



AESJ-SC-S0XX:20XX

日本原子力学会標準

沸騰水型原子炉一次冷却系の腐食環境の 定量評価に関する基本手順：20XX

201X 年 XX 月

一般社団法人 日本原子力学会

添付資料1)-2 HWC標準作業会
HWC標準原案

まえがき

沸騰水型原子炉（BWR, Boiling Water Reactor）の運転年数が増大するにつれ、BWR 一次冷却系の構造材料の劣化事象が顕在化してきている。その中で、特に、ステンレス鋼又は高ニッケル合金の粒界応力腐食割れ（IGSCC, Intergranular Stress Corrosion Cracking）は、一次系バウンダリの損傷を引き起こす事象を生じる場合もあり、高経年化プラントの材料損傷モードとしては極めて重要である。このため、BWR 運転開始当初より、その対策には極めて多大な関心が払われてきた。

IGSCC は、材料・応力・環境（水質）の 3 因子が重畳したときに発生することが知られている。すなわち、SCC 感受性をもつ材料、溶接残留応力などの高い引張応力及び塩化物イオンなどの不純物、又は、酸素・過酸化水素などの酸化性化学種を含む水質環境の 3 つの要因が重なった時に、IGSCC が発生するとされる。この対策としては、従来、材料改善及び応力改善の手法が主に取られてきたが、水化学からの予防保全として水質環境改善の必要性も強く認識されるに至り、種々の対策が講じられている。

水素注入は BWR 給水系から微量の水素を注入し、炉内の水の放射線分解で発生する酸化性化学種濃度を低減させて IGSCC の発生又はき裂進展を抑制する技術であるが、海外では 1980 年代から実用化が図られており、我が国にも導入されている。その効果を適切に評価するためには、BWR 一次冷却系内における、酸素・過酸化水素に代表される酸化性化学種濃度を定量的に評価し、材料腐食への影響を把握する必要がある。さらに、IGSCC の発生又はき裂進展を評価するためのより直接的な指標として、材料の腐食電位（ECP, Electrochemical Corrosion Potential）の有効性が提唱され、酸化性化学種濃度から ECP を評価する手法が取り入れられてきた。

この標準は、水素注入を BWR プラントに適用した場合、IGSCC の発生又はき裂進展を評価するに当たり、腐食環境評価の手法を提示するものである。既に、日本機械学会が策定した発電用原子力設備規格 維持規格では ECP に応じた SCC き裂進展速度線図が規定されており、ECP の値に応じてき裂進展速度を評価することが可能である。したがって、その活用のためには腐食環境評価に基づき ECP を評価することが必須である。具体的には、BWR 一次冷却系における水の放射線分解による酸化性化学種濃度の評価手法、及び、それに基づく BWR 一次冷却系構造材料の ECP の評価手法を提示し、併せて、その正確さの検証及び妥当性の確認方法を提示する。これらの手法を実機 BWR プラントに適用することによって、BWR 一次冷却系構造材料の損傷モードの一つである IGSCC に対し、水素注入の効果を定量的に評価することが可能となる。

Forward

With increase in the operation years of BWRs (Boiling Water Reactors) degradation phenomena of the structural materials have often been observed in the primary coolant systems. Especially the IGSCC (Intergranular Stress Corrosion Cracking) of the stainless steel or nickel base alloys sometimes leads to the damage of the boundary of the primary system and is regarded important as one of the material degradation mode of the aged plants. Therefore significant attention has been paid to its countermeasures from the beginning of the BWR commercial operation.

It is well known that the IGSCC occurs when the three factors as material, stress and environment (water chemistry) simultaneously exist. Those factors are the SCC susceptible materials, the high tensile stress as weld residual stress and the water chemistry environment containing the impurities as chloride ions or the oxidant species as oxygen and hydrogen peroxide. From the past the material improvement and the stress improvement have mainly been adopted as countermeasures. Furthermore the necessity of the water chemistry improvement has also been strongly recognized recently and a wide variety of the countermeasures has been adopted.

Hydrogen water chemistry is a technology to suppress the initiation or enhancement of IGSCC by adding small amount of hydrogen into the feedwater system of a BWR and thus reducing the oxidant species concentrations which are generated by the water radiolysis in the core region. It has been implemented to the overseas reactors since 1980s and then has been introduced to this country. In order to evaluate its effectiveness properly, it is necessary to quantitatively evaluate the oxidant species concentrations represented by oxygen and hydrogen peroxide and to evaluate the effect on the material corrosion. In these days the applicability of ECP (Electrochemical Corrosion Potential) has been proposed as a more direct indicator to evaluate the initiation or enhancement of IGSCC and a method to predict ECP from the oxidant species concentrations has been adopted.

This standard is to present the method to predict the corrosion environment in order to evaluate the initiation or enhancement of IGSCC when hydrogen water chemistry is applied to BWR plants. The design curve for the SCC crack growth rate against ECP has already been presented in the Codes for Nuclear Power Generation Facilities : Rules on Fitness-for-Service for Nuclear Power Plants by the Japan Society of Mechanical Engineers, and it has been possible to predict the crack growth rate depending on ECP values. Therefore in order to take advantage of its use, it is inevitable to predict ECP based on the corrosion environment evaluation. This standard presents the evaluation procedure for the oxidant species concentrations in the BWR primary system and the evaluation procedure for the ECP of the primary system components, and then presents the procedure of the verification and validation process. By applying these procedures to actual BWR plants it becomes enable to quantitatively evaluate the effectiveness of hydrogen water chemistry against IGSCC which is one of the degradation mode of the BWR primary system structural materials.

制定：20XX 年 XX 月 XX 日

この標準についての意見又は質問は、一般社団法人日本原子力学会事務局標準委員会担当（〒105-0004 東京都港区新橋 2-3-7 TEL 03-3508-1263）にご連絡ください。

免責条項

この標準は、審議の公正,中立,透明性を確保することを基本方針とした標準委員会規約に従って、所属業種のバランスに配慮して選出された委員で構成された委員会にて、専門知識及び関心を有する人々が参加できるように配慮しながら審議され、さらにその草案に対して産業界、学会、規制当局を含め広く社会から意見を求める公衆審査の手続きを経て制定されました。

一般社団法人日本原子力学会は、この標準に関する説明責任を有しますが、この標準に基づく設備の建設、維持、廃止などの活動に起因する損害に対しては責任を有しません。また、この標準に関連して主張される特許権及び著作権の有効性を判断する責任もそれらの利用によって生じた特許権や著作権の侵害に係る損害賠償請求に応ずる責任もありません。そうした責任はすべてこの標準の利用者にあります。

なお、この標準の審議に規制当局、産業界の委員が参加していますが、このことはこの標準が規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

Disclaimer

This standard was developed and approved by the Standards Committee of AESJ in accordance with the Standard Committee Rules, which assure fairness, impartiality and transparency in the process of deliberating on a standard. The Committee was composed of individuals who were competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong as specified in the Rules, although any interested person was provided the opportunity to participate in the deliberation. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts responsibility for interpreting this standard but dose not accept responsibility for detriment caused by any actions based on this standard during construction, operation or decommissioning of facilities. AESJ dose not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard. In addition, AESJ dose not take any position with respect to the validity of any patent right or copyright claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent right or copyright resulting from the use of this standard. The risk of infringement of such rights is entirely the users' responsibility.

Participation by regulatory agency representative(s), and by industry-affiliated representative(s) or person(s), is not to be interpreted that government or industry has endorsed this standard.

著作権

文書による出版者の事前了解なしに、この標準のいかなる形の複写・転載も行つてはなりません。この標準の著作権は、すべて一般社団法人日本原子力学会に帰属します。

Copyright

No part of this document may be reproduced in any form, without the prior written permission of the publisher.

Copyright © 201X Atomic Energy Society of Japan All Right Reserved

一般社団法人日本原子力学会における原子力標準の策定について

“沸騰水型原子炉一次冷却系の腐食環境の定量評価方法に関する基本手順：20XX”は、1999年9月22日に設置された(社)日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

この委員会は、産業界と学界が共同して我が国の経済的、社会的環境、国民性、産業構造、技術の発達などを十分勘案し、市場における健全な製品を識別する基準を消費者に提供することを目指して、合意できるところを原子力標準として随時制定し、それを最新の知見を反映して改定していくことを使命にしています。これにより、消費者が当該技術についての最新の知見を迅速に利用することが可能になる一方、市場競争に参加している生産者は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術領域の開発に努力を集中することが可能になります。

また、我が国においてはこれまで、国民の生活の質を確保し、経済社会の安定な発展を支えるため、国が規制行政活動の一部として所要の標準を国家標準として制定し、行政判断に使用してきましたが、技術革新のスピードが速く、新技術の利用範囲が連続的に拡大していく今日にあつては、技術の変化に合わせて国家標準を適正化していく作業が追いつかないため、国民が最新の技術知見の利益を享受するのに遅れを生じるおそれが指摘されていました。しかしながら、このような委員会の活動が活発になされ、そこで国民の合意を得て制定されたいわゆるコンセンサス標準を国が行政ニーズに応じて利用していくことになれば、小さい行政コストで新しい技術的知見を迅速に国民の利用に供する環境が整備されることとなります。さらに、これを国際標準化していく努力を行うことも学会でこそ可能であり、これの実現は我が国の国際技術戦略上重要な貢献となるでしょう。

標準委員会は、専門家集団の果たすべきこのような役割と責任を意識しながら、ボランティア精神を基盤に、原子力施設において今後予想される上記のニーズに対応する標準策定活動を行うために、公平、公正、公開の原則に則って運営規約を定め、発電炉、原子燃料サイクル、研究炉の3分野で部会を設置して活動を行ってまいりましたが、この度専門部会組織を見直し、新たにリスク、システム安全、基盤・応用技術、原子燃料サイクルの4専門部会で活動の充実を図ることとしました。因みにこの標準はシステム安全専門部会が原案を作成し、最終的な修正等をシステム安全専門部会で審議しました。この標準が上の趣旨を踏まえて各方面で活用されることを期待します。なお、この内容については原則として5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

20XX年XX月

標準委員会

委員長 宮野 廣

システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下、本専門部会）は、標準委員会の専門部会構成の見直しに伴い、発電炉専門部会が担当してきた発電炉に関わる分野のうち、炉心・燃料を初めとする原子力施設の安全設計や運転・運用における安全確保について、その手段及び方法を中心に標準の整備を行う専門部会として、2008年11月以来、活動を行っています。

現在、我が国の原子力発電は既に50基を超える商用原子力発電プラントが運転中であり、発電量において国内電力量の約3割を占めています。しかし、2010年には、運転開始後30年を超えるプラントが20基となり、プラントの高経年化が進んでいます。その一方で、近年はエネルギー安全保障の問題や地球温暖化対策への貢献など、原子力発電の安全・安定運転に対する期待は国内外において更に高まっています。このため、我が国では、既存プラントの長期間運転、さらには高燃焼度、炉出力向上などの有用活用に取り組んでいます。また、2006年からは20年ぶりのナショナルプロジェクトとして、2030年前後からの代替炉建設需要に応える目的で、安全性、信頼性、及び経済性に優れ、世界標準炉になり得る次世代軽水炉開発も進めています。

このような多くの課題に対して、原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図りながら、限られたリソースの中で効率的、効率的に推進していくには、関係する産業界、学术界、国・官界、学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに、国の規則の性能規定化の流れのなか、民間規格で仕様規定となる標準はその重要性を増しており、また国の規則とシームレスな関係である必要があります。このような状況にあって、本専門部会では、関係組織の役割分担を明確にしつつ、公平性、公正性、公開性を確保しながら、システム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を行っています。対象とする標準としては、国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含み、国際的な視点からも検討しております。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し、ホームページにも掲載されますので、活動状況を確認いただくことも可能です。

標準は、新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって、その利用価値が維持できるものです。そのため、少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行って、原則として5年毎に改定版発行を行うこととしてその原案を作成していきたいと考えています。

20XX年XX月

標準委員会
システム安全専門部会
部会長 関村 直人

標準委員，専門部会，分科会，作業会，委員名簿

標準委員会

(順不同，敬称略)
(2013年*月*日現在)

委員長	宮野 廣	法政大学	委員	関村 直人	東京大学
副委員長	平野 光将	東京都市大学	委員	常松 睦生	原子燃料工業(株)
幹事	岡本 孝司	東京大学	委員	千種 直樹	関西電力(株)
委員	青柳 春樹	日本原燃(株)	委員	柴田 洋二	(社)日本電機工業会
委員	有富 正憲	東京工業大学			
委員	制定後修正				
委員					
委員					
委員					
委員					
		原子力安全・保安院	委員	原 広	三菱マテリアル(株)
委員	喜多尾 憲助	ISO/TC85・IEC/TC45	委員	古川 雄二	三菱重工業(株)
		国内委員会	委員	中井 良大	(独)日本原子力研究開発機構
委員	三枝 利有	(財)電力中央研究所	委員	平野 雅司	(独)日本原子力研究開発機構
委員	佐藤 昇平	(独)原子力安全基盤機構	委員	吉田 昌郎	東京電力(株)
委員	荘野 尚志	九州電力(株)			

旧委員 (所属は委員会参加当時)

饗場 洋一 (三菱重工業(株))，大西 一之 (日本原子力保険プール)，小川 雅生 (駒沢大学)，
北島 光比古 (九州電力(株))，阪口 正敏 (中部電力 (株))，佐藤 健治 (原子燃料工業(株))，
塩田 修治 (関西電力(株))，山下 淳一 ((株)日立製作所)，
山田 知穂，神田 忠雄 (経済産業省原子力安全・保安院)，柳沢 務 ((独)日本原子力研究開発機構)，
吉村 宇一郎，重政 弥寿志 ((独)原子力安全基盤機構)

常時参加者

菊池 恂 (原子力安全委員会事務局)，板垣 登 (原子燃料工業(株))，中村 隆夫 (関西電力(株))，
宮川 俊晴 (日本原燃(株))

システム安全専門部会

(順不同，敬称略)
(2013年*月*日現在)

部会長	関村 直人	東京大学	委員	劔田 裕史	日本原子力発電(株)
副部会長	更田 豊志	(独)日本原子力研究開発機構	委員	瀧口 英樹	日本原子力発電(株)
幹事	河井 忠比古	(社)日本原子力技術協会	委員	谷川 尚司	日立GEニュークリア・エネルギー(株)
委員	阿部 弘亨	東京大学	委員	中村 隆夫	関西電力(株)
委員	阿部 守康	東京電力(株)			
委員					
委員					
委員					
委員					
委員					
委員					
委員	工藤 義朗	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン	委員	益子 裕之	原子燃料工業(株)
委員	黒村 晋三	経済産業省 原子力安全・保安院	委員	松岡 由了	三菱原子燃料(株)
			委員	三島 嘉一郎	(株)原子力安全システム研究所

旧委員 (所属は委員会参加当時)

荒川 恵史 (関西電力(株))，西村 章 ((株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン)，
藤田 博之 ((株)原子力エンジニアリング)，和智 信隆 (日本原子力発電(株))

常時参加者

中村 年孝 (関西電力(株))

水化学管理分科会

(順不同，敬称略)
(2010 年*月*日現在)

主査	勝村 庸介	東京大学	委員	莊田 泰彦	三菱重工業(株)
副主査	内田 俊介	元東北大学	委員	鈴木 良男	東京電力(株)
幹事	中村 年孝	関西電力(株)	委員	高木 純一	(株)東芝
委員	会沢 元浩	日立 GE ニュークリア・エナ	委員	高松 洋	千葉科学大学
委員	江藤 正俊	(独)原子力安全基盤機構	委員	小野 孝之	元二重六子
委員	篠原 靖周	ニュークリア・デベロッ			
		メント(株)			

旧委員

磯部 毅 (三菱マテリアル(株))，塩川 隆弘 (三菱重工業(株))，佐野 浩一 (経済産業省 原子力安全・保安院)，坂本 博司，仲田 清智 ((独)原子力安全基盤機構)

常時参加者

石原 信秋 (四国電力(株))，市川 幸司 (北陸電力(株))，伊東 歩 (九州電力(株))，伊藤 重 (東北電力(株))，河合 宣夫 (中部電力(株))，金岡 正 (中国電力(株))，北島 英明 ((社)日本原子力技術協会)，實重 宏明 (東京電力(株))，竹田 雅史 (電源開発(株))，西村 孝夫 (三菱重工業(株))，久宗 健志 (日本原子力発電(株))，松浦 正和 (関西電力(株))，渡辺 義史 (北海道電力(株))

HWC 標準作業会

(順不同，敬称略)
(2013 月 * 日現在)

主査 内田 俊介 元東北大学
副主査 高木 純一 (株) 東芝

委員 太田 丈児 (財)電力中央研究所

幹
委

制定後修正

旧委員

堂前 雅史 ((財)電力中央研究所)，小敷 健 (東京電力(株))，
瀧口 英樹 (日本原子力発電(株))

常時参加者

北島 英明 ((社)日本原子力技術協会)，勝村 庸介 (東京大学)，上山 裕 (日本原子力発電(株))，山本 誠
二 ((株) 東芝)，埜 悟史 (日本原子力研究開発機構)，太田 信之 (日立 GE ニュークリア・エナジー (株))

標準の利用に当たって

標準は対象とする技術，活動あるいは結果の仕様について関係者のコンセンサスを規定しているものです。標準にはこうあるべきという義務的事項の他，こうあってもよいとして合意された非義務的な事項も含まれています。しかし，標準は，対象としている技術，活動あるいは結果の仕様について，規定している以外のものを排除するものではありません。

また，標準が規定のために引用している他規格・標準は，記載された年度版のものに限定されます。標準は全体として利用されることを前提に作成されており，公式な解釈は標準委員会が行います。標準委員会はそれ以外の解釈については責任を持ちません。標準を使用するに当たってはこれらのことを踏まえてください。

なお，標準委員会では，技術の進歩に対応するため，定期的に標準を見直しています。利用に当たっては，標準が最新版であることを確認して下さい。

添付資料1)-2 HWC標準作業会
HWC標準原案

添付資料1)-2 HWC標準作業会
HWC標準原案

目 次

	ページ
序文.....	1
1 適用範囲.....	1
2 引用規格.....	1
3 用語及び定義.....	1
4 水素注入と短期水素注入調査.....	3
4.1 BWR 一次冷却系への水素注入.....	3
4.2 短期水素注入調査.....	3
5 腐食環境評価手順.....	4
5.1 腐食環境評価計画及びプロセスの明確化.....	4
5.2 統合計算コードの作成及び計算, 評価の実行.....	5
5.3 計算コードの正確さの検証.....	7
5.4 計算コードの妥当性の確認.....	8
5.5 計算コードの実機への適用方法.....	9
5.6 解析手順の妥当性確認.....	9
6 報告書の作成.....	9
7 データの保管.....	9
8 品質保証.....	9
附属書 A (参考) 解析対象部位とその近似法.....	10
附属書 B (参考) ラジオリシス計算コード.....	12
附属書 C (参考) 腐食電位計算コード.....	21
附属書 D (参考) ラジオリシス計算コードと腐食電位計算コードの統合解析.....	28
附属書 E (参考) 腐食環境の定量評価の基本手順の確立.....	30
解説.....	37

日本原子力学会標準
沸騰水型原子炉一次冷却系の腐食環境の
定量評価に関する基本手順：20XX

Standard Procedure to Evaluate Corrosion Environment
in the Primary Cooling System of Boiling Water Reactors: 20XX

序文

原子炉構造材料の応力腐食割れの感受性（発生寿命，き裂進展速度など）を評価する場合には，その部位での腐食電位を的確に確認する必要がある。この標準は，腐食環境緩和技術，具体的には水素注入などを適用した場合の沸騰水型原子炉（BWR）の炉内各部位の腐食性放射線分解生成物濃度及び腐食電位を計算する標準的な実施手順を規定することによって，BWRの安全・安定運転に資することを目的とする。

1 適用範囲

1.1 解析対象

沸騰水型原子炉（BWR）の原子炉冷却水中の腐食性放射線分解生成物濃度及び冷却水に接するステンレス鋼（SUS304，SUS304L，SUS316L）及び高ニッケル合金（NCF600，NCF182）の腐食電位とする。

1.2 解析部位

附属書Aに示す炉内の評価対象機器若しくは部位の全部又は必要に応じて選択した一部を含む領域とする。

2 引用規格

次に掲げる規格及び標準は，この標準に引用されることによって，この標準の規定の一部を構成する。これらの引用規格のうちで，西暦年を付記してあるものは，記載の年の版を適用し，その後の改訂版（追補を含む。）は適用しない。

なお，引用規格とこの標準の規定に相違がある場合は，この標準の規定を優先する。

JIS Z 4001:1999	原子力用語
JSME S NA1-2012	発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版）
JANTI-VIP-13	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]
JSCES S-HQC002:2011	工学シミュレーションの標準手順
JEAC 4111-2003	原子力発電所における安全のための品質保証規程

3 用語及び定義

この標準で用いる主な用語及び定義は，JIS Z 4001:1999，JSME S NA1-2012，JANTI-VIP-13，JSCES S-HQC002:2011による他，次による。

