

# BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[炉心支持板]

(第2版)

平成27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 27 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

# BWR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：炉心支持板

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成13年3月	初版発行		
平成27年3月	第2版発行	適用する規格基準ほか見直し	

※ 改訂の詳細は参考資料3参照

### 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 27 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	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 福井工業大学教授
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(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	清水 敬輔	東北電力(株)
委員	吉田 伸司	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(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	松浦 正幸	四国電力(株)
委員	大久保 康志	九州電力(株)
委員	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	浦辺 守	日本原子力発電(株)
委員	枘 明彦	電源開発(株)
委員	増田 稔	日立GEニュークリア・エナジー(株)
委員	磯 敦夫	(株)東芝
委員	小山 幸司	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

# BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン

## [炉心支持板]

### 目 次

第1章	目的及び適用	
1.1	目的	1
1.2	適用	1
第2章	点検対象	
2.1	基本的考え方	1
2.2	点検対象	1
第3章	点検及び評価	
3.1	点検方法	3
3.2	点検範囲	3
3.3	点検実施時期	3
3.4	評価	3
3.5	点検フロー	3
解 説		
解説 1-1	ガイドライン制定の目的	5
解説 1-2	本ガイドラインの適用にあたって	5
解説 2-1	原子炉の安全性確保	5
解説 2-2	上部格子板に想定される経年変化事象	5
解説 2-3	点検対象の選定方針	6
解説 2-4	点検対象	6
解説 3-1	点検方法及び点検実施時期	6
解説 3-2	評価	7

## 付 録

- 付録A 炉心支持板の構造図
- 付録B 炉心支持板の荷重伝達経路
- 付録C IASCC の可能性について
- 付録D ホールドダウンボルトの点検必要範囲の検討
- 付録E 制御棒挿入性に関する検討

## 参 考 資 料

- 参考資料1 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心支持板] の考え方
- 参考資料2 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心支持板] の概要
- 参考資料3 改訂経緯

## 第1章 目的及び適用

### 1.1 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、炉内構造物に要求される安全機能が維持されていることを確認するための、合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。（解説 1-1）

### 1.2 適用

本ガイドラインは、炉内構造物のうち、炉心支持板に適用する。ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。（解説 1-2）

## 第2章 点検対象

### 2.1 基本的考え方

- (1) 対象の選定にあたっては、原子炉の安全性確保を基本とする。（解説 2-1）
- (2) 炉心支持板に想定される経年変件事象として、応力腐食割れを想定する。（解説 2-2）
- (3) 炉心支持板の各部位の機能を評価し、炉心支持板の機能上重要な部位を点検対象として選定する。（解説 2-3）

### 2.2 点検対象

ホールダウンボルト（図 2.2-1）を点検対象とする。（解説 2-4）

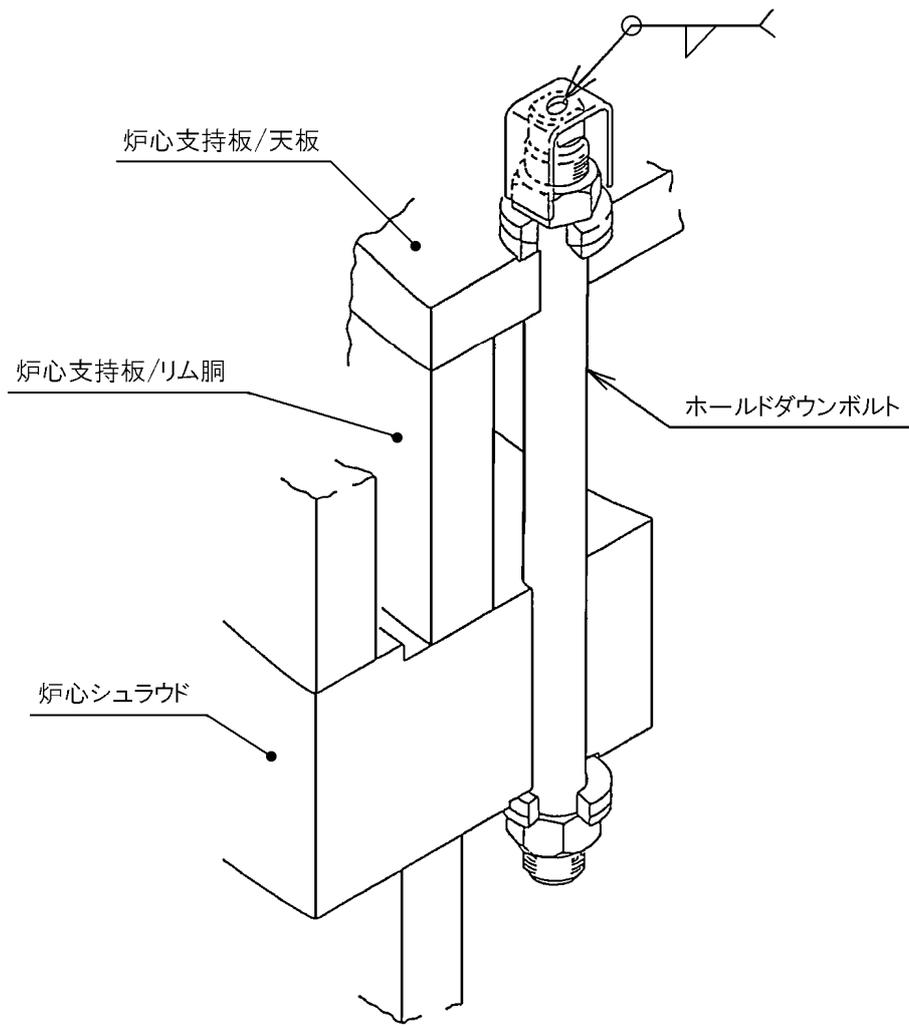


図 2.2-1 ホールドダウンボルト

## 第3章 点検及び評価

### 3.1 点検方法

#### (1) 一般事項

点検に適用する非破壊試験手法は、目視試験とする。

#### (2) 目視試験 (VT)

##### a. VT-3

機器の変形、芯合せ不良、傾き、隙間の異常、部品の破損、脱落及び機器表面における異常を検出するために行う試験とする。

### 3.2 点検範囲

ホールダウンボルトを点検部位とし、炉心支持板の機能維持に必要な点検必要範囲を、VT-3により点検する。(解説 3-1)

### 3.3 点検実施時期

#### 3.3.1 初回点検

機器の供用開始後暦年で20年から30年の期間内に点検する。(解説 3-1)

#### 3.3.2 再点検

初回点検後、炉心シュラウド等近傍の部位の点検時期に合わせて点検する。(解説 3-1)

### 3.4 評価

下記の判定基準により、点検の結果を評価する。(解説 3-2)

