

日本機械学会

「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2004)」

(2004年版)

の技術評価書

平成 19 年 8 月

原子力安全・保安院

独立行政法人 原子力安全基盤機構

目次

1.はじめに	1
2.検討に当たっての基本的な考え方	3
3.規格の策定プロセス	4
4.技術基準との対応、仕様規格としての適切性	7
5.発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)(検査章)の技術評価	8
5.1 技術的妥当性	8
5.1.1 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)(検査章) との比較検討	8
5.1.2 2002年版技術評価において追加要件とした事項	18
5.2 技術評価のまとめ	19
6.発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)(評価章)の技術評価	20
6.1 技術的妥当性	20
6.1.1 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)(評価章) との比較検討(クラス1機器の欠陥評価手法)	20
6.1.2 2000年版技術評価で課題とされた事項	39
6.1.3 クラス1機器以外への欠陥評価の適用	41
6.1.4 炉内構造物の欠陥評価方法について	44
6.1.5 機能評価について	51
6.2 技術評価のまとめ	55
7.発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)(「個別検査」及び 「個別欠陥評価」)の技術評価	57
7.1 技術的妥当性	57
7.1.1 「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する	

技術評価の視点	57
7.1.2 試験要求のない部位及び試験できない範囲の対応	65
7.1.3 個別検査章(シュラウド)に対する技術評価	67
7.1.4 個別欠陥評価章(シュラウド)に対する技術評価	78
7.1.5 個別検査章(シュラウドサポート)に対する技術評価	85
7.1.6 個別欠陥評価章(シュラウドサポート)に対する技術評価	92
7.1.7 上部格子板	97
7.1.8 制御棒駆動機構ハウジング	105
7.2 技術評価のまとめ	110
8. 日本機械学会に対する要望事項	115
9. 電気事業者への要望事項	117
10. 保安院としての取組み	118

1. はじめに

原子力発電施設の技術基準の性能規定化と民間規格の活用については、平成14年7月総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会においてその基本的方針が示され、同委員会による具体的な見直しのあり方の検討を経て、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）は、学協会規格の活用を考慮し、性能規定化した改正技術基準を平成18年1月に施行した。

技術基準の性能規定化は、規制当局が定める技術基準は要求される性能を中心とした規定とし、それを実現するための仕様には選択の自由度を与えるものであり、実際の適用に当たっては、規制の明確化の観点からも、規制当局が技術評価した学協会規格を仕様規格として活用することを基本的考え方としている。

学協会規格の規制における活用のための仕組みとしては、学協会規格に対して、規制当局として規制上の要求を充足するものか否か等の技術評価を行うこととしており、技術評価における具体的な確認事項及び手続きは以下のとおりである（平成16年6月及び平成17年11月、原子炉安全小委員会資料）。

（保安院による技術評価における確認事項）

- ①規格の策定プロセスが公正、公平、公開を重視したものであること（偏りのないメンバー構成、議事の公開、公衆審査の実施、策定手続きの文書化及び公開など）。
- ②技術基準や法令上の要求事項で要求される性能との項目・範囲において対応が取れること（規制の要求範囲との整合性）。
- ③技術基準や法令上の要求事項で要求される性能を達成するための必要な技術的事項について具体的な手法や仕様が示されること。
- ④民間規格に示される具体的な手法や仕様について、その技術的妥当性が証明されていること。

（技術評価の手続き）

技術評価の手続きは、関係審議会（原子炉安全小委員会及び関係WG等）の意見を聴いて規制当局が技術評価を行い、その結果を技術評価書としてパブリックコメントを求めた上でとりまとめを行い、公開する。

ただし、技術評価手続の迅速化のため、あらかじめ原子炉安全小委員会の了承を得て、関係WGの審議をもって原子炉安全小委員会の審議とする事項（事例規格、規格の改訂等）については、関係WG審議後パブリックコメントを求めた上でとりまとめることとしている（平成17年11月原子炉安全小委員会）。

その後、行政手続法に基づく審査基準や行政文書により、当該民間規格の規制上の取り扱いを明確にする仕組みとする。その際には、技術評価の結果に基づき民間規格の活用の際の条件などを付すことがある。

本技術評価書は上記考えに基づき、保安院と原子力安全基盤機構とが共同で日本機械学会「発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)」について技術的検討を行い、基準評価WG、検査技術評価WGの審議を経てとりまとめたものである。

2. 検討に当たっての基本的考え方

【規格策定プロセスに関する検討】

①規格の改訂プロセスが公正、公平、公開を重視したものであること（偏りのないメンバー構成、議事の公開、公衆審査の実施、策定手続きの文書化及び公開など）。

策定機関である日本機械学会発電用設備規格委員会の規格策定手続要領、発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)の策定手続きについて、公正、公平、公開を重視したものであるか否かにつき検討を行う。

【規格の内容に関する検討】

②技術基準や法令上の要求事項で要求される性能との項目・範囲において対応が取れること（規制の要求範囲との整合性）。

③技術基準や法令上の要求事項で要求される性能を達成するための必要な技術的事項について具体的な手法や仕様が示されること。

④民間規格に示される具体的な手法や仕様について、その技術的妥当性が証明されていること。

今回の発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)は、技術基準の要求事項との対応関係の確認をもって②及び③に関する検討とし、また、平成15年9月に2002年版が技術評価されており、2002年版との差違のある点の技術的妥当性の検討により④を確認することとする。

3. 規格の策定プロセス

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)は、日本機械学会に設置された発電用設備規格委員会、同原子力専門委員会及び維持規格分科会により、改訂案が審議され、公衆審査手続きを経て策定されている。

(日本機械学会規約)

日本機械学会における規格策定手続きは、発電用設備規格委員会規約、同専門委員会運営規約に規定されており、公正、公平、公開の観点から以下の規定が設けられている。図1に日本機械学会規約に関する規格の策定プロセスを示す。

・委員会の構成 (ともに規約第3条)

発電用設備規格委員会及び同専門委員会は委員30名以内(専門委員会は25名以内)で構成し、委員は、特定の業種から最低5業種が含まれ、かつ同一業種からの委員が委員総数の3分の1以下と規定している。ただし、専門委員会委員長等については例外とされている。

なお、分科会にあつては、委員会構成に関する要件はない。

・決議の手順 (ともに規約第8条)

規格の制定、改訂、廃止に当たっては、書面投票が要求され、具体的な手順が規定されている。

投票成立 = 委員総数の5分の4以上の投票

投票期限 = 原則30日以内(60日まで延長可能)

1次投票による成立 = 意見付反対票がなく、投票数の3分の2以上の賛成票

2次投票による成立 = 反対意見が取り消された場合 又は挙手による出席者数3分の2以上の承認を得て、2次投票の結果3分の2以上の賛成

なお、分科会にあつては、委員総数の2分の1以上の出席をもって成立し、決議は挙手により出席委員の過半数の賛成により可決となる。

・公開性

委員会の開催日時はあらかじめ公表し、オブザーバの参加を認める。(ともに第7条)

審議内容は、発電用設備規格委員会は委員会議事録として公表(第8条)、専門委員会等は、追跡可能な様式で記録し要求がある場合にこれを公表(第8条)する。

発電用設備規格委員会は、規格の制定等に当たって、2ヶ月間の公衆審査を実施する。一般公衆から意見があった場合には、文書等によりその対応を含め公表し、提案者に委員会の対応を連絡するとともに、審議結果を文書等により公開する。(第8条)

(発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)策定に当たっての委員会構成・審議内容等の公開)

表1 維持規格 2004 年版の策定プロセス

委員会構成		維持規格分科会	原子力専門委	発電用設備規格委	公衆審査
		2002年11月～ 2004年11月 計24回審議 (議事概要はHP搭載)	2003年5月～ 2004年12月 計9回審議 (議事概要はHP搭載)	2003年9月～ 2004年12月 計6回審議 (議事概要はHP搭載)	
構成	原子炉製造メーカー	3	3	3	(第1回) 2004年6月～ 2004年8月 (2ヶ月) 47件意見あり
	電気事業	3	4	5	
	建設業	0	1	0	(第2回一部改訂) 2004年9月～ 2004年11月 (2ヶ月) 意見なし
	鉄鋼・非鉄業	0	0	1	
	関係官庁	1	2	2	
	学識経験者	4	4	6	
	学術研究機関	3	5	6	
	機器製造業	0	2	2	
	その他	3	3	3	
	計	17	24	28	

・審議内容等の公開

公衆審査を、第1回を平成16年6月30日～8月30日まで、規格の一部を改訂し第2回を平成16年9月22日～11月22日まで実施している。

審議内容については、日本機械学会ホームページにおいて、上記の各委員会の審議内容が公開されていることを確認した。

(発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)の策定プロセスの評価)

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)の策定プロセスについては、規約により手続き等が明確化されており、また、規約に基づき、委員会構成・公開等が重視されていることを確認した。

日本機械学会規約（発電用設備規格委員会及び原子力専門委員会）

○ 委員会の構成：特定業種から最低5業種含まれ、かつ同一業種からの委員が委員総数の3分の1以下（委員長等は除く）

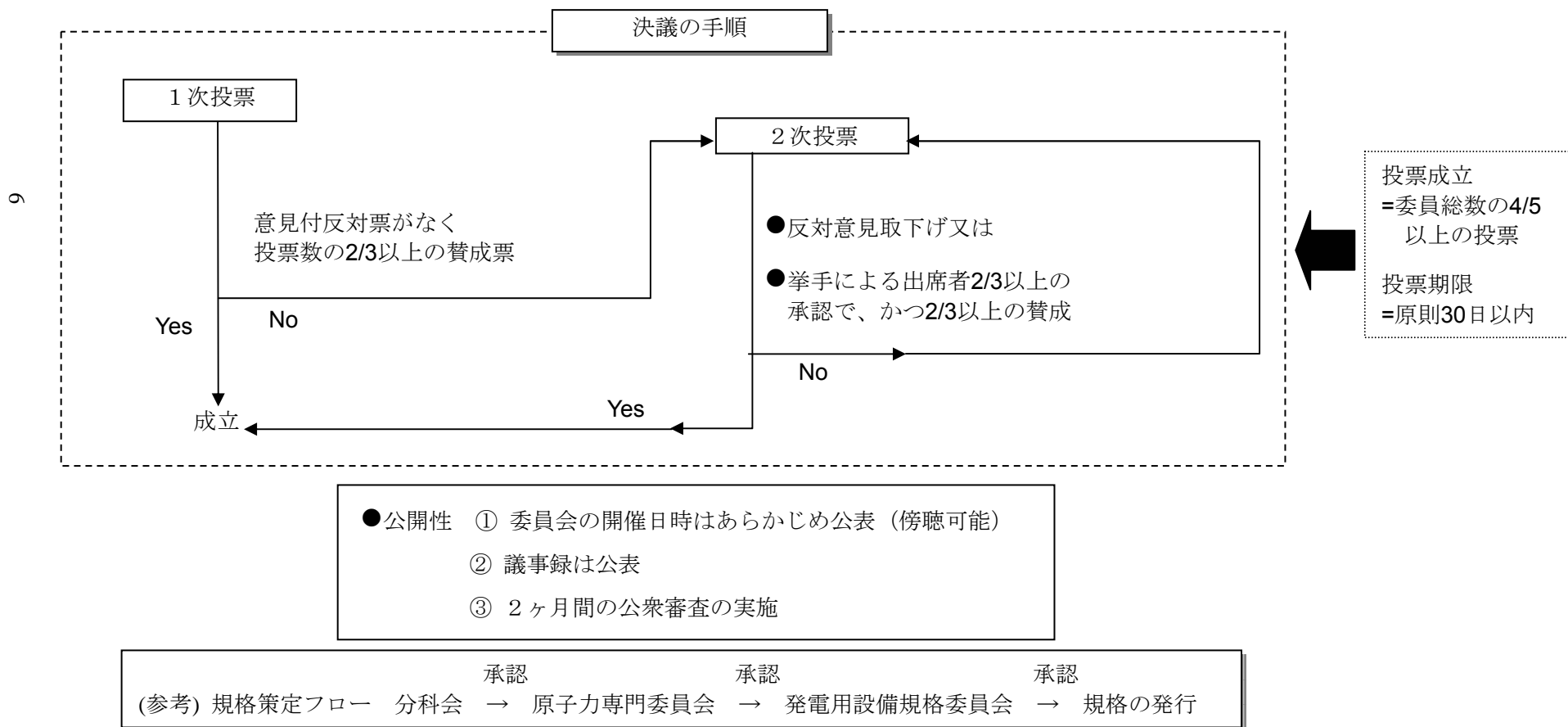


図1 日本機械学会規約に基づく規格の策定プロセス

4 . 技術基準との対応、仕様規格としての適切性

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)は既に技術評価を行い、表 2 に示すように原子力発電施設の技術基準第 9 条の 2 の解釈で引用している「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（平成 18 年 3 月 23 日付け平成 18・03・20 原院第 2 号（NISA-322c-06-1、NISA-163c-06-2）」にて要件を課した上で仕様規定として活用している。

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)は、2002 年版の改訂版であり、技術基準に対応するものであると判断されるが、2002 年版との比較を行い、その仕様規格としての技術的妥当性を以下の章で検討する。

表 2 技術基準と解釈、NISA 文書の要求事項の対応

技術基準	解釈	NISA 文書 (平成 18 年 3 月 23 日付け)
<p>(使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>第 9 条の 2 使用中のクラス 1 機器、クラス 1 支持構造物、クラス 2 機器、クラス 2 支持構造物、クラス 3 機器、クラス 4 管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない。</p> <p>2 使用中のクラス 1 機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通するき裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第 9 条の 2 (使用中のき裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第 1 項の「その破壊を引き起こすき裂その他の欠陥があつてはならない。」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（平成 18 年 3 月 23 日付け平成 18・03・20 原院第 2 号（NISA-322c-06-1、NISA-163c-06-2）」の規定に適合するものであること。</p>	<p>原子炉施設に属する機器及び構造物のうち、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格（2002 年改訂版）JSME S NA1-2002」（以下「維持規格」という。）に規定するクラス 1 機器、クラス 2 機器、クラス 3 機器、クラス MC 容器（鋼製）、支持構造物及び炉内構造物（炉心シュラウド及びシュラウドサポートリング（以下「シュラウド等」という。）を除く。）については、維持規格の規定に別紙 1 の規定を補足した方法で非破壊試験を行って、き裂、孔その他の損傷（以下「き裂等」という。）が検出され、その形状及び大きさが特定されたとき、そのき裂等について維持規格の評価方法の規定に別紙 2 の規定を補足した方法で評価を行って維持規格の許容基準を満足する場合には、そのき裂等は省令不適合欠陥に該当しないものとする。</p>

5. 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔検査章〕の技術評価

5.1 技術的妥当性

5.1.1 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)〔検査章〕との比較検討

改訂前の発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)〔検査章〕と比較を行い、図2に示すように差違がある事項については、①記載の適正化、②運用実績の反映、③規格の変更反映、④最新知見の反映に4分類し、③及び④について適用の妥当性を検討する。

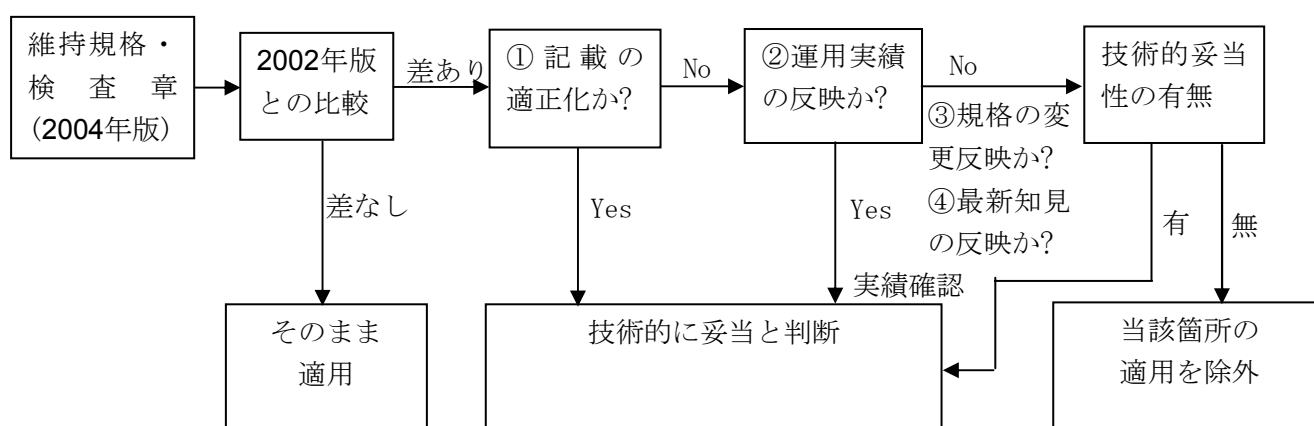


図2 相違点の検討手順

表3に添付資料-1の分類③、④の項目を示す。表3に従って2004年版と2002年版の詳細及び変更後の評価を示す。

表3 2004年版と2002年版の主な相違項目

No	項目		
	2002年版	2004年版	
1	IA-11	IA-2542	超音波探傷試験(JEAG4207-2000 から(JEAG4207-2004 とし最新規格を反映した。
2	IA-12	IA-3220	試験圧力および試験温度の保持時間 米国連邦規則 10CFR50.55a の要件を踏まえ、最新知見を反映した
3	IA-14	IA-3500	JISB7505 の 1994 年改訂により、精度 1.5 級が廃止され 1.6 級が規定されたため、これを反映
4	IC-7	表 IC-2500-5	試験カテゴリと試験部位および試験方法 (試験カテゴリ C-F 管の耐圧部分の溶接継手) 管の呼び径表示、試験方法の明確化、試験要件の明確化
5	IE-5	表 IE-2500-4	試験カテゴリと試験部位および試験方法 (試験カテゴリ E-P すべての耐圧機器) JEAC4203-2004 の反映
6	IE-7	IE-3000	系の漏えい試験 JEAC4203-2004 の反映

(1) IA-2542 超音波探傷試験

2002年版

JEAG4207-2000 「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」

2004年版

JEAG4207-2004 「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」

(変更理由)

JEAGの改訂のため。

変更後の技術的妥当性評価

JEAG4207-2004 「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」は、平成16年8月に、原子炉安全小委員会（検査技術評価WG）の審議を経て、その技術的妥当性等を確認した。

ただし、その後の知見(東京電力(株)福島第二原子力発電所第3号機における超音波探傷試験の誤判定)を受けて追加要件を課しており、その適用に当たっては、平成18年3月23日付け平成18・03・20原院第2号「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」の別紙1「非破壊試験の方法について」の第3項の要求を満たすことが必要である。

(2) IA-3220 試験圧力および試験温度の保持時間 解説IA-3220-1 系の漏えい試験における目視試験開始前の試験圧力および試験温度の保持時間

2002年版

IA-3220 試験圧力および試験温度の保持時間

系の漏えい試験における目視試験開始前の試験圧力および試験温度の保持時間は次のとおりとしなければならない。

(1) 系の漏えい試験

系の漏えい試験において、圧力がIA-3210(1)に規定する試験圧力到達後、保温材のある系統または機器に対しては4時間以上、保温材のない系統や機器に対しては10分間以上保持しなければならない。(解説IA-3220-1)

ただし、その系統が少なくとも通常運転圧力以上で4時間以上すでに保持されている場合は、系の漏えい試験のためにさらに保持をする必要はない。

2004年版

IA-3220 試験圧力および試験温度の保持時間

系の漏えい試験における目視試験開始前の試験圧力および試験温度の保持時間は次のとおりとしなければならない。

(1) 系の漏えい試験

系の漏えい試験において、クラス2機器およびクラス3機器のうち通常運転中使用しない系統または機器については、圧力がIA-3210(1)に規定する試験圧力到達後、10分間以上保持しなければならない。

クラス2機器およびクラス3機器のうち通常運転中使用する系統または機器については、以下に掲げる事項を満たしている場合は保持時間を要求しない。

- a. 保温材のある系統または機器について、通常運転圧力以上で4時間以上すでに保持されている場合、
- b. 保温材のない系統または機器について、通常運転圧力以上で10分間すでに保持されている場合

クラス1機器については、保持時間を要求しない。

(解説IA-3220-1)

(変更理由)

維持規格2004年版のIA-3220及び同解説の改訂は、米国NRCの10CFR50.55a及び10CFR50.55aを反映したASME Section XI 2003 Addendaの考え方と整合をとって改訂したものである。

また、国内における通常運転時未使用配管に対して、長時間少流量運転に伴うポンプへの悪影響を考慮し、本設ポンプに代えて仮設ポンプを使用している例もあり、保持時間の短縮が望ましいと判断した。

【参考1（米国連邦規則50.55a（抜粋））】

試験圧力に達した後に10分間の保持時間が、通常運転時に使用されていないクラス2及びクラス3機器に要求される。

また、（クラス2機器及びクラス3機器について）保温材がある場合には最低4時間、保温材がない場合には最低10分間、運転されていた機器については保持時間が不要である。

（なお、クラス1機器に対しては保持時間を要求していない）

【参考2（ASMEの考え方（専門家からの聴取））】

- ・通常運転時に使用されている系統では運転中の漏えい跡の目視試験も可能であり、漏えい試験のための昇温昇圧に十分な時間を要することから、基本的に保持時間を設けることを要求していない。
- ・通常運転時に使用されていない機器（クラス2及びクラス3）に対しては、念のため10分間以上の保持時間を要求している。これは、運転時間が短くエロージョンや高サイクル熱疲労などの劣化が考えられず、長時間保持することは小流量運転に伴うポンプ振動による損傷・劣化のリスクやポンプ運転に伴う入熱増加による損傷・劣化のリスクを増大することから、保持時間を短く要求している。

【参考3（国内におけるクラス2及びクラス3配管に対する4時間保持の実績）】

【BWR】

ほう酸水注入系、残留熱除去系、原子炉隔離時冷却系、炉心スプレイ系、高圧注水系、高圧炉心スプレイ補機海水系、高圧炉心スプレイ補機冷却系等

【PWR】

安全注入系統（高圧注入ポンプ出口ライン、ほう酸注入タンク出入口ライン等）

余熱除去系統（余熱除去ポンプ出口ライン）

格納容器スプレイ系統（格納容器スプレイポンプ出口ライン等）

（注）国内の漏えい試験実施に当たっては、長時間の小流量運転又はテストタンクが小さいことによる長時間運転に伴う系統水の温度上昇によるポンプへの悪影響を考慮し、本設ポンプに代えて仮設ポンプで試験を実施している場合がある。

変更後の技術的妥当性評価

維持規格2002年版と2004年版の保持時間の比較を、使用及び未使用(使用時間4時間未満を含む)、保温材の有無により、区分して下表に示す。

	保温材無	保温材有
使用4時間以上	不要→不要	不要→不要
使用4時間未満	10分以上→10分以上	4時間以上→10分以上
うちクラス1機器	10分以上→不要	4時間以上→不要

同表に示す通り、維持規格2002年版からの差異を考慮し以下の点について検討した。

(a) クラス1 機器について、すべて4時間以上使用と想定すること

クラス1 機器の定義は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器であることから、保温材の有無にかかわらず、4時間以上の使用を想定することは技術的に妥当と判断する。したがって、クラス1 機器の保持時間を不要とする2004年版の規定は妥当と判断する。

(b) 保温材有り而未使用(使用時間4時間未満を含む)のクラス2及びクラス3 機器に対して保持時間を「4時間以上」より「10分以上」に短縮していること

米国規格基準（連邦規則10CFR50.55a）と整合性をとり保持時間を短縮したものであるが、米国規格基準でも、保温材がある場合に、保持時間が不要となる要件として通常運転時圧力保持を4時間以上としており、これを未使用な場合の保持時間に適用すれば同様に4時間以上の保持時間が必要と考えられる。なお、保温材がない場合には、通常運転時圧力保持を10分以上を要件としており、未使用な場合にも同様に10分間の保持時間を求めている。

すなわち、保温材ありの場合、通常運転に関しては4時間以上の運転時間を求めているのに対し、通常運転未使用で試験に当たっての保持時間を10分以上とする考え方が示されていない。

他方、使用時間4時間未満の場合に、試験に当たり長時間通常運転圧力を課すことは、事故時等に使用される非常用炉心冷却系や熱除去系ポンプに影響を与えることを考慮する必要がある。

以上から、当面の間は、従来どおり、保温材を有して通常運転圧力以上での運転が4時間未満の場合には、漏えい試験に当たって4時間以上の保持時間を求めることとするが、配管から著しい漏えいがあった場合に当該漏えいが保温材から漏えいする事象について具体的データが事業者から示された場合には、4時間未満の保持時間を適用することとする。

事業者には、保温材がない場合には10分間の保持時間としていることを踏まえ、保温材の形状・配管への取付け状態等を条件として、適切な保持時間を設定することが望まれる。

(3) IA-3500 系の漏えい試験用圧力測定計器 解説 IA-3500-1 系の漏えい試験用圧力測定機器の精度

2002年版

IA-3500 系の漏えい試験用圧力測定計器

系の漏えい試験で用いる圧力測定機器は、恒設の現場計器、制御室の計器または仮設の計器のいずれかを用いることもできるが、仮設の圧力測定計器を用いる場合は、次の事項を満足しなくてはならない。

漏えい試験に用いる圧力測定計器またはセンサは、アナログの計器については測定範囲

の $\pm 1.5\%$ 以内、デジタル計器については校正範囲の $\pm 1.5\%$ 以内の精度を有していること（解説IA-3500-1）。

（解説 IA-3500-1）系の漏えい試験用圧力測定機器の精度

我が国の原子炉に設置されている恒設現場計器または制御室内の計器は、以下の理由からJIS1.5級のものが多用されている。

- ①伝送器等でプロセス量を計測する場合、許容される計器の指示精度は一般的に2.0%である。
- ②一般工業製品で2.0%より優れた精度を有し、かつ幅広く使用されている圧力容器はJIS1.5級である。

以上から、本規格では、系の漏えい試験において仮設の圧力計を使用する場合でも、その精度は、恒設現場計器の精度と整合を取り $\pm 1.5\%$ 以内と規定した。

2004年版

IA-3500 系の漏えい試験用圧力測定計器

系の漏えい試験で用いる圧力測定機器は、恒設の現場計器、制御室の計器または仮設の計器のいずれかを用いることもできるが、仮設の圧力測定計器を用いる場合は、次の事項を満足しなくてはならない。

漏えい試験に用いる圧力測定計器またはセンサは、アナログの計器については測定範囲の $\pm 1.6\%$ 以内、デジタル計器については校正範囲の $\pm 1.6\%$ 以内の精度を有していること（解説IA-3500-1）。

（解説 IA-3500-1）系の漏えい試験用圧力測定機器の精度

我が国の原子炉に設置されている恒設現場計器または制御室内の計器は、以下の理由からJIS1.5級のものが多用されてきた。

- ①伝送器等でプロセス量を計測する場合、許容される計器の指示精度は一般的に2.0%である。
- ②一般工業製品で2.0%より優れた精度を有し、かつ幅広く使用されている圧力計器がJIS1.5級(許容差が圧力スパンに対して $\pm 1.5\%$ 以内)であった。

このため、維持規格2002年改訂版においては、系の漏えい試験において仮設の圧力計を使用する場合でも、その精度は、恒設現場計器の精度と整合を取り $\pm 1.5\%$ 以内と規定していた。しかし、JIS B 7505「ブルドン管圧力計」は、国際勧告と整合をとる観点で1994年に改訂され、1.5級が廃止され1.6級が規定されている。

上記の理由①から考えて、JISの改訂に合わせ漏えい試験用圧力測定計器の精度の規定を変更しても問題ないことから、本規格では、系の漏えい試験用圧力測定計器の精度を $\pm 1.6\%$ 以内とした。

(変更理由)

JIS改訂のため。

変更後の技術的妥当性評価

耐圧試験を行う圧力測定計器の精度については、

- ①校正により精度が確保されていること
- ②維持規格2002年版の解説に「伝送器等でプロセス量を計測する場合、許容される計器の指示精度は一般的に2.0%である。」としていることから、JIS改訂に伴う $\pm 1.6\%$ の精度要求は、技術的に妥当と判断する。

(4) IB-2500-1、IB-2500-2、IB-2500-8、IC-2500-1 試験カテゴリと試験部位および試験方法 解説IC-2500-1 溶接継手長さに対する割合で規定された試験程度

2002年版

各検査間隔中の試験頻度は、溶接継手長さの7.5%とする。(中略)

2004年版

各検査間隔中の試験頻度は、各溶接継手長さの7.5%とする。(中略)

なお、特定の溶接継手に対する試験程度の一部または全部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することが妥当と判断される場合は、各溶接継手長さに対する割合でなく全溶接継手長さに対する割合としてもよい。

(解説 IC-2500-1) 溶接継手長さに対する割合で規定された試験頻度

試験程度の割合(%)は溶接継手それぞれに対して規定したものである。したがって、各溶接継手の試験範囲は、各溶接継手の長さに試験程度の割合(%)を乗じて求めた長さとしなければならない。

ただし、特定の溶接継手に対する一部または全部の試験の実施が、試験に至る被ばく等の観点から適当でないと判断される場合を考慮し、他の溶接継手の試験で代替することも可能とした。なお、代替として実施する試験範囲は、材質、応力条件(溶接残留応力を含む)および環境条件(温度、炉水環境)が工学的に同等とみなせる溶接継手から選定されるべきものである。

(変更理由)

該当箇所の意図を明確にするため。

変更後の技術的妥当性評価

「各」の文言追加は、試験程度の割合(%)は、当該カテゴリのすべての溶接継手に対する割合でなく、個々の溶接継手にその試験頻度を定めたものであり、規定の明確化とともに、技術的に妥当と判断する。

「なお」以下の代替案は、解説で材質、応力条件及び環境条件が工学的に同等とみなせることと限定しており、妥当と判断する。ただし、代替案を採用する場合、その理由と上記条件が工学的に同等と評価した結果を記録し保管すること。

(5) 表 IC-2500-5 試験カテゴリと試験部位および試験方法

2002年版

表 IC-2500-5 試験カテゴリと試験部位および試験方法

項目番号	試験部位	図番	試験方法	試験の範囲及び程度(3)
C5.11	呼び径100mmを超える管で公称厚さが9.5mmを超える溶接継手周継手	略	体積または表面	溶接継手(2)
C5.12	長手継手		体積または表面	周継手との点から公称厚さの2.5倍の範囲(2)

2004年版

表 IC-2500-5 試験カテゴリと試験部位および試験方法

項目番号	試験部位	図番	試験方法	試験の範囲及び程度(3)
C5.11	呼び径100Aを超える管で公称厚さが9.5mmを超える溶接継手周継手	略	体積および表面(5)	溶接継手(2)
C5.12	長手継手		体積および表面(5)	周継手との点から公称厚さの2.5倍の範囲(2)

(5) 公称厚さ9.5mmを超え12.7mm以下の継手にあつては、「体積または表面」のいずれかとしても良い。ただし、新設プラント等にあつては、PSIの時点から管の公称厚さにかかわらず「体積および表面」としなければならない。

(変更理由)

- ・維持規格2002年版では、公称厚さ9.5mm超の継手に対しては、「体積検査または表面検査」の要求としていたが、ASMEとの整合性をとり、(a)公称厚さ9.5mm超12.7mm以下の継手、(b)公称厚さ12.7mm超の継ぎ手に分類した上で、(a)については「体積検査又は表面検査（新設プラントに対しては、体積検査及び表面検査）」を要求し、(b)については、既設・新設にかかわらず、「体積検査及び表面検査」を要求するものである。
- ・9.5mm超12.7mm以下の継手に関する国内での事故トラブル事例は報告されていないため、既設プラントに対しては「体積検査又は表面検査」としてよいことを明確化している。

変更後の技術的妥当性評価

- － 呼び径100A超で公称厚さ12.7mm超の継手
ASMEとの整合性を考慮し、「表面検査または体積検査」より「表面検査及び体積検査」

と、クラス1配管継手と同様の試験方法を要求するものであり、妥当である。

なお、本維持規格制定前に適用されていた日本電気協会規格「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査(1996年版)」(JEAC4205-1996)では、公称厚さ12.7mm超の溶接継手に対して「表面検査及び体積検査」を要求していた(その後、JEAC4205の2000年版、維持規格2002年版では「表面検査または体積検査」に修正されている。)

ー 呼び径100A超で公称厚さ9.5mm超12.7mm以下の継手

既設プラントに対しては、「表面検査または体積検査」の要求としているが、これは、(a)クラス1配管でも100A未満の溶接継手に対しては表面検査のみの要求としていることから、構造面からの重要度を考慮すれば妥当性があること、(b)該当する配管(残留熱除去系等)に関して国内での事故トラブル事例が報告されていないこと、(c)過去に制定された日本電気協会規格「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」においても一貫して「表面検査または体積検査」の要求となっていることから、技術的に妥当と考えられる。

なお、新設プラントに対して「表面検査及び体積検査」を要求していることは、信頼性向上の観点から望ましいが、今後は、既設プラントと新設プラントに対して適用に差違を設ける場合にはその考え方を明確化することが日本機械学会に望まれる。

(6) 表IE-2500-4 試験カテゴリと試験部位および試験方法 IE-3000 系の漏えい試験

2002年版

JEAC4203-1994「原子炉格納容器の漏えい試験規程」

2004年版

JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」

(変更理由)

JEACの改訂のため。

変更後の技術的妥当性評価

平成18年4月にJEAC4203-2004の技術評価を終えており、当該技術評価における以下の追加条件を適用することが必要である。

上記より、発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔検査章〕の適用に当たって要件を課す事項として以下が挙げられる。

(a) JEAG4207-2004「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」、JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用

平成16年8月及び平成18年4月の技術評価において示した追加要求を適用すること。

(b) 系の漏えい試験に関する試験開始前の圧力及び温度保持時間

当面の間、使用時間4時間未満の保温材を設置したクラス2機器及びクラス3機器に対

する保持時間は4時間以上とすること。

ただし、配管から著しい漏えいがあった場合に当該漏えいが保温材から漏えいする事象について具体的データが事業者から示された場合には、4時間未満の保持時間を適用することとする。

(c) 溶接継手に対する試験頻度

試験程度の一部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することが妥当と判断する場合は、応力条件及び環境条件が工学的に同等であることを確認し、その理由を記録し保管すること。

5.1.2 2002年版技術評価において追加要件とした事項

維持規格 2002 年版技術評価において追加要件とした下記事項については、引き続き条件として課すこととする。

BWRの再循環系配管(クラス1 機器の管)については、改良後の材料(SUS316(LC)材)に応力腐食割れの事例が多くみられた。したがって、同材料を用いた再循環系配管等(原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管類)については、応力腐食割れの発生状況を的確に把握し、応力腐食割れの影響が顕在化する前に対処可能と評価できる実機での実績が得られるまでは、非破壊試験の程度を原則として当面100%/5年とすること。

5.2 技術評価のまとめ

(1) 技術的妥当性

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)〔検査章〕と比較検討を行い、差違がある事項については比較検討結果を、①記載の適正化、②運用実績の反映、③規格の変更反映、④最新知見の反映に4分類し、③及び④について適用の妥当性を検討した。また、2002年版技術評価において追加要件とした事項については、引き続き条件として課すこととした。以上より、発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔検査章〕を適用するに当たって以下の要件を課すこととした。

(a) JEAG4207-2004「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験指針」、JEAC4203-2004「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用

平成16年8月及び平成18年4月の技術評価において示した追加要求を適用すること。

(b) 系の漏えい試験に関する試験開始前の圧力及び温度保持時間

当面の間、使用時間4時間未満の保温材を設置したクラス2機器及びクラス3機器に対する保持時間は4時間以上とすること。

ただし、配管から著しい漏えいがあった場合に当該漏えいが保温材から漏えいする事象について具体的データが事業者から示された場合には、4時間未満の保持時間を適用することとする。