3.1

ラジオリシス

水の放射線分解現象。

3.2

解析モデル

この標準で取り扱うラジオリシス解析及び腐食電位解析において、水の放射線分解現象及び電気化学現象を表記する物理、化学、物理化学及び電気化学の基本的な考え方及びそれらの表記数式群の総称。

3.3

計算コード

解析モデルを計算機で数値計算するためのツールで、必要な入力値を与えることで必要な出力値が一意に求められる計算機ツール。

注記 ラジオリシス解析及び腐食電位解析に応じてそれぞれの計算コードがある。計算コードを使用する者の如何に拘らず入力値が同じであれば同じ出力が得られることが必須である。

3.4

解析手順

目的とする解析、この標準では腐食環境評価を行うに際し、解析に必要な、計算コードの入力となりうる定数を求める順序、又は複数の計算コードを使用する順序を定めるもの。

3.5

反応速度定数

ラジオリシス解析において、分解生成物間の化学反応速度を規定する速度定数。

3.6

反応モデル

複数の分解生成物の化学反応、化学種単独の熱分解反応などを含む、化学反応式群及びこの連鎖の総称。

3.7

腐食電位

材料表面で材料側に電子を放出するアノード反応と材料側から電子を奪うカソード反応がバランスし、材料に正味の電流が流れない状態での電位。

注記 標準水素電極電位を基準として示すことが多く、この標準ではいずれも mV-SHE で示す。ここに、SHE は標準水素電極電位を示す。

3.8

冷却系システム

計算対象となる BWR 一次冷却系の機器群の総称。

3.9

解析領域モデル

BWR 一次冷却系の各機器に対し、内容積、滞在時間を指標として解析領域をモデル化したもの。

注記 この標準のうちラジオリシス解析で取り扱う BWR 一次冷却系システムは原子炉炉心の燃料集合体内外、原子炉上部及び下部プレナム、気水分離器、蒸気乾燥器、ダウンカマ、ジェットポンプ、再循環配管、ジェットポンプノズルなど複雑な機器構造で構成され、冷却水はそれらの機器の間を流れながら、化学反応が進行する。

3.10

計算コードの正確さの検証 (verification)

計算コードとして基本式が正しくコーディングされていること、バグなどによって思わぬ異常な結果を得ることがないこと、などを解析解との比較をも加えて評価し、正確さを判断する操作。

3.11

計算コードの妥当性の確認 (validation)

得られた結果が現象及び工学事象を正しく表記できていること、基本的には、用いた定数類の正しさをも包含し、計算値が実測値とどの程度一致するかを評価し、妥当性を判断する操作。

3.12

Verification and Validation 法 (V&V 法)

計算コードの正確さの検証 (verification) と計算コードの妥当性の確認 (validation) をあわせて行い、計算コードを適用した場合の精度とその適用の妥当性を確認するプロセス。

4 水素注入と短期水素注入調査

4.1 BWR 一次冷却系への水素注入

水素注入は BWR 給水系から微量の水素を注入し、炉内の水の放射線分解で発生する酸化性化学種濃度を低減させて IGSCC の発生又はき裂進展を抑制する技術であるが、海外では 1980 年代から実用化が図られており、我が国にも導入されている。

既に、JSME S NA1-2012 では ECP に応じた SCC き裂進展速度線図が規定されており、ECP の値に応じてき裂進展速度を評価することが可能である。

水素注入の効果を適切に評価し、SCC き裂進展速度線図を活用するためには、BWR 一次冷却系内における、酸素・過酸化水素に代表される酸化性化学種濃度を定量的に評価し、材料腐食への影響を把握する必要がある。この標準は、水素注入を BWR プラントに適用した場合、IGSCC の発生又はき裂進展を評価するに当たり、腐食環境評価の手法を提示するものであるが、評価に先立って、BWR 一次冷却系に水素注入を実施した場合の、腐食環境を把握しておくことが重要である。

4.2 短期水素注入調査

4.2.1 一般事項

腐食環境評価手法の V&V 評価を行うためには、解析対象プラントにおける水素注入効果を確認することが必須となる。このために、短期水素注入調査を行い、注入する水素量を変えて、一次冷却水中の O_2 、 H_2 、 H_2O_2 などの主要分解生成物濃度を把握するとともに、主要部位での腐食電位を測定する。短期水素注入調査では、水素注入量を段階的に高濃度まで増加させて、又は段階的に低濃度に減少させて、各水素注入量での分解生成物濃度及び腐食電位を測定する。水素注入量を変化させた場合、分解生成物濃度及び腐食電位は数時間に及ぶ時間遅れを経て、一定値に収束することが多いため、短期水素注入調査では、必ず測定値が一定値に落ち着いていることを確認することが肝要である。

4.2.2 注入装置及び関連設備

BWR における水素注入に係る水素注入装置については、短期水素注入調査においては、プラントの構造材保全のための注入と必ずしも同一である必要はないが、復水又は給水系での注入位置については同一とすることが望ましい。水素注入量の測定を正確に行うことが必須で、注入装置と復水又は給水系での注入位置の間には、注入量のオンオフ及び注入量を制御するための開閉弁と流量制御弁を設けるとともに流量計によって注入量を連続監視することが必要である。また、給水系での水素濃度を把握するため、給水流量のデータ把握が必要になり、原子炉入り口での水素濃度把握のため再循環流量の把握も必須となる。水素の取扱い、水素爆発の防止の観点からも留意することが肝要であるが、安全対策についてはこの標準の取扱い外とする。

4.2.3 測定設備

水素注入期間中、給水系、再循環系他のサンプリングライン中での放射線分解生成物（ O_2 、 H_2O_2 、 H_2 ）濃度を適宜測定する。 O_2 と H_2 については、既設のインライン測定器で連続測定する。既設の測定器がない場合には、本調査のために追設する。

腐食電位測定は、原子炉ボトムドレン、炉内計装管などを用いて、可能な限り原子炉に近い位置に挿入し、短期水素注入調査の期間中連続して測定し、水素注入量と腐食電位の相関を定量的に把握する。

4.2.4 水素注入パターン

水素注入パターンはステップ変化を原則とする。水素注入効果には時間遅れが発生する。この時間遅れは、注入量、プラントの運転履歴（主として構造材の酸化被膜の性状に由来する）ほかによって異なる。このため、水素注入効果の把握に当たっては、注入量をステップ上に変え、一定の注入量で、腐食電位が一定値に収束することを確認してから、注入量を変えることが必須となる。

5 腐食環境評価手順

5.1 腐食環境評価計画及びプロセスの明確化

5.1.1 腐食環境評価計画

この標準は、水素注入を BWR プラントに適用した場合の腐食環境評価手法を提示するものである。既に、日本機械学会が策定した原子力発電設備維持規格では ECP に応じた SCC き裂進展速度線図が規定されており、ECP の値に応じてき裂進展速度を評価することが可能である。すなわち、水素注入時に到達するのがよい ECP が定められており、その値に到達するか否かで水素注入が有効かどうかを判断することとなる。したがって、維持規格の活用のためには腐食環境評価に基き水素注入時の ECP を評価することが必須となる。

これより、腐食環境評価の解析計画としては、まず、BWR 一次冷却系の放射線環境下における放射線分解生成物の濃度を解析的に評価し、次に、流体パラメータも考慮して ECP を解析的に評価することになる。図 1 に BWR 一次冷却系予防保全水化学の評価手法のフローを示す。

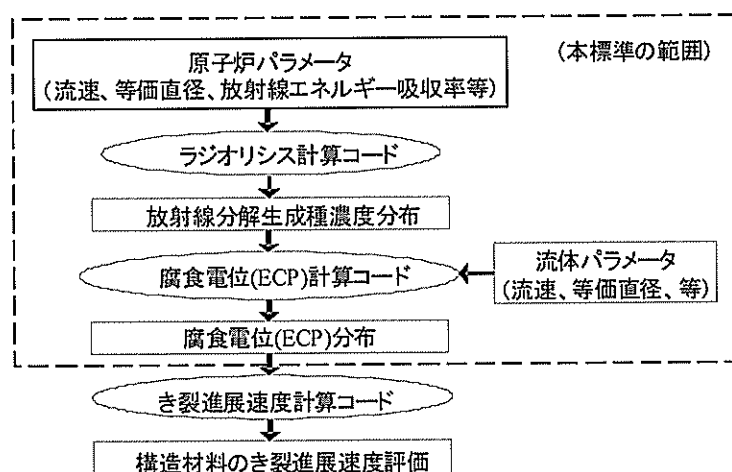


図 1—BWR 一次冷却系の腐食環境評価とその応用

5.1.2 評価プロセスの明確化

BWR 一次冷却系の腐食環境評価を行うには、大きく 2 段階に分けて実施する必要がある。すなわち、ラジオリシス計算コードによる水の放射線分解の評価及び腐食電位（ECP）計算コードによる材料腐食電位の評価の 2 段階である。

評価に先立って、BWR 一次冷却系についての流動計算及び放射線分布計算を行うことが必要である。流動計算では、一次冷却系を附属書 A に示したように流路群に分割し、各流路要素での温度、流速、構造材の接液面積及び蒸気のボイド率（又は蒸気クオリティ）を求めておく。ダウンカマのように放射線線量率変化の大きな箇所では、流路を複数に分割することが必要になるため、あらかじめ、2、3 次元の流動計算で、流れの詳細なパターンを求めておくことが望ましい。放射線線量率分布については、原子炉での出力分布、中性子束分布、ガンマ線束分布を求めるとともに、炉心部周辺、具体的には、炉心隔壁の内面部、炉心隔壁外面のダウンカマ部、上部及び下部プレナム部での放射線線量率分布を定量化する。これらはラジオリシス計算の重要な入力データとなるものである。

ラジオリシス計算コードでは、主に炉心の高放射線場において冷却材である水が放射線分解によってどの程度の放射線分解生成物を生じ、かつ、それらが BWR 一次冷却系内を循環することによって、さらに分解・再結合反応が進展し、炉内各部位での放射線分解による酸化性及び還元性化学種の濃度がどのように変化するかを評価する。

次に、腐食電位（ECP）解析では、ラジオリシス解析によって得られた酸化性・還元性化学種濃度に応じて、構造材料表面での腐食反応（アノード反応とカソード反応）がどのように進行するかを評価し、両者の反応が釣り合う条件での表面電位（混成電位）を評価する。この場合、アノード反応、カソード反応とも、炉水中の化学種が材料表面に到達するプロセスが律速になる場合があり、物質移行係数の考え方に従って取り扱うことになるため、バルク流体の流速、及び、対象部位の水力等価直径に依存する。

入力条件としては、放射線分解生成物濃度（ O_2 , H_2O_2 , H_2 ）、材料表面のアノード・カソード分極特性、バルク流体の流速、対象部位の水力等価直径、などが必要になる。

また、出力条件としては、BWR 一次冷却系内の任意の各部位における材料の ECP の値が得られる。

この標準の解析手法に従い、ラジオリシス解析モデル、腐食電位（ECP）解析モデルを連続的に適用することによって、BWR 一次冷却系内の ECP 分布を評価することが可能となり、この ECP 評価結果に基づき、BWR 一次冷却系構造材料の IGSCC の発生及びき裂進展挙動を評価することが可能となる。

5.2 統合計算コードの作成及び計算、評価の実行

5.2.1 ラジオリシス計算コードの概要

水に放射線が照射されると、短時間の間に分解生成物である、 e_{aq}^- , OH , H , H_2 , H_2O_2 , HO_2 などが生成される。水の放射線分解生成物の濃度は、これらの物質の単位エネルギー当たりの生成量（G 値）や、相互の反応の反応速度定数などの放射線化学パラメータと吸収線量率、及び、気相と液相がある場合は気液移行を考慮し、計算によって求められる。

放射線分解生成物の濃度の経時変化を求める計算に用いる基本式を次に示す。

[流路に沿っての基本方程式]

$$\partial C_i / \partial t = (U_m^{in} C_i^{in} - U_m^{out} C_i) + q_i \quad \dots\dots\dots (1)$$

[水の放射線分解及び気液移行に起因する発生消失項]

$$q_i = G_i^r P^r + G_i^n P^n + \sum_{mn} k_{mn}^i C_m C_n - C_i \sum_s k_{is} C_s + V_f / (1 - V_f) (\varepsilon^* C_1^g - \varepsilon_i C_l) \quad \dots\dots\dots (2)$$

(a)
(b)
(c)
(d)

- (a) 直接生成項
- (b) 生成種間の反応による生成項
- (c) 生成種間の反応による消失項
- (d) 気液間の移行項

ここに、 C_l ：分解生成物 l の濃度 (mol/m³) [上付き：in, 流入；out, 流出]

G_l^{γ}, G_l^n ：G 値 (mol/J) [上付き： γ , γ 線；n, 中性子]

k_{mn}^i ：生成種 n と生成種の反応定数 (m³/mol/s)

P^{γ}, P^n ：エネルギー吸収率 (J/m³/s) [上付き： γ , γ 線；n, 中性子]

q_l ：単位要素体積単位時間内の化学反応，気液移行量 (mol/m³/s)

t ：時間 (s)

U_m ：流量 (m³/s) [上付き：in, 流入；out, 流出]

V_f ：ボイド率 (-)

$\varepsilon^*, \varepsilon_l$ ：気液間の質量移行係数 (1/s)

BWR の炉水中の放射線分解生成物濃度を評価するためには，あらかじめ設定した解析経路（フローパス）に沿って計算を行う。入力に必要な，G 値，反応速度式，反応速度定数，気液移行，プラントパラメータ及び解析式の詳細例については，**附属書 B** で説明する。

5.2.2 腐食電位計算コードの概要

腐食電位計算コードに用いる腐食モデルは，混成電位の概念のに基づきアノード電流密度とカソード電流密度が等しくなる電位を腐食電位として算出する方法から成る。腐食電位を評価する体系ではアノード反応とカソード反応は同一面上で生じると考えられるので，電流密度を用いて計算することができる。

腐食電位コードの基本式は以下のように表される。

[基本式]

$$\begin{array}{ccc} I_A(\varphi) & + & I_C(\varphi) & = & 0 \\ \text{H}_2 \text{ の酸化反応} & & \text{O}_2 \text{ の還元反応} & & \\ \text{金属の酸化溶解} & & \text{H}_2\text{O}_2 \text{ の還元反応} & & \end{array}$$

ここに、 φ ：腐食電位

$I_A(\varphi)$ ：アノード電流密度。電位が φ のときの溶存する H₂ の電極表面上での酸化反応及び金属の酸化溶解に伴う電流密度の総和とする。

$I_C(\varphi)$ ：カソード電流密度。電位が φ のときの溶存する O₂，及び H₂O₂ の電極表面上での還元反応に伴う電流密度の総和とする。

このときの各電流は電極表面から水側に正の電荷が移動する向きを正方向と決める。材料表面での電極反応の進行にともなってアノード電流密度及びカソード電流密度が生じるが，電位が φ のときには $I_A(\varphi)$ 及び $I_C(\varphi)$ のそれぞれの絶対値が等しく，符号が逆となるため，見かけ上電極表面を流れる電流密度の和が 0 となる。

上記の基本式を用いて腐食電位 φ を数値的に探索すれば，与えられた水質での腐食電位が計算できる。このとき，H₂ の酸化反応，O₂ の還元反応，並びに H₂O₂ の還元反応に伴う個々の電極反応の電流密度は以下の電極反応速度式で与えられる。

$$i = zF(k_f C_s - k_b C_s') \dots\dots\dots (3)$$

ここに、
 i : 電流密度
 F : ファラデー定数
 z : 反応に関与する電荷数
 C_s : 反応する化学種の表面濃度
 C_s' : 逆反応の表面濃度
 k_f : 正方向の反応の電気化学反応速度係数
 k_b : 逆方向への反応の電気化学反応速度係数

k_f 及び k_b は、それぞれ次の式(4)、式(5)で与えられる。

$$k_f = k_f^0 \exp(\alpha(\phi - E_0)zF/RT) \quad \dots\dots\dots (4)$$

$$k_b = k_b^0 \exp(-(1-\alpha)(\phi - E_0)zF/RT) \quad \dots\dots\dots (5)$$

ここに、
 ϕ : 腐食電位
 E_0 : 標準電極電位
 α : 透過係数
 T : 絶対温度
 R : ガス定数

多くの反応でこのような電位に対して指数的に反応速度が変化することが知られており、高温水中でのアノード及びカソードの各反応も上式に従うものとして扱う。

ところで数値的に基本式を解く場合、電極表面での化学種の表面濃度（活量）を計算する必要がある。マスバランスから表面での電極反応速度とバルクからの拡散による供給速度が等しくならなければならないことを用いて表面濃度 C_s を算出する。入力に必要な諸定数及び解析式の詳細例については、**附属書 C** で説明する。

5.2.3 ラジオリシス解析と腐食電位解析を統合した解析

評価対象部位において、次の統合解析手順に従って腐食電位を評価する。

- a) **原子炉の諸元の定量化** 冷却系統に沿っての流量、流速、温度及び蒸気クオリティ（ボイド率）分布、ガンマ線、中性子線によるエネルギー吸収率分布など、ラジオリシス解析に必要なデータを収集する。
- b) **ラジオリシス解析** 上記 a)のデータを入力として、ラジオリシス計算コードを用いて冷却系に沿っての腐食性放射線分解生成物（ O_2 、 H_2O_2 、 H_2 ）濃度を定量化する。
- c) **腐食電位解析** 上記 b)の腐食電位に寄与する放射線分解生成物（ O_2 、 H_2O_2 、 H_2 ）濃度、金属の溶解反応、及び、流動条件を入力として、主要部の腐食電位を定量化する。
- d) **統合解析** ラジオリシス計算コードと腐食電位計算コードの統合解析の実施例については、**附属書 D** に具体的に示す。

5.3 計算コードの正確さの検証

計算コードのコードとしての正確さの検証（verification）では、コードの基本となす数式が正しくプログラム化されているかという点を検証するものである。腐食電位を指標とする腐食環境を求めるための2組の計算コードについて、検証方法が若干異なるため、前段のラジオリシスモデル（ラジオリシス計算コード）と後段の腐食電位モデル（腐食電位計算コード）とに分けて、コードとして正確さの検証方法を示す。

5.3.1 ラジオリシスモデル（ラジオリシス計算コード）

下記 a)及び b)によって、ラジオリシス計算コードのコードとしての正確さの検証を行う⁽¹⁾。

a) **質量保存と電荷バランスの確認** 基本方程式は非線形の微分方程式群である。水 (H_2O) を出発物質として、放射線の照射効果によって、H と O との結合が切れ、H と O の組み合わせで構成される種々の分子、イオン、ラジカルを生成する。この結果、計算対象とする系内では、すべての生成種について H と O、それぞれの原子の総和は、必ず水の量論比 2:1 となっていることが必然である。また、系内では電子の消失もないため、正負の電荷バランスも保存される。このため、妥当性確認の第1は質量保存と電荷バランスの確認とする。理論からの乖離が $\pm 1\%$ 以内であることを確認をもって合格とする。

b) **すべての定数を与えてのベンチマーク計算によるコードとしての正確さの検証** 非線形の微分方程式群は解析解で検証するには複雑すぎるので、あらかじめ求められたベンチマーク計算の入力値を用いて、当該計算コードを確認する。計算対象とする体系と放射線吸収率、G 値、反応定数、反応スキーム及び解析結果についての詳細は本評価のために用意された腐食電位評価法コードの V&V 方法を記載した論文⁽¹⁾を参照すること。計算結果のベンチマーク問題の解からの乖離が $\pm 10\%$ 以内であることを確認をもって合格とする。

5.3.2 腐食電位モデル（腐食電位計算コード）

腐食電位計算コードは解析的な計算による精度確認が可能であるので、計算コードの計算結果を同じ定数を用いた解析値と比較することで容易にコードとしての正確さの検証が可能である。V&V 方法を記載した論文⁽¹⁾を参照すること。通常計算で使用する定数を用いて酸化種濃度を 3 桁 4 点変えて計算し、両者の乖離が $\pm 50\text{mV}$ 以内であることを確認をもって合格とする。

5.4 計算コードの妥当性の確認

計算コードの与える結果の妥当性の検証 (validation) では、コードの正確性と同時に、体系のモデル化の妥当性、使用する定数群の妥当性も含めた総合的な妥当性が評価される。特に、初段のラジオリシス計算コードの妥当性評価においては、入力として用いる系統内の温度分布、流速分布、混合比及び放射線エネルギー吸収率など大規模なプラント計算コードによる計算結果を用いた評価が必須となる。すべての計算コードの V&V を実施することが究極の姿ではあるが、ここでは2つの計算コードに局所化した V&V 評価を実施するため、入力値の妥当性も含めた計算結果の妥当性評価を行う。

5.4.1 ラジオリシスモデル（ラジオリシス計算コード）

5.4.1.1 計算コードに具備された G 値、反応定数を用いてのベンチマーク計算によるコードの妥当性確認

計算体系、放射線エネルギー吸収率他の主要入力データ、計算結果は附属書 E に記載されたとおりである。計算結果のベンチマーク問題の解からの乖離がファクタ 5 以内 (+400%, -80%) であることを確認をもって合格とする。

