

BWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン 炉心シュラウド・シュラウドサポートの改訂方針

Guideline for BWR Inspection Program Revision Policy of Guidelines for Core Shroud and Shroud Support

東芝エネルギーシステムズ	三橋 忠浩	Tadahiro MITSUHASHI	Member
東芝エネルギーシステムズ	島津 忠昭	Tadaaki SHIMAZU	
日本原子力発電	小林 広幸	Hiroyuki KOBAYASHI	
東京電力ホールディングス	菊川 浩	Hiroshi KIKUKAWA	
東京電力ホールディングス	神長 貴幸	Takayuki KAMINAGA	
日立GEニュークリア・エナジー	椿 正昭	Masaaki TSUBAKI	
日立GEニュークリア・エナジー	内山 好司	Kouji UCHIYAMA	
原子力安全推進協会	佐藤 寿志	Hisashi SATO	

The current edition of “Guideline of Inspection and Evaluation for Reactor Internals issued by Japan Nuclear Safety Institute (JANSI) consists of inspection target, inspection method, and evaluation. Recently, the guideline is revised based on the safety function of the Reactor Internals, domestic operation experience, and the new knowledge. In this report, summary of “Guidelines of Inspection and Evaluation for Reactor Internals [Core Shroud] and [Shroud Support].

Keywords: JANSI Guideline、BWR、Core Shroud、Shroud Support、Inspection and Evaluation、Reactor Internals

1. はじめに

JANSI（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」では、沸騰水型原子炉（BWR）及び加圧水型原子炉（PWR）の炉内構造物について、点検・評価の考え方や補修工法等の各種要領が提案されており、最新知見に基づき、適宜ガイドラインの改訂が実施されている。昨今の改訂では原子力安全の確保を前提のもと、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し、継続的な活動を実施している。

ここでは、2020年12月に改訂発行した炉心シュラウドのガイドライン（第6版）¹⁾とシュラウドサポートのガイドライン（第5版）²⁾の概要と改訂内容の詳細を報告する。

連絡先: 三橋 忠浩、〒235-8523 神奈川県横浜市磯子区新杉田町8 東芝エネルギーシステムズ株式会社
磯子エンジニアリングセンター 原子力システム設計部 システム設計第一グループ
E-mail: tadahiro.mitsuhashi@toshiba.ne.jp

2. ガイドラインの概要

2020年12月に発行された炉心シュラウドとシュラウドサポートのガイドラインでは、安全機能と損傷リスクや運転経験に基づく点検方針の立案、改良型沸騰水型原子炉（ABWR）への適用、点検周期を定めるために用いる基準地震動の見直しを中心に検討を進め改訂した。なお、JANSIでは各機器への個別点検を定めるガイドラインと一般点検ガイドライン³⁾を発行しており、図1の通り個別点検と一般点検の考えを纏めている。

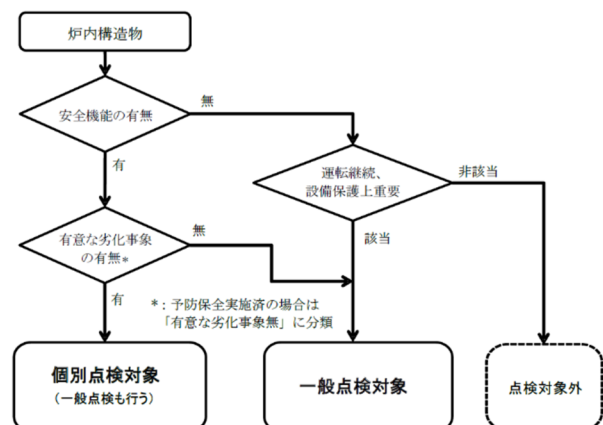


図1 一般点検・個別点検対象機器・部品の選定フロー

3. ガイドライン改訂内容の詳細

3.1 安全機能

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・部品を対象としており、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る。図2に示すように炉心シュラウドとシュラウドサポートの安全機能は、「炉心支持機能と流路確保 (BWR/ABWR)」、「制御棒挿入性の確保 (BWR/ABWR)」、「炉心冠水と長期冷却の維持 (BWR)」、「バウンダリの確保 (シュラウドサポートのみ)」である。機器としては上記の安全機能を有しているが各部品の安全機能に着目し、後述するその他の観点で踏まえ点検方針を立案した。