(c) 溶接継手に対する試験頻度

試験程度の一部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することを妥当と判断する場合は、応力条件及び環境条件が工学的に同等であることを確認し、その理由を記録し保管すること。

(d) 維持規格 2002年版技術評価における追加要件

BWRの再循環系配管(クラス1機器の管)については、改良後の材料(SUS316(LC)材)に応力腐食割れの事例が多くみられた。したがって、同材料を用いた再循環系配管等(原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管類)については、応力腐食割れの発生状況を的確に把握し、応力腐食割れの影響が顕在化する前に対処可能と評価できる実機での実績が得られるまでは、非破壊試験の程度を原則として当面100%/5年とすること。

6. 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔評価章〕の技術評価

6.1 技術的妥当性

6.1.1 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2002)〔評価章〕との比較検討（クラス1機器の欠陥評価手法）

表4に維持規格2002年版から2004年版への変更点を示す。表に従って、維持規格2002年版と2004年版の相違点の詳細及び変更後の評価を示す。

表4 2002年版と2004年版の相違項目

No.	2002年版と2004年版の相違項目
1	EB-1212 蒸気発生器伝熱管の体積検査の判定基準
2	添付E-1、図添付E-1-6,7、添付E-4、図添付E-4-2,3 同一平面の複数欠陥の合体条件
3	添付E-2 PWR 一次系水質環境中の疲労き裂進展速度
4	添付E-2、図添付E-2-SA-1 オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼）のBWR 通常一次系水質環境中のSCC き裂進展速度
5	添付E-2 オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼、低炭素系ステンレス鋼）のBWR 通常炉内水質環境中のSCC き裂進展速度線図
6	添付E-2 オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼、低炭素系ステンレス鋼）のBWR 水素注入水質環境中のSCC き裂進展速度線図
7	添付E-2 炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼のSCC き裂進展速度 (中性子照射量 $> 5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$)
8	添付E-2 ニッケル合金溶接金属 NiCrFe-3 および DNiCrFe-1J のBWR 通常炉内水質環境中のSCC き裂進展速度線図
9	添付E-5 応力拡大係数の算出 5.4 塑性域補正
10	添付E-5 5.3(2) (6)式
11	添付E-5 5.3(4) (19)式

(1) EB-1212 蒸気発生器伝熱管の体積検査の判定基準

維持規格2002年版では、

直管

- ・バッフル部
- ・有意な信号が検出されないこと。
- ・減肉支持信号は、元の厚さの20%未満であること。

U ベンド部・管板部

- ・有意な信号が検出されないこと。

となっていたが、維持規格2004年版では、

- ・減肉指示以外に有意な信号が検出されないこと。
- ・減肉指示信号は、元の厚さの 20%未満であること。

(伝熱管の形状等に起因する信号(擬似信号)でないものを対象とする。)

と変更されている。

従来 (2003 年 10 月まで)、蒸気発生器伝熱管の ECT においては「実用発電用原子炉及びその付属設備 (補助ボイラーを除く。) に係る定期検査執務要領」(平成 14 年 5 月) 経済産業省原子力安全保安課内規: 以下、標準定期検査要領書) を基に検査を実施していた。同要領書の判定基準の記載は、直管・バッフル部、U ベンド部・管板部といった部位により減肉指示の判定基準 (20%未満) に差異のないものである。

一方、維持規格 2002 年版では、U ベンド部・管板部について減肉の深さの判定基準 (20%未満) が記載されておらず、直管と同様に検査している大径 U ベンド部において信号指示 20%未満の微小減肉が許容されないとも読める記載となっている。

以上のことから、維持規格 2004 年版では、規定内容の適正化のため、従来運用されていた標準定期検査要領書と整合を図った。

変更後の技術的妥当性評価

直管・バッフル部と U ベント部・管板部について判定基準を同一とすることは妥当と判断される。

(2) 添付 E-1、図添付 E-1-6,7、添付 E-4、図添付 E-4-2,3 同一平面の複数欠陥の合体条件

同一平面の複数欠陥の合体条件として、大きい方の欠陥の欠陥深さに対する欠陥間の距離を、2002 年版では「欠陥深さ以下」としていたが、2004 年版では「欠陥深さの 1/2 以下」に見直した。

2つの欠陥が近接している場合、一方の欠陥の存在が他方の欠陥の応力拡大係数に影響を与え、応力拡大係数が増大する。2つの欠陥の距離をパラメータとして隣接する半円き裂に関する応力拡大係数の算出結果の例を下図に示す。隣接する欠陥の間隔 S が小になるに従って A 点の応力拡大係数が増加していく。維持規格の 2002 年版の合体条件は $S/d \leq 1.0$ の条件であった。間隔が $S=1.0d$ ですでに A 点の応力拡大係数はわずかであるが増加している。

近接する 2つの欠陥の応力拡大係数の計算は、大きさの異なる半円欠陥の他に、大きさとアスペクト比が異なる半楕円欠陥、大きさの異なる円欠陥、大きさとアスペクト比の異なる楕円欠陥、表面欠陥と内部欠陥など、多数の形状と配置の組み合わせで実施され、それらの計算結果から、 $S=0.5d$ とした場合の応力拡大係数の増加量は数%程度、最大でも 15%程度となった。

一方、機器の表面に最も近い内部欠陥の応力拡大係数も表面の影響を受けて増大する。内部欠陥の形状によるが、応力拡大係数はおよそ 18%~25%増加する。すなわち、機器の表面に最も近い内部欠陥は 18%~25%の応力拡大係数の増加を許容している。

以上より、同一平面に存在する複数欠陥の場合も、上記内部欠陥の応力拡大係数に対する表面の影響による増加と同程度以下に合体条件を緩和し、欠陥を単独で扱った場合と合体させた場合とで、応力拡大係数の値が大きく乖離することを解消した。

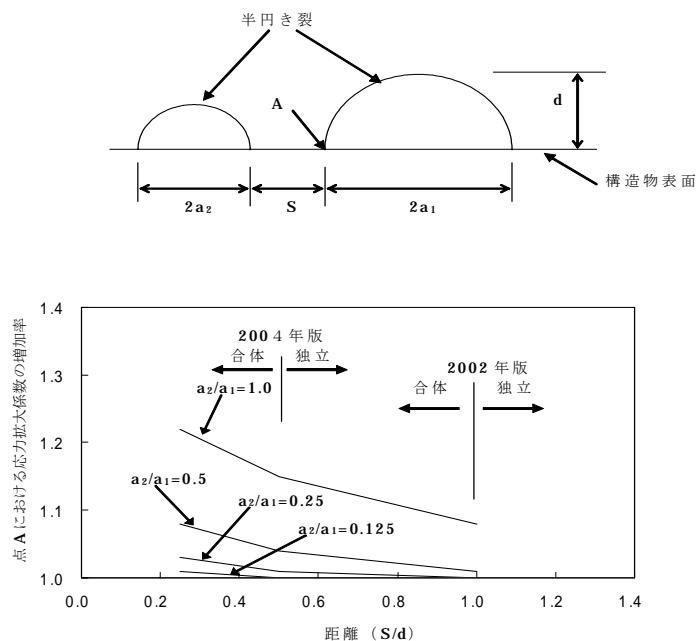


図 隣接する半円き裂に関する応力拡大係数

変更後の技術的妥当性評価

2つの内部欠陥が機器の表面近傍に存在する場合、干渉しあう欠陥がさらに機器表面の影響を受けて応力拡大係数が増すが、その影響は僅かであることが示されており、本変更は妥当と判断される。

なお、本規定と同様の規定が ASME Code Section XI にもある。

(3) 添付 E-2 PWR 一次系水質環境中の疲労き裂進展速度

オーステナイト系ステンレス鋼の PWR 一次系水質環境中の疲労き裂進展速度を新規に追加した(図 添付 E-2-FA-3)。

オーステナイト系ステンレス鋼の PWR 一次系水質環境中の疲労き裂進展速度

$$da/dN = 4.35 \times 10^{-13} \cdot T_C^{0.63} \cdot t_r^{0.33} \cdot (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{1.56}$$

ΔK : MPa \sqrt{m}
 $\Delta K = K_{max} - K_{min}$ ($R \geq 0$ の場合)
 $\Delta K = K_{max}$ ($R < 0$ の場合)
 T_C : °C
 t_r : s
 $t_r = 1$ ($t_r < 1$ s の場合)
 $t_r = 1000$ (t_r が定義できない場合)

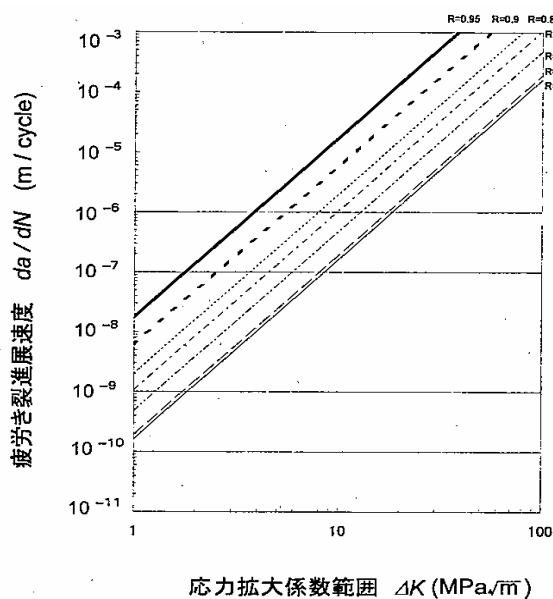


図 添付 E-2-FA-3 オーステナイト系ステンレス鋼の PWR 一次系水質環境中の疲労き裂進展速度線図 ($T_C = 325^\circ\text{C}$, $t_r = 1000$ s)

2002 年版までは、オーステナイト系ステンレス鋼の疲労き裂進展速度として、大気環境中及び内部欠陥のものと BWR 環境中のものだけが規定されていた。

2003 年 9 月 24 日の日本機械学会 M&M 2003 材料力学部門講演会において、国内民間研究データに基づく「PWR 環境中におけるオーステナイト系ステンレス鋼の疲労き裂進展評価線図」が公開された。本公開データに基づき、PWR 一次系水質環境の疲労き裂進展速度評価式を追加することにより、広範囲の領域でき裂進展速度の保守的評価が可能となる。

変更後の技術的妥当性評価

本評価の基となるデータについては日本機械学会材料力学部門講演会（2003 年 9 月）で公開されていることを確認した。また、データ及び評価式は PWR 電力共通研究によるものを平成 15 年度原子力プラント機器高度安全化対策技術[健全性確保及び維持に係る技術等の調査]（平成 15 年 9 月、発電技検）で検討したものであることを確認した。

本評価においては材料に応じて、影響を与える温度、応力比、繰り返し速度を適切に考慮している。なお、鋼種、熱時効処理の有無の影響は小さく、鋼種の区別を行わないで評価式を策定することが上記発電技検での検討結果の調査より確認されている。

本評価式は、多数のデータにより、評価結果と試験結果との関係を把握しており、評価式として進展速度平均値に 2.7 を乗ずることで試験データの 95% をカバーしている。また、データの信頼性及び PWR 条件との整合性から問題のない海外データは評価式でカバーされる。

ASME Code Section XI では PWR 環境中の評価式は規格化されていない。

以上から、本評価式は技術的に妥当と判断される。

(4) 添付 E-2、 図添付 E-2-SA-1 オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼）の BWR 通常一次系水質環境中の SCC き裂進展速度

オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼）の BWR 通常一次系水質環境中の SCC き裂進展速度の K 値の低い側を一定のき裂進展速度とした。また、K 値の高い側のき裂進展速度が一定となる K 値を見直した。

なお、水素注入環境中の評価式は新たに策定した添付 E-2-SA-3 に移した。

維持規格 2002 年版の添付 J-2 で設定した BWR 通常炉内水質環境中の進展速度式における低 K 側の一定速度、及び高 K 側でき裂進展速度が一定となる K 値との整合を図った。

通常一次系水質環境中における鋭敏化 SUS304 鋼では、K 値が約 $20\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ で、 $1.0\times 10^{-12}\text{m/s}$ 以下の進展速度データがある(解説 整理番号 E-6)が、低 K 値側は $2.0\times 10^{-12}\text{m/s}$ として設定した。また、高 K 側は進展速度が一定となる傾向があり、維持規格 2002 年版においては、スウェーデン電力の提案している $54\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以上で進展速度が一定となるよう設定していた。維持規格 2004 年版では、BWR 通常炉内水質環境中の鋭敏化 SUS304 鋼と同じ $57.9\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 以上で進展速度が一定となるようにした。

出典 生田目ら、「BWR 炉内環境中でのオーステナイト系ステンレス鋼の SCC 進展速度と評価線図の提案」、日本機械学会 2002 年度年次大会講演論文集(I)、平成 14 年 9 月、pp441-442.

変更後の技術的妥当性評価

通常一次系水質環境中の SCC き裂進展速度

低 K 側はしきい値が存在するという見解も一部にあるが、低 K 側を一定の進展速度で設定することは保守側の設定であると評価する。

また、高 K 側の一定の進展速度となる K 値を $57.9\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ と設定しているが、この値は、維持規格 2002 年版の $54\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ を最新の知見を踏まえ改訂したものであり、妥当であると評価する。

鋭敏化SUS304鋼のBWR環境中SCCき裂進展速度
 通常一次系水質環境中 ($-70 \leq ECP \leq +50 \text{ mV.SHE}$, 導電率 $< 0.2 \mu \text{ S/cm}$)

$$\begin{aligned} da/dt &= 6.31 \times 10^{-14} \times K^{2.161} & (K \leq 54 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \\ da/dt &= 3.50 \times 10^{-10} & (K > 54 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \\ \text{水素注入環境中} & (ECP \leq -200 \text{ mV.SHE}, \text{導電率} < 0.2 \mu \text{ S/cm}) \\ da/dt &= 7.94 \times 10^{-15} \times K^{2.161} & (K \leq 54 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \\ da/dt &= 4.40 \times 10^{-11} & (K > 54 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \end{aligned}$$

単位 : da/dt (m/s), K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

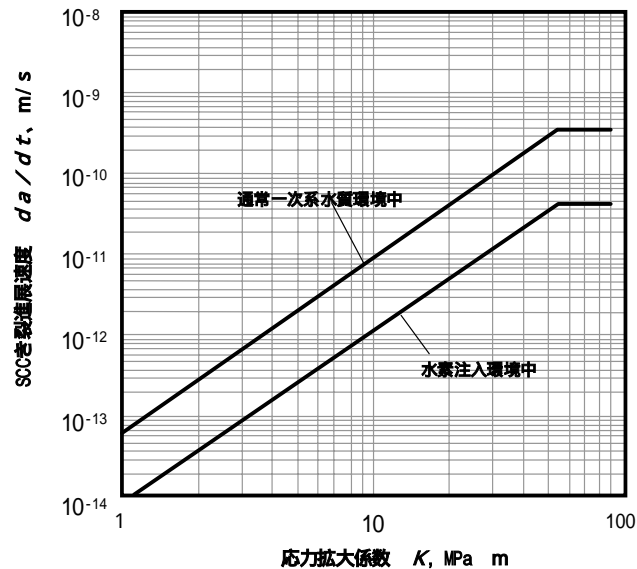


図 添付 E-2-SA-1 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304 鋼) の BWR 通常一次系水質環境中および水素注入水質環境中の SCC き裂進展速度線図 (2002 年版)

BWR通常一次系水質環境中 (導電率 $< 20 \mu \text{ S/m}$, $-70 \leq ECP \leq 50 \text{ mV.SHE}$) の SCC き裂進展速度線図

鋭敏化SUS304鋼

$$\begin{aligned} da/dt &= 2.0 \times 10^{-12} & (K > 4.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \\ da/dt &= 6.31 \times 10^{-14} \times K^{2.161} & (4.9 \leq K \leq 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \\ da/dt &= 4.1 \times 10^{-10} & (K > 57.9 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}) \end{aligned}$$

単位 : da/dt (m/s), K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)

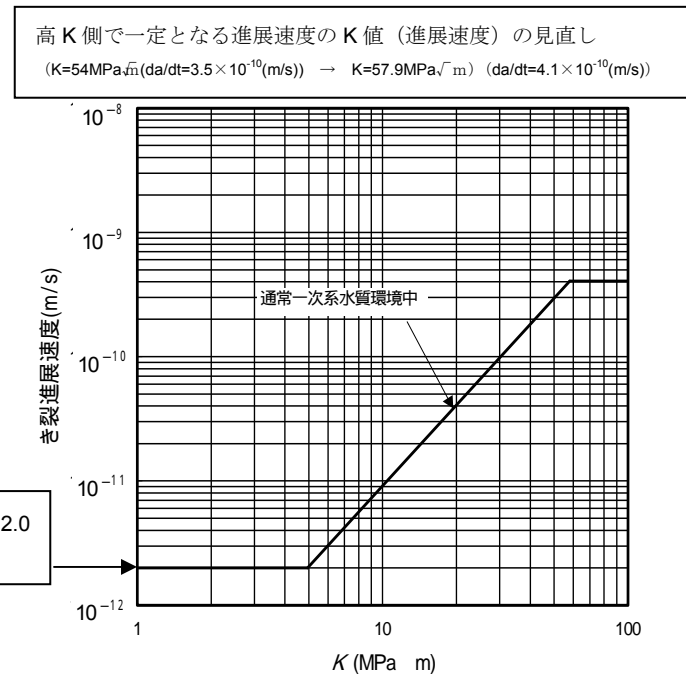


図 添付 E-2-SA-1 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304 鋼) の BWR 通常一次系水質環境中の SCC き裂進展速度線図 (2004 年版)

(5) 添付 E-2 オーステナイト系ステンレス鋼 (鋭敏化 SUS304 鋼、低炭素系ステンレス鋼) の BWR 通常炉内水質環境中の SCC き裂進展速度線図

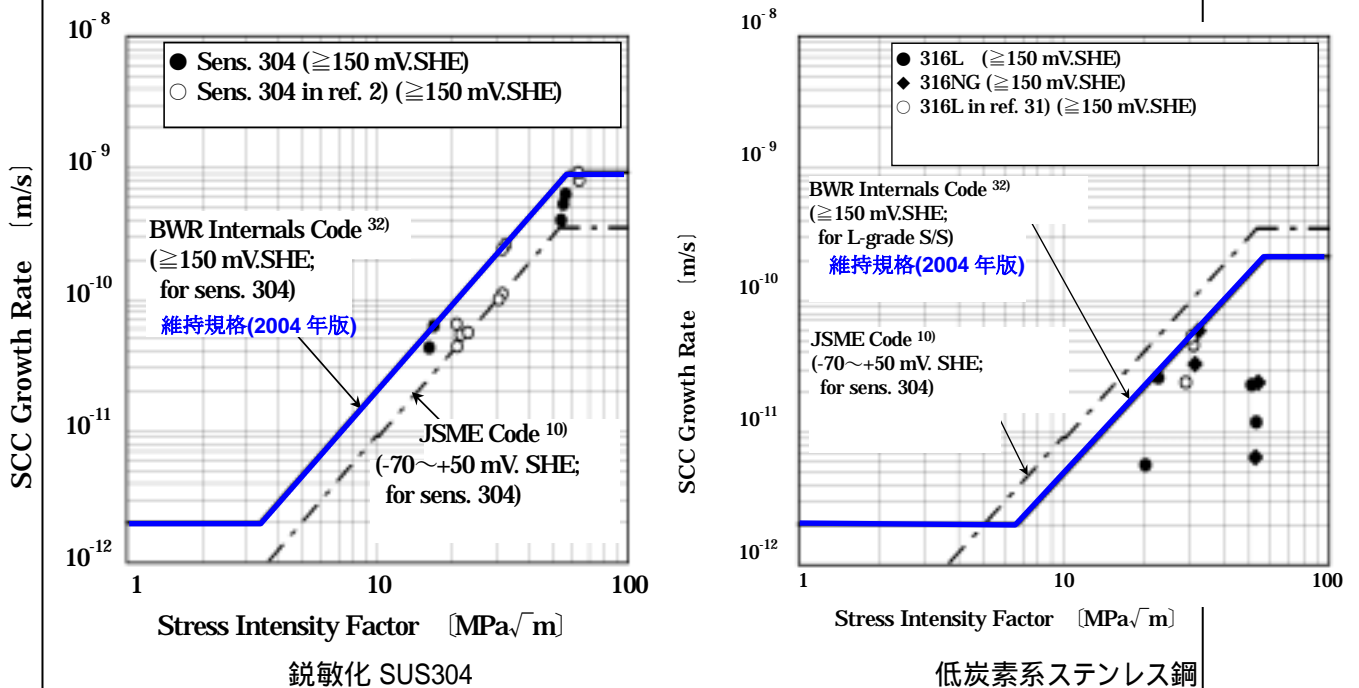
維持規格 2002 年版では添付 J-2 およびその解説に記載していたものを維持規格 2004 年版では評価章へ移行し、添付 E-2 へまとめて収録されている。

BWR 通常炉内水質環境中のデータとして、BWR 炉内の通常水質の観点から以下の判定基準を設定し、データを選択している。

- 応力比 $R(K_{min}/K_{max})$ ≥ 0.9
- 荷重繰り返し周波数 $\leq 2.5 \times 10^{-4} \text{ Hz}$
- 導電率 $< 20 \mu \text{ S/m}$
- 腐食電位 (ECP) $\geq 150 \text{ mV SHE}$
- 硫酸イオン濃度 $\leq 5 \text{ ppb}$
- 塩酸イオン濃度 $\leq 5 \text{ ppb}$

ただし、冷間加工材は除く。

上記選択基準に従うデータを包絡し、かつ NRC NUREG-0313 Rev.2 の線図と同一の傾きを有する線図を BWR 通常炉内水質環境中における線図として規定している (図添付 E-2-SA-2)。



図添付 E-2-SA-2

変更後の技術的妥当性評価

低炭素系ステンレス鋼について、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の低炭素ステンレス鋼管の通常炉内水質環境中の SCC き裂進展速度は、維持規格 2002 年版のそれを超える報告がある*。

NISA 指示文書（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の解釈について」（別紙 3）において、シュラウド等の評価に用いるき裂進展速度は、維持規格 2002 添付 J-2 の表 添付 J-2-1 を適用することとしている。また、（別紙 4）において、低炭素ステンレス鋼管の母材硬化部分の SCC き裂進展速度は鋭敏化 SUS304 き裂進展速度を適用することとしている。

したがって、管形状の突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の低炭素ステンレス鋼管の SCC き裂進展速度は、当面維持規格 2004 年版の添付 E-2 の BWR 通常炉内水質環境中の鋭敏化 SUS304 き裂進展速度線図を適用する。

上記以外の低炭素ステンレス鋼、鋭敏化 SUS304 鋼の SCC き裂進展速度は、維持規格 2004 年版に従う。

なお、JNES は、平成 19 年度には、低炭素系ステンレス鋼の BWR 炉内水質環境中の SCC き裂進展速度線図を整備する予定である。また、ASME Code Section XI では BWR 環境中のオーステナイト系ステンレス鋼 SCC き裂進展線図の規定はない。

*：出典：安藤、仲田、伊藤、田中：第 5 2 回材料と環境討論会集 p243 （2005）

(6) 添付 E-2 オーステナイト系ステンレス鋼（鋭敏化 SUS304 鋼、低炭素系ステンレス鋼）の BWR 水素注入水質環境中の SCC き裂進展速度線図

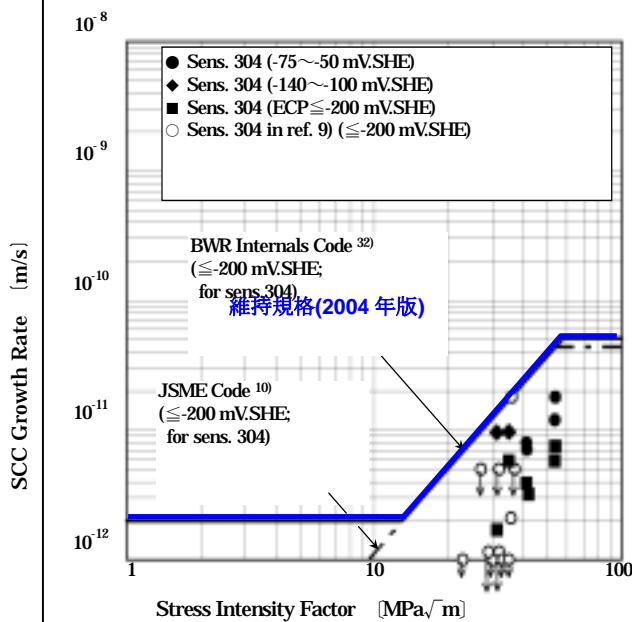
維持規格 2002 年版では添付 J-2 およびその解説に記載していたものを維持規格 2004 年版では評価章へ移行し、添付 E-2 へまとめて収録されている。

BWR 水素注入水質環境中のデータを BWR 通常炉内水質環境中のデータ選択基準と同様の考え方で以下の判定基準を設定し、データを選択している。

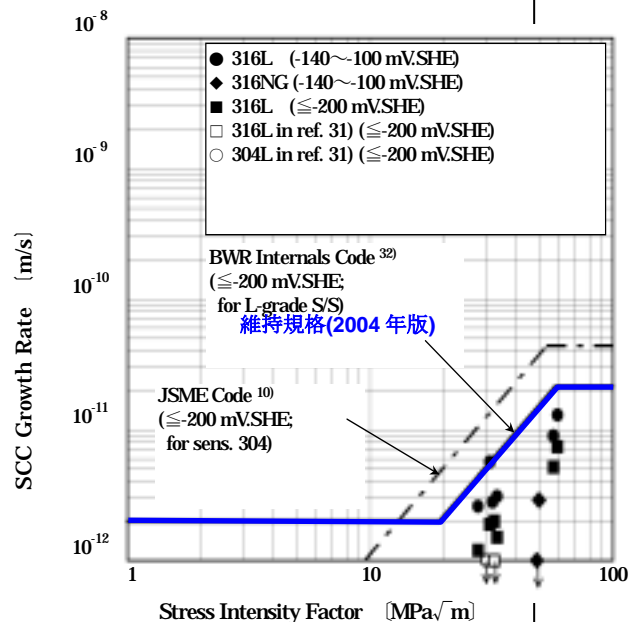
R 比 (K_{min}/K_{max})	≥ 0.9
荷重繰り返し周波数	$\leq 2.5 \times 10^{-4}$ Hz
導電率	$< 20 \mu$ S/m
腐食電位 (ECP)	≤ -100 mV SHE
硫酸イオン濃度	≤ 5 ppb
塩酸イオン濃度	≤ 5 ppb

ただし、冷間加工材は除く。

上記選択基準に従うデータを包絡し、かつ NRC NUREG-0313 Rev.2 の線図と同一の傾きを有する線図を BWR 通常炉内水質環境中における線図として規定している (図添付 E-2-SA-3)。



鋭敏化 SUS304



低炭素系ステンレス鋼

図添付 E-2-SA-3

変更後の技術的妥当性評価

低炭素系ステンレス鋼について、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の低炭素ステンレス鋼管の水素注入水質環境中 SCC き裂進展速度は、維持規格のそれを超える報告がある*。

NISA 指示文書（前掲「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の解釈について」（別紙3）において、シュラウド等の評価に用いるき裂進展速度は、維持規格 2002 年版添付 J-2-1（水素注入水質環境中の進展速度式あり）を適用することとしている。

したがって、管形状の突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の低炭素ステンレス鋼管の SCC き裂進展速度は、当面維持規格 2004 年版の添付 E-2 の水素注入水質環境中の鋭敏化 SUS304 き裂進展速度線図を適用する。

上記以外の低炭素ステンレス鋼、鋭敏化 SUS304 鋼の水素注入水質環境中 SCC 進展速度は、維持規格 2004 年版に従う。

なお、JNES は、平成 19 年度には、低炭素系ステンレス鋼の水素注入水質環境中の SCC き裂進展速度線図を整備する予定である。また、ASME Code Section XI では BWR 環境中のオーステナイト系ステンレス鋼進展線図の規定はない。

*：出典：安藤、仲田、伊藤、田中：第 5 2 回材料と環境討論会集 p243 （2005）

(7) 添付 E-2 炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の SCC き裂進展速度 (中性子照射量 > $5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ の場合)

き裂先端ひずみ速度補正係数 C の算出式のうち、中性子照射量の単位換算変更 (n/cm^2 から n/m^2) に伴う係数の修正

維持規格 2002 年版 係数 4.98 ⇒ 維持規格 2004 年版 係数 6.03

き裂進展速度式	$da/dt = 7.8 \times 10^{-5} n^{3.6} (CK^4) n$ (単位: da/dt (m/s), K ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$), 中性子照射量 (n/m^2))
a	き裂の深さ
t	時間
K	応力拡大係数
n	き裂先端電流密度変化に対する定数 これは導電率 κ ($\mu \text{ S/cm}$)、鋭敏化度 EPR (C/cm^2) および腐食電位 ϕ (mV_{SHE}) の関数で、次式で表わされる。
	$n = \left\{ \frac{e^{f(\kappa)}}{e^{f(\kappa)} + e^{f'(\phi)}} \right\}^{g(\text{EPR})}$ なお、ここで EPR は、初期鋭敏化度 EPR_0 に対して $\text{EPR} = \text{EPR}_0 + 3.36 \times 10^{-24} \times (\text{照射量})^{1.17}$
C	き裂先端ひずみ速度補正係数
	(i) 中性子照射量が $5.0 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超え、 $3 \times 10^{25} (\text{n/m}^2)$ 以下の場合 $C = 1.14 \times 10^{-13} \ln(\text{中性子照射量}) - 6.03 \times 10^{-12}$ (ii) 中性子照射量が $3 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ を超える場合 $C = 6.59 \times 10^{-13}$
出典) F.P.Ford et al, "Corrosion-Assisted Cracking of Stainless and Low-Alloy Steels in LWR Environment," EPRI, NP-5064S(1987)	

変更後の技術的妥当性評価

維持規格の係数の変更は、単位換算によるものであり、技術的な問題はない。

日本機械学会が規定した SCC き裂進展予測式は、発電技検 PLEX において開発した未照射材オーステナイト系ステンレス鋼のモデルを照射領域まで拡張した予測モデルである*。なお、ASME Section XI ではオーステナイト系ステンレス鋼の未照射材及び照射材の SCC き裂進展速度式の規定はない。

NISA 文書**では、例えば、高照射量を受ける炉心シュラウド H4 溶接部の欠陥評価では、目視検査により測定したき裂の両端に板厚分をそれぞれ加えたものをき裂の長さとして設定し、板厚方向の貫通き裂として想定して保守的に欠陥評価を行い、中性子照射量 $5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える場合には、鋭敏化 SUS304 の BWR 炉内水質環境中の SCC き裂進展速度上限値 (30mm/年) を適用することとしている。

上記より、中性子照射量 $5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ を超える場合の SCC き裂進展速度は、当面鋭敏化

SUS304 の上限値 (30mm/年) を適用する。

これは、オーステナイト系ステンレス鋼の中性子照射材のデータが現時点では少ないことから保守的な設定とならざるを得ないことによる。

なお、JNES は、IASCC プロジェクトにおいて中性子照射量 $5 \times 10^{24} \sim 1 \times 10^{26} \text{ n/m}^2$ の低炭素系ステンレス鋼のき裂進展試験を実施している。今後これらの成果としてガイドライン等が取りまとめられた場合には、それを反映した規定の見直しが必要と考えられる。

* : (財)発電設備技術検査協会編：プラント長寿命化技術開発 平成6年3月

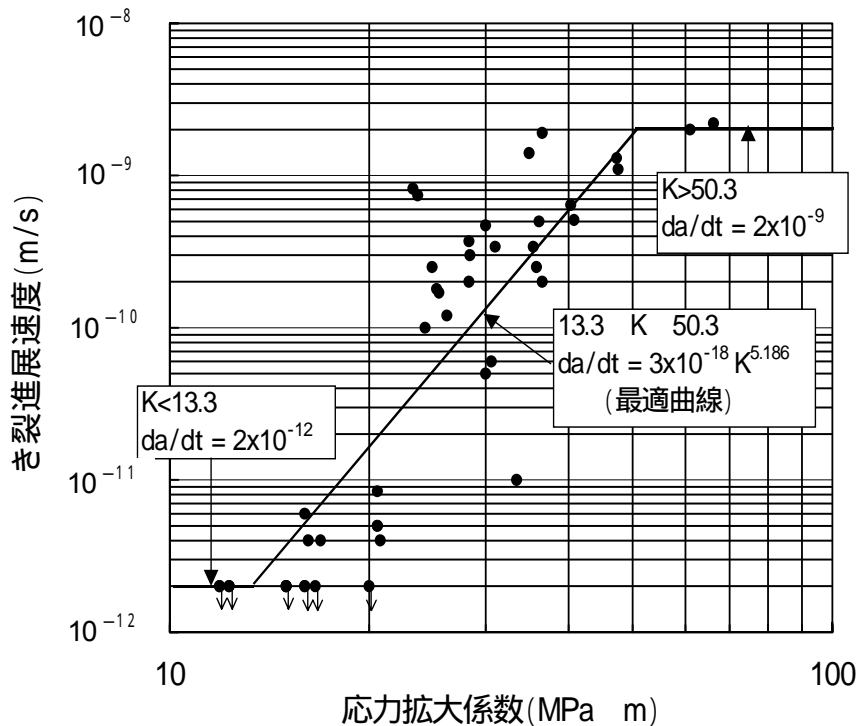
** : 原子力安全・保安院：発電用原子力設備における破裂を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について、NISA-322c-06-1、NISA-163c-06-2、平成18年3月23日

(8) 添付 E-2 ニッケル合金溶接金属 NiCrFe-3 および DNiCrFe-1J の BWR 通常炉内水質環境中の SCC き裂進展速度線図

維持規格 2002 年版では添付 J-2 およびその解説に記載していたものを維持規格 2004 年版では評価章へ移行し、添付 E-2 へまとめて収録している。2004 年版解説で最適曲線を用いることを新たに記載している。

BWR 模擬環境中におけるニッケル基合金溶接金属 DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J の SCC き裂進展速度のデータとして、通常炉水の観点から、NWC 条件（導電率 $\leq 10 \mu\text{ S/m}$ ）を選定した。なお、低 K 領域を主に対象として Morin らの NWC 条件のデータ（導電率 $< 30 \mu\text{ S/m}$ ）も一部用いた。

また、ニッケル基合金溶接金属 DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J についての SCC き裂進展速度式は、調査した研究結果から選択したデータの累乗近似による最適曲線（平均値）として設定した。これは、既存のデータがき裂進展速度の最も大きくなる溶接金属の樹枝状晶に沿った方向のものであるのに対して、実機の溶接継手においては樹枝状晶方向が一定ではなく、き裂進展速度はそれを反映した平均的な値となることが想定されるからである。き裂進展方向が樹枝状晶に垂直か平行かについては、樹枝状晶を横切って進展する場合の速度は、樹枝状晶に沿った場合の速度に比較して約 1/10 となることが示されている。従って、試験片で得られるような樹枝状晶方向のき裂進展速度の上限値を用いて実機の溶接継手の割れを評価すると、過度に保守的になるとしている（図添付 E-2-SA-4）。



図添付 E-2-SA-4

変更後の技術的妥当性評価

BWR 通常炉内水質環境中のニッケル基合金溶接金属の SCC き裂進展速度は、維持規格 2002 年版添付 J-2 の表 添付 J-2-1(3)インコネル 182 相当材（通常炉内水質環境下）から、2004 年版添付 E-2 へ移行されている。変更点は、適用可能な材料名称を機械学会 発電用設備規格 設計・建設規格の規定に変更する編集上の変更のみである。