5.4.1.2 実機プラントで実測値に基づいた妥当性確認

系の流速分布、温度分布、流路の合体部での混合比、放射線エネルギー吸収率などのプラント諸定数をまず求め、これを用いて実機での腐食電位に寄与する放射線分解生成物 (O_2 , H_2O_2 , H_2) の濃度を計算し、測定結果と比較する。比較手法などは、附属書 E に記載されたとおりである。計算結果のベンチマーク問題の解からの乖離がファクタ 2 以内 (+100%, -50%) であることを確認をもって合格とする。

5.4.2 腐食電位モデル（腐食電位計算コード）

O_2 , H_2O_2 濃度を与えた場合の腐食電位についてのベンチマーク問題の解と計算値を比較する。比較手法などは、附属書 E に記載されたとおりである。計算結果のベンチマーク問題の解からの乖離が $\pm 20\text{mV}$ 以内であることを確認をもって合格とする。

5.4.3 ラジオリシスモデル（ラジオリシス計算コード）と腐食電位モデル（腐食電位計算コード）を組み合わせた総合評価

系の流速分布、温度分布、混合比、放射線エネルギー吸収率などのプラント諸定数をまず求め、これを用いて実機での O_2 、 H_2O_2 、 H_2 濃度を計算し、この結果を用いて腐食電位を計算して、腐食電位の測定結果と比較する。比較手法などは、**附属書 E** に記載されたとおりである。計算結果のベンチマーク問題の解からの乖離が $\pm 50\text{mV}$ 以内であることを確認をもって合格とする。

5.5 計算コードの実機への適用方法

a) プラントの特徴把握のための定性的な計算コードの適用の場合 同型炉については、一度 V&V 評価に合格したものを他の炉に対して拡張をすることを可とする。ただし、その適用に当たっては、事前に評価対象プラントにおける短期水素注入調査等のデータで評価の妥当性を確認することを原則とする。

b) 腐食電位をき裂進展速度に適用するなど定量評価に用いる場合 評価対象プラントが異なるごとに、少なくとも 5.4.3 に記載した対象プラントの実測値を用いた総合評価において合格することで適用を可とする。

5.6 解析手順の妥当性確認

a) 解析結果を関係者でレビューし、手順の妥当性を確認する（社内レビュー、受発注者間のレビュー、あるいは大学など研究機関の専門家のレビュー）。また、その結果は、peer review のついたジャーナルにおいて、適切なレビューを受けて、掲載されることを適用の必要条件とする。

b) 解析手順の妥当性を確認し、上記 peer review に基づくジャーナルが掲載された場合については、同型炉の解析を行う場合は、腐食電位の実測による V&V を省略することができる。

今回提示した腐食環境の定量評価の基本手順を採用した背景、その実行プロセスなどの具体例については**附属書 E** に記載する。

6 報告書の作成

腐食環境の定量評価方法については、原子炉パラメータも含め V&V 評価を行い、その主要部については、peer review 付のジャーナル⁽¹⁾に公開することとする。具体的な評価対象についての腐食環境の定量評価については、評価プロセス、評価結果を報告書としてまとめ、第三者からの確認と評価を随時受けることが可能とする。

7 データの保管

上記報告書及びその内容を保管する諸データについては、当該原子炉が稼働する限り、適正に保管、管理し、第三者からの確認と評価を随時受けることを可能とする。

8 品質保証

腐食環境の定量評価方法そのものの品質は本手順の V&V 評価に基づくが、本手順で確立された計算コードを用いた腐食環境の定量評価の行為は、実際に評価業務を担当する個人にも依存する。このため、品質保証では、JEAC 4111-2009 に基づいて関連品質保証活動を実施する。

参考文献

- (1) Uchida S, Takagi J, Wada Y, Yamamoto S. “Verification and Validation Procedures of Calculation Codes for Determining Corrosive Conditions in BWR Primary Cooling System Based on Water Radiolysis and Mixed Potential Models”, J. Nucl. Sci. Technol., to be submitted (2013).

附属書 A (参考) 解析対象部位とその近似法

序文

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

A.1 解析対象部位

腐食環境評価は BWR 一次冷却系の原子炉压力容器内、再循環系、原子炉浄化系を主対象とする。評価の目的となる水素注入による腐食環境の緩和効果を解析するためには、図 A.1 に示す水素を注入する給・復水系及び最終的に水素注入によって主蒸気系で過剰となる水素を水に戻すための再結合器までの系統についての流動、化学反応などに留意した評価が必要となる。

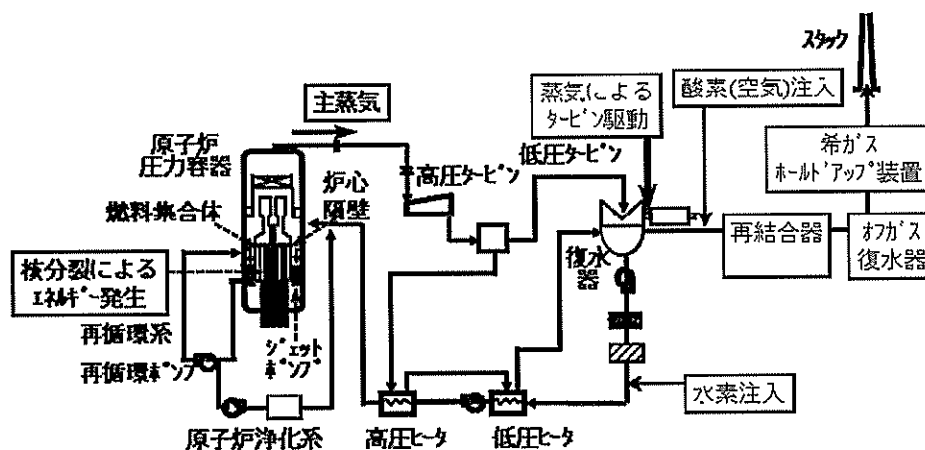


図 A.1-BWR 一次冷却系と水素注入の概要

A.2 近似法

図 A.2 に、腐食環境評価を実施する上で重要となる箇所における、ラジオリシス（水の放射線分解）反応などの特徴的な反応を示す。原子炉炉心部を中心とした、特に中性子及びガンマ線の放射線線量率が高く、水の放射線分解の激しい原子炉炉心部と、水素注入による放射線分解生成物間の化学反応によって、酸素、過酸化水素などの酸化性の放射線分解生成物濃度の低減に寄与の大きなダウンカマ部、炉心部で生成した放射線分解生成物のうち、ガス成分である酸素、水素が液相から気相に移行する上部プレナム部などが評価上重要な箇所となる。

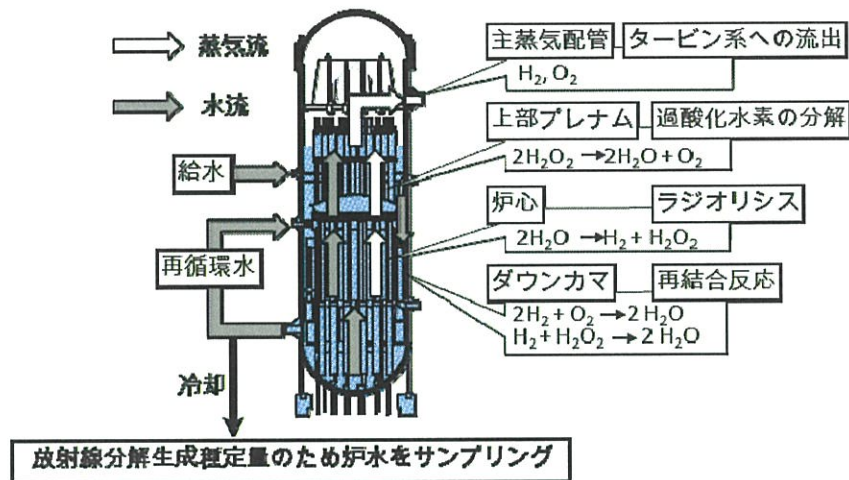


図 A.2—BWR 一次冷却系における特徴的な反応⁽¹⁾

ラジオリシス解析を、効率的に行なうために、解析対象を図 A.3 に模式的に示すように、主要な機器、部位を一定の体積を持った流路として扱い、流路の結合体として BWR 一次冷却系をモデル化して解析する。流路は原子炉炉心部他では複数の分岐形でモデル化し、各分岐部への流量分配率は、別途流動解析によって求めておく。また、炉心部のような物理的な隔壁はない場合でも、ダウンカマなどの場合は、内部で放射線の線量率が大きく異なるため複数の流路に分けてモデル化する必要があることから、あらかじめ、流動解析により流れの詳細パターンを求め、各分岐部への流量分配率を求めておくことが望ましい。

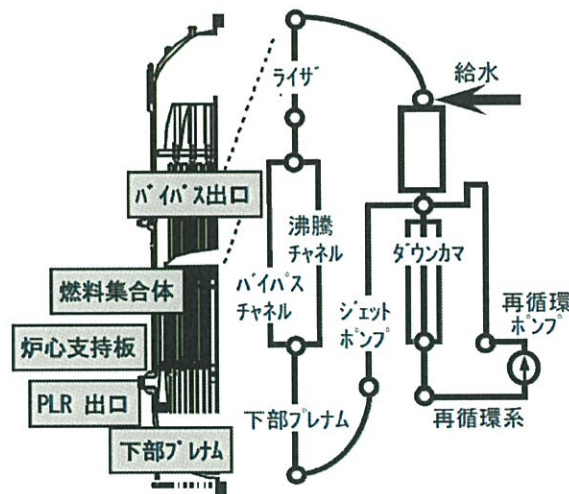


図 A.3—BWR 一次冷却系におけるラジオリシス計算のモデルの解析対象⁽¹⁾

参考文献

- (1) S. Uchida, J. Takagi, Y. Wada, S. Yamamoto. “Verification and Validation Procedures of Calculation Codes for Determining Corrosive Conditions in BWR Primary Cooling System Based on Water Radiolysis and Mixed Potential Models”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, to be submitted (2013).

附属書 B (参考) ラジオリシス計算コード

序文

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

B.1 解析の基本式

ラジオリシス計算コードは、各流路での放射線分解生成物の生成と放射性分解生成物間の化学反応と流路に沿っての放射線分解生成物の流入、流出及び気液移行を計算するものである。

放射線分解生成物の濃度の経時変化を求める計算に用いる基本式を次に示す。

$$\partial C_l / \partial t = (U_m^{\text{in}} C_l^{\text{in}} - U_m^{\text{out}} C_l^{\text{out}}) + q_l \quad \text{..... (B.1)}$$

$$q_l = G_l^\gamma P^\gamma + G_l^n P^n + \sum_{mn} k_{mn}^l C_m C_n - C_l \sum_s k_{ls} C_s + V_f (1 - V_f) (\varepsilon^* C_g^* - \varepsilon_l C_l) \quad \text{..... (B.2)}$$

ここに、
 C_l : 分解生成物 l の濃度 (mol/m³) [上付き : in, 流入 ; out, 流出]
 G_l^γ, G_l^n : G 値 (mol/J) [上付き : γ , γ 線; n, 中性子]
 k_{mn}^l : 生成種 m と生成種 n により l が生成するときの反応速度定数 (m³/mol/s)
 k_{ls} : l と s が反応して l が消費されるとき反応速度定数 (m³/mol/s)
 P^γ, P^n : 放射線線量率 (エネルギー吸収率) (J/m³/s) [上付き : γ , γ 線; n, 中性子]
 q_l : 単位要素体積かつ単位時間内での化学反応, 気液移行量 (mol/m³/s)
 t : 時間 (s)
 U_m : 流量 (m³/s) [上付き : in, 流入 ; out, 流出]
 V_f : ボイド率 (-)
 $\varepsilon^*, \varepsilon_l$: 気液間の質量移行係数 (m³/s)

a) G 値 G 値は水へ吸収された放射線エネルギー100eVあたりの生成物個数として定義される。一般に、水に放射線が照射されると、水は分解し、 e_{aq}^- , H, OH, H₂, H₂O₂, HO₂などが生成する。水の放射線分解のスキームを図 B-1 に示す。

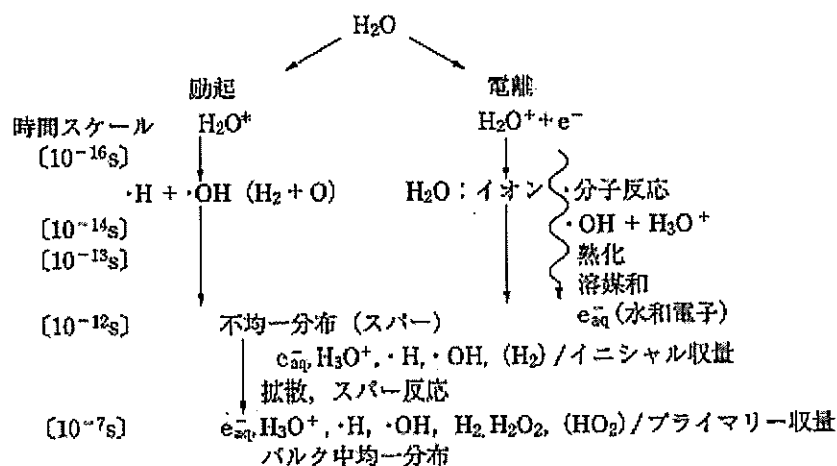


図 B-1 水の放射線分解のスキーム⁽¹⁾

分解生成物の間には以下のマスバランスと電荷バランスが成立する。

マスバランス式

$$G(-H_2O)=2G(H_2)+G(H)+G(e_{aq})-G(HO_2) \\ =2G(H_2O_2)+G(OH)+2G(HO_2) \quad \dots\dots\dots (B.3)$$

電荷バランス式

$$G(H^+)=G(e_{aq}) \quad \dots\dots\dots (B.4)$$

ここに、 $G(x)$: 分解生成物 x の G 値

G 値は放射線の種類、温度などによって変化することが知られている。炉水水質評価のためには、高温での中性子とγ線に対する G 値を用いる必要がある。現在幾つかの G 値のセットが公開されており、表 B.1 に代表的な G 値を例示する。

表 B.1—BWR 条件での G 値⁽²⁾

分解生成種	ガンマ線				中性子			
	A	B	C	D	A	B	C	D
e_{aq}^-	3.50	3.61	3.41	3.41	0.60	0.01	0.68	0.68
H	0.90	1.04	0.87	0.87	0.50	0.21	0.52	0.52
H^+	3.50	4.48	3.41	3.41	0.60	0.15	0.68	0.68
H_2	0.60	0.54	0.60	0.60	1.50	1.33	1.52	1.52
H_2O_2	0.55	0.29	0.31	0.31	1.14	0.97	1.22	1.22
HO_2	0.00	0.00	0.00	0.00	0.04	0.00	0.00	0.00
OH	4.50	5.14	4.86	4.86	1.70	0.95	1.80	1.80
OH^-	0.00	0.86	0.00	0.00	0.00	0.14	0.00	0.00

A～D は実施機関

b) 反応式と反応速度定数 原子炉一次冷却水中で、水の放射線分解生成物は相互に反応する。40 程度の素反応が考えられている。反応速度定数は温度に依存するため、ラジオリシスモデルで用いられる反応速度定数は、適切な温度条件で測定されたものを用いる必要がある。高温でのデータがない場合は、室温での反応速度定数と活性化エネルギーから推定して用いることができる。

表 B.2 には、室温の反応速度定数と活性化エネルギーの例を、表 B.3 には BWR 条件での反応速度定数セットについて 4 つの機関で公開しているものを比較して示す。

表 B.2—室温の反応速度定数と活性化エネルギーの例⁽²⁾

Number	Reaction	Rate Constant at 25°C ^a	Activation Energy. (kcal/mol)	Reference
1	$e_{aq}^- + H_2O \rightarrow H + OH^-$	1.6×10^1	3	26
2	$e_{aq}^- + H^+ \rightarrow H$	2.4×10^{10}	3	26
3	$e_{aq}^- + OH \rightarrow OH^-$	2.4×10^{10}	3	26
4	$e_{aq}^- + H_2O_2 \rightarrow OH + OH^-$	1.3×10^{10}	3	26
5	$H + H \rightarrow H_2$	1.0×10^{10}	3	26
6	$e_{aq}^- + HO_2 \rightarrow HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	26
7	$e_{aq}^- + O_2 \rightarrow O_2^-$	1.9×10^{10}	3	26
8	$2e_{aq}^- + 2H_2O \rightarrow H_2 + 2OH^-$	1.64×10^6	3	36
9	$2OH \rightarrow H_2O_2$	5.0×10^3	3	26
10	$HO_2 + OH \rightarrow O_2 + H_2O$	1.2×10^{10}	3	26
11	$O_2^- + OH \rightarrow O_2 + OH^-$	1.2×10^{10}	3	26
12	$H + OH^- \rightarrow e_{aq}^- + H_2O$	2.0×10^7	3	26
13	$H + e_{aq}^- + H_2O \rightarrow H_2 + OH^-$	4.5×10^8	3	26
14	$HO_2^- + e_{aq}^- + H_2O \rightarrow OH + 2OH^-$	6.3×10^7	3	26
15	$H^+ + OH^- \rightarrow H_2O$	1.4378×10^{11}	3	26
16	$H + OH \rightarrow H_2O$	2.0×10^{10}	3	26
17	$H_2 + OH \rightarrow H + H_2O$	3.4×10^7	4.6	35
18	$H_2O_2 + OH \rightarrow HO_2 + H_2O$	2.7×10^7	3.4	36
19	$H + H_2O_2 \rightarrow OH + H_2O$	9.0×10^7	4.5	26
20	$H + O_2 \rightarrow HO_2$	1.9×10^{10}	3	26
21	$HO_2 \rightarrow H^+ + O_2^-$	8.0×10^5	3	26
22	$O_2^- + HO_2 \rightarrow HO_2^- + O_2$	1.5×10^7	4.5	26
23	$HO_2 + HO_2 \rightarrow O_2 + H_2O_2$	2.7×10^6	4.5	26
24	$2O_2^- + 2H_2O \rightarrow O_2 + H_2O_2 + 2OH^-$	5.6×10^3	4.5	26
25	$H + HO_2 \rightarrow H_2O_2$	2.0×10^{10}	3	26
26	$H + O_2^- \rightarrow HO_2^-$	2.0×10^{10}	3	26
27	$O_2^- + e_{aq}^- + H_2O_2 \rightarrow HO_2^- + OH^-$	1.8×10^8	4.5	26
28	$H_2O_2 + OH^- \rightarrow HO_2^- + H_2O$	5.0×10^8	4.5	36
29	$H_2O \rightarrow H^+ + OH^-$	^b	^b	33
30	$O_2^- + H^+ \rightarrow HO_2$	5.0×10^{10}	3	26
31	$HO_2^- + H_2O \rightarrow H_2O_2 + OH^-$	1.022×10^4	3	26
32	$H_2O_2 \rightarrow 2OH$	1.953×10^{-3}	5.5	34
33	$2O \rightarrow O_2$	2.2×10^{10}	3	27
34	$HO_2 + O \rightarrow O_2 + OH$	2.0×10^{10}	3	27
35	$OH + O \rightarrow H + O_2$	1.0	16.8	27
36	$H_2O + O \rightarrow 2OH$	1.9×10^3	9.8	27
37	$OH + O \rightarrow HO_2$	2.0×10^{10}	3	27
38	$H_2 + O \rightarrow H + OH$	4.8×10^3	8.3	27
39	$H_2O_2 + O \rightarrow HO_2 + OH$	1.3×10^6	4.2	27
40	$H + O \rightarrow OH$	2.0×10^{10}	3	27

^aUnits depend on the order of reaction, i.e., $l \cdot mol^{-1} \cdot s^{-1}$ for second order reaction.

^bCalculated from the reverse reaction rate constant k_{13} by equation $k_{29} = K_w^* k_{13} / (H_2O)$.

