

BWR炉内構造物点検評価ガイドライン

[炉心支持板]

(第3版)

2019年11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。

2019年 11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

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
2001年3月	初版発行		
2015年3月	第2版	適用する規格基準ほか見直し	
2019年11月	第3版	ABWR点検内容の追加 点検の考え方の明確化	

※ 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

(2019年11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	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	谷口 敦	東京電力ホールディングス (株)
幹事	日下 浩作	関西電力 (株)
幹事	小林 広幸	日本原子力発電 (株)
委員	沼田 和也	北海道電力 (株)
委員	蓑 秀寿	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	木村 浩樹	中部電力 (株)
委員	長谷川 和宏	北陸電力 (株)
委員	越智 文洋	関西電力 (株)
委員	荒芝 智幸	中国電力 (株)
委員	森田 英司	四国電力 (株)
委員	田中 正和	九州電力 (株)
委員	藤中 潤也	日本原子力発電 (株)
委員	高村 賢也	電源開発 (株)
委員	千葉 邦彦	日立GEニュークリア・エナジー (株)
委員	森 敦史	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	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	点検の考え方	1
第3章	点検対象	1
第4章	点検手法	3
第5章	点検範囲	3
第6章	点検時期	3
第7章	点検結果の評価	3
第8章	まとめ	5
解 説		
解説 1-1	ガイドライン制定の目的	6
解説 1-2	本ガイドラインの運用にあたって	6
解説 2-1	炉心支持板に要求される安全機能	6
解説 2-2	点検対象の選定	7
解説 2-3	炉心支持板に想定される経年劣化事象	7
解説 4-1	点検手法，点検範囲及び点検時期	8
解説 7-1	評価	8
解説 7-2	補修技術	8

付 録

付録A 炉心支持板の各構造体に対する点検の考え方について

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 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2 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、原子力安全を確保する大前提のもと、炉内構造物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。（解説 1-1、解説 1-2）

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

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。本ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後の供用期間中とする。

第2章 点検の考え方

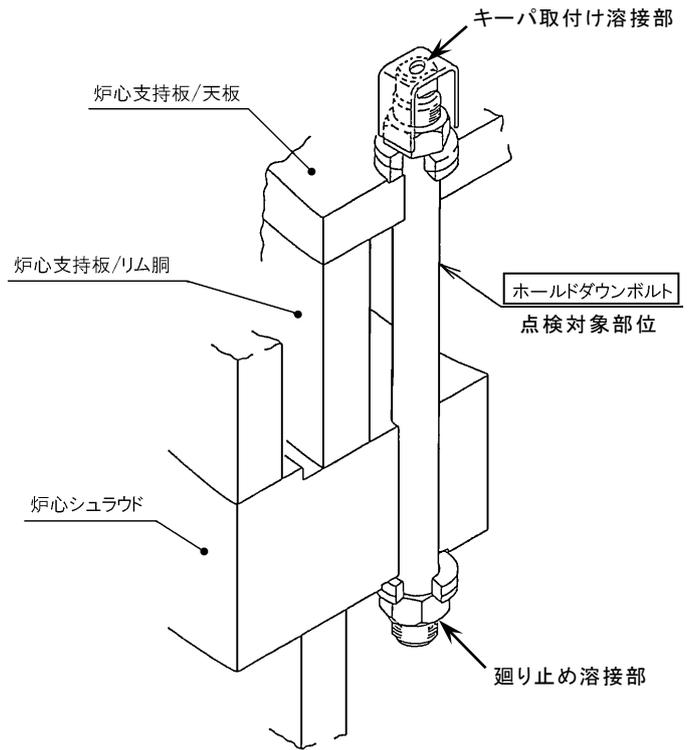
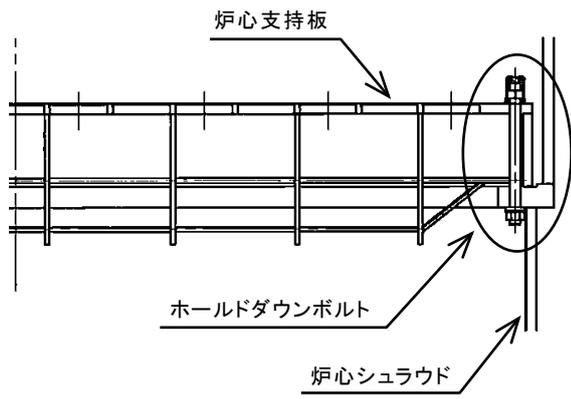
点検の基本的な考え方を、以下に示す。

- (1) 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体を点検対象とする。（解説 2-1、解説 2-2）
- (2) 炉心支持板の経年劣化事象として、応力腐食割れ（以下、SCC と称する）を想定する。（解説 2-3）
- (3) 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。

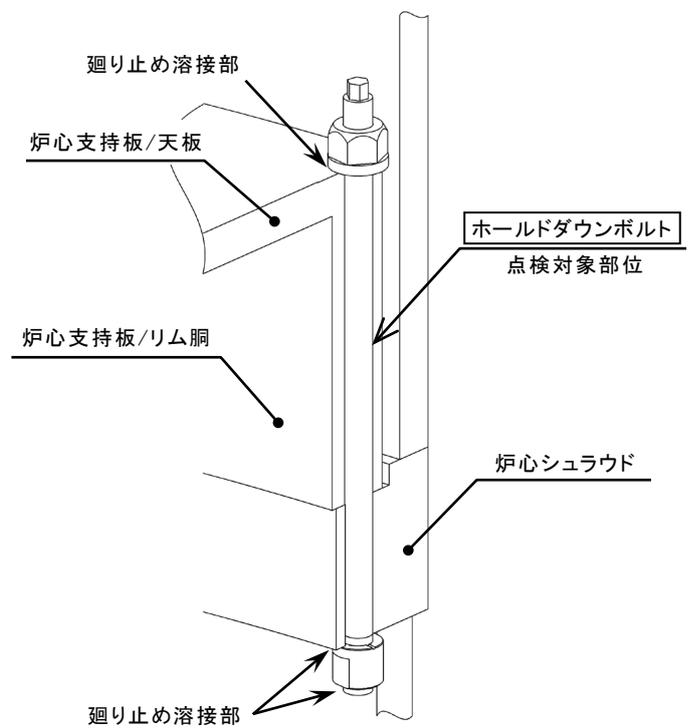
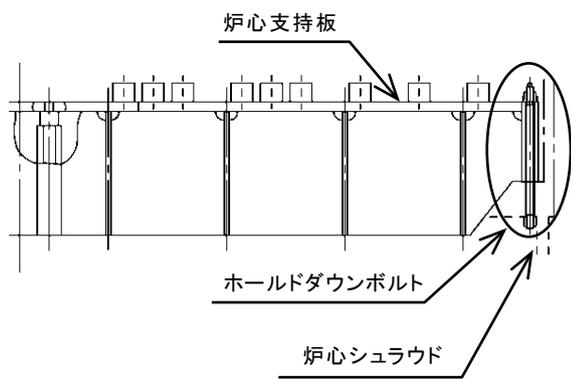
第3章 点検対象

炉心支持板の点検対象は、ホールドダウンボルトとした。

具体的な点検対象部位を、代表プラントを例にして図 3-1 に示す。（解説 2-2）



(a) BWR



(b) ABWR

図 3-1 ホールドダウンボルト

第4章 点検手法

炉心支持板の点検手法は、点検対象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手法は、目視試験（VT）とする。

(1) VT-3

機器の変形、芯合せ不良、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。（解説 4-1）

第5章 点検範囲

炉心支持板の点検範囲（点検対象部位の個数）は、ホールダウンボルトを点検対象部位とし、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を点検範囲とした。（解説 4-1）

なお、技術的根拠がある場合は、別途、設定することができる。

第6章 点検時期

炉心支持板の初回点検と再点検は、以下に示す時期に実施する。（解説 4-1）

(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。

(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。

第7章 点検結果の評価

ホールダウンボルトの点検・評価フローを図 7-1 に示す。点検結果の判定は以下によるものとする。（解説 7-1，解説 7-2）

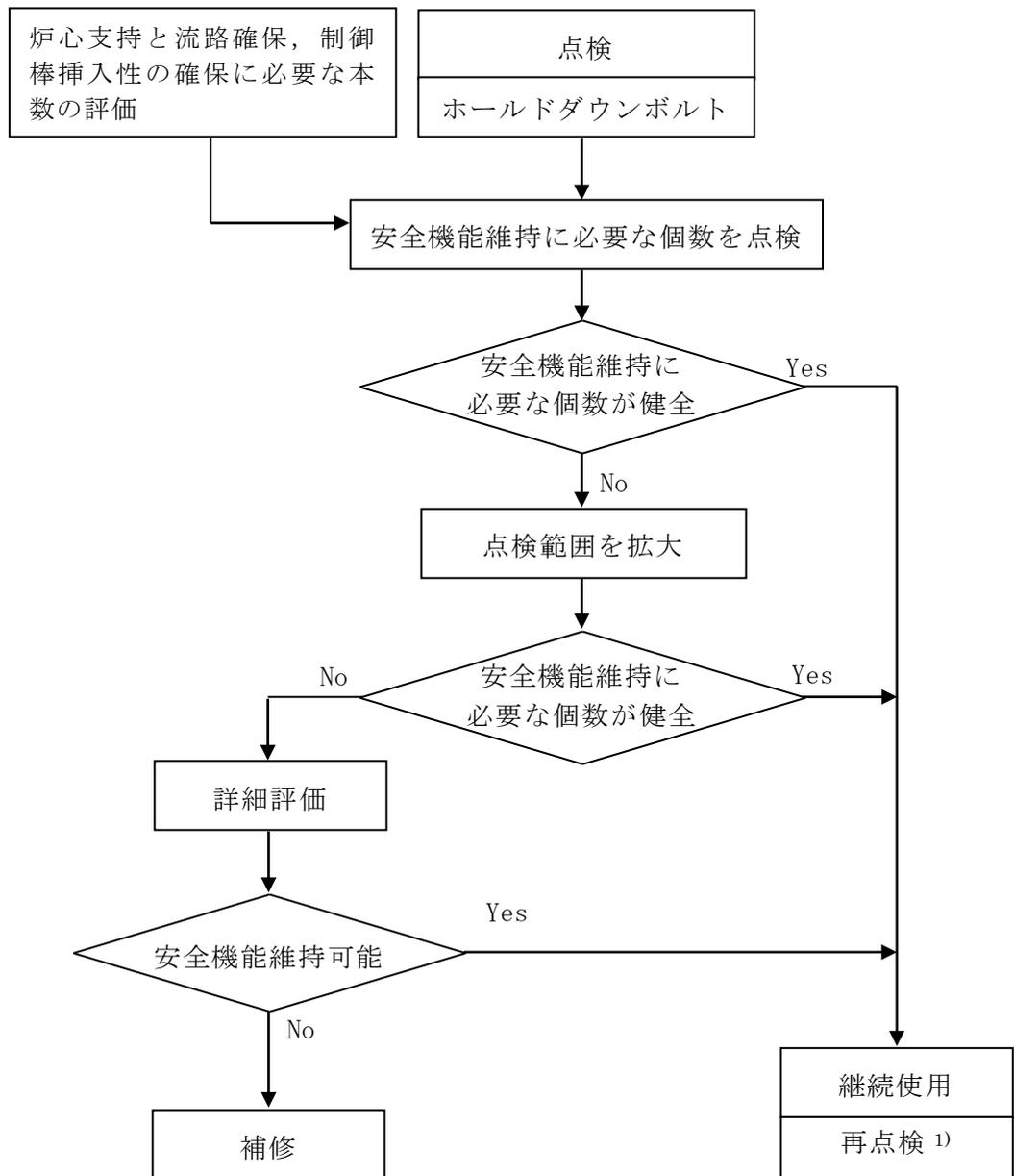
(1) 点検範囲に異常のないことが確認された場合は、継続使用できる。

(2) 点検で異常が発見された場合、

① 点検範囲を拡大して、安全機能維持に必要な範囲の健全性が確認されれば、継続使用できる。

② 点検範囲を拡大しても、安全機能維持に必要な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。



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 7-1 ホールドダウンボルトの点検フロー

第8章 まとめ

炉心支持板の点検について表 8-1 に示す。

表 8-1 炉心支持板の点検

点検対象部位	点検手法	点検時期／点検範囲	点検結果の評価
ホールドダウン ボルト	VT-3	初回点検 機器の供用開始後 20 年から 30 年の期間内／炉心支持板の安全機能維持に必要な個数	安全機能維持に必要な範囲が健全であること
		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／炉心支持板の安全機能維持に必要な個数	