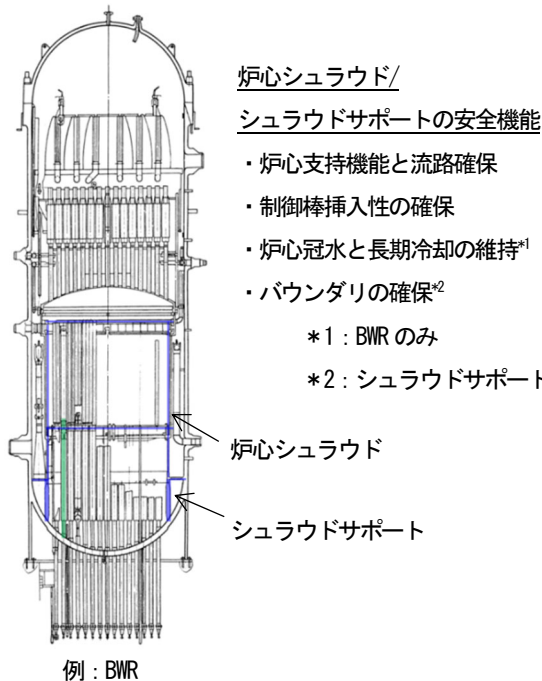


図2 炉心シュラウドとシュラウドサポートの安全機能

3.2 形状及び材質と安全機能

3.2.1 炉心シュラウド

BWR 及び ABWR の炉心シュラウドの形状の詳細 (部位) を表1及び図3に示す。BWR の炉心シュラウドは、大別すると上部胴・中間部胴・下部胴の3段の円筒を上部リング、中間部リング、下部リングを介して溶接により結合した構造物である。ABWR は、上部胴と下部胴の2段円筒構造になっている。炉心シュラウドはいくつかの部品で構成されていることから、表1に示すように①～⑥に分類し、安全機能の整理等を実施すること

とした。主な材質は、低炭素ステンレス鋼 (炭素含有量が0.03%以下) であり、溶接により構成される構造物である。

表1 形状に基づく炉心シュラウドの分類

分類	構成部品
①シュラウド本体	①-1 上部リング、 ①-2 上部胴、 ①-3 中間部リング、 ①-4 中間部胴、 ①-5 下部リング、 ①-6 下部胴、 ①-7 シュラウドサポートリング ^{*3}
②スカート	②-1 スカート
③シュラウドヘッド	③-1 ガイドピンブラケット、 ③-2 ヘッドボルトブラケット
④LPCI バッフル	④-1 低圧注水系 (LPCI) バッフルプレート
⑤トップガイドベース	⑤-1 トップガイドベース、 ⑤-2 アライナブラケット
⑥RIP ガイドレール	⑥-1 原子炉冷却材再循環ポンプ (RIP) ガイドレール