表 B.3—BWR 条件での反応速度定数セットの比較⁽²⁾

	反応式 左辺項	反応式 右辺項	反応速度定数							
			正方向反応				逆方向反応			
			A	B	C	D	A	B	C	D
1	$e^- + H_2O$	$H + OH^-$	2.90×10^2	1.71×10^2	1.90×10^2	1.69×10^2				
2	$e^- + H^+$	H	2.60×10^{11}	3.50×10^{11}	2.54×10^{11}	4.11×10^{11}			1.00×10^5	
3	$e^- + OH$	OH^-	2.90×10^{11}	2.13×10^{11}	3.17×10^{11}	3.17×10^{11}				
4	$e^- + H_2O_2$	$OH + OH^-$	2.40×10^{11}	1.30×10^{11}	1.38×10^{11}	1.48×10^{11}				
5	$H + H$	H_2	9.00×10^{10}	8.50×10^{10}	1.06×10^{11}	1.06×10^{11}				
6	$e^- + HO_2$	HO_2^-	3.00×10^{11}	2.13×10^{11}	2.38×10^{11}	2.12×10^{11}				
7	$e^- + O_2$	O_2^-	2.60×10^{11}	2.60×10^{11}	2.01×10^{11}	5.60×10^{11}				
8	$2e^- + 2H_2O$	$H_2 + 2OH^-$	1.75×10^6	2.28×10^7	1.74×10^7	1.73×10^7				
9	$2OH$	H_2O_2	2.50×10^{10}	1.70×10^{10}	4.76×10^{10}	2.00×10^{10}				6.10×10^{-3}
10	$OH^- + H$	$e^- + H_2O$	7.00×10^8	6.96×10^8	6.88×10^8	2.12×10^8				
11	$e^- + H + H_2O$	$OH^- + H_2$	4.82×10^9	5.51×10^9	4.76×10^9	4.76×10^9				
12	$e^- + HO_2 + H_2O$	$OH + 2OH^-$	5.35×10^8	7.71×10^8	6.67×10^8	6.66×10^8				
13	$H + OH$	H_2O	2.30×10^{11}	5.50×10^{11}	2.12×10^{11}	2.12×10^{11}				
14	$OH + H_2$	$H + H_2O$	1.40×10^9	9.56×10^8	1.27×10^9	1.27×10^9		2.46×10^2	1.10×10^3	
15	$H + O_2$	HO_2	1.50×10^{11}	8.60×10^{10}	2.01×10^{11}	1.07×10^{11}				
16	$H + HO_2$	H_2O_2	3.00×10^{11}	2.13×10^{11}	2.11×10^{11}	2.12×10^{11}				
17	$H + O_2^-$	HO_2^-	3.00×10^{11}	2.13×10^{11}	2.11×10^{11}	2.12×10^{11}				
18	$e^- + O_2 + H_2O$	$HO_2^- + OH^-$	3.57×10^9	9.36×10^9	1.13×10^8	6.19×10^9				
19	$H + H_2O_2$	$OH + H_2O$	2.00×10^9	2.06×10^9	3.07×10^9	1.12×10^9				
20	$OH + H_2O_2$	$H_2O + HO_2$	4.20×10^8	3.49×10^8	3.91×10^8	3.91×10^8				
21	$OH + HO_2$	$H_2O + O_2$	1.00×10^{11}	8.60×10^{10}	1.27×10^{11}	1.27×10^{10}				
22	$OH^- + H_2O_2$	$HO_2^- + H_2O$	1.00×10^{10}	6.27×10^9	1.72×10^{10}	3.44×10^9	2.14×10^5	4.09×10^5	1.08×10^5	1.08×10^5
23	$2HO_2$	$H_2O_2 + O_2$	5.00×10^7	6.29×10^7	9.29×10^7	3.55×10^7				
24	HO_2	$O_2^- + H^+$	3.90×10^5	2.74×10^5	8.46×10^6	6.96×10^6	7.70×10^{11}	5.33×10^{11}	5.29×10^{11}	5.29×10^{11}
25	$HO_2 + O_2^-$	$O_2 + HO_2^-$	5.00×10^8	5.00×10^9	5.16×10^8	5.16×10^8				
26	$H^+ + OH^-$	H_2O	1.90×10^{12}	1.54×10^{12}	1.48×10^{12}	1.52×10^{12}	1.40×10^{-1}	1.57×10^{-1}	1.81×10^{-1}	1.32×10^{-1}
27	$O_2^- + OH$	$OH^- + O_2$	2.90×10^{11}	8.60×10^{10}	1.27×10^{11}	2.72×10^{11}				
28	$2O_2^- + 2H_2O$	$O_2 + H_2O_2 + 2OH^-$	1.27×10^5		1.93×10^5	1.93×10^5				
29	$2H_2O_2$	$2H_2O + O_2$			2.07×10^{-1}					
30	H_2O_2	$H^+ + HO_2^-$				3.34×10^{-1}				2.12×10^{11}
32	$HO_2^- + OH$	$HO_2 + OH^-$				7.93×10^{10}				

単位は反応次数による。二次反応場合, $l \cdot mol^{-1} \cdot s^{-1}$

c) **気液間の質量移行係数** 放射線分解で生成する水素や酸素などの分子状生成物は、液相から気相に移行することが知られている。これらの気液移行係数についてはヘンリー則に従い設定する。気液二相領域でのガス成分の蒸気相への移行量に関係するヘンリー定数、拡散係数などは公開のハンドブック、学術論文に基づいた値を使用する。液相中の化学種のマスバランスの項に関し、気液移行係数は、以下のように定める。

$$\varepsilon^*_1 = mHRT \quad \dots\dots\dots (B.5)$$

ここに、 ε^*_1 ：飽和水から気相への正の質量移行速度(m³/s)

m ：補正係数

H ：ヘンリー定数 (mol/ m³・atm)

R ：ガス定数 (atm・m³/mol・K)

T ：温度 (K)

なお、炉心が流れ場である BWR プラントにおいては、理想的なヘンリー則が当てはまらないことが予想される。この場合は気液移行係数に対して、実測された水質（酸素、水素、過酸化水素）によって、必要に応じて補正を行う。

B.2 計算法

解析対象の設計緒元に基づき、炉水の流れを吸収線量率などのパラメータに応じて領域分けすることによって、解析経路を決定する。このとき各領域の領域長さを設定する。対象炉型の設計諸元に誤りがないことを確認する。各部寸法、流速分布、線量率分布、熱バランスなどの設計値を用いる。

図 B.2 には、BWR プラントにおけるフローパスの区分け例を示す。各部位の説明は以下のとおりである。

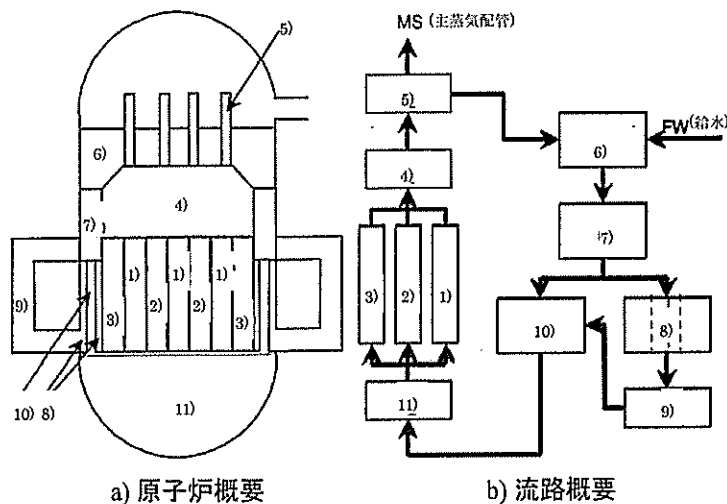


図 B.2—BWR プラントにおけるフローパスの区分け例⁽³⁾

- 1) 炉心チャンネル 沸騰が起こる部位。酸素・水素の気相への移行が起こる。
- 2) 炉心バイパス チャンネル外の流れ。ウォーターロッド内の流れも含む。沸騰は発生していない。
- 3) 燃料外周部 炉心部の燃料装荷部とシュラウド内壁との間。沸騰は発生していない。
- 4) 上部プレナム 炉心出口からシュラウドヘッドまでの部分。ここでチャンネル出口水とバイパス出口

水が混合される。

- 5) **セパレータ** シュラウドヘッド上端からのスタンドパイプ内部。
 - 6) **ミキシングプレナム** 給水とスチームセパレータ出口水との合流点からシュラウドヘッド上端まで。酸素、水素、過酸化水素などの濃度は給水及びスチームセパレータ出口濃度とそれぞれの流量比によって計算される。
 - 7) **上部ダウンカマ** シュラウドヘッド上端からジェットポンプ入口までのシュラウド外の部分。
 - 8) **下部ダウンカマ** ジェットポンプ上端から再循環系入口までの部分。ここは線量率が高く、滞在時間も長いので、酸素、過酸化水素と水素の再結合の重要なポイントとなる。なお下部ダウンカマ部は線量率が大きく変化する場所でもあるので、炉心からの距離を考慮して径方向に3分割を行う。分割された部位は流れ条件は同等とするが、線量率は異なるものとする。
 - 9) **再循環ライン** ダウンカマ出口からジェットポンプ入口まで。ここでは線量率が低いため、過酸化水素の熱分解などの2次的な反応が主となる
 - 10) **ジェットポンプ** ジェットポンプ入口の各成分濃度は上部ダウンカマ及び再循環系出口濃度と混合比（M比）を用いて計算する。
 - 11) **下部プレナム** ジェットポンプ出口から炉心入口まで。下部プレナム出口濃度を炉心入口濃度とする。いわゆる原子炉底部
- a) **諸定数** 解析経路上の各点の水力等価直径、炉水温度、炉水流速、放射線（ガンマ線、中性子線）線量率を入力する。入力値の例を表 B.4 から表 B.6 に示す。

表 B.4—炉心熱水力データの例⁽⁴⁾

データ	784MWe	1100MWe
(1) 炉心入口エンタルピー (kcal/kg)	290.2	293
(2) 全出力（炉心熱出力）(MWt)	2381	3292
(3) チャンネル長さ (mm)		
・発熱長	3658	3708
・炉心高さ	4173	4173
(4) 炉心流量(ton/h)	33300	48300
(5) 炉心流量比 (%)		
・チャンネル内	88	88.5
・バイパス（チャンネル外）	10.7	10.3
・ウォーターロッド	1.3	1.2
(6) 流路面積 (cm ² 1バンドル当たり)		
・チャンネル内	101.14	101.14
・バイパス（チャンネル外）	42.64	39.93
・ウォーターロッド	2.86	2.86
(7) バンドル数	548	764

表 B.5ー炉内流速の例⁽⁵⁾

部位／項目	単位	784MWe	1100MWe
ミキシングプレナム流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	0.79	0.74
上部ダウンカマ流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	2.07	1.90
下部ダウンカマ流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	0.89	0.64
炉心外再循環流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	11.11	12.14
ジェットポンプ出口流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	4.16	4.83
下部プレナム流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	2.39	2.54
炉心バイパス流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	0.308	0.34
炉心外周部流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	0.03	0.02
上部プレナム流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	1.69	1.75
蒸気セパレータ流速	$\text{m}\cdot\text{s}^{-1}$	5.00	5.00
ミキシングプレナム長さ	m	3.58	4.04
上部ダウンカマ長さ	m	2.21	1.55
下部ダウンカマ長さ	m	5.74	5.80
炉心外再循環長さ	m	41.9	36.26
ジェットポンプ出口長さ	m	5.74	5.80
下部プレナム長さ	m	7.30	7.30
炉心バイパス長さ	m	3.66	3.71
上部プレナム長さ	m	200	2.07

表 B.6—解析入力のための設計諸元の例⁽⁶⁾

プラント名		Dresden-2	Peach Bottom-3	Pilgrim	Fitz-Patrick	Hatch-1	Duane Arnold
BWR タイプ		3	4	3	4	4	4
原子炉出力	(MWt)	2527	3293	1996	2436	2436	1653
燃料集合体数		724	765	580	560	560	368
平均出力密度	(KW/L)	41.10	50.78	40.20	51.20	51.20	51.00
圧力容器内径	(cm)	637.54	637.54	568.96	553.72	553.72	464.82
シュラウド外径	(cm)	525.78	525.78	467.36	452.12	452.12	368.30
Rx 水 質量	(10 ³ kg)	262.00	268.70	205.70	214.50	201.00	145.60
炉水浄化系流量	(kg/sec)	81.7	16.8	13.9	12.6	12.6	8.8
炉心流量	(kg/sec)	12348	12915	8694	9702	9702	6174
再循環系流量	(kg/sec)	4309	4309	4309	4309	4309	2583
給水流量	(kg/sec)	1225	1680	1002	1316	1260	860
蒸気流量	(kg/sec)	1230	1686	1006	1319	1319	862
ダウンカム滞在時間	(sec)	5.10	5.22	4.63	4.35	4.28	5.26
平均炉心線量率							
合計	(10 ⁶ R/h)	1208	1493	1182	1505	1505	1499
中性子	(10 ⁶ R/h)	1006	1243	984	1253	1253	1248
ガンマ線	(10 ⁶ R/h)	202	250	198	252	252	251
ダウンカム線量率							
合計	(10 ⁶ R/h)	7.00	12.90	11.80	21.70	2.17	29.40
中性子	(10 ⁶ R/h)	0.35	0.99	0.81	1.86	4.86	2.76
ガンマ線	(10 ⁶ R/h)	6.65	11.90	11.00	19.80	19.80	26.60

プラント名		Nuclenor	Mill-stone	Nine Mile Point-1	Hope Creek	Kuosheng
BWR タイプ		3	3	2	4	6
原子炉出力	(MWt)	1380	2005	1842	3293	2894
燃料集合体数		400	580	532	764	624
平均出力密度	(KW/L)	40.64	40.50	40.78	50.70	52.40
圧力容器内径	(cm)	477.52	568.96	541.02	637.54	553.72
シュラウド外径	(cm)	383.54	467.36	454.66	525.78	469.90
炉水 質量	(10 ³ kg)	147.00	206.00	220.00	293.00	204.00
炉水浄化系流量	(kg/sec)	16.8	21.7	18.8	16.8	15.6
炉心流量	(kg/sec)	6048	8694	8505	12600	10646
再循環系流量	(kg/sec)	4100	4309	8505	4309	4100
給水流量	(kg/sec)	1796	1004	919	1779	1566
蒸気流量	(kg/sec)	1801	1007	923	1784	1569
ダウンカム滞在時間	(sec)	3.58	4.21	2.10	5.04	---
平均炉心線量率						
合計	(10 ⁶ R/h)	1195	1191	1199	1491	1541
中性子	(10 ⁶ R/h)	995	991	998	1241	1283
ガンマ線	(10 ⁶ R/h)	200	199	201	249	258
ダウンカム線量率						
合計	(10 ⁶ R/h)	23.00	13.40	9.98	13.40	24.90
中性子	(10 ⁶ R/h)	2.51	0.89	0.61	1.03	2.88
ガンマ線	(10 ⁶ R/h)	20.50	12.50	9.37	12.40	22.00

b) 反応速度定数の設定 反応速度定数と活性化エネルギーのセットを設定する。

反応のマスバランス（質量保存則）、電荷バランス（電荷保存則）を確認する。

c) ガンマ線と中性子の G 値の設定 G 値のマスバランス、電荷バランスを確認する。

マスバランス式

$$\begin{aligned} G(-\text{H}_2\text{O}) &= 2G(\text{H}_2) + G(\text{H}) + G(\text{e}_{\text{aq}}^-) - G(\text{HO}_2) \\ &= 2G(\text{H}_2\text{O}_2) + G(\text{OH}) + 2G(\text{HO}_2) \end{aligned} \quad \text{..... (B.6)}$$

電荷バランス式

$$G(\text{H}^+) = G(\text{e}_{\text{aq}}^-) \quad \text{..... (B.7)}$$

ここに、 $G(x)$: 分解生成物 x の G 値

d) ヘンリー定数の設定 酸素及び水素のヘンリー定数を設定する。

e) 試計算 試計算を実行し、炉水濃度が定常値に収束することを確認する。

参考文献

- (1) 工藤久明編著、原子力教科書 放射線利用、オーム社（2011年2月）
- (2) S. Uchida, J. Takagi, Y. Wada, S. Yamamoto. "Verification and Validation Procedures of Calculation Codes for Determining Corrosive Conditions in BWR Primary Cooling System Based on Water Radiolysis and Mixed Potential Models", *J. Nucl. Sci. Technol.*, to be submitted (2013).
- (3) Ibe E, Uchida S "A Water Radiolysis Model in a Circulating Flow System with a Boiling Region and Its Application to Hydrogen Alternate water Chemistry of Boiling Water Reactors", *Nucl. Sci. Eng.* 1985 90; 140-157.
- (4) 日本原子力学会編、原子炉水化学ハンドブック、コロナ社（2000年12月）
- (5) Lin C.C "Decomposition of hydrogen peroxide in BWR coolant circuit" *Proc. Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 6 BNES, London*, 1992 85-88
- (6) "Prediction of Electrochemical Potentials in BWR Primary Systems" EPRI TR-102766 Vol.1 (1993)

附属書 C (参考) 腐食電位計算コード

序文

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

C.1 き裂進展速度と腐食電位の相関

応力腐食割れ（SCC）の腐食環境因子として、腐食電位（ECP）が SCC の発生・進展に重要な役割を果たしていることがこれまでにわかっている。図 C.1、図 C.2 及び図 C.3 に、SUS300 系と高ニッケル合金について ECP と SCC の関係を示す。何れの鋼種についても ECP が高い条件で SCC の発生・進展が促進される。また、ECP は腐食環境因子として唯一、運転中に炉内でのその場測定がなされている。そのため、腐食環境を緩和するためには ECP を低く制御することとともに、炉内の ECP を適切に評価、管理することが不可欠である。そのためには、ECP センサによる測定とモデルを用いた解析が用いられる。

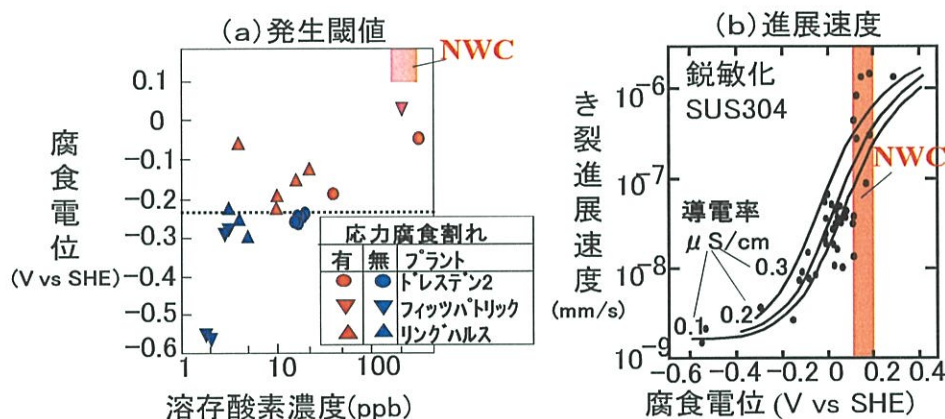


図 C.1—SCC 感受性及びき裂進展速度と ECP の関係^{(1), (2)}

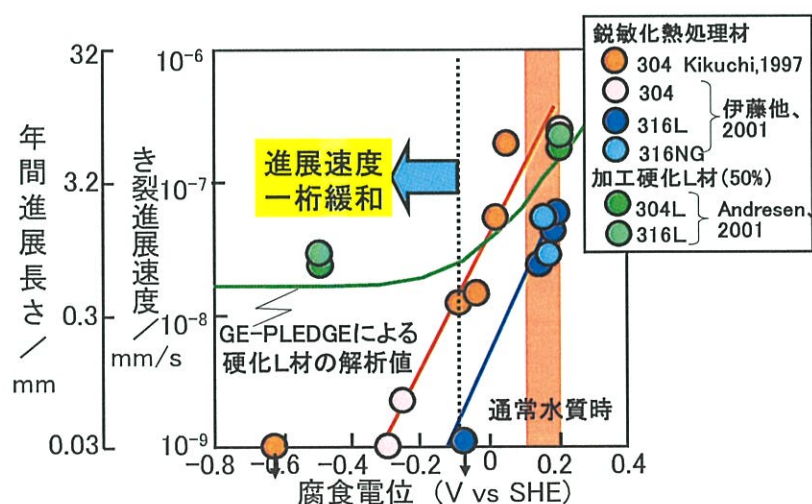


図 C.2—300 系 SUS のき裂進展速度の ECP 依存性⁽³⁾⁻⁽⁵⁾

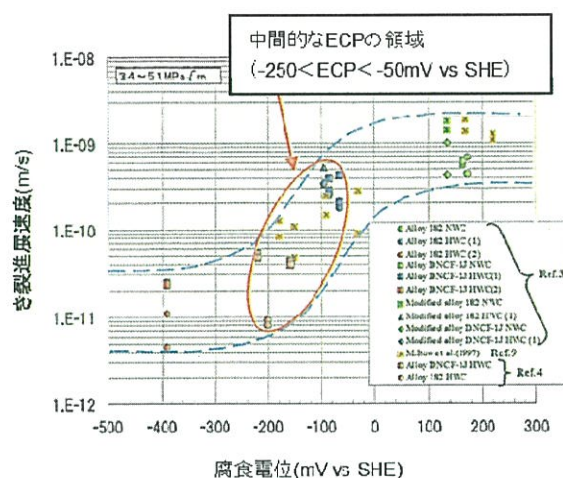


図 C.3—高ニッケル合金のき裂進展速度の ECP 依存性⁽⁶⁾

C.2 腐食電位計算

腐食電位解析では、水の放射線分解モデルの解析結果を入力とし、混成電位の概念に基づいて腐食電位 (ECP) の計算を行う (図 C.4 参照)。材料が腐食するとき、材料表面では水素及びステンレスの酸化反応 (アノード反応) によって生起するアノード電流、並びに酸素及び過酸化水素の還元反応 (カソード反応) で生起するカソード電流が流れている。混成電位の概念では、定常的に腐食が進行している状態では、上記のカソード電流とアノード電流が釣り合っており、表面を出入りする電流について平衡関係が成立している。

