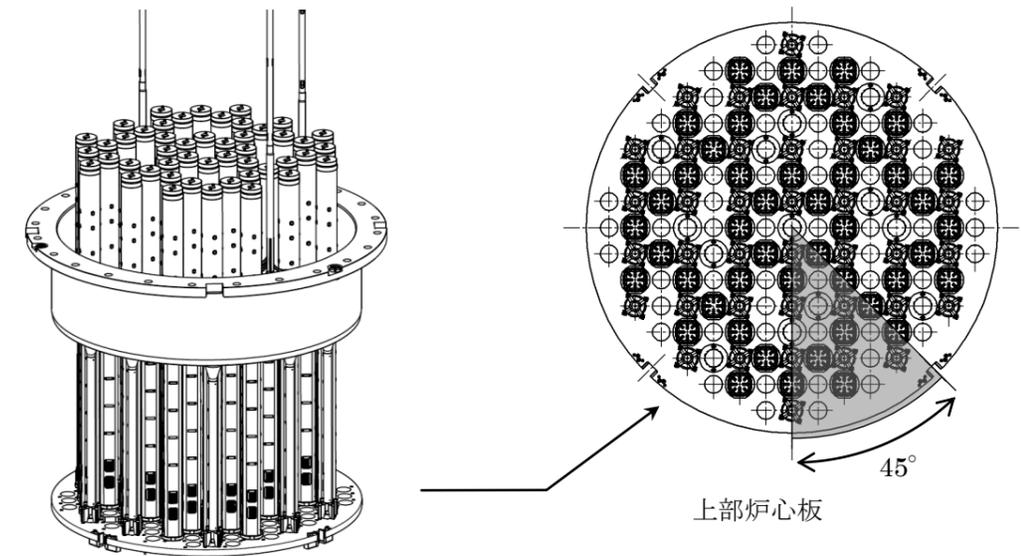


図 3 点検対象範囲の例

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 「原子炉压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

---

PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン  
[一般点検]  
(第3版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会

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

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

---

©原子力安全推進協会，2017

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