なお、溶接金属特有の樹枝状晶組織とき裂進展速度の方向を配慮した最適曲線の適用は妥当である。

JNES は、ニッケル合金溶接金属 DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J の通常炉内水質環境中及び水素注入水質環境中の SCC き裂進展試験を進め、SCC き裂進展速度線図の整備を進めており、維持規格の基になっているこれまでのデータ(民間)とほぼ同等のデータを得ている。

なお、ASME Code Section XI では BWR 環境中のニッケル基合金の SCC き裂進展線図の規定はない。

以上から、当面この線図の適用に支障ないことを確認した。ニッケル基合金の SCC き裂進展速度に関する研究進捗により逐次線図の見直しを図ることとする。

(9) 添付 E-5 応力拡大係数の算出 5.4 塑性域補正

2002年版

応力拡大係数の算出式に塑性補正を含めて記載し、塑性補正の適用条件をそれぞれ記載している。

5.2 内部欠陥に対する算出法

内部欠陥に対する応力拡大係数は、欠陥位置における膜応力 σ_m と曲げ応力 σ_b により、図添付 E-5-2(a)に示す位置に対して以下に示す式により求めてもよい。

$$K = \left(\begin{matrix} M \\ m \end{matrix} M_m + \begin{matrix} M \\ b \end{matrix} M_b \right) (a/Q)^{1/2} \quad (1)$$

$$Q = 1 + 4.593(a/\ell)^{1.65} - q_y \quad (2)$$

$$q_y = \left[\left(\begin{matrix} M \\ m \end{matrix} M_m + \begin{matrix} M \\ b \end{matrix} M_b \right) / y \right]^2 / 6 \quad (3)$$

q_y : き裂進展解析の場合には $q_y = 0$ とする。

5.3 表面欠陥に対する算出法

2004年版

塑性補正をする場合は別項 (5.4 項) に規定。

維持規格 2002 年版では、塑性域補正を含めて記載しているものと、含めていないものが混在していたため、記載統一化、明確化を図ったものである。

5.1 算出式又は算出方法の選択

- 疲労き裂：塑性域補正なし。
- SCC き裂：どちらでもよい。
- 破壊評価：塑性域補正を考慮。

5.2 内部欠陥に対する算出法

$$K = \left(\begin{matrix} \sigma \\ m \end{matrix} M_m + \begin{matrix} \sigma \\ b \end{matrix} M_b \right) (\pi a/Q)^{1/2} \quad (1)$$

$$Q = 1 + 4.593(a/\ell)^{1.65} \quad (2)$$

5.3 表面欠陥に対する算出法

5.4 塑性域補正法

- $K = M \sigma (\pi a/Q')^{1/2}$, $Q' = 1 + 4.593(a/\ell)^{1.65}$ の場合の塑性域補正

$$K = M \sigma (\pi a/Q)^{1/2} \quad , \quad Q = Q' - \frac{1}{6} \left(\frac{M \sigma}{\sigma_y} \right)^2$$

- $K = M \sigma (\pi a)^{1/2}$ の場合の塑性域補正

$$K = M \sigma (\pi a/Q_1)^{1/2} \quad , \quad Q_1 = 1 - \frac{1}{6} \left(\frac{M \sigma}{\sigma_y} \right)^2$$

変更後の技術的妥当性評価

技術的な内容に変更はなく、ASME Code Sec. XI や API 579 においても塑性域補正は応力拡大係数の式に含まれていないことから、妥当であると評価する。

(10) 添付 E-5 5.3(2) (6)式

表面欠陥の線形応力分布に対する応力拡大係数の式に、き裂面に作用する内圧による項 A_p を追記。

維持規格 2002 年版までは、ASME Code Sec. XI 1995 年版を参照して作成していたが、ASME Code Sec. XI の 2001 年 Appendix A A-3320 Surface Flaw Equations (b) で、き裂面に作用する内圧による項 A_p が応力拡大係数の式に追加されたものを 2004 年版に反映した。

2002 年版

添付 E-5 【応力拡大係数の算出】

5.3 表面欠陥に対する算出法

(2) 線形応力分布に対する応力拡大係数

表面欠陥に対する応力拡大係数は、欠陥位置における膜応力 σ_m と曲げ応力 σ_b により図添付 E-5-2(b) に示す最深点 (ポイント 1) および表面点 (ポイント 2) に対して、欠陥寸法として欠陥深さ (表面から最深点までの距離) を用い以下に示す式により求めてもよい。

$$K = (M_m + M_b) (\pi a / Q)^{1/2}$$

2004 年版

添付 E-5 【応力拡大係数の算出】

5.3 表面欠陥に対する算出法

(2) 線形応力分布に対する応力拡大係数

表面欠陥に対する応力拡大係数は、欠陥位置における膜応力 σ_m と曲げ応力 σ_b により図添付 E-5-2(b) に示す最深点 (ポイント 1) および表面点 (ポイント 2) に対して、欠陥寸法として欠陥深さ (表面から最深点までの距離) を用い以下に示す式により求めてもよい。

また、 A_p は、内圧が容器内表面の欠陥に働く場合 $A_p = p$ 、それ以外は $A_p = 0$ とする。

$$K = [(\sigma_m + A_p) M_m + \sigma_b M_b] (\pi a / Q)^{1/2}$$

変更後の技術的妥当性評価

維持規格 2000 年版の技術評価書で、ASME との相違点として指摘していたものの反映であり、妥当である。

(11) 添付 E-5 5.3 (4) (19)式

管の半だ円内表面欠陥の応力拡大係数として、より詳細な式として(19)式を追記。式で用いる補正係数の表添付 E-5-3 も追記。

維持規格 2002 年版までは、本来平板に対する Raju-Newman の式を管に関する K 値の算出にも一般性があるので、管の半だ円内表面欠陥の応力拡大係数として規定していた。2004 年版では、左記の式に加えて、Raju-Newman がより詳細な応力拡大係数の式として示している配管形状に関する補正も行った式も、より詳細な評価として妥当であるので追記したものである。

2002 年版

添付 E-5 【応力拡大係数の算出】

5.3 表面欠陥に対する算出法

(4) 管の半だ円内表面欠陥の応力拡大係数

管の半だ円軸方向内表面欠陥の応力拡大係数は、管の欠陥部位における応力から以下に示す式により最深点および表面点について求めてもよい。

$$K = \sigma_{\theta} \cdot f_{tA} \sqrt{\pi a} \quad (\text{最深点}) \quad (16-a)$$

$$K = \sigma_{\theta} \cdot f_{tB} \sqrt{\pi a} \quad (\text{表面点}) \quad (16-b)$$

$$f_{tA} = \frac{1}{\left\{1 + 4.593 \left(\frac{a}{\ell}\right)^{1.65}\right\}^{0.5}} \left[1.13 - 0.18 \left(\frac{a}{\ell}\right) + \left\{-0.54 + \frac{0.89}{0.2 + 2 \left(\frac{a}{\ell}\right)}\right\} \left(\frac{a}{t}\right)^2 + \left\{0.5 - \frac{1}{0.65 + 2 \left(\frac{a}{\ell}\right)} + 14 \left(1 - 2 \left(\frac{a}{\ell}\right)\right)^{24}\right\} \left(\frac{a}{t}\right)^4 \right] \quad (17)$$

$$f_{tB} = \left[\left\{1.1 + 0.35 \left(\frac{a}{t}\right)^2\right\} \left\{2 \left(\frac{a}{\ell}\right)\right\}^{0.5} \right] f_{tA} \quad (18)$$

(16)式において、

σ_{θ} : 管の周方向膜応力

2004年版で以下を追加

また、より詳細には、配管形状に関する補正も行った以下に示す式により求めてもよい。

$$K = \sigma_{\theta} F_i \sqrt{\frac{\pi a}{Q}} \quad (19)$$

$$Q = 1 + 4.593(a/\ell)^{1.65} \quad (20)$$

$$F_i = \frac{t}{R_i} \left(\frac{R_o^2}{R_o^2 - R_i^2} \right) \left\{ 2G_0 - 2\left(\frac{a}{R_i}\right)G_1 + 3\left(\frac{a}{R_i}\right)^2 G_2 - 4\left(\frac{a}{R_i}\right)^3 G_3 \right\} \quad (21)$$

G_0, G_1, G_2, G_3 : 欠陥深さ、アスペクト比、配管形状及び応力拡大係数計算位置から決定される補正係数。計算には表添付 E-5-3 を用いること。ただし、中間点は内挿より求めなければならない。

σ_{θ} : 管の周方向膜応力

R_o : 管の外径の 1/2

変更後の技術的妥当性評価

簡易的な式に加えて、応力拡大係数のより詳細な式を追加し、応力拡大係数の式の選択範囲を拡張したものであり、妥当である。

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔評価章〕(クラス1機器の欠陥評価手法)の適用に当たって要件を課す事項として以下が挙げられる。

(1) 添付 E-2 BWR 通常炉内水質環境中(鋭敏化 SUS304、低炭素 SUS 鋼)の SCC き裂進展速度線図

管形状の炉内構造物の低炭素ステンレス鋼管のうち、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の SCC き裂進展速度は、当面、鋭敏化 SUS304 の SCC き裂進展速度線図を適用することを要件とする。

(2) 添付 E-2 BWR 水素注入水質環境中(鋭敏化 SUS304、低炭素 SUS 鋼)の SCC き裂進展速度線図

管形状の炉内構造物の低炭素ステンレス鋼管のうち、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の SCC き裂進展速度は、当面、鋭敏化 SUS304 の SCC き裂進展速度線図を適用することを要件とする。

(3) 添付 E-2 高照射下の BWR 炉水環境中 SCC き裂進展速度線図

当面、鋭敏化 SUS304 の上限値(30mm/年)を適用することとする。

6.1.2 2000年版技術評価で課題とされた事項

維持規格 2000年版技術評価において条件とした事項について維持規格 2004年版における対応を表5に示す。表5より下記事項については、引き続き要件として課すこととする。

- 一 応力腐食割れ（SCC）による欠陥に対しては、「維持規格」において評価不要欠陥の適用は認められていないため、事業者は、検出された欠陥を評価不要欠陥と評価する際には、当該欠陥がSCCによるものでないとする技術的根拠を明確にし、その根拠及び結果を記録して保存することが必要である。

表5 2000年版技術評価で課題とされた事項

2000年版技術評価書で条件とした事項	2004年版における対応	技術評価
<p>5.1 非破壊試験の実施</p> <p>5.2 第一段階の欠陥評価 (EB-1020等) に係る事項</p> <p>(1) 評価不要欠陥の取扱 (評価不要欠陥寸法以下であることが60年継続使用を意味しない)</p> <p>(2) 評価不要欠陥に対する監視</p>	<p>2002年版から変更なし</p> <p>2002年版改訂により、検査章 IA-2320(4)にて、「前回の検査間隔中に試験を行った部位に対し試験を行う」定点サンプリングを実施することと規定 (なお、評価章では監視に関する記載はない)</p>	<p>2000年版に対する指摘事項は注意喚起であり、維持規格においてそもそも対応不要</p> <p>検査章では原則として定点サンプリングを実施することが規定されており、対応済みと判断。</p>
<p>(3) 応力腐食割れ (SCC) による欠陥の評価 (評価不要欠陥とみなす場合には、SCC欠陥でないことの根拠等の記録等)</p>	<p>2000年版から変更なし。</p>	<p>2000年版から変更がないため、引き続き2000年版の要件を2004年版へも課すこととする。</p>
<p>5.3 継続使用機器の監視</p> <p>5.4 評価の前提条件と再実施</p> <p>5.5 第1種機器以外の設備への「維持規格」の適用</p> <p>5.6 「維持規格」以外の方法の適用</p> <p>5.7 想定外欠陥に関する情報の共有可</p>	<p>2002年版以降、検査章 IA-2340 「継続検査のプログラム」で継続検査の実施することと規定している。(ただし、評価章では継続検査に関する記載は2004年版でもなし。)</p> <p>地震時の評価については、EB-1310(4)、EB-1320(7)およびそれらの注記に条件が反映されている。</p> <p>クラス2機器およびクラス3機器に対しては、欠陥評価として『適用の妥当性を示すことができる場合には、EB-1300の規定に従い欠陥評価を行ってもよい』とクラス1機器の欠陥評価を準用できるように規定を追加した。また、炉内構造物についてはEJG-3000にてクラス1機器に準じた欠陥評価規定を新規追加した。なお、クラスMC容器および支持構造物については2000年版から変更なし。</p> <p>----</p>	<p>検査章では継続検査の実施について規定されていて、対応済みと判断 (ただし、継続検査の頻度の妥当性については7章の個別検査及び個別欠陥評価の項に記載した。)</p> <p>地震時の評価については、EB-1310(4)、EB-1320(7)およびそれらの注記に条件が反映されていて、対応済みと判断。</p> <p>クラス2機器およびクラス3機器については『適用の妥当性を示すことができる場合には』という条件で、クラス1機器に準じた欠陥評価が適用できる旨明確化されており、対応済みと判断。 ただし、今後、適用条件の明確化が望まれる。</p> <p>5.6及び5.7は規格に対する要求事項でないので、対象外。</p>

6.1.3 クラス1機器以外への欠陥評価の適用

表6及び表7にクラス1機器以外の欠陥評価規定(EG～EG)をクラス1機器の欠陥評価と比較して示す。同表から維持規格2004年版においては維持規格2002年版から技術的な変更がないので、今回の技術評価の対象としない。

表6 クラス1機器以外への欠陥評価の適用

クラス1機器の欠陥評価		クラス2機器の欠陥評価	クラス3機器の欠陥評価	クラスMCの欠陥評価	炉内構造物の欠陥評価	技術評価																								
判定基準	EB-1200 EB-1210 体積試験又は表面試験 (蒸気発生器伝熱管以外) (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材 (除ボルト等) (3)ボルト等	EC-1200 EC-1210 体積試験又は表面試験 (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材 (除ボルト等) (3)ボルト等	ED-1200 ED-1210 体積試験又は表面試験 (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材 (除ボルト等) -	EE-1200 EE-1210 体積試験又は表面試験 (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材 (除ボルト等) -	EG-1200 EG-1210 体積試験又は表面試験 (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材 (除ボルト等) -	2002年版から技術的な変更なし。 今回の技術評価の対象としない。																								
	EB-1220 目視試験 (VT-2 (漏えい試験) 以外の試験の判定基準に関する補足規定)	- (目視試験はVT-2のみであるため、補足規定不要)	ED-1220 目視試験	EE-1220 目視試験	EG-1220 目視試験																									
	EB-1230 漏えい試験	EC-1230 漏えい試験	ED-1230 漏えい試験	EE-1230 漏えい試験 JEAC4203-2004 に適合	-																									
欠陥評価	EB-1300 EB-1310 第一段階の欠陥評価 EB-1320 第二段階の欠陥評価 EB-2000 評価不要欠陥寸法基準 EB-3000 フェライト鋼容器の欠陥評価 EB-4000 オーステナイト系ステンレス鋼管の欠陥評価 EB-5000 フェライト鋼管の欠陥評価	EC-1300 欠陥評価適用の妥当性を示すことができる場合は EB-1300 の適用可能	ED-1300 欠陥評価適用の妥当性を示すことができる場合は EB-1300 の適用可能	-	-	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>VT-1</th> <th>VT-2</th> <th>VT-3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>クラス1</td> <td>○(*1)</td> <td>○</td> <td>○(*2)</td> </tr> <tr> <td>クラス2</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>クラス3</td> <td>-</td> <td>○</td> <td>○(*3)</td> </tr> <tr> <td>支持構造物</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉内構造物</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 対象はフランジ表面、ボルト、ナット等。クラス1以外ではこれら部位の試験要求なし。 *2 対象はポンプケース、弁箱の内表面。クラス1以外ではこれら部位の試験要求なし。 *3 対象は耐圧部分への支持部材取付け部。クラス1、2では表面試験 (MT,PT) を要求。</p>		VT-1	VT-2	VT-3	クラス1	○(*1)	○	○(*2)	クラス2	-	○	-	クラス3	-	○	○(*3)	支持構造物	-	-	○	炉内構造物	-	-	○
	VT-1	VT-2	VT-3																											
クラス1	○(*1)	○	○(*2)																											
クラス2	-	○	-																											
クラス3	-	○	○(*3)																											
支持構造物	-	-	○																											
炉内構造物	-	-	○																											
判定基準	EA 評価の一般事項 <u>EA-3000 評価の一般規定</u> EA-3030 判定基準 (1)試験の種類に応じ個々の規定に従う。 (2)異なる判定基準は妥当性が示される場合には用いてよい。	EA-3000 の適用は可能 VT-1 : 機器表面の異常確認試験 VT-2 : 漏えい試験 VT-3 : 機器の変形、芯合せ不良、ボルトの緩み、スパの取付状態等の確認試験																												

- : 規定なし (対象外)

表7 支持構造物への欠陥評価の適用

クラス1 機器の欠陥評価		支持構造物の欠陥評価	技術評価
判定基準	EB-1200 EB-1210 体積試験又は表面試験（蒸気発生器伝熱管以外） (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材（除ボルト等） (3)ボルト等	EF-1200 EF-1210 体積試験又は表面試験 (1)欠陥指示が溶接部 (2)欠陥指示が母材（除ボルト等） (3) —	2002年版から技術的な変更なし。
	EB-1220 目視試験	EF-1220 目視試験	
	EB-1230 漏えい試験	—	
	評価	EB-1300 欠陥評価 EA-3000 評価の一般規定	
判定基準	EA 評価の一般事項 EA-3000 評価の一般規定 EA-3030 判定基準 (1)試験の種類に応じ個々の規定に従う。 (2)異なる判定基準は妥当性が示される場合には用いてよい。		
支持構造物の評価	—	EF-1150 支持構造物の評価 次の状態に対して調整を行った場合、継続して使用することができる。 a. 機械的結合部分の緩みまたは外れ b. スプリングハンガおよびコンスタントハンガの高温時または低温時の調整不良 c. 支持構造物の芯合わせ不良	EF-1150 の規定内容が補修であるので、今回の技術評価の対象としない。

—：規定なし

6.1.4 炉内構造物の欠陥評価方法について

下表に維持規格 2002 年版から 2004 年版への改訂に伴う炉内構造物の欠陥評価規定の変更点を示す(添付資料-2、添付資料-3 及び添付資料-4 参照)。同表に従って変更点の詳細及び評価を以下に示す。

No	規定	項目
1	添付 E-13	継手形状のモデル化
2	添付 E-14	炉内構造物に対する破壊評価法の選択
3	添付 E-15	線形破壊力学評価法
4	添付 E-16	2 倍勾配法
5	—	一次一般膜応力

(1) 添付 E-13 継手形状のモデル化(1/2)

対象機器

- ・ 炉心シュラウド
- ・ シュラウドサポート
- ・ ジェットポンプライザブレース、計測管サポート部
- ・ ICM ハウジング
- ・ CRD ハウジング/スタブチューブ
- ・ 上部格子版
- ・ 炉心支持板
- ・ ブラケット類

維持規格

上記炉内構造物の溶接継手は、平板形状にモデル化してもよい。

代表的な T 字継手、L 字継手形状の応力拡大係数について解析を行い、その結果、平板形状へのモデル化が保守的な結果を与えることを確認している(解説 整理番号 E-27)。

なお、応力拡大係数の算出にあたり、維持規格 添付 E-5 5.1 算出式又は算出方法の選択に従い、評価対象の構造物形状に近い構造物に対する計算式を選択すること、また構造物の寸法の制限(欠陥深さと厚さの比、欠陥の形状、径と厚さの比など)を満足すること等を条件としている。

技術的妥当性評価

T 字継手、L 字継手形状について、平板形状にモデル化することは妥当と判断する。上記以外の形状についての解析結果は示されていないが、炉心シュラウドのように曲率が小さい円筒の構造物、シュラウドサポート、ライザブレース及び上部格子版のような板形状の構造物の応力拡大係数算出にあたり、平板形状として扱うことは工学的に妥当であると判断する。

(1) 添付 E-13 継手形状のモデル化(2/2)

対象機器

- ・ ジェットポンプライザー管、
 ディフューザ
- ・ 炉心スプレイ配管
- ・ 炉心スプレイスパージャ
- ・ LPCI カップリング
- ・ ほう酸水注入/差圧計測ライン
- ・ ICM ハウジング
- ・ CRD ハウジング/スタブチューブ
- ・ 炉心そう
- ・ 熱遮へい体

維持規格

上記炉内構造物の溶接継手は、円筒形状にモデル化してもよい。

技術的妥当性評価

維持規格 2004 年版では、対象とする機器の形状を円筒形状にモデル化することの解析結果が示されていない。しかしながら、これら炉内構造物はいずれも円筒形状であり、応力拡大係数算出にあたり、これらを円筒形状として扱うことは工学的に妥当であると判断する。

なお、NISA 指示文書（「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の解釈について」（別紙 3））において、炉心シュラウドの全周き裂の場合、円筒構造物の応力拡大係数算出式（API 579）の適用を認めている。

(2) 炉内構造物に対する破壊評価法の選択(添付 E-14)

維持規格 添付 E-14

表 添付 E-14-1 中性子照射量区分による破壊評価手法の適用

照射量 ϕ (n/m ² (E>1MeV)) カッコ内:(n/m ² (E>0.1MeV))	破壊評価手法*			
	極限荷重 評価法	弾塑性 破壊力学 評価法	2 倍勾配法	線形破壊力学 評価法
$\phi \leq 3 \times 10^{24}$ (7.5×10^{24})		○(いずれか一つ)		—
$\phi > 3 \times 10^{24}$ (7.5×10^{24})		○(いずれか一つ)		○

○：適用

*：対象材料の材料特性を適切に評価した 2 パラメータ法で代替可能。

技術的妥当性評価

炉内構造物の破壊評価法の選択の考え方は、維持規格 2004 年版解説 E-25 に記述されている。オーステナイト系ステンレス鋼は、中性子照射量により靱性が変化することが知られており、中性子照射量により破壊評価法を選択する考え方は妥当である。技術的検討事項として以下の項目が挙げられるが、以下(2)、(3)、(4)、(5)に各項目の技術評価を示す。

- (a) 添付 E-14 中性子照射量 $\Phi > 3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) における線形破壊力学評価法の適用についての技術的妥当性
- (b) 添付 E-15 炉内構造物に対する線形破壊力学評価法について
- (c) 添付 E-16 2倍勾配法の適用についての技術的妥当性
- (d) 「NISA 文書 一次一般膜応力による許容限界から求める評価」を実施しないことの技術的妥当性
- (e) 上記(b)～(d)を踏まえた解説 9.3 (図 3) の適用要件の明確化

- (2) 中性子照射量 $\Phi > 3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) における線形破壊力学評価法の適用について(添付 E-14)

維持規格

中性子照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) を超えた場合、線形破壊力学の適用や評価に用いる破壊靱性値は技術的根拠に基づき適切に定める。

オーステナイト系ステンレス鋼の破壊靱性値は保守側に下記の値を用いて良い。

中性子照射量： $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) $< \Phi \leq 8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) の場合、
 $K_{IC} = 165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ¹⁾

中性子照射量： $\Phi > 8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) の場合、
 $K_{IC} = 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ^{1),2)}

【参考 1 (NISA 文書)】

平成 16 年 9 月 NISA 文書(発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について)では、破壊靱性は中性子照射の区分で以下としている。

中性子照射量： $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) $< \Phi \leq 8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) の場合、
 $K_{IC} = 165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ¹⁾

中性子照射量： $\Phi > 8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) の場合、
 $K_{IC} = 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ ^{1),2)}

【参考 2 (NRC NUREG1544)】

中性子照射量： $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) を超える場合は、破壊靱性を以下としている。

$$K_{IC} = 165 \text{MPa}\sqrt{\text{m}} \quad 1)$$

出典

- 1) 原子力安全・保安院 原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会（第7回）資料 7-1.
- 2) 財団法人 発電設備技術検査協会 平成3年度 原子力プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書 平成4年3月.

技術的妥当性評価

発電技検 原子力プラント長寿命化技術開発及びNUREG 1544に記載されているデータを基に線形破壊力学を適用する中性子照射量の設定及び破壊靱性の適用中性子照射量の区分を保守的に設定しており、技術的に妥当である。

現在、JNESにおいてデータの整備がされつつあり、今後これらの成果がガイドライン等が取りまとめられた場合には、それを反映した規定の見直しが必要と考えられる。

(3) 炉内構造物に対する線形破壊力学評価法の適用について(添付 E-15)

維持規格

2002年版

シュラウドの個別検査規定(添付 J-2-2 の最小必要断面積の算出方法)において中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼の評価として適用していた。ただし、線形破壊力学を適用する照射量の規定はない。(維持規格で引用している火力原子力発電技術協会 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン【炉心シュラウド】の付録 F では線形破壊力学を適用する中性子照射量を $5 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ としている。

2004年版

「添付 E-15 炉内構造物に対する線形破壊力学評価法」として中性子照射量の区分を $3 \times 10^{24} \text{n/mm}^2$ 以上で適用することとして規定されている。

変更の技術的妥当性

維持規格 2004年版 添付 E-14 に示されている中性子照射量の区分に従って定められたオーステナイト系ステンレス鋼の破壊評価法として必要な評価の手順および具体的な破壊靱性等が規定されており妥当である。

(4) 2倍勾配法(添付 E-16)の適用について

維持規格

2002 年版

シュラウド、シュラウドサポートの個別検査規定（添付 J-1-2 及び添付 J-2-2 の最小必要断面積の算出方法）において、設計・建設規格の炉心支持構造物の規定に存在する 2 倍勾配法を引用することで、2 倍勾配法を既に適用する規定である。

2004 年版

添付 E-16 として 2 倍勾配法についての規定を追加したが、内容は維持規格 2002 年版が引用していた設計・建設規格における 2 倍勾配法の規定と同じものである。

維持規格 2004 年版においても、2002 年版と同じくシュラウド、シュラウドサポートに適用する規定である。

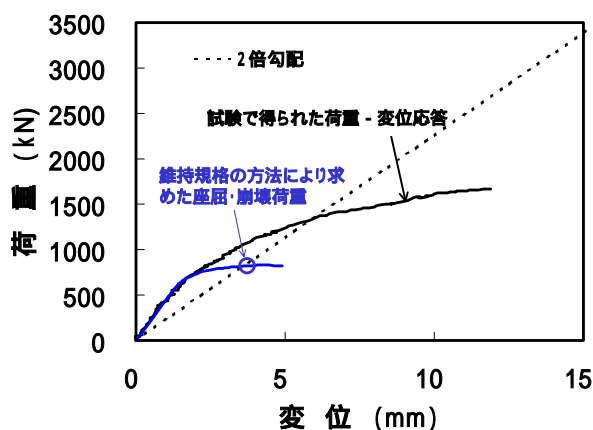
シュラウド等の場合、延性材料を使用していることから、2 倍勾配法をき裂のある構造物に適用することは妥当であるとしている。

技術的妥当性評価

シュラウド、シュラウドサポートにき裂がある場合への適用については、2 倍勾配法の保守性を実験により確認した既往研究があり、妥当性の裏付けがある*。下図は出典(1)によるものを例として示す。出典(2)による結果は添付資料-1 1 に示す。

ただし、適用に当っては、以下の適用条件を明確化する。

- (a) 本評価法はシュラウド、シュラウドサポートの「崩壊荷重に基づく最小必要適用断面法による評価」に対して適用可能であること
- (b) シュラウド等はその要件を通常満たすと考えられるが、延性材料であること、解析評価に当って材料特性が明らかになっていること



*出典(1) : T. Murofushi, et. al., “Experimental Study on Structural Integrity of a Core Shroud with a Crack under Seismic Load”, ICONE13-50368, Beijing, May 2005

*出典(2) : Okita, et.al. “EXPERIMENTAL STUDY ON STRUCTURAL INTEGRITY OF A

CORE SHROUD SUPPORT WITH A CRACK UNDER SEISMIC LOAD”
 ICONE14-89378, Miami Florida, USA, July 17-20, 2006

(5) 「NISA 文書 一次一般膜応力による許容限界から求める評価」について

NISA 文書による一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要最小断面積による評価の削除

【参考 (NISA 文書(平成15年12月、平成16年9月改訂))】

シュラウド等の評価方法

「極限荷重評価法」又は「崩壊荷重に基づく最小必要断面法による評価」さらに、「一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要残存面積による評価」

技術的妥当性評価

一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要最小必要断面法による評価は、告示501号(設計・建設規格)に基づくものであり、欠陥のない場合の評価方法である。現在までの評価実績では下表に示すように極限荷重評価法、崩壊荷重法(2倍勾配法)及び告示501号の一次一般膜応力による方法により評価されていることを確認した。

	浜岡 4号	女川 1号	柏崎 3号	島根 2号	女川 2号	浜岡 3号	東海 第2	柏崎 2号
極限荷重評価法	○	○	○	○	○	○	○	○
崩壊荷重法(2倍勾配法)			○*					
一次一般膜応力	○	○	○	○	○	○	○	○

*H15年7月9日 第8回基準評価WGにおいて比較検討のために実施

その結果、必要残存面積は、極限荷重評価法： $1.1 \times 10^5 (\text{mm}^2)$ 、崩壊荷重法： $5.0 \times 10^4 (\text{mm}^2)$ 、一次一般膜応力： $9.5 \times 10^4 (\text{mm}^2)$ で、ほぼ同等であるが、極限荷重評価法がやや保守的評価となっている。

したがって、今後は本評価手法(一次一般膜応力)の追加適用を求めないこととする。

(6) 炉内構造物への破壊評価法適用要件について

解説9.3の図3「炉内構造物の破壊評価法の選択の基本的な流れ」に、以下の要件を加えて選択することとする。

(a) 2倍勾配法は、シュラウド及びシュラウドサポートについて、最小必要断面積に基づく崩壊荷重の算定に対してのみ適用。

その場合、材料が延性に優れたものでありその必要なデータが整備されていること、また、崩壊荷重の交点が荷重-変位曲線の最大荷重を過ぎたあとの変位量を強度評価に用いないこと

(b) 2パラメータ評価法は、中性子照射も含めた実際の炉内構造物の材料諸特性が明確化されていることが不可欠であり、当面、炉内構造物では管形状のものに対するの

み適用すること

6.1.5 機能評価について

表8に維持規格における炉内構造物の機能評価に対する技術評価を、表9に炉内構造物に対する機能上の要求事項の考え方を、表10に炉内構造物に対する機能上の要求事項を示す。

技術評価の結果、適用に当たって要件を課す事項として以下が挙げられる。

(a) 添付 E-17 炉内構造物の機能評価

炉内構造物の機能評価については、地震荷重により原子炉の安全に係わるような崩壊を生じないことに加え、以下の2項目が必要である。

- ①き裂の貫通や変形によって原子炉の安全に与える影響を評価すること
- ②技術基準に他の規定がある場合には、当該規定の要求を満たすこと

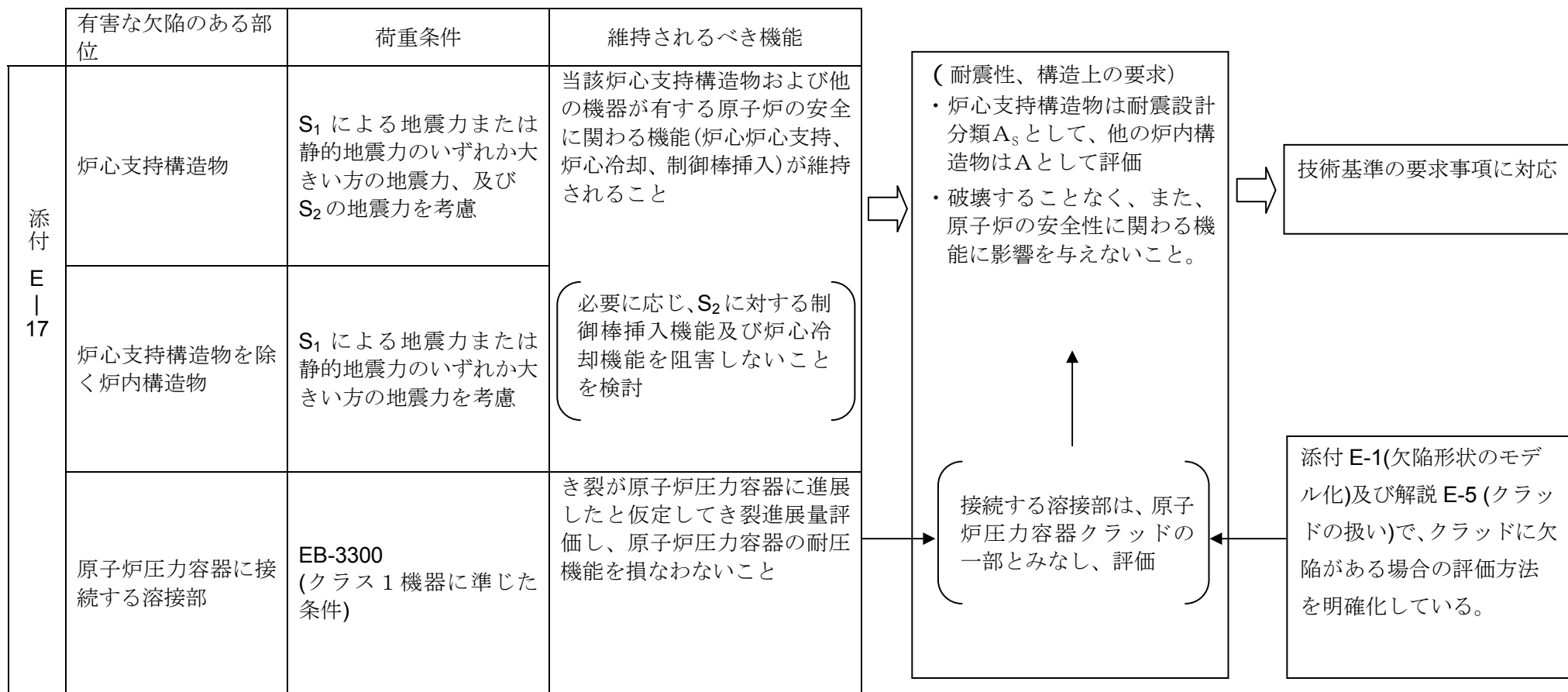
具体的評価は、「7.1.1「個別検査」及び「個別評価」に係わる規定に対する技術評価の視点」に記載した。

表8 維持規格における炉内構造物の機能評価に対する技術評価

[維持規格の考え方]