(1) 点検範囲に異常のないことが確認された場合は、継続使用できる。

(2) 点検で異常が発見された場合、

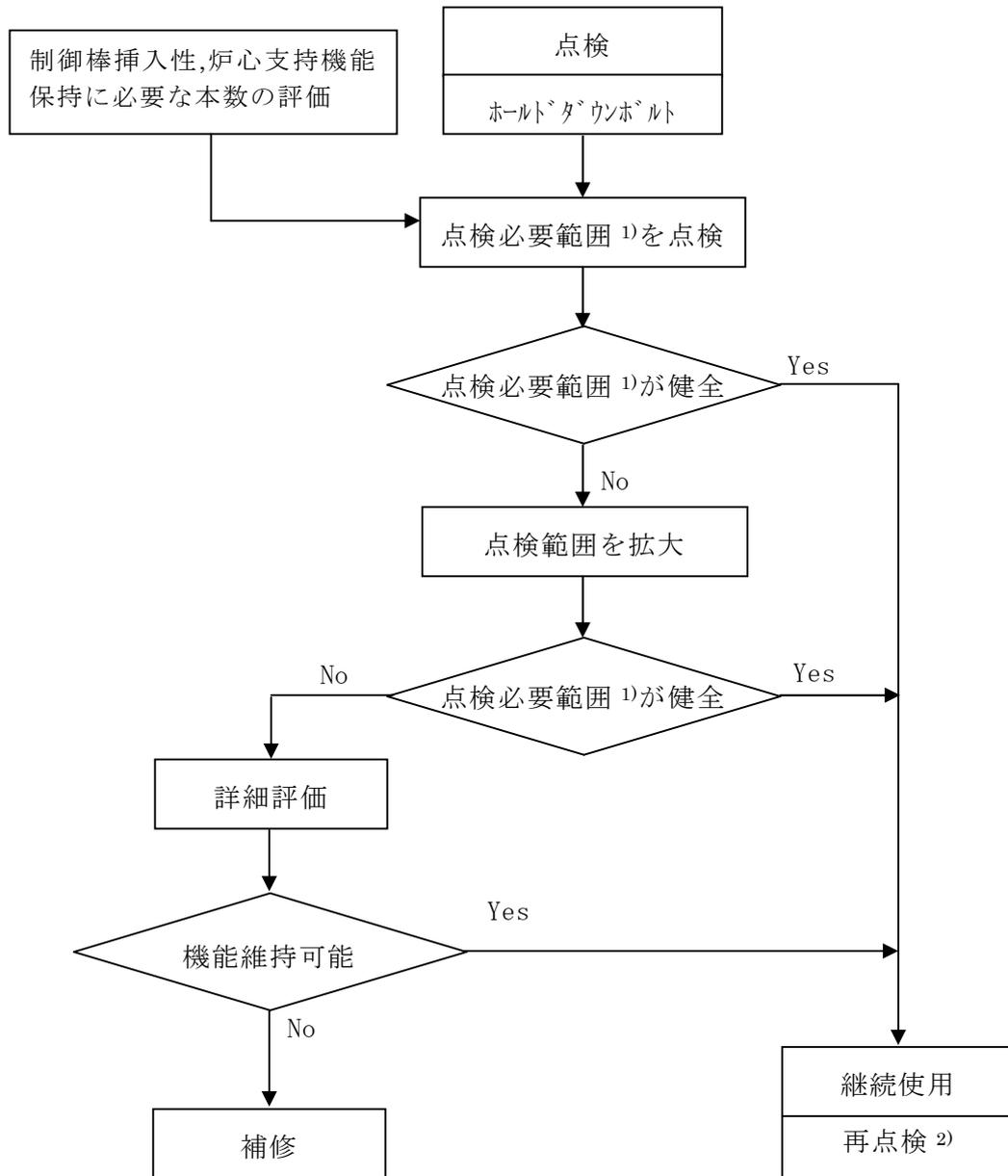
① 点検範囲を拡大して点検必要範囲の健全性が確認されれば、継続使用できる。

② 点検範囲の拡大により点検必要範囲の健全性を確認できない場合は、詳細評価を実施して機能維持可能と評価されれば、継続使用できる。

(3) 上記(1)、(2)に適合しない場合は、補修等の措置を行う。

### 3.5 点検フロー

3.1項から3.4項に従った炉心支持板の点検フローを図3.5-1に示す。



- 1) 機能維持に必要な個数
- 2) 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 3.5-1 炉心支持板の点検フロー

### (解説 1-1) ガイドライン制定の目的

炉内構造物の点検では、構造上、点検装置の接近を制約する範囲が大きいことから、随時、最新の知見と技術を反映し、点検技術の向上に努めてきている。一方、国内において炉内構造物の溶接部に応力腐食割れに起因すると考えられるひび割れが報告されている。このため、複雑構造ゆえに点検範囲の制約が大きい炉内構造物の健全性を確認する方法を検討するにあたっては、炉内構造物全体を視野に置いて、包括的な点検のあり方を検討する必要性が高まってきていると考えられる。

以上の状況に鑑み、本ガイドラインは、炉内構造物の安全上要求される機能が維持されていることを確認するための合理的な点検のあり方を示すことを目的とする。

### (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。

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。

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

### (解説 2-1) 原子炉の安全性確保

炉心支持板は、炉心を支持し、制御棒挿入性を確保することが要求される。

本ガイドラインでは、炉心支持板に要求される安全上重要な機能に関し、仮に炉心支持板に欠陥が存在し、設計用限界地震 ( $S_2$  地震)、または、主蒸気系配管の破断を想定した場合でも炉心が支持され、制御棒挿入性が満足されることを評価条件とした。

### (解説 2-2) 炉心支持板に想定される経年変化事象

本ガイドラインは、海外での損傷事例を考慮し、炉心支持板の経年変化事象として粒界型応力腐食割れ (IGSCC)、及び照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) を想定して策定したものである。

疲労に関しては、発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（告示 501 号）又は機械学会発電用原子力設備規格 設計・建設規格に基づく設計がなされていること、及び国内外で疲労による損傷事例がないことから、経年変化事象から除外した。

### （解説 2-3）点検対象部位の選定方針

炉心支持板は、付録Aに示すように、形状の異なる多数の部品から構成されている。このため点検対象には、炉心支持板に要求される安全上重要な機能の維持に必要とされる部位を選定する。したがって、損傷が想定される部位でも、原子炉の安全性に影響を与えない部位は点検対象外とする。たとえば、想定される損傷モードがないと考えられる荷重の伝達経路が当該部位以外に確保されている場合には、当該部位が損傷しても機能が維持され、原子炉の安全性に影響を与えないため、点検対象より除外する。一方、粒界型応力腐食割れ（IGSCC）及び照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）による損傷の可能性が小さい部位でも、万一損傷した場合に原子炉の安全性に影響を与える可能性がある場合は点検対象とする。

### （解説 2-4）点検対象

炉心支持板の点検評価の考え方を表 2-4-1 に、点検対象の選定フローを図 2-4-1 に示す。

リム胴/天板の溶接部は、損傷しても原子炉の安全性に影響を与えないため点検不要とした。

ホールドダウンボルトは、天板をシュラウド下部フランジに固定する機能を有する重要な部位である。付録Bに示した荷重の伝達経路からもわかる通り、ホールドダウンボルトの機能が喪失すると、炉心支持板が変位し、原子炉の安全性に影響を与える可能性がある。そのためホールドダウンボルトを点検対象とし、異常の有無を確認する。

### （解説 3-1）点検範囲及び点検実施時期

ホールドダウンボルトには溶接部がなく、また付録Cに示すように、照射誘起型応力腐食割れ（IASCC）感受性を発現するしきい中性子照射量に達する可能性もないため、応力腐食割れの可能性を考える必要はない。したがって、ホールドダウンボルトが損傷する可能性は非常に小さいと考えられるため、高経年化の技術評価時期を念頭に、供用開始後 20 年から 30 年の期間内に、ホールドダウンボルトを VT により点検する。点検する個数は、炉心支持板の機能維持に必要な数とする。また、初回点検後は、損傷の可能性が極めて低いことを考慮し、炉心シュラウド等、近傍の部位の点検時期に合わせて、ホールドダウンボルトを VT により点検する。点検する個数は、炉心支持板の機能維持に必要な数とする。（付録D参照）

### (解説 3-2) 評価

異常が発見された場合には、点検範囲を拡大し、点検必要範囲を満足すれば、継続使用することができる。点検必要範囲は、付録Dに示した方法により評価することができる。

また、点検範囲を拡大しても、点検必要範囲の健全性が確認されない場合は、異常の程度を詳細調査し、調査結果に基づいて炉心支持板の機能への影響がないと評価された場合は、継続使用することができる。

表 2-4-1 炉心支持板の点検評価の考え方

検討対象部位	機能	外荷重条件	点検性(VT)	想定される劣化モード	点検評価の考え方	
					損傷による構造、機能への影響	点検要否
① 補強ビーム/天板の溶接部	・炉心支持板構造の保持 ・垂直/水平方向荷重の支持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	・溶接部が損傷しても、天板/リム胴の溶接部及びホルト・ダウンホルトにより炉心支持板構造が保持され、荷重も支持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。 ・溶接部が損傷して天板が上方に変形しても、制御棒挿入性は保持されるため、安全な炉停止が可能。	不要
② 周辺燃料支持金具/天板の溶接部	周辺燃料集合体の支持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	溶接部が損傷して支持金具が変位しても、制御棒挿入性は確保されるため、安全な炉停止が可能。	不要
③ 補強ビーム/リム胴の溶接部	・炉心支持板構造の保持 ・垂直/水平方向荷重の支持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	溶接部が損傷しても、天板/リム胴の溶接部及びホルト・ダウンホルトにより、炉心支持板構造が保持され、荷重も支持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。	不要
④ 補強ビーム/スタビライザーの溶接部	補強ビーム構造の保持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	・溶接部が損傷しても、炉心支持板の構造は保持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。 ・溶接部が破断した場合は、中性子モニターノイズとして検出可能。	不要
⑤ ICM <sup>*1</sup> 案内管ガイドパイプ/スタビライザーの溶接部	ICM案内管のガイド	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	・溶接部が損傷しても、炉心支持板の機能に影響しない。 ・溶接部が破断した場合は、中性子モニターノイズとして検出可能。	不要
⑥ 天板/リム胴の溶接部	・炉心支持板構造の保持 ・垂直/水平方向荷重の支持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	溶接部が損傷しても、補強ビーム/天板溶接部、補強ビーム/リム胴溶接部及びホルト・ダウンホルトにより炉心支持板構造が保持され、荷重も支持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。	不要
⑦ 調整ピン/リム胴調整ピン用ブロック/リム胴の溶接部	・炉心支持板の位置決め ・水平方向荷重の支持	地震: →	可能 <sup>*2</sup>	IGSC	ピン・溶接部が損傷しても、ホルト・ダウンホルトにより水平方向荷重が支持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。	不要
⑧ ホルト・ダウンホルト	水平/垂直方向荷重の支持	差圧: ↑ 地震: →	可能 <sup>*2</sup>	—	・溶接部がないため損傷の可能性はないと考えられる。 ・垂直及び水平方向荷重の伝達経路として重要なため、万一ホルト・ダウンホルトの機能が喪失した場合には、炉心支持板に要求される安全機能に影響大。	点検対象
⑨ リム胴の縦溶接部	炉心支持板の構造の保持	地震: →	可能 <sup>*3</sup>	IGSC	溶接部が損傷しても、補強ビーム/リム胴の溶接部及び天板/リム胴の溶接部により、炉心支持板構造が保持されるため、炉心支持板の機能に影響しない。	不要
⑩ 天板の溶接部	天板構造の保持	差圧: ↑ 地震: →	可能	IGSC	溶接部が損傷しても、補強ビームに負荷される荷重の再配分が生じるだけなので、炉心支持板の機能に影響しない。	不要
⑪ 炉心支持板フラグ	パイプ流防止	差圧: ↑	可能	IGSC 〔溶接構造〕	・フラグが損傷しても、炉心支持板の機能に影響しない。 ・フラグ損傷により発生するパイプ流を近接の中性子モニターノイズとして検出可能。	不要

