

BWR 予防保全工法ガイドライン
[水素注入による環境改善効果の評価方法]
(第2版)

2026年4月

一般社団法人 原子力エネルギー協議会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

本ガイドの位置づけ

本ガイドライン（以下「本ガイド」）は、従前より(一社)原子力安全推進協会(以下、JANSI)が策定・管理してきた「BWR 予防保全工法ガイドライン[水素注入による環境改善効果の評価方法]（第2版）」（以下「従来のガイド」）を原文のまま原子力エネルギー協議会（以下、ATENA）の管理体制下で引き継いで使用するものである。本ガイドの内容については、ATENA 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂が決定されるまでの間、変更は行わない。

運用時期

本ガイドの運用開始日は 2026 年 4 月とする。

運用上の注意

1. 本ガイドは従来のガイドを踏襲したものであり、運用上の変更はない。
2. ATENA は必要に応じて、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂しますが、その場合は別途改訂履歴を明示する。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本書の作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本書の内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本書の使用により使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。使用者は、自己の責任において本書を使用するものとする。

（権利帰属）

本書の著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本書の使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本書の使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

2026 年 4 月
原子力エネルギー協議会

BWR 予防保全工法ガイドライン

[水素注入による環境改善効果の評価方法]

(第 2 版)

平成 29 年 3 月

一般社団法人 原子力安全推進協会
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

はじめに

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

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

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

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

平成 29 年 3 月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会
委員長 野本敏治

BWR 予防保全工法ガイドライン

改訂履歴

ガイドライン名：水素注入による環境改善効果の評価方法

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 24 年 3 月	初版発行		
平成 29 年 3 月	第 2 版発行	水素注入量と ECP の関係に関する評価等について初版発行後の知見を反映	

ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、原子力安全推進協会に設置された炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会において、専門知識と関心を持つ委員と参加者による審議を経て制定されたものである。

原子力安全推進協会はガイドライン記載内容に対する説明責任を有するが、ガイドラインを使用することによって生じる問題に対して一切の責任を持たない。またガイドラインに従って行われた点検、評価、補修等の行為を承認・保証するものではない。

従って本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(平成29年3月現在、順不同、敬称略)

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

目次

第1章 目的及び適用	1
1.1 目的	1
1.2 適用	1
第2章 環境緩和技術の概要	1
2.1 水素注入	1
2.2 水素注入等による環境改善効果の点検時期への反映	1
第3章 適用の条件	2
3.1 評価対象部位	2
3.2 水質条件	4
3.3 目標水素注入量	4
第4章 点検時期設定方法	5
4.1 点検時期設定手順	5
4.2 実際のHWC稼働率に応じた点検時期見直し	5

解説

(解説1-1) ガイドライン制定の目的	9
(解説1-2) 本ガイドラインの適用にあたって	9
(解説1-3) 亀裂進展速度低減効果の得られる範囲	9
(解説2-1) HWCによる環境緩和の原理	9
(解説2-2) 水素注入等による環境改善効果の点検時期への反映	11
(解説3-1) 水素注入環境での亀裂進展評価適用にあたっての水質条件	12
(解説3-2) 目標水素注入量	15
(解説4-1) HWC稼働率	21
(解説4-2) HWC稼働率に応じた亀裂進展速度	21
(解説4-3) 各部位における亀裂進展条件と機器の点検時期	21
(解説4-4) 実際のHWC稼働率に応じた点検時期見直し	25

付録

付録A 水素注入技術の実機への適用経緯	
付録B 水素注入量とECPの関係	
付録C 履歴効果	
付録D 亀裂進展速度内分ケーススタディ	

参考資料 予防保全工法ガイドライン [水素注入による環境改善効果の評価方法] の概要

第1章 目的及び適用

1.1 目的

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）用機器のうち、応力腐食割れ（SCC）に対する予防保全対策として水素注入等を適用したものについて、注入量の目標値を示すとともに環境改善効果に応じた亀裂進展速度の適用により点検時期を設定する方法を示すことを目的とする。

（解説 1-1）

1.2 適用

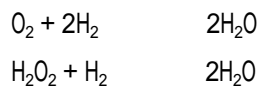
本ガイドラインは、水素注入等による環境改善効果により亀裂進展速度低減効果が得られる BWR 用機器に適用する。ガイドラインの適用時期は、商業運転開始後の供用期間中とする。（解説 1-2、1-3）

第2章 環境緩和技術の概要

2.1 水素注入

水素注入（HWC: Hydrogen Water Chemistry）は、沸騰水型原子炉（BWR）の給水系から水素を添加し、炉内で水の放射線分解により生じた酸素や過酸化水素等の酸化性化学種と水素との再結合反応を促進し、酸化性化学種濃度を低下させ、腐食環境を改善する技術である。

水素注入の原理は、炉水への水素の添加により水素過剰の条件とすることで、酸素や過酸化水素等の酸化性化学種と水素との再結合反応を放射線存在下で促進することにある。見かけ上、水素注入の効果は、



のように表わすことができる。しかし、これらの反応は素反応ではなく、実際の再結合反応は放射線分解によって生成した分解生成物が関与する 30 以上の反応の複合反応によって説明される。

一次系構造材料の粒界応力腐食割れ（IGSCC：Intergranular Stress Corrosion Cracking）抑制に対する水素注入の効果は、当該材料の腐食電位（ECP：Electrochemical Corrosion Potential）を指標にすることが一般的である。材料、応力、環境の SCC 発生 3 要因のうち、環境要因である ECP を標準水素電極（SHE：Standard Hydrogen Electrode）換算で $-230 \text{ mV}_{\text{SHE}}$ 以下に低減すれば、IGSCC の発生を抑制できるとされている。また、IGSCC の進展については、ECP 低減度合いに応じた抑制効果が期待できると考えられている。

水素注入技術の原理の詳細を解説に、また、実機への適用経緯を付録 A に、それぞれ示す。

（解説 2-1）

2.2 水素注入等による環境改善効果の点検時期への反映

本ガイドラインに基づき、水素注入等の環境改善効果が確認できる場合には、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用することで、各機器個別の点検評価ガイドラインにおいて、この効果を考慮した点検時期を設定することができる。

（解説 2-2）

第3章 適用の条件

3.1 評価対象部位

本ガイドラインにおける評価対象部位を図 3-1 ~ 3-8 に示す。

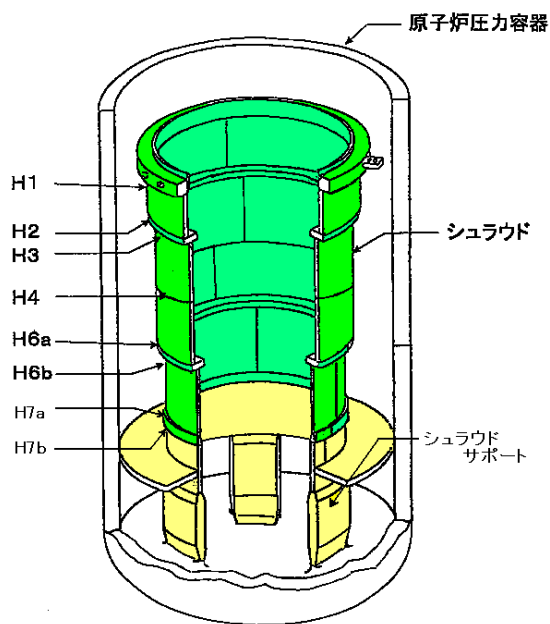


図 3-1 シュラウドの構造

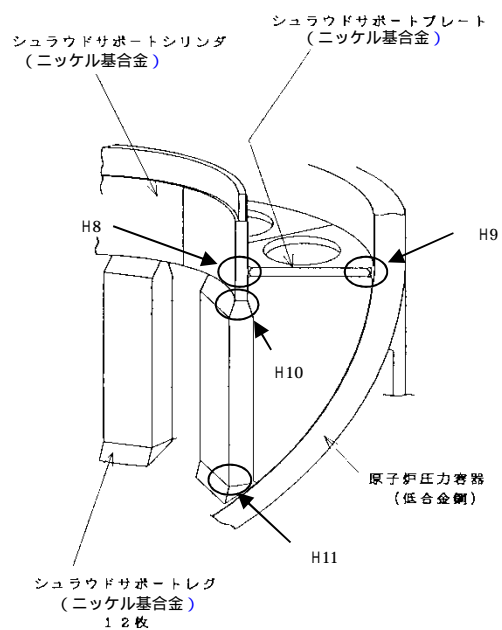
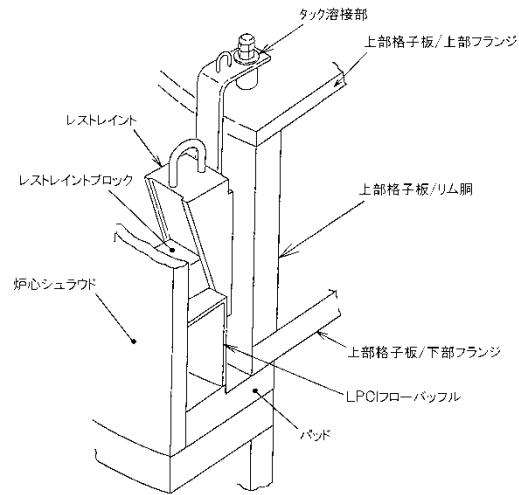
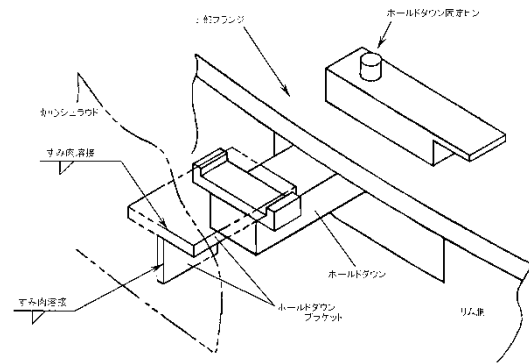


図 3-2 シュラウドサポート(レグ型)の構造



(1) レストレイント



(2) ホールドダウン

図 3-3 上部格子板点検対象部の構造

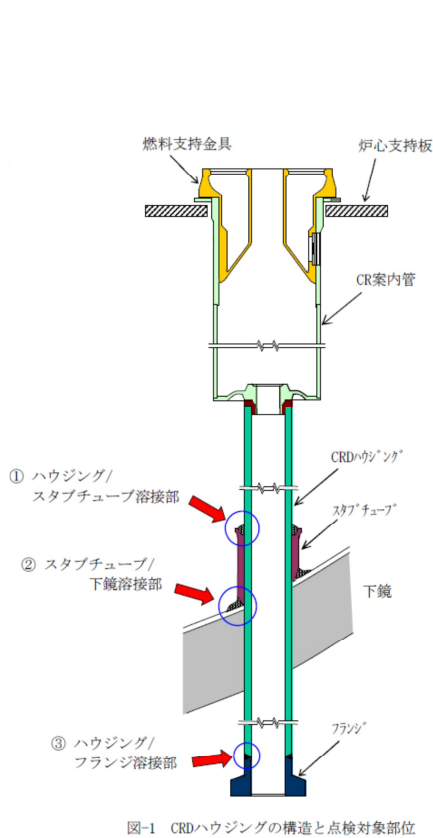


図-1 CRDハウジングの構造と点検対象部位

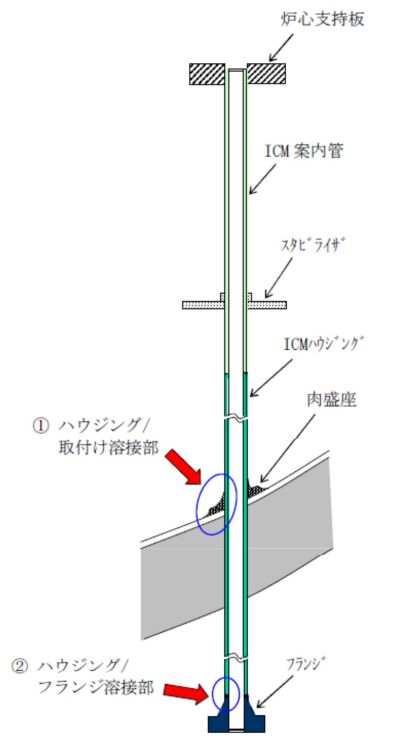


図-1 ICMハウジングの構造と点検対象部位

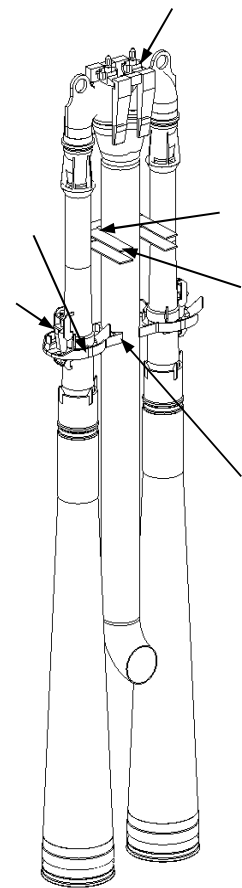


図 3-4 CRDハウジングの構造

図 3-5 ICMハウジングの構造

図 3-6 ジェットノズルの構造

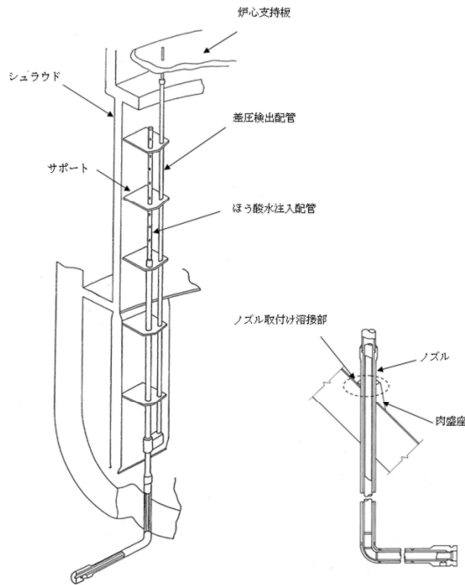


図 3-7 差圧検出/ほう酸注入配管の構造

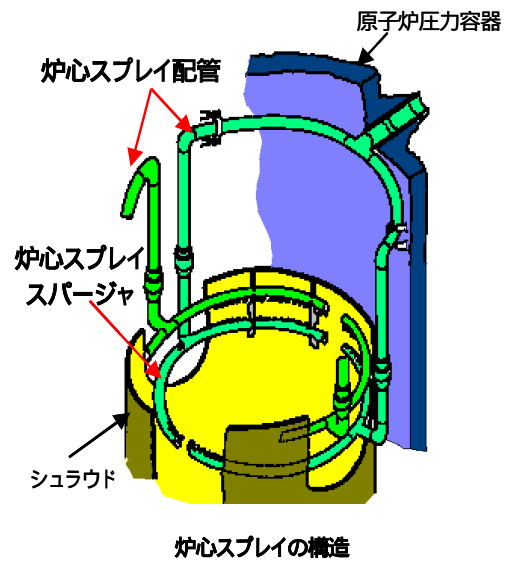


図 3-8 炉心スプレイ/スパージャの構造

3.2 水質条件

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位で以下の水質条件が満たされていること。

- (1) 電気伝導率 < 20 μ S/m
- (2) 硫酸イオン (SO₄²⁻) 濃度 5ppb
- (3) 塩化物イオン (Cl⁻) 濃度 5ppb

(解説 3-1)

3.3 目標水素注入量

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位において環境改善に応じた亀裂進展速度を適用するために必要な目標水素注入量を満足していること。

ここで、目標水素注入量は評価対象部位の材質に応じ、ステンレス鋼に対しては ECP の値が -100mV_{SHE}、ニッケル合金溶接金属(182 合金)に対しては -200mV_{SHE} を与える時の給水系での注入量とし、実測あるいは解析により定める。注入量を定めるにあたっては、解説 3-2 における表 3-2-1、表 3-2-2 及び付録 B を参考にしても良い。

なお、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用するにあたり、水素注入以外の環境改善方法の実施等により目標水素注入量の変更が必要となる場合には、注入量を再設定する。

(解説 3-2)

第4章 点検時期設定方法

評価対象部位において環境改善に応じた亀裂進展速度を適用した場合の点検時期の設定方法を以下に示す。

4.1 点検時期設定手順

各機器を対象とするガイドラインにおいて定める点検時期の設定において、水素注入条件での亀裂進展速度線図を適用するに際しては、以下の手順で行う。

4.1.1 水素注入条件稼働率の設定

水素注入条件稼働率（以下「HWC 稼働率」という。）を、HWC 稼働実績をもとに設定する。HWC 稼働率は、3.1 項の水質条件を満足し、且つ原子炉起動～停止までの時間に対して目標とする ECP が確保できる水素注入量（必要水素注入量）以上を注入した時間の割合とする。

（解説 4-1）

$$\text{HWC稼働率} = \frac{\text{水質条件\&必要水素注入量を満足する期間}}{\text{運転時間}}$$

4.1.2 設定した HWC 稼働率に応じた亀裂進展評価

設定した HWC 稼働率に応じ、亀裂進展評価を行う。基本的な評価方法は各機器を対象とするガイドラインに定める方法によるが、SCC 亀裂進展速度について、水素注入条件における SCC 亀裂進展速度線図および通常水質条件における SCC 亀裂進展速度線図を考慮し、HWC 稼働率に応じてそれらを内分した SCC 亀裂進展速度線図を設定して用いる。HWC 稼働範囲に応じて表 4-1 に示す SCC 亀裂進展速度を用いてもよい。なお、1 サイクル以上連続して水素注入を稼働しない状況が生じた場合は、別途亀裂進展評価を行う。

（解説 4-2）

4.1.3 点検時期設定

上記の亀裂進展評価結果に基づき、点検時期の設定を行う。

（解説 4-3）

4.2 実際の HWC 稼働率に応じた点検時期見直し

実際の HWC 稼働率に応じ、必要に応じ以下のとおり点検時期の見直しを行う。 （解説 4-4）

4.2.1 実際の HWC 稼働率 < 設定 HWC 稼働率 の場合

点検予定時期より前の、評価期間に余裕をみた適切な時期に設定 HWC 稼働率を実際の HWC 稼働率よりも低く設定し直し、点検時期を再設定しなければならない。

4.2.2 実際の HWC 稼働率 ≥ 設定 HWC 稼働率 の場合

点検予定時期までに、設定 HWC 稼働率を実際の HWC 稼働率に余裕をみた範囲で高く設定し直し、点検時期を再設定しても良い。

表 4-1 HWC 稼働率毎の SCC 亀裂進展速度 (1/3)

HWC稼働率	鋭敏化SUS304 SCCき裂進展速度 (da/dt [m/s] , K [MPa m])	
50%未満 NWC進展速度適用	da/dt = 2.00E-12	(K 3.4)
	da/dt = 0.00E+00 + 1.43E-13 × K ^{2.161}	(3.4 < K < 12.9)
	da/dt = 1.43E-13 × K ^{2.161}	(12.9 < K < 57.9)
	da/dt = 9.20E-10	(57.9 K)
50%以上70%未満 50%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12	(K 3.4)
	da/dt = 1.00E-12 + 7.15E-14 × K ^{2.161}	(3.4 < K < 12.9)
	da/dt = 7.55E-14 × K ^{2.161}	(12.9 < K < 57.9)
	da/dt = 4.86E-10	(57.9 K)
70%以上90%未満 70%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12	(K 3.4)
	da/dt = 1.40E-12 + 4.29E-14 × K ^{2.161}	(3.4 < K < 12.9)
	da/dt = 4.85E-14 × K ^{2.161}	(12.9 < K < 57.9)
	da/dt = 3.12E-10	(57.9 K)
90%以上 90%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12	(K 3.4)
	da/dt = 1.80E-12 + 1.43E-14 × K ^{2.161}	(3.4 < K < 12.9)
	da/dt = 2.14E-14 × K ^{2.161}	(12.9 < K < 57.9)
	da/dt = 1.38E-10	(57.9 K)
[参考] HWC進展速度	da/dt = 2.00E-12	(K 3.4)
	da/dt = 2.00E-12 + 0.00E+00 × K ^{2.161}	(3.4 < K < 12.9)
	da/dt = 7.94E-15 × K ^{2.161}	(12.9 < K < 57.9)
	da/dt = 5.10E-11	(57.9 K)