(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、点検技術の向上と運転経験の蓄積に努めてきている。

原子力安全の確保のためには、これらの運転経験の評価と研究活動を通じて過去の教訓を活かし我々が学ぶことにつれて発展するプロセスを構築するとともに、これを継続していくことが求められる。このため、本ガイドラインは、炉内構造物に対して、運転経験、最新知見を整理・評価し、部位毎に要求される安全上重要な機能、有意な劣化モードと最新知見の整理に基づく、合理的な点検のあり方を示すことを目的としている。

(解説 1-2) 本ガイドラインの運用にあたって

炉内構造物の保全活動は、確立された原子力発電所の品質保証マネジメントシステムのもとで行われる保守管理の一環として行われなければならない。よって、本ガイドラインで適用する点検及び評価は、品質保証活動全般の基本的事項を規定した日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメントシステム規程 (JEAC4111)」及び品質保証活動のうち、事業者が供用期間中に実施すべき保守管理の基本要件を規定した「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 により定める設計用基準地震動 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。

(解説 2-1) 炉心支持板に要求される安全機能

炉心支持板に要求される安全機能は「炉心支持と流路確保」及び「制御棒挿入性」である。(付録A参照)

(解説 2-2) 点検対象の選定

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とから、点検対象部位は炉心支持板に要求される安全機能維持の観点から選定する。

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炉心支持板の安全機能が維持されるため、点検対象より除外する。

一方、SCC 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炉心支持板の安全機能維持に影響を与える可能性がある場合は点検対象とする。

炉心支持板の点検対象の選定フローを図 2-2-1 に示す。

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、炉心支持板の安全機能維持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。

以上を踏まえ、点検対象に機能、形状及び材質、想定される経年劣化事象、国内外の運転経験及び安全機能への影響などを考慮し、点検方針を立案した。(付録A参照)

(解説 2-3) 炉心支持板に想定される経年劣化事象

これまでの損傷事例を考慮し、炉心支持板の経年劣化事象として応力腐食割れ (SCC)、及び照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) を想定した。

炉心支持板の材料には、オーステナイト系ステンレス鋼の SUS304、SUS316L 及び高 Mn オーステナイト系ステンレス鋼の GXM1 (XM-19) が用いられている。

炭素含有量が 0.030%を超えるオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304) はクロム炭化物の粒界析出による粒界近傍の Cr 欠乏に起因して耐応力腐食割れ性が低い。これと比較して炭素含有量を 0.030%以下に下げたオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316L) は優れた耐応力腐食割れ性を示す。また、GXM1 は窒素、モリブデン等の添加により SUS304 に比べて高強度であり、耐応力腐食割れ性に優れている。

上述のとおり、材料鋼種により SCC の感受性に相違があるが、本ガイドラインでは、材料鋼種によらず検討を行う。(付録A参照)

(解説 4-1) 点検手法，点検範囲及び点検時期

ホールドダウンボルトには炉心支持板の構造保持に影響する溶接部がなく，また付録Cに示すように，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，応力腐食割れによる損傷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が，ボルト締め付け部の緩みや部品の破損・脱落などによる，万一の機能喪失を考慮し，ホールドダウンボルトをVT-3により点検する。

点検する個数は，炉心支持板の安全機能維持を確認するために十分な数とする。当初計画した点検範囲で，炉心支持板の安全機能維持に必要な個数の健全性が確認できない場合は，安全機能維持に必要な個数の健全性が確認できるまで，点検範囲を拡大して点検を行う。(付録D参照)

国内外の運転経験ではホールドダウンボルトの損傷事例の報告はなく，これらの運転経験から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 20 年から 30 年の期間内に初回点検を実施する。その後の点検は，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するものとする。(付録A参照)

(解説 7-1) 評価

異常が発見された場合には，点検範囲を拡大し，安全機能に必要な範囲の健全性が確認されれば，継続使用することができる。安全機能に必要な範囲は，付録Dに示す方法により評価することができる。

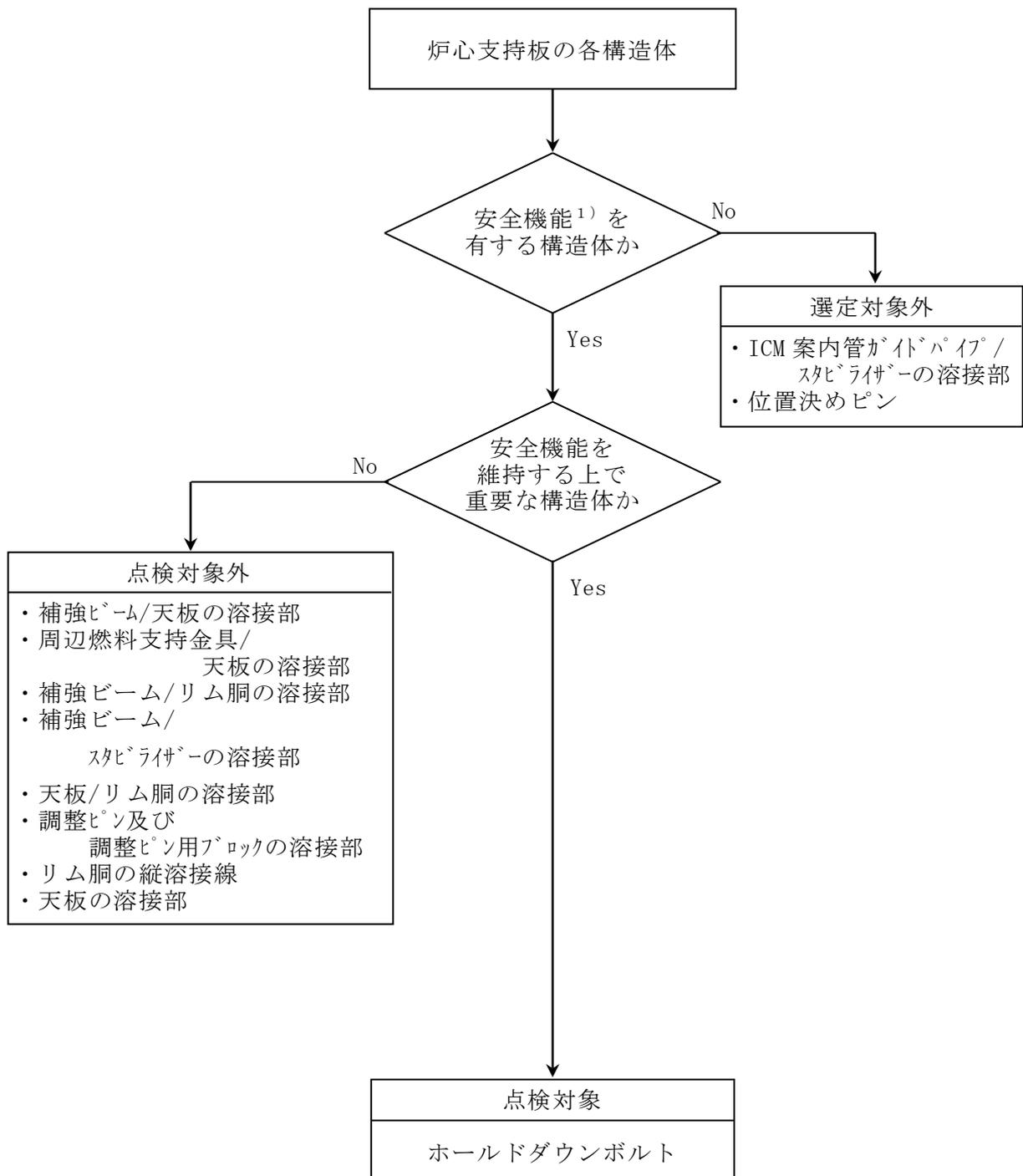
また，点検範囲を拡大しても，安全機能に必要な範囲の健全性が確認されない場合は，異常の程度を詳細調査し，調査結果に基づいて炉心支持板の機能への影響がないと評価された場合は，継続使用することができる。

(解説 7-2) 補修技術

異常が発見され，機能維持の観点からの評価を行った結果，補修が必要となった場合の補修工法として，実機への適用実績があるか又は将来適用が可能と考えられるものは，別冊の「補修工法ガイドライン」に示すとおりである。以下に例を示す。

①機械的な補修技術

- ・取替工法



1) 炉心支持と流路確保,
制御棒挿入性機能

図 2-2-1 点検対象選定フロー

付録A 炉心支持板の各構造体に対する点検の考え方について

1. 目的

本付録は、炉心支持板を構成する構造体について、①安全機能、②形状及び材質、③想定される経年劣化事象及び国内外の運転経験、④損傷による安全機能への影響を考慮した点検の考え方を示したものである。

2. 炉心支持板の各構造体に対する点検方針

2.1 安全機能

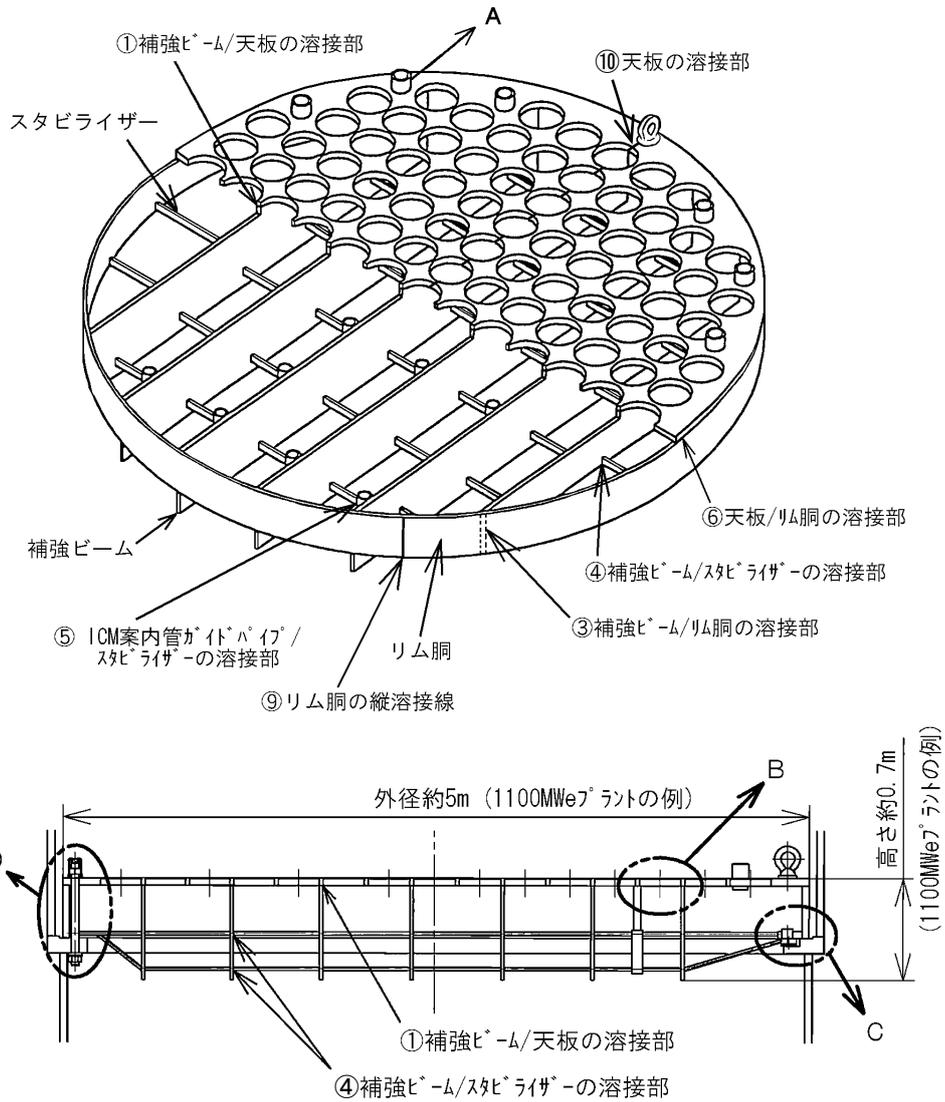
炉心支持板は、BWR、ABWR 共に、制御棒案内管、燃料支持金具及び燃料集合体、原子炉中性子計装案内管並びに起動用中性子源の横方向の支持をする機能がある。また、炉心シュラウド下部に固定され、炉心部と炉心下部を仕切り、燃料集合体への冷却材の流路を形成する機能を有する。よって、炉心支持板には「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性」を確保することが安全機能として要求される。