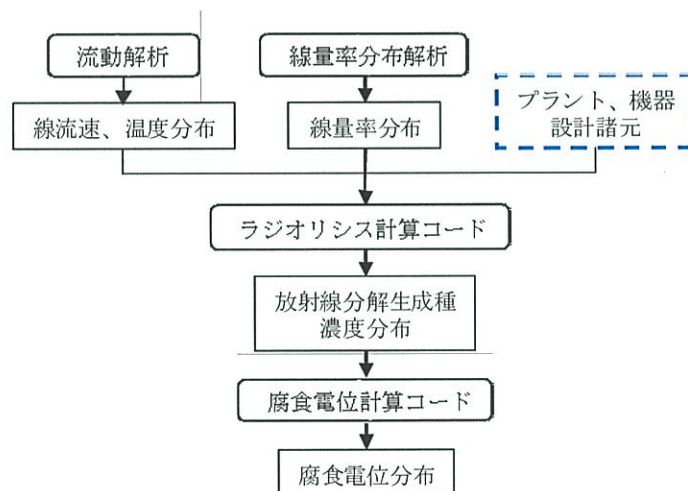


図 C.4—腐食環境評価の流れ⁽⁷⁾

したがって、腐食電位モデルの基本式は以下で与えられる。

【基本式】

$$I_A(\varphi) + I_C(\varphi) = 0$$

ここに、 φ : 腐食電位。

$I_A(\varphi)$: 全アノード電流密度。電位が φ のときの溶存する水素の電極表面上での酸化反

応及び金属の酸化溶解に伴う電流密度の総和とする。

$i_c(\phi)$ ：全カソード電流。電位が ϕ のときの溶存する酸素、及び過酸化水素の電極表面上での還元反応に伴う電流密度の総和とする。

具体的に ECP を解析する場合には、上記基本式に基づいて構成された計算モデルを用いて、アノード電流とカソード電流が釣り合って 0 となる電位を探索し、その電位を腐食電位として出力する（図 C.5 参照）。

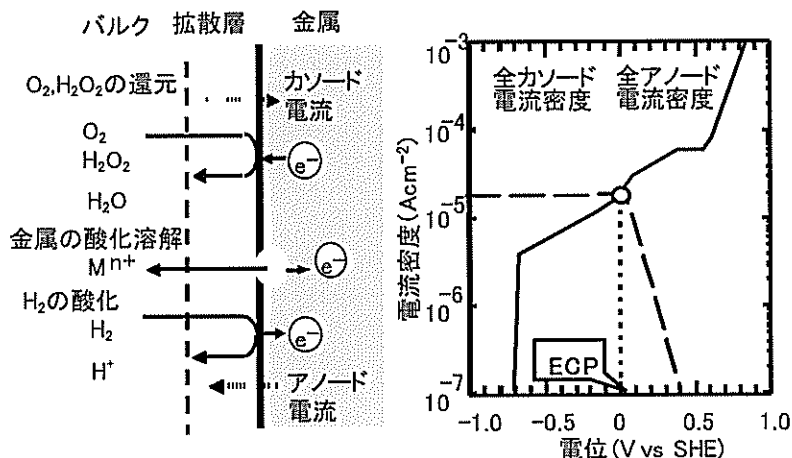
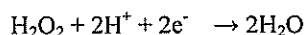
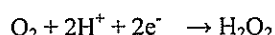


図 C.5—表面近傍での電気化学現象と混成電位の概念⁽⁸⁾

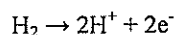
各電流を計算する場合には、材料表面の沖合い（バルク）から拡散してきた化学種が材料表面で電気化学反応をすることで単位時間当たりに生じる電荷量を計算する。したがって、各電流の計算に必要な情報は、材料表面で生じる電気化学反応の種類と速度、並びに反応する化学種がバルクから拡散する速度の 2 つに大別される。

まず、材料表面で生じる電気化学反応は、次に反応を考える。カソード反応としては、酸素と過酸化水素の電気化学反応を考える。これらの化学種の高温水中でのステンレス鋼表面での反応については、幾つか提案されているが、現状では次の反応が主反応で進むと考えられている。



このように、酸素から水への還元が 2 段の 2 電子過程（過酸化水素パス）で進むと考える。過酸化水素は水への還元反応と酸素への酸化反応のどちらにも進行するが、水から酸素や過酸化水素に戻ることは生じにくい不可逆反応系として扱う必要がある。

一方、水素の酸化反応については、全体としての反応で考えると



のように取り扱う。水素の反応については、中間体を経由する反応が幾つか提案されているが、高温水中の計算に用いる場合には高温での物性値が得難いこともあって、極力単純化した反応系を用いている。

以上の溶存する酸素、過酸化水素のカソード電流及び水素のアノード電流を数式で表すには、次の電極反応速度式で与える。

$$i = zF(k_f C_s - k_b C_s^*) \quad \text{..... (C.1)}$$

ここに、 i ：電流密度

F ：ファラデー定数

z ：反応に関与する電荷数

C_s : 反応する化学種の表面濃度

C_s' : 逆反応の表面濃度

k_f : 正方向の反応の電気化学反応速度係数

k_b : 逆方向への反応の電気化学反応速度係数

電気化学反応の速度定数 k_f と k_b は、それぞれ次のように与えられる。

$$k_f = k_f^0 \exp(\alpha(\phi - E_0)zF/RT) \quad \text{..... (C.2)}$$

$$k_b = k_b^0 \exp(-(1-\alpha)(\phi - E_0)zF/RT) \quad \text{..... (C.3)}$$

ここに, ϕ : 腐食電位

E_0 : 標準電極電位

α : 透過係数

T : 絶対温度

R : ガス定数

多くの反応でこのような電位に対して指数的に反応速度が変化することが知られており、高温水中でのアノード及びカソードの各反応も上式に従うものとして扱う。

この電極反応式に表 C.1 で与えられるパラメータを入れることで各電流が計算できる。

表 C.1－酸素、過酸化水素及び水素の電気化学パラメータの例⁽⁹⁾

反応式	反応定数	Pt	SUS304
$O_2 + 2H^+ + 2e^- \rightleftharpoons H_2O_2$	k_{1f}^0 k_{1b}^0 α_1 E_1/V	1×10^{13} k_{1f} 0.53 0.48	5×10^{11} $1 \times 10^{-12} \times k_{1f}$ 0.3
$H_2O_2 + 2H^+ + 2e^- \rightarrow 2H_2O$	k_{2f}^0 k_{2b}^0 α_2 E_2/V	5×10^{16} 0 0.53 1.58	1×10^7 0 0.1
$O_2 + 4H^+ + 4e^- \rightleftharpoons 2H_2O$	k_{3f}^0 k_{3b}^0 α_3 E_3/V	5×10^{19} $1 \times 10^{-5} \times k_{1f}$ 0.20 1.03	0 2×10^{-2} 0.8
$H_2 \rightleftharpoons 2H^+ + 2e^-$	k_{0f}^0 k_{0b}^0 $\alpha_{/-}$ E_0/V	1×10^4 $4.0 \times k_{0f}$ 0.68 0	1×10^{-3} $4.0 \times k_{0f}$ 0.08

また、ステンレス鋼などの構造材料の酸化反応による溶出（酸化溶出）に伴うアノード電流は、電位と電流の関係で見ると、複雑な関係を示しており、式で記述することが難しい。そのため、金属の酸化溶解に伴う電流密度は評価する温度でアノード分極測定によって得られた電位－電流特性（アノード分極曲線）をそのまま使用して計算する。アノード分極曲線は試験片の表面状態や水質により異なる。アノード分極曲線の例として、図 C.6 がある。

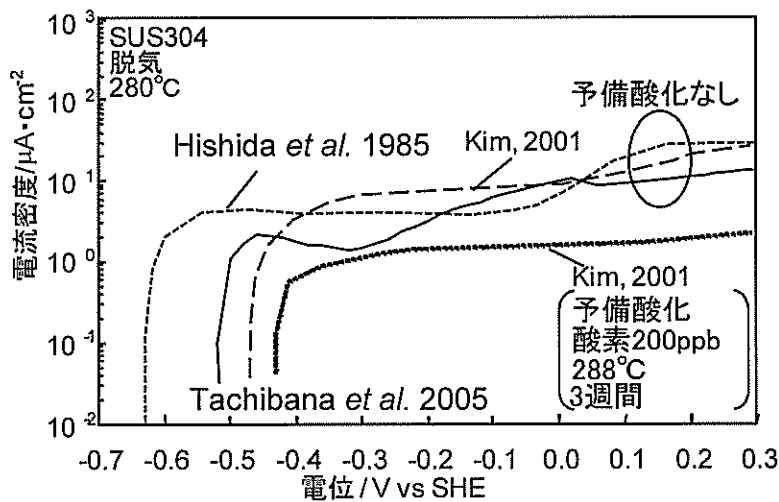


図 C.6—アノード分極曲線の測定例⁽¹⁰⁾

次に、化学種のバルクから材料表面への拡散速度を決めるには、材料表面での拡散境界層の厚さを計算することが必要となる。この拡散境界層厚さは、単純な系では水の線流速 v 、配管径 d 及び水の温度がわかれば決まる。拡散境界層厚さ δ は次のように与えられる。

$$\delta = 12.64 \times D^{0.36} \times v^{-0.7} \times \nu^{0.34} \times d^{0.3} \quad \text{..... (C.4)}$$

ここに、
 δ : 拡散境界層厚さ
 D : 拡散係数
 v : 水の線流速
 ν : 水の動粘性係数
 d : 配管径

水の温度は化学種の拡散係数 D 、水の動粘性係数 ν に影響を与える。例えば、直径 1cm の円管内に流速 100cm/s で 280°C の炉水が流れた場合、酸素の拡散境界層厚さは、拡散係数を $4 \times 10^{-4} \text{cm}^2/\text{s}$ 、動粘性係数を $0.0013 \text{cm}^2/\text{s}$ として、レイノルズ数 $\text{Re} = 77000$ で十分乱流が発達するので、乱流の拡散境界層厚さ $\delta = 3 \times 10^{-3} \text{cm}$ となる。

また、複雑な形をした流路(ダウンカマ部や燃料チャンネルなど)では、水力等価直径の概念を用いて円管の直径に換算する。配管径 d は円管の場合にはそのまま設計値を使用するが、ダウンカマのような同心円など複雑な形状をもつ場合は水力等価直径に換算する。水力等価直径 d_e は次の式(C.5)で与えられる。

$$d_e = 4S/L \quad \text{..... (C.5)}$$

ここに、
 d_e : 水力等価直径
 S : 流路面積
 L : 濡れ縁長さ

例えば圧力容器内径 d_r^i が 560cm、シュラウド外径 d_s^o が 500cm のとき、圧力容器とシュラウドの間のアニユラス部の水力等価直径は、

$$d_e = 4(\pi/4 \times d_r^{i2} - \pi/4 \times d_s^{o2}) / (\pi d_r^i + \pi d_s^o) = (d_r^i + d_s^o)(d_r^i - d_s^o) / (d_r^i + d_s^o) = d_r^i - d_s^o = 60$$

となる。つまりアニユラス部は圧力容器内径とシュラウド外径の差と等価な円管に置き換えて計算するこ

とができる。

これらの情報を用いて乱流円管内の拡散境界層の厚さを計算することによって、流れの影響を考慮した腐食電位の計算ができる。BWRの炉水は炉内で数～数十 m/s の速度で流れているため、炉内構造材料の ECP の挙動に影響を与えている。炉水が高流速で流れると、拡散境界層の厚さは減少し、バルクからの化学種の単位時間当たりの供給量が増えて電気化学反応が促進される。

拡散境界層厚さが決まると、ある濃度 C の下で最大限に反応によって流れる電流 I_L (拡散限界電流) が次のように与えられる。

$$I_L = zFDC/\delta \quad \text{..... (C.6)}$$

ここに、
 I_L : 拡散限界電流
 z : 反応に關与する電荷数
 F : ファラデー定数
 D : 拡散係数
 C : 化学種の濃度
 δ : 拡散境界層厚さ

以上の電極反応に關する式と拡散に關する式とを用いて電極表面でのマスバランスを考えると、表面での電極反応速度と、拡散による供給速度が等しくならなければならないから、次の式が成立する。これによって、化学種の表面濃度 (活量) C_s が得られる。

$$D/\delta (C - C_s) = k_f C_s - k_b C_s' \quad \text{..... (C.7)}$$

$$C_s = (k_b C_s' + D/\delta C) / (k_f + D/\delta) \quad \text{..... (C.8)}$$

ここに、
 D : 拡散係数
 δ : 拡散境界層厚さ
 C : 化学種の濃度
 C_s : 反応する化学種の表面濃度
 C_s' : 逆反応の表面濃度
 k_f : 正方向の反応の電気化学反応速度係数
 k_b : 逆方向への反応の電気化学反応速度係数

これを式 (C.1) に代入してアノード及びカソードの各反応の電流が求められるので、基本式から数値的に ECP を計算することができる。

このようにして ECP を計算すると図 C.7 のように、実験によって得られた ECP の値や電位が低下し始める濃度などの変化の傾向を実用的な精度で再現することができる。したがって、腐食電位計算モデルの入力を、図 B.1 のラジオリシスモデルで規定した解析経路上で求められた酸素、過酸化水素、及び水素濃度とし、各解析経路上の点での材料、流速、配管径、温度を考慮して入力データを設定することで、BWR 炉内各点での ECP を計算する。

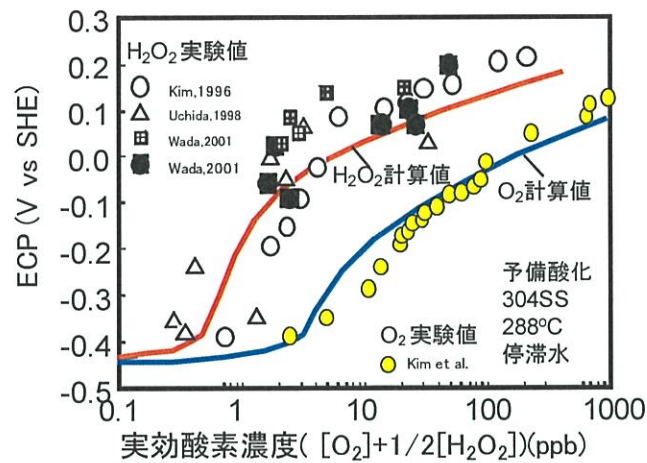


図 C.7—計算による ECP と実験データの比較⁽¹¹⁾

参考文献

- (1) R. L. Cowan, M. E. Indig and J. N. Kass, "Experience with Hydrogen Water Chemistry in Boiling Water Reactors", *Proc. Int. Conf. Water Chemistry Nuclear Reactor Systems*, Water Chemistry 4, British Nuclear Energy Society, 29 (1986)
- (2) P. L. Andresen, F. P. Ford, T. M. Angeliiu, H. D. Solomon and R. L. Cowan, "Prediction of Environmentally Assisted Cracking and its Relevance to Life Management in BWRs", *Proc. of 9th Int'l Sym. on Env. Degrad. of Mater. in Nuclear Power Systems—Water Reactors*, August 1st-5th, 1999, Newport Beach, California, 373, TMS (1997).
- (3) E. Kikuchi, M. Itow, J. Kuniya, H. Sakamoto, M. Yamamoto, A. Sudo, S. Suzuki, M. Kitamura, *Corrosion*, 53, 306(1997).
- (4) 伊藤幹郎、田中徳彦、国谷治郎、島貫静、生田目聡、山口献., 第 48 回材料と環境討論会, A303S (2001)
- (5) P. L. Andresen, T. M. Angeliiu, L. M. Young, W. R. Catlin, and R. M. Horn, "Mechanisms and Kinetics of SCC in Stainless Steels", *Proc. of 10th Int'l Conf. on Env. Degrad. of Mater. in Nuclear Power Systems – Water Reactors*, Aug 5- 9, 2001, Lake Tahoe, paper# 0140 (2001)
- (6) 長瀬博他, "BWR 環境中でのニッケル基合金溶接金属の SCC き裂進展速度線図の提案", 材料力学カンファレンス, 23, 機械学会 (2009)
- (7) Y. Wada, S. Uchida, M. Nakamura, K. Akamine, "Empirical Understanding of the Dependency on BWR Designs for HWC Effectiveness", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 36, 169 (1998).
- (8) Y. Wada, A. Watanabe, M. Tachibana, N. Uetake, S. Uchida, and K. Ishigure, *J. Nucl. Sci. Technol.*, 37, 10, 901 (2000)
- (9) Y. Wada, K. Ishida, and M. Tachibana, "Effectiveness Analysis of Noble Metal Treatment to Mitigation of Intergranular Stress Corrosion Cracking of Stainless Steel in BWR Reactor Water Environment", 11th Int'l. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, August 10-14, Stevenson, WA, USA, NACE, 488 (2003).
- (10) Y. Wada, S. Yamamoto, and H. Takiguchi, "Current Status and Issues in ECP Calculation: Moving toward Standardization", 6th Workshop on LWR Coolant Water Radiolysis and Electrochemistry, 27 Oct. 2006, Jeju,

Korea (2006). (CD-ROM)

- (11) Y. Wada, N. Shigenaka, N. Uetake, S. Uchida, "Numerical Simulation of SCC Environment in a BWR Primary Coolant System", Proc. 8th Int. Symp. Environ. Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, 574, Aug. 10-14, 1997, Amelia Island, FA, American Nuclear Society (1997).

附属書 D (参考)

ラジオリシス計算コードと腐食電位計算コードの統合解析

序文

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

D.1 統合計算

ラジオリシス計算コードと腐食電位計算コードを結合させて、BWR 一次冷却系の腐食環境を定量評価するためには、図 D.1 に示すように、まず原子炉の諸元を求め、それらを使用して、まずは、ラジオリシス計算コードで、放射線分解生成物濃度の分布を求め、次いで得られた放射線分解生成物濃度を使用して腐食電位計算コードで腐食電位分布を求める。

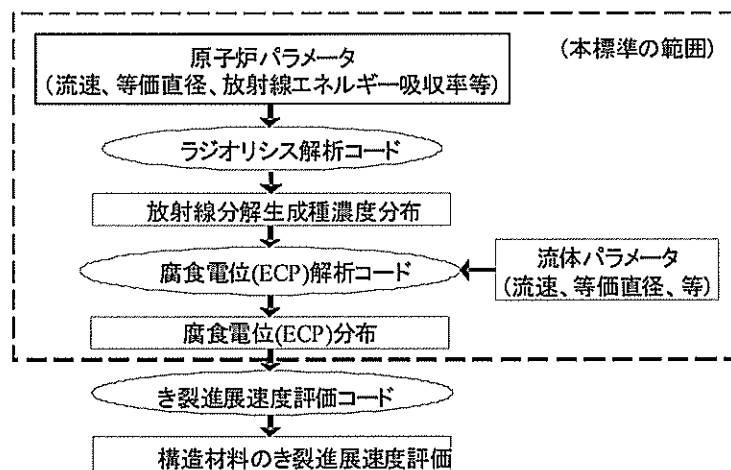


図 D.1—BWR 一次冷却系の腐食環境評価とその応用

D.2 統合計算の実行

上記で求めた腐食電位分布に基づき、SCC の発生又はき裂進展速度を評価する。表 D.1 に、SCC 発生・き裂進展速度評価の現状を示す。材質と腐食環境が定量化されただけでは、き裂進展速度の定量化には十分ではないが、構造材溶接部の残留応力の評価値からその部位のき裂先端部の応力拡大係数を求め、材料、環境そして応力の 3 因子それぞれを定量化して、SCC の発生又はき裂進展速度を評価することが可能となる。

表 D.1－SCC 発生・き裂進展速度評価の現状

き裂発生潜伏期間評価： 認定された手法未確立

き裂進展速度評価： 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格の線図（応力拡大係数，材料因子，ECP の関数として規定）

- ・本線図は，実験値の包絡線として規定したもので，一応普遍的なものとして評価されている
- ・応力拡大係数は残留応力から求めるが，残留応力の評価，応力拡大係数への展開にはまだまだ議論が残されている
- ・材料因子（EPR：電気化学的再活性化率）は，一応規定可能
- ・水化学因子のうち ECP については，プラントごと，部位ごと，水化学制御ごとに，定量化要（標準的な評価法の確立必須）

水素注入の効果を定量化し，腐食環境さらには SCC の発生又はき裂進展速度を評価する評価手法の現状を表 D.2 に示す。

表 D.2－HWC 効果評価の現状

各機関の評価法： 各機関が独自に開発し，所持する評価コード体系（反応定数セットを含む）を用いて評価

- ・プラント固有のデータはそれぞれ独自に評価し，適用
- ・プラントでの気液移行はヘンリー則に従う平衡とはならず，平衡定数からのずれが生じる。このように理想状態と差がある，複数のパラメータについては，ずれを調整する。
- ・プラント固有のデータ（流動データ，放射線分布/エネルギー吸収データ）は各機関ごとの使用コードの差異により異なる
- ・このため，同じ結果を得るプロセスに機関ごとの差異がみられる