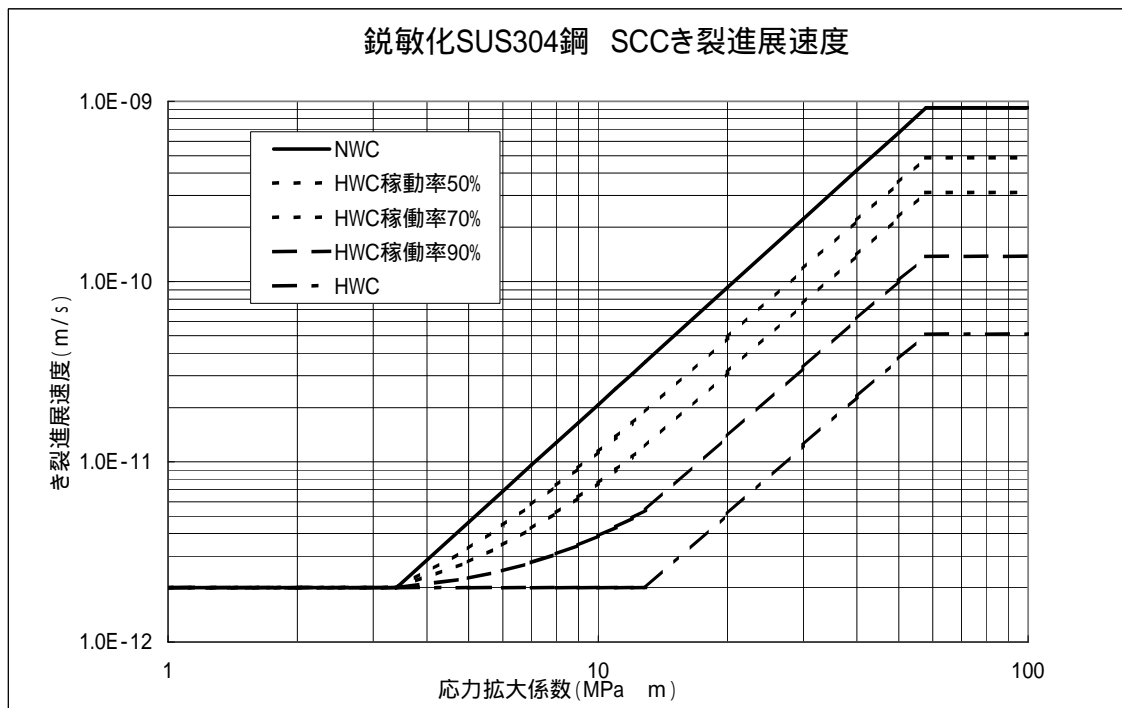


表 4-1 HWC 稼働率毎の SCC 亀裂進展速度 (2/3)

HWC稼働率	低炭素ステンレス鋼 SCCき裂進展速度 (da/dt [m/s], K [MPa m])	
50%未満 NWC進展速度適用	da/dt =	2.00E-12 (K 6.7)
	da/dt =	0.00E+00 + 3.33E-14 × K ^{2.161} (6.7 < K 19.3)
	da/dt =	3.33E-14 × K ^{2.161} (19.3 < K < 57.9)
	da/dt =	2.10E-10 (57.9 K)
50%以上70%未満 50%進展速度適用	da/dt =	2.00E-12 (K 6.7)
	da/dt =	1.00E-12 + 1.67E-14 × K ^{2.161} (6.7 < K 19.3)
	da/dt =	1.83E-14 × K ^{2.161} (19.3 < K < 57.9)
	da/dt =	1.16E-10 (57.9 K)
70%以上90%未満 70%進展速度適用	da/dt =	2.00E-12 (K 6.7)
	da/dt =	1.40E-12 + 9.99E-15 × K ^{2.161} (6.7 < K 19.3)
	da/dt =	1.23E-14 × K ^{2.161} (19.3 < K < 57.9)
	da/dt =	7.77E-11 (57.9 K)
90%以上 90%進展速度適用	da/dt =	2.00E-12 (K 6.7)
	da/dt =	1.80E-12 + 3.33E-15 × K ^{2.161} (6.7 < K 19.3)
	da/dt =	6.33E-15 × K ^{2.161} (19.3 < K < 57.9)
	da/dt =	3.99E-11 (57.9 K)
[参考] HWC進展速度	da/dt =	2.00E-12 (K 6.7)
	da/dt =	2.00E-12 + 0.00E+00 × K ^{2.161} (6.7 < K 19.3)
	da/dt =	3.33E-15 × K ^{2.161} (19.3 < K < 57.9)
	da/dt =	2.10E-11 (57.9 K)

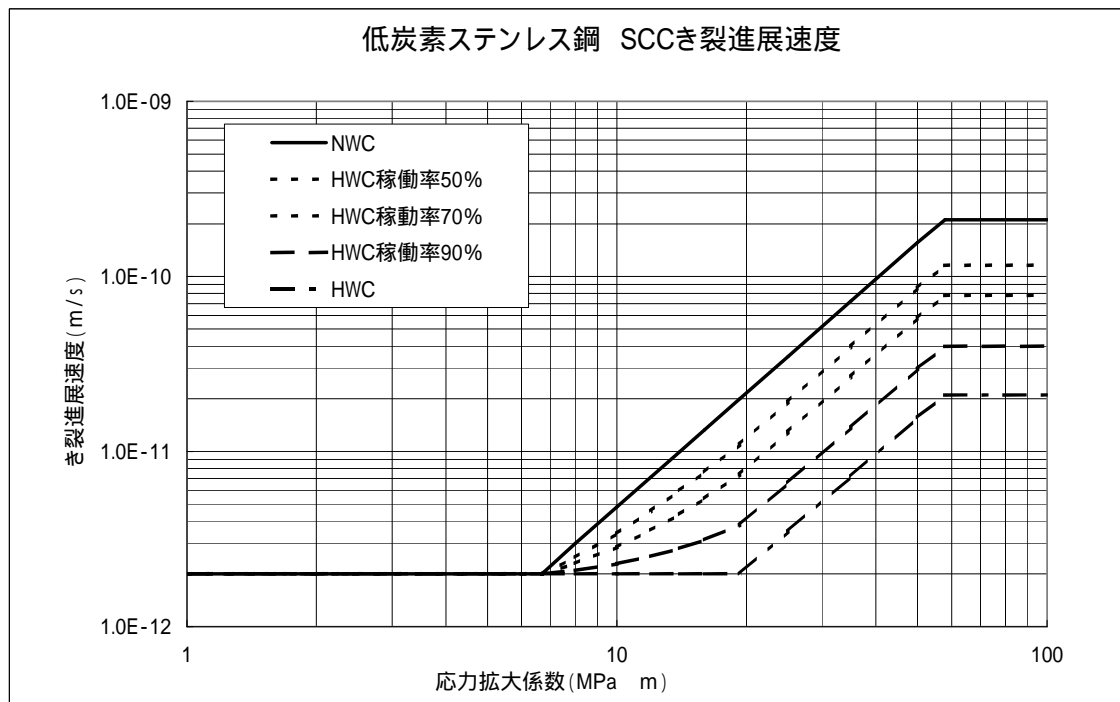
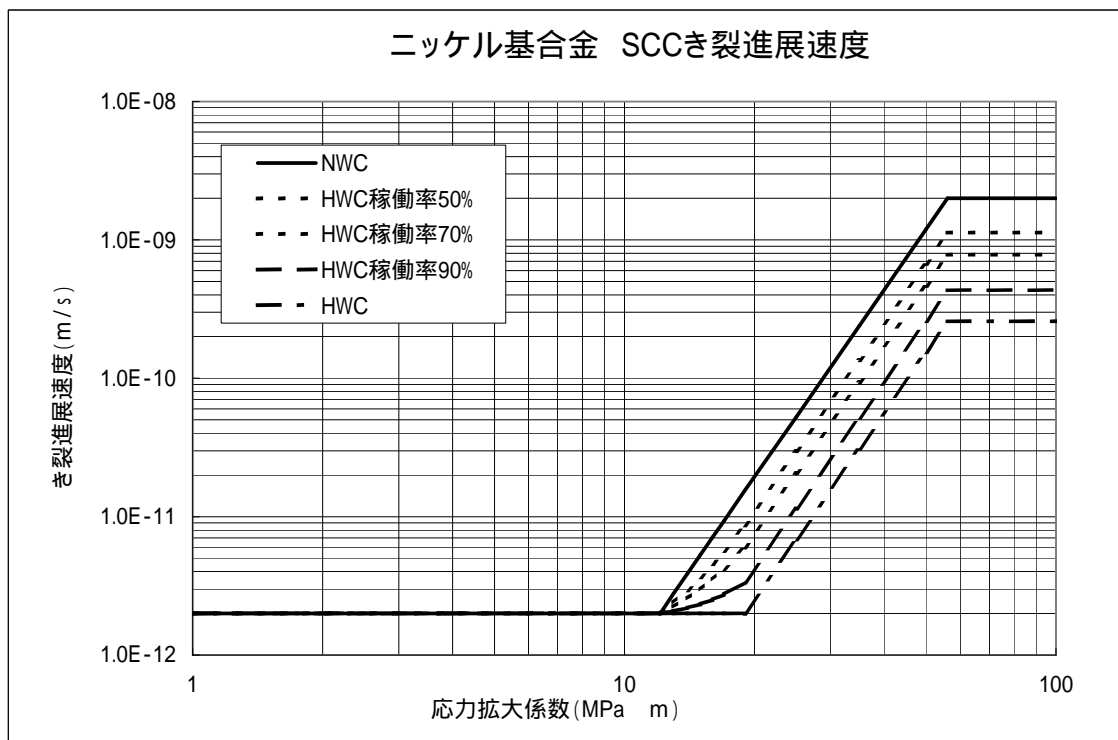


表 4-1 HWC 稼働率毎の SCC 亀裂進展速度 (3/3)

HWC稼働率	ニッケル基合金 SCCき裂進展速度 (da/dt [m/s], K [MPa m])		
50%未満 NWC進展速度適用	da/dt = 2.00E-12		(K 12.1)
	da/dt = 0.00E+00 + 2.70E-17 × K ^{4.5}		(12.1 < K < 19)
	da/dt = 2.70E-17 × K ^{4.5}		(19 < K < 56)
	da/dt = 2.00E-09		(56 K)
50%以上70%未満 50%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12		(K 12.1)
	da/dt = 1.00E-12 + 1.35E-17 × K ^{4.5}		(12.1 < K < 19)
	da/dt = 1.53E-17 × K ^{4.5}		(19 < K < 56)
	da/dt = 1.13E-09		(56 K)
70%以上90%未満 70%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12		(K 12.1)
	da/dt = 1.40E-12 + 8.10E-18 × K ^{4.5}		(12.1 < K < 19)
	da/dt = 1.06E-17 × K ^{4.5}		(19 < K < 56)
	da/dt = 7.81E-10		(56 K)
90%以上 90%進展速度適用	da/dt = 2.00E-12		(K 12.1)
	da/dt = 1.80E-12 + 2.70E-18 × K ^{4.5}		(12.1 < K < 19)
	da/dt = 5.85E-18 × K ^{4.5}		(19 < K < 56)
	da/dt = 4.32E-10		(56 K)
[参考] HWC進展速度	da/dt = 2.00E-12		(K 12.1)
	da/dt = 2.00E-12 + 0.00E+00 × K ^{4.5}		(12.1 < K < 19)
	da/dt = 3.50E-18 × K ^{4.5}		(19 < K < 56)
	da/dt = 2.58E-10		(56 K)



(解説 1-1) ガイドライン制定の目的

沸騰水型原子力発電所（BWR）では、水素注入等により炉内構造物等の腐食環境改善を図っているプラントがある。各機器個別の点検評価ガイドラインにおいて、水素注入等による環境改善の効果を考慮した点検時期の設定が可能となっており、水素注入環境での SCC 亀裂進展速度線図も与えられている。しかし、水素注入による環境改善効果は腐食電位（ECP）を指標として定義されているものの、ECP の評価、水素注入の稼働率の扱い等が明確でなかった。このため、本ガイドラインでは、水素注入等による環境改善効果を点検計画に反映するために、水素注入等による環境改善に応じた亀裂進展速度の適用により点検時期を設定する要領をまとめたものである。

(解説 1-2) 本ガイドラインの適用にあたって

本ガイドラインで適用する点検及び評価は、日本電気協会の「原子力安全のためのマネジメント規程（JEAC4111）」及び「原子力発電所の保守管理規程（JEAC4209）」に基づき実施されることを前提としている。

本ガイドラインでは、引用する学協会規格の改訂年度を記載していない。学協会規格は新知見反映等の理由で定期改訂されるため、利用者は最新版の適用可否を確認するとともに、原子力規制委員会による技術評価等の状況を総合的に勘案して、適切に判断する必要がある。

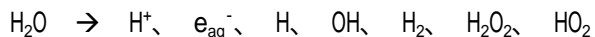
(解説 1-3) 亀裂進展速度低減効果の得られる範囲

ステンレス鋼に関しては、（一社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格」（以下、「維持規格」という。）に ECP 値が $-100\text{mV}_{\text{SHE}}$ 以下の範囲、また、ニッケル合金溶接金属に関しては、（一社）日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 事例規格 ニッケル合金溶接金属の BWR 環境中の SCC き裂進展速度 NA-CC-009-1 2015 年 12 月」に $-200\text{mV}_{\text{SHE}}$ 以下の範囲について亀裂進展速度低減効果が反映されている亀裂進展速度線図がある。このため、これらの亀裂進展速度を利用できる BWR 機器を対象とする。

(解説 2-1) HWC による環境緩和の原理

(1) 水の放射線分解

炉心は高放射線場であり、多量のエネルギーが発生している。このエネルギーの大部分は熱エネルギーとなるが、一部（数％）は直接水に吸収され、水分子の分解を促す。



中性子、ガンマ線

この右辺の化学種を一般に水の放射線分解生成物と呼ぶ。このうち、 e_{aq}^{-} は水和電子と呼ばれ、水分子から叩き出された電子に周囲の水分子が配位して一時的に安定化したものである。H 原子、OH ラジカルと合わせ、これらの化学種は短寿命で反応性が高い。

* ラジカル：分解生成物のうち、不対電子を有し、化学的に活性な化学種を指す。

(2) 水の放射線分解 G 値

放射線化学の分野では、放射線が入射した時に生成する化学種の収量を G 値によって定義する。

水の放射線分解の場合、G値は以下で示される。

$$G \text{ 値} = \text{分解生成物 (個)} / \text{水の吸収エネルギー (100eV)}$$

通常、水の分解のG値は上述の初期過程が終了した時点での化学種の濃度で与えられ、以降の反応の初期値を与えるものである。したがって、モデル評価においても初期条件を与えるパラメータとして重要である。

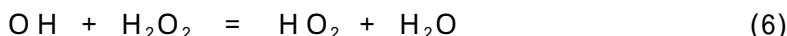
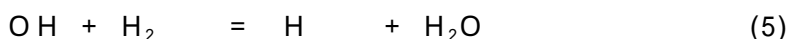
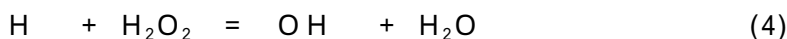
(3) 反応式および反応速度定数

これらの分解生成物は相互に反応しあい、最終的には酸素、水素、過酸化水素等の安定化学種に変化していくが、炉内の放射線場では、中間活性種もある平衡濃度で定常的に存在している。今、系を簡略化するため、H原子およびOHラジカルのみに着目すると、以下のような二次反応が引き続いて起こると考えられる。

H、OH同士の反応

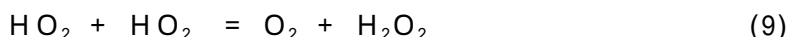
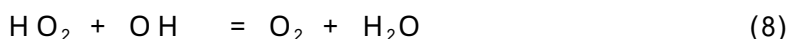


H、OHとH₂、H₂O₂との反応



HO₂ラジカルとの反応

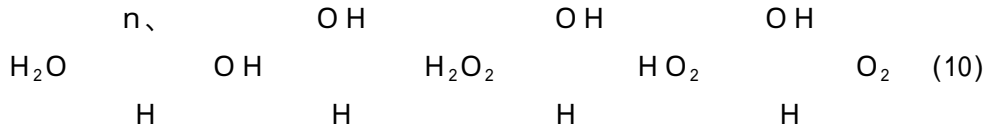
さらに、HO₂は酸化性ラジカル的一种であるが、これは、酸素(O₂)の前駆体として重要である。すなわち、以下の反応を経てO₂を生成する。



このような反応を経て系は動的な平衡状態に向かっていくが、炉内の各部位におけるこれら化学種の濃度はそれぞれの反応の反応速度で決まってくる。現在、モデル評価においては、30以上の反応式および反応速度定数を使用している。

(4) 水素注入のメカニズム

水素注入を行った場合、炉内に注入された分子状の水素(H₂)が最初に行う反応は、(5)式のOHラジカルとの反応であり、H原子を生成する。このH原子は、(4)式でH₂O₂と反応し、OHラジカルを生成する。この(4)式と(5)式とは、連鎖反応となり、結果的に水(H₂O)の分解を抑制し、過酸化水素や酸素の生成を抑制することにつながる。すなわち、水素を注入することにより、下記(10)式の動的な化学平衡を再結合側に維持することになる。



これが放射線場での水素注入による水の分解の抑制メカニズムであると考えられている。

(解説 2-2) 水素注入等による環境改善効果の点検時期への反映

本ガイドラインでは、水素注入等による環境改善に応じた亀裂進展速度の適用により点検時期を設定する要領をまとめており、水素注入等の環境改善効果が確認できる場合には、この効果を考慮した点検時期の設定が可能となっている。

図 2-1 に本ガイドラインにおける点検時期設定の考え方の概念を示す。

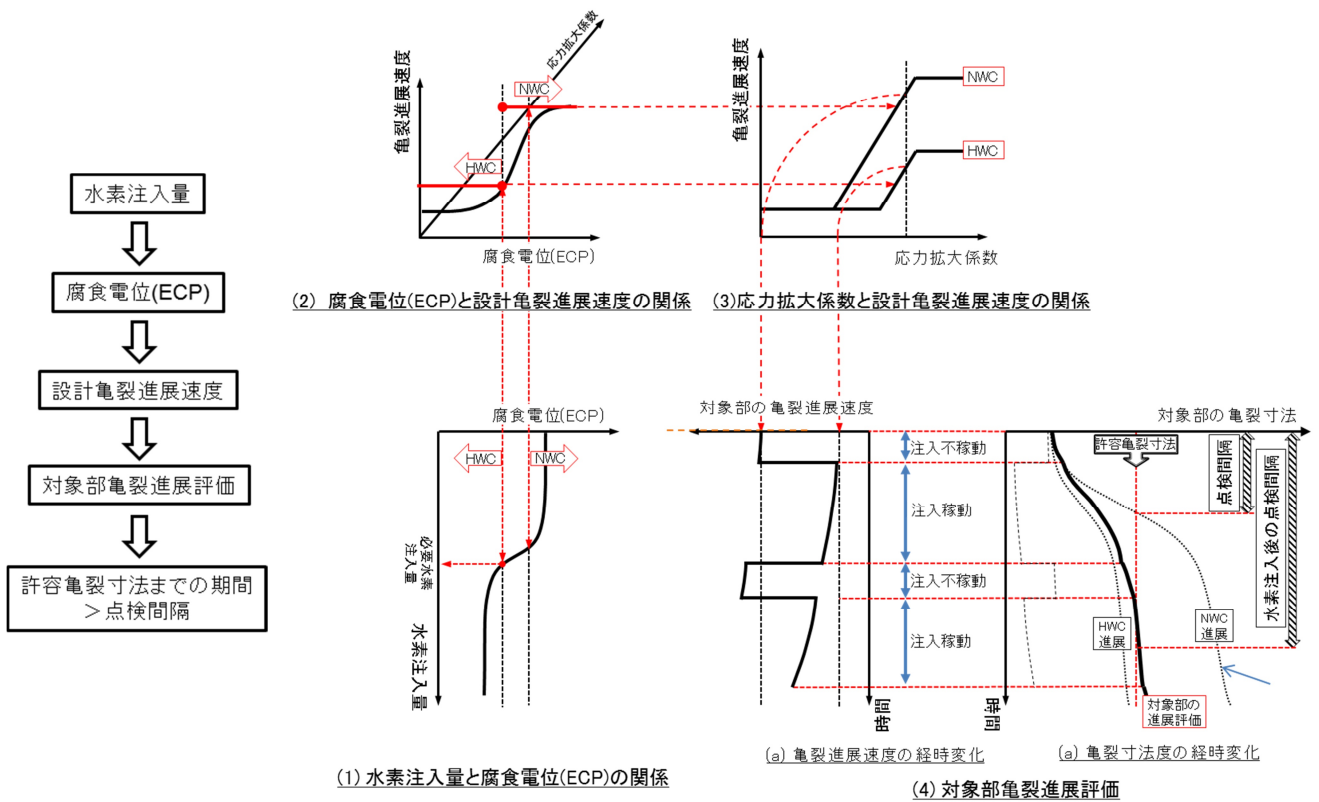


図 2-1 点検時期設定の考え方の概念

水素注入を実施した場合、注入された水素により対象部表面の ECP が低減されることから、環境（水質による腐食電位）の因子を踏まえ通常環境下 (NWC) と水素注入環境下 (HWC) における応力拡大係数と設計亀裂進展速度を選択し亀裂進展評価を行う。評価を行うにあたっては、水素注入における稼働率が影響することから、稼働率に応じた亀裂進展速度を用いる。