2.2 形状及び材質

炉心支持板は、BWR、ABWR 共に多孔円板（天板）を梁（補強ビーム）で補強した構造であり、溶接による構造物である。なお、炉心支持板の構造は、天板を1方向の補強ビームで補強し、補強ビーム同士を直交するスタビライザーにより保持したシングルビーム構造と、天板を直交する2方向の補強ビームで補強したクロスビーム構造の2種類があるが、その他の構造には大きな違いは無い。

炉心支持板の材質は、炭素含有量が0.03%を超えるステンレス鋼（SUS304、SUS316等）若しくは炭素含有量が0.03%以下のステンレス鋼（SUS316L等の低炭素ステンレス鋼）及び耐熱ステンレス鋼（高Mnオーステナイト系ステンレス鋼のGXM1）である。

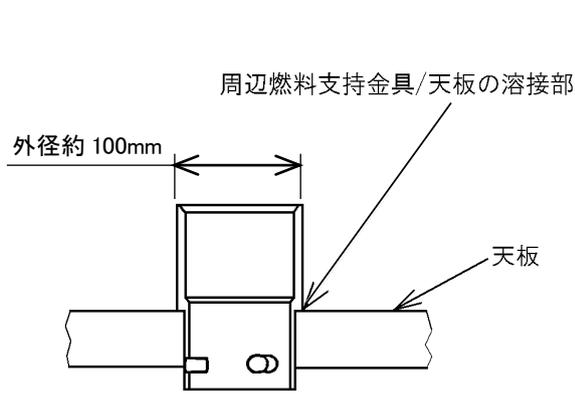
炉心支持板の形状及び材質について、シングルビーム構造及びクロスビーム構造の炉心支持板の例を図A-2.2-1、図A-2.2-2にそれぞれ示す。なお、図中の①～⑪は、損傷による安全機能への影響を検討した炉心支持板の部位を示している。



炉心支持板材質の代表例

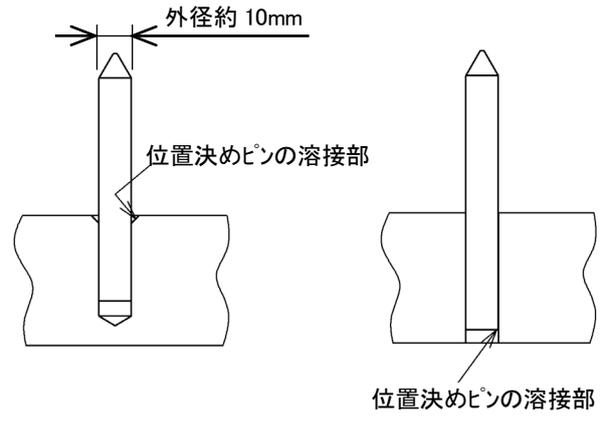
部 位	BWR-5 (500MWe)	BWR-5 (800MWe)	BWR-5 (1100MWe)	BWR-5 (1100MWe)
天板	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
補強ビーム(フルビーム)	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316
周辺燃料支持金具	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
リム胴	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
スタビライザー	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
調整ピン	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
調整ピン用ブロック	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
ホールダウンボルト	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
位置決めピン	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L
アイボルト	SUS316L	SUS316L	SUS304	SUS316L

図 A-2.2-1 炉心支持板 (シングルビーム) 構造の例 (1/2)



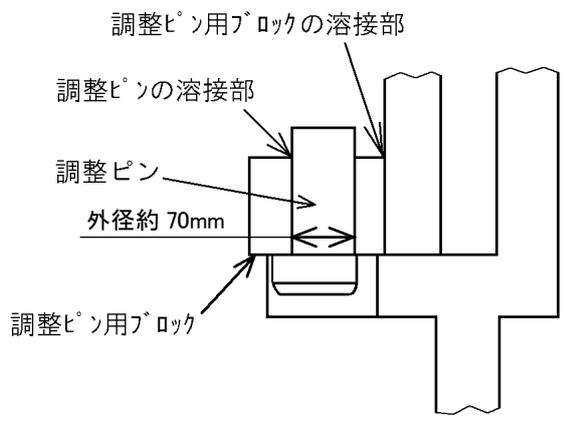
②周辺燃料支持金具/天板の溶接部

A 部詳細



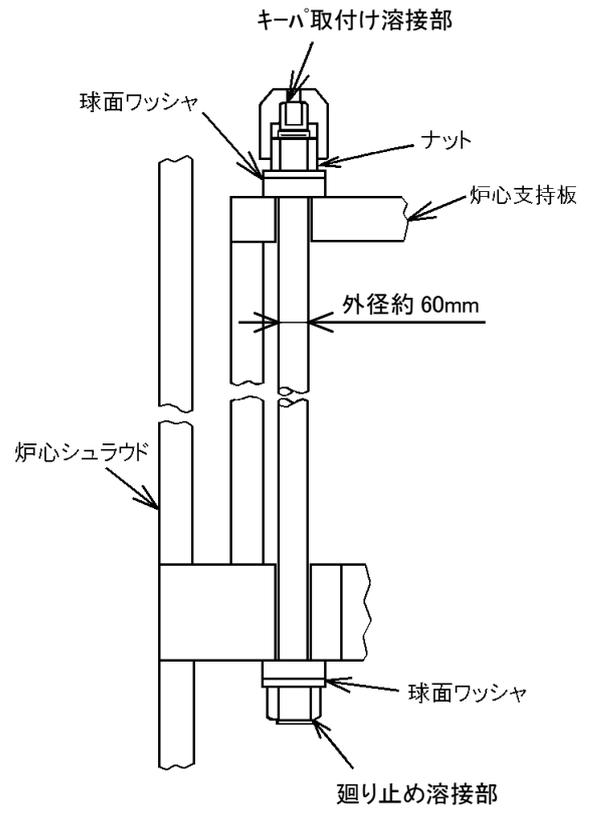
①位置決めピン

B 部詳細



⑦調整ピン及び調整ピン用ブロックの溶接部

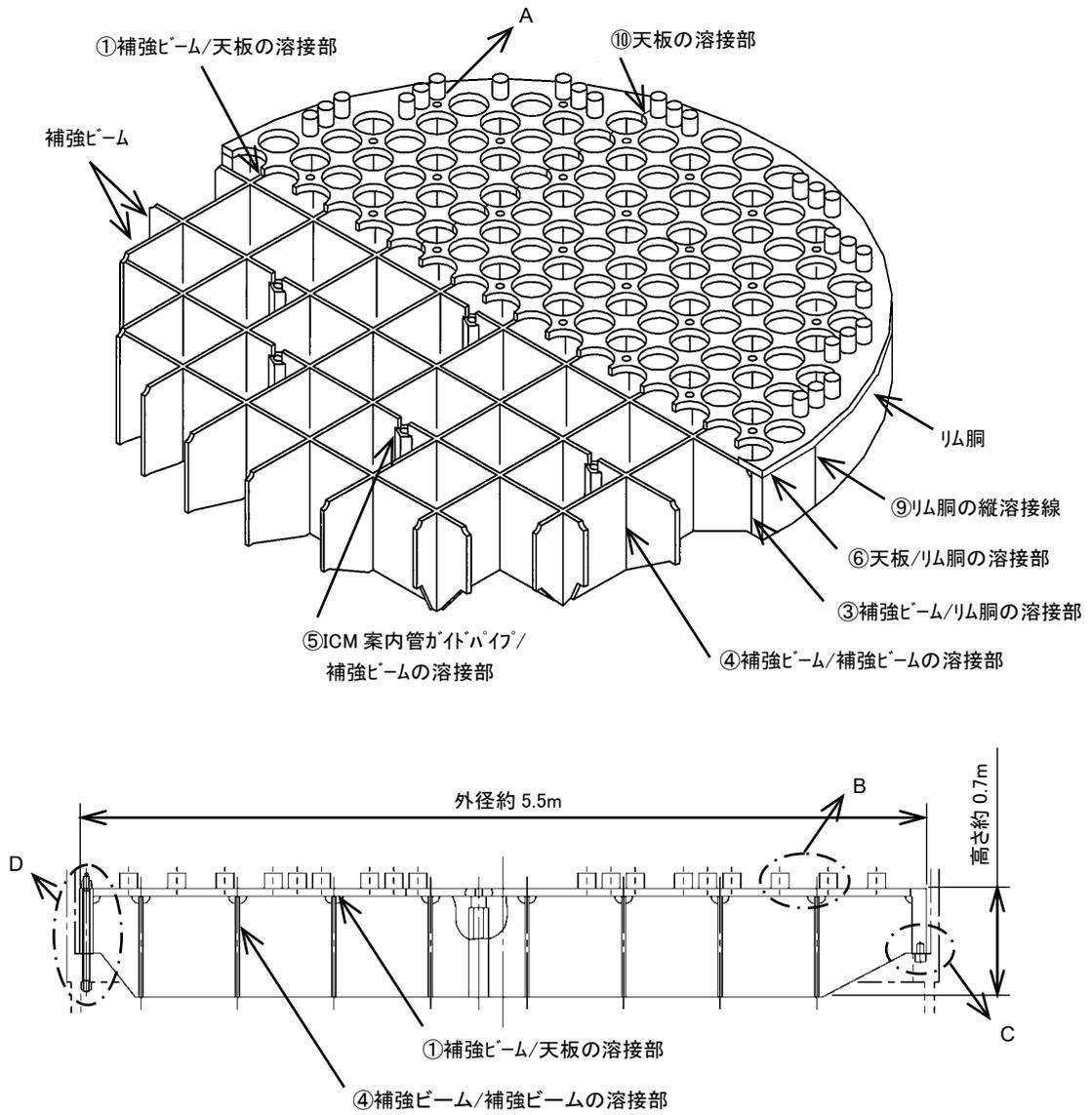
C 部詳細



⑧ホールドダウンボルト

D 部詳細

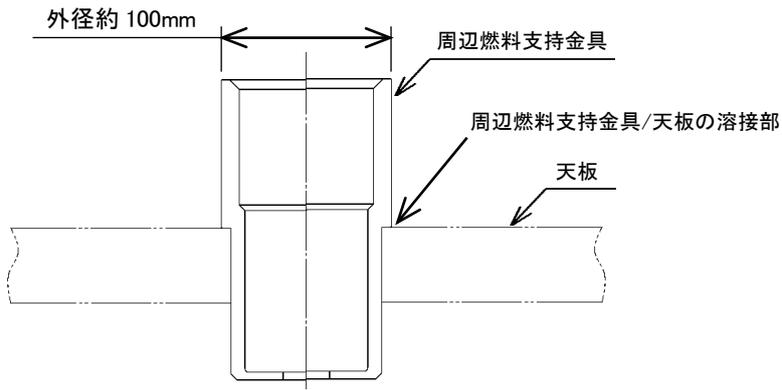
図 A-2. 2-1 炉心支持板（シングルビーム）構造の例 (2/2)