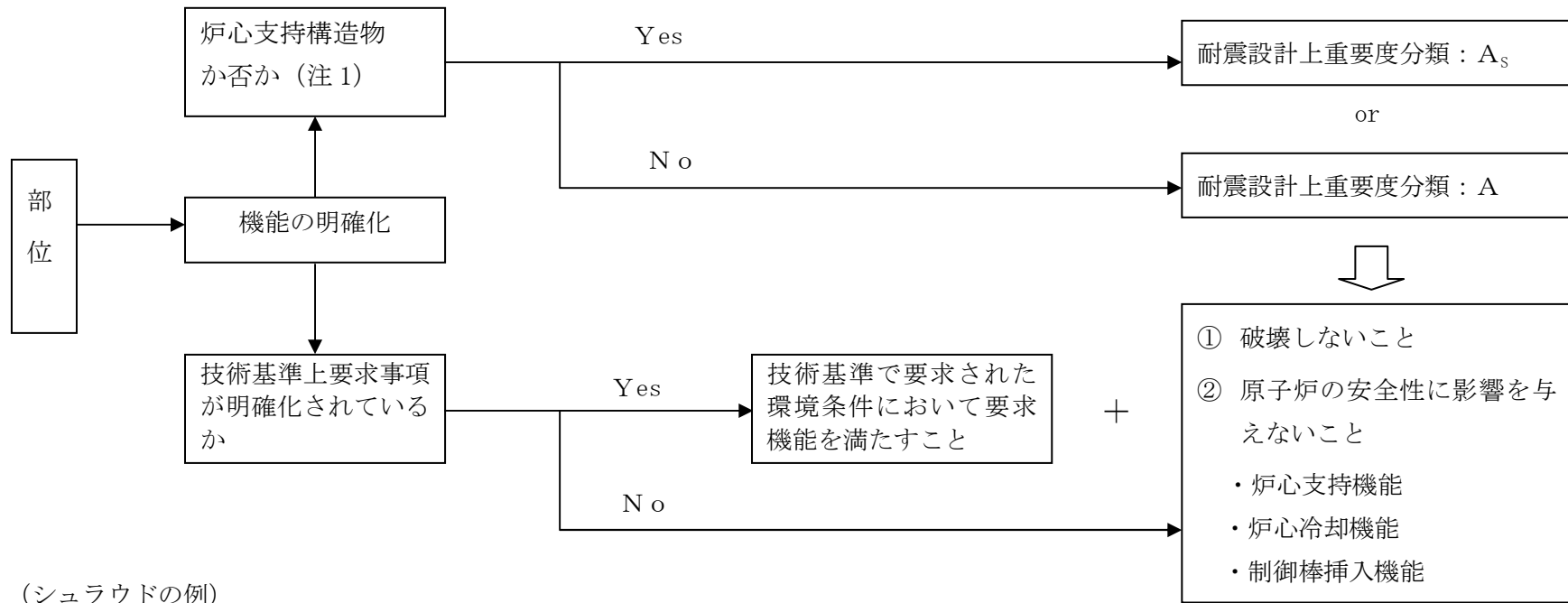
[技術基準上の考え方]

[技術評価]

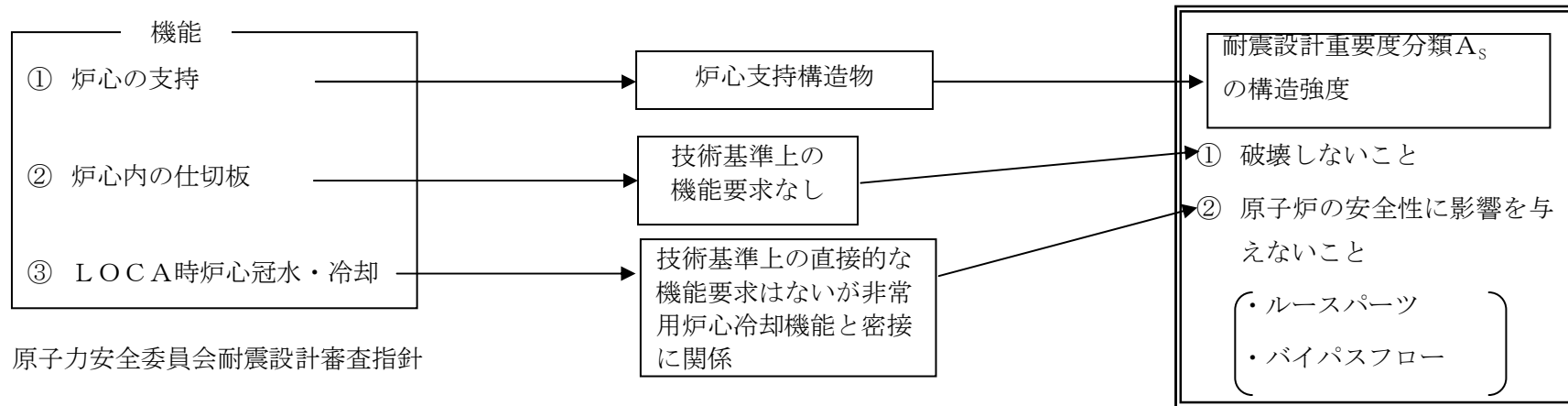


⇒ 個別部位毎に耐震性のみならず、技術基準に応じて機能要求を明確化することが必要である。

表9 炉内構造物に対する機能上の要求事項の考え方



(シュラウドの例)



(注1) 原子力安全委員会耐震設計審査指針

表 10 炉内構造物に対する機能上の要求事項

【技術基準における要求事項】

【炉内構造物の構成】

原子炉施設に対する 要求事項	構造に対する要求事項	機能に対する要求事項		炉内構造物の構成			
		(BWR)	(PWR)	(BWR)	(PWR)		
耐震性 (第5条) 地震力による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。 (注1)耐圧部への要求事項 ・流体振動等による損傷防止 (第6条) 燃料体及び反射材並びにこれらを支持する構造物、熱遮へい材並びに一次冷却系統に係る施設に属する容器、管、ポンプ及び弁は、・(中略)・流体振動又は温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない (注2)発生防止を主たる要求事項としている、荷重に関連しない事項として上記のほか以下の要求事項を規定 ・洪水等の自然現象、隣接事業者の事故等、航空機落下への防護 (第4条) ・火災による損傷防止 (第4条の2) ・不法侵入等の防止 (第7条、第7条の2) ・急傾斜地の崩壊防止 (第7条の3) ・タービン等の損壊に伴う飛散物 (第8条)	= 耐圧部及び支持構造物を対象 ○ 炉心支持構造物 (第9条第14号) 延性破壊、進行性変形、疲労、座屈防止 ○ 炉心支持構造物等 (第9条の2) その破壊を引き起こすき裂その他欠陥があってはならない。	○ 炉心等 (第13条) 燃料体、減速材及び反射材並びにこれらを支持する構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重等に耐えること ○ 反応度制御系統及び原子炉停止系統 (第23条) 通常運転時の圧力、温度、放射線による最も厳しい条件において、必要な物理的・化学的性質を有すること ○ 非常用炉心冷却設備 (第17条) 圧力及び温度につき想定される最も厳しい条件下でも正常に機能 ○ 熱しゃへい材 (第14条) 熱応力による変形により原子炉の運転に支障を及ぼさないこと ○ 計測装置 (第20条) ・ ・ ・ 計測装置を施設すること	○ 上部格子板 ○ シュラウド ○ シュラウドサポート (リング、シリンダ、プレート、レグ) ○ 燃料支持金具 ○ 炉心支持板 ○ 制御棒案内管 ○ 制御棒駆動機構ハウジング (炉内のみ) *◎は、旧技術基準解説による炉心支持構造物該当部材	◎ 上部炉心支持板 ◎ 炉心そう (炉心バレル) ◎ 上部炉心支持柱 ◎ 上部炉心板 ◎ 下部炉心板 ◎ 下部炉心支持柱 ◎ 下部炉心支持板			
					・ 制御棒ガラスタ案内管		
				・ 炉心スプレー・スパージャ ・ 炉心スプレー配管 ・ シュラウド、シュラウドサポート ・ ジェットポンプ	・ 炉心そう		
				・ 中性子計測ハウジング	・ 熱遮へい材 (熱遮へい体)		
				・ 給水スパージャ ・ ジェットポンプ ・ 気水分離器 ・ 蒸気乾燥器	・ 計測用案内管		
			○ 安全設備 (第8条の2) 安全設備は、想定されるすべての環境条件においてその機能が発揮できること		・ ラジアルキー ・ 炉心バップル ・ 炉心バップル取付板 ・ バップルフォーマボルト ・ バレルフォーマボルト		

6.2 技術評価のまとめ

(1) 技術的妥当性

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔評価章〕(クラス1機器の欠陥評価手法)の適用に当たって要件を課す事項として以下が挙げられる。

(a) 添付 E-2 BWR 通常炉内水質環境中(鋭敏化 SUS304、低炭素系 SUS 鋼)の SCC き裂進展速度線図

管形状の炉内構造物の低炭素系ステンレス鋼管のうち、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の SCC き裂進展速度は、当面、鋭敏化 SUS304 の SCC き裂進展速度線図を適用することを要件とする。

(b) 添付 E-2 BWR 水素注入水質環境中(鋭敏化 SUS304、低炭素系 SUS 鋼)の SCC き裂進展速度線図

管形状の炉内構造物の低炭素系ステンレス鋼管のうち、突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の SCC き裂進展速度は、当面、鋭敏化 SUS304 の SCC き裂進展速度線図を適用することを要件とする。

(c) 添付 E-2 高照射量のオーステナイト系ステンレス鋼の BWR 炉水環境中 SCC き裂進展速度線図

当面、鋭敏化 SUS304 の上限値(30mm/年)を適用することとする。

(d) 2000 年版技術評価で課題とされた事項

応力腐食割れ(SCC)による欠陥に対しては、「維持規格」において評価不要欠陥の適用は認められていないため、事業者は、検出された欠陥を評価不要欠陥と評価する際には、当該欠陥が SCC によるものでないとする技術的根拠を明確にし、その根拠及び結果を記録して保存することが必要であることを引き続き要件として課すこととする。

他の事項については、評価不要及び対応済みと判断した。

(e) EJG-3000 炉内構造物の欠陥評価に当たっての破壊評価法の適用

維持規格 2004 年版解説 9.3 の図 3「炉内構造物の破壊評価法の選択の基本的な流れ」に、以下の要件を加えて選択することとする。

(i) 2 倍勾配法は、シュラウド及びシュラウドサポートについて、最小必要断面積に基づく崩壊荷重の算定に対してのみ適用

その場合、材料が延性に優れたものでありその必要なデータが整備されていること、また、崩壊荷重の交点が荷重-変位曲線の最大荷重を過ぎたあとの変位量を強度評価に用いないこと

(ii) 2パラメータ評価法は、中性子照射も含めた実際の炉内構造物の材料諸特性が明確化されていることが不可欠であり、当面、炉内構造物では管形状のものに対してのみ適用すること

(f) 添付 E-17 炉内構造物の機能評価

炉内構造物の機能評価については、地震荷重により原子炉の安全に係るような崩壊を生じないことに加え、以下の2項目が必要である。

①き裂の貫通や変形によって原子炉の安全に与える影響を評価すること

②技術基準に他の規定がある場合には、当該規定の要求を満たすこと

具体的には、「7.1.1「個別検査」及び「個別評価」に係る規定に対する技術評価の視点」に記載した。

(g) NISA 文書による一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要最小断面積の適用について

今後は本評価手法（一次一般膜応力による許容応力限界から求める必要最小断面積）の追加適用を求めないこととする。

7. 発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)〔「個別検査」及び「個別欠陥評価」〕の技術評価

7.1 技術的妥当性

7.1.1 「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する技術評価の視点

(1) これまでの審議における指摘

個別検査及び個別欠陥評価については、維持規格 2002 年版技術評価及びその後の基準評価WG等において評価を受けている。それらのまとめを表 1 1 に示す。

表 1 1 これまでの審議における指摘 (1/2)

項目	内容	対応
経年変件事象が想定される場合の試験のあり方	「標準検査」と「個別検査」の関係 経年変件事象が想定される場合に対して、標準検査の試験程度や方法を補完する	2002 年版技術評価 ・個別検査の考え方は妥当
「個別検査」(「個別欠陥評価」)に関する考え方	「個別検査」の方法 想定される事象を設定し、その進展を予測して、構造健全性の確保に必要な最小必要断面積が維持されるよう試験の範囲や実施時期を設定する	2002 年版技術評価 ・健全性評価小委員会の構造健全性の考え方と同じで妥当
検査時期	「個別欠陥評価」の方法を基にしたシュラウド検査時期の設定	2002 年版技術評価 ・最近のトラブル事例を踏まえた比較検討が必要である
	「個別欠陥評価」の方法を基にしたシュラウドサポート検査時期の設定	2002 年版技術評価 ・シュラウドの事例では初回検査時期は適切ではない。 ・シュラウドサポートもシュラウドと同様初回試験時期の設定は検討要
個別検査の手法に関する評価	欠陥の想定およびモデル化、 ・欠陥のない箇所に欠陥を想定 ・欠陥が検出された箇所、検査不可範囲は原則として貫通欠陥を想定 ・片面だけの健全性を確認した場合は厚さの 1/2 の欠陥深さを想定	2002 年版技術評価 ・十分保守的で妥当

表 1 1 これまでの審議における指摘 (2/2)

項目	内容	対応
「個別検査」の手法に関する評価	欠陥の進展評価 <ul style="list-style-type: none"> 欠陥が検出されていない箇所^の進展評価に用いる SCC き裂進展速度線図は維持規格のオーステナイト系ステンレス鋼、及びニッケル基合金の SCC き裂進展速度線図 欠陥が検出された箇所^の進展評価に用いる SCC き裂進展速度線図は維持規格の SCC き裂進展速度線図の上限を用いている 	2002 年版技術評価 <ul style="list-style-type: none"> SCC き裂進展速度線図は国内の研究成果を基に作成されたもので妥当 欠陥が検出された箇所では線図の上限を採用して進展が速く進むものとしており、十分保守的 高照射量のステンレス鋼の BWR 環境中 SCC き裂進展には鋭敏化 SUS304 の上限値を適用 第 2 0 回基準評価WG <ul style="list-style-type: none"> 低炭素系ステンレス鋼管溶接部近傍硬化域の評価には鋭敏化 SUS304 の進展速度を適用
	必要最小断面積の算出方法 <ul style="list-style-type: none"> 塑性崩壊 (2 倍勾配法) を規定 シュラウドの中性子高照射領域は線形破壊力学を適用 	2002 年版技術評価 <ul style="list-style-type: none"> 2 倍勾配法は告示 5 0 1 号で規定されており妥当 線形破壊力学評価の限界値 (破壊靱性値) は国内の研究成果であり妥当である 第 2 0 回基準評価WG <ul style="list-style-type: none"> 2 倍勾配法はシュラウド、シュラウドサポートのみに適用 シュラウド極限荷重評価法の追加要
最近の事故・トラブルから反映すべき事項	供用期間中検査としての試験範囲、試験程度の見直しが必要な機器 シュラウド、シュラウドサポート	2002 年版技術評価 中性子計測ハウジング、CRD ハウジング貫通部、炉心スプレー・スパーチャ、ジェットポンプ入り口配管等の追加検討要
機能評価	炉心支持機能、制御棒挿入性	第 2 0 回基準評価WG <ul style="list-style-type: none"> 他の機能についても考慮すること

(2) 技術評価の対象とする規定の選定

維持規格 2004 年版では、個別検査の対象となっている炉内構造物は BWR ではシュラウド、シュラウドサポート、上部格子板、ジェットポンプ、炉心スプレイ配管・スパージャ、中性子計測ハウジング及び制御棒駆動機構ハウジングをあげており、PWR ではバッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト、炉心そう及び制御棒クラスター案内管をあげている。

一方、本規格は技術基準第 9 条の 2 (使用中のき裂等による破壊の防止) の仕様規定として解釈において参照する予定である。従って、技術基準第 9 条の 2 に示される機器のうち炉心支持構造物が対象機器となる。

また、これまでの基準評価WGにおいて示された指摘及び NISA 文書に適応していない規定は今回の技術評価の対象としない。

以上の点を勘案してスクリーニングを行った結果を表 1 2 に示す。この結果、本技術評価の対象となる機器は BWR のシュラウド、シュラウドサポート、上部格子板及び制御棒駆動機構ハウジングとなった。

A. 技術基準 (省令 6 2 号) との対応

維持規格 2004 年版で個別検査の対象となっているクラス 1 機器及び炉内構造物のうち、炉心支持構造物ではない機器として BWR のジェットポンプ及び炉心スプレイ配管・スパージャがある。また、PWR ではバッフルフォーマボルト、バレルフォーマボルト及び制御棒クラスター案内管がある。従ってこれらの炉内構造物は今回の技術評価の対象から除外する。

B. SCC き裂進展速度の適用性

NISA 文書に基づき、管形状の突合せ溶接多重熱サイクルに起因した溶接部近傍硬化域の低炭素ステンレス鋼の SCC き裂進展速度は当面鋭敏化ステンレス鋼の進展速度を適用することとしている (第 20 回基準評価WGにおける評価章の技術評価に際しての指摘事項)。低炭素ステンレス鋼製の中性子計測ハウジングの突合せ溶接部の初回及び 2 回目以降の検査時期の設定は低炭素ステンレス鋼の SCC き裂進展速度で設定したものであり、NISA 文書に適合しない。応力腐食割れ評価技術調査研究 (JNES:IGSCC) にて得られるデータ等や実機状況に基づいて、検査時期設定への反映が必要である。

したがって、炉心スプレイ配管・スパージャ、ジェットポンプ管及び中性子計測ハウジングは今回の技術評価の対象から除外する。

C. IASCC 損傷予測式研究結果の反映の必要性

炉心そうの損傷予測に対しては、バッフルフォーマボルトの損傷予測式を準用しているが、これは、米国プラントの損傷実績を安全側に包含するように工学的に設定したものである。実機データ(米国プラントの損傷実績)を超える期間については、損傷曲線の外挿部分が IASCC のメカニズムとの関係が十分検証されておらず、見直しが必要と判断される。

照射誘起応力腐食割れ評価技術調査研究(IASCC)にて得られるデータや実機状況に基づいて、より適正な損傷予測式構築と損傷予測への反映が必要である。

従って、炉心そう、バッフルフォーマボルト及びバレルフォーマボルトは今回の技術評価の対象から除外する。

今回の技術評価項目

技術評価の対象の規定の選定により、技術評価の対象規定は、シュラウド、シュラウドサポート、上部格子板及び制御棒駆動ハウジングとなる。また、これまでの審議における指摘に基づき評価の項目を検討した結果、表 1 3 のようになる。

(3) 追加要件

維持規格 2004 年版では、個別検査の対象としている炉内構造物に対して構造健全性の観点から、最小必要断面積や最小必要長さ等の判定基準が設けられているが欠陥深さについての基準が特になくことから、同規格では炉内構造物の貫通欠陥を許容していると解釈することができる。

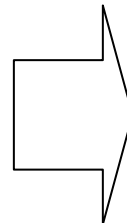
一方、対象となる炉内構造物については図 3 に示すとおり、BWR の炉心スプレイ配管・スパージャ、シュラウド、シュラウドサポート、ジェットポンプや PWR の炉心そう等、冷却材喪失事故において非常用炉心冷却設備とあいまって、炉心を直接的または間接的に冷却するための安全上重要な機能を有しているものがあり、これらは技術基準第 1 7 条と密接な関係にある。

維持規格 2004 年版では、これらの炉内構造物に対して貫通欠陥を許容する規定になっているが、構造健全性以外に要求される炉心冷却機能等について、具体的な判断基準が示されていないため、直ちに技術基準(省令 6 2 号)に適合しているとは評価できない。

表 1 2 技術評価の対象とする規定の選定

BWR

シュラウド	◎
シュラウドサポート	◎
上部格子板	◎
ジェットポンプ	A B
炉心スプレイ配管・スパージャ	A B
中性子計測ハウジング	B
制御棒駆動機構ハウジング	◎

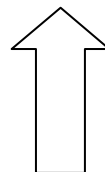


BWR

シュラウド
シュラウドサポート
上部格子板
制御棒駆動機構ハウジング

PWR

バップルフォーマボルト	A C
バレルフォーマボルト	A C
炉心そう	C
制御棒クラスター案内管	A



今回、詳細評価を行わない理由

- A. 技術基準第(省令62号)第9条の2の対象となっていない
- B. 検査時期設定のためのSCCき裂進展速度の適用性の確認が必要
- C. 検査時期設定のためのIASCC損傷予測式研究結果の反映が必要

③追加要件

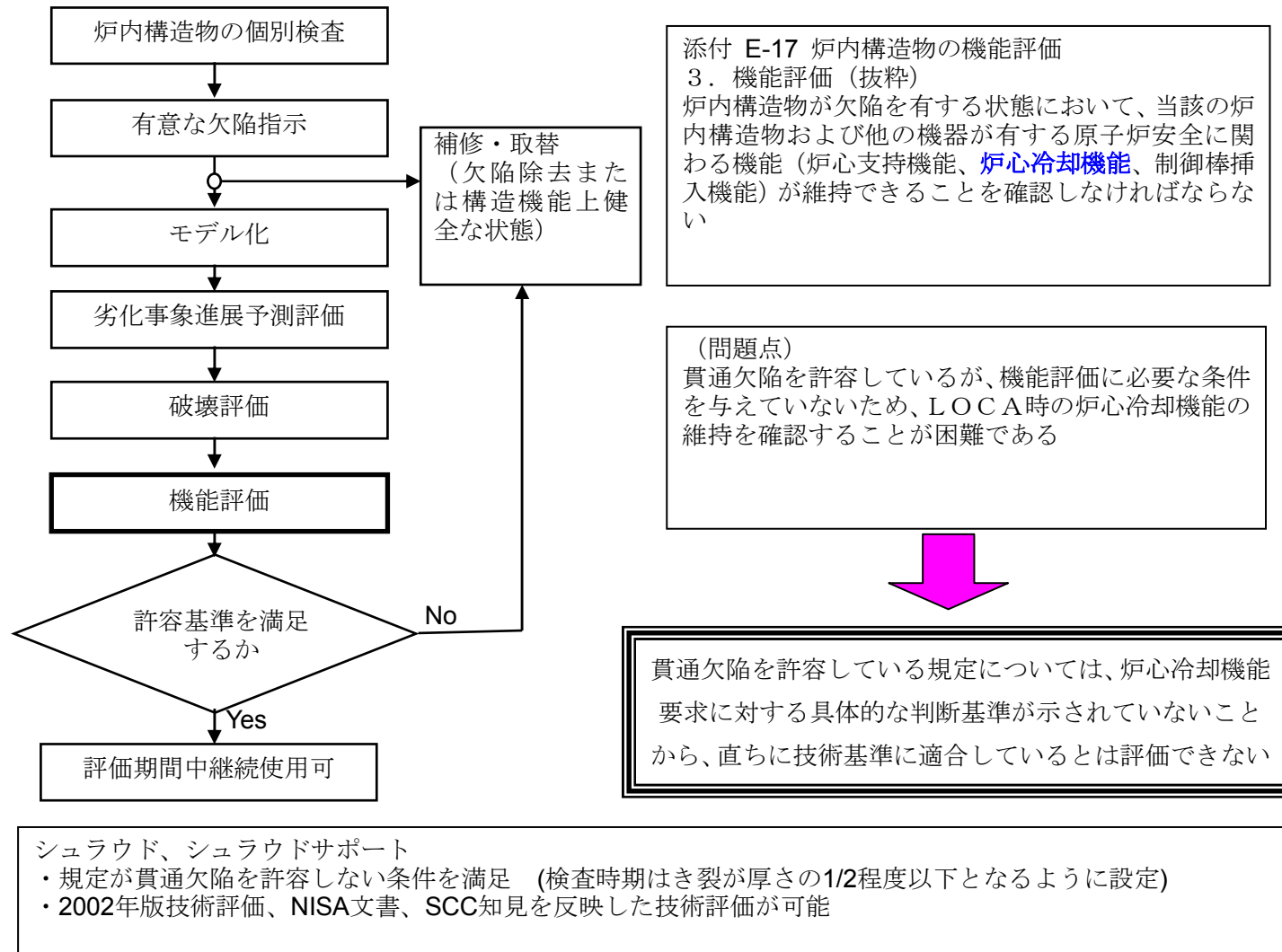


図3 機能評価 (炉心冷却機能) についての追加要件

表 1 3 技術評価項目

対象規定	項目
規格の構成	規格の構成
シュラウド	点検頻度(初回試験の開始時期－終了時期)
	点検頻度(2回目以降)
	点検頻度における予防保全
	試験方法
	試験部位
	継続検査
	MVT-1 試験による欠陥のモデル化
	破壊評価法(極限荷重評価法)
機能評価(炉心冷却機能)	

対象規定	項目	備考
シュラウドサポート	規格の構成	*
	点検頻度(初回試験の開始時期－終了時期、2回目)	
	改良材の点検頻度	
	点検頻度における予防保全	*
	試験方法	*
	試験範囲	
	継続検査	
	MVT-1試験による欠陥のモデル化	*
	機能評価	*

* : シュラウドと同じ

対象規定	項目	備考
上部格子板	点検部位	
	レストレイント構造の点検頻度(初回試験、2回目以降)	
	レストレイント構造の点検頻度における予防保全	*
	レストレイント構造の試験範囲・程度	
	レストレイント構造の試験方法	
	レストレイント構造の継続検査	**
	レストレイント構造の欠陥評価(試験程度評価方法)	
	ホールドダウン構造の点検頻度(初回試験、2回目以降)	
	ホールドダウン構造の点検頻度における予防保全	*
	ホールドダウン構造の試験範囲・程度	
	ホールドダウン構造の試験方法	
	ホールドダウン構造の継続検査	**
	ホールドダウン構造の欠陥評価(試験程度評価方法)	

* : シュラウドと同じ、** : シュラウドサポートと同じ

対象規定	項目	備考
制御棒駆動機構ハウジング	点検部位	
	点検頻度(初回試験、2回目以降)	
	点検頻度における予防保全	*
	試験方法	
	試験範囲・程度	

* : シュラウドと同じ

7.1.2 試験要求のない部位及び試験できない範囲の対応

維持規格 2004 年版の個別検査及び個別欠陥評価は構造健全性を主に考慮して規格がまとめられており、シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線に平行に想定されるき裂については供用期間中に発生が想定される荷重及び地震荷重を考慮しても構造健全性に影響を与えないことから個別検査の対象とはしていない。また、シュラウド及びシュラウドサポートの周方向溶接線において、検査できない範囲はすべてに貫通欠陥を想定し、必要最小断面積評価に保守的な条件設定をすることで個別検査対象から除外することを許容している。

しかし、炉内構造物に対して構造健全性だけではなく、安全上重要な機能の維持を要求する観点から、本技術評価では炉内構造物の一部(シュラウド、シュラウドサポートを含む)に貫通欠陥を許容している規定について、7.1.1(3)の追加要件を課すこととした。

これにより、上記のように検査対象から除外した規定についても再度見直すこととした。

(1) 縦溶接線の検査の必要性について

シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状では板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部 (T 字部) を含むことを追加要件とする。

(2) 試験できない範囲についての対応

周方向溶接線の軸方向残留応力は周方向の部位によらずほぼ同じと考えられる。また、SCC によるき裂進展に関わる材料特性、運転荷重(差圧)の条件も同じと推定できるので、周方向の部位によらず、SCC によるき裂進展挙動は同じとすることができる。

したがって、周方向溶接線の検査できない範囲に想定される欠陥については、試験で検出された最深の欠陥と同じ欠陥が同様の進展をするものと仮定して、貫通までの期間を評価することを追加要件とする。なお、維持規格解説に記載の H7 溶接線に想定したき裂の保守的な進展評価に基づけば、運転開始から 30 年で貫通となることを適用してもよいこととする。これと、他の判断基準である最小必要断面積とを勘案して、継続使用の可否判断及び試験実施時期の決定を行うことができる。

(3) 制御棒駆動機構ハウジングの検査について

維持規格 2004 年版の制御棒駆動機構ハウジングの個別検査の試験方法は VT-2 としているので、漏えいが検知された時点で補修・取替えとする規定となっている。また、維持規格 2004 年版解説において、VT-2 試験で漏えいが認められず、その後の運転中に万一漏え

いが認められた場合、想定の漏えい量は微小であり、原子炉安全性への影響はないとしている。

しかしながら、技術基準(省令62号第9条の2の解釈)においてクラス1機器のバウンダリを構成する機器に貫通き裂は認められていない。したがって、技術基準に適合するためには、原子炉運転中に制御棒駆動機構ハウジングからの漏えいが生じた場合、直ちにこれを検出し原子炉を停止させる措置を講ずることができることが必要条件となる。

技術基準(省令62号第16条の3第2項)では、原子炉施設に原子炉冷却材バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置の施設が要求されており、また、同解説にはBWRにおける具体的な設備としては、原子炉格納容器内の廃液サンプル水位、放射能濃度、原子炉格納容器内ガス冷却装置の凝縮水量を測定する設備があることが示されている。

一方、事業者が定めている保安規定では、漏えい検出の複数の装置(格納容器内空気冷却器凝縮水量、原子炉格納容器高電導度廃液サンプル排水量、原子炉格納容器低電導度廃液サンプル排水量、原子炉格納容器内雰囲気核分裂生成物の放射能濃度)を測定する設備がある。また、明らかに原子炉冷却材バウンダリからの漏えいの有意な変化がある場合は停止することが規定されている。

さらに、保守的な欠陥想定で地震を想定して破壊に対する裕度を評価している。以上、運転中に制御棒駆動機構ハウジングから漏えいが発生した場合でも、異なる数種の検出方法を設置しており、最も早く漏えいを検知した時点でプラントの停止操作を行うことが可能であることから、維持規格2004年版で規定された制御棒駆動機構ハウジングの試験方法は妥当と判断する。

7.1.3 個別検査章（シュラウド）に対する技術評価

(1) 試験部位

維持規格 2004 年版個別検査章（シュラウド）では対象とする経年劣化事象は応力腐食割れ（SCC）であり、オーステナイト系ステンレス鋼及びニッケル基合金の周方向溶接継手を試験部位としている。2002 年版維持規格からの変更はない。

維持規格 2004 年版解説によれば縦溶接継手を試験部位から除外する理由は縦溶接線 V7 部に残存面積が 10%になるき裂を想定した破壊評価により、V7 き裂の影響がほとんどないことを解析により確認していることによる。

なお、維持規格 2002 年版技術評価および NISA 文書(平成 15 年 4 月)ではシュラウドの試験部位について下記の通りの記載となっている。

【維持規格 2002 年版技術評価書（補論より抜粋）】

炉心シュラウドの機能は、①炉心の支持、②制御棒の挿入性の確保、③炉心冷却材流路の確保、及び④事故時の炉心再冠水の維持であるが、炉心シュラウドの一部にき裂が存在する場合であっても、最大地震荷重などで発生する荷重に耐えうる構造上の健全性が確認されていれば、これらの機能を安全に維持することができる。

このため、炉心シュラウドの構造健全性に影響のある周方向の溶接継手部に検出されたき裂を対象とし、軸方向の溶接継手部のき裂やアタッチメント溶接近傍のき裂については、構造強度に与える影響が小さいため対象とはしない。

【NISA 文書（平成 15 年 4 月）】

炉心シュラウドの全ての周溶接線（シュラウドサポートとの接合部を含む）及びその近傍（以下同じ）を対象（供用開始後 5 年以上経過していないもの等を除外）

技術的妥当性評価

構造強度の観点から、試験部位を周方向溶接継手とすることは技術的に妥当である。（維持規格 2002 年版技術評価書とおり）

なお、シュラウドの炉心冷却機能の観点から、貫通欠陥を許容している規定について 7.1.1(3)の追加要件を課すこととした。

シュラウドの縦溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状*では板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、縦溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部（T 字部）を含むことを追加要件とする。

これにより、縦溶接線が交わる周方向溶接部を維持規格検査規定に従った試験をすることとなり、周方向溶接線と母材の境界から 25mm の範囲の縦溶接線を試験することとなる。

これまでの損傷ではシュラウドサポート縦溶接線については 1 例があるが、上記の要件を追加することにより縦溶接線に平行なき裂を貫通に至る前に確認できる。

なお、解説において、アライナーブラケット等を除外する説明がないので、今後の改定において記載することが望ましい。

* 出典：第 7 回原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 参考 7-7g 添付-8 p.112 (平成 15 年 3 月 10 日)

(2) 点検頻度

(a) 点検頻度(初回の開始期限)

維持規格 2004 年版では初回の開始期限は実運転時間が 5 年間以上としている。維持規格 2004 年版解説によれば下記を根拠にしている。

①構造強度上最も厳しい H7 溶接継手のシュラウド胴側について、初期き裂を想定し、残留応力分布に基づき進展予測したものを基にしている。初期き裂は下記の寸法を想定している。

シュラウドサポート有り： 深さ 0.1mm の表面全周き裂

シュラウドサポート無し： 深さ 0.05mm、長さ 0.5mm の半楕円き裂を想定

②上記予測に基づき、実運転年数が少ない時期にあつては、欠陥が存在しないか、存在しても小さいと考えられるため、欠陥が MVT-1 試験で検出可能な時期を設定した。

なお、2002 年版技術評価書における指摘はないが、NISA 文書では「実運転時間が 5 年未満のものは、至近点検 2 回 (100%/2 年) の対象としていない」との記載となっている。

技術的妥当性評価

維持規格 2002 年版技術評価の指摘に基づき、実機調査を行いその結果から、下図に示すように現在までの知見では、運転開始後 5 年以内にき裂等が検出された事例はないことが示された。

したがって、5 年以降を初回点検開始時期とすることは技術的に妥当である。

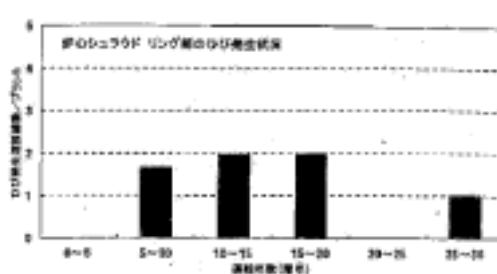


図 2 BWR プラントの BWR316L 及び BWR30L 型炉心シュラウドのリング部の 16500 が発見されるまでの年数。縦軸のひび発生検出数は、プラント 1 基あたりの平均 (国営電力エネルギー安全保障委員会・保安院・原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会 (第 10 回) (B14.6.1)) に記載のデータに基づき作成

出典：原子力安全・保安院 実用発電用原子

力施設における高経年化対策の充実について 平成 17 年 8 月 31 日

(b) 点検頻度(初回の終了期限)

維持規格 2004 年版ではシュラウドサポートリング無しの場合、点検頻度(初回の終了期限)は実運転時間で5年～20年以内である。(2002 年版から変更なし)

シュラウドサポートリング有りの場合は初回点検終了期限は11年以内である。2002 年版はシュラウドサポートリング無しと同様、供用開始後5年～20年と規定されていた。

維持規格 2004 年版解説によれば、シュラウドサポートリング無しの場合、初回点検開始期限と同様の仮定で進展予測した場合、実運転時間30年程度であっても、欠陥深さは18mm程度であり、シュラウドの構造健全性に影響を及ぼすような、シュラウドの下部胴厚さの50% (約25mm) に及ぶ深さに進展することはないとしている。ただし、欠陥の検出事例が少なからずあるので20年以内と規定している。

シュラウドサポートリング有りの場合、点検開始年と同様の仮定で進展予測した場合、実運転時間11年以内ではシュラウドサポートリング厚さの50% (約35mm)に及ぶ深さに進展しないことによっている。

なお、維持規格 2002 年版技術評価および NISA 文書(平成15年4月)ではシュラウドの試験部位について下記の通りの記載となっている。

【2002 年版技術評価書】

維持規格 2002 年版と健全性評価小委のシュラウドき裂深さの進展評価を比較。維持規格 2002 年版では H7a の想定き裂として半楕円き裂を想定しているのに対し、健全性評価小委では、実機リング部で見られた、表面の機械加工による硬化層に起因する、全周にわたるき裂の発生をモデル化して全周き裂を想定している。初期欠陥の想定及びそれに伴う応力拡大係数の式の違いにより、健全性評価小委では、H7a リング部で、実断面積が最小必要断面積より小さくなる時期が供用開始後20年近傍又は20年以前となるもの、さらにき裂深さの厚さの50%に到達する時期はさらに短い時間と評価している。

以上から、維持規格 2002 年版の初回点検頻度 (5年～20年以内) を見直すよう指摘

【NISA 文書】

実運転時間5年未満のプラント等を除き、至近2年間で100%の検査を行うよう指示(初回検査の点検頻度には言及していない)

技術的妥当性評価

シュラウドサポートリング無しの場合に実運転時間で20年以内とすることは技術的に妥当である。これは、H7a 以外の部位におけるき裂深さは最大でも16mm(実運転期間11.9年)であり(健全性評価小委資料)、維持規格 2004 年版の想定に対して十分保守的であることが確認されている。