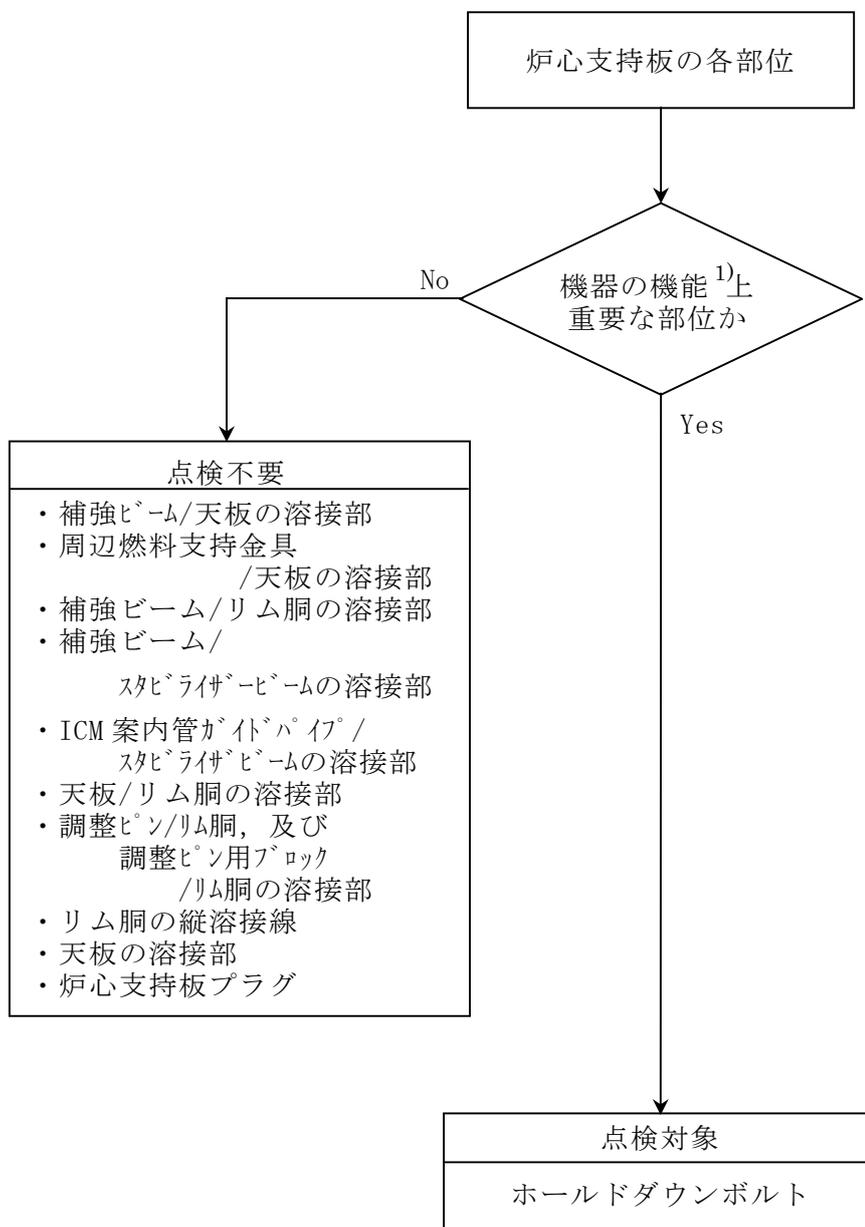
↑：垂直方向

→：水平方向

\*1：In Core Monitor（中性子モニタ）

\*2：部品が適正に装着されていることを確認。

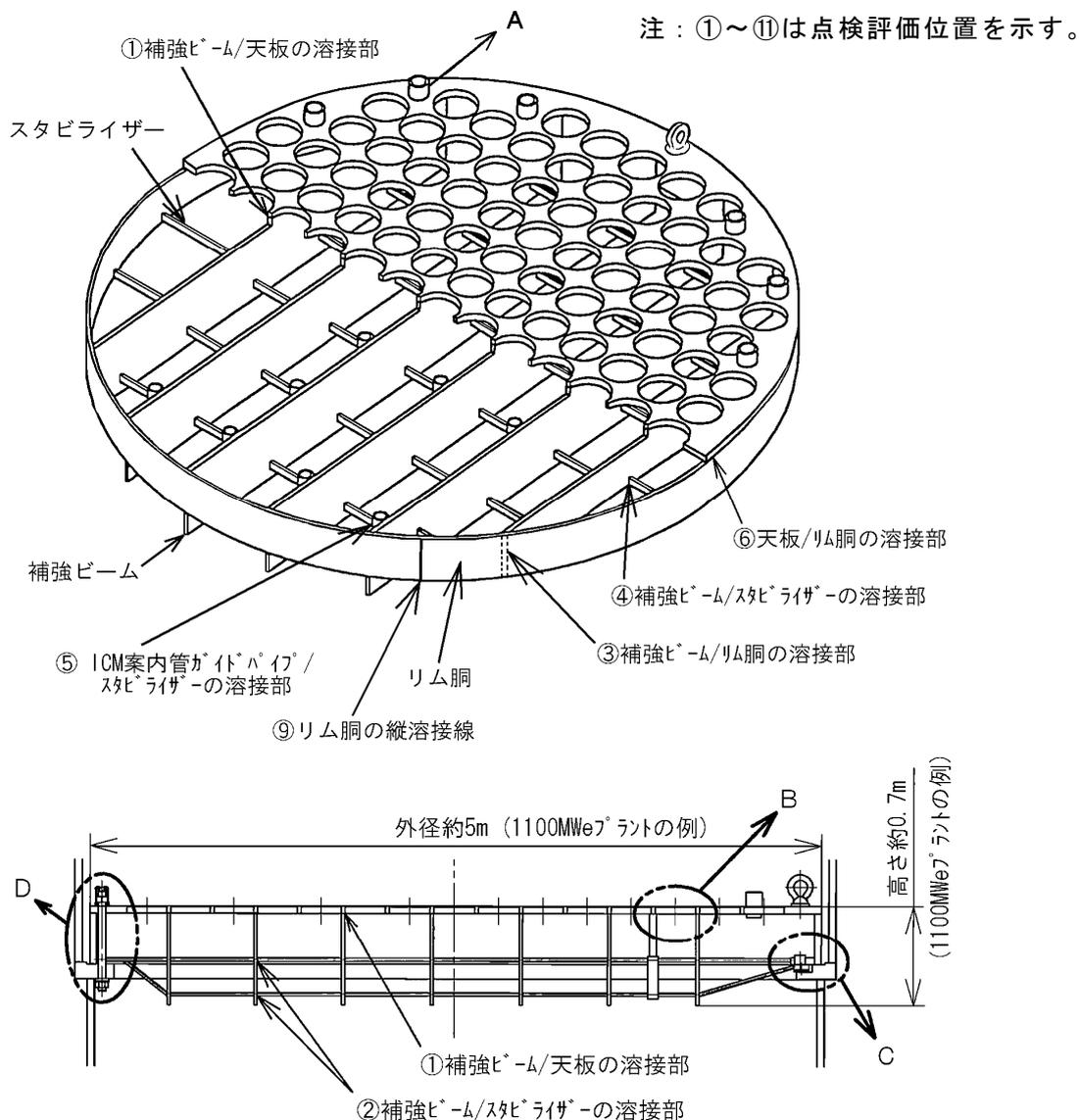
\*3：補強ビーム/リム胴溶接部の位置により点検困難な場合あり。



1) 炉心支持機能, 制御棒挿入性保持機能

図 2-4-1 点検対象の選定フロー

付録A 炉心支持板の構造図

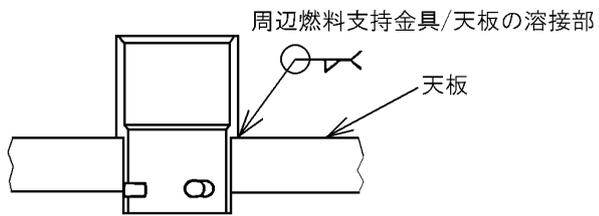


炉心支持板材質の代表例

部 位	BWR-4 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)	BWR-5 (1100MWe)
天板	SUS304	SUS304	SUS316L
補強ビーム(フルビーム)	SUS304	SUS304	SUS316
周辺燃料支持金具	SUS304	SUS304	SUS316L
リム胴	SUS304	SUS304	SUS316L
スタビライザー	SUS304	SUS304	SUS316L
調整ピン	SUS304	SUS304	SUS316L
調整ピン用ブロック	SUS304	SUS304	SUS316L
ホールダウンボルト	SUS304	SUS304	SUS316L
炉心支持板プラグ	SUS304	—	—
位置決めピン	SUS304	SUS304	SUS316L
アイボルト	SUS304	SUS304	SUS316L