炉心支持板材質の代表例

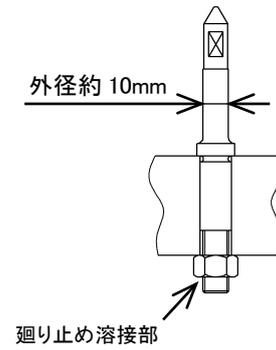
部 位	ABWR (1350MWe)
天板	SUS316L
補強ビーム	SUS316L
周辺燃料支持金具	SUS316L
リム胴	SUS316L
調整ピン	GXM1
ホールドダウンボルト	GXM1
位置決めピン	GXM1

図 A-2.2-2 炉心支持板（クロスビーム）構造の例(1/2)



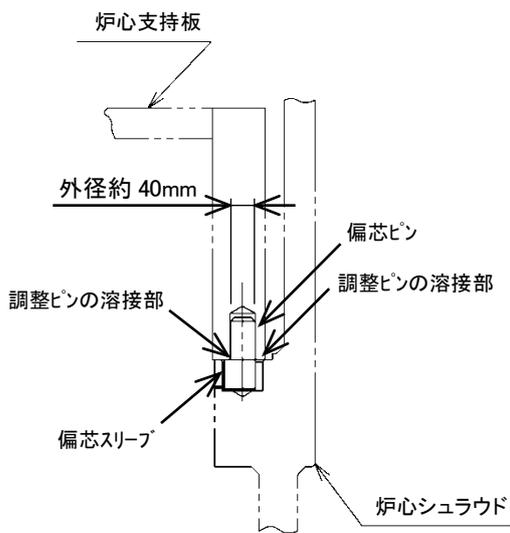
②周辺燃料支持金具/天板の溶接部

A 部詳細



⑪位置決めピン

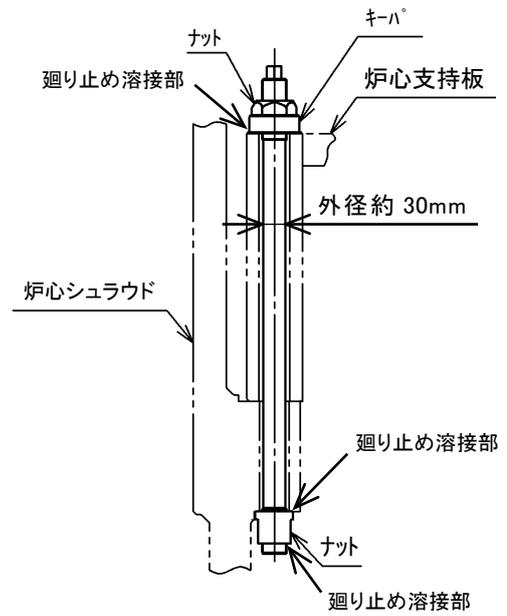
B 部詳細



⑦調整ピン及び調整ピン用ブロックの溶接部

C 部詳細

D 部詳細



⑧ホールドダウンボルト

図 A-2.2-2 炉心支持板（クロスビーム）構造の例（2/2）

2.3 想定される経年劣化事象

炉心支持板はステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が発生する可能性がある。また、炉心支持板がシュラウドの内側に設置されていることから、照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) についても検討を行う。(付録 C 参照)

なお、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) または日本機械学会 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対象外とする。

2.4 国内外の運転経験

国内では、炉心支持板の SCC 及び IASCC 損傷事例は確認されていない。

海外では、天板とリム胴の溶接部に SCC による損傷事例が 1 件、位置決めピンと天板の溶接部に SCC による損傷事例が 1 件報告されている。

2.5 各構造体の損傷による安全機能への影響

炉心支持板の各構造体に対し、損傷による安全機能への影響について検討した結果を以下に示す。なお、シングルビーム構造とクロスビーム構造の炉心支持板で、補強ビームの構造以外に大きな違いが無いことから、以下、シングルビーム構造の炉心支持板を代表として示す。(①～⑪は図 A-2.2-1 に示す番号)

2.5.1 ①補強ビーム/天板, ③補強ビーム/リム胴, ⑥天板/リム胴の溶接部 (図 A-2.5.1)

炉心支持板のうち, 補強ビーム/天板, 補強ビーム/リム胴, 天板/リム胴の溶接部は, 付録Bに示すように, 炉心支持板の構造の保持と垂直/水平方向の荷重の支持を担うが, これらの溶接部のいずれかが損傷した場合でも, 炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

・炉心支持と流路確保

いずれかの溶接部が損傷した場合でも, その他の溶接部及びホールダウンボルトにより, 炉心支持板の構造は保持され, 荷重も支持されることから, 当該安全機能に影響を与えない。

・制御棒挿入性

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ, 補強ビーム/天板の溶接部が損傷し, 天板が上方に変形した場合でも, 制御棒の挿入性は保持されることから, 当該安全機能に影響を与えない。

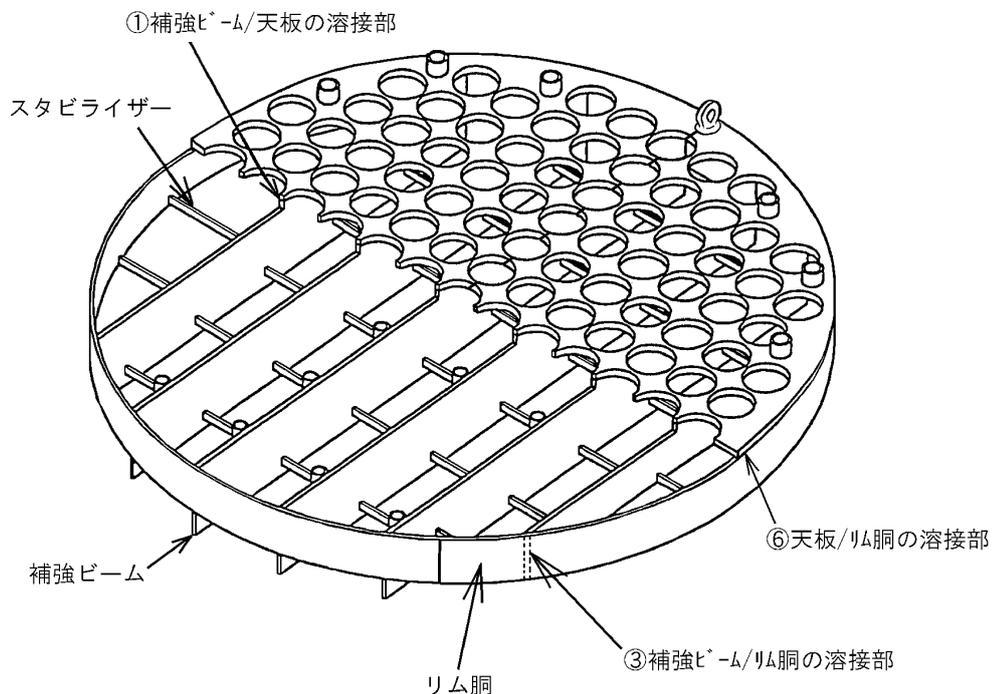


図 A-2.5.1 ①補強ビーム/天板, ③補強ビーム/リム胴, ⑥天板/リム胴の溶接部

2.5.2 ②周辺燃料支持金具/天板の溶接部（図 A-2.5.2）

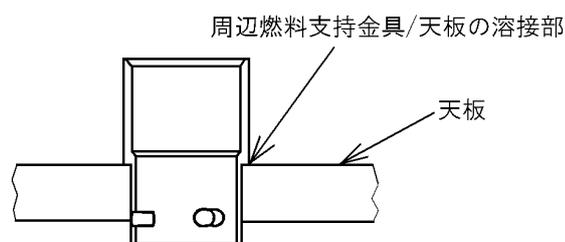
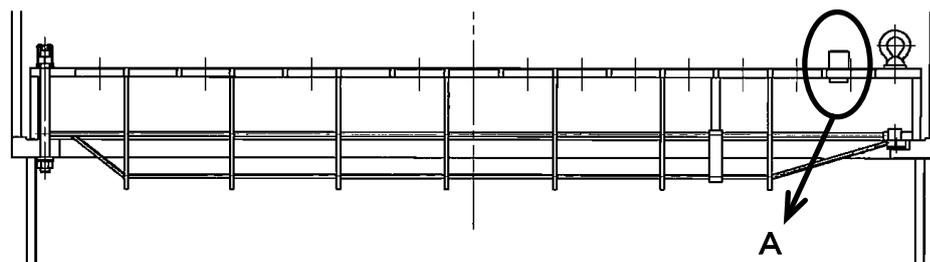
周辺燃料支持金具/天板の溶接部は、周辺燃料集合体の支持を担うが、これらの溶接部が損傷した場合でも、炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

- ・炉心支持と流路確保

天板と周辺燃料支持金具の溶接部は、炉心支持板の構造の保持に影響せず、当該安全機能に影響を与えない。

- ・制御棒挿入性

溶接部の損傷により周辺燃料支持金具に変位が生じた場合でも、制御棒の挿入性は保持されることから、当該安全機能に影響を与えない。



A 部（周辺燃料支持金具）詳細

図 A-2.5.2 ②周辺燃料支持金具/天板の溶接部

2.5.3 ④補強ビーム/スタビライザー, ⑨リム胴, ⑩天板の溶接部 (図 A-2.5.3)

補強ビーム/スタビライザーの溶接部, リム胴の縦溶接線, 天板の溶接部は, それぞれ, 補強ビーム, リム胴, 天板の構造の保持を担うが, これらの溶接部のいずれかが損傷した場合でも, 炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

・炉心支持と流路確保

いずれかの溶接部が損傷した場合でも, その他の溶接部によって炉心支持板の構造は保持されることから, 当該安全機能に影響を与えない。

・制御棒挿入性

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ, 天板の溶接部が損傷し, 天板が上方に変形した場合でも, 制御棒の挿入性は保持されることから, 当該安全機能に影響を与えない。

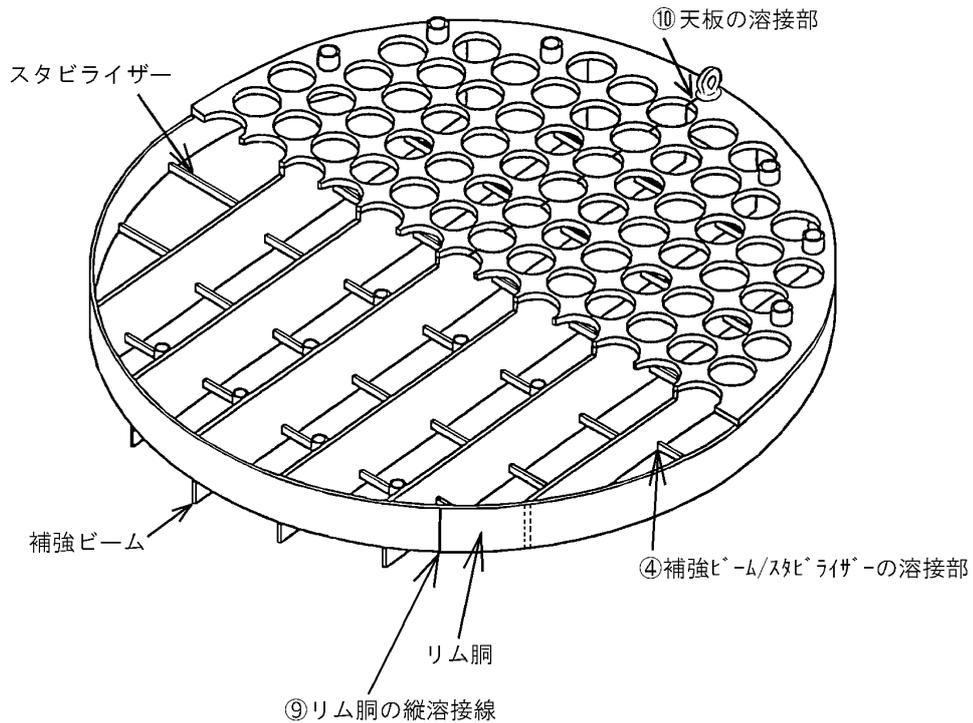


図 A-2.5.3 ④補強ビーム/スタビライザー, ⑨リム胴, ⑩天板の溶接部

2.5.4 ⑤ICM 案内管ガイドパイプ/スタビライザーの溶接部 (図 A-2.5.4)