*3 : プラントにより有無がある。

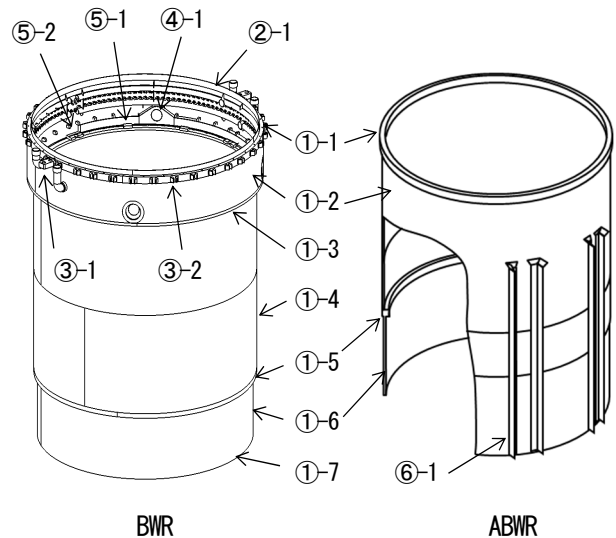


図3 炉心シュラウドの構造 (左図 : BWR、右図 : ABWR)

BWR 及び ABWR のシュラウド本体は炉心隔壁を形成する構造物であり、「炉心支持と流路確保」の機能を有する。また、シュラウド本体のうち中間部胴以下の部材は、炉心 (燃料) の高さがあることから、「炉心冠水と長期冷却の維持」の機能を有している。上部胴以下の部

材は、燃料を水平方向に支持する上部格子板、炉心支持板を支持していることから、間接的に「制御棒挿入性の確保」の機能を有する。また、間接的に「非常時炉心冷却の確保」も有する。

BWR のスカートはシュラウドヘッドとの間に水シールが構成され、間接的に「炉心支持と流路確保」の機能を有する。シュラウドヘッド接続部材はシュラウドヘッドとシュラウドを接続する構造であり、間接的に「炉心支持と流路確保」の機能を有する。LPCI バッフルプレートは LPCI カップリングに接続し、緊急時に冷却水をシュラウド内部に分配することで、間接的に「非常時炉心冷却の確保」の機能を有する。トップガイドベース、アライナブラケットは、上部格子板が据え付く台座であり、「炉心支持の機能」を有する。

ABWR の RIP ガイドレールは RIP の据付・取外し時の案内を行う構造物であり、破損してもシュラウドの持つ安全機能に影響を与えない。

3.2.2 シュラウドサポート

シュラウドサポートは、BWR、ABWR 共に図4に示すようにシュラウドサポートシリンダ、シュラウドサポートプレート、シュラウドサポートレグの3つの部位を溶接により接合した構造物である。主な材質は、600系のニッケル合金である。

シュラウドサポートシリンダはシュラウドの直下に設置され、シュラウドを直接支持し、外側に接続されたシュラウドサポートプレート、下側に接続されたシュラウドレグによりシュラウドからの荷重を RPV に伝達する。また、シュラウドサポートプレート及びその高さより上側のシリンダ部分は、炉水の循環経路を形成する隔壁となる。よって、シュラウドサポートシリンダは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持」の安全機能を有する。

シュラウドサポートプレートは、シュラウドサポートシリンダの外周と RPV に溶接により接合されており、炉心の冷却水の循環経路を形成し、シュラウドサポートプレート上部から下部に押し込まれた冷却水の逆流を防止する隔壁となっている。よって、シュラウドサポートプレートは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持」、「バウンダリの確保」の安全機能を有する。

シュラウドサポートレグは、シュラウドサポートシリンダの下部に設置され、炉心を内包するシュラウド・シ

ュラウドサポートシリンダを支持する。また、シュラウドサポートプレート下部の冷却水がレグ間を通過し、RPV 底部に送り込まれる流路になっている。よって、シュラウドサポートレグは「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「バウンダリの確保」の安全機能を有する。

シュラウドサポートシリンダ

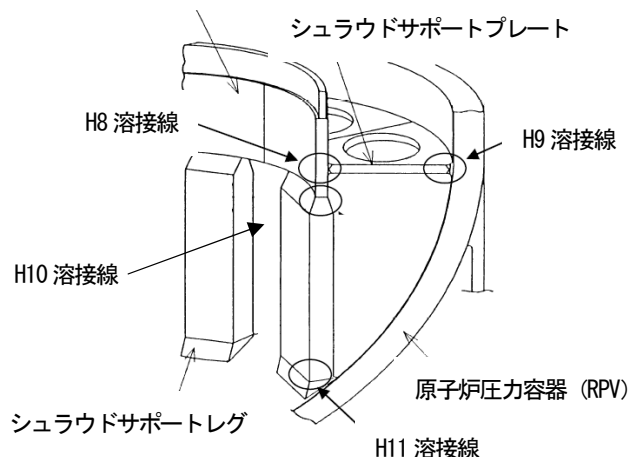


図4 シュラウドサポートの構造 (BWR/ABWR)