附属書 E
(参考)
腐食環境の定量評価の基本手順の確立

序文

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

E.1 基本手順確立へのプロセス

この標準では、各機関の所有する独自の評価体系、計算コードを尊重し、各機関が独自に V&V を行な
って、計算コードの正確さと解析結果の妥当性を自己評価する手順を示しているが、基本手順あるいは標
準のスタイルには、表 E.1 に示すように様々なアプローチが考えられる。

表 E.1－標準のスタイル⁽¹⁾

標準スタイル	内容	精度,適用性の確認	登録	課題
1. 標準コード(単一)の作成	各機関の統一コード体系の作成と登録 ・これまでの知見を持ち寄り、 新たなコード体系の作成 ・備付入力データの固定化 ・プラント固有のデータはその都度開示	V&V法による	JAEAコードセンタ他	・時間がかかる ・現在のコード体系評価 の見直し ・プラント固有データの開示
2. 各機関のコード体系の 標準認定	各機関のコード体系の公開と登録 ・各機関独自のソフトそのものの公開 ・備付入力データの固定化 ・プラント固有のデータはその都度開示	V&V法による	JAEAコードセンタ他	・各機関のソフトの完全公開 ・プラント固有データの開示
3. 各機関のコード体系による 評価手法の標準認定	各機関のコード体系の公開と認定 ・各機関独自のソフトそのものは非公開 手法として認定要 ・評価手法は公開 ・プラント固有のデータはその都度開示	V&V法による	標準委員会	・手法の完全公開、 ・ソフト自体は非公開 (ソースリスト、データセット)

上記 3 つのアプローチの中で現状最も現実的なアプローチである“3. 各機関のコード体系による評価手
法の標準認定”を採用した。

E.2 計算コードの正確さの検証 (Verification)

E.2.1 基礎的な正確さの検証

計算コードとして完成した、ラジオリシス計算コード、腐食電位計算コード及び両者の結合コードにつ
いて、計算コードとしての正確さの検証のもっとも初歩的な点は、これらの計算コードにバグがなく、常
に正常に動くかという点である。

ラジオリシス計算コードは反応式が多く、計算対象の部位も多いため、正確さの検証は簡単ではないが、
基礎的な正確さの検証は、電荷保存則と質量保存則の確認である。計算の出発点である、G 値について、
質量保存則と電荷保存則を確認する必要性については B.1 a)に記載したが、計算された各放射線分解生成
物濃度についても、各元素の質量保存則と電荷保存則が成立することが本質的である。

質量保存則

$$\Delta C(H_2O) = \sum_i [C_i(H)]/2$$

$$\Delta C(H_2O) = \sum_i [C_i(O)]$$

電荷保存則

$$C(e_{aq}^-) + C(O_2^-) + C(HO_2^-) + C(OH^-) = C(H^+)$$

E.2.2 ベンチマーク計算によるラジオリシス計算コードの正確さの検証

ラジオリシス計算コードではこれまでもベンチマーク計算が行われている。表 E.2 に、ベンチマーク計算の計算条件を示す。

表 E.2ーベンチマーク計算の計算条件⁽¹⁾

1) 形状：無限一様媒体（水，線量率一様）					
2) 初期条件：無限添加の純水					
3) 計算のケース：下表の 6 ケース					
目的	G 値	反応速度定数	温度 (°C)	エネルギー吸収 (W/g-水)	
				ガンマ線	中性子
目的 1	共通	共通	25	0	1
				1	0
				1	1
				0	1
目的 2	独自	独自	285	1	0
				1	1

本ベンチマーク計算では、G 値及び反応定数を与えて計算したもの（目的 1 に対応する）と、これらの諸定数として各機関が独自に所有するものを用いたもの（目的 2 に対応する）に分けて行なわれた。表 E.3 にはベンチマーク計算のための G 値 (25 °C) を、表 E.4 には、ベンチマーク計算のための反応定数 (25 °C) を示す。

表 E.3ーベンチマーク計算のための G 値(25 °C)⁽¹⁾

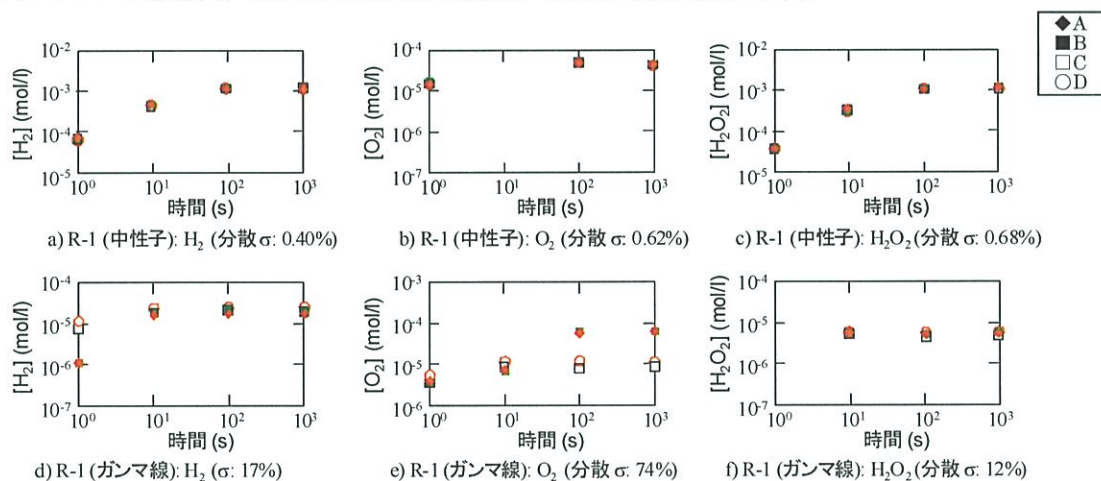
生成種	-H ₂ O	H	e _{aq} ⁻	H ⁺	H ₂	O ₂	H ₂ O ₂	HO ₂	O ₂ ⁻	HO ₂ ⁻	OH	OH-
ガンマ線	4.14	0.61	2.7	2.7	0.43	0	0.61	0.03	0	0	2.86	0
中性子	3.10	0.50	0.93	0.93	0.88	0	0.99	0.04	0	0	1.09	0

表 E.4ーベンチマーク計算のための反応速度定数(25 °C)⁽¹⁾

No.	反応	反応定数	No.	反応	反応定数
1	$e_{aq}^- + H_2O \Rightarrow H + OH^-$	1.6×10	17	$H_2O_2 + OH \Rightarrow HO_2 + H_2O$	2.7×10^7
2	$e_{aq}^- + H^+ \Rightarrow H$	2.4×10^{13}	18	$H + H_2O_2 \Rightarrow OH + H_2O$	9.0×10^7
3	$e_{aq}^- + OH \Rightarrow OH^-$	2.4×10^{13}	19	$H + O_2 \Rightarrow HO_2$	1.9×10^{13}
4	$e_{aq}^- + H_2O_2 \Rightarrow OH + OH^-$	1.3×10^{13}	20	$HO_2 \Rightarrow H^- + O_2^-$	8.0×10^5
5	$2H \Rightarrow H_2$	1.0×10^{13}	21	$O_2^- + HO_2 \Rightarrow HO_2^- + O_2$	1.5×10^7
6	$e_{aq}^- + HO_2 \Rightarrow HO_2^-$	2.0×10^{13}	22	$2HO_2 \Rightarrow O_2 + H_2O_2$	2.7×10^6
7	$e_{aq}^- + O_2 \Rightarrow O_2^-$	1.9×10^{13}	23	$2O_2^- + 2H_2O \Rightarrow O_2 + H_2O_2 + 2OH^-$	5.6×10^3
8	$2e_{aq}^- + 2H_2O \Rightarrow H_2 + 2OH^-$	1.64×10^6	24	$H + HO_2 \Rightarrow H_2O_2$	2.0×10^{13}
9	$2OH \Rightarrow H_2O_2$	5.0×10^9	25	$H + O_2^- \Rightarrow HO_2^-$	2.0×10^{13}
10	$HO_2 + OH \Rightarrow O_2 + H_2O$	1.2×10^{13}	26	$O_2^- + e_{aq}^- + H_2O \Rightarrow HO_2^- + OH^-$	1.8×10^8
11	$O_2^- + OH \Rightarrow O_2 + OH^-$	1.2×10^{13}	27	$H_2O_2 + OH^- \Rightarrow HO_2^- + H_2O$	5.0×10^8
12	$H + OH^- \Rightarrow e_{aq}^- + H_2O$	2.0×10^7	28	$H_2O \Rightarrow H^- + OH^-$	2.59×10^{-5}
13	$H + e_{aq}^- + H_2O \Rightarrow H_2 + OH^-$	4.5×10^8	29	$O_2^- + H^- \Rightarrow HO_2$	5.0×10^{13}
14	$H^- + OH^- \Rightarrow H_2O$	1.44×10^{11}	30	$HO_2^- + H_2O \Rightarrow H_2O_2 + OH^-$	1.02×10^4
15	$H + OH \Rightarrow H_2O$	2.0×10^{13}	31	$HO_2^- + e_{aq}^- + H_2O \Rightarrow OH + 2 OH^-$	6.3×10^7
16	$H_2 + OH \Rightarrow H + H_2O$	3.4×10^7			

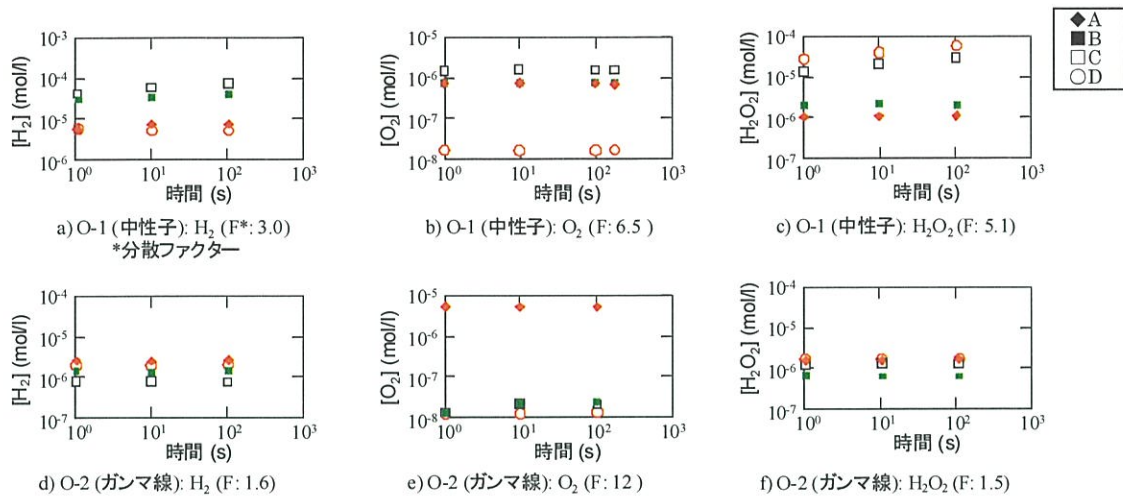
注記 単位は反応次数による。二次反応の場合、 $l \cdot mol^{-1} \cdot s^{-1}$

A-D の 4 つの機関が、それぞれ計算した結果を、図 E.1 と図 E.2 に示す。



A～D は計算実施機関

図 E.1ーベンチマーク計算の計算例（目的 1：共通 G 値，共通反応速度定数）⁽¹⁾



A～D は計算実施機関

図 E.2—ベンチマーク計算の計算例（目的 2：独自 G 値，独自反応速度定数）⁽¹⁾

共通の G 値，反応速度定数を用いて計算した場合の各機関の計算結果（図 E.1）の分散は，独自の G 値，反応速度定数を用いて計算した場合の各機関の計算結果（図 E.2）の分散に比べて十分に小さい。これだけの比較では，諸定数は一意のものを与えることが無難であるが，実際には，各機関とも原子炉内腐食環境評価のために，G 値や反応速度定数以外のパラメータを独自に決定しており，これらを総合して，結果の一致度を評価する必要がある。妥当な解析結果を得るため，気液間の移行係数などのパラメータについてチューニングが行なわれ，その結果 A-D の各機関が求める解析結果は比較的小さな分散で収まっている。

E.2.3 腐食電位計算コードの正確性の検証

腐食電位計算コードについては，適切なベンチマーク計算が行なえると考える。図 E.3 にアノード／カソード分極特性曲線を示す。

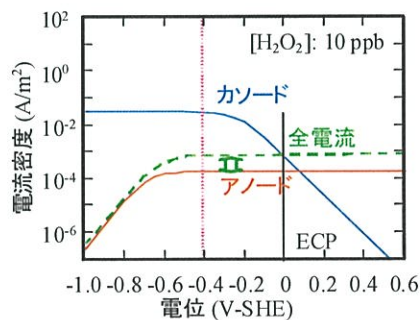


図 E.3—アノード／カソード分極特性曲線⁽¹⁾

また，過酸化水素濃度が電位を支配する分解生成物であることから，過酸化水素に浸漬した試験片の腐食電位の測定値をベンチマーク計算の対象として評価することが適切と考える。図 E.4 に腐食電位と H_2O_2 の相関を示す。

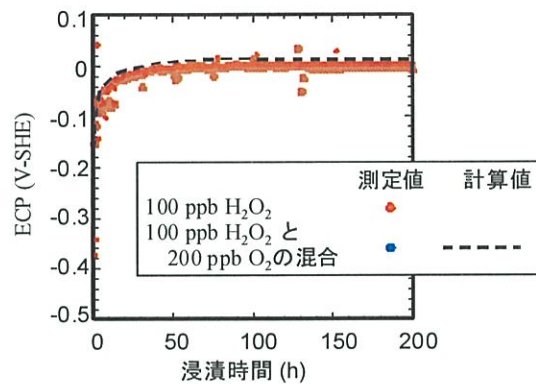


図 E.4—腐食電位と $[H_2O_2]$ の相関⁽¹⁾

E.3 実機データによる妥当性確認 (Validation)

E.3.1 ラジオリシス計算コードの妥当性確認

ラジオリシス計算コードの妥当性確認は、実機での酸素濃度測定値と計算値の比較で行う。原子炉冷却水中の溶存酸素濃度 ($[O_2]$) についての計算値と測定値の比較を図 E.5 に示す。溶存酸素濃度が 20ppb より高い領域では、計算値と実測値はファクタ 2 以内で概ね一致する。溶存酸素濃度が 20ppb 以下では、計算値が測定値より大きくなる。この原因は、長い金属製のサンプリングラインを使用した場合に酸素が消費されるためであり、この比較はその意義を失う。そのため、最終的な総合評価としては腐食電位での評価を用いるものとする。

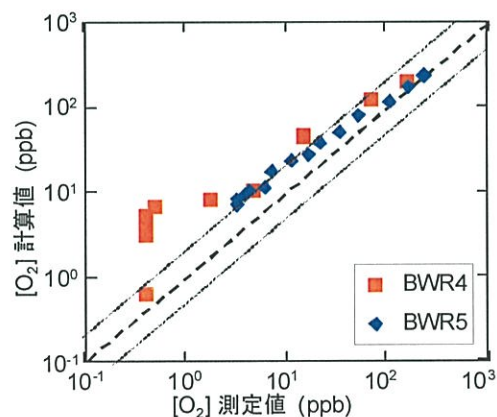


図 E.5—原子炉冷却水中の $[O_2]$ についての計算値と測定値の比較⁽¹⁾

E.3.2 腐食電位計算コードの妥当性確認

腐食電位測定結果との比較を図 E.6 に示す。この実験は単純な実験条件で行われたもので、酸素の影響、過酸化水素の影響を弁別して評価可能である。

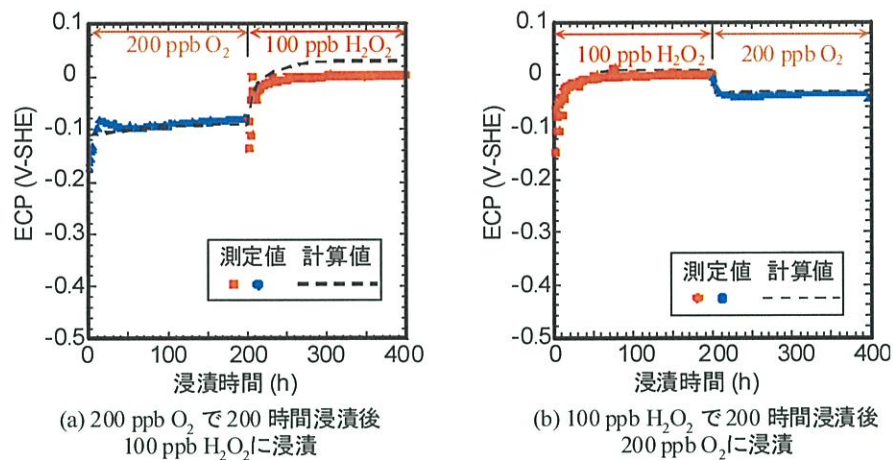


図 E.6—腐食電位測定結果との比較⁽¹⁾

E.3.3 ラジオリシスモデル（ラジオリシス計算コード）と腐食電位モデル（腐食電位計算コード）の結合 計算コードの妥当性確認

総合評価として、ラジオリシス計算コードで放射線分解生成物濃度を求め、次いで、放射線分解生成物濃度から腐食電位を求めた結果、原子炉冷却水中の腐食電位についての計算値と測定値の比較を図 E.7 に示す。計算値と測定値の差は概ね $\pm 50\text{mV}$ に納まることが確認できている。

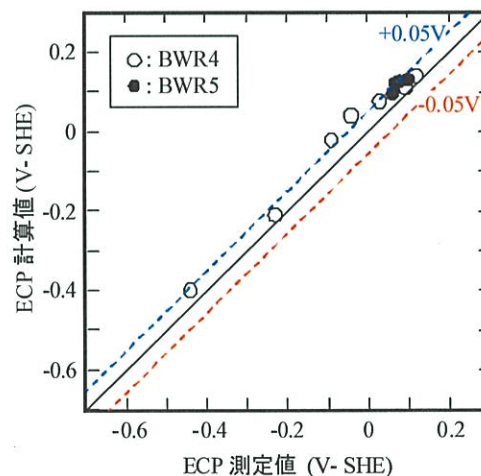


図 E.7—原子炉冷却水中の腐食電位についての計算値と測定値の比較⁽¹⁾

E.4 V&V 評価例

E.2 および E.3 に示したラジオリシス計算コード、腐食電位計算コード及びそれらを結合した腐食環境解析についての、V&V の結果をまとめる。表 E.5 に示すように、腐食環境評価における確認項目例では、最終的に腐食電位を $\pm 50\text{mV}$ で定量評価できることが明らかとなった。

表 E.5—腐食環境評価コードにおける確認項目例⁽¹⁾

評価	ラジオリシス解析コード	腐食電位解析コード	腐食環境評価統合コード
コードの 正確さの検証	・ 電荷, 質量バランス[±1%]*2 ・ ベンチマーク計算(目的 1) [図 E.1]* [±10%]*2 ・ ベンチマーク計算(目的 2) [図 E.2] [ファクタ 10]	・ アノード/カソード特性曲線 [図 E.3] [±10mV] ・ 腐食電位と [H2O2]の相関 [図 E.4] [±10mV]	
解析結果の 妥当性確認	・ 実機データとの比較 [図 E.5] [ファクタ 2]	・ 腐食電位測定結果との比較 [図 E.7] [±50mV]	・ 実機データとの比較 [図 E.7] [±50mV]

* 例

*2 評価段階で要求される精度

参考文献

- (1) S. Uchida, J. Takagi, Y. Wada, S. Yamamoto. “Verification and Validation Procedures of Calculation Codes for Determining Corrosive Conditions in BWR Primary Cooling System Based on Water Radiolysis and Mixed Potential Models”, *J. Nucl. Sci. Technol.*, to be submitted (2013).