ICM 案内管ガイドパイプ/スタビライザーの溶接部は、ICM 案内管のガイドの役割を担うが、これらの溶接部が損傷した場合でも、炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

- ・炉心支持と流路確保

ICM 案内管ガイドパイプ/スタビライザーの溶接部が損傷した場合でも、その他の溶接部によって炉心支持板の構造は保持されることから、当該安全機能に影響を与えない。

- ・制御棒挿入性

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、当該安全機能に影響を与えない。

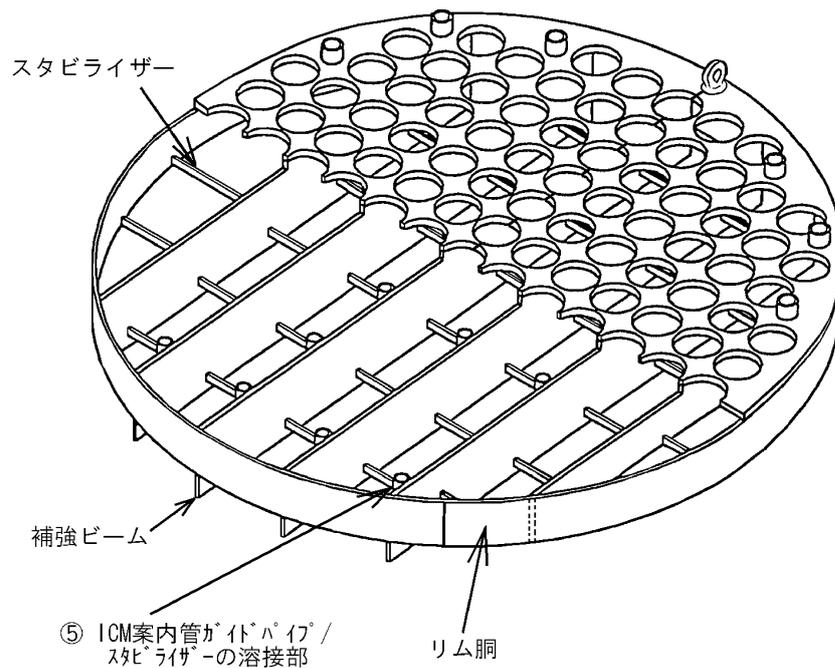


図 A-2.5.4 ⑤ICM 案内管ガイドパイプ/スタビライザーの溶接部

2.5.5 ⑦調整ピン及び調整ピン用ブロックの溶接部（図 A-2.5.5）

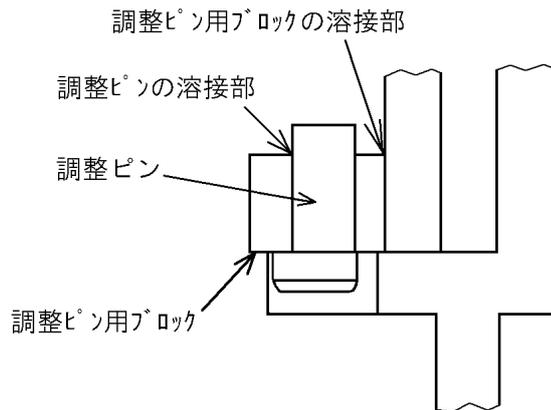
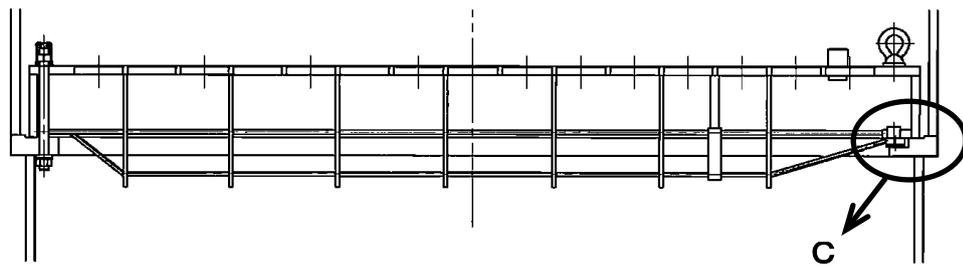
調整ピン及び調整ピン用ブロックの溶接部は、付録Bに示すように、水平方向の荷重の支持と炉心支持板の位置決め役割を担うが、これらの溶接部のいずれかが損傷した場合でも、炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

- ・炉心支持と流路確保

いずれかの溶接部が損傷した場合でも、ホールダウンボルトによって水平荷重が支持されることから、当該安全機能に影響を与えない。

- ・制御棒挿入性

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、いずれかの溶接部が損傷した場合でも、ホールダウンボルトによって水平荷重が支持されることから、当該安全機能に影響を与えない。



C部（調整ピン及び調整ピン用ブロック）詳細

図 A-2.5.5 ⑦調整ピン及び調整ピン用ブロックの溶接部

2.5.6 ⑧ホールドダウンボルト (図 A-2.5.6)

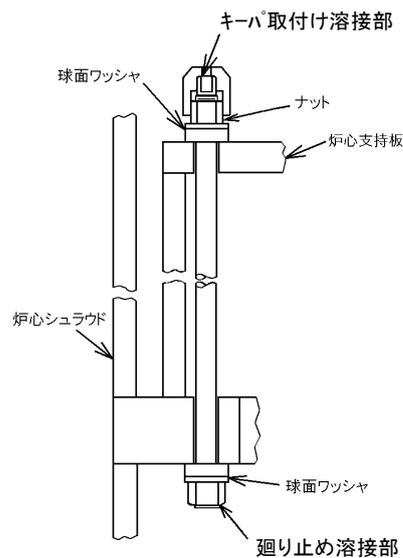
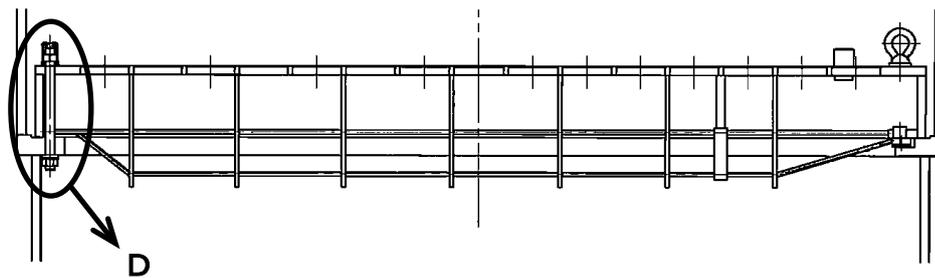
ホールドダウンボルトは、付録Bに示すように、垂直/水平方向の荷重の伝達経路の役割を担っており、ボルト締め付け部の緩みや部品の破損・脱落などにより、万が一、機能が喪失した場合の炉心支持板が持つ以下の安全機能への影響を考慮する必要がある。

・炉心支持と流路確保

ホールドダウンボルトが損傷した場合は、垂直/水平方向の荷重の伝達経路の役割の喪失により、当該安全機能に影響する。

・制御棒挿入性

荷重伝達経路は炉心支持機能と同様に考えられ、ホールドダウンボルトが損傷した場合は、当該安全機能に影響する。



D 部 (ホールドダウンボルト) 詳細

図 A-2.5.6 ⑧ホールドダウンボルト

2.5.7 ①位置決めピン (図 A-2.5.7)

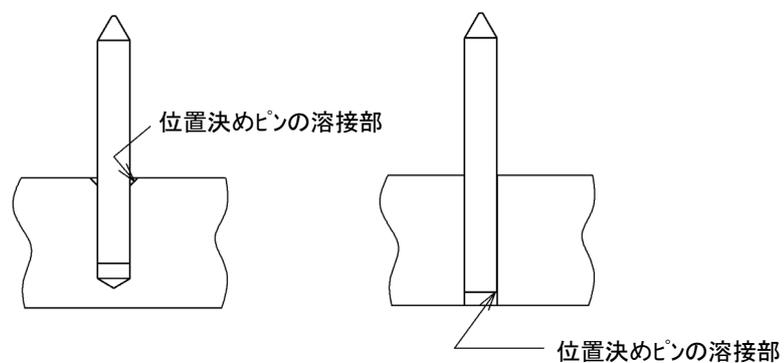
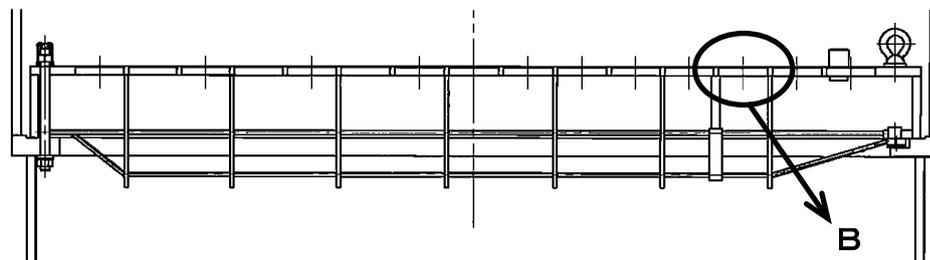
位置決めピンは、制御棒案内管と中央燃料支持金具を設置する際の位置決め役割を担うが、これらが損傷した場合でも、炉心支持板が持つ以下の安全機能に影響を与えることはない。

- ・炉心支持と流路確保

位置決めピンが損傷した場合でも、当該安全機能に影響を与えない。

- ・制御棒挿入性

位置決めピンが損傷した場合でも、当該安全機能に影響を与えない。



B 部 (位置決めピン) 詳細

図 A-2.5.7 ①位置決めピン

2.6 点検対象の選定

炉心支持板を構成する各構造体の、損傷による安全機能に対する影響の評価結果を、表 A-2.6 に示す。

上記の評価結果から、個別点検対象には、その損傷が安全機能の喪失につながるホールダウンボルトを選定した。

損傷しても、その損傷がすぐに安全機能に影響しないその他の構造体は、一般点検により点検を行うこととする。

2.7 点検手法の選定

ホールダウンボルトは、炉心支持板の構造保持に影響する溶接部がなく、付録 C に示すように 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、材質によらず SCC による損傷を考える必要はない。

しかし、ボルト締め付け部の緩みや部品の破損・脱落などによる、万一の機能喪失を考慮し、VT-3 により点検する。

2.8 点検範囲の選定

ホールダウンボルトの点検範囲（個数）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を点検範囲とする。（付録 D 参照）

2.9 点検時期の選定

ホールダウンボルトは、国内外の運転経験では損傷事例の報告はなく、これらの運転経験から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 20 年から 30 年の期間内に初回点検を行い、以降、炉心シュラウド等、近傍の部位の点検時期に合わせて、点検を実施するものとする。