3.3 想定される経年劣化事象

3.3.1 炉心シュラウド

炉心シュラウド本体はステンレス鋼製であり、溶接部に SCC が想定される。

3.3.2 シュラウドサポート

シュラウドサポートプレートの溶接部には SCC が想定される。溶接部では、母材側の熱影響部及びニッケル合金の溶接金属に SCC が想定される。

3.4 国内外の運転経験

3.4.1 炉心シュラウド

シュラウド本体の損傷事例として、国内においては BWR の周方向溶接部、縦方向溶接部に、損傷が報告されている。ABWR では周方向溶接部及び縦方向溶接部の損傷事例は報告されていない。海外においては、BWR の炉心シュラウドにおいて、周方向溶接部、縦方向溶接部に複数の SCC 損傷事例がある。

また、スカートの損傷事例として国内においては上部リングとの隅肉溶接部近傍の損傷、ヘッドボルトブラケット及びガイドピンブラケットの損傷事例として、シュラウド上部リングとの溶接部近傍の損傷、トップガイドベース及びアライナブラケットの損傷事例として、シュ

ラウド中間部リング側の溶接熱影響部の損傷が4例報告されている。

なお、LPCI バッフルプレート及びRIP ガイドレールの損傷事例は報告されていない。

3.4.2 シュラウドサポート

シュラウドサポートシリンダの損傷事例として国内においては、運転開始後20年から30年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートレグとの溶接部（H10）の損傷事例が3例報告されている。シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートプレートとの溶接部（H8 溶接部）の損傷事例は報告されていない。米国においては、運転開始後30年程度経過した時点での点検でH10 溶接部の損傷事例が1例報告されており、30年から40年程度経過した時点での点検でH8 溶接部の損傷事例が2例報告されている。

シュラウドサポートプレートの損傷事例として国内での運転開始後25年から30年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートプレートとRPVとの溶接部

（H9）に2例報告されている。米国においては、運転開始後30年程度経過した時点での点検でH9 溶接部の損傷事例が7例報告されているが、そのうち1例は製造時の欠陥とされている。

シュラウドサポートレグの損傷事例として国内では、運転開始後30年程度経過した時点での点検でシュラウドサポートレグと原子炉圧力容器の溶接部（H11）に損傷事例が1例報告されている。米国ではH11 溶接部の損傷事例の報告はないが、それ以外の海外プラントにおいて、運転開始後25年から30年程度経過した時点での点検でH11 溶接部の損傷事例が1例報告されている。

3.5 損傷を考慮した安全機能への影響

3.5.1 炉心シュラウド

シュラウド本体の周溶接部が損傷した場合、「炉心支持機能と流路確保」の安全機能への影響を考慮する必要がある。なお、シュラウド本体は縦溶接を有するが、縦溶接が損傷したとしても、周方向溶接が健全であれば構造健全性は維持されることから、安全機能への影響は、周溶接部に比べて小さいと考えられる。

スカートは、間接的に「炉心支持と流路確保」のうち流路確保の機能を有するが、万一損傷したとしても、シュラウド内外の流路形成機能に影響を与えることはないため、安全機能維持に影響を与えることはない。

シュラウドヘッド接続部材は、間接的に「炉心支持と流路確保」のうち流路確保の機能を有するが、万一損傷したとしても、シュラウド内外の流路形成機能に影響を与えることはないため、安全機能維持に影響を与えることはない。