これらを踏まえて、点検時期については、各機器個別の点検評価ガイドラインにおいて、点検対象部位に初期欠陥を想定し、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用した亀裂進展評価を行い、安全機能が維持される期間内に設定する。

(解説 3-1) 水素注入環境での亀裂進展評価適用にあたっての水質条件

応力腐食割れ(SCC)の亀裂進展速度は、ECPのみでなく炉水中の不純物イオン、およびその目安としての電気伝導率(導電率)の影響を受けるため、水素注入環境での亀裂進展評価の適用にあたっては電気伝導率、硫酸イオン濃度、塩化物イオン濃度が規定値以下となっていなければならない(日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」。この規定値に関しては、ステンレス鋼とニッケル合金溶接金属に共通の値を適用する。なお、現状のECP評価ならびに亀裂進展速度線図は通常運転温度条件が前提となるため、この温度条件が満たされる運転領域が評価対象となる。

電気伝導率は炉水に含まれる不純物イオンの総和として監視される値である。SCCへの影響は不純物イオン個別に強さが異なる。一般に電気伝導率が高いとSCCの発生・進展が加速される。

亀裂進展速度への影響は、図3-1-1、図3-1-2および図3-1-3に示すように、硫酸イオン並びに塩化物イオンは他の不純物イオンと比較して亀裂進展速度を著しく加速する。

硫酸イオンの発生源は、イオン交換樹脂の再生薬品として使用する硫酸や、硫酸基を持つ樹脂の炉水への漏えい、あるいは樹脂の劣化により樹脂基材に含まれる硫黄分の溶出によるものが発生源となっている。BWRの炉水に最も存在しやすい不純物の一つである。

塩化物イオンは、BWRのSCC加速因子として初期から制御対象として考えられてきた。古くから、ステンレス鋼のIGSCCおよびTGSCC、孔食、あるいは隙間腐食を生じさせる不純物として知られている。復水器からの漏えいや塩素を含む試薬の混入によって炉水に持ち込まれる。

電気伝導率あるいは不純物イオン濃度が高くなるとSCCの進展速度を目標値以下に低下させるために必要なECPの値がより低くなり、より多くの水素注入量が必要となる(図3-1-4)。したがって、水素注入環境での亀裂進展評価の適用にあたっては維持規格が前提としている水質条件を満たしていなければならない。

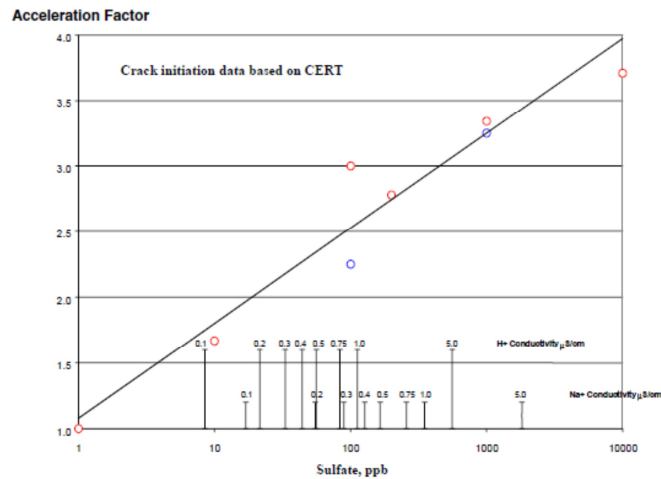


Figure 2-5
SCC Damage Acceleration of Furnace Sensitized Type 304 Stainless Steel due to Sulfate as Sulfuric Acid and Sodium Sulfate in 200 ppb Oxygenated Water at 550°F (288°C)
(Provided by GE Nuclear Energy)

図 3-1-1 硫酸イオンの影響

(出典) EPRI, BWR Water Chemistry Guidelines -2004 Revision (2004)

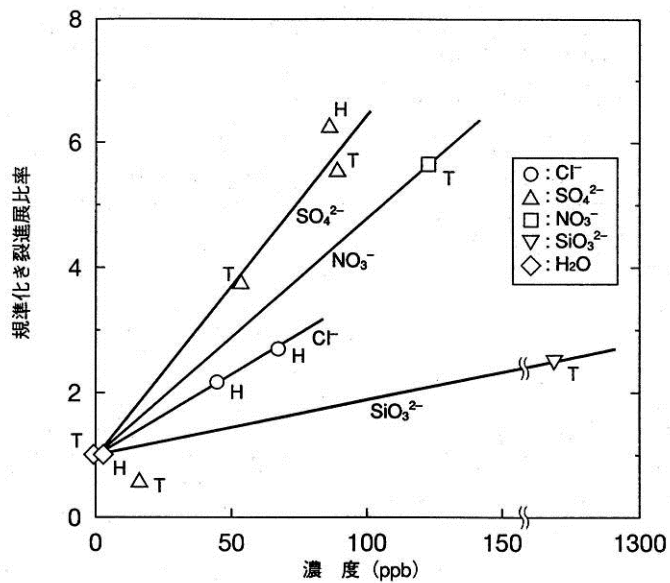


図 3-1-2 酸化環境下での鋭敏化ステンレス鋼の亀裂進展速度に及ぼす化学元素添加の影響

(出典) M.Sambongi, K.Takamori, S.Suzuki, N.Ichikawa, M.Itow, H.Takahashi, T.Kato, Y.Wada, K.Akamine, T.Takiguchi, G.Nakayama and K.Yamauchi, "Effects of Reactor Water Impurities on ECP and SCC", 1998 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants, 343-348(1998).

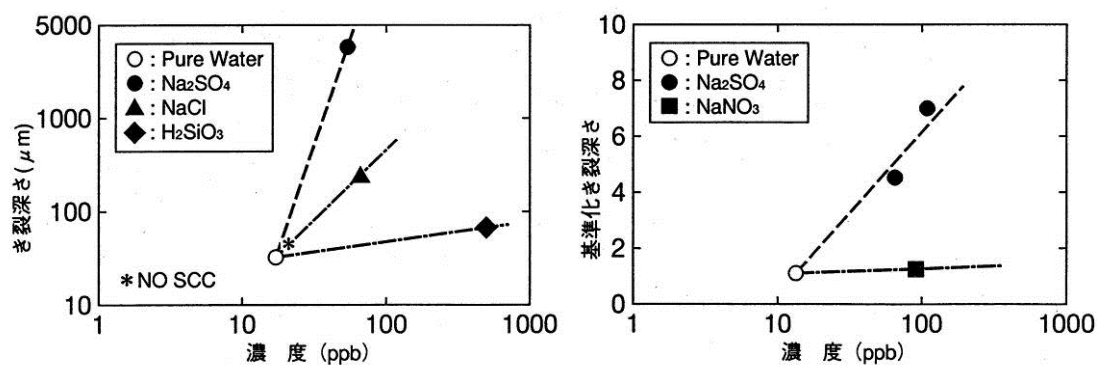


図 3-1-3 酸化環境下の最大亀裂長さと添加不純物濃度の関係 : (左) 鋭敏化 600 ニッケル合金、(右) 鋭敏化 182 ニッケル合金溶接金属

(出典) M.Sambongi、 K.Takamori、 S.Suzuki、 N.Ichikawa、 M.Itow、 H.Takahashi、 T.Kato、 Y.Wada、 K.Akamine、 T.Takiguchi、 G.Nakayama and K.Yamauchi、 “Effects of Reactor Water Impurities on ECP and SCC”、 1998 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants、 343-348(1998).

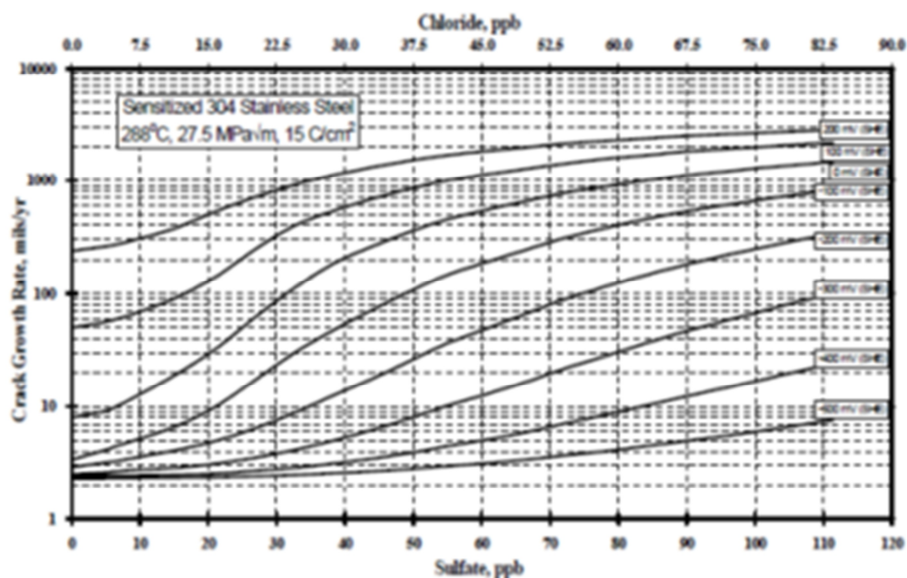


Figure 2-7
PLEDGE Crack Growth Prediction as a Function of Sulfate and Chloride Concentration
(Provided by GE Nuclear Energy)

図 3-1-4 GE-PLEDGE モデルによる硫酸イオンの SCC 進展速度への影響評価
(出典) EPRI、 BWR Water Chemistry Guidelines -2004 Revision (2004)

(解説 3-2) 目標水素注入量

環境改善効果のクライテリアとなる ECP は、材質により異なることから、目標とする ECP と対象鋼種を以下のように定めている。

- - 100mV_{SHE} - ステンレス鋼
- - 200mV_{SHE} - ニッケル合金溶接金属

この条件を満たすために必要な目標水素注入量は、腐食電位センサによる ECP の実測や、水質解析コードを用いた解析により求めることができる。水素注入による環境改善の効果は、炉内の部位・機器、プラント設計条件および水素注入量によって異なるため、ECP の実測値および水質解析コードを用いた解析に基づき、BWR4 (80 万 kWe) /BWR5 (110 万 kWe) それぞれの評価対象部位において環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用するための目標水素注入量を表 3-2-1 および表 3-2-2 に、算出例を付録 B に示す。ここで評価対象の温度条件は通常運転温度とする。

なお、国内では炉外の PLR/CUW 配管や RPV ボトムドレン配管における ECP 実測データ測定が主流であるため、これらのデータをもとに水質解析コードを用いて評価対象部位に対する目標水素注入量を解析により求める場合には、炉内の評価対象部位に対して解析精度向上の余地が残ることから、本ガイドラインにおける目標水素注入量は解析により求めた最大値を採用した。今後、更なる信頼性向上のためには実測データの拡充が望まれる。

図 3-2-1 に BWR の炉水の循環経路を示す。給水系から注入された炉水は、炉心を通じた炉水を混合しダウンカマを下降してくる。下降した炉水は再循環系配管を介して昇圧され、ジェットポンプの駆動水となり、周囲の炉水を取り込み下部プレナムに流入する。下部プレナムからの上昇流は炉心の流れとなり、大半は炉心の燃料チャンネルの内部を通り、燃料から熱を取り込む。また一部はバイパス流として燃料チャンネル外部およびシュラウド内面を上昇する。

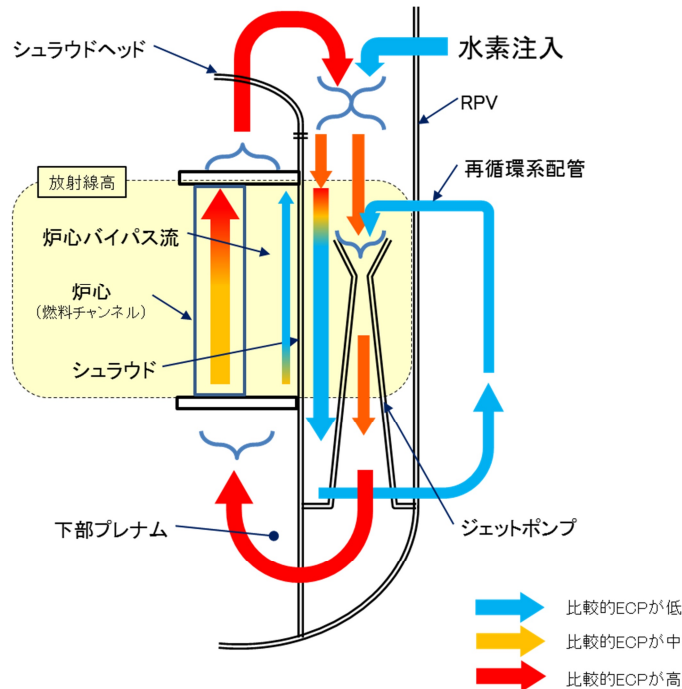


図 3-2-1 炉水の循環経路

水素注入効果は、ダウンカマの線の平均線量率およびジェットポンプでの駆動水と炉水の混合比(M比)の影響を受ける。ダウンカマの線の平均線量率は炉心の燃料とシュラウドまでの平均距離、シュラウド肉厚、ダウンカマ幅が異なるために線の減衰率が炉型毎に異なり、各機器への水素の効果は炉型で異なる。そのため、水素注入効果は各炉型に応じた設計毎に評価することが必要となる。また、一般に、ダウンカマ上部領域では、水素と酸素の結合は促進されないため、水素注入の効果は少ない。さらに、炉底部は、ジェットポンプで炉心からの酸化剤を多く含んだ冷却水とダウンカマで再結合を受けた冷却水が混合されて流れ込むため、ECP低下度合いは、ダウンカマ領域に比べ小さく、ジェットポンプのM比の影響を受ける。なお、炉内に持ち込まれた水素は二相流領域で気相に抜けるため、炉心部より上部の領域では水素の効果は期待できない。

図3-2-2にダウンカマでの線の平均線量率と水素注入時の再結合効率との関係を示す。ダウンカマでの線の平均線量率に比例して水素と酸素の再結合効率が大きくなることがわかる。なお、炉底部での水素注入効果の違いは、再結合効率の差の他に、ジェットポンプによるダウンカマでの再結合が進行したダウンカマ下部の水と再結合があまり進行していないダウンカマ上部の水の混合の影響を受ける。このとき混合比は、ジェットポンプの有無およびジェットポンプの効率(M比)で決まる。

プラント毎の炉底部でのECPの下がり方の違いを図3-2-3に示す。プラント諸元が異なるために水素注入量に対するECPの応答も異なっている。ここではBWR5は110万kWであり炉が大きいためにBWR2やBWR3よりECPが下がりにくい。BWR2は小さくまたジェットポンプが無いためにECPが下がりやすい。またABWRは炉が最も大きいジェットポンプが無いためECPがBWR5などのジェットポンププラントより下がり易い。

なお、解説3-1で記載したように、ECP評価はデータが通常運転温度領域に限られるため、これ以下の温度領域での評価を行う場合には個々の入力パラメータの温度依存性が必要である。

さらに、現在の維持規格では、ステンレス鋼の亀裂進展線図はNWC(+150 mV_{SHE})並びにHWC(-100mV_{SHE})の2つの状態のみが規定されている。しかしながら、図3-2-4、図3-2-5に示すようにECPが-100mV_{SHE}以上で亀裂進展速度はECPの関数となっており、ECPが低下すれば亀裂進展速度も低下することが知られている。したがって、-100mV_{SHE}以上でもHWCによる改善効果を個別に評価してHWC稼働率に応じた亀裂進展速度の改善度合いを評価し、運転計画立案の参考とすることができる。

表 3-2-1 評価対象部位が目標電位となる給水系の水素注入量の目標値(-100mV_{SHE}の場合)

解析部位	対象部		水素注入量の目標値(ppm)	
			BWR4	BWR5
シュラウド	外面	H1	2.0<	2.0<
		H2	2.0<	2.0<
		H3	2.0<	2.0<
		H4	0.9	0.7
		H6a、b	0.5	0.4
		H7a、b	0.4	0.2
	内面	H1	2.0<	2.0<
		H2 (レストレイント/ホルトダウン部、 炉心スプレイスパージャ)	2.0<	2.0<
		H3	0.4	0.4
		H4	1.1	1.1
		H6a、b	0.7	1.4
		H7a、b	0.9	1.7
再循環系配管	内面		0.5	1.0
ジェットポンプ	内面 (インレットミサ)		2.0<	2.0<
	外面 (JPピーム~ライザブレース)		2.0<	2.0<
下部プレナム	H8 内 H10、H11 ICM/CRD ハウジング、 DP/LC 配管ノズル取付溶接部		0.9	1.8

表 3-2-2 評価対象部位が目標電位となる給水系の水素注入量の目標値(-200mV_{SHE}の場合)

解析部位	対象部		水素注入量の目標値(ppm)	
			BWR4	BWR5
シュラウド	外面	H1	2.0<	2.0<
		H2	2.0<	2.0<
		H3	2.0<	2.0<
		H4	1.1	0.8
		H6a、b	0.6	0.4
		H7a、b	0.4	0.2
	内面	H1	2.0<	2.0<
		H2 (レストレイント/ホルトダウン部、 炉心スプレイスパージャ)	2.0<	2.0<
		H3	0.5	0.5
		H4	1.1	1.2
		H6a、b	0.7	1.4
		H7a、b	1.0	1.8
再循環系配管	内面		0.5	1.0
ジェットポンプ	内面 (インレットミサ)		2.0<	2.0<
	外面 (JPピーム~ライザブレス)		2.0<	2.0<
下部プレナム	H8 内 H10、H11 ICM/CRD ハウジング、 DP/LC 配管ノズル取付溶接部		1.1	1.8

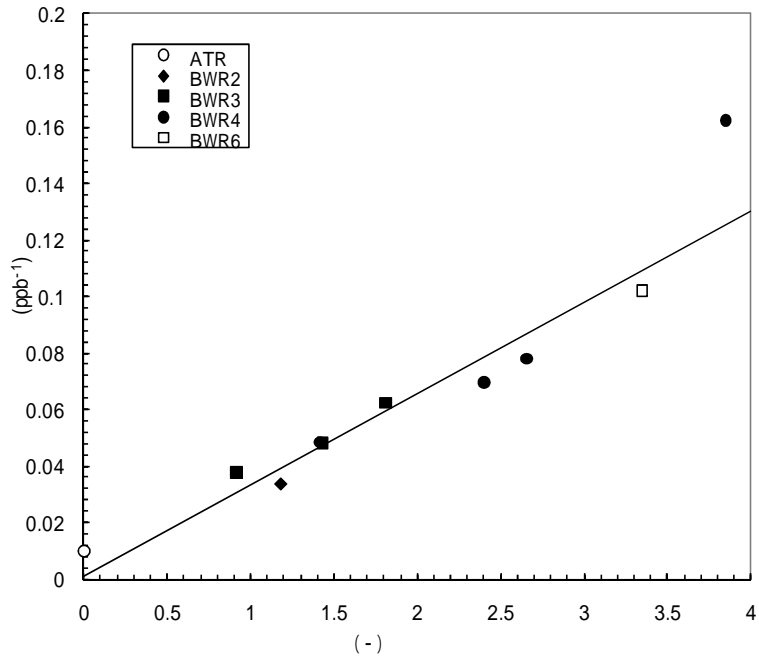


図 3-2-2 ダウンカメラ平均線量率に関連する指標 と再循環系での再結合効率を示す との関係

(出典) Y. Wada et al、 J. Nucl. Sci. Technol.、 36、 169 (1999)

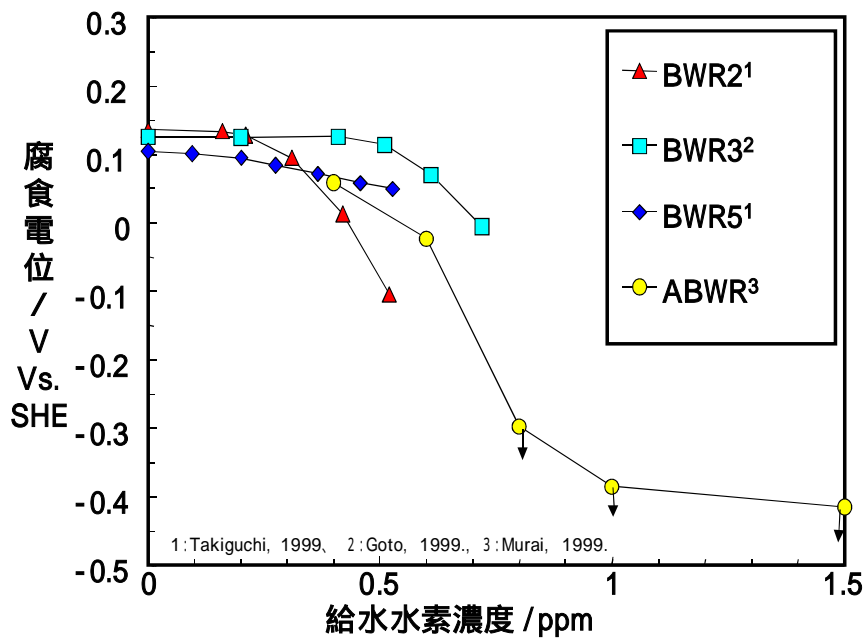


図 3-2-3 原子炉ボトムドレンでの ECP 測定値

(出典) 和田陽一、原子力学会軽水炉燃料・材料・水化学夏季セミナー予稿集 (2009)