シュラウドサポートリング有りの場合に、実運転時間で11年以内とすることは技術的に妥当である。これは H7a 部位におけるき裂深さは最大でも18.3mm(運転開始後17.7年)であり、維持規格 2004 年版に対して十分保守的であることが確認されている(図4)。

初回点検時期 (5~11年)

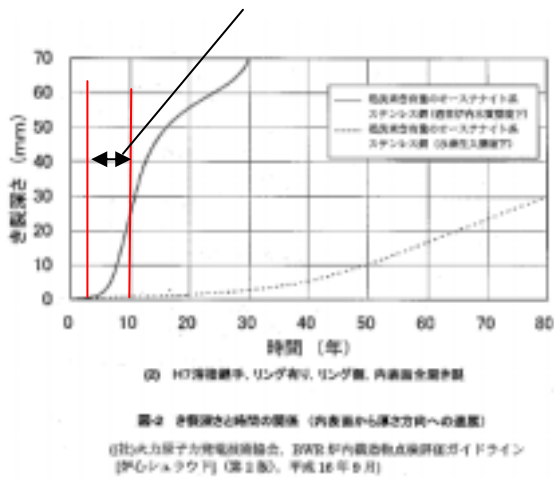


図4 シュラウドの初回点検時期の設定(2004年版維持規格解説)

また、維持規格 2002 年版技術調評価の指摘に基づき、実機調査結果を実施し、その結果、検出欠陥の進展予測は実績を大幅に上回り保守的であることが、2~3年間のデータであるが、確認されている*。図5に示すように、ひび割れ進展量実績とその予測量との比 (実績深さ/予測深さ) は、最大 0.54、平均 0.16 であり、ひび割れの進展量は予測量を十分下回っていることが確認された。

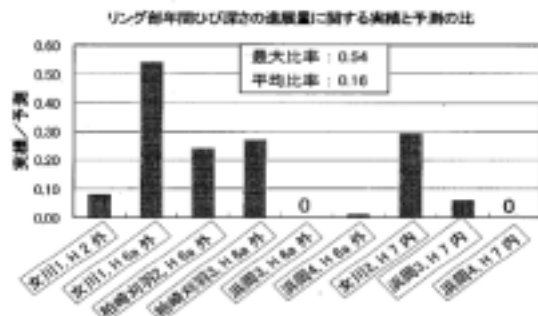


図5 シュラウドのき裂進展の実績/予測

*出典：原子力安全・保安院 第21回基準評価WG資料：応力腐食割れ (SCC)に関する現在までの知見の総括 平成18年6月5日

(c) 点検頻度 (2回目以降)

- ・想定き裂 (2回目以降の点検開始期限)
点検頻度 (初回) に同じ
- ・想定き裂 (2回目以降の点検終了期限)
SSR 有り 深さ 1mm、全周
SSR 無し 深さ 1mm、長さ 10mm

(目視で検出可能な長さ 10mm を想定し、アスペクト比 0.1 と仮定)

シュラウドサポートリング無し

前回試験後実運転時間で5年～15年以内

(理由)

- ・初回点検同様に実運転時間で5年間以降に設定
- ・想定き裂が進展し、20年の実運転時間でき裂深さはシュラウド下部胴厚さの 50% (約 25mm)であるが、初回点検同様、き裂欠陥事例が数多くあることを踏まえ、15年以内に設定

シュラウドサポートリング有り

前回試験後実運転時間で4年～7年以内

(理由)

- ・想定き裂が進展し、厚さの 50% (約 35mm) に及ぶ大きさに成長することがないよう実運転時間で7年以内と設定

【NISA 文書 (き裂の解釈)】

今後至近の2回の定期検査のいずれかの検査期間において超音波探傷試験の対象としていない周方向の溶接線については、維持規格個別検査規定の実機への適用について妥当性が検証されるまでの間、試験程度 (100%/10年) を適用

技術的妥当性評価

シュラウドサポートリング無しの場合、2回目以降の点検頻度を運転開始時間で5年～15年以内とすることは進展予測の保守性が確認されており、技術的に妥当である。

(維持規格 2002年版技術評価事項の反映確認)

シュラウドサポートリング有りの場合、2回目以降の点検頻度を、前回試験後運転時間で4年～7年以内とすることは以下の理由により、技術的に妥当である。

- ・進展予測の保守性が確認されている
- ・開始時期を初回点検と異なり4年以降としているが、4年後に検出されなかった場合にも次点検 (4 + 7 = 11年目) により構造健全性に影響を及ぼすおそれがないと判断される
- ・米国電力研究所 (EPRI) ガイドライン (BWR-VIP) においても、材料等の条件に応じて厳しい部位には 100%/10年を要求しているが、本要求 100%/7年はそれよりも厳しいものとなっている

(d) 点検頻度における予防保全の考慮

注(1)

予防保全を適用した場合は、試験実施時期を添付 IJG-B-2-1 に従って設定できる。

添付 IJG-B-2-1 シュラウドに対する予防保全の適用

<予防保全時期を供用開始時期として適用が可能>

- ・耐食材肉盛
- ・ピーニング
- ・脱鋭敏化处理

<腐食電位を評価し、適切なき裂進展速度式の適用が可能>

- ・水素注入
- ・貴金属表面处理

【NISA 文書（き裂等の解釈）】

- ・残留応力対策を行ったものは至近 2 年の 100%点検対象から除外
- ・切除痕に対してピーニングの実施を要求

【健全性評価小委】

以下の 2 つを有効な予防保安策として記載

- ・ピーニング
- ・磨き加工 (N ストリップ)

【SCC に関する知見】

ピーニング（含む磨き加工）についてひび切除後、次点検（最大 1.2 年経過後）まで健全性を確認している。

[応力腐食割れ(SCC)に関する現在までの知見の総括] 平成 18 年 6 月 7 日

技術的妥当性評価

以下の措置により予防保全時期を供用開始時期として適用が可能とする。

- ①耐食材肉盛（肉盛溶接によって生じる既存材の熱影響部への保全が適切であること）
- ②脱鋭敏化处理

又は以下で応力改善が確認されている場合

- ③ピーニング（施工前にき裂がないことが確認されていること）
- ④磨き加工 (N ストリップ)

磨き加工 (N ストリップ) については応力改善が確認されているが予防保全時期を供用開始時期とするためには学協会規格等における施工要領等の確立が要件となる。

腐食電位を評価した適切なき裂進展速度式の適用は技術的に妥当である。ただし、腐食電位の評価方法等については検討が必要である。

今後、機械補修（タイロッド補修）についても位置付けの検討を要望する。

なお、以上は個別検査の点検時期の設定に関するものに限定したものであり、維持規格補修章全体については、体系化がなされた後に技術評価することとする。

(e) 試験方法

維持規格 2004 年版では、試験方法は MVT-1 (0.025mm 幅のワイヤが識別可能となるように調整した遠隔目視試験) を規定している。

表 の注(2)には、

- ・ MVT-1 に代えて超音波探傷試験または渦流探傷試験を行ってもよい
- ・ MVT-1 及び渦流探傷試験による試験を行う場合は、原則として溶接継手の外面及び内面の継手両側について試験を行った場合に限り、試験を実施した範囲として扱うものである (ただし、接近性の制約等から一方の面しか試験を行えない場合でも、溶接残留応力評価の結果、もう一方の面の表面の応力が圧縮である場合には、試験を実施した範囲として扱う)

【NISA 文書・健全性評価小委】

a. 目視点検

- ・ 水中 TV カメラによる遠隔肉眼試験 (水中テレビカメラは、点検表面において太さ 0.025mm のワイヤの識別が可能)
- ・ 適切な証明装置を使用し、必要に応じて点検表面の付着物を除去
- ・ クラッドの付着、機器等の摺動痕などひび割れとは性状が異なると判断できない場合には、ブラッシング等により点検表面の付着物を除去

b. 超音波探傷試験

- ・ 目視点検にてき裂等が確認された場合、き裂等の深さ測定のため、実施

技術的妥当性評価

目視試験については、NISA 文書とおりであり、技術的に妥当である。

代替試験方法の適用に関し、き裂長さ計測の要領については下記の通り学協会規格等における確立が要件となる。

- ①超音波探傷試験については、JNES 安全研究*の中でき裂等深さ測定の信頼性を確認 (4.4mm のばらつきであることを確認) しているが、学協会規格等に整備されていない。
- ②渦流探傷試験については、JNES 安全研究*の中でき裂等長さの確認の信頼性は確認されているが、学協会規格等に整備されていない。なお、深さ測定への適用に当たっては信頼性の確認が必要である。

*出典：(独)原子力安全基盤機構「平成 18 年度 低炭素ステンレス鋼の非破壊検査技術実証に関する事業報告書 [総括版]」

(f) 試験範囲

従来型①（シュラウドサポートリング有り）

周方向溶接継手（H1～H7b）

従来型②（シュラウドサポートリング無し）

周方向溶接継手（H1～H7）

取替型①： 周方向溶接継手（H4～H7b）

取替型②： 周方向溶接継手（H4～H7b）

取替型③： 周方向溶接継手（H1～H7b）

ABWR 型： 周方向溶接継手（H3～H7）

（図番は略）

注(3)

① 所定の試験範囲及び程度を確保するために必要な場合は、取外し可能な炉内構造物を取り外さなければならない。

注(3)

② 試験程度は評価期間に対して設定される溶接継手長さとする。

【NISA 文書・健全性評価小委】

シュラウドと同サポートとの接合部は、点検範囲を全周にわたって対象性を有するように30%程度としてよい（き裂等が検出された場合は全周）

技術的妥当性評価

実機に適用されたシュラウドに関し、構造強度に影響を与える全ての周方向溶接継手を対象としており妥当である。

なお、シュラウドサポートの縦溶接線及び径方向溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状では板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、シュラウドサポートの縦溶接線及び径方向溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部（T 字部）を含むことを追加要件とする。

(g) 試験範囲

試験部位の溶接継手及びその両側 25mm 以内の範囲と溶接継手に隣接するリング部全面
注(3)

- ① 試験を実施しない範囲は、貫通欠陥として扱う。

【NISA 文書・健全性評価小委】

(前述のとおり、全溶接継手を対象)

技術的妥当性評価

全溶接継手及び近傍を対象とするものであり、技術的に妥当である。

なお、試験を実施しない範囲についての取扱いは、き裂等のモデル化に関する規定なので、個別欠陥評価章(シュラウド)に対する技術評価(7.1.4(2) 継手形状及び欠陥のモデル化)に技術評価を示した。

- (3) シュラウドの個別欠陥検査に規定のない主要事項の検討 (炉内構造物個別検査、標準検査の準用)

(a) 継続検査

「IJG 炉内構造物の個別検査」を適用

IJG-2520 継続検査のプログラム

- ① 継続使用が許容された場合、欠陥指示又は特異な状態を有する部分に対し次の時期に継続検査を行わなければならない。
- a. 許容された期間の 1/4 の期間を経過後の 最初の定期検査
 - b. 許容された期間の 1/2 の期間を経過後の 最初の定期検査
- ② 継続検査の結果、欠陥指示又は特異な状態が前回の検査による評価結果に含まれる (保守的である) か、同等と判断される場合には、当初の検査プログラムに戻してもよい。

【NISA 文書・健全性評価小委】

- ・原則として毎回の継続検査
- ・3回点検の結果、進展が観察されなかつたき裂等、評価結果により進展がないとされたもので至近の定検で確認したものは隔回に移行可能
- ・当初評価を越える進展については、構造強度等に与える影響等を再評価すること
- ・切除痕についても知見蓄積のため継続検査を要求

【現在までの知見】

- ・継続検査の実績は長いプラントでも2回程度である。
- ・現在までの結果では、全て、評価値よりも保守的に進展していることを確認。

技術的妥当性評価

NISA 文書指示(平成15年4月)を行ってから4年間程度の期間であり、想定した5年間(3定検+1隔年の1定検)以上の継続検査を終えておらず、十分なデータがないことから、当面、NISA 文書指示とおりに継続検査を実施することとする。

NISA 文書で想定している期間における全プラントの報告がなされ、その評価が終了した時点で、問題がなければ解除することとする。

なお、維持規格の IJG-2520 継続検査規定には以下の課題があると考ええる。

- ①維持規格における検討では「対象機器および損傷モードが確定されている個別検査であること、従ってその時点までの経験を活用できることを考慮して」標準検査の 1/10 又は3年の短い方の期間を削除するとしているが、一般則として、標準検査における継続検査間隔に係わる要求をすべての損傷モードに対して緩和するのに十分なデータが得られているとは限らないと考えられる
- ②標準検査では継続使用が10年未満の場合の手段等が規定されているが、個別検査では規定されていない。

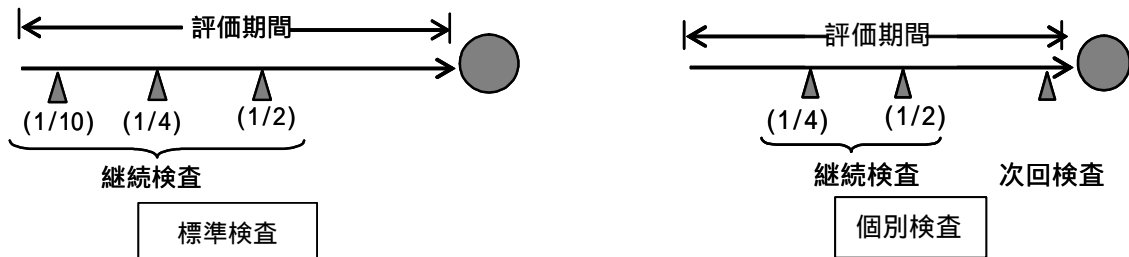


図4 標準検査及び個別検査における継続検査

(b) 標準検査の規定を準用する主要事項

IA-2220 検査計画書

検査計画書には、次のものを含まなければならない。

- ① 機器等の区分及び系統区分範囲
- ② 試験対象機器
- ③ 各機器の試験カテゴリ、項目番号毎の試験要求事項及び行うべき試験
- ④ 試験すべき機器の部位、範囲を明らかにした図面又は系統図
- ⑤ 各機器の試験カテゴリ、項目番号毎の試験要求事項を満たさない機器
- ⑥ 試験工程（検査間隔内における検査実施工程）

IA-2330 追加試験

検査プログラムに基づく試験を行った結果、適合しない欠陥指示又は特異な状態を検出した場合、その停止期間中に同じ試験カテゴリ内の機器について、別途規定する以上の数又は範囲

(炉内構造物では計画されていた試験の数) で、追加試験を行わなければならない。

IA-2400 個別検査計画

表 IA-2230-1 で規定する炉内構造物またはクラス 1 機器については IJG または IJB の規定に従って個別検査を行わなければならない。

IA-5000 検査の記録

IA-5100 検査記録の作成 (略)

IA-5200 検査記録等の保管

原子炉の寿命期間中にわたって保管しなければならない。

検査記録は次の内容がわかるものでなければならない。(以下略)

【NISA 文書】

① 炉心シュラウドの点検

点検計画の策定

BWR 事業者は、本点検の対象となる炉心シュラウドの点検箇所、点検時期、点検方法等の点検計画を策定し、本文書発出後 1 か月以内に当院へ提出すること。

【NISA 文書】

③ 点検結果の記録及び報告

BWR 事業者は点検結果を記録し、当該設備を供用している期間中は保存すること。また、BWR 事業者は、点検を実施した定期検査の終了後、速やかに当院へ点検結果を報告すること。

技術的妥当性評価

IA-2220 検査計画書

同等の規定があり妥当である。(なお、保安院への報告規定は規格に馴染まない)

IA-2330 追加試験

維持規格の個別検査章のとおり、個別検査では、SCC 等の経年劣化事象に応じた検査頻度が規定されており、追加試験の実施は不要である。

IA-2400 個別検査計画

実施すべき個別検査の規定を示しており、妥当である。

IA-5000 検査の記録

IA-5100 検査記録の作成 (略)

IA-5200 検査記録等の保管

同等の規定があり妥当である。(なお、保安院への報告規定は規格に馴染まない)

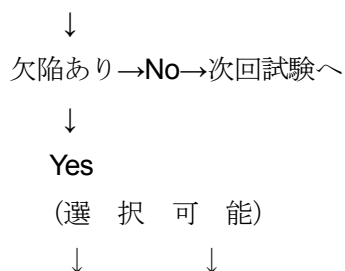
7.1.4 個別欠陥評価章（シュラウド）に対する技術評価

(1) 評価手順（適用規定）

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価

図 添付 EJG-B-2-1-1 評価手順（シュラウド）＜抜粋＞

評価期間、試験程度の決定、試験



EJG-3000 又は
EA-3020 の
許容基準を満足

添付 EJG-B-2-1
試験程度を満足

【参考 1】

NISA 文書（平成18年3月）

当面、維持規格 EB-4000（オーステナイト系ステンレス鋼管の欠陥評価）を準用し、追加事項を規定。

【参考 2】

EJG-3000 炉内構造物（SCC 関連）

EJG-1322 シュラウドの欠陥評価

シュラウドの欠陥評価においては、添付 EJG-B-2-1 に従って、欠陥のモデル化、評価期間末期までのき裂進展評価及び評価期間末期における欠陥の予測寸法に対する破壊評価及び機能評価を行わなければならない。

技術的妥当性評価

EJG-B-2-1, EJG-1322 を選択可能とした場合、双方の引用関係が明確でなく、仕様規定として適切でないと判断される。したがって、EJG-B-2-1 を規制に適用することとし、必要事項を炉内構造物の規定及び添付の規定から引用することとする。

(2) 継手形状及び欠陥のモデル化

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価

① 継手形状

(規定なし)

②検出欠陥

(目視検査)

溶接継手へ投影した長さ L の貫通欠陥としてモデル化。

溶接残留応力解析により、溶接継手の長手方向に直角な方向の応力が厚さの中央部で圧縮であり、かつ、裏面の健全性を試験により確認した場合は、深さが厚さの $1/2$ の欠陥としてモデル化してよい。

③(体積検査)

④検査実施不可の部位

原則として貫通欠陥を想定

(注) 表面の応力が圧縮であると評価された面は除外

⑤欠陥が検出されなかった部位

当該部位を全長とする深さ 1mm の初期欠陥を想定。

(注) 表面の応力が圧縮であると評価された面は、除外

【参考 1 (NISA 文書 (平成 18 年 3 月))】

①継手形状

(規定なし)

②検出欠陥

(目視検査)

・目視検査

き裂の両端に板厚分をそれぞれ加え、板厚方向の貫通き裂として想定

③(体積検査)

・体積検査 (UT)

EB-4200 及び添付 E-1(欠陥形状のモデル化) による

・全周にわたって連続的に点在している場合は、平均の深さが全周に存在すると想定

・全周にわたって連続的に点在する場合には、個々のき裂を評価するよりも、平均深さのき裂が全周に存在すると想定しての評価が保守的であることが確認 (別紙 1:原子力安全委員会 資料第 PT-5-3 号)。

④検査実施不可の部位

検査実施範囲のき裂検出割合に準じてき裂を想定

⑤欠陥が検出されなかった部位

【参考 2 (EJG-3000 炉内構造物 (SCC 関連))】

①継手形状

添付 E-13 (炉内構造物の溶接継手のモデル化) :

シュラウドは平板形状でモデル化

②検出欠陥

(目視検査)

③(体積検査)

添付 E-1 に従ってモデル化

(添付 E-1 欠陥形状のモデル化)

4 面状欠陥

・平面上に投影 (表 添付 E-1-1)

・平面欠陥の位置の決定

・欠陥の寸法・形状の決定

(深さ a 、長さ l を決定)

・複数欠陥の取扱い

5 線状欠陥

④検査実施不可の部位

(規定なし)

⑤欠陥が検出されなかった部位

(規定なし)

技術的妥当性評価

①継手形状は、添付 E-13 の適用を明確化する。

②検出欠陥 (目視検査) は、H4 継手で認められた、内表面で生じたき裂が内部で分岐して広がった事例を考慮し、NISA 文書とおり、板厚分を加えてモデル化することとする。

(2002 年版技術評価で検討済み)

・体積検査を実施した場合には、添付 E-1 (欠陥形状のモデル化) が適用可能であることを明確化する。(添付資料-5)

・渦流探傷試験は、当面、MVT-1 の代替 (深さ測定に適用しない) とする。

((3)試験方法の項で検討する)

④検査実施不可の部位は、検査実施範囲のき裂検出割合に準じてき裂を想定することとし、NISA 文書通りとする。

⑤欠陥が検出されなかった部位は、2 回目以降の検査頻度と同様の考えであることにより、NISA 文書通りとする。

(3) き裂進展の評価

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価

①負荷条件

差圧、自重による応力、熱応力及び溶接残留応力。

②き裂の進展モデル

(進展方向)

③き裂進展速度

④応力拡大係数

技術的妥当性評価

負荷条件は、維持規格添付 E-7 に基づくことを明確化することとする。

き裂の進展モデルに関しては、検出欠陥のうち、超音波探傷試験により検出された欠陥は周方向及び厚さ方向の進展を考慮する。

き裂進展速度については、本技術評価書 6 章評価章に対する追加要件を適用する。

応力拡大係数は、添付 E-5 が適用可能であることを明確化することとする。(添付資料-6)

(4) 破壊評価手法

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価

①負荷条件

差圧、自重による応力、熱応力及び溶接残留応力及び地震荷重を考慮して設定する。

②破壊評価法

添付 EJG-B-2-2 シュラウドの最小必要断面積の算出方法。(崩壊荷重に基づく最小必要断面積による評価)

- ・最も厳しい荷重条件となる H7 溶接継手及び中性子照射評価上最も厳しい照射条件となる H4 溶接継手を代表として選定
- ・ H4 については破壊靱性値 K_{IC} となる限界欠陥深さを算定

【参考 1 (NISA 文書 (平成 18 年 3 月))】

①負荷条件

EB-4410 及び添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重) に従い、考慮すべき負荷荷重及びその組合せを評価。具体的には、差圧自重及び地震荷重を考慮。

②破壊評価法

ア)又はイ)のいずれかに、ウ)を実施すること

ア)極限荷重評価法

EB-4430 及び添付 E-8 (極限荷重評価法)

イ)崩壊荷重に基づく最小必要断面積による評価

崩壊荷重 (荷重-変位曲線と弾性勾配の 2 倍の傾きの交点での加重) が負荷加重の 1.5 倍となる断面積。(最小必要断面積)

ウ) 一次一般膜応力による許容応力限界から求める最小必要断面積

告示 501 号に基づく

中性子の高照射領域では、上記の評価に加えて、線形破壊力学基準を用いた評価を実施。その場合の破壊靱性値、応力拡大係数を規定。

【参考 2 (EJG-3000 炉内構造物 (SCC 関連))】

① 負荷条件

供用状態 A~D の温度及び圧力による荷重、機械的荷重、地震力及び残留応力を考慮
なお、荷重の組合せは添付 E-7 によること。

② 破壊評価法

解説図 3 に基づき以下の評価法から選択可能。(技術評価で条件追加)

(1) 極限荷重評価法

(2) 弾塑性破壊力学評価法

(3) 線形破壊力学評価法

(4) 2 パラメータ評価法

(5) 2 倍勾配法

一次一般膜応力による許容限界から求める手法の適用除外について技術的妥当性を検討済み。

技術的妥当性評価

以下に添付 EJG-B-2-2 シュラウドの破壊評価法についての技術評価を示す。

① 負荷条件

き裂の進展評価と同様に解析条件は添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重) の適用を明確化することが必要である。

② 破壊評価法

シュラウドの破壊評価に関して、維持規格の規定では適用が可能であることが明確に規定されていないので下記の通り極限荷重評価法が適用可能であることを明確化する。

- ・ 現在までの評価実績では主として極限荷重評価法を適用しており、その他 2 倍勾配法又は旧告示 5 0 1 号の一次一般膜応力による方法により評価されている。
- ・ 極限荷重評価法は崩壊荷重法 (2 倍勾配法)、一次一般膜応力による方法よりやや保守側の評価方法である。

(6.1.1(6)シュラウド等の評価方法の技術的妥当性参照。第 8 回基準評価WGにおける検討結果を記載している。)

- ・ 中性子照射量が $3 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) 以上の場合に、添付 E-15(炉内構造物に対する線形破壊力学評価法) の適用が必要となるが、中性子照射の考慮は添付 EJG-B-2-2 の中で明確に規定されていることを確認した。
- ・ 添付 EJG-B-2-2 において 2 倍勾配法を用いた評価手法を規定しているが、添付 E-16(2 倍勾配法) に基本的考え方が規定されているので、添付 E-16 を添付 EJG-B-2-2 に適用する

ことを明確化する。

(添付 E-JG-B-2-2 と平成 18 年 4 月に技術評価済みの添付 E-16 の比較検討結果は添付資料
ー 7 参照)

維持規格に告示 501 号の一次一般膜応力による方法について NISA 文書の要求を規定
しないことは技術的に妥当である。(第 20 回基準評価WGで審議)

(5) 機能評価及び許容基準

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価

機能評価

(本文に規定なし)

添付 EJG-B-2-2 の解説において「 S_2 時地震時の炉心支持板及び上部格子板位置での水平方
向変位は少なく、制御棒挿入性への影響はない」と記述。

許容基準

評価期間中のき裂進展による断面積の減少量を減じた断面積が、添付 EJG-B-2-2 に示す最
小必要断面積以上であること。

【参考 1 (NISA 文書 (平成 18 年 3 月))】

機能評価

(規定なし)

許容基準

上記評価手法毎の許容基準を規定

なお、耐圧部でないので、き裂の長さ (角度) 及び板厚方向の深さの制限は適用しない。

【参考 2 (EJG-3000 炉内構造物 (SCC 関連))】

機能評価

EJG-3500 機能評価

機能評価法は添付 E-17 (炉内構造物の機能評価) によること。

許容基準

上記評価手法毎の許容基準を規定

技術的妥当性評価

機能評価に関して、「7.1.1 「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する
視点(3)追加要件」を勘案した規定及び解説の改訂を要望する。

なお、解説に記載されている「炉心支持機能を有するシュラウドの水平方向変位による
制御棒挿入性への影響」の技術的妥当性は添付資料ー 8 により確認した。

許容基準に関しては、線形破壊力学評価法又は極限荷重評価法を適用した場合の許容基

準を明確化しており妥当である。

7.1.5 個別検査章（シュラウドサポート）に対する技術評価

(1) 試験部位

維持規格 2004 年版におけるシュラウドサポートの規定では、経年劣化事象は応力腐食割れ(SCC)としており、SCC 感受性のあるニッケル基合金の周方向溶接継手及びブラケット溶接継手としている。試験部位は以下の区分としている。

- ・ DNiCrFe-3 及び DNiCrFe-1J 及び DNiCeFe-1J 溶接継手
- ・ YNiCr-3、改良 DNiCrFe-3 及び改良 DNiFe-1J

2004 年版ではシュラウドサポートに用いているニッケル基合金の名称を以下のように変更した。

(2002 年版よりの変更点)

インコネル 182 相当溶接継手→DNiCrFe-3 及び DNiCrFe-1J 及び DNiCeFe-1J 溶接継手

インコネル 182 相当以外の溶接継手→YNiCr-3、改良 DNiCrFe-3 及び改良 DNiFe-1J

(解説)

径方向溶接継手及び軸方向溶接継手を試験部位から除外したことについて、解説(維持規格 2002 年版と同一)

【現在までの知見（欠陥検出事例）】

- ・国内外プラントの調査により、国内プラントのシュラウドサポートシリンダ縦溶接線 (V8) に欠陥を検出した事例があることを確認した。

技術的妥当性評価

①試験部位について

シュラウドの炉心冷却機能の観点から、貫通欠陥を許容している規定については、7.1.1(3)の追加要件を課すこととした。

シュラウドの縦溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状で板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、縦溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部 (T 字部) を含むことを追加要件とする。

なお、欠陥検出事例があるが、添付資料-9 の通り縦溶接線に沿う欠陥は構造強度に影響を与えない。

②対象材料の名称について

SCC 感受性に基づいて、インコネル 182 相当材とそれ以外を区分していたが、当該区分を成分で明確化する改定であり、技術的に妥当である。

(2) 点検頻度（初回）

維持規格の点検頻度（初回）は、**DNiCrFe-3** 及び **DNiCrFe-1J** 及び **DNiCeFe-1J** 溶接継手：供用開始後運転時間で 15～25 年以内。**YNiCr-3**、改良 **DNiCrFe-3** 及び改良 **DNiFe-1J**：供用開始後運転時間で 20～30 年以内。

【2002 年版技術評価】

検査手法としては技術的な妥当性はあると認められるが、新しいコンセプトに基づく検査方法であるだけに、実例との比較分析を十分に行うなどの検証作業が不可欠である。

【現在までの知見（欠陥検出事例）】

- ・事業者は標準検査を適用し、**7.5%/10 年** で検査を行っているが、現在まで、**H11** 部位における欠陥検出事例はない。
- ・**82 合金** 溶接継手に関して、損傷事例は報告されていない。

技術的妥当性評価

点検頻度は、以下に基づいている。

維持規格解説により、**DNiCrFe-3, DNiCrFe-1J** の部位は、「想定初期欠陥：深さ **0.05mm**、長さ **0.5mm** のだ円表面き裂（部位 **H11** 溶接継手）」の解析評価により、図 7 に示すように、15 年以内では有意なき裂とならないこと、き裂進展が顕著となるのは 30～40 年以降であることが示されていること及び **H11** 部位における周方向欠陥検出事例がないことから、点検頻度は技術的に妥当である。

初回点検時期

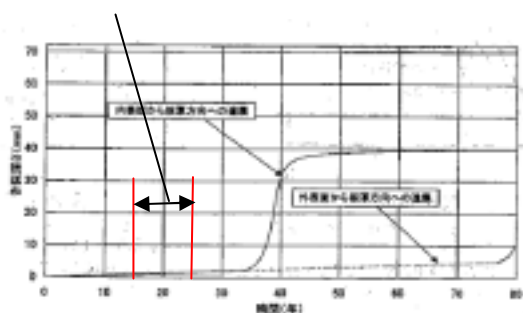


図 7 溶接継手における SCC き裂進展の時間依存性

解説 図 7 溶接継手における SCC き裂進展の時間依存性「だ円表面き裂（部位 **H11** 溶接継手）」の解析評価より（維持規格解説 IJG-B-1-1）

YNiCr-3、改良 **DNiCrFe-3**、改良 **DNiFe-1J** の部位は、耐 SCC 感受性を改良した材料のものであり、供用開始から約 30 年までの期間にシュラウドサポートの構造健全性に影響を与

える損傷が発生することはないと考えられる。

ただし、低炭素ステンレス鋼の事例を考慮し、改良材であってもインコネル 82 に関して、代表プラントの実機データ等の蓄積を行うことが必要である。

(3) 点検頻度（2 回目 以降）

DNiCrFe-3 及び DNiCrFe-1J 及び DNiCeFe-1J 溶接継手：前回試験後運転時間で 5 ～ 15 年以内。

維持規格 2004 年版解説においては以下に基づいている。

図 7 溶接継手における SCC き裂進展の時間依存性

技術的妥当性評価

「想定初期欠陥：深さ 1mm、長さ 10mm のだ円表面き裂（部位 H11 溶接継手）」

の解析評価により、15 年以内ではき裂進展が顕著とならない。

初回点検時期と同様であり技術的に妥当である。（(2)初回点検時期の項参照）

(4) 点検頻度における予防保全の考慮

添付 IJG-B-1-1 シュラウドサポートに対する予防保全の適用

・改良インコネル材の点検頻度を適用可

耐食材肉盛

ピーニング

・腐食電位に基づくき裂進展速度が適用可

水素注入

貴金属表面処理

技術的妥当性評価

点検頻度における予防保全の考慮は、シュラウドに関する技術評価と同じである。（7 .