LPCI バッフルプレートは、間接的に「非常時炉心冷却の確保」の機能を有するが、万一損傷したとしても、冷却水は炉心に注入されるため、安全機能維持に影響を与えることはない。

トップガイドベース及びアライナブラケットの上面には鉛直方向に上部格子板の自重が作用していること、上部格子板はレストレイント構造によって水平方向に、ホールダウン構造によって浮き上がりを拘束されていることから、トップガイドベース及びアライナブラケットの溶接部が損傷しても、安全機能に影響を与えることはない。

RIP ガイドレールはRIPの据付・取外し時の案内を行う以外の機能を持たず、安全機能を有していない。したがって、万一損傷したとしても、安全機能維持に影響を与えることはない。

3.5.2 シュラウドサポート

シュラウドサポートシリンダ（H8、H10 溶接部）が損傷した場合、「炉心支持と流路確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持（ABWRは除く）」、「制御棒挿入性の確保」の安全機能への影響を考慮する必要がある。なお、シュラウドサポートシリンダの円筒胴は縦方向溶接を有するが、縦方向溶接が損傷した場合の安全機能への影響は、周溶接部に比べて小さいと考えられる。

シュラウドサポートプレート（H9 溶接部）が損傷した場合、「炉心支持と流路確保」、「炉心冠水と長期冷却の維持（ABWRは除く）」、「制御棒挿入性の確保」、「バウンダリの確保」への影響を考慮する必要がある。

シュラウドサポートレグ（H11 溶接部）が損傷した場合、「炉心支持と流路確保」、「制御棒挿入性の確保」、「バウンダリの確保」への影響を考慮する必要がある。

3.6 点検方針

3.6.1 炉心シュラウド

(1) 個別点検対象部

シュラウド本体については、国内外のプラントでの運転経験において損傷事例が確認されており、損傷による安全機能に対する影響の評価結果から、その損傷が安全

機能の喪失につながる周方向溶接部を個別点検の対象とする。上記を含めたその他の部位については、一般点検^[4]により健全性の確認を行うものとする。スカート、シュラウドヘッド接続部材、トップガイドベース及びアライナブラケットは、国内での運転経験において損傷事例が確認されているが、損傷による安全機能に対する影響の評価結果より、その損傷が安全機能に影響を与えないことから、個別点検の対象とはせず、一般点検^[4]により健全性の確認を行うものとする。LPCI バッフルプレート、RIP ガイドレールについては、国内外において損傷事例は無いこと、また損傷による安全機能に対する影響の評価結果より、その損傷が安全機能に影響を与えないことから、個別点検の対象とはせず、一般点検^[3]により健全性の確認を行うものとする。上記を纏めた整理結果を図5に示す。

(2) 点検周期の策定

シュラウドの溶接部に欠陥が発生した場合に構造健全性上考慮すべき荷重の影響が最も大きいシュラウドとシュラウドサポート溶接部 (H7 溶接部) であることから評価対象とした。上記を踏まえ BWR/ABWR の H7 溶接部に対して亀裂進展評価を実施するとともに、Ss 地震荷重を適用した欠陥裕度評価結果に基づき初回点検時期と再点検期間を策定した。亀裂進展評価結果の一例として ABWR の亀裂進展評価結果を図6に、点検周期の策定結果を表2に示す。なお、再点検時期は実施済みの点検結果から次回点検までの亀裂の進展を想定し、次回点検時の残存断面積が許容残存断面積を確保できる期間内に設定することでも良いこととした。