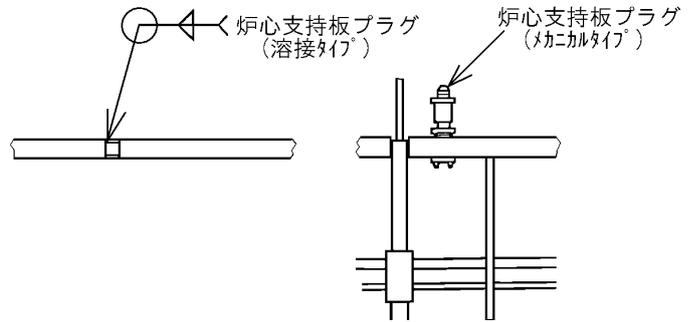
—：未設置

図 A-1 炉心支持板の構造(1/2)



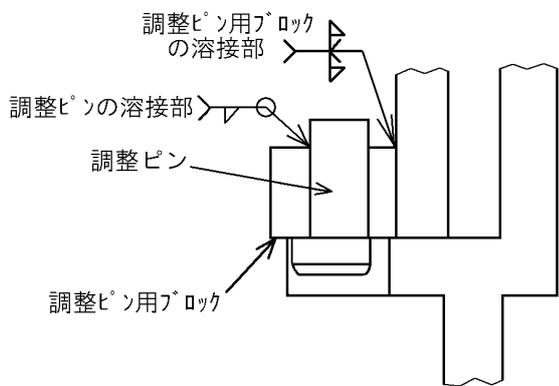
②周辺燃料支持金具/天板の溶接部

A 部詳細



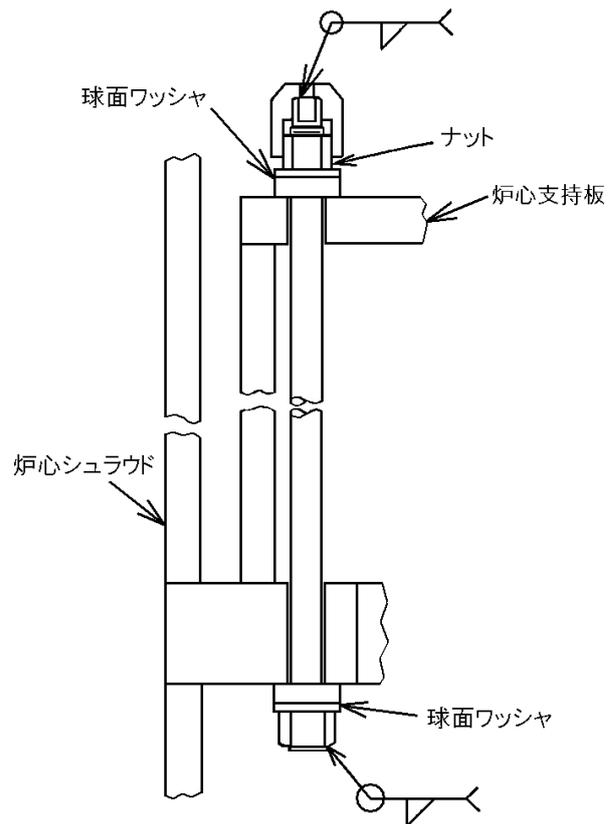
⑪炉心支持板プラグ

B 部詳細



⑦調整ピン, 調整ピン用ブロック/リム胴の溶接部

C 部詳細

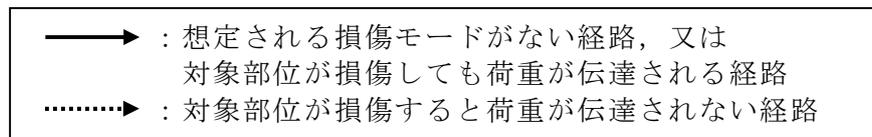


⑧ホルトダウンボルト

D 部詳細

図 A-2 炉心支持板の構造 (2/2)