表 A-2.6 炉心支持板の損傷による安全機能への影響評価

検討対象	機能	安全機能との関連	想定される劣化モード	損傷による安全機能への影響	個別点検要否 ^{*1}
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	有 (炉/制)	SCC	・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、炉心支持板の安全機能に影響しない。 ・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	有 (炉/制)	SCC	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	有 (炉/制)	SCC	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、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要
④ 補強ビーム/スタビライザ ^{*2} の溶接部	・補強ビーム構造の保持	有 (炉/制)	SCC	・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、炉心支持板の安全機能に影響しない。 ・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 ^{*3} 案内管がトパイ/スタビライザ ^{*2} の溶接部	・ICM案内管のがト	無	SCC	・溶接部が損傷しても、炉心支持板の安全機能に影響しない。 ・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	有 (炉/制)	SCC	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、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要
⑦ 調整ビーン及び調整ビーン用ブロックの溶接部	・炉心支持板の位置決め ・水平方向荷重の支持	有 (炉/制)	SCC	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、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要
⑧ ホルトダウンホルト	・垂直/水平方向荷重の支持	有 (炉/制)	—	・炉心支持板の構造保持に影響する溶接部がないためSCCによる損傷を考慮する必要はない。 ・垂直及び水平方向荷重の伝達経路としての役割を担っており、万が一、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する。	点検対象
⑨ リム胴の縦溶接部	・炉心支持板構造の保持	有 (炉/制)	SCC	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、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要
⑩ 天板の溶接部	・天板構造の保持	有 (炉/制)	SCC	溶接部が損傷しても、補強ビームに負される荷重の再配分が生じるだけなので、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要
⑪ 位置決めビーン	・制御棒案内管及び中央燃料支持金具の位置決め	無	SCC	位置決めビーンが損傷しても、炉心支持板の安全機能に影響しない。	不要

炉：炉心支持と流路確保
制：制御棒挿入性

*1：個別点検を不要とする対象は、一般点検により健全性の確認を行う。

*2：クロスビーム構造の炉心支持板の場合は補強ビームに該当。

*3：In Core Monitor（中性子モニタ）

3. 引用

国内外の運転経験は、以下の情報に基づいた。

- (1) 原子力施設情報公開ライブラリ（ニューシア）, 原子力安全推進協会
- (2) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Fall 2016 Outages,
BWR-VIP2017-081, ML17187A190
- (3) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Spring 2017 Outages,
BWR-VIP2018-015, ML18040A464
- (4) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for Fall 2017 Outages,
BWR-VIP2018-069, ML18170A100
- (5) BWR Vessel and Internals Inspection Summaries for 2018 Outages,
BWR-VIP2019-078, ML19232A214
- (6) Assessment and management of ageing of major nuclear power plant
components important to safety: BWR pressure vessel internals,
IAEA-TECDOC-1471

付録B 炉心支持板の荷重伝達経路

本付録は、炉心支持板に作用する荷重の伝達経路を示したものである。なお、シングルビーム構造とクロスビーム構造の炉心支持板では、部品構成の違いはあるが、水平/鉛直荷重の伝達経路の考え方に変更が無いことから、シングルビーム構造の炉心支持板を代表として示す。

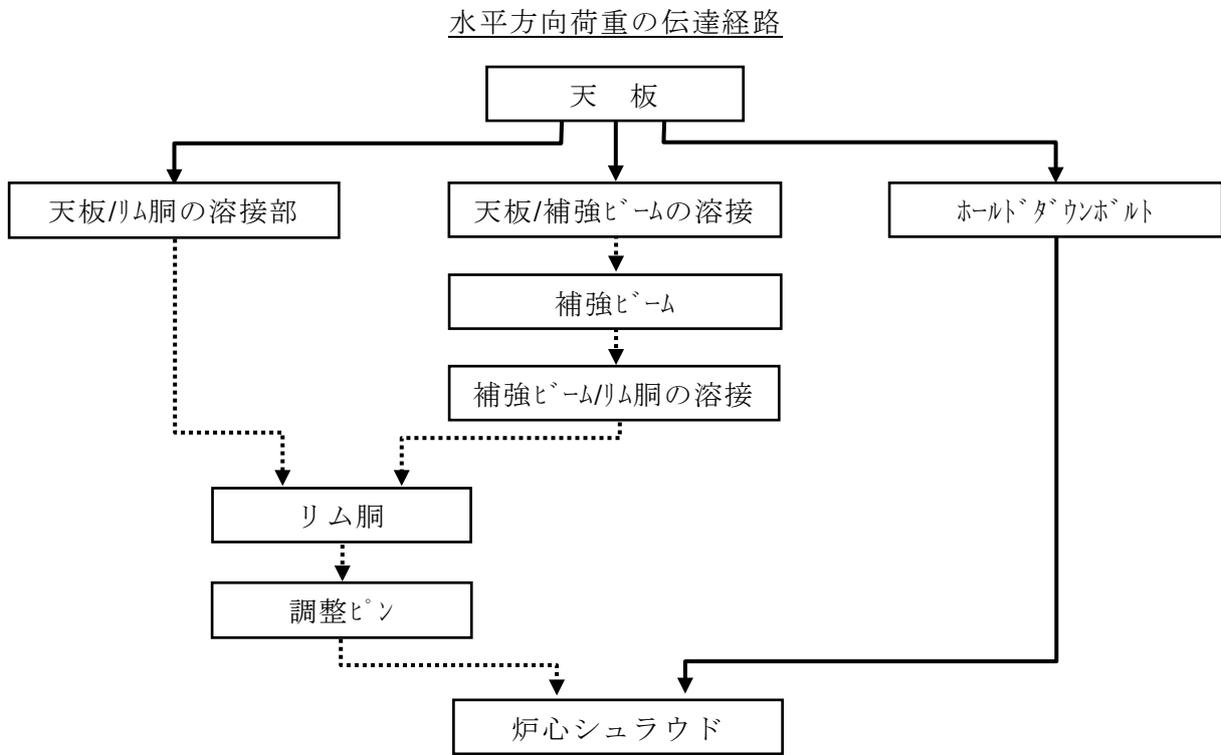
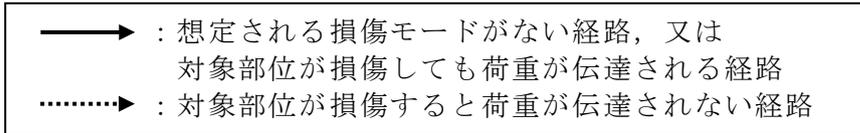


図 B-1A 炉心支持板の水平方向荷重の伝達経路

垂直方向荷重の伝達経路

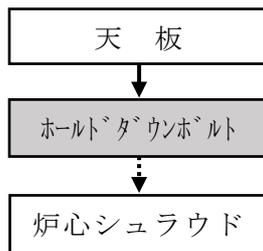


図 B-1B 炉心支持板の垂直方向荷重の伝達経路

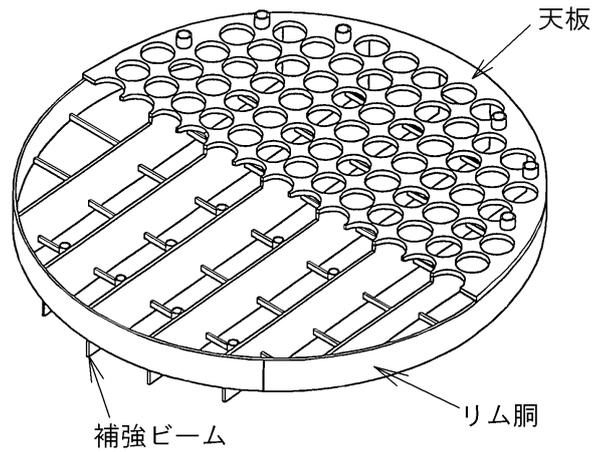


図 B-2 炉心支持板（シングルビーム構造）の構造を示す鳥瞰図

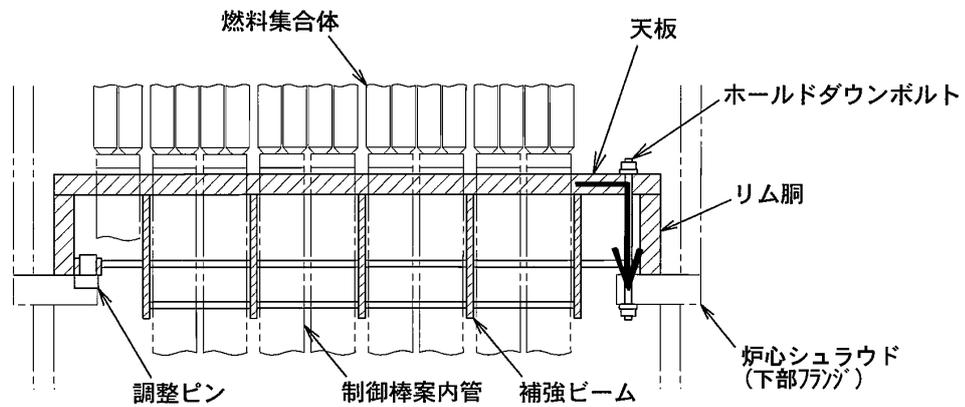


図 B-3 天板→ホールドダウンボルト→炉心シュラウドへの荷重伝達を説明した炉心支持板の断面図

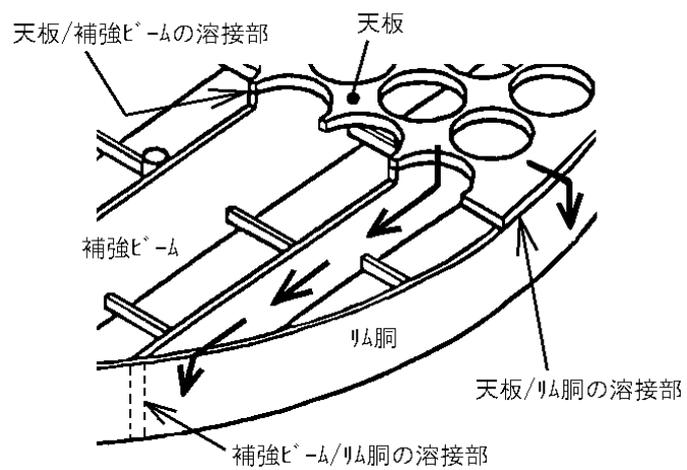


図 B-3 天板→リム胴への荷重伝達の説明図

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型応力腐食割れ (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 5×10^{24} n/m²以下、SUS316 系の場合には約 1×10^{25} n/m²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 5×10^{24} n/m²、SUS316 系では約 1×10^{25} n/m²と考えられる。

3. IASCC によるホールダウンボルトの損傷の可能性について

新規制基準適合性に係る審査会合資料における、二次元中性子輸送計算コード DORT(DOORS3.2a)を用いた BWR(1100 MWe クラス)の炉内中性子束分布計算によると、炉心支持板のうち、最も中性子束が高くなる位置での運転開始後 60 年時点の予想中性子照射量は、天板上端において約 2.1×10^{24} n/m²と評価されている。また、ABWR の炉心支持板位置での中性子束は、BWR(1100 MWe クラス)の中性子束と同等である^[2]。

これらの中性子照射量は、SUS304 系及び SUS316 系オーステナイトステンレス鋼の IASCC 感受性が発現するしきい照射量未満であることから、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.
- [2] Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety : BWR pressure vessel internals, IAEA-TECDOC-1471, International Atomic Energy Agency, October 2005.