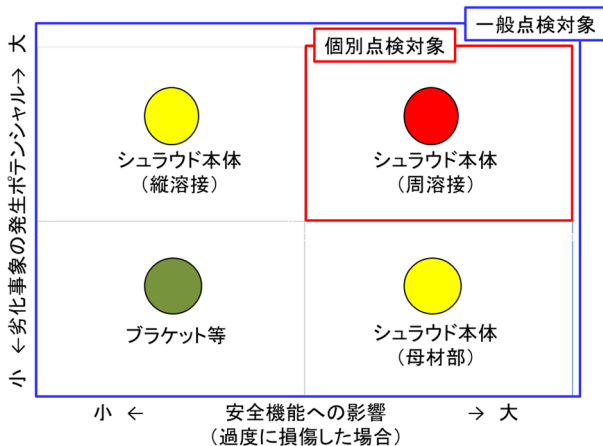


図5 炉心シュラウドの点検対象 (BWR/ABWR)

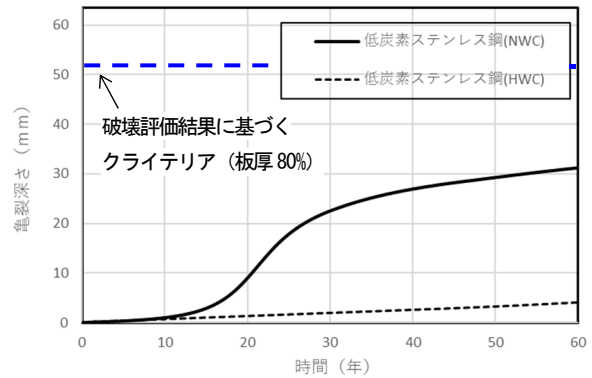


図6 炉心シュラウドの亀裂進展評価 (ABWR)

表2 炉心シュラウドの点検周期 (周方向溶接部)

(上: BWR、下: ABWR)

初回点検		再点検	
シュラウド サポートリング有	シュラウド サポートリング無	シュラウド サポートリング有	シュラウド サポートリング無
実運転期間 5~11年	実運転期間 10~20年	実運転期間 7年以内	実運転期間 10年以内

再点検期間: 前回点検で亀裂が確認されなかった場合、その点検完了後からの期間

初回点検	再点検
実運転期間 10~40年	実運転期間 20年以内

再点検期間: 前回点検で亀裂が確認されなかった場合、その点検完了後からの期間

3.6.2 シュラウドサポート

(1) 個別点検対象部

国内プラントではシュラウドサポート H9~H11 溶接部に損傷事例が、米国プラントでは H8 溶接部に損傷事例が確認されている。これらの溶接部の損傷が安全機能の喪失につながると考えられることから、シュラウドサポートシリンダ、プレート及びレグの H8~H11 溶接部を個別点検の対象とする。また、シュラウドサポートプレートに設置されているアクセスホールカバーについては、国内プラントでは隙間が生じる構造が現存していないことから損傷のリスクは低いと考えられるが、万一脱落した場合には安全機能が失われる可能性があるため、個別点検対象とした。

なお、損傷が発生したとしても直ちに安全機能に影響しないシュラウドサポートシリンダの縦方向溶接部及びシュラウドサポートプレートの周方向溶接部については、一般点検^[3]により点検を行うこととする。

上記を纏めた整理結果を図7に示す。

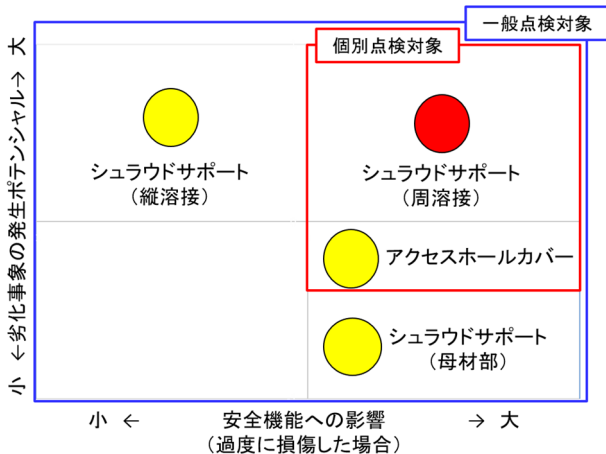


図7 シュラウドサポートの点検対象 (BMR/ABWR)