付録B 炉心支持板の荷重伝達経路



水平方向荷重の伝達経路

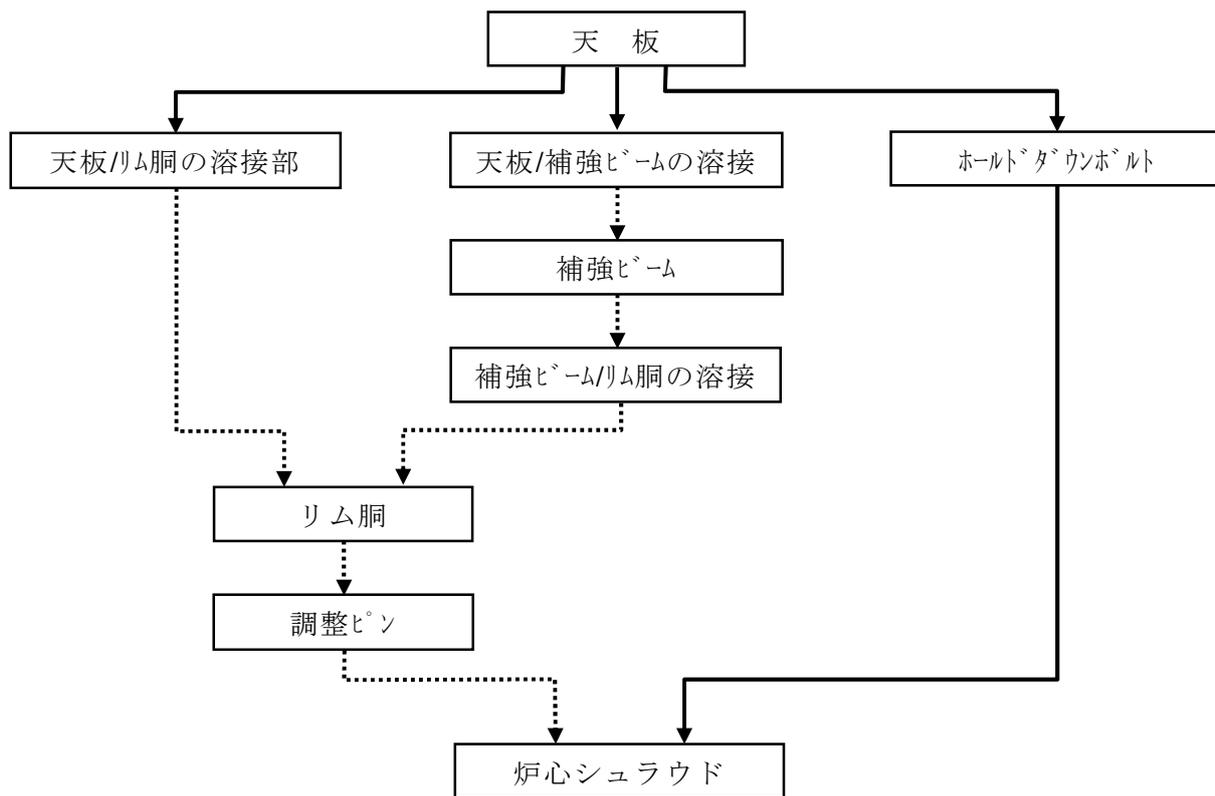


図 B-1A 炉心支持板の水平方向荷重の伝達経路

垂直方向荷重の伝達経路

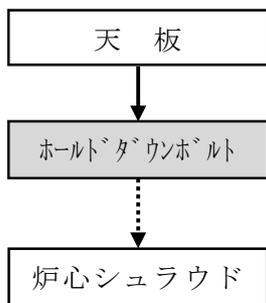


図 B-1B 炉心支持板の垂直方向荷重の伝達経路

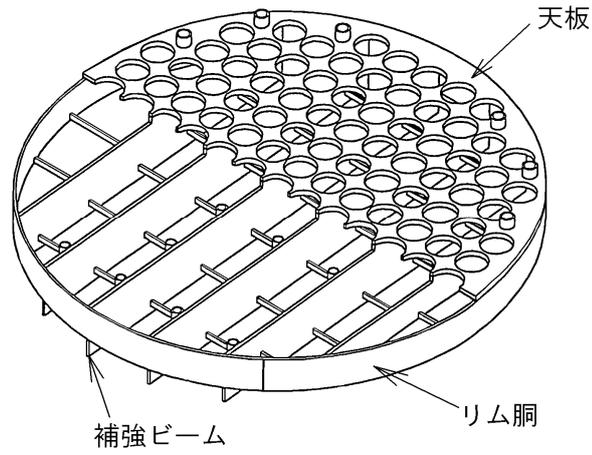


図 B-2 炉心支持板の構造を示す鳥瞰図

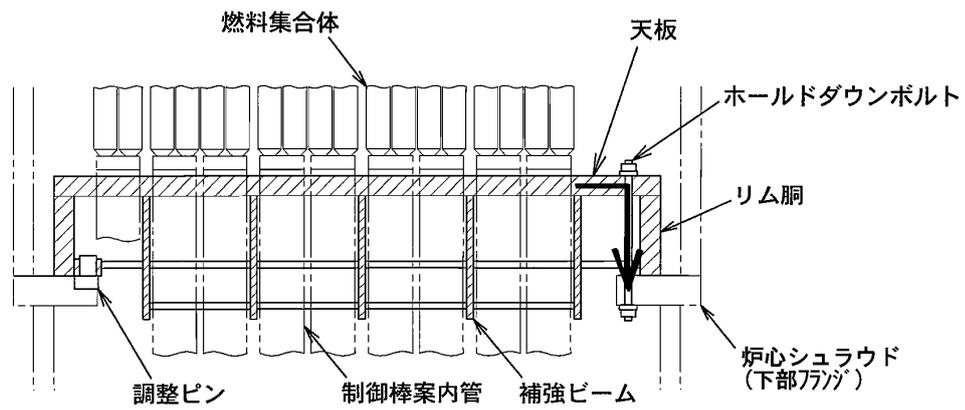


図 B-3 天板→ホールドダウンボルト→炉心シュラウドへの荷重伝達を説明した炉心支持板の断面図

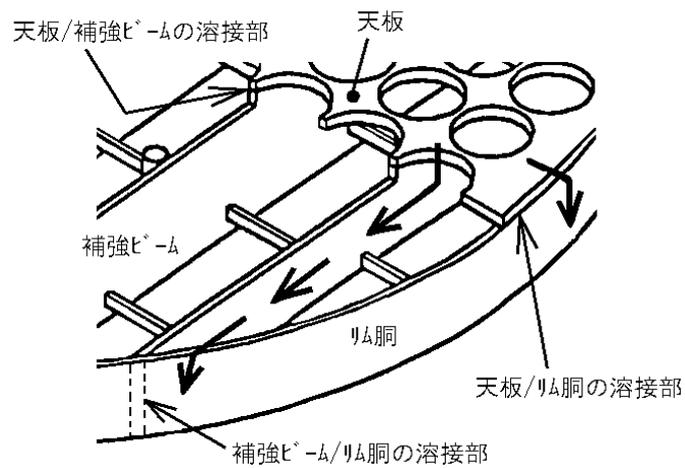


図 B-3 天板→リム胴への荷重伝達の説明図

## 付録C IASCCの可能性について

### 1. はじめに

本付録は、炉心支持板のホールダウンボルトにおける照射誘起応力型腐食割れ（IASCC）の可能性を検討したものである。

### 2. IASCC 発生のしきい照射量

図 C-1 は、中性子照射したオーステナイトステンレス鋼の溶体化処理材を対象に、BWR 加速環境中で SSRT 試験した結果である [1]。SCC 感受性を示す IGSCC 破面率は、SUS304 系の場合には中性子照射量が約  $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup> 以下、SUS316 系の場合には約  $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> 以下では見られないが、それ以上では中性子照射量とともに上昇する。したがって、IASCC 感受性が発現するしきい照射量は、SUS304 系では約  $5 \times 10^{24}$  n/m<sup>2</sup>、SUS316 系では約  $1 \times 10^{25}$  n/m<sup>2</sup> と考えられる。

### 3. ホールダウンボルトの IASCC 損傷可能性

二次元中性子輸送計算コード DOT3.5 を用いた 800 MWe 級プラントの炉内中性子束分布計算によると、炉心支持板のホールダウンボルトの位置における高速中性子束（エネルギー > 1MeV）は約  $1 \times 10^{15}$  n/m<sup>2</sup>・s であり、この中性子束を受ける部位が IASCC 感受性が発現するしきい照射量に達するのは、SUS304 系では供用開始後約 200 年（稼働率 80%）、SUS316 系では約 400 年（稼働率 80%）と評価される。

したがって、炉心支持板のホールダウンボルトで IASCC 損傷が生じる可能性は極めて小さいと考えられる。

#### [参考文献]

- [1] M. Kodama, R. Katsura, J. Morisawa, S. Nishimura, S. Suzuki, K. Asano, K. Fukuya and K. Nakata : Proc. 6th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (1993) 583.

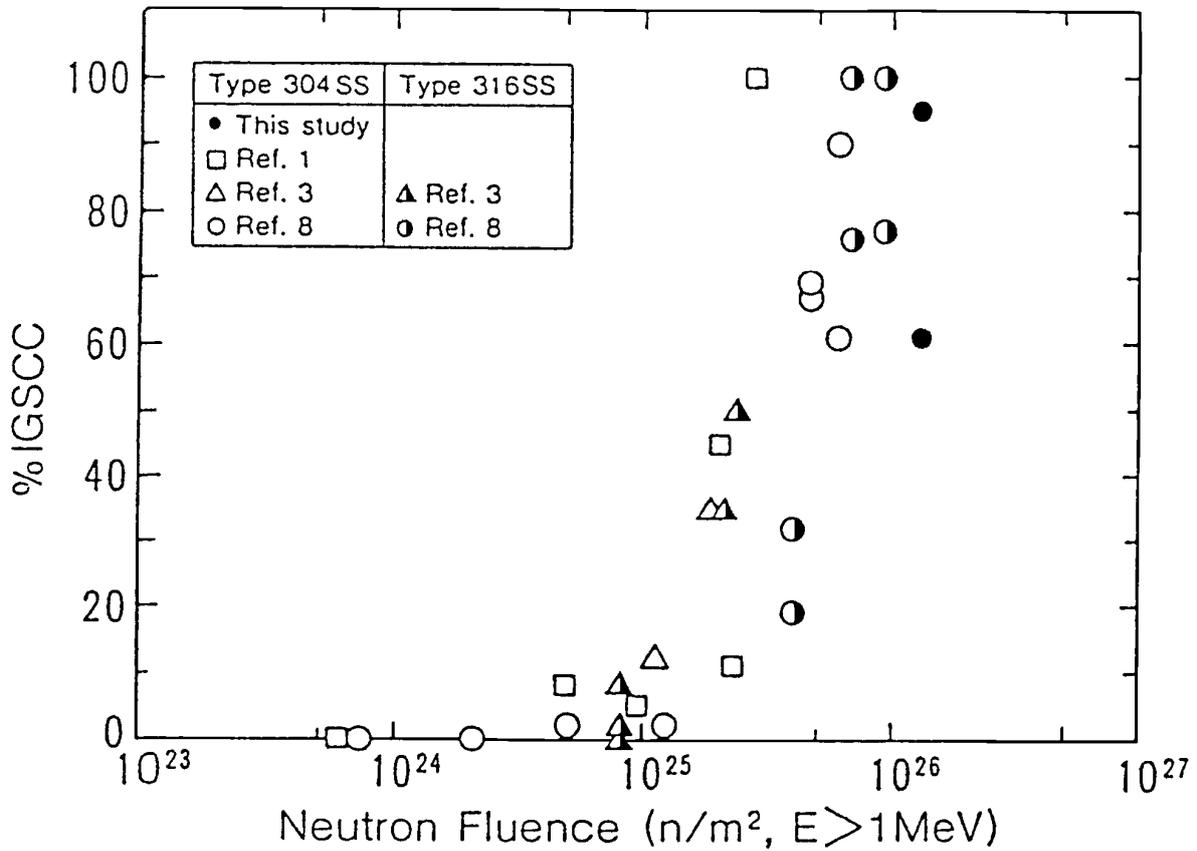


図 C-1 中性子照射したオーステナイトステンレス鋼の IGSCC 破面率と照射量の関係

[図 C-1 で引用されている参考文献]

- Ref. 1 : W.L. Clarke and A.J. Jacobs: Proc. 1st International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (1983) 451.
- Ref. 3 : A.J. Jacobs, G.P. Wozadlo, K. Nakata, T. Yoshida and I. Masaoka: Proc. 3rd International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (1987) 657.
- Ref. 8 : M. Kodama, S. Nishimura, J. Morisawa, S. Suzuki, S. Shima and M. Yamamoto : Proc. 5th International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, (1991) 948.