1 .3 個別検査章(シュラウド)に対する技術評価(d)点検頻度における予防保全の考慮の項参照)

(5) 試験方法

維持規格

MVT-1 (0.025mm 幅のワイヤが識別可能となるように調整した遠隔目視試験)

注(2)

- ・ MVT-1 に代えて超音波探傷試験または渦流探傷試験を行ってもよい
- ・ MVT-1 及び渦流探傷試験による試験を行う場合は、原則として溶接継手の外面及び内面の継手両側について試験を行った場合に限り、試験を実施した範囲として扱うものである。ただし、接近性の制約等から一方の面しか試験を行えない場合でも、溶接残留応力評価の結果、もう一方の面の表面の応力が圧縮である場合には、試験を実施した範囲として扱う

技術的妥当性評価

目視試験については、シュラウドと同様の技術評価(7.1.3(e) 試験方法)と同じと判断され、技術的に妥当である。

代替試験方法適用に関し、き裂長さ計測の要領については、下記の通り学協会規格等における確立が要件となる。

- ①超音波探傷試験については、JNES 安全研究の中でき裂等深さ測定信頼性を確認(4.4mm のばらつきであることを確認)しているが学協会規格等に整備されていない。
- ②渦流探傷試験については、き裂等長さの確認の信頼性は確認されているが学協会規格等に整備されていない。なお、深さ測定への適用に当たっては信頼性の確認が必要である。

(6) 試験部位

注(3)

(a)レグ型シュラウドサポート

試験程度は評価期間に対して設定される溶接継手長さ。なお、H10 及び H11 溶接継手は全てのレグについて試験程度を満足すること。

(b)ブラケット型シュラウドサポート

試験程度は評価期間に対して設定される溶接継手長さ。なお、ブラケット溶接継手は全てのブラケットについて試験程度を満足すること。

(c) 所定の試験範囲及び程度を確保するために必要な場合は、取外し可能な炉内構造物を取り外さなければならない。

技術的妥当性評価

レグ型のレグ部、ブラケット型のブラケット部については、各部位について試験を行うことを明確化しており、技術的に妥当である。

(7) 試験範囲

【レグ型】以下の部位の溶接継手及びその両側 25mm 以内の範囲

- ・ H8 (サポートプレート／サポートシリンダ間)
- ・ H9 (サポートプレート／圧力容器間)
- ・ H10 (サポートプレート／サポートレグ)
- ・ H11 (サポートレグ／圧力容器)

【ブラケット型】以下の部位の溶接継手及びその両側 25mm 以内の範囲

- ・ H8
- ・ H9
- ・ B1、B2、B3、B4

(ブラケットと圧力容器、サポートシリンダ、サポートプレート間)

注(4)

試験を実施しない範囲は、貫通欠陥として扱う

技術的妥当性評価

試験範囲

実機に適用されたシュラウドサポートに関し、構造強度に与える影響を考慮し、周方向溶接線を含めることは妥当である。

なお、シュラウドサポートの縦溶接線及び径方向溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状では板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、シュラウドサポートの縦溶接線及び径方向溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部 (T 字部) を含むことを追加要件とする。

注(4)

シュラウドに関する技術評価と同じ (き裂等のモデル化に関する規定なので、7.1.6(2) 継手形状のモデル化の技術的妥当性に示した。)

- (8) シュラウドサポートの個別欠陥検査に規定のない主要事項の検討（炉内構造物個別検査、標準検査の準用）

(a) 継続検査

シュラウドサポートの個別検査には継続検査の規定はないので、「IJG 炉内構造物の個別検査」を適用することになる。「IJG 炉内構造物の個別検査」の継続検査を以下に示す。

IJG-2520 継続検査のプログラム

①継続使用が許容された場合、欠陥指示又は特異な状態を有する部分に対し次の時期に継続検査を行わなければならない。

- a. 許容された期間の 1/4 の期間を経過後の最初の定期検査
- b. 許容された期間の 1/2 の期間を経過後の最初の定期検査

②継続検査の結果、欠陥指示又は特異な状態が前回の検査による評価結果に包含される（保守的である）か、同等と判断される場合には、当初の検査プログラムに戻しても良い。

維持規格 2004 年版の解説では、個別検査では欠陥評価に基づくものであることから、標準検査の初回検査を省略したいとの記載がある。

技術的妥当性評価

維持規格の IJG-2520 継続検査規定には以下の課題があると考ええる。

①維持規格における検討では「対象機器および損傷モードが確定されている個別検査であること、従ってその時点までの経験を活用できることを考慮して」標準検査の 1/10 又は 3 年の短い方の期間を削除するとしているが、一般則として、標準検査における継続検査間隔に係わる要求をすべての損傷モードに対して緩和するのに十分なデータが得られているとは限らないと考えられる。

②標準検査では継続使用が 10 年未満の場合の手段等が規定されているが、個別検査では規定されていない。

従って、個別検査における劣化事象(SCC)については十分なデータが得られるまでは標準検査の継続検査の方法を踏襲すべきと考える。

以上から、継続検査については、標準検査 IA-2340 と同じとする。(許容期間の 1/10 又は 3 年間のいずれか短い方の期間の経過後を追加することを要件とする。)

なお、継続検査のデータが十分得られた場合には、個別検査の継続検査を見直すものとする。

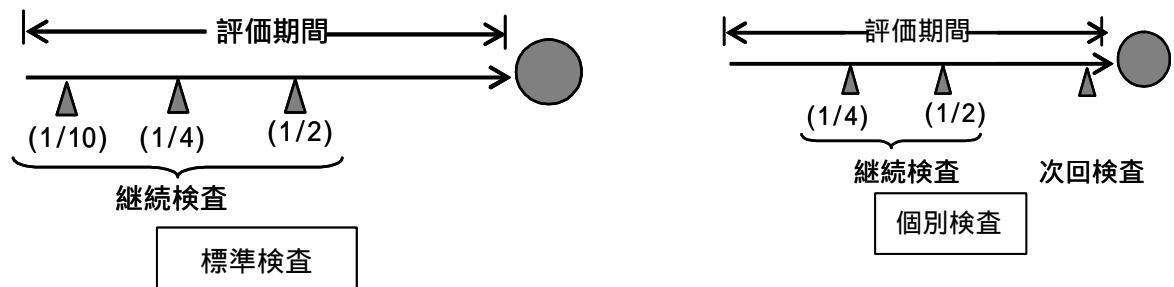


図8 標準検査及び個別検査における継続検査

(9) 標準検査の規定を準用する主要事項

IA-2220	検査計画書
IA-2330	追加試験
IA-5000	検査の記録

技術的妥当性評価

7.1.3(3)(b) 標準検査の規定を準用する事項のシュラウドに対する技術評価と同様であり、標準検査の規定の準用により対応されている。

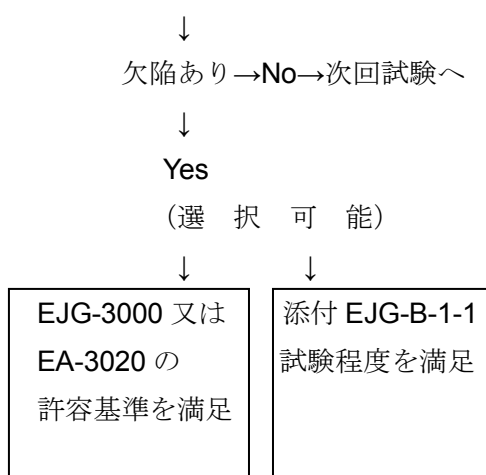
7.1.6 個別欠陥評価章（シュラウドサポート）に対する技術評価

(1) 評価手順（適用規定）

維持規格 2004 年版 EJG-B-1-1 シュラウドサポートの欠陥評価においては、欠陥が検出された後の評価が下図に示すように EJG-3000 と添付 EJG-B-2-1 シュラウド、添付 EJG-B-1-1 シュラウドサポートから選定可能となっている。

図 添付 EJG-B-1-1 評価手順（シュラウドサポート）＜抜粋＞

評価期間、試験程度の決定、試験



技術的妥当性評価

EJG-B-2-1 及び EJG-1322 を選択可能とした場合、双方の引用関係が明確でなく、仕様規定として適切でないと判断される。したがって、シュラウドと同様、仕様規定としての明確化のため、「添付 EJG-B-1-1」を規制に適用することとし、必要事項を炉内構造物及び添付規定から引用」することとする。

(2) 継手形状及び欠陥のモデル化

EJG-B-1-1 シュラウドサポートの欠陥評価では、下記項目が規定されている。

①継手形状

②検出欠陥（目視検査）

溶接継手へ投影した長さ L の貫通欠陥としてモデル化。

裏面の健全性を試験により確認した場合は、深さが厚さの 1/2 の欠陥としてモデル化してよい。

2002 年版残留応力が厚さの中央部で圧縮であることの要求事項がないが、これは、BWR 炉内構造物点検ガイドライン[シュラウドサポート](第2版)に H8、H9、H 10、H 11 継手の板厚方向残留応力分布が示されており、厚さ中央部で圧縮応力になることが確認されてい

る。

③ (体積検査)

④検査実施不可の部位

貫通欠陥を想定。

⑤欠陥が検出されなかった部位

当該部位を全長とする深さ 1mm の初期欠陥を想定。

【参考】

EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価及び技術評価による追加要件

①継手形状

(規定なし)

添付 E-13 の適用を明確化。

②検出欠陥 (目視検査)

(シュラウドと同様)

目視検査の場合、き裂の両端に板厚分をそれぞれ加え、板厚方向の貫通き裂として想定。
(溶接残留応力解析により、溶接継手の長手方向に直角な方向の応力が厚さの中央部で圧縮であり、かつ、裏面の健全性を試験により確認した場合は、深さが厚さの 1/2 の欠陥としてモデル化してよい)

③ (体積検査)

(規定なし)

- ・体積検査を実施した場合には、添付 E-1 (欠陥形状のモデル化) が適用可能であることを明確化
- ・全周にわたって連続的に点在する場合には、個々のき裂を評価するよりも、平均長さのき裂が全周に存在すると想定しての評価が保守的であることが確認されている。個々のき裂評価に代えて、平均長さの全周き裂に対する評価を行って良いことを明確化する

④検査実施不可の部位

貫通欠陥を想定。

⑤欠陥が検出されなかった部位

当該部位を全長とする深さ 1mm の初期欠陥を想定。

技術的妥当性評価

シュラウドサポートへの適用に当たっての要件等を以下に示す。

①継手形状

シュラウドの個別欠陥評価規定 7 . 1 . 4 (2)継手形状及び欠陥のモデル化への追加要件と同様、添付 E-13 の適用を明確化する。

②検出欠陥 (目視検査)

シュラウドの個別欠陥評価規定 7.1.4(2)継手形状及び欠陥のモデル化への追加要件と同様である。

③ (体積検査)

シュラウドの個別欠陥評価規定 7.1.4(2)継手形状及び欠陥のモデル化への追加要件と同様である。

④検査実施不可の部位

シュラウドの個別欠陥評価規定 7.1.4(2)継手形状及び欠陥のモデル化に対する NISA 文書と同じとする。(検査実施範囲のき裂検出割合に応じてき裂を想定)

⑤欠陥が検出されなかった部位

シュラウドの個別欠陥評価規定 7.1.4(2)継手形状及び欠陥のモデル化と同様の考え方であり、技術的に妥当である。

(3) き裂進展の評価

EJG-B-1-1 シュラウドサポートの欠陥評価

①負荷条件

(規定なし)

②き裂の進展モデル (進展方向)

(a)想定欠陥

欠陥が検出されていない範囲を全長とする深さ 1mm の初期欠陥を想定し、厚さ方向に進展すると想定し、厚さ方向のき裂進展量を算出。試験できない範囲については、貫通欠陥を想定。

(b)検出欠陥

欠陥を溶接長手方向へ投影した長さ L の貫通欠陥としてモデル化。

③き裂進展速度

運転時間からき裂進展量を簡易に適用可能

<想定欠陥> 1.3mm/年

<検出欠陥> 63mm/年

④応力拡大係数

(規定なし)

技術的妥当性評価

シュラウドサポートへの各項目の評価を以下に示す。

①負荷条件

負荷条件 (差圧、自重による応力、熱応力及び溶接残留応力) は、添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重) の適用を明確化する。

②き裂の進展モデル (進展方向)

(a)想定欠陥

厚さ方向のき裂進展量を算出する。試験できない範囲に想定する欠陥から周方向へのき裂進展は考慮しないこととする。

(b)検出欠陥

モデル化欠陥の両端からの溶接継手長手方向へのき裂進展量を算出。

なお、検出欠陥であって、貫通欠陥として取り扱わない欠陥（深さが厚さの 1/2 としたモデル、体積試験に基づくモデル）の要求事項として、「両端からの周方向の進展についても評価対象」とする。

③き裂進展速度

ニッケル基合金の BWR 炉内水質環境中の SCC き裂進展速度 1.3mm/年、63mm/年の技術的妥当性は、既に維持規格 2002 年版技術評価で検証している。(添付資料-10 参照)

なお、現在 JNES でニッケル基合金の BWR 炉内水質環境中の SCC き裂進展データを蓄積中であり、その成果がガイドライン等でまとまった時点で再度技術評価する。

④応力拡大係数

7.1.4(3) き裂進展評価に示すシュラウドに対する技術的妥当性と同様とする。

(4) 破壊評価法

EJG-B-1-1 シュラウドサポートの欠陥評価

破壊評価

①負荷条件

運転時にシュラウドに作用する一次応力を発生する差圧、自重及び地震加重を考慮して設定。

②破壊評価法

添付 EJG-B-1-2 シュラウドサポートの最小必要断面積の算出方法。

2倍勾配法を適用

差圧及び自重を負荷した状態で基準地震動 S_2 による地震力により発生する荷重を比例倍させた場合の弾塑性解析により求められる荷重-変位曲線と弾性勾配の2倍の傾きの直線との交点を崩壊荷重とする。ただし、 S_2 と S_1 地震力及び静的地震力の関係により、 S_1 地震荷重を比例倍する必要があることを規定。

技術的妥当性評価

以下に EJG-B-1-1 シュラウドサポートの破壊評価法についての技術評価を示す。

①負荷条件

運転時にシュラウドサポートに作用する一次応力を発生させる差圧、自重および地震荷重を考慮して設定することが必要であるが、維持規格 添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重)の適用を明確化する。

②破壊評価法

シュラウドサポートは形状が複雑であり、極限荷重評価法を適用することは技術的に難しく、2倍勾配法を適用することとしており、技術的に妥当である。ニッケル基合金溶接構造物に対する2倍勾配法の適用の妥当性については、添付資料-11に示した。

2倍勾配法については、添付 E-16 (2倍勾配法) に基本的考え方が規定されているので、添付 E-16 を添付 E-JG-B-2-2 に適用することを明確化した。

なお、シュラウドサポートは、炉心下部に設置されており中性子照射量が低く、非延性破壊を考慮した線形破壊力学の適用不要とすることは妥当である。

(5) 機能評価

(本文に規定なし)

(添付 E-JG-B-1-2 の解説において「S₂時地震時の炉心支持板及び上部格子板位置での水平方向変位は少なく、制御棒挿入性への影響はない」と記述)

技術的妥当性評価

- ・制御棒挿入性については、維持規格 解説 整理番号 E-JG-B-1-2 で引用している火原協炉内点検ガイドライン*に示される評価に基づき妥当であると判断した。
- ・機能評価に関して、「7.1.1 「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する視点 (3)追加要件」を勘案した規定及び解説の改訂を要望する。

*出典：(社)火力原子力発電技術協会 BWR 炉内点検評価ガイドライン[シュラウドサポート] 平成12年3月

(6) 許容基準

評価期間中のき裂進展による断面積の減少量を減じた断面積が、添付 E-JG-B-2-2 に示す最小必要断面積以上であること。

技術的妥当性評価

シュラウドサポートに適用しているニッケル基合金は、延性材料であり2倍勾配法に基づく崩壊評価の許容基準は妥当である。

7.1.7 上部格子板

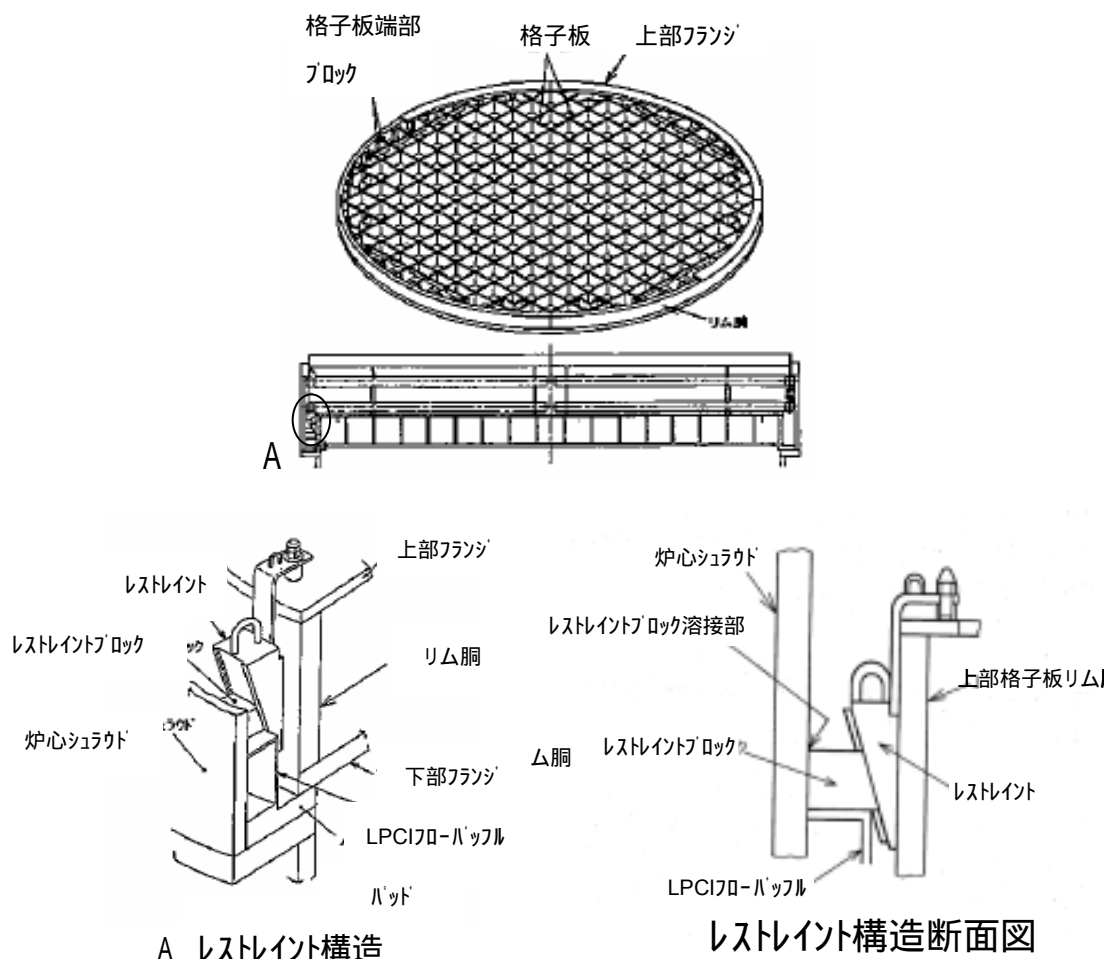
(1) 上部格子板の点検部位

維持規格 2004 年版では、上部格子板の点検部位はレストレイント構造及びホールドダウン構造としている。維持規格 2004 年版解説によれば添付資料-12 に示すように点検評価の考え方が記載されている。

レストレイント

維持規格 2004 年版解説によれば選定の根拠は以下の通りである。

レストレイント構造(レストレイント及びレストレイントブロック)は地震時の燃料集合体により格子板に作用する水平方向荷重を、炉心シュラウドへ伝達する機能をもつこと、ホールドダウン構造(ホールドダウン及びホールドダウンブラケット)は、主蒸気系配管が破断するような事故が発生した場合に生じる差圧による荷重を炉心シュラウドへ伝達して上部格子板の浮き上がりを抑止する機能を有する重要な部位である。(添付資料-12)



【現在までの知見 (国内外のトラブル事例)】

レストレイント部位の国内外の事故トラブル事例なし

技術的妥当性評価

上部格子板のレストレイント構造は、地震時の燃料集合体により格子板に作用する水平方向荷重を、炉心シュラウドへ伝達する機能をもつ重要な部位である。

IGSCC 及び IASCC による損傷の可能性は低い、損傷した場合の原子炉の安全性を考慮しており、点検部位の選定は技術的に妥当である。

(2) レストレイント構造の試験頻度(初回及び2回目以降検査時期)

維持規格の規定は以下の通りである。

初回 : 供用開始後 20 年～30 年以内

2 回以降 : 前回試験後運転時間で 5～15 年以内

(近傍の部位の試験時期に併せる)

維持規格 2004 年版解説 IJG-B-3 によれば設定の根拠は以下の通りである。

- ①溶接部がなく、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量に達する可能性もなく、損傷の可能性は極めて小さい。
- ②高経年化の技術評価時期を想定し、初回は 20～30 年以内とした。
- ③2 回目以降は、隣接部であるシュラウド等の試験時期と併せて実施することとし、5 年～20 年以内とした。

技術的妥当性評価

溶接部がないこと、照射量が IASCC 感受性を発現する中性子量より十分低いそれとなる時期を初回点検時期としていること及び2回目以降の点検を他の炉内構造物に対する点検頻度に合わせていることから妥当である。

(3) レストレイント構造の試験範囲・程度

維持規格

試験範囲は接近可能な範囲とする。

試験を行った範囲として扱われない範囲は機能喪失として扱う。

試験程度は上部格子板の変位が許容値より小さくなるときの試験実施範囲。

技術的妥当性評価

上部格子板の機能維持に必要な個数を試験範囲としており、技術的に妥当である。

(4) レストレイント構造の試験方法等

維持規格

- ・ VT-3（目視試験）
- ・ レストレイントの脱落の有無を確認
- ・ 接近可能な範囲（試験を行った範囲として扱われない範囲は機能喪失を仮定）

技術的妥当性評価

SCC を考慮しており、それによる、レストレイント脱落を想定して検査を行っていることから技術的に妥当である。なお、当面、レストレイントにき裂等の欠陥があった場合にも、機能を喪失したと判定することが必要である。

(5) レストレイント構造の欠陥評価(試験程度評価方法)

維持規格

モデル化

- ・ 点検対象外のレストレイント構造は機能を喪失していると仮定し、上部格子板の FEM モデルを作成
- ・ モデル作成に当たっては、上部格子板やレストレイント構造の配置の対象性を考慮してもよい

技術的妥当性評価

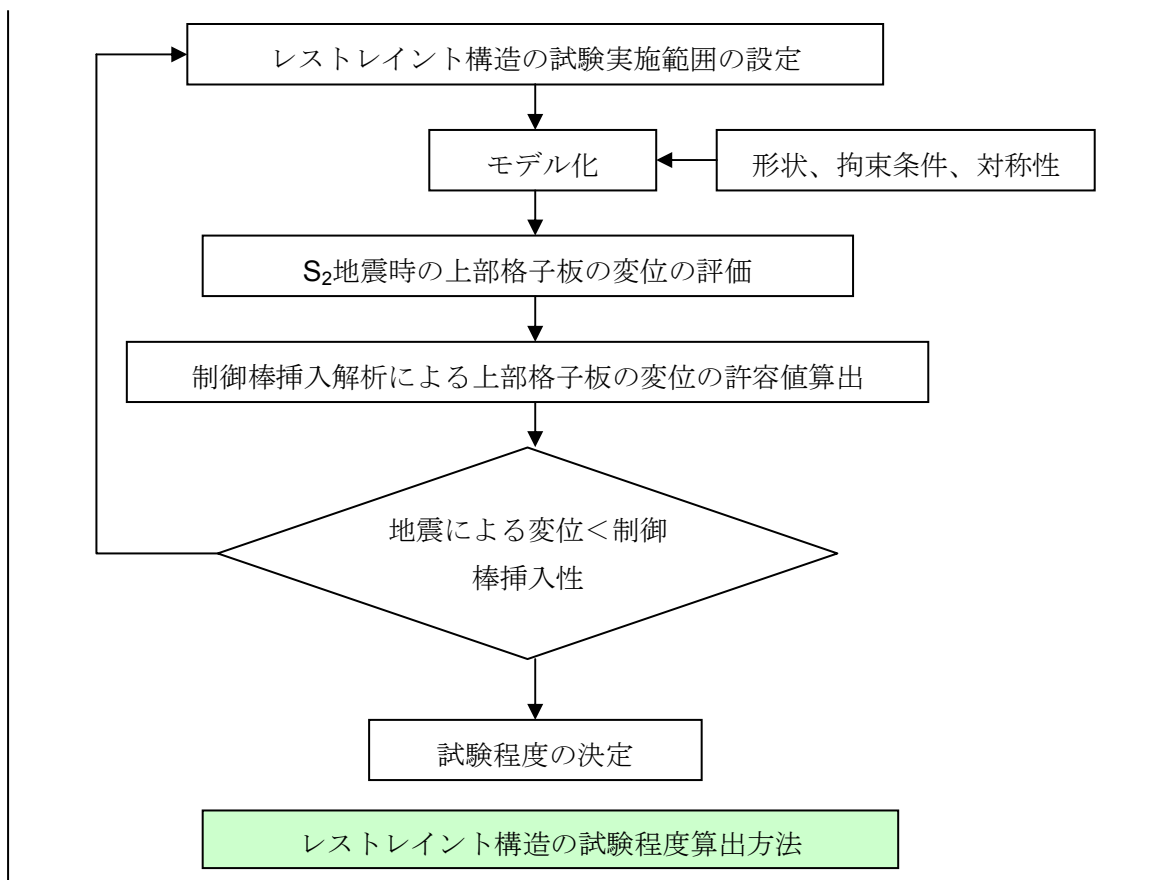
技術的に妥当である。

ただし、上部格子板の形状のモデル化につき、解説において具体例が示されることが望まれる。

(6) レストレイント構造の評価方法

維持規格

- ・ S₂地震を仮定
- ・ 弾性解析を実施し、上部格子板の変位を求める
- ・ 解析入力値の物性値は、設計建設規格付録材料図表の規定値を用いる。
- ・ 各プラントに規定されているスクラム時間を満足できる上部格子板変位の許容値を算出
- ・ 上部格子板の変位が許容値よりも小さくなる時は継続使用が可能



技術的妥当性評価

炉心支持構造物であり S_2 地震を想定していること、及び機能評価の手法は、設計建設規格及び安全評価指針と整合が取れていることから技術的に妥当である。

ホールドダウン構造

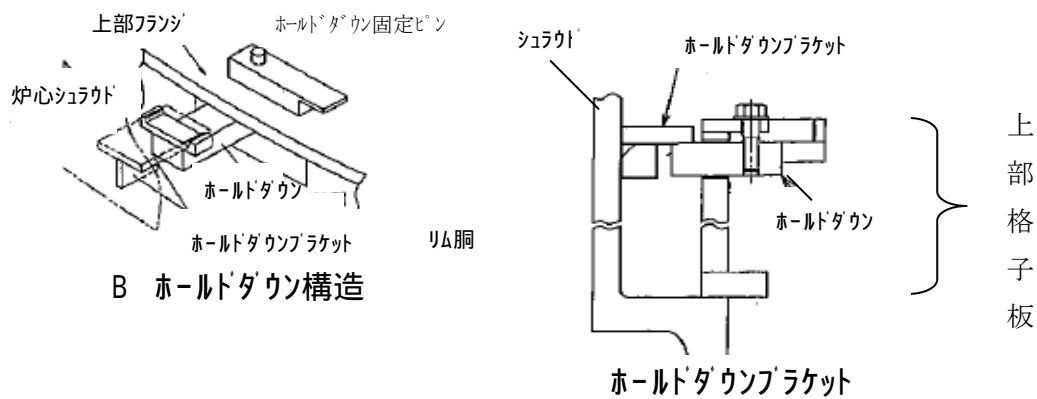
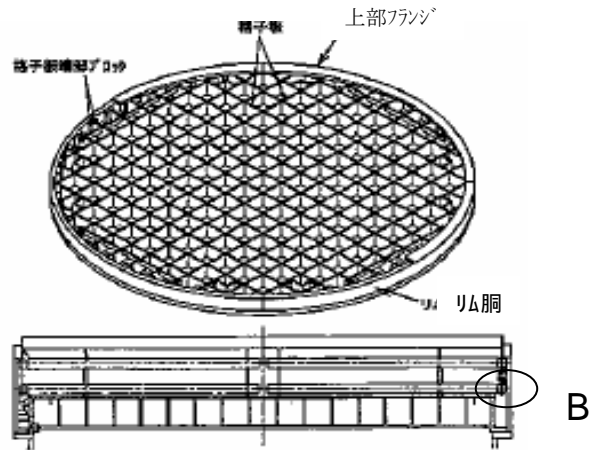
(7) 点検部位

維持規格

ホールドダウンブラケット

維持規格 2004 年版解説

レストレイント構造(レストレイント及びレストレイントブロック)は地震時の燃料集合体により格子板に作用する水平方向荷重を、炉心シュラウドへ伝達する機能をもつこと、ホールドダウン構造(ホールドダウン及びホールドダウンブラケット)は、主蒸気系配管が破断するような事故が発生した場合に生じる差圧による荷重を炉心シュラウドへ伝達して上部格子板の浮き上がりを抑止する機能を有する重要な部位である。



(理由) 上部格子板を構成する部位につき、制御棒挿入性、炉心支持機能への影響について検討<別紙1>

【現在までの知見 (国内外のトラブル事例)】

ホールドダウン構造の国内外のトラブル事例無

技術的妥当性評価

IGSCC 及び IASCC による損傷の可能性は低い、損傷した場合の原子炉の安全性を考慮していること、及び上部格子板の浮き上がりを抑止する機能を有する重要な部位であることから技術的に妥当である。

(8) ホールドダウン構造の点検頻度

維持規格

初回 : 供用開始後 5 年～ 20 年以内

2 回以降 : 前回試験後運転時間で 5 ～ 15 年以内

(近傍の部位の試験時期に併せる)

(理由)

- ・ ひび割れが確認されているシュラウドと同様に溶接構造となっていることから、念のためシュラウドと同様に供用開始後運転時間で 5 年から 20 年の間に初回を設定。なお、本部位はすみ肉溶接であり残留応力は小さい。
- ・ 2 回目以降については、シュラウド等の近傍部位の試験時期に併せた。

技術的妥当性評価

シュラウドと同様、ホールドダウンブラケットが溶接構造となっていること及び IASCC 感受性の発現しきい中性子照射量となる時期(304 系で 70 年、316 系で 140 年)より十分早い時期で設定していることから、シュラウドに合わせて点検頻度を設定することは妥当である。

(9) ホールドダウン構造の試験方法等

維持規格

- ・ MVT-1

代替試験方法

超音波探傷試験

渦流探傷試験

- ・ ホールドダウンブラケット溶接部のうち接近可能な範囲
- ・ 試験を行った範囲として扱われない範囲機能を喪失していると仮定

技術的妥当性評価

上部格子板の機能維持に必要な個数を試験範囲としており妥当である。

(10) ホールドダウン構造の欠陥評価(試験程度の評価方法)

モデル化

維持規格

ホールドダウン及びホールドダウンブラケットを片持ち梁としてモデル化

評価方法

維持規格

(a) 浮き上がり力の算出

通常運転時及び主蒸気配管破断事故時の上部格子板の上下に生じる差圧を解析により算出

差圧による上部格子板に対する浮き上がり力を算出し、上部格子板の自重との差から、ホールドダウン構造に作用する浮き上がり力を算出

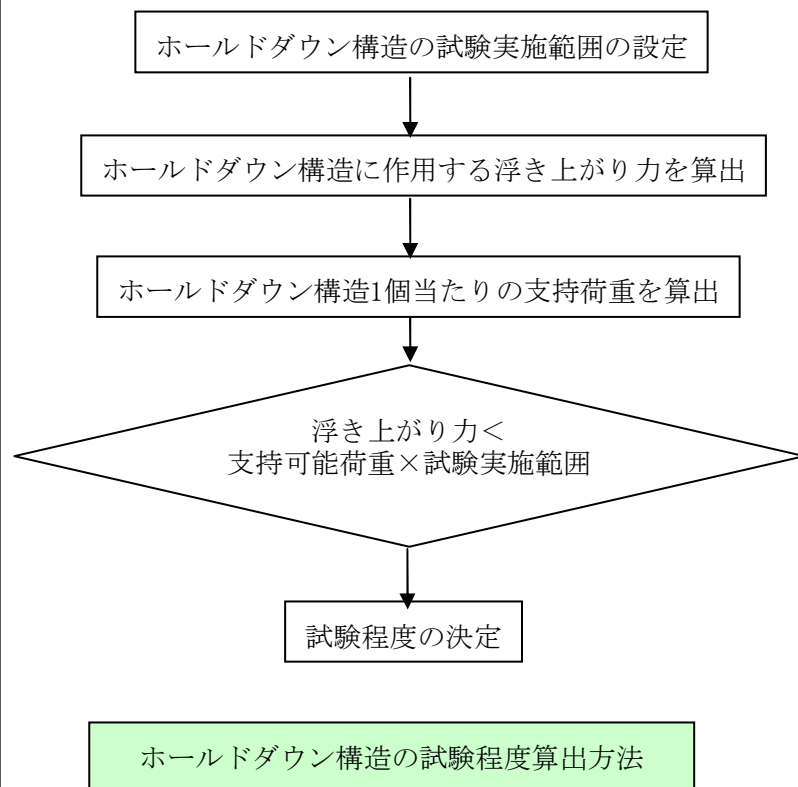
(b) ホールドダウン構造1個当たりの支持可能荷重の算出

先端に荷重が作用するとして算出

(c) 許容基準

(a)の浮き上がり力より、(b)のホールドダウン構造1個当たりの支持可能荷重が大きくなれば継続使用可能

ただし、支持荷重のバランスを考慮し、対象位置にあるホールドダウン構造も加えた偶数個とする。



技術的妥当性評価

浮き上がり力の最も厳しい条件として主蒸気配管破断事故を想定していること、及び評価期間及び試験実施範囲を設定して継続使用の可否を決定する方法となっていることから技術的に妥当である。

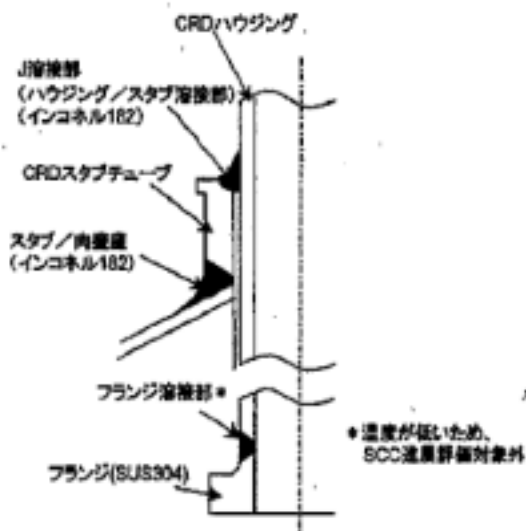
7.1.8 制御棒駆動機構ハウジング

(1) 試験部位

維持規格 2004 年版の制御棒駆動ハウジングの試験部位は、ハウジング取付溶接継手、スタブチューブ取付溶接継手及びフランジ継手としている。

維持規格 2004 年版の解説によれば選定の根拠は以下の通りである。

制御棒駆動ハウジングの SCC 損傷を想定した場合の制御棒挿入性、燃料集合体の鉛直荷重支持および圧力境界健全性への影響に着目して、ハウジング取付溶接継手、スタブチューブ取付溶接継手およびフランジ継手を試験部位とした。なお、ハウジング上部に装着される制御棒案内管および炉心支持金具(炉内構造物)については、これらの溶接継手が損傷しても制御棒挿入性および燃料集合体の鉛直荷重支持機能が維持されるため、試験対象外としている。(添付資料-13)



【現在までの知見 (国内外のトラブル事例)】

国内ではスタブチューブと原子炉圧力容器との溶接部より原子炉水が漏えい。き裂は溶接金属部分に認められ、裏面に貫通した事例がある。また、海外ではステンレス鋼製スタブチューブと原子炉圧力容器との溶接部より原子炉水が漏えいした事例がある。なお、国内実機においてはスタブチューブは全てニッケル基合金であることが確認されている。

技術的妥当性評価

原子炉安全性に影響を与える部位については、トラブル事例も考慮したうえで、材質によらず試験部位としてあげていること、SCC を想定することからハウジング取付溶接継手、スタブチューブ取付溶接継手及びフランジ溶接継手を試験部位としていること、及びスタブチューブ取付溶接部の取り付けの方法(ブロック溶接ありとなし)の違いにより試験部位

を区別しており、プラントによる違いを反映したものになっていることから技術的に妥当である。

(2) 初回点検時期

維持規格

1) ハウジング取付溶接継手

初回:供用開始後25年以降の最初の点検

2) スタブチューブ取付溶接継手

(ブロック溶接のあるプラント)

初回:供用開始後15年以降の最初の点検

3) スタブチューブ取付溶接継手

(ブロック溶接のないプラント)

初回:供用開始後25年以降の最初の点検

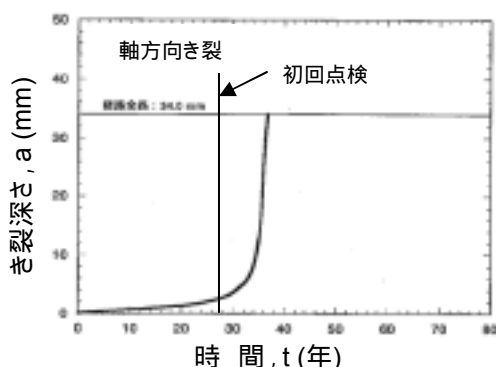
4) フランジ溶接継手

初回:供用開始後25年以降の最初の点検

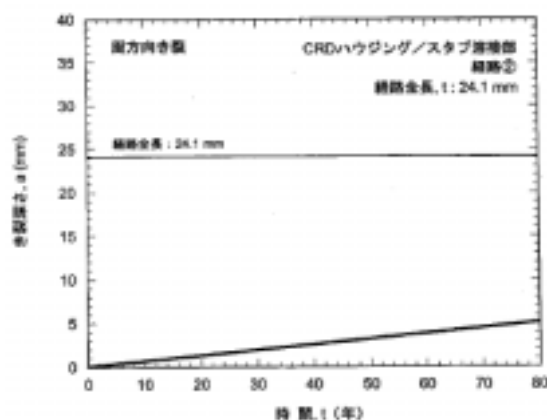
維持規格 2004 年版の解説に下記の根拠が示されている。

1) ハウジング取付溶接継手

DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J は SUS304 と同様に、クロム炭化物の析出に起因して、SCC 感受性を示す。一方、他のニッケル基合金(YNiCr-3 と DNiCrFe-3 改良材および DNiCrFe-1J 改良材)の場合は優れた耐 SCC 性を示す。スタブチューブ管外面に初期き裂(深さ 50 μ m)を想定したき裂進展評価により DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J の溶接継手では、周方向き裂より軸方向き裂の進展が早く、軸方向き裂は運転時間で約36年で貫通する。このため初回の試験実施時期を供用開始後25年以降の最初の定検としている。また、VT-2 試験は体積試験ではないため、2回目以降は毎定検としている。