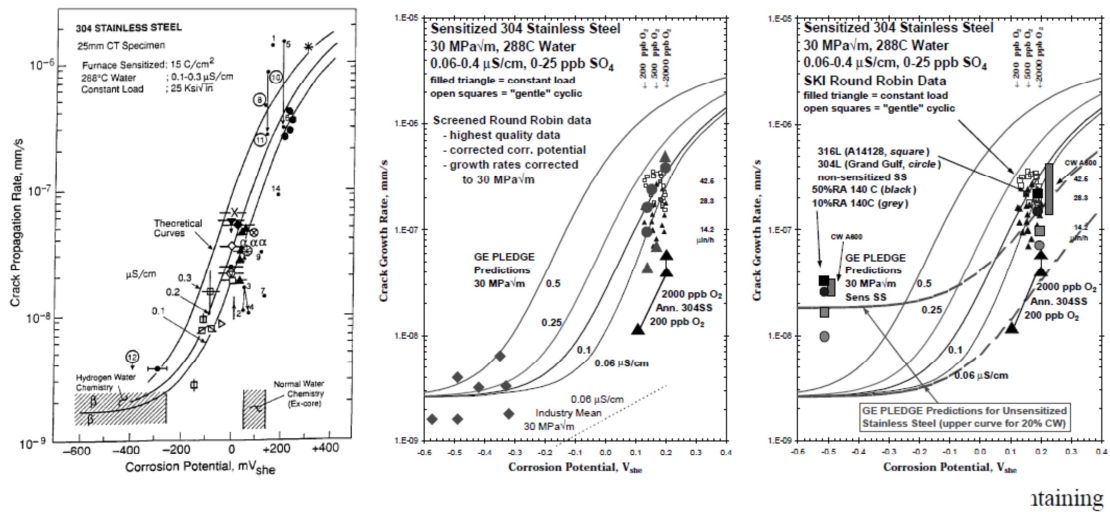


図 3-2-4 腐食電位とステンレス鋼の亀裂進展速度との関係(1)

(出典) P. L. Andresen et al., Tenth International conference on environmental degradation of materials in nuclear power systems- water reactors, August 5 to 9, 2001, Lake Tahoe, Nevada, NACE, (2001)

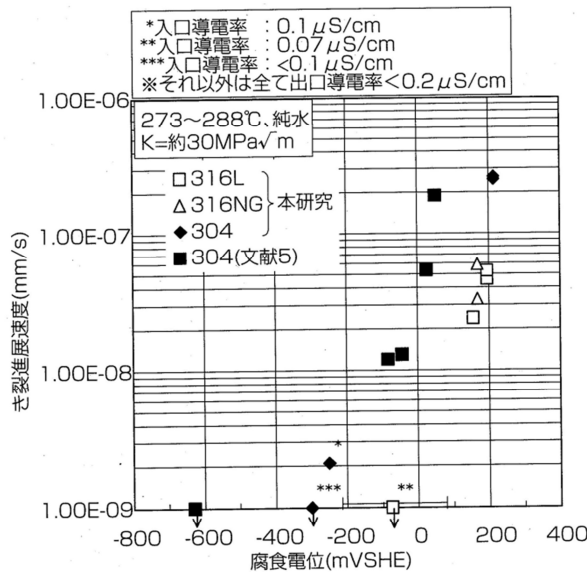


図 3-2-5 腐食電位とステンレス鋼の亀裂進展速度との関係(2)

(出典) 高守謙郎他, “高温純水中における低炭素ステンレス鋼の SCC の発生と進展”, 保全学, Vol.3, 52(2004)

(解説 4-1) HWC 稼働率

必要水素注入量は対象部位毎に異なるため、HWC 稼働率も部位毎に異なる場合がある。例えば、原子炉再循環 (PLR) 配管の必要水素注入量を注入し、PLR 配管の HWC 稼働率が 100%であったとしても、その注入量が炉底部の必要水素注入量を満足していない場合、炉底部の HWC 稼働率は 0%となる。

また、水素注入時は、安定した水素の連続注入に努めるとともに、HWC 稼働率の実績管理については、1 運転サイクル終了後に前回点検からの実績稼働率を確認することが望ましい。

(解説 4-2) HWC 稼働率に応じた亀裂進展速度

BWR プラントにおける通常炉内水質環境 (NWC) から水素注入水質環境 (HWC) への切り替え、または HWC から NWC への切り替え時における SCC 亀裂進展速度に及ぼす履歴効果については、付録 C に基づき無視できる。

また付録 D に示すように、HWC 条件における SCC 亀裂進展速度線図及び NWC 条件における SCC 亀裂進展速度線図について、その中間に稼働率に応じ、内分 (稼働時間による比率を NWC 及び HWC 条件の SCC 亀裂進展速度に線形的に考慮して設定) した SCC 亀裂進展速度線図による評価結果は、NWC 及び HWC の稼働率に応じて 1 サイクル毎にその稼働率に応じた SCC 亀裂進展評価結果と同等の評価となることから、稼働率に応じ内分した SCC 亀裂進展速度線図を用いることとする。

(解説 4-3) 各部位における亀裂進展条件と機器の点検時期

同一の水素注入条件における各部位毎の ECP は異なることから、同一機器であっても溶接線毎に SCC 亀裂進展速度も異なる場合がある。従って、機器全体の構造健全性を担保する点検時期は、溶接線毎に、所定の水素注入条件での SCC 亀裂進展速度による進展量を算定して、構造健全性が担保される健全範囲 (許容残存面積) が確保される期間を評価した上で、それらの期間のうち最も短い期間を元にして設定する必要がある。従って、機器全体の点検時期を決定する部位 (溶接継手) は、通常水質条件と水素注入条件では異なる可能性がある。

水素注入条件での機器全体の点検時期の設定方法を以下に示す。

各機器毎の点検評価ガイドラインで点検時期を決定するための検討対象としている部位 (溶接継手) 毎に、HWC 稼働率に基づいて算出された SCC 亀裂進展速度により許容残存面積に至る期間を算定する。

これらの期間が最短となる部位 (溶接継手) 及びその期間を決定する。

上記で決定された期間に、通常水質条件における点検時期で設定されている裕度と同等な裕度を加えて、当該水素注入条件の点検時期とする。

初回点検時期については、で決められた点検時期が 30 年を超える場合は、高経年化評価時期に合わせて暦年で 30 年後を初回点検時期とする。

通常水質条件で機器全体の点検時期を決定している部位 (溶接継手) について、HWC 稼働率毎に初回点検時期及び次回点検時期 (当該点検で欠陥が検出されない場合) を設定した例を表 4-3-1 に示

す。HWC稼働率は表中の範囲の下限（例：50～70%の場合は50%）を用い、機器の点検評価ガイドラインに示されている応力拡大係数分布と通常水質条件でのSCC亀裂進展評価結果と、SCC亀裂進展速度の通常水質条件に対する比率を保守側に算定した値を用いて算出しており、当該部位（溶接継手）の点検時期は本表の値を用いてよい。

表 4-3-1 各機器の HWC 稼働率毎の点検時期設定例 (1/4)

HWC 稼働率	炉心シュラウド H7 溶接継手			
	従来型		従来型 以外	
	初回点検時期	再点検時期	初回点検時期	再点検時期
0～50% (注2)	11年 (注3)	7年 (注4)	20年 (注5)	10年 (注6)
50～70%	15年	11年	27年	12年
70～90%	19年	15年	30年 (暦年)	15年
90%～	30年 (暦年)	26年	30年 (暦年)	22年

注1：表中の点検時期は、特記以外は実運転期間を示す。

注2：HWC 稼働率 0～50%の点検時期は、通常水質条件での点検時期として炉心シュラウドガイドライン（第4版）で定められている点検時期を示す。

注3：全周亀裂深さが板厚の50%に至らない期間として実運転期間11年を設定。

注4：深さ1mmの想定欠陥が板厚の50%に至らない期間として実運転期間7年を設定。

注5：30年経過後のH7の亀裂深さは18mm程度で構造健全性に影響しないが、シュラウドのSCC事例があることから、保守的に実運転期間20年を設定。

注6：深さ1mmの想定欠陥が深さ10mm程度となる期間として実運転期間10年を設定。

表 4-3-1 各機器の HWC 稼働率毎の点検時期設定例 (2/4)

HWC 稼働率	シュラウドサポート H11 溶接継手			
	インコネル 182		改良インコネル 182、インコネル 82	
	初回点検時期	再点検時期	初回点検時期	再点検時期
0～50% (注2)	25年 (注3)	(規定なし)	30年 (暦年) (注4)	(規定なし)
50～70%	30年 (暦年)	-	30年 (暦年)	-
70～90%	30年 (暦年)	-	30年 (暦年)	-
90%～	30年 (暦年)	-	30年 (暦年)	-

注1：表中の点検時期は、特記以外は実運転期間を示す。

注2：HWC 稼働率 0～50%の点検時期は、通常水質条件での点検時期としてシュラウドサポートガイドライン（第3版）で定められている点検時期を示す。

注3：シュラウドサポートレグの亀裂進展速度が顕著となる時期（30年～40年）に余裕をもたせて実運転期間25年を設定

注4：インコネル182に比べSCCに対する裕度が大きいことから高経年化技術評価時期に合わせて暦年で30年と設定

表 4-3-1 各機器の HWC 稼働率毎の点検時期設定例 (3/4)

HWC 稼働率	炉心スプレイ配管 / スパージャ T-BOX と管の溶接継手			
	SUS304 鋼		低炭素ステンレス鋼	
	初回点検時期	再点検時期	初回点検時期	再点検時期
0 ~ 50% (注2)	10年 (注3)	2.4年 (注4)	27年 (注5)	9年 (注6)
50 ~ 70%	16年	4.5年	30年 (暦年)	16年
70 ~ 90%	26年	7年	30年 (暦年)	24年
90% ~	30年 (暦年)	15年	30年 (暦年)	30年 (暦年)

注 1 : 表中の点検時期は、特記以外は実運転期間を示す。

注 2 : HWC 稼働率 0 ~ 50% の点検時期は、通常水質条件での点検時期として炉心スプレイ配管 / スパージャガイドライン (初版) で定められている点検時期を示す。

注 3 : 板厚を貫通し、貫通欠陥の周方向進展により貫通欠陥角度が 140° となる時期 11.4 年に、裕度を考慮して実運転期間 10 年を設定。

注 4 : 貫通欠陥を想定し、貫通欠陥角度が 140° となる時期として実運転期間 2.4 年を設定。

注 5 : 板厚を貫通し、貫通欠陥の周方向進展により貫通欠陥角度が 130° となる時期 32 年に、裕度を考慮して実運転期間 27 年を設定。

注 6 : 貫通欠陥を想定し、貫通欠陥角度が 130° となる時期として実運転期間 9 年を設定。

表 4-3-1 各機器の HWC 稼働率毎の点検時期設定例 (4/4)

HWC 稼働率	ジェットポンプ 管の周溶接継手			
	SUS304 鋼		低炭素ステンレス鋼	
	初回点検時期	再点検時期	初回点検時期	再点検時期
0 ~ 50% (注2)	16年 (注3)	2.7年 (注4)	30年 (暦年) (注5)	12年 (注6)
50 ~ 70%	28年	5年	30年 (暦年)	21年
70 ~ 90%	30年 (暦年)	7年	30年 (暦年)	30年 (暦年)
90% ~	30年 (暦年)	17年	30年 (暦年)	30年 (暦年)

注 1 : 表中の点検時期は、特記以外は実運転期間を示す。

注 2 : HWC 稼働率 0 ~ 50% の点検時期は、通常水質条件での点検時期としてジェットポンプガイドライン (初版) で定められている点検時期を示す。

注 3 : 板厚を貫通し、貫通欠陥の周方向進展により貫通欠陥角度が 180° となる時期 19 年に、裕度を考慮して実運転期間 16 年を設定。

注 4 : 貫通欠陥を想定し、貫通欠陥角度が 180° となる時期を実運転期間 2.7 年と評価。

注 5 : 板厚を貫通し、貫通欠陥の周方向進展により貫通欠陥角度が 180° となる時期は 50 年以上だが、高経年化技術評価時期に合わせて暦年で 30 年を設定。

注 6 : 貫通欠陥を想定し、貫通欠陥角度が 180° となる時期を実運転期間 12 年と評価。

(解説 4-4) 実際の HWC 稼働率に応じた点検時期見直し

点検時期設定に用いた HWC 稼働率 (設定稼働率) に対し、実際の HWC 稼働率 (実績稼働率) に応じた点検時期の見直し方法について、例を以下に示す。

なお、実際の点検時期設定等の運用は、各プラントの定検計画との関連や、点検時期見直しの柔軟性を考慮の上、実施されるものである。

< 適用の考え方 (例) >

1 サイクル終了毎 * 1 に、前回点検時からの平均の実績稼働率 * 2 を確認する。

遅くとも、実績稼働率が設定稼働率を下回る前の時点 (次サイクルの稼働率を 0% と想定) * 3 までに、設定稼働率を見直し点検時期の再評価を行う。なお、NWC (稼働率 0%) で要求される時点までは再評価不要 * 4。

また、点検予定時点にて実績稼働率が設定稼働率を上回った場合、設定稼働率を見直し、点検時期の再評価を行い延長することができる。

(注釈)

- * 1 : 実績稼働率の確認を 1 サイクル終了毎としたのは、1 サイクル停止していても速度内分線図を使えるため 1 サイクルより細かい実績は考慮不要と考えられること、点検時期の再評価を行えるのは点検予定時期の 1 サイクル前程度までと考えられることによる。
- * 2 : 点検時期は、前回点検から次回点検までの平均稼働率で評価されるため、実績稼働率は前回点検時からの平均とした。なお、サイクル毎の運転日数の違いも想定されるため、実績稼働率としては各サイクルの稼働率の平均を求めるのではなく、前回点検時からの水素注入稼働期間 / 原子炉運転期間で求める (サイクル毎の運転日数に応じた重み付けを考慮する) 必要がある。
- * 3 : あるサイクル終了時点で実績稼働率を確認した結果、設定稼働率を下回っており予定していなかった点検が必要であった、といった事態を避けるため、次サイクルの稼働率を 0% と想定しても実績稼働率が設定稼働率を下回らないことの確認が必要で、もし下回る場合は設定稼働率を低く見直し、点検時期の再評価が必要となる。なお、次サイクルの運転日数についても実績が想定と異なる可能性はあるが、一般に短くなることはあっても長くなることは考え難く、問題ないと考えられる。
- * 4 : 次サイクルの稼働率を 0% と想定して実績稼働率を設定稼働率と比較する場合、初期サイクルでは有意な設定稼働率が設定できない (例 : 初回は 0%) こととなってしまうが、NWC (稼働率 0%) で要求される点検時期までの間は水素注入稼働率に関わらず点検は不要なため、設定稼働率の見直し及び点検時期の再評価は不要である。

< 適用の具体例 >

NWCでの点検時期が7年(5サイクル) 各サイクルの実績稼働率が75%(運転日数は同一)の場合の具体例を以下に示す。

点検終了時

設定稼働率を70%とし、次回点検時期を第15サイクル終了時に設定。

第1~3サイクル

NWCでの点検時期以前であり、評価不要。

第4サイクル終了時

NWCでの点検時期を次回に控えているため、実績稼働率の確認を実施。

第1~4サイクルの平均実績稼働率75%

次回第5サイクルの稼働率を0%とすると、第1~5サイクル平均稼働率60%

60% < 現状の設定稼働率70%より、設定稼働率を60%に見直し

次回点検時期を第12サイクル終了時に見直し

第5サイクル終了時

実績稼働率の確認を実施。

第1~5サイクルの平均実績稼働率75%

次回第6サイクルの稼働率を0%とすると、第1~6サイクル平均稼働率63%

63% > 現状の設定稼働率60%

設定稼働率を見直してもよいが、再設定はせず、設定稼働率を上回っていることの確認のみ

第6~10サイクル

第5サイクル終了時と同様、実績稼働率が設定稼働率を上回っていることの確認のみ。

第11サイクル終了時

点検予定時期を次回に控えているため、設定稼働率の見直し実施。

第1~11サイクルの平均実績稼働率75%

次回第12サイクルの稼働率を0%とすると、第1~12サイクル平均稼働率69%

69% > 現状の設定稼働率60%より、設定稼働率を69%に見直し

次回点検時期を第14サイクル終了時に見直し

第12サイクル終了時

第5サイクル終了時と同様、実績稼働率が設定稼働率を上回っていることの確認のみ。

第13サイクル終了時

点検予定時期を次回に控えているため、設定稼働率の見直し実施。

第1~13サイクルの平均実績稼働率75%

次回第14サイクルの稼働率を0%とすると、第1~14サイクル平均稼働率70%

70% > 現状の設定稼働率69%より、設定稼働率を70%に見直し

次回点検時期を第15サイクル終了時に見直し

第14サイクル終了時

点検予定時期を次回に控えているため、設定稼働率の見直し実施。

第1~14サイクルの実績平均稼働率75%

次回第 15 サイクルの稼働率を 0%とすると、第 1～15 サイクル平均稼働率 70%
設定稼働率、次回点検時期の変更なし

第 15 サイクル終了時

点検実施。

新たに稼働率設定、およびそれに基づく次回点検時期設定を行い、次回点検時期評価のための平均稼働率算出の始期とする。

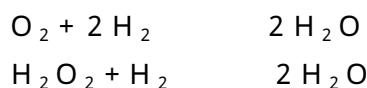
水素注入技術の実機への適用経緯

1. 水素注入の基本的考え方

水素注入は、加圧水型原子炉 (PWR) では初期から水素を炉水に添加し水の放射線分解を抑制していたが、沸騰水型原子炉 (BWR) では炉心で沸騰が生じ、添加した水素が蒸気相に抜けるために効果がないと考えられていた。1979 年にスウェーデンの BWR において初めて水素注入が実施され、溶存酸素濃度の低下に効果があることが実証されてから欧米を中心に採用され、水素注入適用プラントは国内外を含めて多数に上る。

原子炉冷却材に水を使用する軽水炉では水の放射線分解により、BWR の場合、通常運転時の炉水中では約 200ppb の溶存酸素濃度と約 10ppb の溶存水素濃度が測定されている。

水素注入の原理は、炉水への水素の添加により、水の放射線分解により生じた酸素や過酸化水素等の酸化性化学種と水素との再結合反応を促進し、酸化性化学種濃度を低下させるものである。見かけ上、水素注入の効果は、



のように表わすことができる。しかし、これらの反応は素反応ではなく、実際の再結合反応は放射線分解生成物が関与する 30 以上の反応の複合反応によって説明される。従って、線量率が弱く活性化分解生成物が存在しない給水配管やサンプリング配管等では水素と酸素が存在しても再結合反応の寄与は小さい。

BWR では水素注入により、炉心での放射線分解が抑制されると同時にダウンカマ部での再結合が生じるために、炉水中の酸化性化学種濃度が低下する。その効果は、炉心での放射線分解の抑制よりも、ダウンカマ部での再結合反応の寄与の方が大きいことが知られている。すなわち、ダウンカマ線量率が比較的高いプラントでは、再結合効率が高く、水素注入の効果が高いとされる。

近年、水素注入効果を表す指標として、材料の電気化学的腐食電位 (ECP : Electrochemical Corrosion Potential) が用いられるようになり、炉水中の溶存酸素濃度のみではなく、過酸化水素等も含めた酸化性化学種の寄与を総合的に評価することが一般的である。これによれば、BWR の運転条件で、ECP を標準水素電極 (SHE : Standard Hydrogen Electrode) 換算電位で $-230\text{mV}_{\text{SHE}}$ 以下に低減することにより、IGSCC の発生を抑制できるとされている。

2．水素注入設備

水素注入の実施方法は概ね給水系から水素をガス状で注入し、かつ、化学量論的に 1/2 の酸素をオフガス系に注入するという点でほぼ共通している。水素注入点は復水浄化系の下流側で給水ポンプの上流側が選ばれることが多い。注入した水素は給水中に溶存した形で原子炉内に注入される。

この注入した水素は、炉心での水の放射線分解を抑制する働きをするが、マスバランス上は自身は消費されないため、全量がオフガス系に移行することとなる。そこで、オフガス再結合器の上流側で酸素注入を行い、水素・酸素再結合反応により水に戻している。