## 付録D ホールドダウンボルトの点検必要範囲の検討

### 1. はじめに

本付録は、炉心支持板の水平及び垂直荷重支持に必要なボルト数の評価結果に基づいて、ホールドダウンボルトの点検必要範囲を検討したものである。

### 2. ホールドダウンボルトの必要本数の検討

ここでは荷重支持に必要なホールドダウンボルト本数に基づいて点検必要範囲を評価する。

#### 2.1 ホールドダウンボルトの締め付け力

炉心支持板据付時のボルトの締め付け力は、ボルト及びナットの形状と、据付時の締め付けトルクから求めることができる。締め付け力導出の詳細については備考に記載し、ここでは評価結果を記載する。なお、運転時には、熱及び照射により締め付け力が低下するため、それらにより締め付け力が30%低下するものとして評価した。表 D-1 に、500, 800, 及び1100 MWe クラスの1プラントを例にとり、ホールドダウンボルトの締め付け力を評価した例を示す。

表 D-1 ホールドダウンボルトの締め付け力

\	記号	500 MWe プラント	800 MWe プラント	1100 MWe プラント
ボルトサイズ	—	2-12UN	1 <sup>1</sup> / <sub>8</sub> -12UNF	2 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> -12UN
ボルト穴の直径	Di	57 mm	35 mm	70 mm
締め付けトルク	T	1960×10 <sup>3</sup> N・mm (200 kg・m)	390×10 <sup>3</sup> N・mm (40 kg・m)	3250×10 <sup>3</sup> N・mm (330 kg・m)
据付時の締め付け力	Fb	1.2×10 <sup>5</sup> N	4.2×10 <sup>4</sup> N	1.6×10 <sup>5</sup> N
運転時の締め付け力	Fb'	8.4×10 <sup>4</sup> N	2.9×10 <sup>4</sup> N	1.1×10 <sup>5</sup> N

## 2.2 差圧による浮き上がり抑止に必要な本数

表 D-2 は、500、800、及び 1100 MWe クラスの 1 プラントを例にとり、炉心支持板に作用する差圧荷重により炉心支持板が浮き上がらないために必要なホールダウンボルトの本数を評価した例を示す。表中の差圧は解析で求め、それぞれ、通常運転時と、差圧荷重が最大となる主蒸気系配管が破断した場合の事故時（LOCA 時）の値を評価した。その荷重をボルトの締め付け力と比較することにより、ホールダウンボルトの必要本数を評価した。

3 ケースのプラントとも、設置本数は、必要本数に対し、2 倍以上の裕度を有することがわかる。

表 D-2 差圧による垂直方向荷重の支持に必要なボルト本数

	記号	単位	500MWe プラント		800MWe プラント		1100MWe プラント	
			通常運転時	事故時	通常運転時	事故時	通常運転時	事故時
水中の自重	Ww	N	7.6×10 <sup>4</sup> *1		9.0×10 <sup>4</sup> *1		1.5×10 <sup>5</sup> *1	
受圧面積	A	mm <sup>2</sup>	4.4×10 <sup>6</sup>		5.7×10 <sup>6</sup>		8.2×10 <sup>6</sup>	
差圧	ΔP	MPa	0.14	0.14	0.18	0.18	0.16	0.19
浮上がり力	Fp	N	6.1×10 <sup>5</sup>	6.1×10 <sup>5</sup>	1.0×10 <sup>6</sup>	1.0×10 <sup>6</sup>	1.3×10 <sup>6</sup>	1.6×10 <sup>6</sup>
ホールダウンボルトに作用する浮き上がり力	F	N	5.3×10 <sup>5</sup>	5.3×10 <sup>5</sup>	9.3×10 <sup>5</sup>	9.3×10 <sup>5</sup>	1.2×10 <sup>6</sup>	1.4×10 <sup>6</sup>
ボルトの締め付け力	Fb'	N/本	8.4×10 <sup>4</sup>		2.9×10 <sup>4</sup>		1.1×10 <sup>5</sup>	
必要本数*2	Np	本	7	7	32	32	11	13
設置本数	N	本	32		72		34	

\*1：周辺燃料集合体を含む

\*2：Np=F/Fb'（切り上げ）

### 2.3 地震時による炉心支持板の横ずれ抑止に必要な本数

表 D-3 に 500, 800, 及び 1100 MWe クラスの 1 プラントを例にとり,  $S_2$ 地震により炉心支持板に作用する水平方向荷重を支持するために必要なホールダウンボルトの本数を評価した例を示す。3 ケースのプラントとも, 設置本数は, 必要本数に対して十分な裕度があり, 全ホールダウンボルトの約 1/5 の本数で, 水平方向荷重を支持できることがわかる。

表 D-3 地震による水平方向荷重の支持に必要なボルト本数

		記号	単位	500 MWe プラント	800 MWe プラント	1100 MWe プラント
地震の水平力		H	N	$1.4 \times 10^6$	$8.0 \times 10^5$	$1.4 \times 10^6$
ボルトの最小断面積		$A_i$	$\text{mm}^2$	1830	530	2870
SUS304	許容応力	$\tau_{a1}$	$\text{N}/\text{mm}^2$	138 (1.2Sm)	138 (1.2Sm)	138 (1.2Sm)
	必要本数	$N_s$	本	6	11	4
SUS316L	許容応力	$\tau_{a1}$	$\text{N}/\text{mm}^2$	114 (1.2Sm)	114 (1.2Sm)	114 (1.2Sm)
	必要本数	$N_s^{*1}$	本	7	14	5
設置本数		N	本	32	72	34

$$*1 : N_s = H / \tau_{a1} \cdot A_i$$

### 3. まとめ

表 D-2 及び表 D-3 より求めた差圧荷重及び地震荷重の支持に必要なホールダウンボルトの本数を表 D-4 に示す。

付録 E に示すように, 差圧荷重及び地震荷重を支持できれば制御棒挿入性に影響しないことから, 点検においては, 差圧荷重及び地震荷重の支持に必要なホールダウンボルト本数の健全性を確認すればよい。ただし, 荷重のバランスを考慮して, 上記の必要本数を概ね均等に分布した配置を, 点検必要範囲とする。

表 D-4 ホールダウンボルト必要本数の例

		500 MWe プラント	800 MWe プラント	1100 MWe プラント
設置本数		32 本	72 本	34 本
必要本数	SUS304	7 本	32 本	13 本
	SUS316L	7 本	32 本	13 本

## 備考：ホールダウンボルトの締め付け力の導出

上部格子板据付時の締め付け力（Fb）は、据付時の締め付けトルク（T）から次式<sup>1)</sup>により求める。

<sup>1)</sup> 出典：機械工学便覧

$$F_b = \frac{T}{\frac{1}{2} \{d_2 \cdot \tan(\rho + \beta) + \mu_0 \cdot d_w\}}$$

ここで、 $d_2$ ：ボルトの有効径

$$\rho : \text{ボルトねじ面の摩擦角} = \tan^{-1} \left( \frac{\mu}{\cos \alpha} \right)$$

$\mu$ ：ボルト面の摩擦係数

$\alpha$ ：ボルトねじ山角の 1/2

$$\beta : \text{ボルトのリード角} = \tan^{-1} \left( \frac{P}{\pi \cdot d_2} \right)$$

$\mu_0$ ：ナット面の摩擦係数

P：ボルトのピッチ

$$d_w : \text{ナット座面の平均直径} = \left( \frac{2}{3} \right) \cdot \frac{(B^3 - D_i^3)}{(B^2 - D_i^2)}$$

B：ナット座面の平均直径

$D_i$ ：ボルト穴の直径

運転時には、熱及び照射により締め付け力が低下する。縦弾性係数を E とすれば、

$$\cdot \text{熱による締め付け力の低下} : \frac{E(\text{運転時: } 289^\circ\text{C})}{E(\text{据付時: } 20^\circ\text{C})} = \frac{1.7644 \times 10^5 \text{ N/mm}^2}{1.95 \times 10^5 \text{ N/mm}^2} = 0.905 \text{ (約 10\% 低下)}$$

・照射による締め付け力の低下：約 20%（図 D-1 参照）

上記から、熱及び照射による締め付け力の低下を 30% とし、運転時の締め付け力  $F_b'$  は次式で求める。

$$F_b' = 0.7 \times F$$

以上の計算式に基づき、500、800、及び 1100 MWe クラスの 1 プラントを例として評価したホールダウンボルトの締め付け力を表 D-5 に示す。

表 D-5 ホールドダウンボルト締付け力の評価例

		記号	500 MWe プラント	800 MWe プラント	1100 MWe プラント
ボルトサイズ		—	2-12UN	1 <sup>1</sup> / <sub>8</sub> -12UNF	2 <sup>1</sup> / <sub>2</sub> -12UN
締付けトルク		T	1960×10 <sup>3</sup> N・mm (200 kg・m)	390×10 <sup>3</sup> N・mm (40 kg・m)	3250×10 <sup>3</sup> N・mm (330 kg・m)
ボルト	有効径	d <sub>2</sub>	49 mm	27 mm	62 mm
	ピッチ	P	2.12 mm	2.12 mm	2.12 mm
	リード角	β	0.78°	1.42°	0.62°
	ボルト面の摩擦係数	μ	0.15	0.15	0.15
	ネジ山角の 1/2	α	30°	30°	30°
	ボルト面の摩擦角	ρ	9.83°	9.83°	9.83°
ナット	ナット面の摩擦係数	μ <sub>0</sub>	0.35	0.35	0.35
	座面の直径	B	75 mm	42 mm	98.4 mm
	座面の平均直径	dw	68.7 mm	38.6 mm	85 mm
ボルト穴の直径		Di	57 mm	35 mm	70 mm
据付時の締付け力		Fb	1.2×10 <sup>5</sup> N	4.2×10 <sup>4</sup> N	1.6×10 <sup>5</sup> N
運転時の締付け力		Fb'	8.4×10 <sup>4</sup> N	2.9×10 <sup>4</sup> N	1.1×10 <sup>5</sup> N