ハウジング取付溶接継手のき裂進展挙動



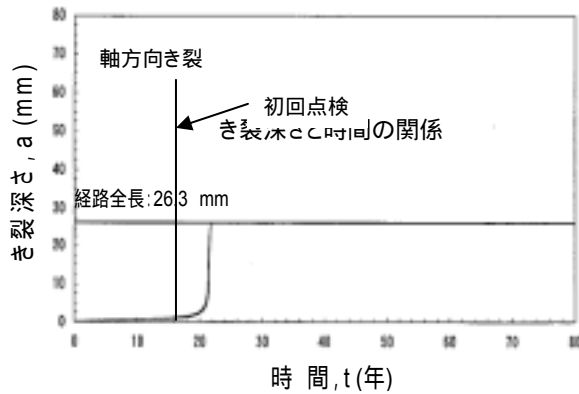
き裂深さと時間の関係

図 ハウジング取付溶接継手の軸方向及び周方向き裂の進展挙動

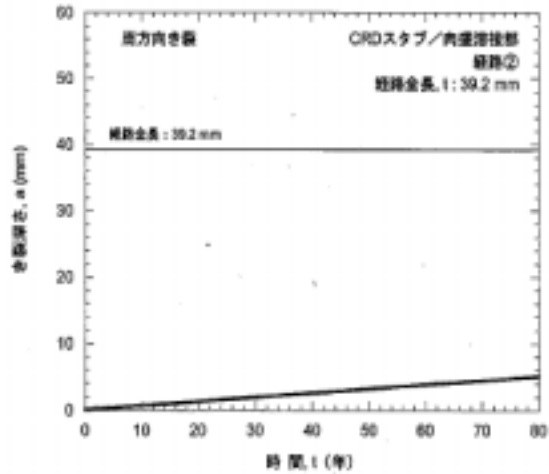
2) スタブチューブ取付溶接継手

・管外面に初期き裂(深さ 50 μ m)を想定したき裂進展評価により DNiCrFe-3 および DNiCrFe-1J の溶接継手では、周方向き裂より軸方向き裂の進展が早く、軸方向き裂は運転時間で約 5 3 年で貫通する。他のニッケル基合金の場合はさらに遅くなると考えられる。

このため初回の試験実施時期を供用開始後 2 5 年以降の最初の定検としている。また、VT-2 試験は体積試験ではないため、2 回目以降は毎定検としている。

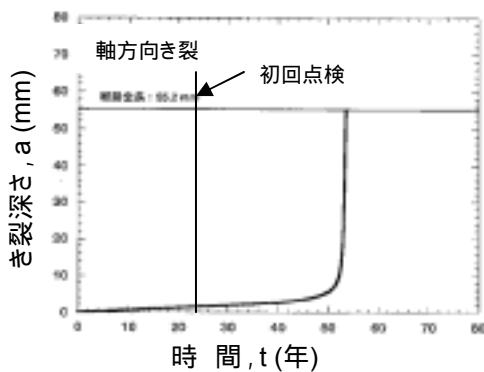


スタブチューブ取付溶接継手(ブロック溶接)のき裂進展挙動

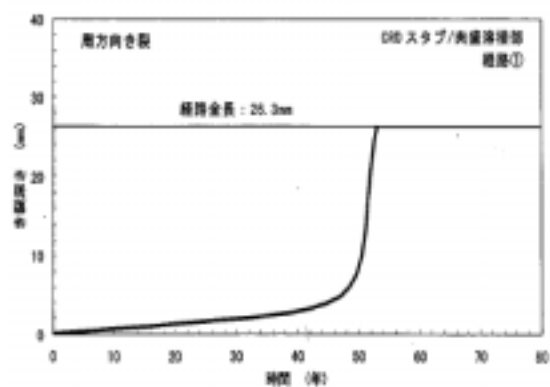


き裂深さと時間の関係

・ただし、ブロック溶接の場合には軸方向き裂で約 2 2 年で貫通と評価されるため、ブロック溶接継手を有するプラントの場合は、初回試験実施時期を、供用開始から運転時間で 1 5 年以降の最初の定検としている。



スタブチューブ取付溶接継手のき裂進展挙動



き裂深さと時間の関係

3) フランジ溶接継手

2) フランジ溶接部は、温度が低く SCC 損傷が生じる可能性が極めて小さいため、初回の試験実施時期を供用開始後 2 5 年の最初の定検としている。

技術的妥当性評価

ハウジング取付溶接継手及びスタブチューブ取付溶接継手において、初期き裂の想定および最もき裂進展速度が大きい条件の想定でき裂貫通に要する時間を評価した上で、保守的となるように設定されている。

耐 SCC 性が優れた YNiCr-3(82 合金)、改良 DNiCrFe-3 (改良 182 合金)については DNiCrFe-3(182 合金)で設定した検査時期はさらに保守側となる。

フランジ溶接継手は SCC 損傷可能性が非常に小さいが、初回の試験実施時期を供用開始後 25 年以降の最初の定検としており、保守的な試験実施時期である。

(3) 点検頻度(2 回目以降)

維持規格

ハウジング取付溶接継手、スタブチューブ取付溶接継手、フランジ溶接継手のすべての溶接継手に対して 2 回以降は毎定検の検査とする。

維持規格 2004 年版の解説に以下の根拠が示されている。

VT-2 試験は体積試験ではないため、2 回目以降は毎定検としている。

技術的妥当性評価

1 回目の点検時期の設定の評価と同様 SCC 損傷の可能性やき裂貫通に要する時間を評価した上で、保守的となるように設定されていること、及び 2 回目以降は毎定検での試験としており、き裂進展解析結果に対し保守的な試験実施時期であることから技術的に妥当である。

(4) 点検開始年(予防保全の考慮)

維持規格

添付 IJB-B-2-1 制御棒駆動ハウジングに対する予防保全の適用

SCC 感受性が小さい部位の点検頻度を適用可

耐食材肉盛

ピーニング

腐食電位に基づくき裂進展速度が適用可

水素注入

貴金属表面処理

技術的妥当性評価

7.1.3(d)点検頻度における予防保全の考慮(シュラウド)、7.1.5(4)点検頻度における予防保全の考慮(シュラウドサポート)に関する技術評価と同じ要件を課すこととする。

(5) 試験方法、試験範囲、程度

維持規格

VT2 全数

維持規格 2004 年版の解説に以下の根拠が示されている。

・ハウジング取付溶接

周方向き裂と比較して軸方向き裂の方がき裂進展が大きく、周方向では貫通き裂が生じないこと、および軸方向き裂が貫通した場合の漏洩量は微小で補給可能であることから VT-2 としている。万一、軸方向き裂が貫通した場合において、S₂ 地震を想定しても破断することはない。

・スタブチューブ取付溶接部

ブロック溶接ありとなしによらず周方向き裂と比較して軸方向き裂の方がき裂が貫通する時期が極めて早いことから、軸方向き裂を検出するため VT-2 としている。軸方向き裂が貫通した場合でも漏洩量は微小で補給可能であり、S₂ 地震を想定しても破断することはない。

・フランジ溶接継手

フランジ溶接部は温度が低いため SCC 損傷が生じる可能性が非常に小さく、万一き裂が生じるとしても、周方向の広い範囲にわたって貫通き裂生じる以前に微小漏洩により検知できると考えられる。(添付資料-14)

技術的妥当性評価

軸方向き裂による漏洩を検知できれば、制御棒駆動ハウジングに要求される原子炉の安全性に関わる機能を維持できるため、VT-2 による全数試験としている。(添付資料-14)

「7.1.2 試験要求のない部位及び試験できない範囲の対応(3)制御棒駆動ハウジング」の記載内容に従って妥当であると判断される。

(6) 標準検査の規定を準用する主要事項

維持規格

IA-2220 検査計画書

IA2330 追加試験

IA-5000 検査の記録

技術的妥当性評価

シュラウド及びシュラウドサポートに関する個別検査の規定と同様であり、標準検査の規定の準用により対応されており、妥当である。

7.2 技術評価のまとめ

(1) 試験要求のない部位及び試験できない範囲の対応

維持規格 2004 年版の個別検査及び個別欠陥評価は構造健全性を主に考慮して規格がまとめられており、シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線に平行に想定されるき裂については供用期間中に発生が想定される荷重及び地震荷重を考慮しても構造健全性に影響を与えないことから個別検査の対象とはしていない。また、シュラウド及びシュラウドサポートの周方向溶接線において、検査できない範囲はすべてに貫通欠陥を想定し、必要最小断面積評価に保守的な条件設定をすることで個別検査対象から除外することを許容している。

しかし、炉内構造物に対して構造健全性だけではなく、安全上重要な機能の維持を要求する観点から、本技術評価では炉内構造物の一部(シュラウド、シュラウドサポートを含む)に貫通欠陥を許容している規定について、維持規格 2004 年版では、これらの炉内構造物に対して貫通欠陥を許容する規定になっているが、構造健全性以外に要求される炉心冷却機能等について、具体的な判断基準が示されていないため、直ちに技術基準(省令 62 号)に適合しているとは評価できないことを追加要件として課すこととした。

これにより、上記のように検査対象から除外した規定についても再度見直すこととした。

(a) 縦溶接線の検査の必要性について

シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線については、周方向溶接線と同様の X 型の開先形状では板厚中央部で溶接残留応力は圧縮となることが予想されるが、縦溶接線が交わる周方向溶接部は溶接残留応力に関して具体的な測定データまたは解析データが得られていないため、シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線について、周方向溶接線の試験範囲に縦溶接線との交差部 (T 字部) を含むことを追加要件とする。

(b) 試験できない範囲についての対応

周方向溶接線の軸方向残留応力は周方向の部位によらずほぼ同じと考えられる。また、SCC によるき裂進展に関わる材料特性、運転荷重(差圧)の条件も同じと推定できるので、周方向の部位によらず、SCC によるき裂進展挙動は同じとすることができる。

したがって、周方向溶接線の検査できない範囲に想定される欠陥については、試験で検出された最深の欠陥と同じ欠陥が同様の進展をするものと仮定して、貫通までの期間を評価することを追加要件とする。なお、維持規格解説に記載の H7 溶接線に想定したき裂の保守的な進展評価に基づけば、運転開始から 30 年で貫通となることを適用してもよいこととする。これと、他の判断基準である最小必要断面積とを勘案して、継続使用の可否判断及び試験実施時期の決定を行うことができる。

(c) 制御棒駆動機構ハウジングの検査について

維持規格 2004 年版の制御棒駆動機構ハウジングの個別検査の試験方法は VT-2 としているので、漏えいが検知された時点で補修・取替えとする規定となっている。また、維持規格 2004 年版解説において、VT-2 試験で漏えいが認められず、その後の運転中に万一漏えいが認められた場合、想定される漏えい量は微小であり、原子炉安全性への影響はないとしている。

しかしながら、技術基準(省令 6 2 号第 9 条の 2 の解釈)においてクラス 1 機器のバウンダリを構成する機器に貫通き裂は認められていない。したがって、技術基準に適合するためには、原子炉運転中に制御棒駆動機構ハウジングからの漏えいが生じた場合、直ちにこれを検出し原子炉を停止させる措置を講ずることができることが必要条件となる。

技術基準(省令 6 2 号第 1 6 条の 3 第 2 項)では、原子炉施設に原子炉冷却材バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置の施設が要求されており、また、同解説には BWR における具体的な設備としては、原子炉格納容器内の廃液サンプル水位、放射能濃度、原子炉格納容器内ガス冷却装置の凝縮水量を測定する設備があることが示されている。

一方、事業者が定めている保安規定では、漏えい検出のための複数の装置(格納容器内空気冷却器凝縮水量、原子炉格納容器高電導度廃液サンプル排水量、原子炉格納容器低電導度廃液サンプル排水量、原子炉格納容器内雰囲気核分裂生成物の放射能濃度)の設置が定められている。また、明らかに原子炉冷却材バウンダリからの漏えいの有意な変化がある場合は原子炉を停止することが規定されている。さらに、保守的な欠陥想定で地震を想定して破壊に対する裕度を評価している。

以上、運転中に制御棒駆動機構ハウジングから漏えいが発生した場合でも、異なる数種の検出装置を設置しており、最も早く漏えいを検知した時点でプラントの停止操作を行うことが可能であることから、維持規格 2004 年版で規定された制御棒駆動機構ハウジングの試験方法は妥当と判断する。

(2) シュラウドに対する個別検査及び同検査を受けた欠陥評価に対する技術評価のまとめ

(a) 検査章

- ①上記(1)(a)に基づき、周方向溶接線の試験部位については縦溶接線との交点(T 字部)を含むことを要件とする。
- ②試験実施時期に代替できる予防保全時期に適用可能な予防保全措置としては、(i)耐食材肉盛(肉盛溶接によって生じる既存材の熱影響部への保全が適切であること)、(ii)ピーニング(施工前にき裂等の欠陥がないことが確認されており、応力改善がなされていること)、(iii)磨き加工(N ストリップ)とする。

なお、磨き加工については応力改善が確認されているが、学協会規格等における施工要領の確立が要件となる。

- ③腐食電位を評価したき裂進展速度式の適用において腐食電位の評価方法についての検討

が必要である。

- ④MVT-1 試験の代替として規定されている超音波探傷試験または、渦流探傷試験は、き裂長さ計測の要領が学協会規格等で確立することを要件に適用可能とする。
- ⑤継続検査については、現在継続検査によるデータを取得・蓄積している段階であり、当面十分なデータが蓄積されるまでの間(平成15年4月 NISA 文書より5年以上)、NISA 指示文書による継続検査を実施すること。NISA 文書で想定している期間における全プラントの報告がなされ、その評価が終了した時点で問題がなければ NISA 文書の指示は解除する。

(b) 評価章

- ①評価手法については、仕様規格の明確化の観点から、「EJG-B-2-1 シュラウドの欠陥評価」を適用することとし、追加事項・補足事項等については、EJG-3000 の規定及び添付規定が適用されることを明確化する。具体的に適用される EJG-B-2-1 等の規定は以下のとおりとする。
 - (i) (継手形状) 継手形状については、添付 E-13 (炉内構造物の溶接継手のモデル化) によること。
 - (ii) (体積検査) 体積検査を実施した場合には、添付 E-1 (欠陥形状のモデル化) によること。
 - (iii) (負荷条件：き裂進展及び破壊評価) 荷重組合せは、添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重) によること。
 - (iv) (応力拡大係数) 添付 E-5 (応力拡大係数の算出) の適用可能であることの明確化
 - (v) (破壊評価法) シュラウドの破壊評価に対しては、添付 E-8 (極限荷重評価法) 及び同許容基準の適用が可能とする。
 - (vi) (2倍勾配法) 添付 EJG-B--2-2 (シュラウドの最小必要断面積の算出方法) において添付 E-16 (2倍勾配法) が適用されていること。
- ②目視検査の評価において、「き裂等の欠陥の両端に板厚分をそれぞれ加え、板厚方向の貫通き裂とする」
- ③検出欠陥のき裂進展モデルについて、「超音波探傷試験により検出された欠陥」は周方向及び厚さ方向の進展を考慮すること
- ④試験できない範囲については、NISA 文書指示「試験実施範囲における欠陥検出割合に準じてき裂を想定」することに加え、上記(1)(b)を追加する。
- ⑤シュラウドの個別欠陥評価において、NISA 文書通り極限荷重評価法も適用可能とする。

(3) シュラウドサポートの個別検査及び個別欠陥評価に対する技術評価のまとめ

(a) 検査章

- ①上記(1)(a)に基づき、周方向溶接線の試験部位については縦溶接線との交点(T字部)を含む

ことを要件とする。

② (点検頻度)

インコネル 82 合金には現時点で追加要件を課さないが、耐 SCC の継続データの蓄積が望ましい。

③ (点検頻度における予防保全措置の考慮)

試験実施時期に代替できる予防保全時期に適用可能な予防保全措置としては、(i)耐食材肉盛 (肉盛溶接によって生じる既存材の熱影響部への保全が適切であること)、(ii)ピーニング (施工前にき裂等の欠陥がないことが確認されており、応力改善がなされていること)、(iii)磨き加工 (N ストリップ) とする。なお、磨き加工については応力改善が確認されているが、学協会規格等における施工要領の確立が要件となる。

④ MVT-1 試験の代替として規定されている超音波探傷試験または、渦流探傷試験は、き裂長さ計測の要領が学協会規格等で確立することを要件に適用可能とする。

⑤ 個別検査における劣化事象(SCC)については、十分なデータが得られるまでは標準検査の継続検査の方法を踏襲すべきと考えるので、継続検査については、個別検査の規定によらず、標準検査の規定 IA-2340 を適用する。

なお、継続検査のデータが十分得られた場合には、個別検査の継続検査を見直すものとする。

(b) 評価章

① 評価手法については、仕様規格の明確化の観点から、「EJG-B-1-1 シュラウドサポートの欠陥評価」を適用することとし、追加事項・補足事項等については、EJG-3000 の規定及び添付規定が適用されることを明確化する。具体的に適用される EJG-B-1-1 等は以下のとおりとする。

(i) (継手形状) 継手形状については、添付 E-13 (炉内構造物の溶接継手のモデル化) によること。

(ii) (体積検査) 体積検査を実施した場合には、添付 E-1 (欠陥形状のモデル化) によること。

(iii) (負荷条件：き裂進展及び破壊評価) 荷重組合せは、添付 E-7 (欠陥評価に用いる荷重) によること。

(iv) (2倍勾配法) 添付 EJG-B-2-2 (シュラウドサポートの最小必要断面積の算出方法) において添付 E-16 (2倍勾配法) が適用されていること。

② 目視検査の評価において、「き裂等の欠陥の両端に板厚分をそれぞれ加え、板厚方向の貫通き裂とする」。

③ 検出欠陥のき裂進展モデルについて、「超音波探傷試験により検出された欠陥」は周方向及び厚さ方向の進展を考慮する。

④ 試験できない範囲については、NISA 文書指示「試験実施範囲における欠陥検出割合に準

じてき裂を想定」することに加え、上記(1)(b)を追加する。

(4) 上部格子板に対する個別検査及び同検査を受けた欠陥評価に対する技術評価のまとめ

(a) 検査章

①試験実施時期に代替できる予防保全時期に適用可能な予防保全措置は上記(1)のシュラウドの場合と同じとすること。

(b) 評価章

なし

(5) 制御棒駆動機構ハウジングに対する個別検査に対する技術評価のまとめ

(a) 検査章

①上記(1)(c)の考え方に基づき妥当性を判断した。

②試験実施時期に代替できる予防保全時期に適用可能な予防保全措置は上記(1)のシュラウドの場合と同様とする。

(6) 補修章の技術評価について

個別検査規定の点検時期の設定に係る補修技術が検査章にあり、これに限定して技術評価を実施した。維持規格補修章全体については、体系化がなされた後に技術評価を実施することとする。

8 . 日本機械学会に対する要望事項

発電用設備規格 維持規格(JSME S NA-1-2004)を改訂するに当たって、以下の事項を要望する。

(1) 標準検査

(a) 海外の規格基準を参考にし規格に反映する場合には、その背景、技術的根拠等についても規格の解説等に残すことを要望する。

(b) 既設プラントと新設プラントにおいて適用に差異を設ける場合には、解説等にその理由等を明確にし、必要に応じて追加で行うべき試験等の要求を明確にすることを要望する。

(c) IA-2220 検査計画書(5)試験要求を満たさない機器、IA-2360 接近性の接近及び検査困難な機器で試験免除規定があるが、実施不可の理由、検査目的に応じて代替検査の適用及び実施について考慮することを要望する。

(d) 再生熱交換器出口配管損傷等過去のトラブル事例を反映した個別検査への取り込みの検討をすることを要望する。

(2) 標準検査に基づく欠陥評価

(a) SCC き裂進展線図については、環境や材料によっては、データ取得が不十分なものもあるが、JNES 等の試験結果及びその他の国内外の情報を収集し、適宜見直しを行うことを要望する。

(3) 個別検査及び同検査を受けた欠陥評価

(a) 試験要求のない部位及び試験できない範囲の対応

7 . 2 項(1)(a)(b)(c)を勘案して規定及び解説の改訂を要望する。

(b) シュラウド

①アライナブラケット等の溶接継手を除外することについて、解説において理由を記載することを要望する。

②仕様規定としてわかりやすい規格構成とすることを要望する。

(i) 炉内構造物 (EJG-3000)及びシュラウドの欠陥評価 (添付 EJG-B-2-1) の双方が適用可能となっているが、両規定の関係の明確化

(ii) 添付規定の引用の一貫性の確保

(iii) 重複内容の規定については、引用等により整合性を保つとともに、なるべくわか

りやすいものとする

③機能評価に関して、「7.1.1「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する視点 (3)追加要件」を勘案した規定の改訂を要望する。

(c) シュラウドサポート

①仕様規定としてわかりやすい規格構成とすることを要望する。

(i)炉内構造物 (EJG-3000)及びシュラウドサポートの欠陥評価 (添付 EJG-B-1-1)の双方が適用可能となっているが、両規定の関係明確化

(ii)添付規定の引用の一貫性の確保

(iii)重複内容の規定については、引用等により整合性を保つとともに、なるべくわかりやすいものとする

②機能評価に関して、「7.1.1「個別検査」及び「個別欠陥評価」に係る規定に対する視点 (3)追加要件」を勘案した規定の改訂を要望する。

③SCC に関する知見の継続的検証を要望する。

(d) 制御棒駆動機構ハウジング

①試験方法について、解説に本技術評価の「7.2(c) 制御棒駆動ハウジングの検査について」の記載内容を反映することを要望する。

(e) 個別検査・個別欠陥評価の構成として、シュラウド及びシュラウドサポートの縦溶接線に沿うき裂は横荷重に対して構造強度上問題ないことを、説明性を高くする観点からも規格のはじめの部分に明確に記載することを要望する。

(4) 維持規格補修編については、今回は技術評価を行わない。今後補修章が体系化され、技術基準との対応が可能になるよう要望する。この中でシュラウドの補修方法に関して、機械補修(タイロッド)の位置付けの検討を要望する。

9 . 電気事業者への要望事項

個別検査において、検査できない範囲を検査可能とするための技術開発の実施を要望する。

10．保安院としての取組み

(1) 個別検査及び同検査を受けた欠陥評価

(a) シュラウド

JNESにおけるステンレス鋼のIGSCC、IASCCおよび照射破壊靱性に関する安全研究の成果がガイドライン等として取りまとめられた場合は再度技術評価を行う。

(b) シュラウドサポート

JNESにおけるニッケル基合金のき裂進展速度、破壊靱性に関する安全研究の成果がガイドライン等で取りまとめられた場合は再度技術評価を行う。

(c) 補修章の技術評価

今後、補修章が体系化され、技術基準との対応が可能となった場合は技術評価を行うこととする。

日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2004年版)」の同規格(2002年版)からの変更点一覧

No.	頁	規定番号	変更内容	変更内容の検討	分類
I 検査					
IA 検査の一般事項					
1	IA-1	IA-1200	(1)の変更、表現の見直し (6)変更、表現の見直し	「IB クラス 1 機器の標準検査」の規定 → および「IJB クラス 1 機器の個別検査」の規定 「JG 炉内構造物の個別検査」→「IJG 炉内構造物の個別検査」	①
2	IA-2	IA-2100	(3)変更	電気事業法改訂に伴い、変更 定期検査 → 定期事業者検査	①
3	IA-2	IA-2210	(1)変更	および JG で規定する → IJB および IJG で規定する	①
4	IA-3	IA-2230	表 IA-2230 の見直し	個別検査の機器が追加されたことによる機器名、試験部位の追加	②
5	IA-4	IA-2320	(1)～(7)の記載順序変更、明確化 表 IA-2320-1、表 IA-2320-2 の試験要求量 (%)変更	(3)項は特殊な場合の規定であり、(7)項とし、記載位置を変更、一部文言追加、 70→75(表 IA-2320-1)、34、66→33、67(表 IA-2320-2)	① ②
6	IA-7	IA-2340	(1)の変更による明確化	体積試験または表面試験 → IA-2540 で定める体積試験または IA-2530 で定める表面試験	①
7	IA-7	IA-2350	(1)、(2)の変更による明確化	(1) 体積試験または表面試験 → IA-2540 で定める体積試験または IA-2530 で定める表面試験	①
8	IA-8	IA-2400	試験対象機器の増加に伴う変更、明確化	個別検査にクラス 1 機器が追加された。また、個別検査章の章記号；炉内構造物を JG→IJG、クラス 1 機器を IJB とし、これを反映させた。	②
9	IA-11	IA-2542	JEAG4207 の年度版を変更	JEAG4207-2000 → JEAG4207-2004 とし、最新規格を呼び込み、反映させた。	③
10	IA-12	IA-3220	(1)の変更	米国連邦規則 10CFR50.55a の要件を踏まえ、最新知見を反映させた。	④
11	IA-14	IA-3500	JIS 規格改訂に伴う見直し	JIS B 7505 の 1994 年改訂により、精度 1.5 級が廃止され 1.6 級が規定されたため、これ	③

No.	頁	規定番号	変更内容	変更内容の検討	分類
				を反映させた。	
12	IA-14	IA-4200	表現の明確化	個別検査にクラス1 機器が追加されたこと、試験結果の評価規定が評価章に移行されたことから、記載内容を変更し、明確化させた。 炉内構造物個別検査→ <u>供用期間中検査(個別検査)</u> 、 JG-3000 → <u>EA-3000</u>	①
IB クラス1 機器の標準検査					
13	IB-1	IB-1220	試験免除機器 ・目視試験の明確化 ・管の呼び径表示を変更	・目視試験のうち VT-1 試験を免除してよい →目視試験(<u>VT-2 試験を除く</u>)を免除してよい。 ・管の呼び径表示 mm→JIS 表記(○○A)	①
14	IB-3	表 IB-2500-1	試験カテゴリ B-A 注:(3)の変更	・溶接継手長さの 7.5%→各溶接継手長さの 7.5% ・「特定の溶接継手に対する試験程度の一部または全部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することが妥当と判断される場合は、各溶接継手長さに対する割合でなく全溶接継手長さに対する割合としてもよい。」を追記	①
15	IB-4	表 IB-2500-2	試験カテゴリ B-B 注:(2)の変更	同上	①
16	IB-7	表 IB-2500-5	試験カテゴリ B-F 管の呼び径表示を変更 注:(2)の変更	・管の呼び径表示 mm→JIS 表記(○○A) ・Ni-Cu-Fe 合金、Ni-Fe-Cr 合金及び Ni-Cu 合金鋼→ニッケル合金鋼	①
17	IB-10	表 IB-2500-8	試験カテゴリ B-H 注:(3)、(4)の変更	・溶接継手長さの 7.5%→各溶接継手長さの 7.5% ・「特定の溶接継手に対する試験程度の一部または全部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することが妥当と判断される場合は、各溶接継手長さに対する割合でなく全溶接継手長さに対する割合としてもよい。」を追記	①

No.	頁	規定番号	変更内容	変更内容の検討	分類
18	IB-11	表 IB-2500-9	試験カテゴリ B-J 管の呼び径表示を変更	・管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
19	IB-45	IB-3230	試験温度 関連規格の条項及び文言の見直し	PVB-2333.1→PVB-2333	①
IC クラス 2 機器の標準検査					
20	IC-1	IC-1220	(1)、(2)の変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
21	IC-3	表 IC-2500-1	試験カテゴリ C-A 注：(3)の変更	<ul style="list-style-type: none"> ・溶接継手長さの 7.5%→各溶接継手長さの 7.5% ・「特定の溶接継手に対する試験程度の一部または全部を実施せず、その代替として他の溶接継手に対する試験程度に加えて試験を実施することが妥当と判断される場合は、各溶接継手長さに対する割合でなく全溶接継手長さに対する割合としてもよい。」を追記 	①
22	IC-7	表 IC-2500-5	試験カテゴリ C-F <ul style="list-style-type: none"> ・管の呼び径表示を変更 ・C5.11 および C5.12 の試験方法を「体積および表面」に見直し ・上記(b)の見直しに伴い、注：(5)を追加 	<ul style="list-style-type: none"> ・管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A) ・原則として「体積および表面」とすることを明確化 ・旧 JEAC4205 適用プラントにおける、公称厚さ 9.5mm を超え 12.7mm 以下の継手に対する試験要件の明確化 	④
23	IC-12	図 IC-2500-3	管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
24	IC-13	図 IC-2500-4	管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
25	IC-14	図 IC-2500-5	管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
26	IC-15	図 IC-2500-6	管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
27	IC-16	図 IC-2500-7	管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
28	IC-21	図 IC-2500-12	図中にエルボの場合の形状隠れ線を追加	エルボの場合の形状を示す隠れ線を追加し、図を明確化	①
ID クラス 3 機器の標準検査					
29	ID-1	ID-1220	試験免除機器 管の呼び径表示を変更	管の呼び径表示 mm→JIS 表記(〇〇A)	①
IE クラス MC 容器（鋼製）の標準検査					
30	IE-5	表 IE-2500-4	適用する JEAC4203 の年度版と名称を見直し	JEAC4203-2004 の反映（名称も変更）	③
31	IE-7	IE-3000	適用する JEAC4203 の年度版と名称を見直し	JEAC4203-2004 の反映（名称も変更）	③

No.	頁	規定番号	変更内容	変更内容の検討	分類
IF 支持構造物の標準検査				変更なし	
IG 炉内構造物の標準検査					
32	IG-2	表 IG-2500-1	試験カテゴリ G-B-1、G-B-2、G-P-1、G-P-2 ・標準検査からVT-1を削除。 ・試験程度を添付 I-4 に移行	・VT-1 試験を個別検査に移行 ・添付 I-4 明確化の修正を反映	①
添付資料（検査）					
33	添付 I-1-1	添付 I-1	「定期検査」を「定期事業者検査」に見直し	電気事業法改訂に伴う変更	①
34	添付 I-3-1	添付 I-3	文頭に「個別検査は、」、下から 2 行目に「クラス 1 機器あるいは」を夫々追加	個別評価を評価章に移行したことにより、個別検査に限定した文章に見直した。	①
35	添付 I-4-1	添付 I-4	具体的な試験部位を示す表の番号を記載	BWR、PWR それぞれの試験部位を示す表に番号を設けたことによる編集上の変更	①
36	添付 I-4-2	表 添付 I-4-B-1	試験対象、図番、試験の範囲及び程度を明確に記載	試験部位や程度等の記載を明確化したもの。	①
37	添付 I-4-3	図 添付 IG-4-B-1	BWR 炉内構造物構造図を追加	試験部位を明確化するために参考に追加したもの。	①
38	添付 I-4-4	表 添付 I-4-P-1	試験対象、図番、試験の範囲及び程度を明確に記載	試験部位や程度等の記載を明確化したもの。	①
39	添付 I-4-5	図 添付 IG-4-P-1	PWR 炉内構造物構造図を追加	試験部位を明確化するために参考に追加したもの。	①

<注>

1. 分類区分

- ① 記載の適正化（用語の統一、表現の明確化、タイトル修正、条項番号の修正、単位換算の見直し、記号の変更）
- ② これまでの運用実績の反映（JEAC4205 質疑応答集の反映など）
- ③ JIS、その他規格の変更（JEAC、JEAG、JIS など、引用年度変更を含む）
- ④ 最新知見の反映（ASME の反映、新規追加など）

欠陥評価の概要（1）～クラス1機器と炉内構造物の比較～

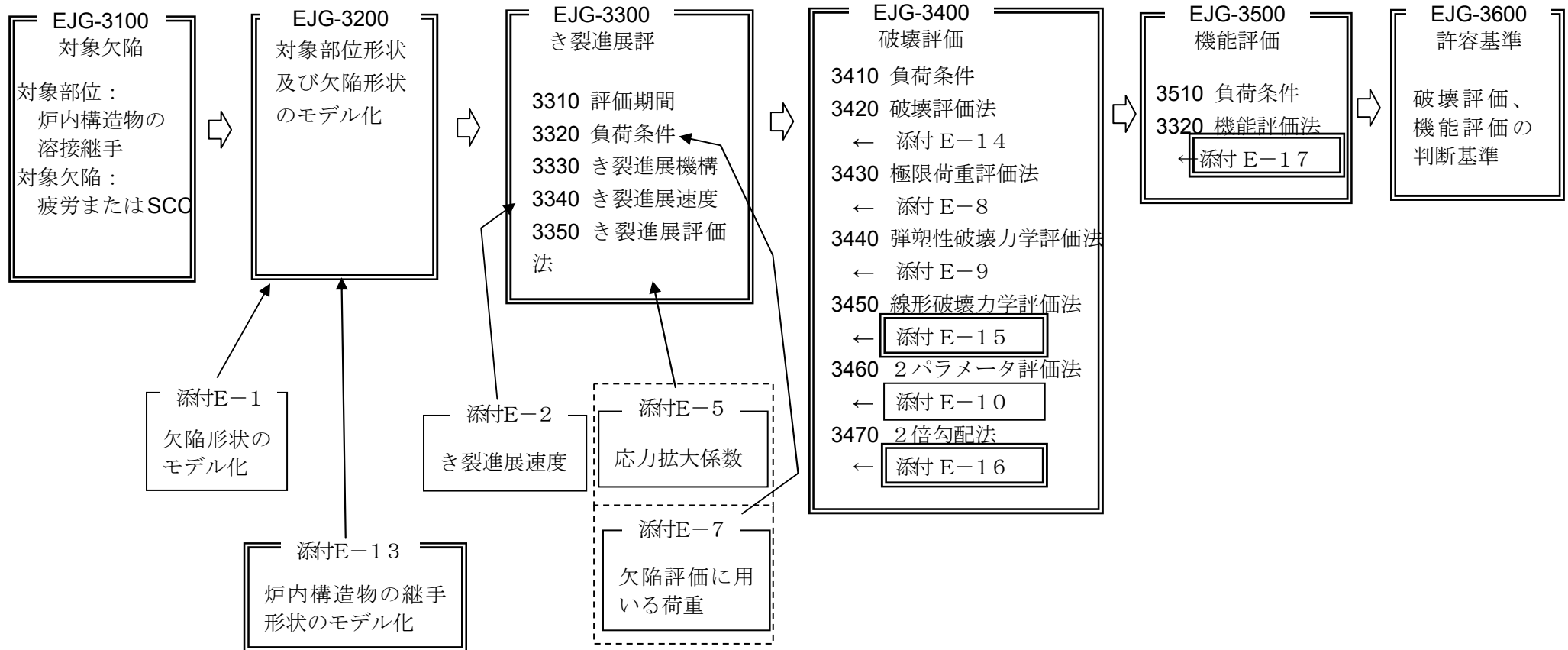
	①モデル化	(評価対象)	②評価不要欠陥の判定基準	③き裂進展評価	④破壊評価	⑤機能評価	⑥許容基準(④、⑤に設定)
<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;">検査</div> <div style="margin: 10px 0;">→</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">有意な欠陥指示</div> <div style="margin: 10px 0;">↙ ↘</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">[クラス1機器]</div> <div style="margin: 10px 0;">↘ ↙</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;">[炉内構造物個別欠陥評価]</div> </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">共通</div> <ul style="list-style-type: none"> 添付 E-1 欠陥形状のモデル化 添付 E-3 欠陥形状評価法 添付 E-4 欠陥の合体条件評価法 	フェライト鋼容器	EB-2000 表-1：評価不要欠陥 表-2：線状評価	EB-3300 (疲労)	EB-3400 ・添付 E-5 応力拡大係数 ・添付 E-6 原子炉容器の破壊靱性	—	EB-3500 ・欠陥寸法 ・応力拡大係数 ・フランジ部等 ・一次応力
		オーステナイト系ステンレス鋼管	EB-2000 表-3：平面欠陥 表-4：線状評価 (SCC 欠陥は適用外)	EB-4300 (疲労/SCC)	EB-4400/ EB-5400 ・添付E-8 極限荷重評価法 ・添付E-9 弾塑性破壊力学評価法 ・添付E-10 2パラメータ評価法	—	EB-4500/5500 ・欠陥寸法 ・応力 ・2パラメータ法
		フェライト鋼管	EB-2000 表-3：平面欠陥 表-4：線状評価	EB-5300 (疲労)	添付 E-11/12 ・評価法の選択 ・破壊靱性(J _c)		
						添付 E-5/E-7 応力拡大係数/荷重	添付 E-2 き裂進展速度 ・疲労き裂 ・SCC き裂
		炉内構造物	—	EJG-3300 (疲労/SCC)	EJG-3400 添付 E-14 破壊評価法の選択 ・極限荷重評価法 ・弾塑性破壊力学評価法 ・2パラメータ評価法 添付 E-15 線形破壊力学評価法 添付 E-16 2倍勾配法	EJG-3300 添付 E-17 炉内構造物の機能評価	EJB-3600 ・欠陥寸法 ・応力 ・2パラメータ法 ・2倍勾配法 ・機能評価