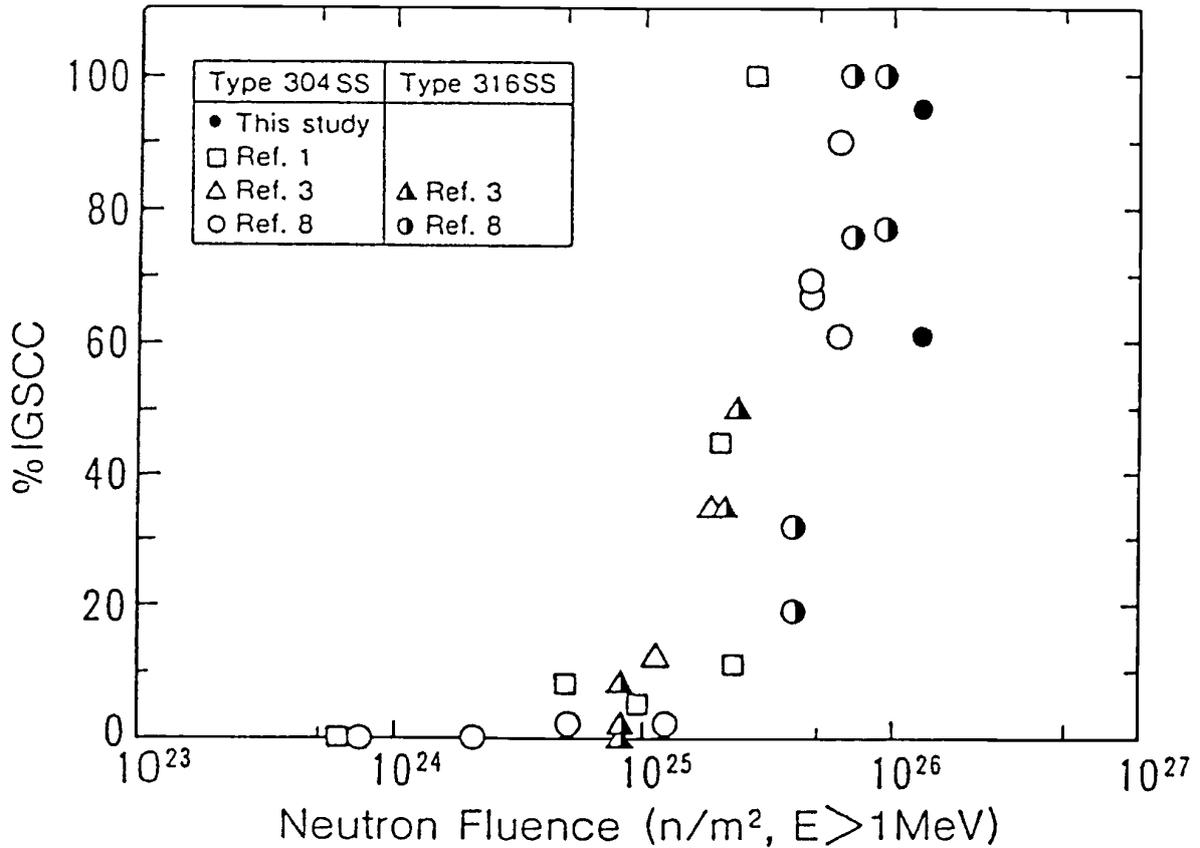


図 C-1 中性子照射したオーステナイトステンレス鋼の IGSCC 破面率と照射量の関係 ^[1]

[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付け力

炉心支持板据付時のボルトの締付け力は、ボルト及びナットの形状と、据付時の締付けトルクから求めることができる。締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付け力が低下する^[1]ため、それらにより締付け力が30%低下するものとして評価した。表D-1に、BWR（500，800，及び1100 MWe クラス）及びABWRの1プラントを例にとり、ホールドダウンボルトの締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付け力の評価例

	記号	単位	BWR			ABWR*1
			500 MWe	800 MWe	1100 MWe	
ボルトサイズ	—	—	1 ¹ / ₈ -12UNF	2 ¹ / ₂ -12UN	2 ¹ / ₂ -12UN	1 ¹ / ₂ -8UN
ボルト穴の直径	Di	mm	36	70	70	—
締付けトルク	T	N・mm	323×10 ³	2940×10 ³	3250×10 ³	—
据付時の締付け力	Fb	N	3.3×10 ⁴	1.4×10 ⁵	1.6×10 ⁵	2.1×10 ⁵
運転時の締付け力	Fb'	N	2.3×10 ⁴	9.8×10 ⁴	1.1×10 ⁵	1.5×10 ⁵

*1：ABWRのホールドダウンボルトについては、据付時の締付け力を管理している。

2.2 差圧による浮き上がり抑止に必要な本数

表 D-2 は、BWR (500, 800, 及び 1100 MWe クラス) 及び ABWR 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。

いずれのプラントとも、ホールダウンボルトの設置本数が必要本数に対して、十分な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の例

	記号	単位	BWR						ABWR	
			500MWe		800MWe		1100MWe		通常 運転時	事故時
			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 *1	Ww	N	7.1×10^4		1.1×10^5		1.5×10^5		3.0×10^5	
受圧面積	A	mm ²	4.1×10^6		6.4×10^6		8.2×10^6		9.4×10^6	
差圧	ΔP	MPa	0.16	0.17	0.16	0.18	0.16	0.19	0.18	0.20
浮上がり力	Fp	N	6.56×10^5	6.97×10^5	1.02×10^6	1.15×10^6	1.31×10^6	1.56×10^6	1.69×10^6	1.88×10^6
ホールダウンボルトに作用する浮き上がり力	F	N	5.9×10^5	6.3×10^5	9.1×10^5	1.0×10^6	1.2×10^6	1.4×10^6	1.4×10^6	1.6×10^6
ボルトの締付け力	Fb'	N/本	2.3×10^4		9.8×10^4		1.1×10^5		1.5×10^5	
必要本数 *2	Np	本	26	28	10	11	11	13	10	11
設置本数	N	本	54		32		34		81	

*1 : 周辺燃料集合体を含む

*2 : $N_p = F/Fb'$ (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 BWR (500, 800, 及び 1100 MWe クラス) 及び ABWR の 1 プラントを例にとり, S s 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ドダウンボルトの本数を評価した例を示す。なお, 付録 B に示すように, 調整ピンも水平方向荷重の伝達経路として考えられるが, 本評価は調整ピンの機能喪失を仮定して実施した。

いずれのプラントとも, ホールドダウンボルトの設置本数が必要本数に対して十分な裕度があり, 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の例

	記号	単位	BWR			ABWR	
			500 MWe	800 MWe	1100 MWe		
地震の水平力	H	N	2.21×10^6	3.36×10^6	4.59×10^6	5.24×10^6	
ボルトの最小断面積	A_i	mm^2	507	2870	2870	903	
SUS304	許容応力	τ_{a1}	N/mm^2	138 (1.2Sm)	138 (1.2Sm)	138 (1.2Sm)	—
	必要本数	N_s^{*1}	本	32	9	12	—
SUS316L	許容応力	τ_{a1}	N/mm^2	114 (1.2Sm)	114 (1.2Sm)	114 (1.2Sm)	—
	必要本数	N_s^{*1}	本	39	11	15	—
GXM1	許容応力	τ_{a1}	N/mm^2	—	—	—	242 (1.2Sm)
	必要本数	N_s^{*1}	本	—	—	—	24
設置本数	N	本	54	32	34	81	

*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

		BWR			ABWR
		500 MWe	800 MWe	1100 MWe	
設置本数		54 本	32 本	34 本	81 本
必要本数	SUS304	32 本	11 本	13 本	—
	SUS316L	39 本	11 本	15 本	—
	GXM1	—	—	—	24 本

[参考文献]

- [1] 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

備考：ホールドダウンボルトの締付け力の導出

炉心支持板据付時の締付け力 (Fb) は、据付時の締付けトルク (T) から次式¹⁾により求める。

¹⁾ 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

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

μ ：ボルト面の摩擦係数

α ：ボルトネジ山角の 1/2

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

μ_0 ：ナット面の摩擦係数

P：ボルトのピッチ

$$\begin{aligned} d_w : \text{ナット座面の平均直径} &= \frac{2}{3} \cdot \frac{B^3 - D_i^3}{B^2 - D_i^2} \quad \dots \text{ナット座面が円形の場合} \\ &= \frac{0.608B^3 - 0.524D_i^3}{0.866B^2 - 0.785D_i^2} \quad \dots \text{ナット座面が六角形の場合} \end{aligned}$$

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、

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

・照射による締付け力の低下：約 20% (図 D-1 参照)

上記から、熱及び照射による締付け力の低下を 30% とし、運転時の締付け力 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、BWR (500, 800, 及び 1100 MWe クラス) 及び ABWR の 1 プラントを例として評価したホールドダウンボルトの締付け力を、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	単位	BWR			ABWR*1	
			500 MWe	800 MWe	1100 MWe		
ボルトサイズ	—	—	1 ¹ / ₈ -12UNF	2 ¹ / ₂ -12UN	2 ¹ / ₂ -12UN	1 ¹ / ₂ -8UN	
締付けトルク	T	N・mm	323×10 ³	2940×10 ³	3250×10 ³	—	
ボルト	有効径	d ₂	Mm	27	62	62	—
	ピッチ	P	Mm	2.12	2.12	2.12	—
	リード角	β	度	1.42°	0.62°	0.62°	—
	ボルト面の 摩擦係数	μ	—	0.15	0.15	0.15	—
	ねじ山角の 1/2	α	度	30°	30°	30°	—
	ボルト面の 摩擦角	ρ	度	9.83°	9.83°	9.83°	—
ナット	ナット面の 摩擦係数	μ ₀	—	0.35	0.35	0.35	—
	座面の 直径	B	mm	42.9	98.4	98.4	—
	座面の 平均直径	dw	mm	40.7	85	85	—
ボルト穴の直径	Di	mm	36	70	70	—	
据付時の締付け力	Fb	N	3.3×10 ⁴	1.4×10 ⁵	1.6×10 ⁵	2.1×10 ⁵	
運転時の締付け力	Fb'	N	2.3×10 ⁴	9.8×10 ⁴	1.1×10 ⁵	1.5×10 ⁵	

*1：ABWR のホールドダウンボルトについては、据付時の締付け力を管理している。

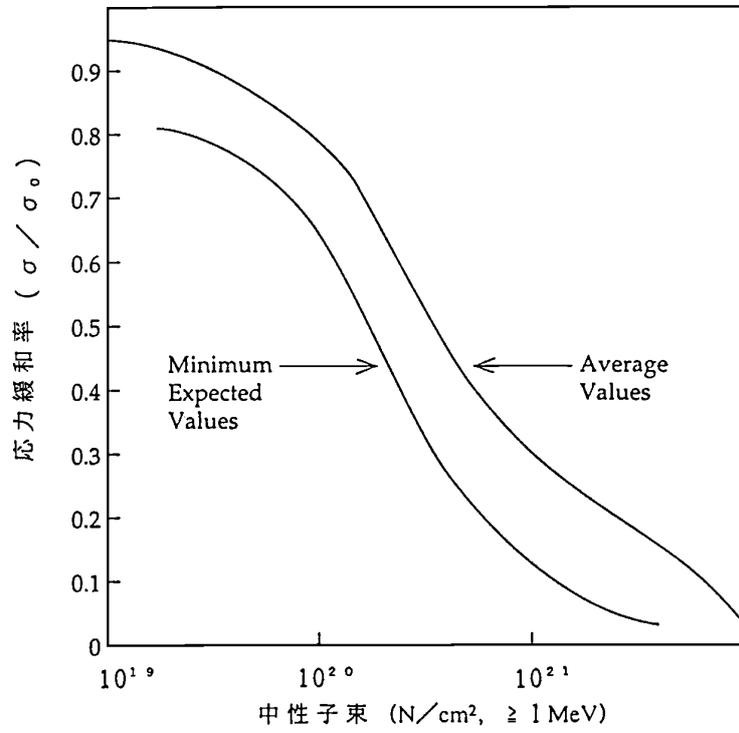


図 D-1 残留応力等に対する照射による応力緩和の効果^[1]