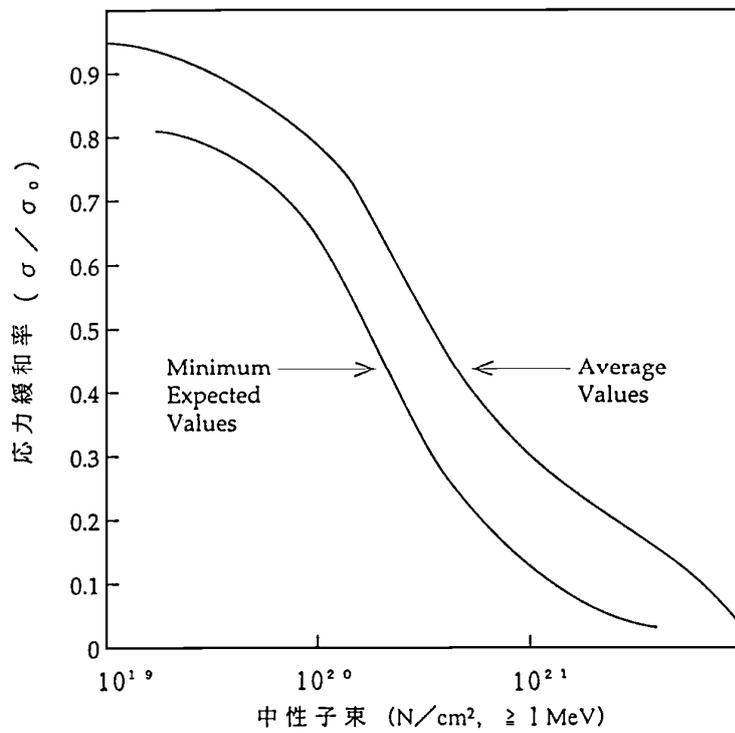


図 D-1 残留応力等に対する照射による応力緩和の効果

出典：プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書（平成6年度），  
財団法人 発電設備技術検査協会

## 付録E 制御棒挿入性に関する検討

### 1. はじめに

本付録は、差圧荷重及び地震荷重の支持に必要なホールダウンボルト本数が健全な場合の制御棒挿入性を検討したものである。

### 2. 制御棒挿入性への影響

#### 2.1 考え方

差圧荷重及び地震荷重の支持に必要なホールダウンボルトが健全な場合は、炉心支持板は差圧により浮き上がることはなく、地震時の水平方向荷重も支持できるが、ボルト穴径とボルト径の差だけ、炉心支持板が横ずれする可能性がある。そこで、この横ずれが生じた場合の制御棒挿入性を評価する。

#### 2.2 横ずれ量の想定

ボルトとボルト穴との最大ギャップは、各ボルトでランダムな方向に分布すると考えられるため、ボルト穴の中央にボルトがあると仮定すると、横ずれ量は、ボルト穴半径とボルト半径の差に相当し、3.3mmと評価される。

#### 2.3 制御棒挿入性の評価

地震時の制御棒挿入性確認のため、図 E-1 に示すような変位を上部格子板及び炉心支持板に与えた状態で、燃料集合体を振幅 40mm まで加振させた制御棒の挿入性解析を行っている。その結果、表 E-1 に示す変位を与えても、図 E-2 に示すように、通常運転時のスクラム仕様値である 3.5 秒を十分満足することを確認している。

図 E-1 において、炉心支持板の変位 A は上記のボルト-ボルト穴ギャップによる 3.3mm である。一方、上部格子板の変位は約 0.76mm と評価されているため、表 E-1 の範囲内である。したがって、ボルト-ボルト穴のギャップによる横すべりが発生したとしても、制御棒挿入性は確保される。

### 3. まとめ

ホールダウンボルトのボルト-ボルト穴ギャップのため、地震時に炉心支持板が水平方向に変位したとしても、制御棒挿入性は確保される。したがって、ホールダウンボルトの点検必要範囲は、差圧荷重及び地震荷重の支持に必要な本数及び配置により決定される。

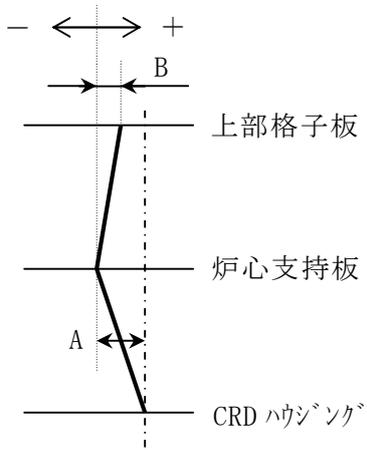


表 E-1 解析のケース

ケース	1	2	3
A (mm)	3.6	7.1	10.9
B (mm)	+2.4	+5.8	+9.6

図 E-1 評価体系

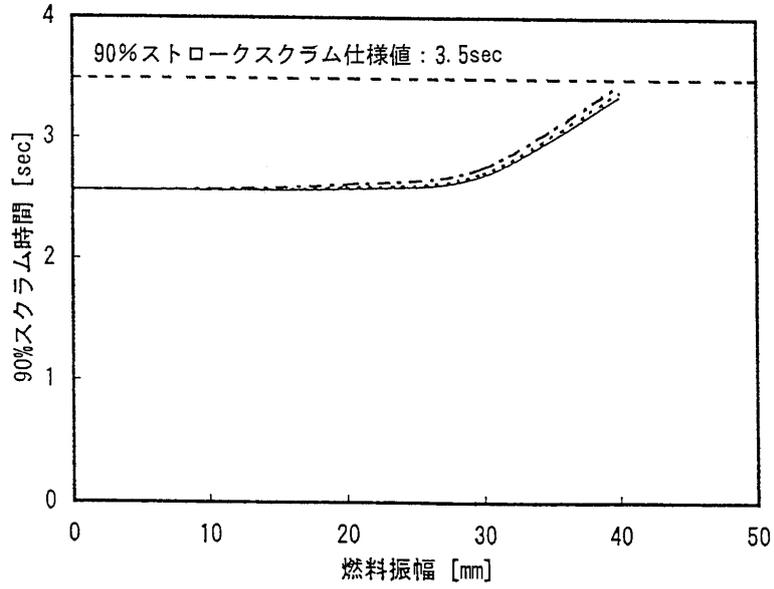
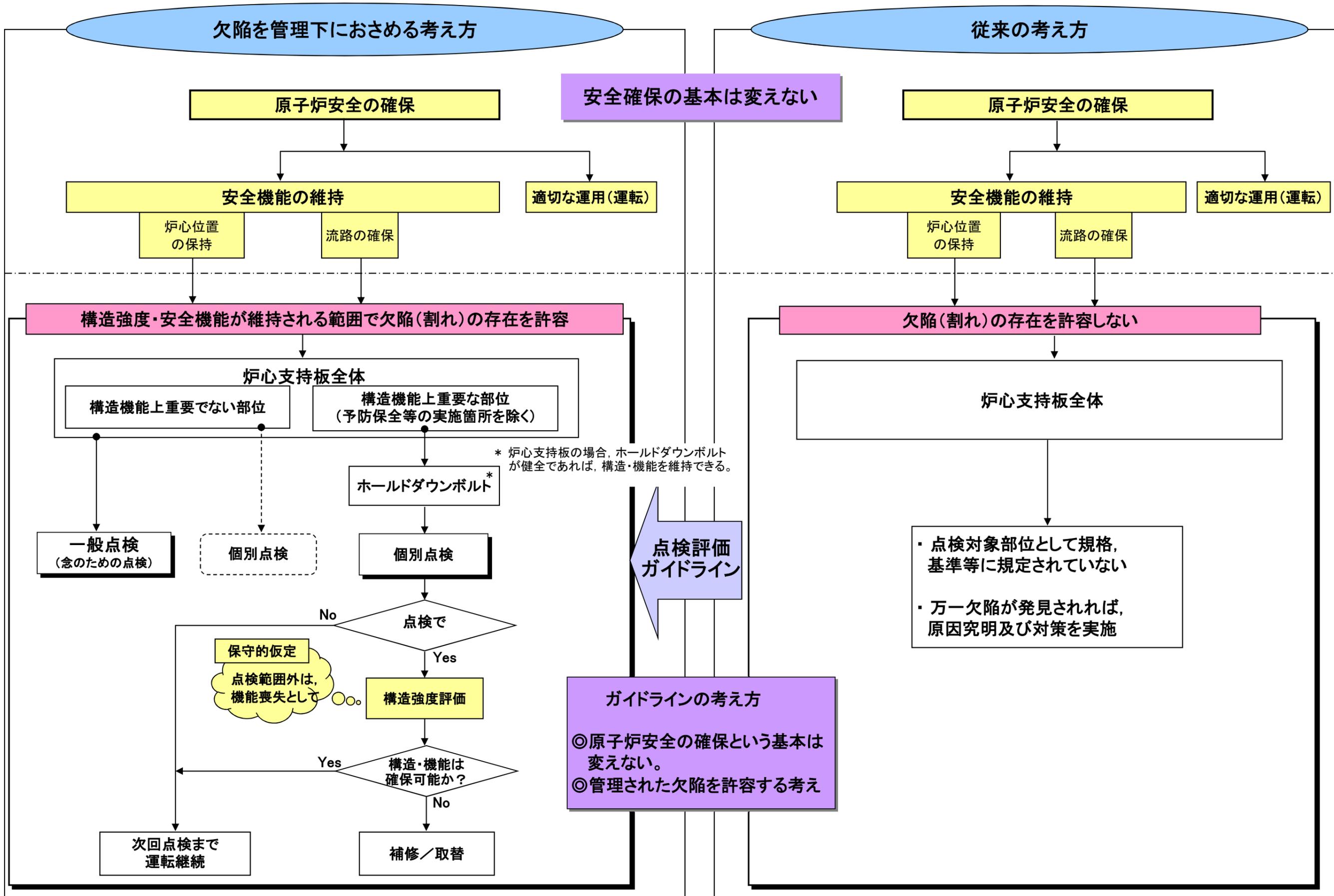