(注) は炉内構造物の個別欠陥評価で、クラス1機器の評価から追加された事項

—：規定なし

添付資料-2-1

欠陥評価の概要（2）～炉内構造物の個別欠陥評価(EJG-3000)の概要～



添付資料-3-1

全周にわたって連続的に点在する場合には、個々のき裂の評価ではなく、平均長さのき裂が全周に存在すると想定しての評価することの妥当性

JAEA の評価によると、平均長さのき裂が全周に存在すると想定した残存面積の評価結果は、個々のき裂を評価した結果に対して、下表のとおり保守的である。

出典：原子力安全委員会 資料第 PT-5-3 号 平成15年2月18日

表 き裂進展量の評価方法の比較

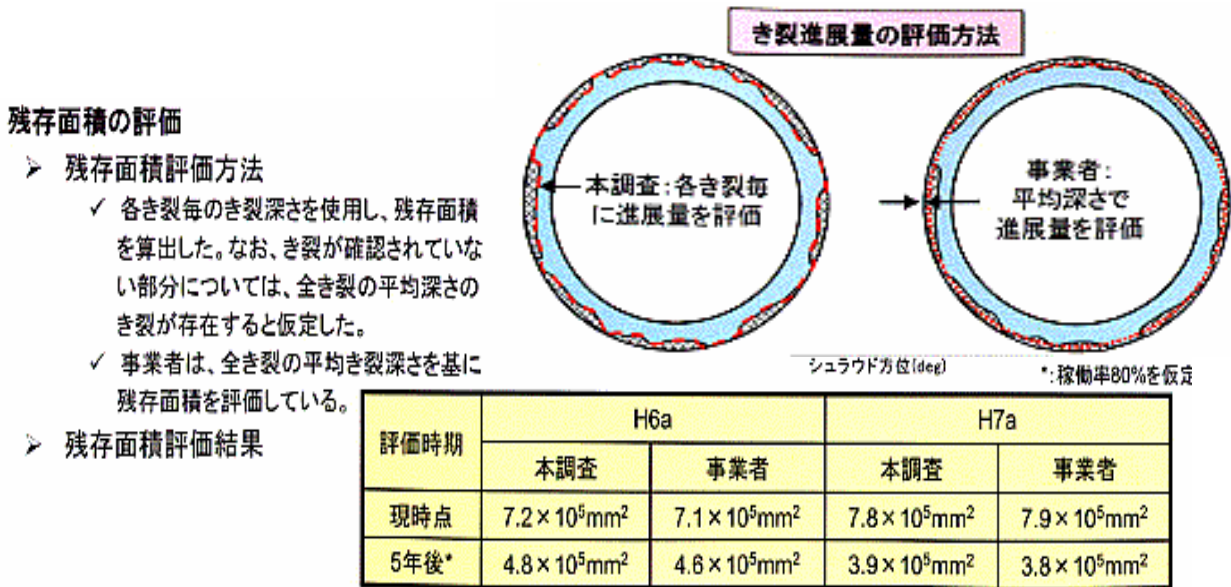


図 添付 EJB-B-2-1-2、及び 図 添付 EJB-B-2-1-3 による H7 継手のき裂深さと時間の関係の技術的妥当性

き裂深さの進展評価に及ぼすと考えられる評価項目として、初期想定欠陥、溶接残留応力、応力拡大係数、き裂進展速度がある。健全性小委員会及び維持規格 2004 版(添付 EJB-B-2-1-3)の H7 継手(リング有)のき裂深さの進展評価において採用されている評価条件の比較を以下に示す。

	健全性小委 資料 5-5-(2)	維持規格 2004 版
初期想定欠陥	全周 深さ 0.1mm	全周 深さ 1mm
溶接残留応力	熱弾塑性解析	同左
応力拡大係数	API 規格 579	同左
き裂進展速度	低炭素ステンレス鋼の SCC	同左

初期想定欠陥として、健全性小委では、柏崎刈羽原子力発電所 3 号機 H7a 溶接部ボートサンプルの表面加工層の厚さより、全周 深さ 0.1mm を想定したのに対して、維持規格 2004 版では、全周 深さ 1mm を保守的に想定しており、妥当と考える。き裂深さの進展挙動は、健全性小委評価によると 深さ 70mm に至るのにおおよそ 30 年、維持規格 2004 版評価によると おおよそ 25 年となることが明らかにされている。維持規格 2004 版によるき裂深さと時間の関係評価の保守性が示され、維持規格 2004 版による評価は、妥当である。

なお、リング無しの場合の初期欠陥の想定は、BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン”炉心シュラウド”(第 2 版)に基づき、VT により検出される寸法として、長さ 10mm 程度、アスペクト比を 0.1 と仮定し、深さは 1mm とした。

添付 E JG-B-2-2 シュラウドの最小必要断面積の算出方法について

1. 添付 E JG-B-2-2 シュラウドの最小必要断面積の算出方法

H7 溶接継手（H1～H3、H5～H7 を代表）及び H4 溶接継手を代表継手として評価。

(1) 実断面積の設定

H7 溶接継手

- ・内表面に全周にわたる表面欠陥を想定
- ・表面応力が引張りである未試験範囲には貫通欠陥を想定

(2) 応力解析モデル

シュラウド全体とし、シュラウドの形状、拘束条件、及び(1)の実断面積を考慮してモデル化。

(3) 荷重条件の設定

一次応力を発生する差圧、自重及び地震荷重を考慮して設定。

(4) 崩壊荷重の算出

「 S_2 地震荷重を比例倍させた場合の弾塑性解析により求められる荷重－変位曲線」と「弾性勾配の2倍の傾きの直線」との交点の荷重を、原則崩壊荷重とする（設計建設規格）。

(5) 最小必要断面積

①H7 溶接継手：

崩壊荷重が「設計荷重×安全率 1.5」以上になる場合の実断面積を最小必要断面積とする。

②H4 溶接継手：下記の大きい断面積

中性子照射量 $3 \times 10^{24} \text{n/m}^2$ 超の場合、設計荷重×安全率を考慮した時の応力拡大係数が中性子照射材の破壊靱性値 KIC となる限界深さを求め、最小必要断面積を算定する。

適用する破壊靱性値

$$> 8.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2 \quad 43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

$$3.0 \sim 8.0 \times 10^{24} \text{n/m}^2 \quad 165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$$

(6) 許容基準

断面積が、添付 E JG-B-2-2 による最小必要断面積以上となると、継続使用が可能

許容荷重 Pa は、崩壊荷重 Pc に対して安全率(SF)を考慮すること。ここで SF の値は許容状態による。

2. 検討結果

(1) 実断面積の設定

実断面積の設定方法については、E JG-B-2-1 では一部要件のみ規定しており、本文(E JG-3000 番台)の引用等明確化が望ましい。

(目視検出欠陥の取扱等)

(2) 応力解析モデル

一般的記載。

(3) 荷重条件の設定

EJG-B-2-1 と同様の規定。

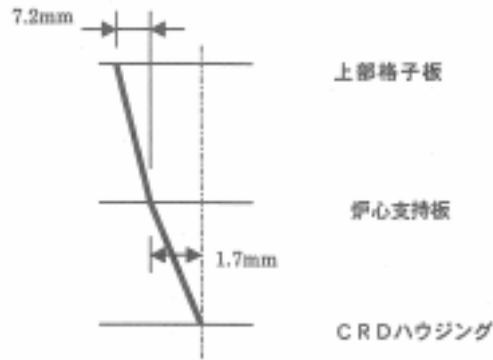
- (4) 崩壊荷重の算出
添付 E-16 と対応している。
- (5) 最小必要断面積
添付 E-16 と対応している。

炉心支持機能を有するシュラウドの水平方向変位による制御棒挿入性への影響の確認結果の妥当性

日本機械学会 維持規格(2004年版)添付 EJG-B-2-2 の解説において参照文献としている社団法人 火原協 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン【炉心シュラウド】(第2版)附録 G “シュラウドの変形による制御棒挿入性について” により、シュラウドの溶接部に欠陥を想定した場合の地震時におけるシュラウドの変形による制御棒の挿入性について、十分保守的な評価をしてもスクラム仕様値を満足していることを確認した。

1. 検討条件

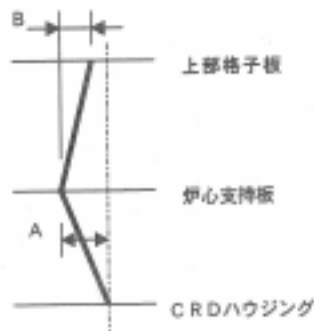
- (1) 対象プラント:1100MWe BWR
- (2) 想定欠陥として保守的な以下のき裂を考慮
 - ・シュラウド全周継手 板厚の 50%深さのき裂
 - ・シュラウド全縦継手 板厚の 90%深さのき裂
- (3) S₂地震時における炉心支持板での水平方向変位
 - (2)の想定欠陥状態での S₂地震時において、汎用有限要素法解析コード ABAQUS を用いた 3次元シェル要素による解析により、下図のミスアライメントを考慮



2. 検討

(1) 地震時における制御棒挿入性

BWR プラントに対する制御棒の地震時挿入性を確認するために、下記のようなミスアライメントを付与し、燃料振幅 40mm まで加振させた制御棒の挿入性解析及び試験評価を行っている。その結果、燃料振幅 40mm まで通常運転時のスクラム使用値である 3.5 秒を十分満足することを確認している。(図 G-1、2 参照)

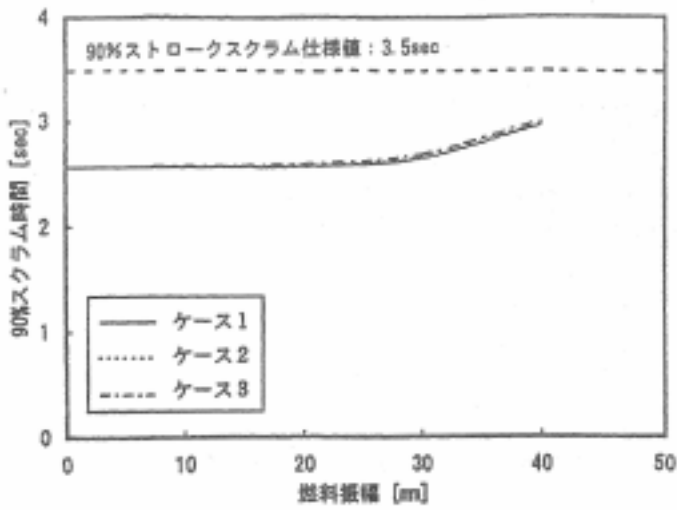


表G-1 解析のケース (単位: mm)

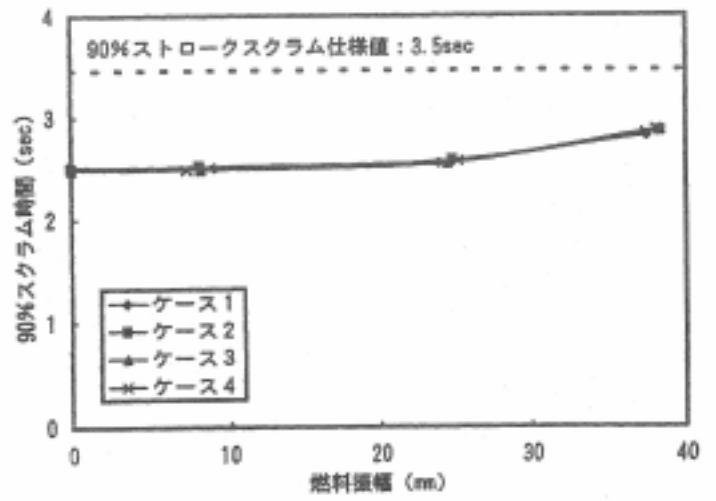
	ケース1	ケース2	ケース3
A	3.6	7.1	10.9
B	2.4	5.8	9.6

表G-2 試験のケース (単位: mm)

	ケース1	ケース2	ケース3	ケース4
A	3.64	5.16	7.06	8.0
B	2.38	3.00	5.80	5.80



図G-1 地震時挿入性解析結果



図G-2 地震時挿入性試験結果

(2) シュラウドの変形による地震時挿入性

シュラウドの想定欠陥による S_2 地震時における CRDハウジングと炉心支持板とのミスアライメント量は 1.7mm、炉心支持板と上部格子板とのミスアライメント量は 7.2mm であり、(1)で挿入性が確認されているミスアライメント量の最大値 10.9mm 及び 9.6mm に比べて小さく、かつ CRDハウジング～炉心支持板～上部格子板において直線的なミスアライメント(くの字形状のミスアライメントがより厳しい)となることから、 S_2 地震時における制御棒の挿入性は十分確保できることを確認した。

2002 年版技術評価書の概要及びシュラウドサポートの損傷事例

(1) シュラウドサポート規定に関する 2002 年版技術評価書の概要

5.4 個別検査の手法に関する評価

維持規格個別検査規定

5.4.1 欠陥の想定及びモデル化

- ・試験実施範囲のうち、欠陥が検出されていない範囲を全長とする初期欠陥（深さ 1mm）を想定し、厚さ方向に進展すると想定
- ・試験できない範囲も貫通欠陥を想定
- ・検出欠陥は、検出範囲を貫通欠陥と想定。裏面の健全性を確認した場合は深さが厚さの 1/2 の欠陥としてモデル化

5.4.2 欠陥の進展評価

- ・試験を実施する範囲で欠陥が検出されていない箇所に想定した初期欠陥については、欠陥の厚さ方向への進展を予測し、そのき裂進展速度を 1.3mm/年としている。初期欠陥のき裂進展速度は、残留応力分布が最も厳しいシュラウドサポートの H11 溶接継手（インコネル 182 相当材）において発生したき裂の深さが 1mm 以上となる進展挙動を包絡する直線を引いて、その直線の傾きから求めたものである
- ・欠陥が検出された範囲は貫通欠陥としてモデル化し、欠陥の両端から溶接継手方向への進展を予測し、そのき裂速度を 63mm/年としている。これは、インコネル 182 相当材の進展速度式の上限を用いている

5.4.3 最小必要断面積の算出方法

- ・崩壊に対して最も厳しい荷重条件となる部位であって、構造及び機能上類似の溶接継手が複数ある場合には、その代表となる溶接継手に全長にわたり表面欠陥を想定し、接近性の制約により試験できない範囲が大きい部位には試験できない範囲及びその周囲に貫通欠陥を想定し、それらの欠陥の深さ又は長さをパラメーターとして実断面積を求める
- ・解析的に算出される崩壊荷重が、差圧、自重及び S_1 又は S_2 の地震動による荷重を用いて求められる設計荷重に安全率（1.5）を乗じたもの以上となる場合の試験部位の実断面積が最小必要断面積となる

5.4.4 試験結果の判定基準

個別検査の試験範囲及び実施時期が設定され、個別検査に基づく試験の結果については、試験において健全性を確認した範囲が、最小必要断面積に次回までの期間に欠陥の進展により減少する断面積を加えた面積以上であることが判定基準とされている。

技術評価

5.4.1 欠陥の想定及びモデル化

欠陥のない箇所には初期欠陥を想定し、欠陥のある箇所及び試験できない範囲は、原則として貫

通欠陥を想定する方法としており、十分保守的で妥当なものと評価。

5.4.2 欠陥の進展評価

- ・いずれのき裂進展に関するデータも、国内の研究成果を基に作成されたものであり、妥当であると評価される
- ・欠陥のき裂進展予測に当たっては、欠陥のない箇所の想定欠陥は一般的な欠陥の進展予測評価手法を用いているが、検出された欠陥は進展速度図の上限を採用することにより、進展が早く進むものとして十分保守的なものとしていると評価される

5.4.3 最小必要断面積の算出方法

- ・崩壊荷重の算出方法や最小必要断面積の考え方は、シュラウドと同じであり、技術的に妥当である
- ・なお、中性子照射の影響を考慮すべき部位がないので、破壊力学的な手法は用いられていない

5.4.4 試験結果の判定基準

この判定基準は、設備の運転中に応力腐食割れが発生・進展したとしても次回の検査まではシュラウド等の構造健全性が確保されるように、試験を実施した範囲で健全性を確認した範囲の断面積から、次回試験までの期間にき裂が進展する面積を減じた値が最小必要断面積以上であることとするものであり、技術的に妥当であると評価される。

5.5 最近のトラブル事例を踏まえた評価

シュラウドのような事例はみられていないが、初回試験の実施時期を供用開始後15年から25年以内としており、念のため、同様に事業者は所有する設備においてき裂の進展予測と最小必要断面積とから評価を行い、維持規格の設定する時期がき裂の進展に対して十分な余裕のある時期となっているかを評価した上で、初回試験の実施時期を設定することが必要である。

(2) シュラウドサポートに関するき裂等の事例（健全性評価制度導入後）

(a) 中部電力(株)浜岡発電所3号機

①報告・評価年月：事業者からの報告 17年5月24日

保安院の評価 17年10月

欠陥検出部位：シュラウドサポートシリンダとシュラウドサポートレグとの溶接部 (H10) 内側1箇所

同検査での欠陥未検出部位：

- ・サポートシリンダとサポートプレート溶接部(H8)上側
- ・サポートプレートと圧力容器溶接部 (H9)上側
- ・サポートシリンダとサポートレグ溶接部 (H10)外側
- ・サポートレグと圧力容器溶接部(H11)内外側

(注) H8 下側、H9 下側はインコネル 82 使用のため点検未実施
ひび割れ形状・深さ：周方向溶接線に垂直な形状（縦方向形状）

ひび割れ深さ最大値：24.6mm

②健全性評価

想定欠陥：シュラウドサポートレグ全数（12箇所）に、1箇所当たり9本の貫通した縦方向のひび割れ

③評価結果：S₂地震荷重に対し3倍以上の裕度があることを確認

(b) 日本原子力発電(株)東海第二発電所

①報告・評価年月：事業者からの報告 17年7月13日

保安院の評価 17年8月

欠陥検出部位：シュラウドサポートシリンダの縦溶接線（V8）外面3箇所（90度、180度、270度方向）

ひび割れ形状・深さ：縦溶接部に沿った形状（縦方向形状）

ひび割れ最大値：約46mm(未貫通)（板厚約63mm）

ひび割れ長さ最大値：約120mm

②健全性評価

想定欠陥：

- ・縦方向溶接線4本が全体にわたり貫通していると設定
- ・H7に進展し、H7溶接線に沿って周方向進展と設定（縦溶接線長さ 約550mm）

③評価結果：

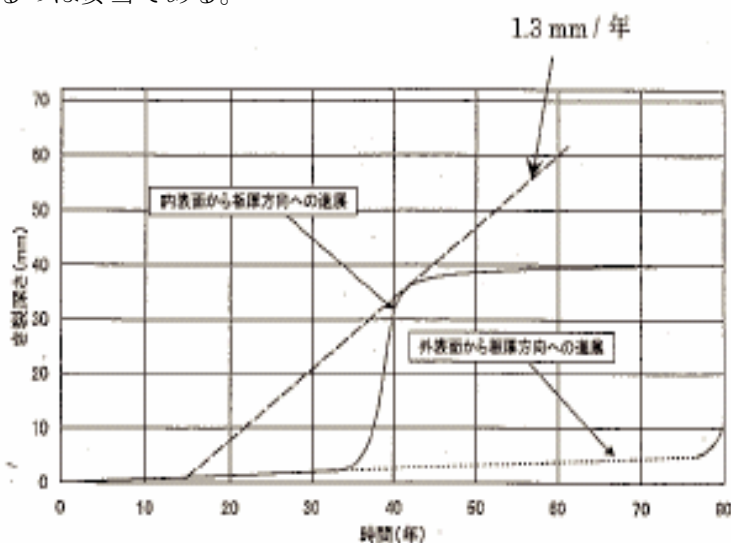
- ・縦方向のひび割れは構造健全性に及ぼす影響なし
- ・H7周方向は20年以上の健全性を維持できると評価

ニッケル基合金 SCC き裂進展速度 1.3mm/年、63mm/年の技術的妥当性

【1.3mm/年について】

シュラウドサポートの部位のうち、SCC き裂進展に対して残留応力分布が厳しいと評価される H11 溶接継手に、き裂深さが 1mm 以降の進展挙動を包絡する直線を引いて傾きを求めると、下図に示すように 1.3mm/年となる。なお、ここで、き裂深さ 1mm は、MVT-1 により検出可能と考えられるき裂長さ 10mm とし、アスペクト比を 0.1 と仮定した場合のき裂の深さである。

したがって、健全性を確認した範囲に保守的に想定する深さ 1mm の欠陥からの厚さ方向へのき裂進展速度を 1.3mm/年とするのは妥当である。

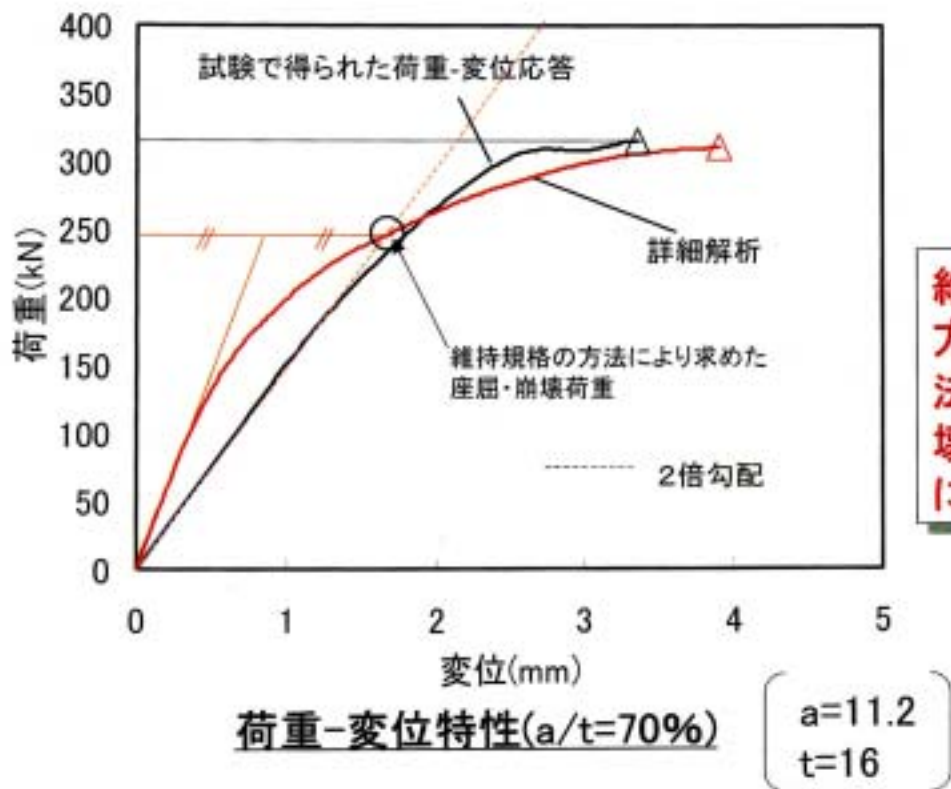


☒ H11 溶接継手 (DNiCrFe-3, DNiCrFe-1J) における想定欠陥からの深さ方向のき裂進展速度の設定

Ni 基合金製溶接構造物に対する 2 倍勾配法適用妥当性について

シュラウドサポートを模擬したき裂を有する構造物の破壊試験及び解析を実施し、座屈・崩壊挙動は、2 倍勾配法で保守的に推定できることを確認した。

出典 Okita, et.al. “EXPERIMENTAL STUDY ON STRUCTURAL INTEGRITY OF A CORE SHROUD SUPPORT WITH A CRACK UNDER SEISMIC LOAD” ICONE14-89378, Miami Florida, USA, July 17-20, 2006



維持規格の評価方法(二倍勾配法)は、座屈・崩壊荷重を保守的に評価できる。

表 2-4-1 上部格子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 格子板	燃料集合体の位置決め及び支持	差圧：↑ 地震：→	可能	IASCC	・上側の格子板は、損傷しても機能に影響しない。 ・下側格子板は、2箇所破断により破断部が炉心支持板に落下する可能性があるが、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 調整ピン	上部格子板の位置決め	地震：→	可能	IGSCC	上部格子板設置後は、損傷しても上部格子板の機能に影響しない。	不要
③ 格子板固定ピン	・格子板の支持 ・水平方向荷重の支持	地震：→	可能	IGSCC (タック溶接)	損傷しても、ピンの位置が保持されるため、上部格子板の機能に影響しない。	不要
④ 燃料集合体誤装荷防止板及び防止板固定ボルト	燃料集合体の誤装荷防止	差圧：↑ 地震：→	可能	IGSCC	燃料集合体装荷後は、損傷しても上部格子板の機能に影響しない。	不要
⑤ リスト構造 ・リスト ・リスト用ブロッ	水平方向荷重の支持	地震：→	可能	IGSCC	・リスト構造の機能が喪失する可能性は非常に小さいと考えられる。 ・水平方向荷重の伝達経路として重要なため、万一リスト構造が喪失した場合には、上部格子板に要求される安全機能に影響大。	点検対象
⑥ ネットダウン構造 ・ネットダウン ・ネットダウンブラケット	垂直方向荷重の支持	差圧：↑ 地震：→	可能	IGSCC	・ネットダウン固定ピン、又はネットダウンブケット溶接部が損傷すると、上部格子板に要求される安全機能に影響大。 ・上部格子板に作用する垂直方向荷重が自重より小さい場合は点検不要。	点検対象
⑦ リム/下部フランジ溶接部	・上部格子板構造の保持 ・水平方向荷重の支持	差圧：↑ 地震：→	可能	IGSCC	・損傷しても、上部格子板の構造は格子板固定ピンにより保持される。 ・損傷しても、リストにより水平方向荷重が支持されるため、上部格子板の機能に影響しない。	不要
⑧ リムピン	・上部格子板構造の保持 ・水平方向荷重の支持	差圧：↑ 地震：→	可能	IGSCC (タック溶接)	損傷しても、ピンの位置及びピン機能は保持されるため、上部格子板の機能に影響しない。	不要
⑨ リムの縦溶接線	上部格子板構造の保持	地震：→	可能	IGSCC	・損傷しても、リム/下部フランジ溶接部及びリムピンにより、上部格子板の構造は保持される。 ・損傷しても上部格子板の機能に影響しない。	不要
⑩ 格子板/格子板端部ブロッ溶接部	・格子板の支持 ・水平方向荷重の支持	地震：→	可能	IGSCC	溶接部が破断しても、格子板の位置は保持され、水平方向荷重の伝達が可能なため、上部格子板の機能に影響しない。	不要

↑：垂直方向
→：水平方向

表 2-5-1 CRDハウジングの点検対象部位

部位	機能	外荷重条件	点検性 (VT)	劣化モード	損傷による構造,機能への影響評価	点検要否
① $\text{H}2\text{O}$ / $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	案内管, 燃料支持金具, 燃料集合体の支持	自重 (GT, FS, FB)	可能	IGSCC	溶接部が損傷しても,燃料集合体及び案内管の自重により $\text{H}2\text{O}$ 位置が保持されるため,制御棒挿入性に影響しない	不要
② $\text{H}2\text{O}$ / $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	耐圧, CRD支持	内圧, 自重 (CRD)	可能	IGSCC	溶接部が損傷すると炉水が漏えいする可能性がある 溶接部が損傷すると制御棒挿入性に影響を与える可能性がある	点検対象
③ $\text{H}2\text{O}$ / $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	$\text{H}2\text{O}$, 案内管, 燃料支持金具, 燃料集合体の支持, 耐圧	内圧, 熱応力, 自重 (HS, GT, FS, FB)	可能	IGSCC	溶接部が損傷すると炉水が漏えいする可能性がある 溶接部が損傷した場合に地震が発生しても,変位が微小であり,制御棒挿入性は確保できる	点検対象
④ $\text{H}2\text{O}$ / 下鏡溶接部	$\text{H}2\text{O}$, 案内管, 燃料支持金具, 燃料集合体の支持, 耐圧	内圧, 熱応力, 自重 (HS, GT, FS, FB)	可能	IGSCC	溶接部が損傷すると炉水が漏えいする可能性がある 溶接部が損傷した場合に地震が発生しても,変位が微小であり,制御棒挿入性は確保できる 下鏡低合金鋼へのき裂進展速度は極めて小さい (~5mm/40年)	点検対象
⑤ 案内管 $\text{H}2\text{O}$ / 案内管 $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	$\text{H}2\text{O}$, 燃料支持金具の位置決め	-	可能	IGSCC	溶接部が損傷して $\text{H}2\text{O}$ が破断しても,案内管は回転しないため,制御棒挿入性へ影響しない	不要
⑥ 案内管 $\text{H}2\text{O}$ / 案内管 $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	案内管 $\text{H}2\text{O}$, 燃料支持金具, 燃料集合体の支持	差圧, 自重 (GT, FS, FB)	可能	IGSCC	溶接部が損傷した場合に地震が発生しても,変位が微小であり,制御棒挿入性は確保できる	不要
⑦ 案内管 $\text{H}2\text{O}$ / 案内管 $\text{H}2\text{O}$ 溶接部	案内管 $\text{H}2\text{O}$, 燃料支持金具, 燃料集合体の支持	熱応力, 差圧, 自重 (GT, FS, FB)	可能	IGSCC	溶接部が損傷した場合に地震が発生しても, $\text{H}2\text{O}$ 構造で紙合しているため,制御棒挿入性は確保できる	不要
⑧ 燃料支持金具位置決め $\text{H}2\text{O}$ / 炉心支持板 溶接部	燃料支持金具, 燃料集合体の位置決め	-	可能	IGSCC (炉心支持板)	溶接部が損傷しても, $\text{H}2\text{O}$ の位置は保持されるため,制御棒挿入性に影響しない	不要
⑨ 燃料支持金具 $\text{H}2\text{O}$ / $\text{H}2\text{O}$ 板 溶接部	炉心流量の調整	差圧	可能	IGSCC	溶接部が損傷して $\text{H}2\text{O}$ 板が脱落しても, $\text{H}2\text{O}$ と燃料支持金具の隙間に留まるため,制御棒挿入性に影響しない	不要

HS: $\text{H}2\text{O}$
 GT: 案内管
 FS: 燃料支持金具
 FB: 燃料集合体

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [CRDハウジング] 附録 F
制御棒駆動機構ハウジング圧力境界部からの漏洩の影響評価

制御棒駆動機構ハウジングの溶接部において、軸方向き裂が貫通した場合の冷却材漏洩の影響は小さいことを確認した。

(1) 想定される軸方向き裂の大きさ

内圧による応力は 33N/mm^2 程度であるため、プラントの起動/停止による疲労き裂進展量は微小（100回の起動/停止で 0.1mm 未満）である。

漏洩の影響評価に用いる軸方向貫通き裂の長さは、圧力境界部において材質的に SCC き裂が進展可能な領域である(a)ハウジング/スタブチューブ溶接部（インコネル溶接金属、ハウジング及びスタブチューブ熱影響部）、及び(b)スタブチューブ/下鏡溶接部（インコネル溶接金属、スタブチューブ熱影響部）の寸法に基づいて評価すると、約 15mm 以下である。（図-1）なお、温度が低いため SCC 損傷可能性が極めて小さいハウジング/フランジ溶接部は評価対象外とした。

(2) 漏えい量

SCC によるき裂開口を 0.1mm と仮定すると、長さ 15mm の貫通き裂からの漏洩量は、安全解析において想定されている配管破断開口面積と当該開口部からの冷却材の流出量（ブローダウン流量）から、破断面積換算により約 0.03l/s となる。これは、常時流れている CRD 冷却水により補給可能な量の数%以下である。したがって、万一軸方向き裂が貫通しても、CRD 冷却水により補給可能である。

(3) 構造強度への影響

15mm 程度の軸方向表面き裂は、CRD ハウジングの構造強度、制御棒挿入性、及び燃料集合体の支持機能へ影響しない。

出典 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン [CRDハウジング]（第2版）

（社）火力原子力発電技術協会；平成16年1月

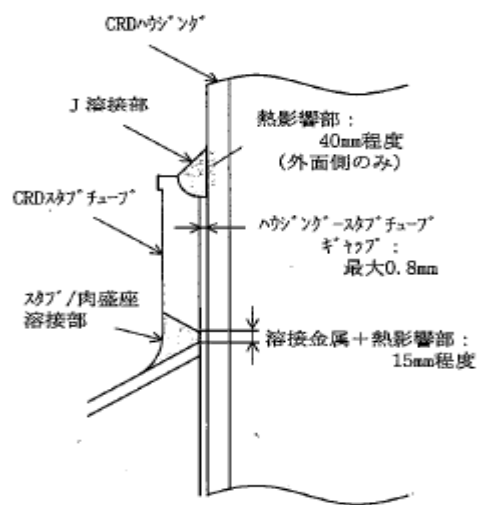


図 F-1 CRD ハウジングに想定される SCC 領域

(参考) 基準評価ワーキンググループ委員名簿 (敬称略)

主 査 班目 春樹 東京大学大学院工学系研究科教授
上杉 信夫 財団法人発電設備技術検査協会溶接・非破壊検査技術センター研究特
任参与
酒井 信介 東京大学大学院工学系研究科教授
庄子 哲雄 東北大学理事
鈴木 雅秀 独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター研究主席
関村 直人 東京大学大学院工学系研究科教授
西口 磯春 神奈川工科大学工学部システムデザイン工学科教授
野本 敏治 財団法人溶接接合工学振興会理事長
和田 雄作 独立行政法人日本原子力研究開発機構大洗研究開発センター
技術開発部部長

(参考) 検査技術評価ワーキンググループ委員名簿 (敬称略)

主 査 宮 健三 法政大学大学院システムデザイン研究科客員教授
安藤 柱 横浜国立大学大学院工学研究科教授
安藤 弘昭 独立行政法人原子力安全基盤機構特別顧問
上杉 信夫 財団法人発電設備技術検査協会溶接・非破壊検査技術センター研究特
任参与
小林 英男 横浜国立大学安心・安全の科学研究教育センター特任教授
酒井 信介 東京大学大学院工学系研究科教授
庄子 哲雄 東北大学理事
高木 敏行 東北大学流体科学研究所教授
野本 敏治 財団法人溶接接合工学振興会理事長
三原 毅 東北大学大学院工学研究科助教授

(参考) 基準評価WG及び検査技術評価WGの検討経緯

第20回基準評価WG会合 (平成18年4月19日)

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2004) (2004年版)〔評価編〕」に関する技術評価案に対する審議。

第21回検査技術評価WG会合 (平成18年6月7日)

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1-2004) (2004年版)〔検査

編]」に関する技術評価案に対する審議。

第23回基準評価WG会合（平成19年2月28日）

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（JSME S NA1-2004）〔個別検査及び個別欠陥評価〕」に関する技術評価案に対する審議。

第24回基準評価・第23回検査技術評価合同WG会合（平成19年4月17日）

- ・日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格2004年版（JSME S NA1-2004）」について原子力安全・保安院及び独立行政法人原子力安全基盤機構が作成した技術評価書案に基づき審議し、基準評価・検査技術評価合同WGとして技術評価書案を取りまとめ。

パブリックコメント募集（平成19年6月20日～7月20日）

- ・パブリックコメント0件

（平成19年8月技術評価書としてとりまとめ）