AESJ-SC-S0XX:20XX

沸騰水型原子炉一次冷却系の腐食環境の
定量評価に関する基本手順：20XX
解 説

この解説は、本体及び附属書に記載した事柄並びにこれらに関連した事柄を説明するものであり、標準の一部ではない。

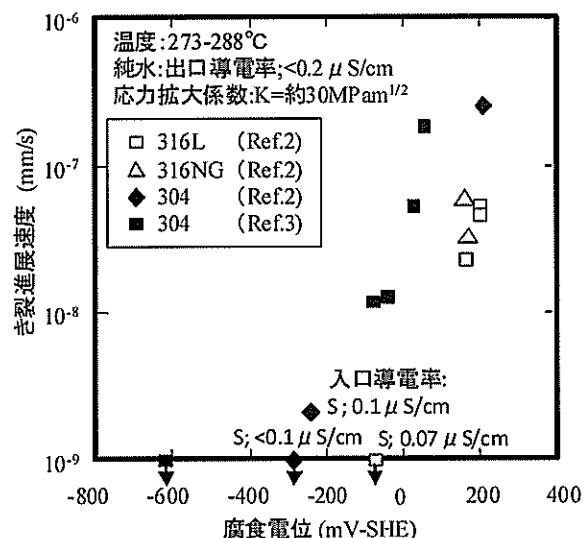
1 BWR 原子炉冷却系構造材の腐食損傷と水素注入による健全性の確保

1.1 BWR における SCC

初期 BWR の水質管理の目的は、塩化物イオン(Cl^-)による貫粒型の応力腐食割れ(TGSCC)を防止することであった。このため、塩化物イオン濃度と電気伝導率に対する規制値が定められていた。当時は、高温純水中での溶存酸素による粒界型の応力腐食割れ(IGSCC)は意識されておらず、十分な知見もなかった。また溶接やグラインダ加工などによる高残留応力の IGSCC への寄与も明確でなかった。しかし、1970 年代中頃より、高温水中の酸化環境と高残留応力による鋭敏化ステンレス鋼の IGSCC の発生が顕在化した。当時、IGSCC は小口径配管に発生する特異現象と見られていたが、その後の発生件数の増加によって、IGSCC が一般的な事象であることが確認され、その対策技術が開発されてきた⁽¹⁾。

BWR におけるステンレス鋼の IGSCC は、燃料被覆管に使用したステンレス鋼に最初に見られた。これは熱処理による鋭敏化、高残留応力、及び建設時や運転中などに炉水に持込まれた塩素を含有する不純物によって発生したものであった。炉内構造物や配管の IGSCC としては 1974 年に、小口径(4~10 インチ)の SUS304 鋼配管の溶接熱影響部で、かつ高引張残留応力がかかった部位で発見されたのが最初である。その後、再循環系などの大口径配管にも発生が見られ、発生原因の究明に加え、検査、補修、及び低炭素系ステンレス鋼への交換など、IGSCC の対策に多大な努力をはらってきた。配管や炉内構造物で見られた IGSCC の発生原因は、配管取り付け時の溶接熱による Cr 炭化物の生成によって粒界の Cr 濃度が減少し耐食性が低下すること(熱鋭敏化)と、溶接残留応力と酸化性環境の重畳効果であることが明らかにされた。

材料面では炭素含有率を 0.02%以下に下げることによって、熱鋭敏化を抑制する低炭素ステンレス鋼である原子力用 SUS316L 鋼や、応力・環境面での改善手法が開発され、順次適用されてきた。解説図 1 に、鋭敏化 SUS304 鋼と原子力用 SUS316L 鋼のき裂進展速度の比較を示す^{(2),(3)}。本図では、腐食電位に対するき裂進展速度を表示した。いずれの鋼種でも、腐食電位が低下するとき裂進展速度が低下する。また、原子力用 SUS316L 鋼のき裂進展速度は鋭敏化 SUS304 鋼に比べ約一桁低い。さらに、原子力用 SUS316L 鋼の場合、腐食電位が -100 mV vs. SHE 以下では、き裂の進展は測定下限以下であることが分かる。このように、耐 SCC 性を高めた改良材として原子力用 SUS316L 鋼は優れた特性をもつことが分かり、1980 年代前半から実機に適用されてきた。



解説図 1—SCC き裂進展速度と腐食電位の関係

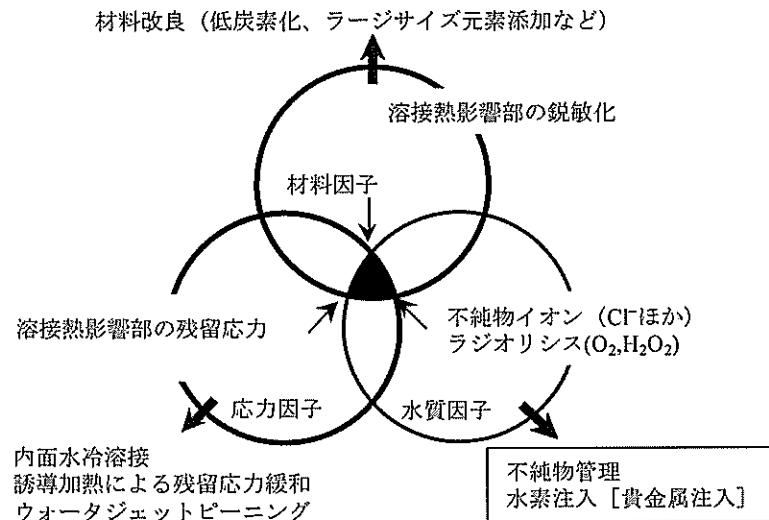
しかし、改良材である低炭素 SUS304L 鋼及び原子力用 SUS316L 鋼においても、1990 年代後半から一部で SCC 事例が見られるようになった。当初、これら、低炭素系ステンレス鋼での SCC は、特異事象と見なされていたが、2000 年代に入ると国内原子力プラントのシュラウドや再循環系配管に、低炭素ステンレス鋼における IGSCC によるひび割れが多数発生することになった。炭素含有量の低い鋭敏化し難いステンレス鋼でも、酸化性環境と残留応力以外に、材料表面への強加工（例えばグラインダ施工など）のような条件が重なると材料表面に硬化層が生じ、硬化層に発生した TGSCC を起点に IGSCC が進展し得るということが確認された⁽⁴⁾。

ステンレス鋼以外の IGSCC については、高ニッケル合金の SCC がある。高ニッケル合金 NCF182 及び同 600 は、炉内構造物に多く使われている。ニッケル基材料の溶接部の SCC は、1970 年代の後半から再循環配管のセーフエンドなどで発生がみられてきた。高ニッケル合金 NCF182 溶接肉盛部の SCC については、運転開始 6～16 年後のアクセスホールカバー、シュラウドなどで発見されている。また、長期使用中性子照射量の高くなった材料では照射誘起応力腐食割れ(IASCC)の発生が知られている。この IASCC 対策については、現在も研究が進められているところである。

近年、原子力プラントの高経年化が進行し、それに付随した不具合が増大してきていることから、高経年化対策が重要となっている。BWR での不具合要因の中では SCC に起因する割合が高く、高経年化対策の観点で、環境面からの対策が望まれている。

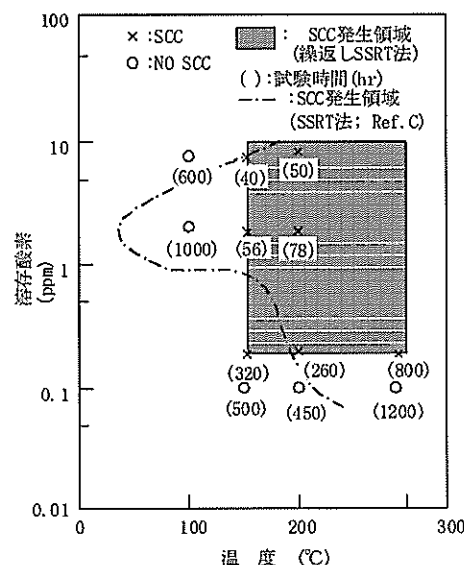
1.2 通常運転時の SCC 対策

前述のように、SCC の発生と進展は、解説図 2 に示すように、材料因子としての材料における熱鋭敏化などの SCC 感受性の発現と応力因子としての引張残留応力の存在、それに水質因子としての不純物イオンや放射線分解で生じた溶存酸素や溶存過酸化水素などの環境の影響が重畳して進行する。このため、SCC に対する対策としては、これら 3 要因のうちの一つ以上を改善することが必要となる。



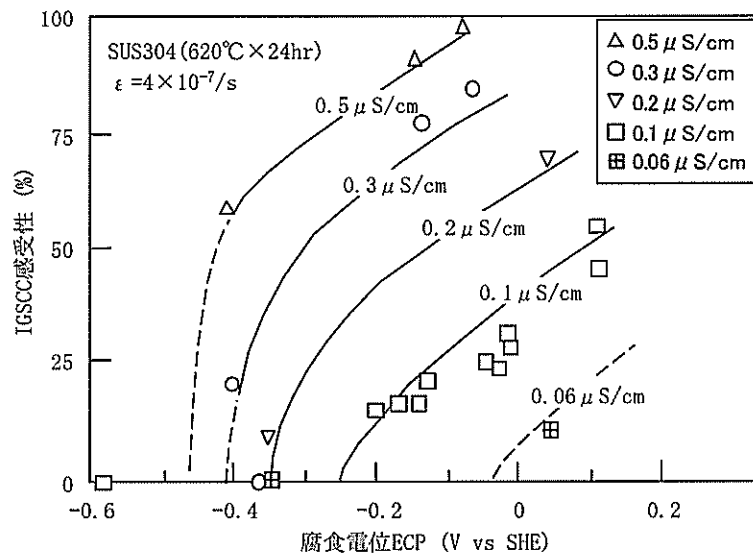
解説図 2—応力腐食割れの主要因と抑制策

a) **溶存酸素濃度** 通常運転時においては、酸化性成分は炉心部での水の放射線分解と蒸気への移行度合いのバランスで濃度が決定される。解説図 3 は、溶存酸素濃度及び温度が SCC に与える影響を評価した結果である⁽⁵⁾。一般に、溶存酸素濃度が高いと SCC 感受性が増大する。この酸化性成分を積極的に抑制する手法に関しては、水素注入法や貴金属注入法などが開発されており、これらに関しては 1.3 で詳述する。また、原子炉起動時に炉水に溶存する酸素を低減する方法については、起動時脱気運転方法や起動時水素注入がある。



解説図 3—鋭敏化 SUS304 鋼の IGSCC と溶存酸素濃度及び温度との関係

b) **電気伝導率** 電気伝導率と SCC の発生・進展との関係も評価されている。電気伝導率は、炉水に溶解している不純物イオンの総和を示す尺度となる。解説図 4 に、鋭敏化 SUS304 鋼の IGSCC 感受性に対する電気伝導率と腐食電位 (ECP) の関係を示す。ここで、電気伝導率は、硫酸ナトリウム (Na_2SO_4) によって調整されている。一般に、電気伝導率が高い場合、IGSCC 感受性が高い傾向となっている。



解説図 4—鋭敏化 SUS304 鋼の IGSCC 感受性に対する電気伝導率との関係⁽⁶⁾

c) **不純物イオン** 構造材料の SCC に影響を与える不純物イオンとしては、初期の BWR から認識されている塩化物イオンをはじめ、最近では硫酸イオンが重要視されている。SCC に影響を与える可能性のあるこれらの不純物を制御することが、SCC 抑制対策の主体となる。復水系への海水漏えい時の対策では、復水脱塩性能の向上が図られてきている。また、近年、影響が指摘されている硫酸イオンは、主として脱塩器のイオン交換樹脂からの微細な破片の流出、又はその成分である硫黄の溶解が原因となり発生することから、これを防ぐため樹脂性能の向上と運用方法の改善も図られてきた。

1) **塩化物イオン** 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されてきたものである。塩化物イオンは、鋭敏化ステンレス鋼の IGSCC, TGSCC の発生及び孔食や隙間腐食を生じさせる不純物として知られている。

2) **硫酸イオン** 硫酸イオンは初期の水質基準では含まれていなかったものである。硫酸イオンの発生源は、再生薬品として使用する硫酸や、硫酸基を持つ樹脂のリークなどによるもので、BWR の運転時に炉水中の主な不純物となる。近年では、イオン交換樹脂自体の原子炉への流入による分解生成物の発生としてではなく、樹脂の劣化によって溶出する樹脂基材の硫黄分の溶出によるものが主要な発生源となっている。

3) **ナトリウムイオン** ナトリウムイオンは、明らかに SCC を加速するものではないため、水化学の管理項目には入れられていない。ただし、存在量が多くなり別途定める電気伝導率の管理値を超える場合は、この電気伝導率からナトリウムイオンの上限濃度が制限される。

4) **硝酸イオン** 硝酸イオンも運転時の炉水中の主な不純物である。き裂進展の加速効果は見られていない。

5) **クロム酸イオン** クロム酸イオンは、現状の BWR 炉水電気伝導率の大半に寄与する。特に、水素注入プラントで水素注入を停止した際にクロム濃度の急激な上昇（クロムスパイク）によって電気伝導率の上昇が生じるため、水化学管理上でも注目されている。通常運転時のクロム酸濃度（25 ppb 以下）を考慮すると、特に運転上の課題となるものではないことから、管理対象とはされていない。

6) **シリカ** シリカは BWR 炉水中で最も濃度の高い不純物である。シリカの影響についての実験結果によれば、他の化学種に比べて IGSCC への影響は小さいとされている。

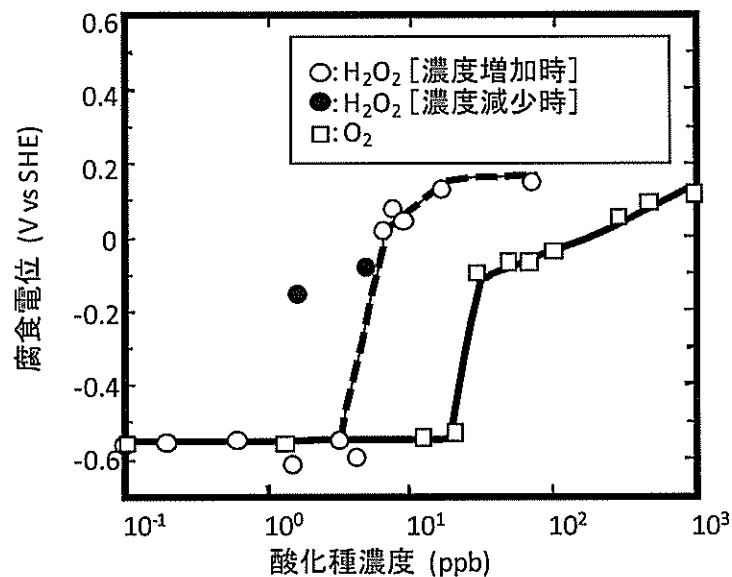
7) **その他の不純物** 炉水の電気伝導率に影響するイオンとしては、硫酸イオン、塩化物イオン以外にも各種のイオンが存在する。不純物の影響については、材料、熱処理、応力、試験方法などによって結果が異

なっており複雑である。影響が明確になってきている不純物については、上記のように管理値の要否が検討されている。

不純物については、全有機炭素(TOC)などその組成を含めて明確でないものもあり、今後とも検討が必要なものが残されている。

1.3 水素注入による SCC の抑制

BWR炉水環境については、BWR運転当初のサンプリグラインにおける分析結果から、約200 ppbの溶存酸素と水の放射線分解で生成する水素が化学量論的に平衡状態で存在していると考えられていた。しかし、1980年代における各種の分析データや放射線分解モデルによる原子炉内水化学の解析結果から、炉内では数百ppb レベルの過酸化水素(H_2O_2)が存在していることが明らかになってきた。過酸化水素は酸素よりも酸化力が強く、ECPへの影響も大きいことが実験的にも確認されてきた(解説図5参照)⁽⁷⁾。



解説図5-酸化種濃度と腐食電位の相関⁽⁶⁾

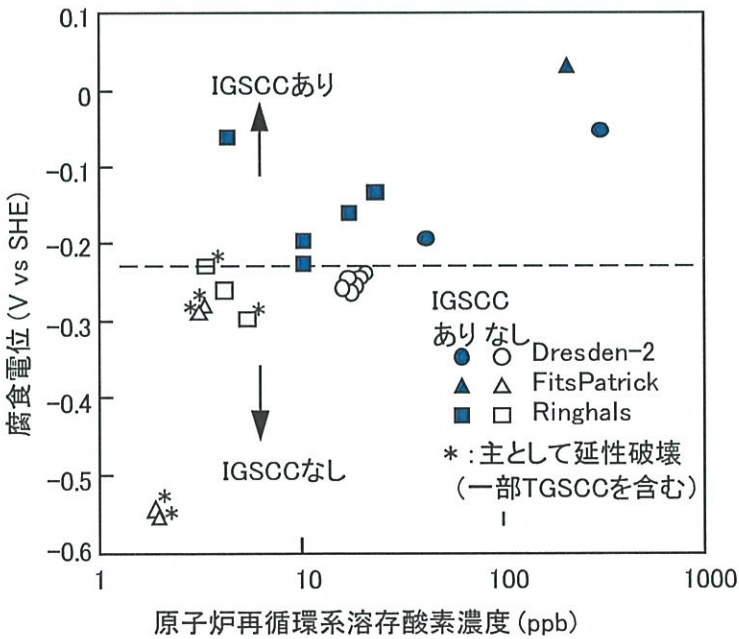
BWR炉水では、このような過酸化水素を含む強い酸化環境がIGSCC発生の主要因であると考えられ、その環境を緩和することが検討されてきた。1970年代後半から1980年代にかけスウェーデン及び米国にて水素注入によって炉水の酸化環境を改善することによってSCCを防止する技術が開発された^{(8),(9)}。国内でも、1990年代に水素注入がIGSCC対策として有効であることが確認され、解説表1に示すように1996年より、水素の連続注入が開始されている。

解説表1ー我が国のBWRプラントにおける水素注入実績

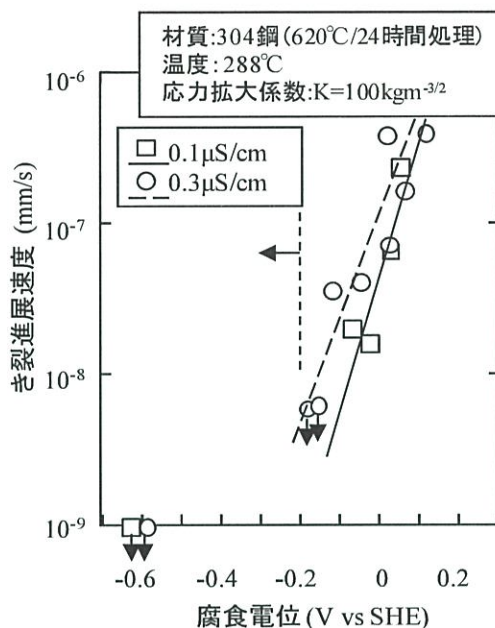
プラント	炉型	出力 (MWe)	商業運転 開始年度	水素注入試験および連続注入										
				'92	'93	'94	'95	'96	'97	'98	'99	'00	'01	'02
福島1-1	BWR-3	460	'71											
福島1-2	BWR-4	784	'74											
福島1-3	BWR-4	784	'76	▼										
福島1-4	BWR-4	784	'78											
福島1-5	BWR-4	784	'78											
福島1-6	BWR-5	1,100	'79											
福島2-3	BWR-5	1,100	'85											
柏崎刈羽-1	BWR-5	1,100	'85											
敦賀-1	BWR-2	357	'70											
東海-2	BWR-5	1,100	'78											
浜岡-1	BWR-4	784	'76											
浜岡-2	BWR-4	784	'78											
島根-1	BWR-4	460	'74											

▼ :短期水素注入試験 — :連続水素注入 ★ :NMCA

酸素，過酸化水素など各種酸化剤共存下のSCC評価指標としては，ECPが最も適当であるとして選ばれている。解説図6にインプラントオートクレープテストによる鋭敏化SUS304鋼のIGSCC発生感受性とECPの関係を示す⁽⁹⁾。ECPが－230 mV vs. SHE以下ではSCCの発生は見られない。また，き裂進展についても解説図7に示すように，ECPの低下とともに進展速度が低下し，また電気伝導率が低いほど進展が遅いことがわかる⁽¹⁰⁾。

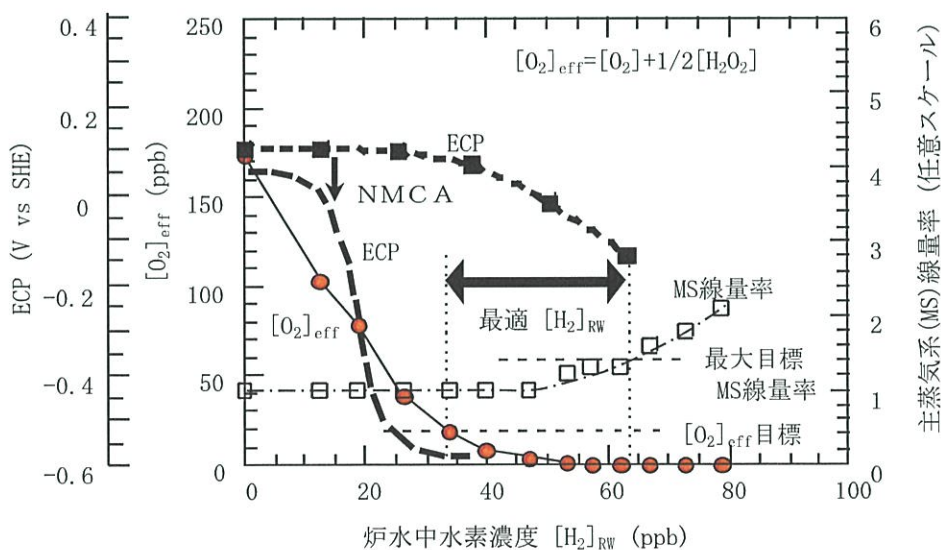


解説図 6ー応力腐食割れと溶存酸素及び腐食電位との関係



解説図 7—鋭敏化 SUS304 鋼のき裂進展速度の腐食電位依存性

水素注入については、水素注入量の増加に伴い解説図8に示すように炉水の酸化剤濃度及びECPは低下する。一方、放射性窒素 (^{16}N) の蒸気への移行を促進するため、主蒸気管線量率が増加することが知られている。このため国内炉では、主蒸気管線量率が許容できる範囲に水素注入量が制限されており、ECPが十分に低下する高濃度での水素注入はほとんどのプラントで行われていない⁽⁷⁾。