図 E-2 解析結果



## 炉内構造物点検評価ガイドライン [炉心支持板] の概要

### 1. 基本的考え方

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

### 2. 点検対象部位

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

### 3. 点検方法

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

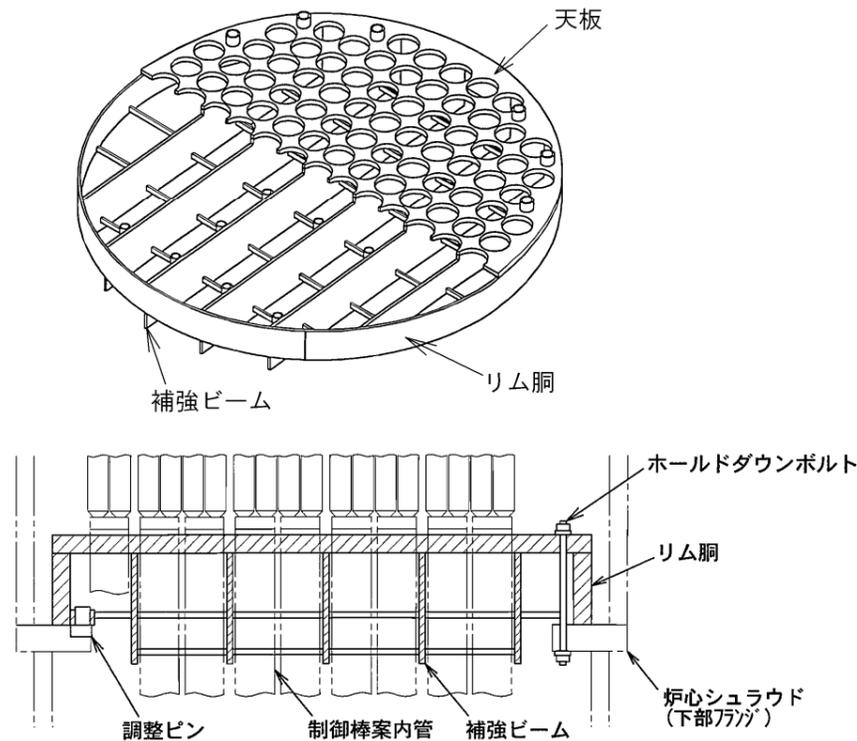


図-1 炉心支持板の概略構造

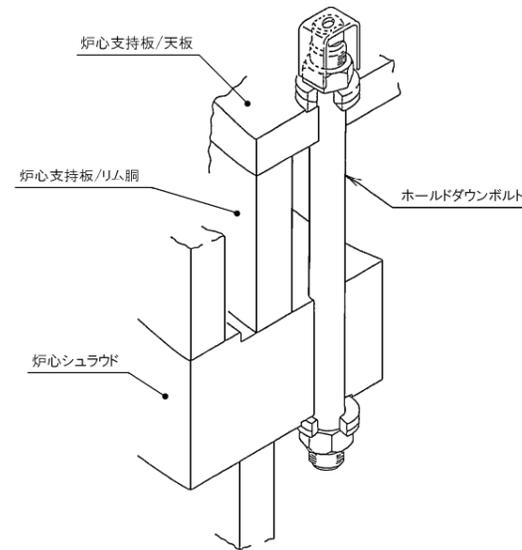


図-2 ホールドダウンボルトの構造

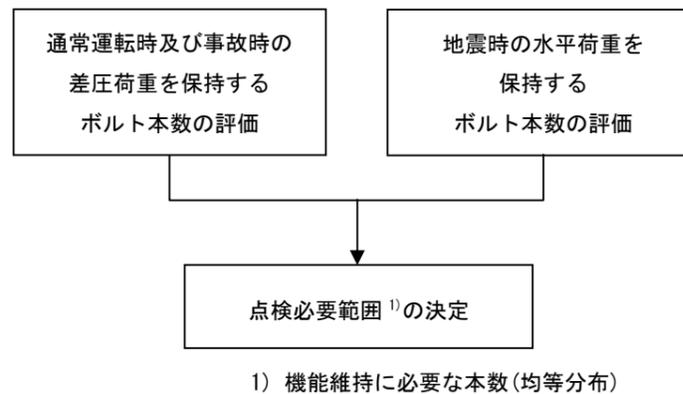


図-3 炉心支持板点検必要範囲の評価フロー

### 4. 点検範囲及び点検周期の考え方

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

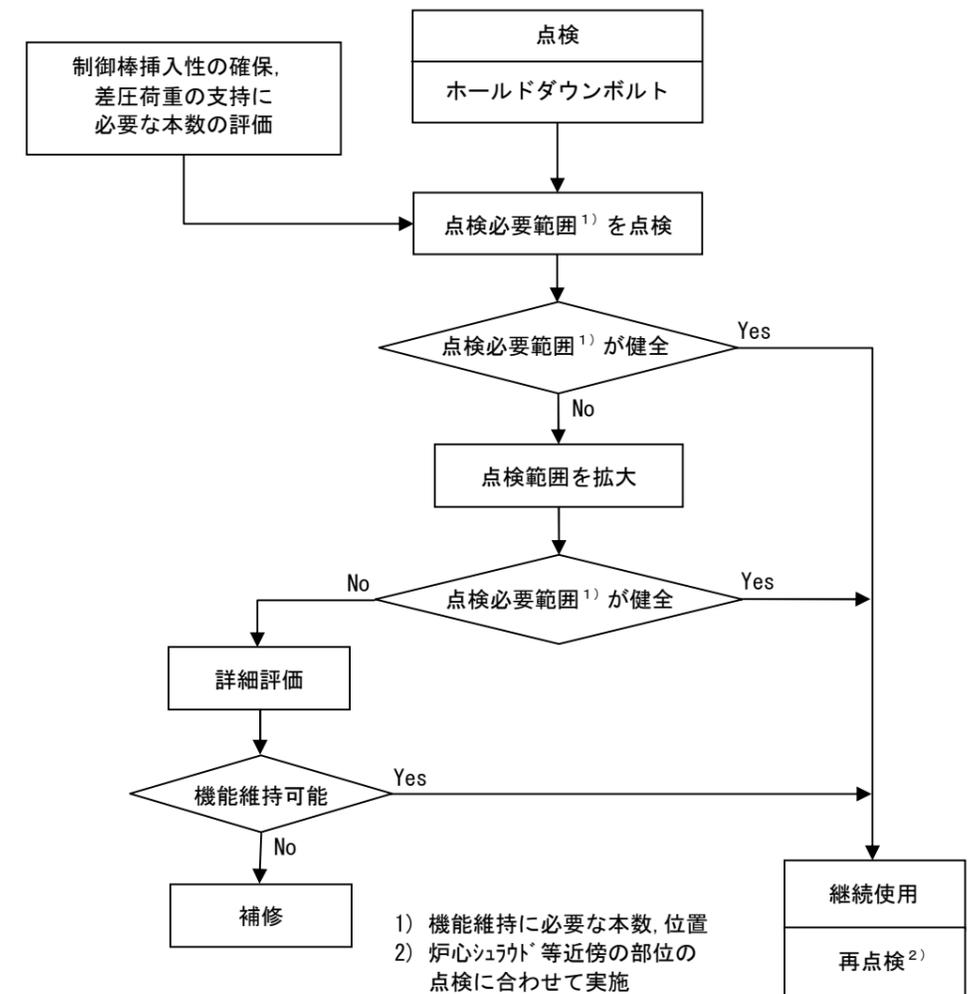


図-4 炉心支持板の点検フロー

## 改訂経緯

平成 14 年 7 月 初版発行

平成 27 年 3 月 第 2 版発行

解説 1-2 にガイドライン適用にあたっての留意事項を記載し，適用する規格基準を見直した。

---

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン  
[炉心支持板]  
(第2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 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

---

©原子力安全推進協会，2015

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。