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。なお、ABWR については、調整ピン（偏芯ピン及び偏芯スリーブ）によって炉心支持板の横ずれを防止する構造となっているが、本評価は調整ピンの機能喪失を仮定して実施する。

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、BWR（1100 MWe クラス）で 3.3mm，ABWR で 4.8mm 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の確認のため、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^[1]。

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 または 4.8mm である。一方、上部格子板の変位は約 1.8mm 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。

また、制御棒の挿入性評価として、燃料集合体の変位を約 83mm まで加振させた試験でも制御棒の挿入規定時間を満たすことが確認されている^[2]。

3. まとめ

ホールド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、ホールド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。

[参考文献]

- [1] 平成 8 年度 溶接部等熱影響部信頼性実証試験等（原子力プラント保全技術信頼性実証試験（機器保全実証試験））成果報告書，財団法人 原子力発電技術機構，平成 9 年 3 月
- [2] 平成 17 年度 原子炉施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査 機器耐力その 2（BWR 制御棒挿入性）に係る報告書，06 基構報-0014，独立行政法人 原子力安全基盤機構，平成 18 年 9 月

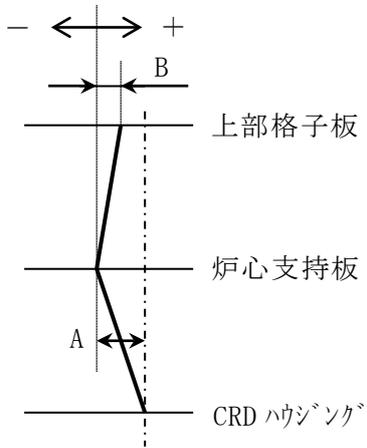


表 E-1 解析のケース

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

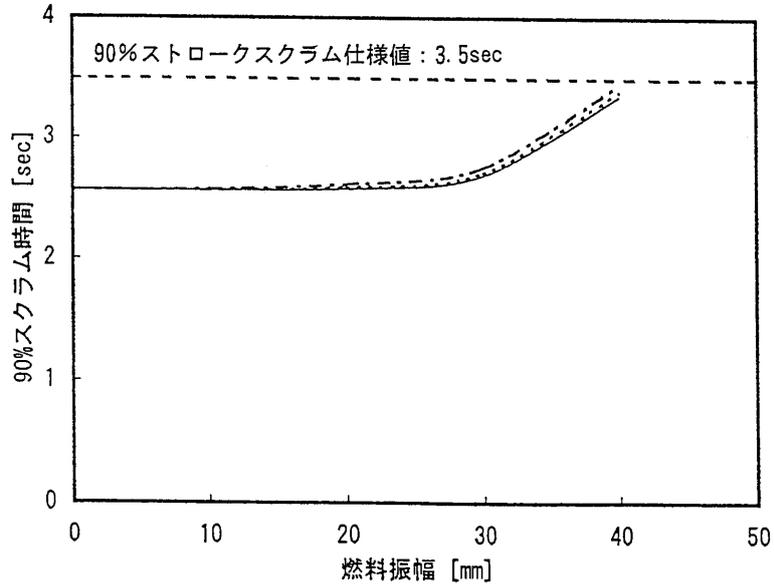


図 E-2 制御棒挿入性の解析結果^[1]

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られとさ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。

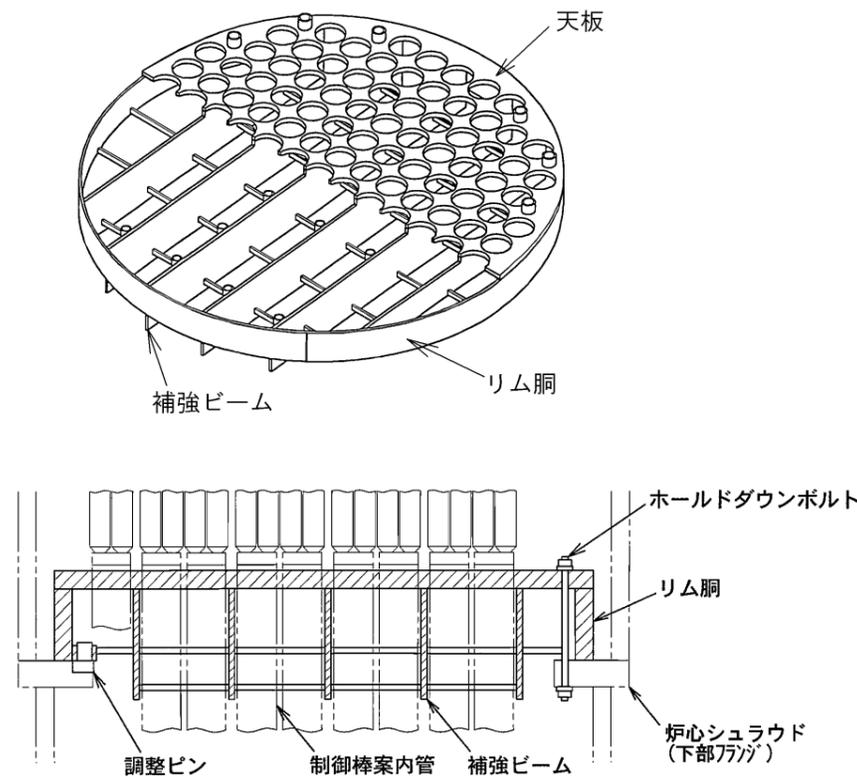


図-1 炉心支持板の概略構造（シングルビーム構造の例）

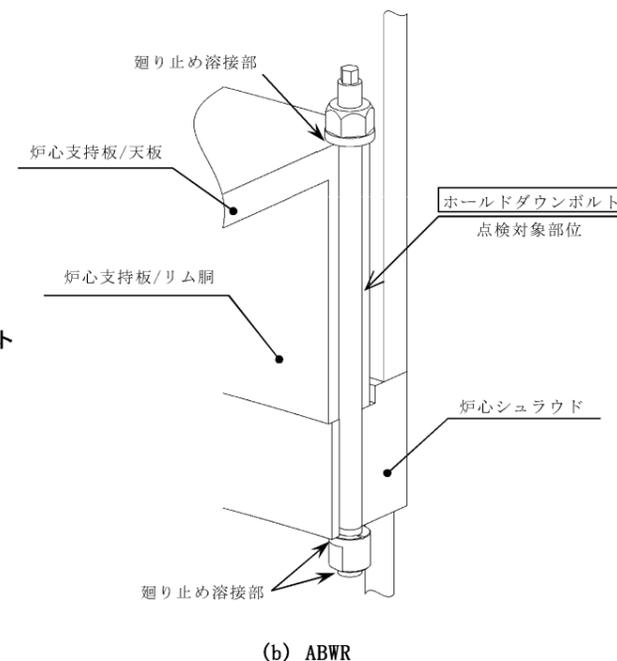
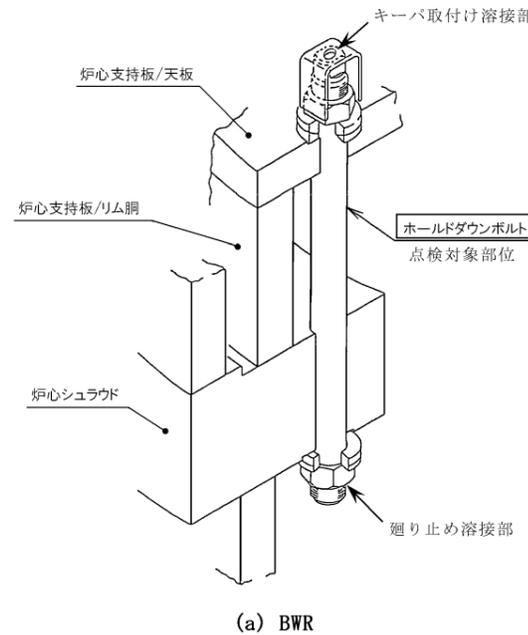


図-2 ホールドダウンボルトの構造

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 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。

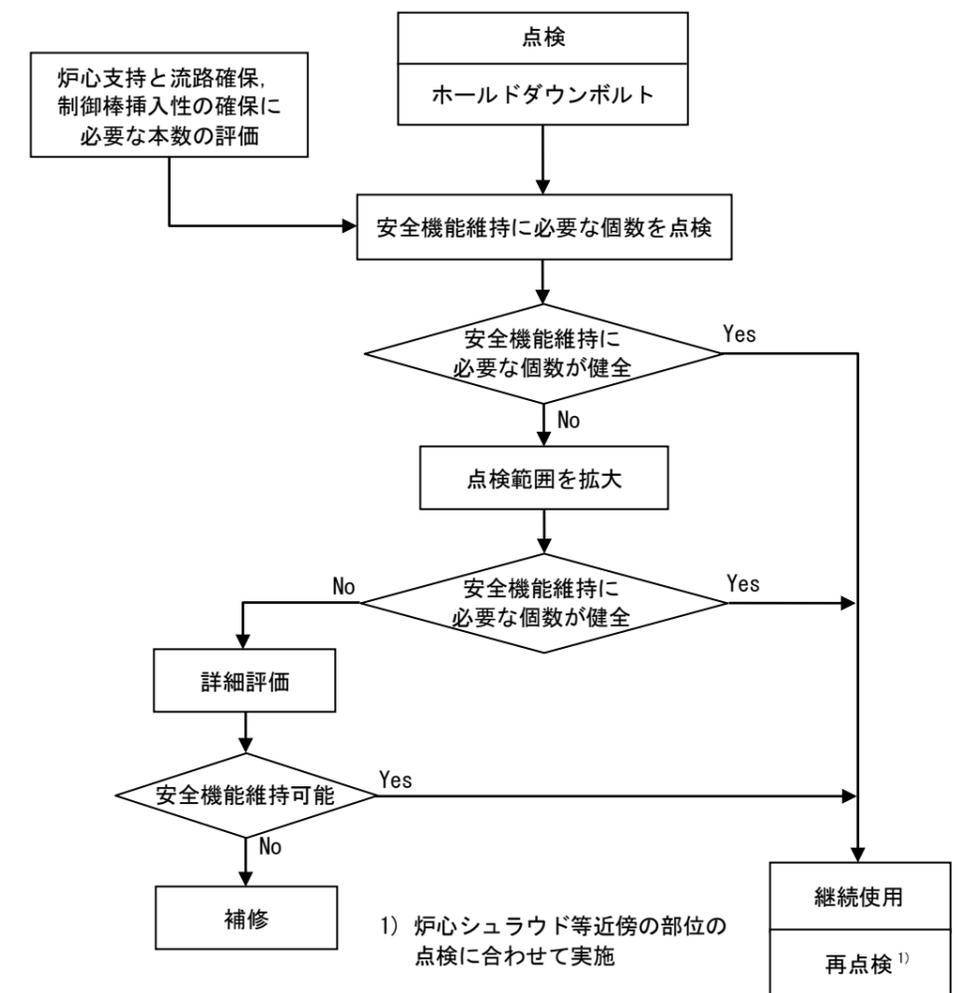


図-3 炉心支持板の点検フロー

改訂経緯

2002 年 7 月 初版発行

2015 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。

2019 年 11 月 第 3 版発行

- ・ 廃炉となる比較的初期のプラントの情報削除を反映し、全体を見直した。
- ・ 改良型 BWR (ABWR) の炉心支持板の情報を追加した。
- ・ 付録 A に炉心支持板を構成する各構造体について、有意な劣化モード、運転経験、安全機能への影響に基づいた点検の考え方を記載した。
- ・ その他全体を通して文章・図の適正化を図った。

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

©原子力安全推進協会，2019

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。