水素ガスの供給方法にはいくつかあるが、もっとも簡便な方法はボンベ法であり、高圧のガスボンベから所定の圧力に減圧して注入する。ただし、トレーラー等による供給頻度が多くなる難点がある。米国では安価なことから液体水素も利用されている。一方、酸素は注入点圧力も低く、国内でも安価な液体酸素を気化して利用するのが有利であり、供給頻度も低減できる。

これに対し、水の電気分解により、サイトで水素・酸素を同時に製造・供給する方式もある。この利点としては、サイトで常時安定に供給できること、必要な分だけ供給すれば良いので貯蔵の必要がないこと、高圧ガスの取り扱いがないこと等が挙げられる。

3．実機での水素注入実績

(a) 国内外での水素注入実績

1979年にスウェーデンのオスカーシャム - 2 で BWR で初めて水素注入が実施されて以来、スウェーデン、米国、等で数多くの BWR に短期および長期の水素注入が実施されている。欧米の BWR は再循環系配管の応力腐食割れ抑制を目的として水素注入を採用し、近年では炉内構造物(炉心シュラウド、炉心支持板等)の保護も視野に入れている。

国内では、1984年に ATR であるふげんで水素注入が実施されて以来、1992年に短期注入試験が実施されるまで、BWR での水素注入は行われていない。これは再循環系配管の応力腐食割れ抑制を目的として水素注入が実施された欧米と異なり、我が国では耐 SCC 材の適用や、溶接時残留応力の改善工法の適用が採用されていたためである。しかしながら、近年では注入効果が大きく、かつ補修・交換の困難な下部プレナム内構造物への予防保全工法として採用するプラントが増加している。今後さらに適用が拡大する方向である。

(b) 酸素濃度低減効果

水素注入の効果はまず、炉水中の溶存酸素濃度の低下に現れる。図 A1 に米国 BWR プラントでの再循環系溶存酸素濃度の測定結果を示す¹⁾。給水中の溶存水素濃度の増加とともに炉水中の溶存酸素濃度が低下して行く傾向がわかる。プラント間の効果の差異は、再結合反応に大きく影響するダウンカマ部の放射線線量率が炉型により異なるためとされている。

国内 BWR での測定例としては、800MWe 級 BWR-4 における炉水中溶存酸素濃度の低減効果を図 A2 に示す²⁾。通常、BWR の炉水中には 200ppb 程度の溶存酸素が存在するが、給水中の水素濃度の増加とともに 10ppb 以下程度まで低減されることがわかる。特にダウンカマ下部の濃度を直接反映している再循環系の溶存酸素濃度はその低下傾向が大きく、逆に原子炉底部の炉水中の溶存酸素濃度はやや高い。これは、ダウンカマ部では再結合効率が高いのに対し、原子炉底部

には炉心出口の比較的溶存酸素濃度の高い炉水がジェットポンプを經由して直接流入するためと考えられる。

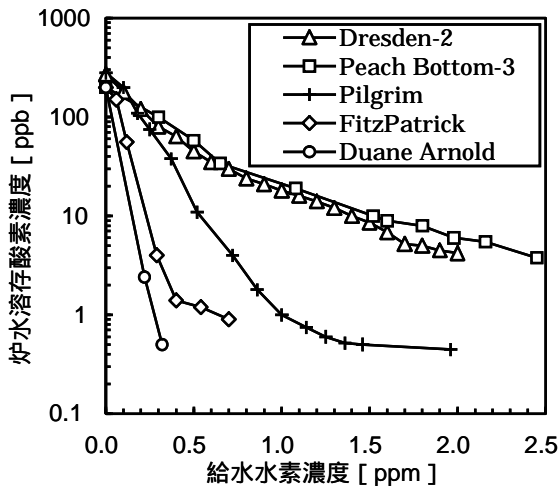


図 A1 米国 BWR プラントでの再循環系溶存酸素濃度の測定結果

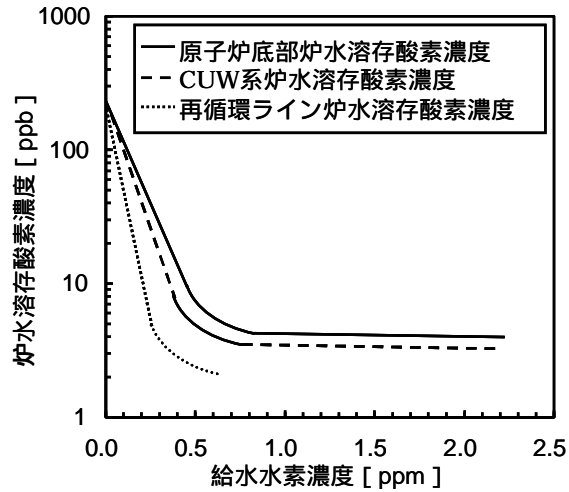


図 A2 800MWe 級 BWR-4 における炉水中溶存酸素濃度の低減効果

(c) 腐食電位低減効果

水素注入の材料に対する効果をより直接的に把握する指標として材料表面の腐食電位を測定することが行われており、SCC 感受性と腐食電位の相関について多くの実験室試験がなされている。この観点から実機プラントでもいわゆるインプラント試験として腐食電位測定が行われている。近年、BWR プラントでは、より構造材料に近い部位で直接腐食電位を測定する観点から、炉心部、炉底部等での直接測定が国内外で試みられている。図 A3 には原子炉底部のドレンラインにて腐食電位を実測した例を示す²⁾。図中には、主蒸気中の放射線線量率増加割合も記されており、効果と影響とが相反することがわかる。

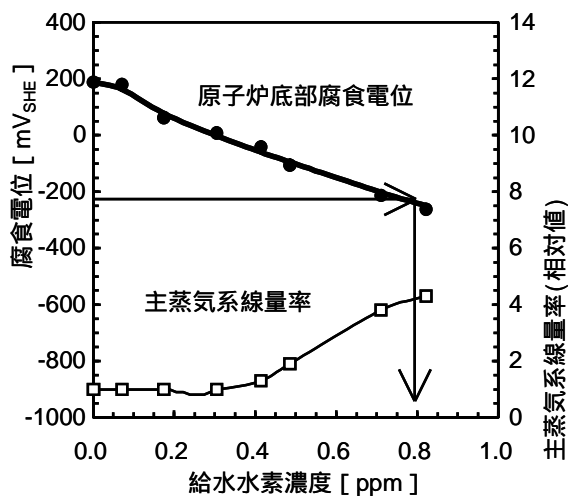


図 A3 原子炉底部ドレンラインにおける腐食電位測定例

(d) 最近の SCC 予防保全技術の動向

BWR プラントで水素注入を実施すると主蒸気系線量率が上昇することから、それを回避するために、触媒機能を有する貴金属を炉内に注入し、低濃度の水素注入の併用により十分に腐食電位を低減させる技術として、貴金属注入技術が開発された。すでに米国を中心に多数実機適用されており、国内でも 3 プラントの実施例がある。従来は、プラントの停止操作時の中間温度で注入を行っていたが、近年では、プラントの定期検査期間の短縮を図り、かつ、持続的な効果を発現させるため、プラント運転中にオンラインで注入することが提案され、米国では多数のプラントが停止時注入法からオンライン注入法へ移行している。

また、光半導体である酸化チタンを用い、炉内チェレンコフ光による光励起電流を利用して腐食電位を低下させる技術開発が行われてきており、すでに国内で適用が開始されている。今後、効果の持続性、耐久性等を確認しつつ、オンラインでの注入が検討されている。

参考文献

- 1) R.L. Cowan、 M.E. Indig、 J.N. Kass、 R.J. Law and L.L. Sundberg: “Experience with hydrogen water chemistry in boiling water reactors”、 Water chemistry of nuclear reactor systems 4、 vol.1、 pp.29-36、 BNES、 London (1986).
- 2) J. Takagi、 Y. Morikawa、 H. Sakamoto、 N. Ichikawa、 M. Itow、 S. Kawamura and K. Takamori: “Long term verification program on hydrogen water chemistry at a Japanese BWR”、 Water chemistry of nuclear reactor systems 7、 Vol.2、 pp.489-495、 BNES、 London (1996).

水素注入量と ECP の関係

1 . はじめに

目標水素注入量は、腐食電位センサによる ECP の実測や、水質解析コードを用いた解析により求めることができる。国内では炉内における ECP の実測例がほとんどないため、ここでは水質解析コードを用いた解析による水素注入量の算出例を示す。

水素注入による環境改善の効果は、炉内の部位・機器、プラント設計条件（炉型）および水素注入量によって異なるが、国内 BWR では設計の標準化が図られているため、BWR4(80 万 kWe)/BWR5(110 万 kWe)それぞれの代表プラントにおいて水素注入量を求めた。

2 . 解析モデル

実機 BWR 炉内の水質環境の解析に当たっては、放射線分解モデルと腐食電位評価モデルとを併用する手法が一般的である。すなわち、放射線分解モデルでは、水の放射線分解 G 値、分解生成物二次反応の反応式および反応速度定数、プラントの放射線線量率、冷却材流速等をパラメータとして、炉内各部位での酸素、水素、過酸化水素、および短寿命活性種の濃度分布を評価する。次に、得られた化学種濃度および使用材料の電気化学的分極特性（アノード分極曲線、カソード分極曲線）から混成電位モデルに基づいて材料表面の電気化学的腐食電位を評価する（図 B1）。

計算においては、一次系を流動条件に基づいて連結された複数のブロックに区分し、化学種濃度分布の計算を行う。次に、それぞれの部位の化学種濃度の組成に応じて、各評価点における腐食電位を計算により求めることで、一次系内の化学種濃度および腐食電位の流れ方向分布を得る。

3 . 解析手順例

3 . 1 放射線分解モデルの解析手順

BWR 一次系を流動状態に応じて、炉心、ダウンカマ、ジェットポンプ、炉底部、再循環系等の複数のブロックに区分する。流動は一次元モデルとして取り扱う。

それぞれのブロックにおいて、放射線線量率、冷却材流速を入力条件として整備する。炉心では分布を考慮するが、それ以外のブロックではブロックごとに一定値とする。

水の放射線分解生成物の G 値を設定する。

分解生成物の二次反応及び反応速度定数を設定する。

水質に応じて初期条件を設定し、流路に沿って水素、酸素、過酸化水素、活性種の濃度を計算し、系統全体で収束するまで反復計算を行うことで、一次系内の放射線分解生成物の濃度分布を決定する。

3 . 2 腐食電位評価モデルの解析手順

3 . 1 にて求めた化学種濃度分布に基づき、各部位での水素、酸素、過酸化水素濃度を設定する。

金属および水素のアノード分極曲線（電位 - 電流曲線）を設定する。

各部位での冷却材流速、系統の等価直径を設定する。

酸化性化学種である酸素、過酸化水素濃度に対し、の流速、等価直径に応じて、カソード分極曲線（電位 - 電流曲線）を設定する。

各部位ごとに、アノード電流とカソード電流とが釣り合った点の電位を求め、腐食電位を決定する。この結果に基づき、一次系内の腐食電位分布を決定する。

4．解析例

解析によって得られた BWR4（80 万 kWe）並びに BWR5（110 万 kWe）での水素注入量と ECP の関係を図 B2～B7 に示す。また、国内外の BWR で測定された ECP を図 B8～B10 にまとめた。得られた ECP の水素注入量依存性のグラフから、目標 ECP（-100 及び -200mV_{SHE}）となる給水水素濃度の目標値を評価した。

ここでは、水の放射線分解生成物の二次反応に関する反応セットについて、2009 年にカナダ原子力研究所（旧カナダ原子力公社、AECL）によって整備、公開されたデータベースを用いて評価を行った。このデータベースにおける評価値は、AECL での実験や、この時点で公表されている世界各国の反応速度定数の報告から、素反応とその反応速度定数および活性化エネルギーを決定したものである。

なお、水素注入量が 0.4ppm を越えると図 B11 に示すように主蒸気系の線量率が急激に上昇し始め、未注入に対して 4～5 倍になるため、敷地境界や管理区域境界の線量率に影響を与えることがある。

また、水素注入と未注入の状態を繰り返すと構造材料表面の酸化皮膜が不安定になり、Co-60 の取り込みが増え再循環系配管などで配管付着放射能が増加することから、水素注入を行う場合にはこれらの点に留意する。

5．精度向上への取り組み

目標水素注入量を定めるにあたっては、放射線分解モデルおよび腐食電位評価モデルを用いて評価対象部位に対する注入量を解析により求めている。これまで国内プラントにおける ECP の実測は再循環配管、炉底部ボトムドレン配管等の炉外での測定が主流となっていることから、更なる信頼性向上のためには、実機炉内における腐食電位測定データの拡充が望まれる。

6．参考文献

- ・ Y. Wada et al., “ Empirical Understanding of the Dependency of Hydrogen Water Chemistry Effectiveness on BWR Designs ”, J. of Nucl. Sci. Tech., vol.36, p.169(1999).
- ・ N. Ichikawa et al., “ Precise Evaluation of Corrosion Environments of Structural Materials under Complex Water Flow Condition, (I) ”, J. of Nucl. Sci. Tech., vol.40, p.583(2003).
- ・ N. Ichikawa and J. Takagi, “ Precise Evaluation of Corrosion Environments of Structural Materials under Complex Water Flow Condition, () ”, J. of Nucl. Sci. Tech., vol.40, p.941(2003).
- ・ S. Uchida et al., “ Verification and validation procedures of calculation codes for determining corrosive conditions in the BWR primary cooling system based on water radiolysis and mixed potential models ”, J. of Nucl. Sci. Tech., vol.51, p.24(2014).