(2) 点検周期の策定

シュラウドサポートの構造健全性に及ぼす影響が大きいシュラウドサポートレグとRPVとの溶接部であるH11溶接部を代表に、亀裂進展評価及びSs地震荷重を適用した欠陥裕度評価結果に基づき初回点検時期と再点検期間を策定した。亀裂進展評価結果の一例としてABWRの亀裂進展評価結果を図8に、点検周期の策定結果を表3に示す。なお、炉心シュラウドと同様に溶接部の再点検時期は、実施済みの点検結果から次回点検までの亀裂の進展を想定し、次回点検時の残存断面積が許容残存断面積を確保できる期間内に設定することでも良いこととした。

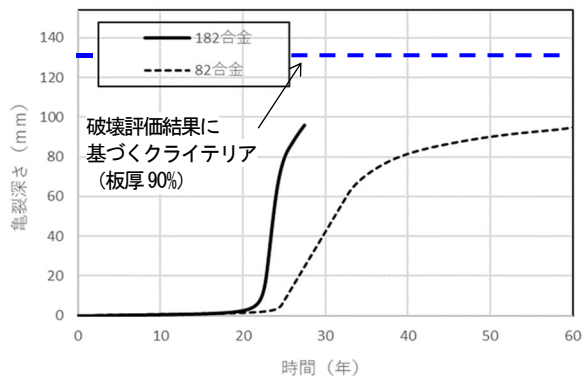


図8 シュラウドサポートの亀裂進展評価 (ABWR)

表3 シュラウドサポートの点検周期 (H8~H11 溶接部)
(上: BMR、下: ABWR)

初回点検		再点検	
182合金	82合金/改良182合金	182合金	82合金/改良182合金
実運転期間 15~20年	暦年 20~30年	実運転期間 10年以内	実運転期間 20年以内

再点検期間: 前回点検で亀裂が確認されなかった場合、その点検完了後からの期間

初回点検		再点検	
(182合金)	82合金/改良182合金	(182合金)	82合金/改良182合金
(20~25年)	暦年 20~40年	(10年以内)	実運転期間 20年以内

注: ABWRにおいては、182合金のプランHは無いため、評価上の数値として記載
再点検期間: 前回点検で亀裂が確認されなかった場合、その点検完了後からの期間

4. おわりに

本報告では、安全機能や国内外の運転経験を整理、最新知見の反映を行い点検方針の説明性向上のため改訂した炉心シュラウドとシュラウドサポートのガイドラインの概要と改訂内容の詳細を報告した。

本ガイドライン検討会では上記機器以外のBWR機器の点検評価ガイドライン、PWR機器の点検評価ガイドライン、補修・予防保全工法のガイドライン*4がある。今後も本検討会では最新知見の反映等を踏まえたガイドラインの改訂発行を計画していく。

(*4: <http://www.genanshin.jp/archive/coreinternals/index.html> に最新のガイドラインを掲載)

謝辞

本報告は、JANSIの「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」で検討、審議した内容を紹介したものです。ガイドラインの策定にあたり、ご協力いただきましたガイドライン検討会委員、BWR電力各社、メーカ各社、原子力安全推進協会、関係各位に深く感謝します。

参考文献

- [1] 炉内構造物等点検評価ガイドライン [炉心シュラウド] 第6版、一般社団法人原子力安全推進協会
- [2] 炉内構造物等点検評価ガイドライン [シュラウドサポート] 第5版、一般社団法人原子力安全推進協会
- [3] 炉内構造物等点検評価ガイドライン [一般点検] 第4版、一般社団法人原子力安全推進協会
- [4] BWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン 炉心シュラウドの改訂方針、日本保全学会 第11回学術講演会
- [5] 発電用原子力設備規格 維持規格、日本機械学会
- [6] 発電用原子力設備規格 設計建設規格、日本機械学会