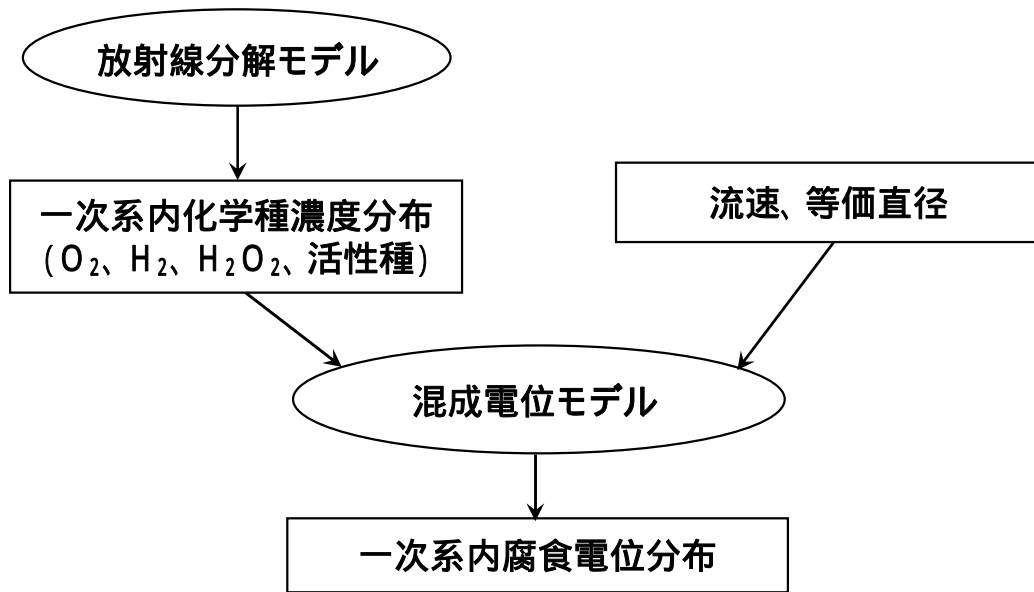


図 B1 腐食電位解析の手法の概要

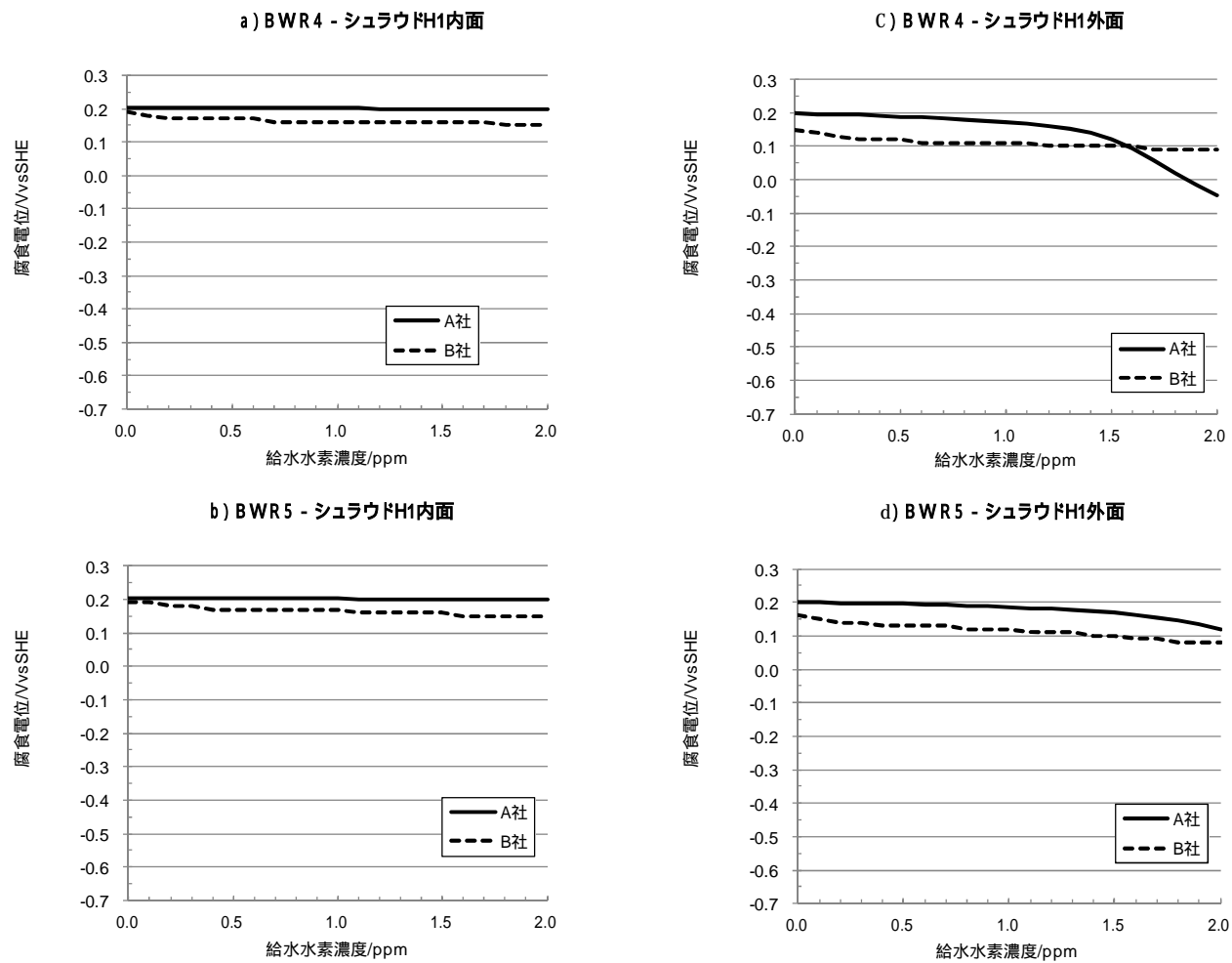


図 B2 BWR4 並びに BWR5 でのシュラウド H1 内外面の腐食電位

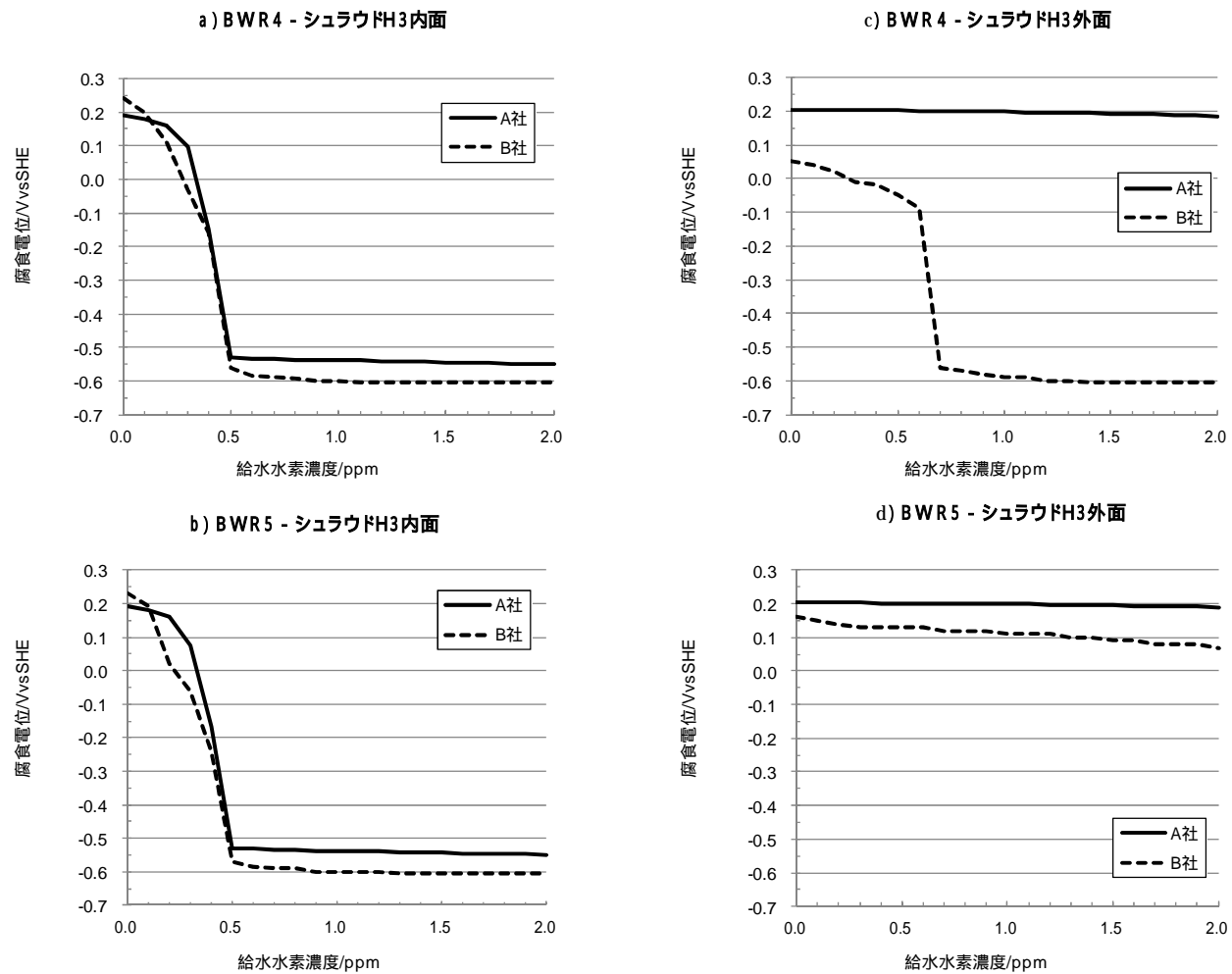


図 B3 BWR4 並びに BWR5 でのシュラウド H3 内外面の腐食電位

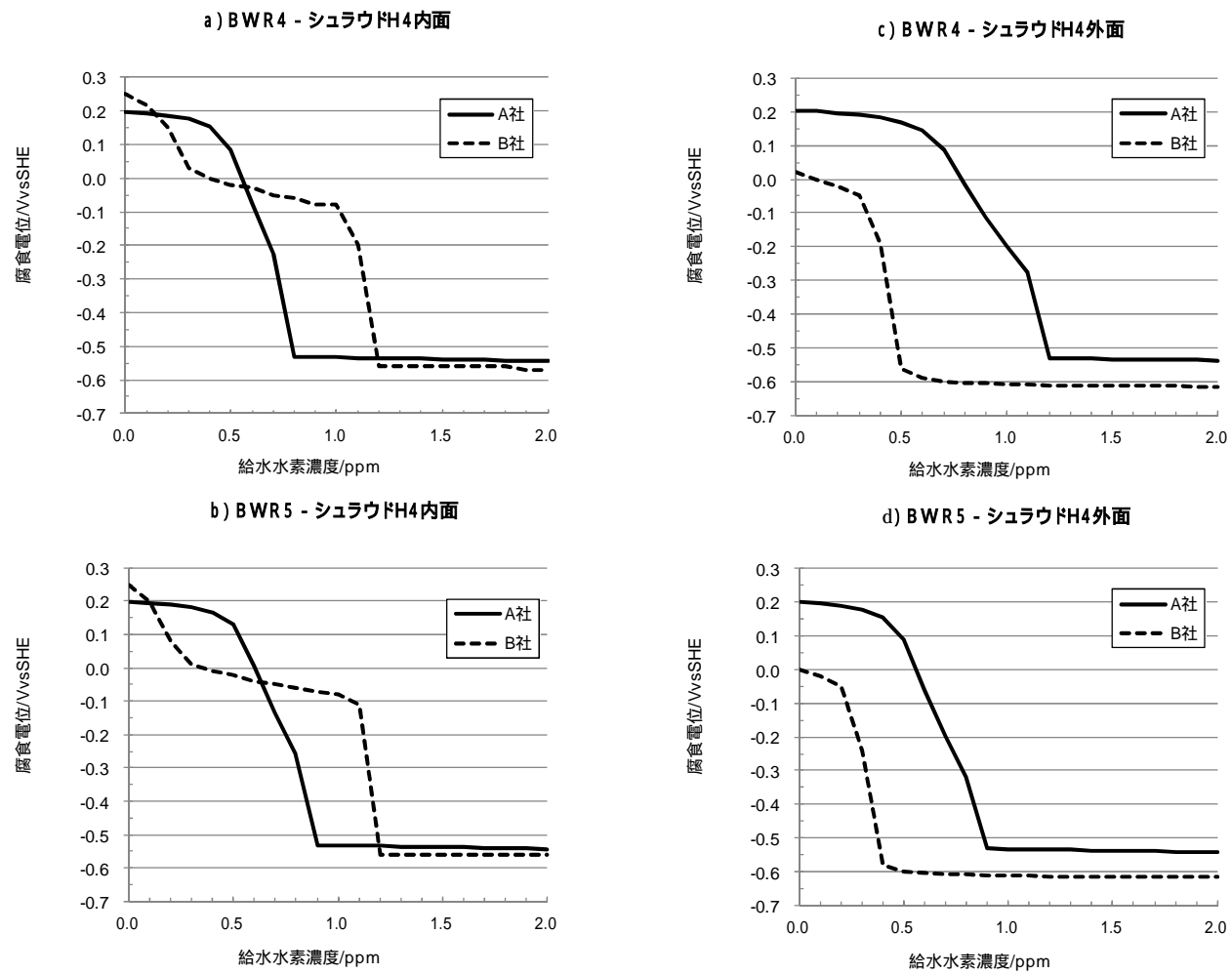


図 B4 BWR4 並びに BWR5 でのシュラウド H4 内外面の腐食電位

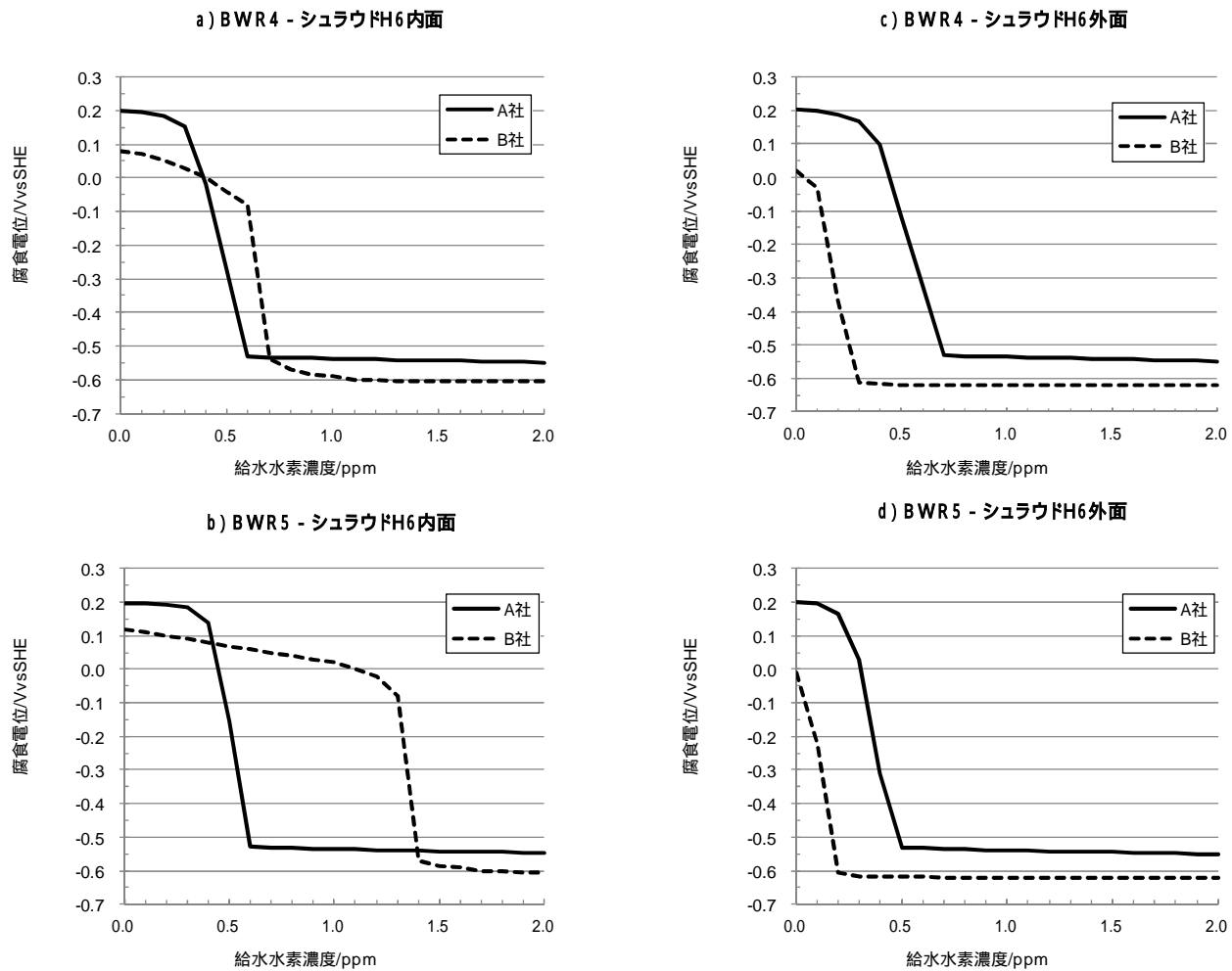


図 B5 BWR4 並びに BWR5 でのシュラウド H6 内外面の腐食電位

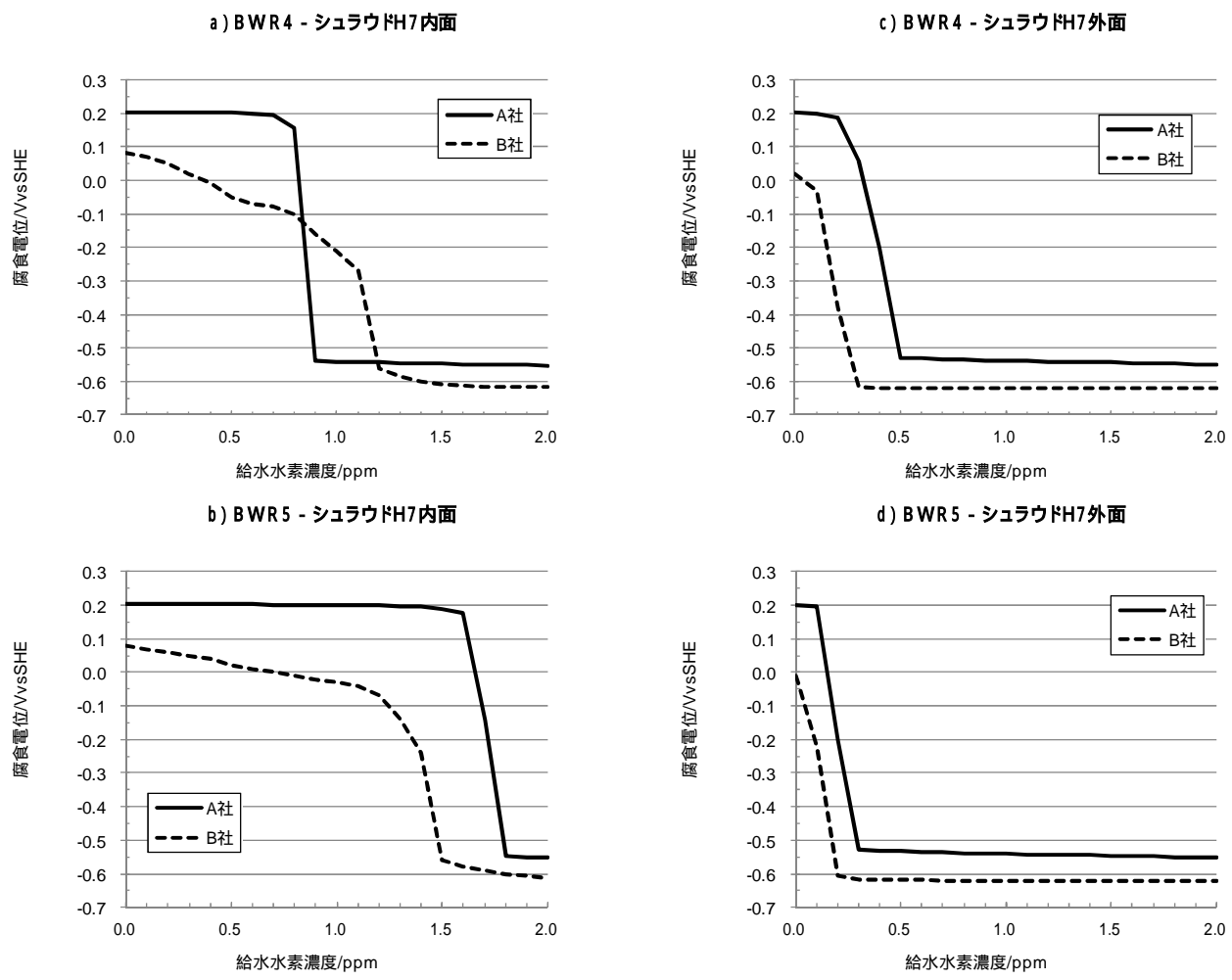


図 B6 BWR4 並びに BWR5 でのシュラウド H7 内外面の腐食電位

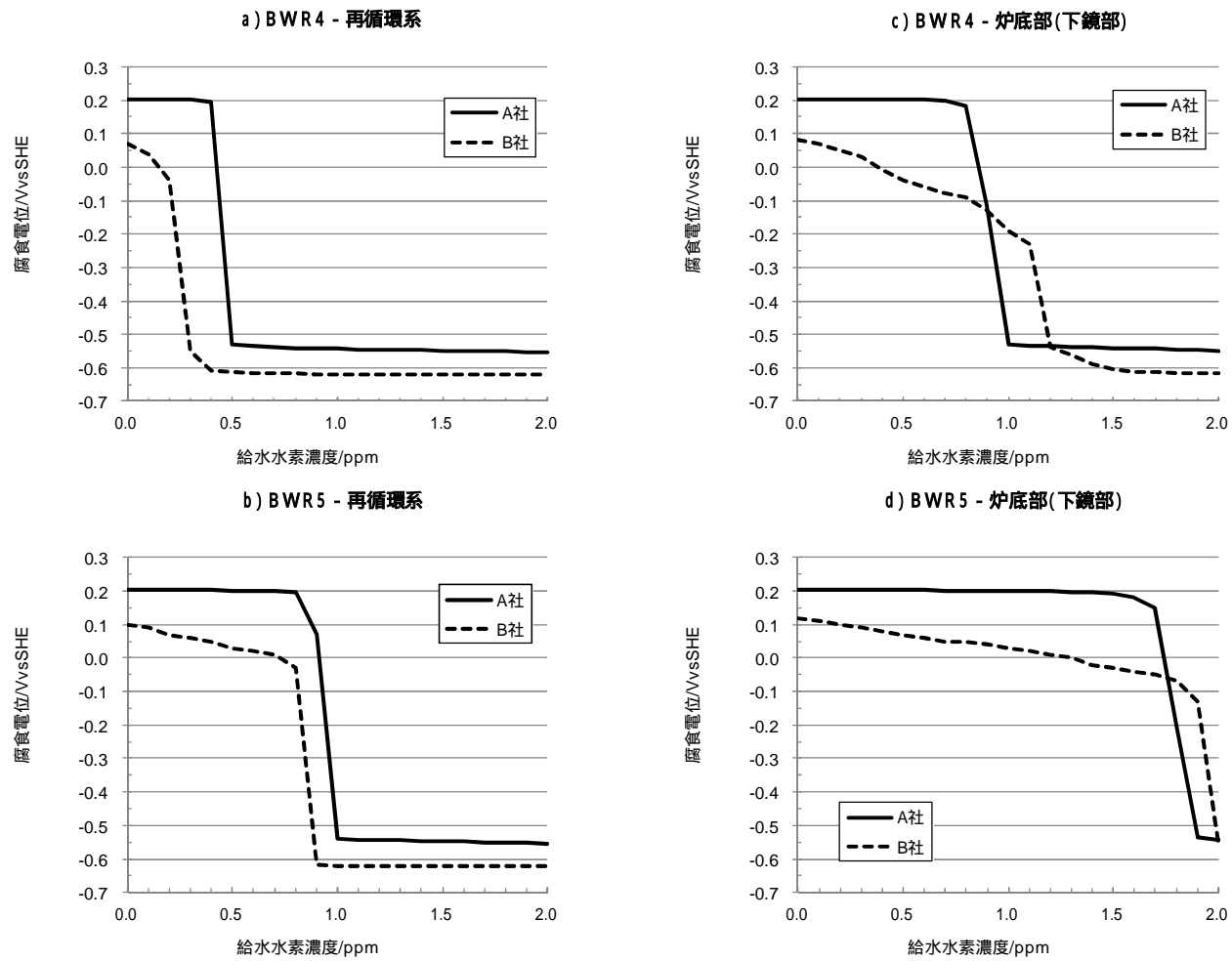


図 B7 BWR4 並びに BWR5 での再循環系配管内面および炉底部の腐食電位

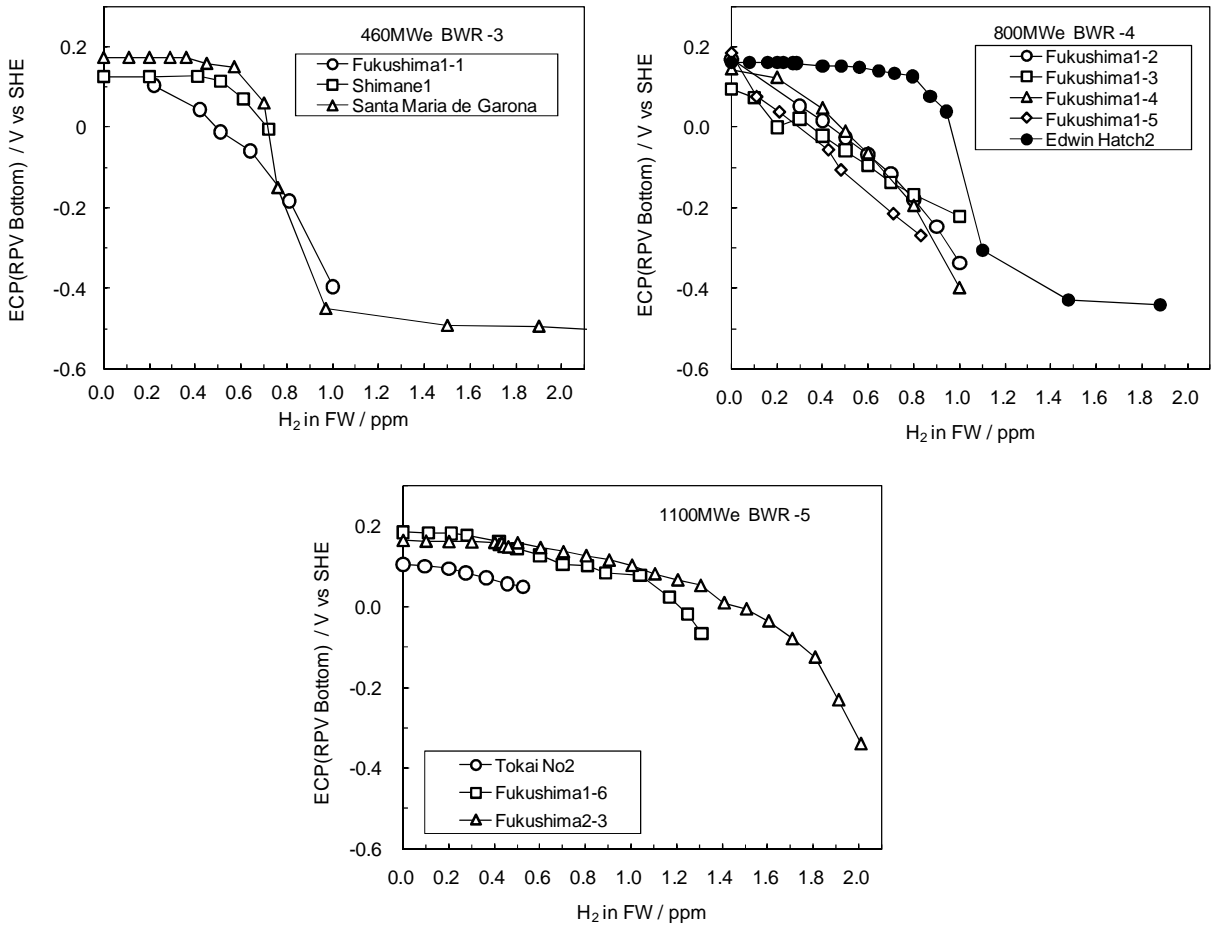


図 B8 BWR3、BWR4、並びに BWR5 での ECP 実測値 (ボトムドレン、下部プレナム混在)

(出典) H. Goto, et al., The 13th Chino-Japanese Seminar on Nuclear Safety, Taipei, ROC, JAIF (1999); J. Takagi, et al., Proc. of Water Chemistry 7, BNES, 196 (1996); H. Takiguchi, et al., J. Nucl. Sci. Technol., 36, 179 (1999); K. Koyabu et al., Proc. of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in NPP in Asia 2009, Nagoya, p117, AESJ (2009).

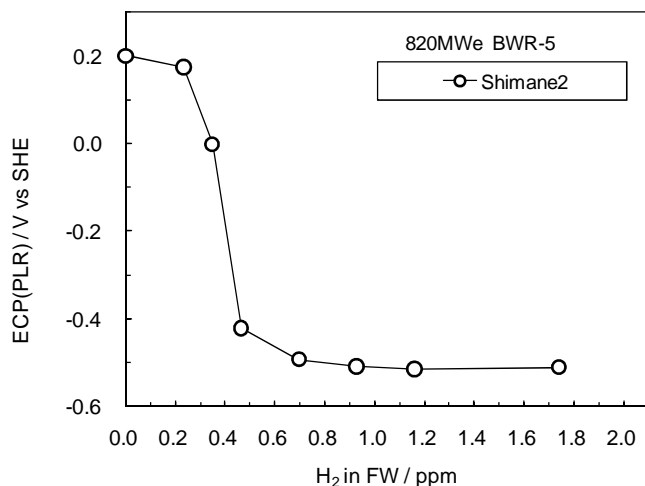


図 B9 820MWe - BWR5 の PLR サンプラインでの ECP 実測値

(出典) K. Ishida, et al., Proc. of NPC'08 - International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems - September 14 -18, 2008, L04-3, Berlin, Germany (2008)

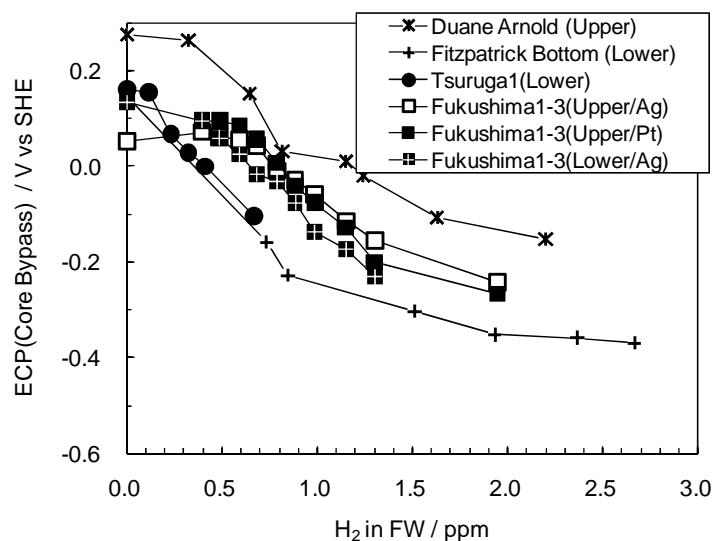


図 B10 炉心バイパスでの ECP 実測値

(出典) M. E. Indig and J. L. Nelson, Corrosion, 47, 203 (1991); M.E. Indig, et al., Proc. of Sixth Int'l Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, August 1 -5, 1993 San Diego, USA, p. 897, TMS (1993).; M. Sekiguchi, et al., Proc. of Seventh International Conference of Water Chemistry of Nuclear Systems, October 13-17, 1996, Bournemouth, UK, paper No. 59, BNES (1996); S. Ashida, et al., Proc. of Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 6, October 12-15, 1992, Bournemouth, UK, p 103, BNES (1992)

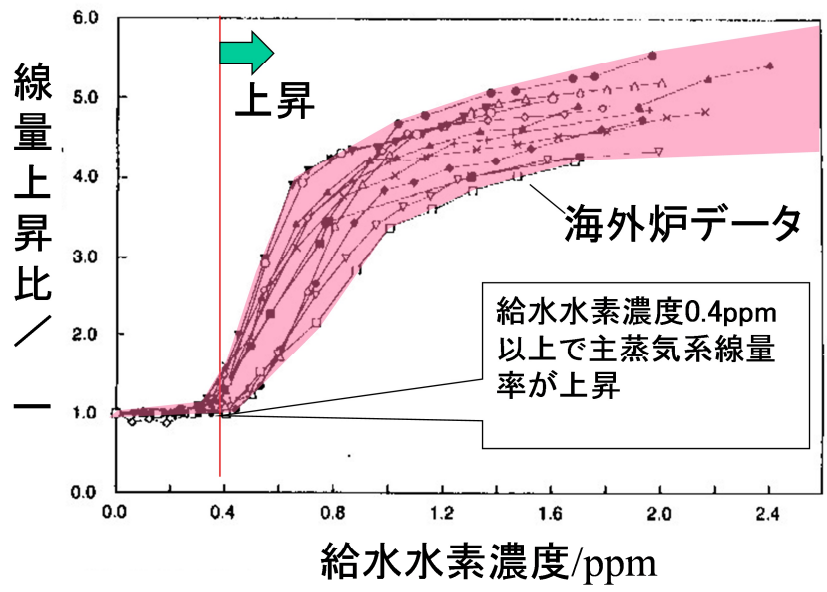


図 B11 水素注入量と主蒸気系線量率の上昇の関係

(出典) C.C Lin、 Proc. Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 7、 p 135、 BNES (1996)

履歴効果

1. はじめに

BWR プラントにおける通常炉内水質環境 (NWC) から BWR 水素注入水質環境 (HWC) への切り替え、または HWC から NWC への切り替え時における SCC 亀裂進展速度に及ぼす履歴効果について検討を行う。

2. SCC 亀裂進展速度に及ぼす履歴効果について

図 C1 は、CT 試験片を用いた SCC 亀裂進展試験における 182 合金の亀裂長さの経時変化¹⁾を示すものである。NWC から HWC への切り替え時には、SCC 亀裂進展速度は、時間遅れなく直ちに SCC 亀裂進展速度の低下が認められ、同様に HWC から NWC への切り替え時には、SCC 亀裂進展速度は、時間遅れなく直ちに SCC 亀裂進展速度の増加が認められており、SCC 亀裂進展速度に及ぼす履歴効果は認められていない。

図 C2 は、CT 試験片において深い亀裂先端を模擬するため、試験片両側面に側板を設けて 182 合金の SCC 亀裂進展試験を行った時の亀裂長さの経時変化²⁾を示すものである。図 C3 は、図 C2 において、腐食電位切り替え時の亀裂長さの経時変化を拡大したものである²⁾。腐食電位低下時 (NWC から HWC への切り替え時) には時間遅れなく直ちに SCC 亀裂進展速度の低下が認められており、SCC 亀裂進展速度に及ぼす履歴効果は認められていない。一方、腐食電位上昇時 (HWC から NWC への切り替え時) には 50 時間程度の遅れをもって SCC 亀裂進展速度の上昇が認められている。深い亀裂の場合、HWC から NWC への切り替え時に HWC による履歴が初期に残る可能性が示唆されているが、それはプラント 1 サイクル (13 ヶ月) 全体においてわずかな時間 (0.5%程度) であること、またその履歴効果によって NWC 初期の SCC 亀裂進展速度が低めに作用することから、SCC 亀裂進展評価上の保守性への影響はなく、履歴効果は無視できるものと考えられる。

3. まとめ

試験データより、NWC から HWC への切り替え時には、SCC 亀裂進展速度は、時間遅れなく直ちに SCC 亀裂進展速度の低下が認められる。なお、HWC から NWC への切り替え時には、SCC 亀裂進展速度は、深い亀裂を想定した場合に、HWC による履歴が初期に残る可能性が示唆されているが、それはわずかな時間 (プラント 1 サイクル (13 ヶ月) 全体の 0.5%程度) であること、またその履歴効果によって NWC 初期の SCC 亀裂進展速度が低めに作用することから、SCC 亀裂進展評価上の保守性への影響はなく、履歴効果は無視できるものとする。

(参考文献)

- 1) M. Itow et al., “ The Effect of Corrosion Potential on Alloy 182 Crack Growth Rate in High Temperature Water 、 ” Proceedings of the Eighth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Volume 2、 pp.712-719 (1997).
- 2) M. Itow et al., “ The Influence of Corrosion Potential on SCC Growth Behavior of a Deep Crack in Alloy 182 in Simulated BWR Environment、 ” 11th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, pp.1192-1199 (2003).

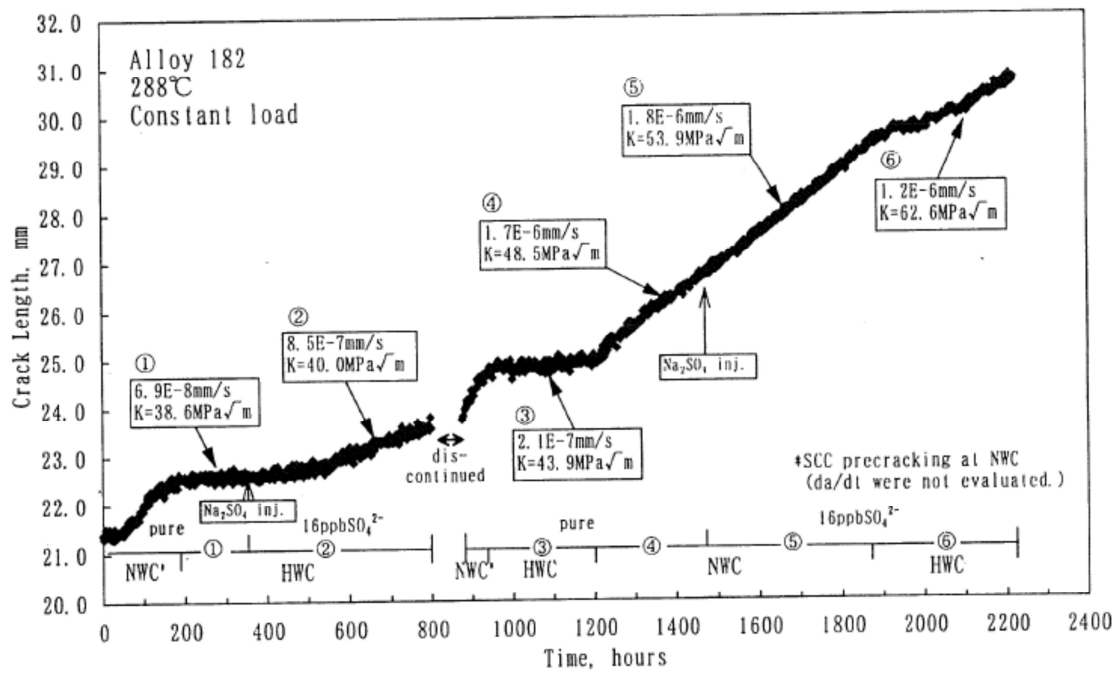


図 C1 CT 試験片を用いた SCC 亀裂進展試験における 182 合金の亀裂長さの経時変化¹⁾

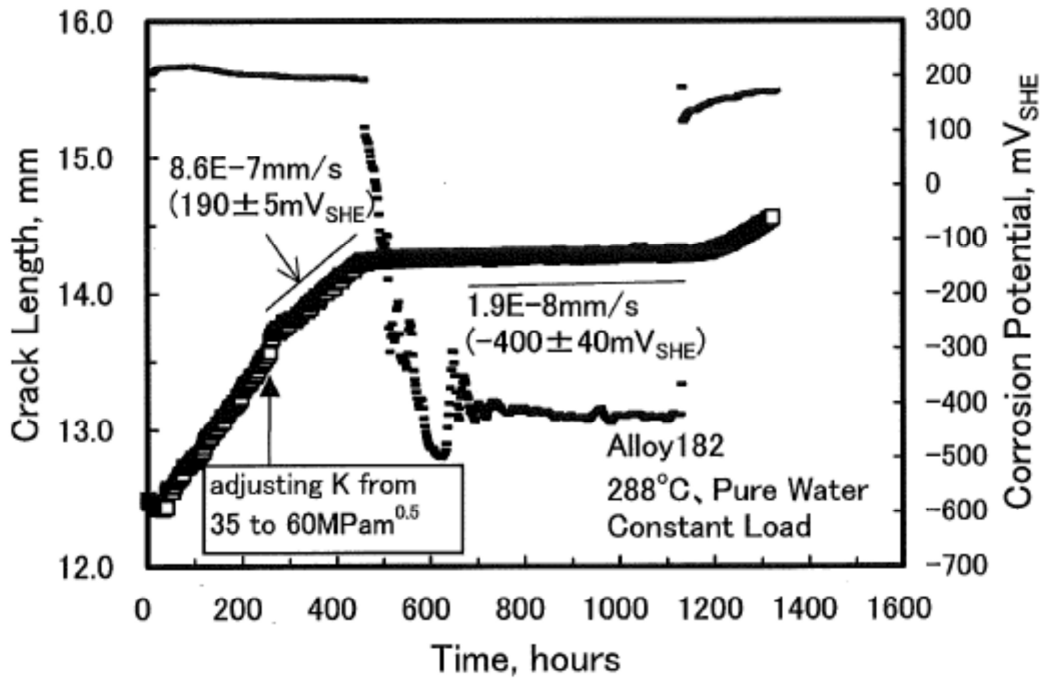


図 C3 深い亀裂先端を模擬した CT 試験片を用いた SCC 亀裂進展試験における 182 合金の亀裂長さの経時変化²⁾

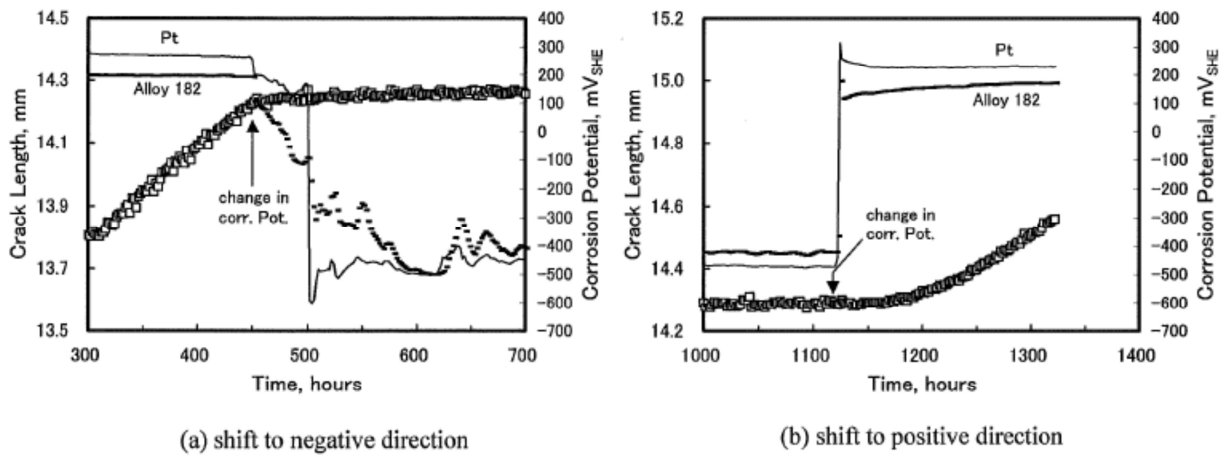


図 C3 図 C2 における腐食電位切り替え時の亀裂長さの経時変化の拡大図²⁾

亀裂進展速度内分ケーススタディ

1. はじめに

水素注入による環境改善に応じた SCC 亀裂進展速度の適用による合理的な点検実施時期設定に資するため、稼働率に応じた簡易的な SCC 亀裂進展評価手法を検討する。

2. SCC 亀裂進展解析条件

(1) 評価対象

1100MWe 級プラントの炉心シュラウド H7a リング

(2) 初期亀裂

内表面全周亀裂：初期亀裂深さ 0.1mm

(3) 荷重条件

図 D1 に評価に用いた残留応力を示す¹⁾。

周方向溶接部に垂直に作用する運転応力はほぼ 0 であるので、ここでは運転応力は 0 とした¹⁾。

(4) 応力拡大係数算出式

(社)日本機械学会 維持規格(2008年版)²⁾ 添付 E-5 5.3(6)円筒周方向半だ円形状の表面欠陥の応力拡大係数 b.全周表面欠陥の応力拡大係数に規定されている算出式

(5) 亀裂進展速度

維持規格²⁾ に規定されている低炭素ステンレス鋼の速度線図を使用する。通常炉内水質環境中およびBWR水素注入水質環境中における SCC 亀裂進展速度線図を下記に示す。

a.通常炉内水質環境中(電気伝導率 < 20 μ S/m、ECP 150mV_{SHE})のSCC亀裂進展速度線図

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-12} \quad (K < 6.7) \quad (1)$$

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-14} K^{2.161} \quad (6.7 < K < 57.9)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-10} \quad (K > 57.9)$$

単位：da/dt (m/s)、K (MPa m)

b.BWR水素注入水質環境中（電気伝導率 < 20 μ S/m、ECP - 100mV_{SHE}）のSCC亀裂進展速度線図

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-12} \quad (K < 19.3) \quad (2)$$

$$da/dt = 3.33 \times 10^{-15} K^{2.161} \quad (19.3 < K < 57.9)$$

$$da/dt = 2.1 \times 10^{-11} \quad (K > 57.9)$$

単位：da/dt (m/s)、K (MPa^{1/2} m)

(6) 水素注入の稼働率の設定

1 サイクル（13 ヶ月）運転における BWR 水素注入水質環境中（HWC）の稼働率を 50%、80%および 90%とする。

なお、全期間にわたり、通常炉内水質環境中（NWC）あるいは BWR 水素注入水質環境中（HWC）とする場合の評価も行う。

3. SCC 亀裂進展評価結果

1 サイクル（13 ヶ月）運転における通常炉内水質環境中（NWC）および BWR 水素注入水質環境中（HWC）の稼働率に応じて、1 サイクル毎にその稼働率に応じた SCC 亀裂進展評価を行う。本評価では、1 サイクル中の初期に稼働率に応じた時間に対応する NWC の SCC 亀裂進展評価を行い、引き続き HWC の SCC 亀裂進展評価を行う。

図 D2 は、SCC 亀裂進展挙動に及ぼす水素注入の稼働率の影響を評価した結果である。HWC の稼働率の向上とともに SCC 亀裂進展は遅くなる。表 D1 は、SCC 亀裂進展評価結果のまとめであり、内表面全周亀裂深さと時間の概要を示す。

BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心シュラウド]¹⁾では、従来型のプラントはプラント供用開始時点からの実運転年数が 11 年経過するまでに初回点検を実施するよう規定されている。これは、深さ 0.1mm の表面全周亀裂を初期亀裂として想定した亀裂進展挙動評価結果から、プラント供用開始から運転期間で 11 年以内ではシュラウドサポートリングの厚さの 50%（約 35mm）に及ぶような深さに進展することはないとの考えによる。

また、初回点検で亀裂が検出されなかった場合は、従来型のプラントの場合、実運転年数が初回点検から 7 年を超えない時期で再点検を実施するよう規定されている。これは、想定した初期亀裂（深さ 1mm）が厚さの 50%（約 35mm）に及ぶような大きさに成長することはないことによる。

いずれも通常炉内水質環境中（NWC）における SCC 亀裂進展評価結果に基づいている。同様の考え方に基いて、初回点検時期を設定すると、HWC 稼働率が 50%では約 19 年、HWC 稼働率が 80%以上では約 34 年となる。また、初回点検で亀裂が検出されなかった場合の再点検時期は、HWC 稼働率が 50%では約 13 年、HWC 稼働率が 80%では約 26 年となる。表 D2 に HWC 稼働率に応じた初回点検時期と再点検時期を示す。

4. 稼働率の簡易的評価

HWC、NWC の稼働率に応じた SCC 亀裂進展速度を設定する。以下に HWC の稼働率に応じて設定した SCC 亀裂進展速度線図を示す。ここでは、時間による比率を SCC 亀裂進展速度に線形的に考慮して設定する。

a. HWC 稼働率 50%の場合

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-12} \quad (K \leq 8.4) \quad (3)$$

$$da/dt = 2.00 \times 10^{-14} K^{2.161} \quad (8.4 < K \leq 57.9)$$

$$da/dt = 1.26 \times 10^{-10} \quad (K > 57.9)$$

単位： da/dt (m/s)、 K (MPa \sqrt{m})

b. HWC 稼働率 80%の場合

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-12} \quad (K \leq 11.6) \quad (4)$$

$$da/dt = 9.99 \times 10^{-15} K^{2.161} \quad (11.6 < K \leq 57.9)$$

$$da/dt = 6.3 \times 10^{-11} \quad (K > 57.9)$$

単位： da/dt (m/s)、 K (MPa \sqrt{m})

c. HWC 稼働率 90%の場合

$$da/dt = 2.0 \times 10^{-12} \quad (K \leq 14.0) \quad (5)$$

$$da/dt = 6.66 \times 10^{-15} K^{2.161} \quad (14.0 < K \leq 57.9)$$

$$da/dt = 4.2 \times 10^{-11} \quad (K > 57.9)$$

単位： da/dt (m/s)、 K (MPa \sqrt{m})

図 D3 は、HWC の稼働率に応じて設定した SCC 亀裂進展速度線図であり、NWC および HWC 環境中の SCC 亀裂進展速度線図も示す。

図 D4 は、HWC の稼働率を稼働率に応じた SCC 進展速度に置き換えて評価した結果である。稼働率に応じて、HWC 環境中、NWC 環境中の SCC 亀裂進展速度を設定した評価結果は、1 サイクル (13 ヶ月) 運転における通常炉内水質環境中 (NWC) および BWR 水素注入水質環境中 (HWC) の稼働率に応じて 1 サイクル毎にその稼働率に応じた SCC 亀裂進展評価と同等の評価である。このように、SCC 亀裂進展評価において、HWC と NWC 環境を不連続的に評価する手法の他、稼働率に応じた SCC 亀裂進展速度線図を設定することにより、簡易的に評価が可能である。

また、HWC の稼働率 50%の評価について、1 サイクル (13 ヶ月) 運転における BWR 水素注入水質環境中 (HWC) の稼働率を 50%とした場合、および 1 サイクル (13 ヶ月) 毎に NWC と HWC が繰り返されるケースについての比較を行う。図 D5 にその結果を示す。

NWC と HWC の切り替えの時期を 0.5 サイクルおよび 1 サイクルとしても、SCC 亀裂進展挙動に差はない。また、稼働率に応じた SCC 亀裂進展速度線図を設定することにより、評価が可能である。

6. まとめ

水素注入により炉内の環境を改善することにより進展挙動が緩やかになることから、より合理的な点検実施時期が設定できる。このとき、稼働率に応じた簡易的な SCC 亀裂進展速度を設定することにより簡易的な評価結果を得ることができる。

(参考文献)

- 1) 原子力安全推進協会 BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[炉心シュラウド] (第 5 版) 平成 27 年 5 月.
- 2) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 (2008 年版) JSME S NA1-2008、2008 年 10 月.

表 D1 SCC 亀裂進展評価結果のまとめ（内表面全周亀裂深さと時間）

内表面全周亀裂 深さ(mm)	NWC(100%)	NWC(50%) + HWC(50%)	NWC(20%) + HWC(80%)	NWC(10%) + HWC(90%)	HWC(100%)
	時間（年）				
1	4.1	5.6	8.4	10.1	14.3
2	5.2	7.6	12.0	15.7	24.8
5	6.5	9.9	16.5	22.8	38.2
10	7.6	12.0	20.6	28.2	48.7
15	8.3	13.2	23.0	32.5	56.4
20	9.1	14.5	26.0	36.3	64.0
25	9.8	16.0	28.4	>36.3	71.5
30	10.6	17.5	31.4	>36.3	79.1
35 (板厚さの半分)	11.4	18.7	33.9	>36.3	86.7

表 D2 初回点検時期と再点検時期

内表面全周亀裂 深さ(mm)	NWC(100%)	NWC(50%) + HWC(50%)	NWC(20%) + HWC(80%)	NWC(10%) + HWC(90%)	HWC(100%)
	時間（年）				
初回点検時期	11.4	18.7	33.9	>40	>40
再点検時期	7.3	13.1	25.5	>30	>40

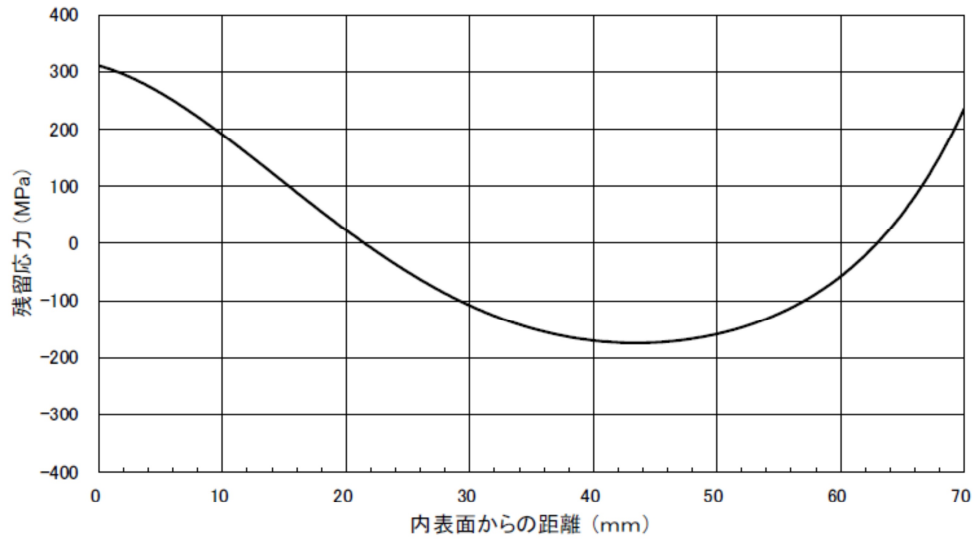


図 E-6 シュラウドの板厚方向残留応力分布（リング有り：H7a リング側）

図 D1 評価に用いた残留応力分布¹⁾

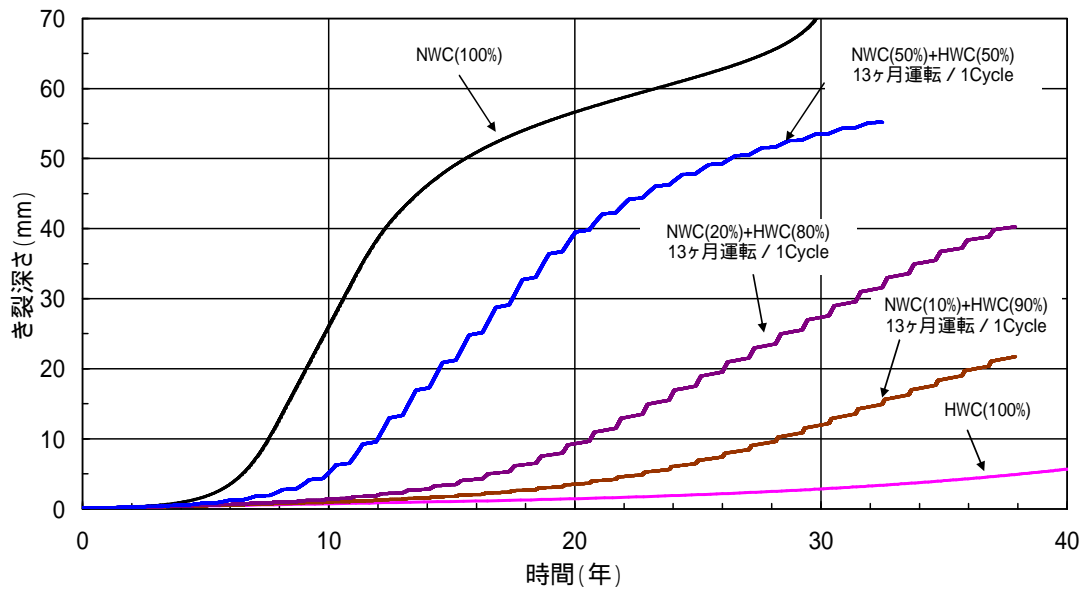


図 D2 SCC 亀裂進展解析結果（亀裂深さと時間の関係）

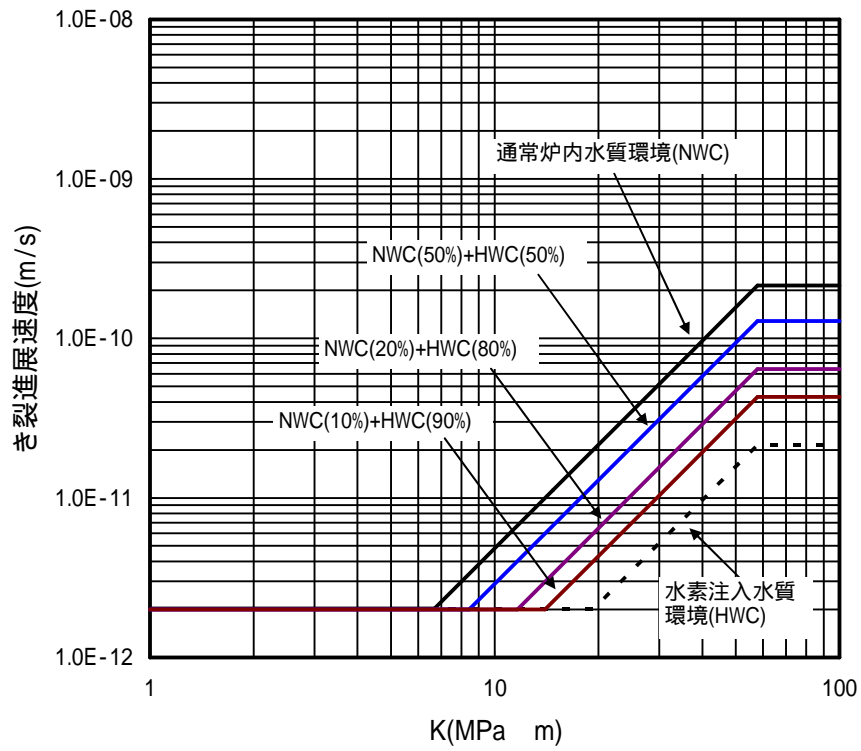


図 D3 HWC の稼働率に応じて設定した SCC 亀裂進展速度線図

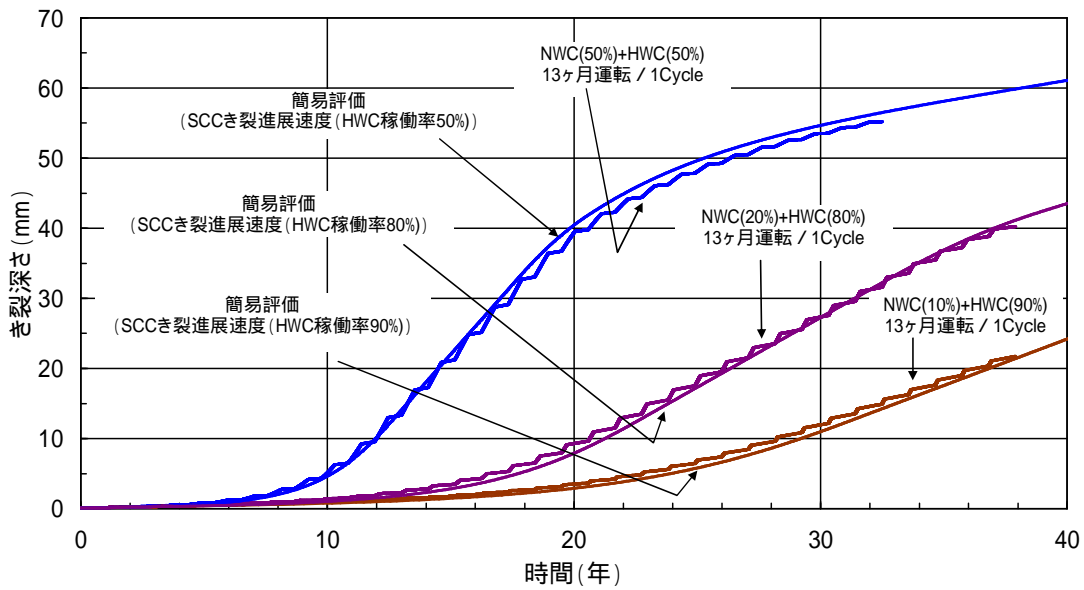


図 D4 SCC 亀裂進展速度を HWC 稼働率に応じて簡易的に設定した場合の亀裂深さと時間の関係

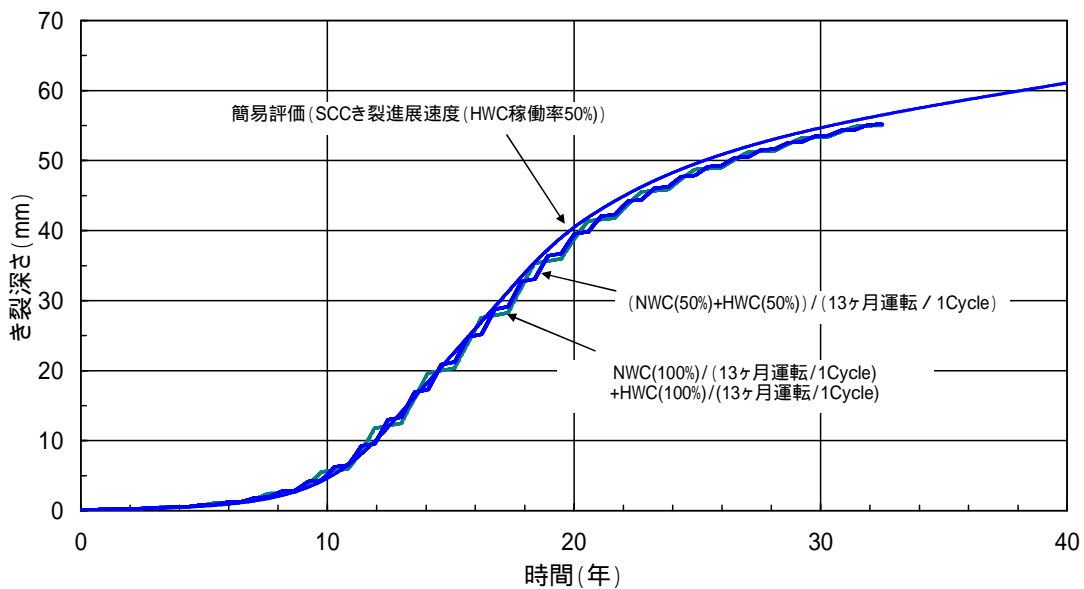


図 D5 HWC 稼働率が 50%における亀裂深さと時間の関係 (NWC と HWC の切り替え時期の影響)

予防保全工法ガイドライン [水素注入による環境改善効果の評価方法] の概要

1. 目的

本ガイドラインは、沸騰水型原子力発電所（BWR）用機器のうち、応力腐食割れ（SCC）に対する予防保全対策として水素注入等を適用したものについて、注入量の目標値を示すとともに環境改善効果に応じた亀裂進展速度の適用により点検時期を設定する方法を示すことを目的とする。

2. 環境改善効果の点検時期への反映

本ガイドラインに基づき、水素注入等の環境改善効果が確認できる場合には、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用することで、各機器個別の点検評価ガイドラインにおいて、この効果を考慮した点検時期を設定することができる。

3. 適用の条件

3.1 評価対象部位

本ガイドラインにおける評価対象部位は、以下の機器・部品である。

- ・ シュラウド
- ・ シュラウドサポート
- ・ 上部格子板
- ・ CRDハウジング
- ・ ICMハウジング
- ・ ジェットポンプ
- ・ 差圧検出 / ほう酸水注入配管
- ・ 炉心スプレイ / スパージャ

右記に、一例としてシュラウドの構造を示す。

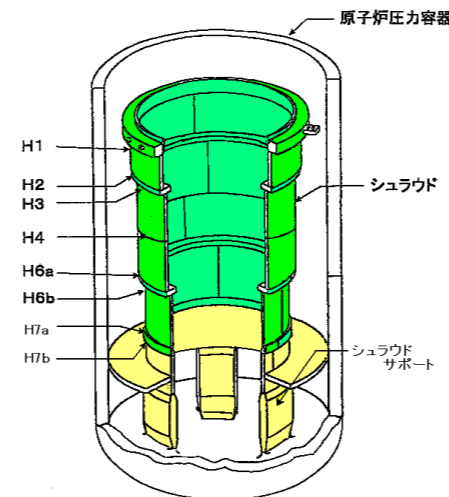


図1 シュラウドの構造

4. 点検時期設定方法

4.1 点検時期設定手順

(1) 水素注入条件稼働率の設定

水素注入条件稼働率（HWC稼働率）を、HWC稼働実績をもとに設定する。

HWC稼働率は、原子炉起動～停止までの時間に対して目標とするECPが確保できる水素注入量（必要水素注入量）以上を注入した時間の割合とする。

$$HWC稼働率 = \frac{\text{水質条件 \& 必要水素注入量を満足する期間}}{\text{運転時間}}$$

(2) 設定したHWC稼働率に応じた亀裂進展評価

設定したHWC稼働率に応じ、亀裂進展評価を行う。基本的な評価方法は各機器を対象とするガイドラインに定める方法によるが、SCC亀裂進展速度について、水素注入条件におけるSCC亀裂進展速度線図および通常水質条件におけるSCC亀裂進展速度線図を考慮し、HWC稼働率に応じてそれらを内分したSCC亀裂進展速度線図を設定して用いる。下記に、低炭素ステンレス鋼の例を示す。1サイクル以上連続して水素注入を稼働しない状況が生じた場合は、別途亀裂進展評価を行う。

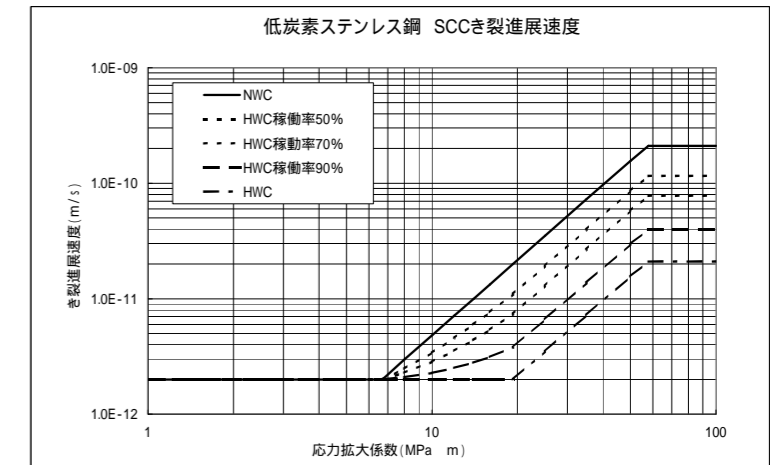


図2 亀裂進展速度線図（例）

3.2 水質条件

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位で以下の水質条件が満たされていること。

電気伝導率 < 20 μS/m、硫酸イオン (SO₄²⁻) 濃度 5pp、塩化物イオン (Cl⁻) 濃度 5ppb

3.3 目標水素注入量

点検時期を設定するための亀裂進展評価にあたっては、評価対象部位において環境改善に応じた亀裂進展速度を適用するために必要な目標水素注入量を満足していること。

ここで、目標水素注入量は評価対象部位の材質に応じ、ステンレス鋼に対してはECPの値が -100mV_{SHE}、ニッケル合金溶接金属(182合金)に対しては -200mV_{SHE} を与える時の給水系での注入量とし、実測あるいは解析により定める。

なお、環境改善効果に応じた亀裂進展速度を適用するにあたり、水素注入以外の環境改善方法の実施等により目標水素注入量の変更が必要となる場合には、注入量を再設定する。

(3) 点検時期の設定

上記の亀裂進展評価結果に基づき、点検時期の設定を行う。

4.2 実際のHWC稼働率に応じた点検時期見直し

実際のHWC稼働率に応じ、必要に応じ以下のとおり点検時期の見直しを行う。

実際のHWC稼働率 < 設定HWC稼働率 の場合

点検予定時期より前の、評価期間に余裕をみた適切な時期に設定HWC稼働率を実際のHWC稼働率よりも低く設定し直し、点検時期を再設定しなければならない。

実際のHWC稼働率 > 設定HWC稼働率 の場合

点検予定時期までに、設定HWC稼働率を実際のHWC稼働率に余裕をみた範囲で高く設定し直し、点検時期を再設定しても良い。

BWR 予防保全工法ガイドライン
[水素注入による環境改善効果の評価方法]
(第2版)

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

発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会
〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階
TEL 03-5418-9316 FAX 03-5440-3606

© 原子力安全推進協会、2016

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