解説図 8—水素注入効果と最適水素注入量

2 腐食環境評価の目的と手法

2.1 BWR 一次冷却系の腐食環境と水化学制御

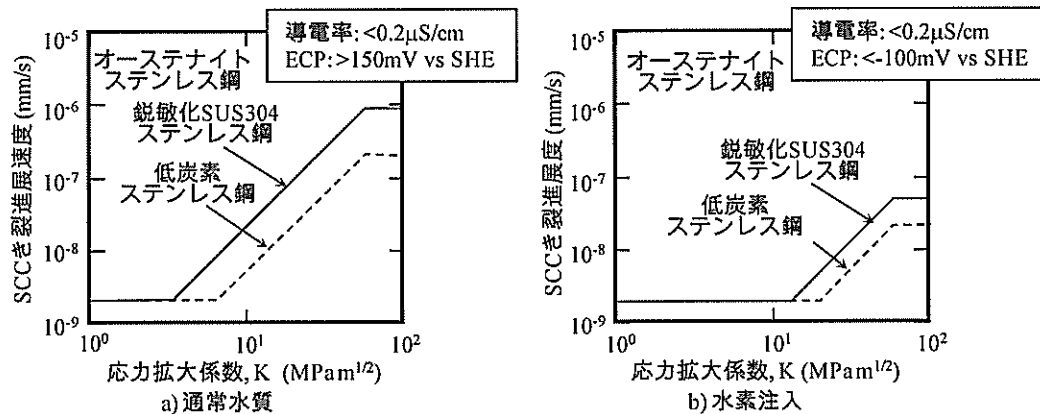
原子炉で発生させた蒸気で直接タービンを駆動するBWRでは、主に炉心で生成した放射線分解生成物の大部分が、酸素及び水素ガスとして主蒸気に移行する。この結果、炉水中には、数百ppb前後の酸化種が残存する。ステンレス鋼や高ニッケル合金のSCC環境はこの酸化種によって支配されている。

- a) 従来の試料採取系を用いた分析では、酸化種として酸素だけしか検出されなかったため、主要SCC環境因子は酸素と考えられていた。しかし、実際には、高温で分解しやすい過酸化水素の影響が大きいことがわかってきた。放射線分解生成物の蒸気への移行、これら相互の反応による生成消滅、材料表面への拡散・表面分解などによって、炉内では酸化種が濃度分布を持っている。すなわち、SCC環境は原子炉一次冷却系内で一様ではないことが明らかとなっている。
- b) 一方、酸化種のSCCへの影響度合いを示す指標として、現在広く用いられているのが、腐食電位（Electrochemical Corrosion Potential : ECP）である。ECPは酸化種によって金属から奪われる電子の流れと電位の関係（カソード分極曲線）と、金属から腐食によって放出される金属イオンの流れと電位の関係（アノード分極曲線）の交点として定義される。まさに、腐食が生じている時点で金属が示す電位であり、SCCの発生や進展と密接に関係している。ECPの測定に関しては、高温での“その場測定”が可能なECPセンサも開発・実用化されている。一方、実機ではECPセンサを設置できる場所は限られている。このため、直接計測が困難な部位については、本標準で記載した解析モデルを使用した評価が必要である。
- c) 国内 BWRでは1990 年代半ば以降、高経年プラントを中心に、SCCへの環境緩和策として水素注入を行っている。水素注入は、運転中に給水系から原子炉内に注入した水素を酸素や過酸化水素と反応させて水に戻すことで、SCC環境を緩和する技術である。その効果は炉内の部位によって異なる。特に、原子炉上部では、水素が蒸気中に移行してしまうため、水素注入の効果が期待できない。また、水素を一定（給水水素濃度0.4ppm）以上注入すると、先述のように、水分子中にある ^{16}O が中性子と反応して生じる ^{16}N の主蒸気系への移行量が増加し、主蒸気配管の線量率が上昇してしまう。このため、水素注入のSCC環境緩和効果は各発電所での敷地境界及び管理区域境界線量率の許容値によって制約を受けることになる。
- d) 従来は、通常運転時だけを対象として水素注入を行ってきたが、原子炉起動時には、放射線分解生成物の主蒸気への移行が少なく、温度も低いため、冷却材中の酸化種濃度が通常運転中より高くなる。また、プラント停止中の開放点検・補修などによって持ち込まれる不純物イオンも通常運転時より高いレベルになりやすい。更に、熱応力などによって構造材料に動的なひずみが加わるなど、SCC発生抑制の観点から環境改善の余地がある。
- e) 上記c), d)の諸問題を改善するため、近年、主蒸気系線量率が上昇しない範囲の水素注入量でSCC環境緩和効果を高める貴金属注入（NMCA）、起動時の腐食環境緩和を目的とした起動時水素注入、さらに水素を必要としない新たなSCC緩和を目指す TiO_2 注入などの技術開発が進められ、実機適用が進められている。

2.2 水素注入による SCC 環境の緩和

上述のように、SCC環境緩和はプラントの安全性確保・公益性向上に大きく貢献できるポテンシャルを有している。しかし、現状は、その有効性が広く認知されるに至っておらず、また、プラント維持管理（点検・補修・取替）とのつながりも不十分である。一般社団法人日本機械学会の“発電用原子力設備規格 維持

規格”には、既に、解説図9に示す環境緩和の効果を取り入れたSCCき裂進展速度線図が示されている⁽¹¹⁾。しかし、実プラントでは、これに基づく維持管理の合理化には至っておらず、その早期実現を図ることが必要である。特に、予防保全としてのSCC環境緩和の効果を検討した設備の点検・補修・取替の方法を、関連分野との協力の下、ガイドラインとして整備する必要がある。また今後、新検査制度における保全活動、又は評価指標としてのSCC環境緩和策の活用について、検討を深めて行く必要がある。このためには、次に示すSCC環境緩和技術の開発や高度化、並びに、検証と標準化が必要と考えられる。



解説図9—日本機械学会維持規格におけるき裂進展速度評価

a) SCC 環境緩和技術の開発・検証・標準化 BWRでは、SCC抑制効果が高く、抑制範囲の広いSCC環境緩和技術の開発及び開発した技術の標準化を進める。また、現在適用されているSCC環境緩和技術及び今後開発されるSCC環境緩和技術の有効性や副作用について、各種試験や実機における関連データの採取・蓄積とその解析評価を行い、予防保全対策としての適用性・有効性を検証し、プラント維持管理への反映を念頭に適用方法を標準化することが必要である。

b) 炉内 SCC 環境計測手法・評価手法の高度化・検証・標準化 BWR炉内ではSCC 環境は均一ではないため、着目する部位のSCC環境を直接計測する技術を耐久性・精度の観点から高度化する。また、実機ではSCC環境を計測できる場所は限られているので、これを補うSCC環境を評価する技術を高度化する。さらに、SCC環境緩和効果をプラントの維持管理に取り入れるため、照射試験炉や実機においてこれら技術を検証し、標準化を行う。

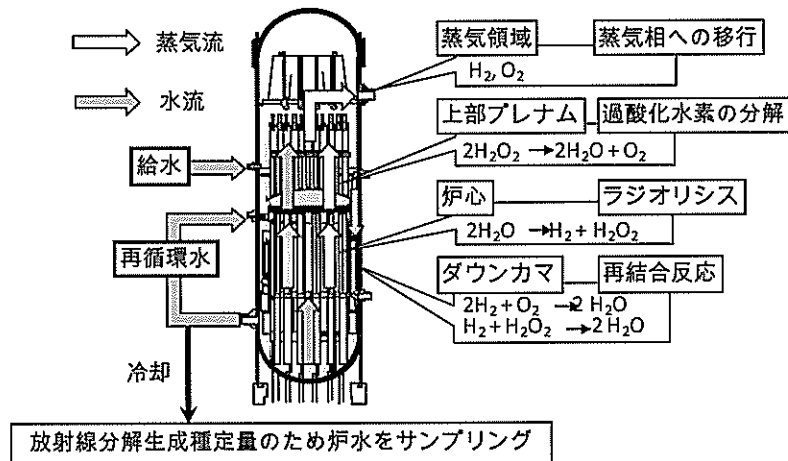
2.3 BWR 一次冷却系の腐食環境の評価法

BWRにおける水素注入（HWC）は、原子炉炉心隔壁（シュラウド）と圧力容器の間の下降流領域（ダウンカマ部という）での比較的弱い放射線照射下での O_2 又は H_2O_2 と H_2 との反応によって、酸化種濃度の低減を図るものである。ダウンカマ部の放射線線量率によって、水素注入の効果が異なるため、実際の水素注入に際しては、まず H_2 濃度をパラメータとして、炉水中の酸化種濃度又は腐食電位を測定して、プラント毎に必要な水素濃度を決めてから連続的な注入を行う^{(9),(12)}。水素注入量が増加すると $^{16}\text{O}(\text{n},\text{p})^{16}\text{N}$ 反応で生成する放射性の ^{16}N （半減期：7.13秒、平均6.5MeVの γ 線放出）が化学形態を揮発性のアンモニア型に変え、蒸気相へ移行しやすくなる。このため主蒸気系、タービン系の運転中の線量率が上昇する。ECPを十分に低減し、同時にタービン系線量率の上昇を管理上限内に入るよう水素注入量を決定する。

a) 腐食電位 米国炉を中心に、原子炉一次冷却水中で、低歪率引張試験（SSRT）によって測定されたSCC実験の結果、SCCの発生は溶存 O_2 濃度ではなく腐食電位で決まり、解説図6に示すように、腐食電位が -0.23 V-SHE 以下になると、SCCは発生しないことが示されている。

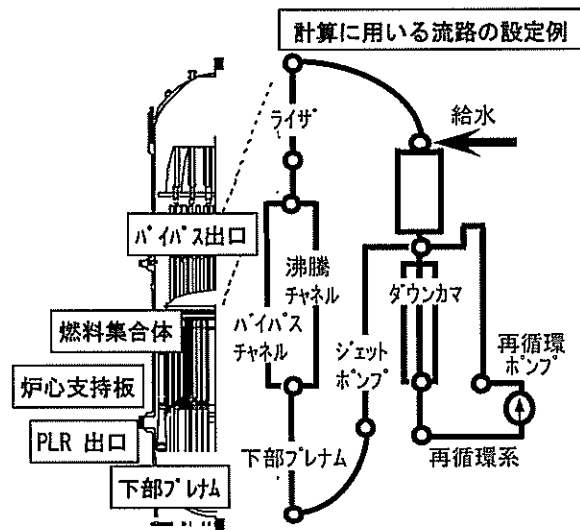
b) ラジオリシスモデル 解説図10に原子炉内での放射線分解（ラジオリシス）モデルの概要を示す⁽¹³⁾。炉内では放射線、温度並びに流速に分布があるため、炉内の部位によって特徴的な現象がある。炉心で発生した蒸気が存在する蒸気領域では炉水相から蒸気相へのガス成分の移行が生じる。上部プレナムでは過酸化水素の分解が生じ、炉心では燃料から強い放射線によって炉水が分解される。またダウンカマでは弱い放射線によって、放射線分解生成物同士の再結合反応が生じる。このような現象を数値モデル化したものがラジオリシスモデルと呼ばれる腐食環境の評価法である。

放射線分解で生成した炉水中の酸化種（酸素や過酸化水素）濃度は、サンプリングラインが設置された部位でしか測定することができない。そのため、ラジオリシスモデルと測定の組み合わせによって、サンプリングラインの設置できない炉内の任意の部位での濃度を計算によって求めている。解析によって得られた水質を用いることによって、同様に任意の部位の腐食電位を計算することができるので、ラジオリシスモデルが腐食環境評価においての核心的技術となる。



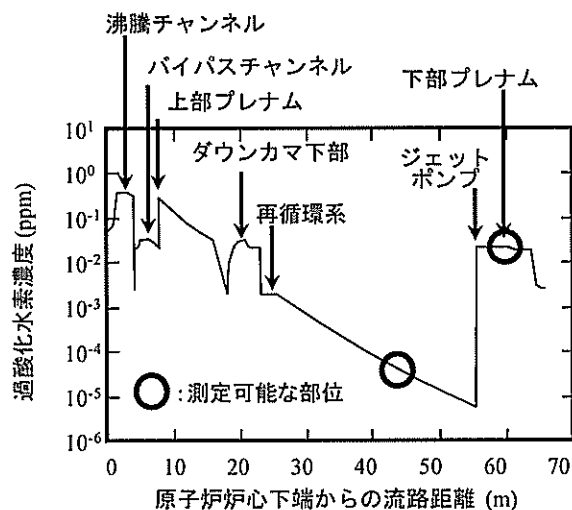
解説図10ーラジオリシスモデルで考慮する部位により特徴的な現象

炉内の腐食環境のうち、放射線分解生成物濃度を解析するための流路の設定例を解説図11に示す。一次冷却水は再循環系からジェットポンプを経て、原子炉下部プレナムに入る。下部プレナムから燃料集合体内（沸騰チャンネル）を流れ、燃料からの熱で、一部が蒸気になり、上部プレナムに至る。下部プレナムからの流れの一部は燃料集合体の外側（バイパスチャンネル）を流れる。上部プレナムでは、沸騰チャンネルからの水・蒸気二相流とバイパスチャンネルからの水単相流が混合され、その上部の気水分離器で蒸気と水に分けられ、蒸気はさらに蒸気乾燥器を経て、可能な限りの水分を落としたうえで主蒸気として、タービン系に送られる。一方気水分離器で分離された水はダウンカマを下降し、一部が炉外に出て、再循環ポンプでジェットポンプの駆動水として利用され、駆動水とジェットポンプで吸い込まれた水が再び、下部プレナムに戻る。なお、ABWRでは、ジェットポンプは採用されず、インターナルポンプでダウンカマの冷却水は、炉外に出ることなく、すべて直接下部プレナムに送られる。このような一次冷却水の流れを解説図11に示す流路にモデル化し、各部位での流量、流速、温度、二相流にあつては蒸気クオリティ、分岐、合流部にあつては、分岐流量比、混合流量比、さらには各部位での放射線分解に係わるガンマ線、中性子線のエネルギー吸収率を入力として、放射線分解の解析を行う。また、放射線分解解析によって求めた、腐食性放射線分解生成物の濃度を用いて、腐食電位モデルを用いて、各部位での腐食電位が計算される。



解説図11—BWR一次冷却系冷却系のラジオリス計算用の流路設定例

代表的な計算結果を解説図12に示す。腐食性分解生成物としての過酸化水素の濃度は、流れに沿って、各部位での流速、温度、放射線線量率によって変わる。これらの数値は、BWRの炉型や運転条件によって異なる。サンプリング系から炉水を採取して過酸化水素濃度を測定できる場所は限られている。また腐食電位は高温で直接測定が可能であるが、ECPセンサを設置できる場所が限られている。そのため、実際にプラントで腐食電位の測定が行われている場合においても、測定される箇所は限定された部位となるので、一次冷却系全体については測定値のみで腐食環境を定量化することはできず、解析を併用することになる。



解説図12—流路に沿っての過酸化水素濃度計算例

3 短期水素注入調査

解析対象プラントにおける水素注入効果を確認するために、実機短期水素注入調査を行い、注入する水素量を変えて、一次冷却水中の O_2 、 H_2 、 H_2O_2 などの主要分解生成物濃度を把握するとともに、主要部位での腐食電位を測定する。短期水素注入調査では、水素注入量を段階的に高濃度まで増加させ（ランピング

測定)で、又は段階的に低濃度に減少させて、各水素注入量での分解生成物濃度及び腐食電位を測定する。水素注入量を変化させた場合、腐食電位は数十時間に及ぶ時間遅れを経て、一定値に収束することがあるため、短期水素注入調査では、必ず腐食電位の測定値が一定値に落ち着いていることを確認することが肝要である。

3.1 短期水素注入調査の必要性

ラジオリシス計算コードは、40 以上もの化学反応、しかも非常に硬い (stiff) 反応式を数学的に解いて、分解生成物濃度を求めるものである。ところが、反応速度定数の一部は高温での測定値に基づいているが、一部は低温での測定値の外挿値である。そのため、ラジオリシス解析の妥当性を裏付けるデータとして、実験炉に設けられたインパイルループでの実験データが望ましいが、世界的にもこの種のデータは十分ではない。さらに、原子炉での測定の場合、分解生成物の熱的な安定性の問題もあり、すべての分解生成物の濃度を正確に把握することは難しい。

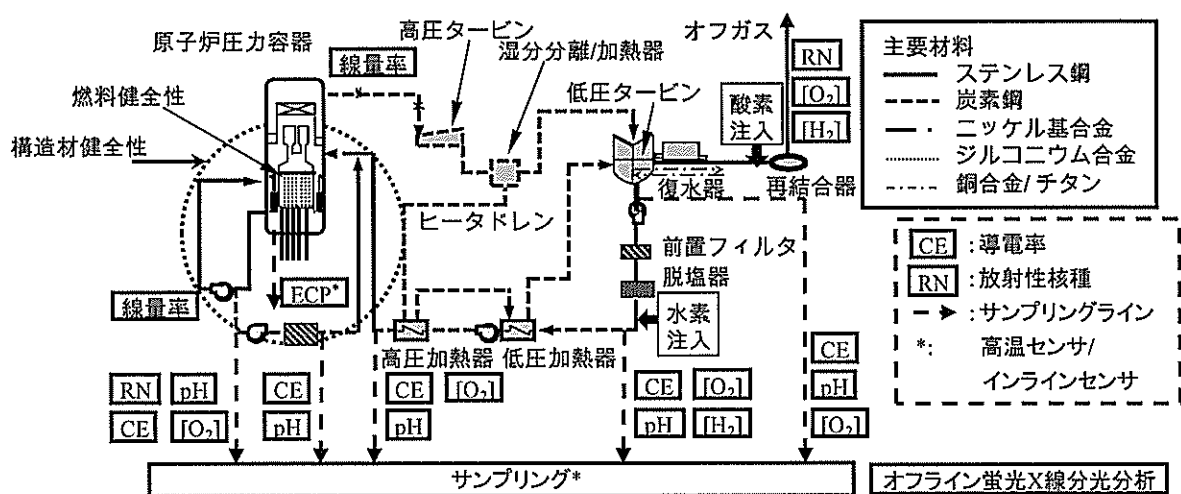
そこで、酸素、水素といった安定な生成物濃度の原子炉での測定値と計算値の比較で解析精度の確認をせざるを得ない。また、高温で測定できる腐食電位は、腐食環境の直接指標として評価の対象とされているが、実際に一次冷却系で腐食電位を決めているのは、高温では熱分解や金属との接触分解が速いために直接サンプリングによって測定することが難しい過酸化水素である。

このため、解析精度は十分とはいえ、その絶対値に関しては、一定の不確定性を考慮するのがよい。したがって、解析に当たっては、実測値での補正、確認が不可欠と考える。測定される個所は評価対象個所に比べてごく一部であり、測定だけで一次冷却系で腐食電位の全体像を把握することはできないが、その絶対値に関しては、測定値での校正、確認が必要である。

以上から、水素注入を実施するプラントについては、短期水素注入調査で水素濃度をパラメータとして腐食電位の応答を取得することが、解析の不確定性を減らすために重要となる。

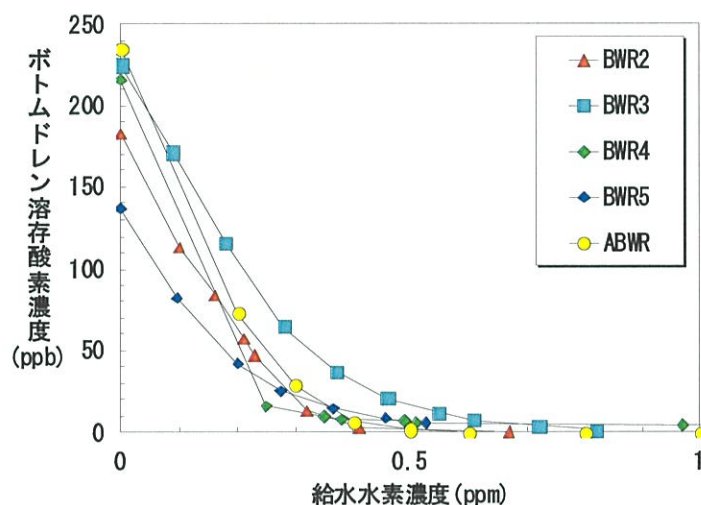
3.2 短期水素注入調査結果

BWR プラントにおける水素注入箇所と主要計測箇所を解説図 13 に例示する。水素は復水ポンプの吸込側から注入する。水素注入の結果、オフガス再結合物での水素と酸素の再結合時に水素過多とならないように、酸素を過剰に混合する。腐食電位は原子炉ボトムドレン、原子炉下部プレナム、又は原子炉浄化系など原子炉に近い箇所で測定する。一次冷却水は適宜サンプリング系から採取され、分解生成物 (O_2 , H_2O_2 , H_2) の濃度を測定する。



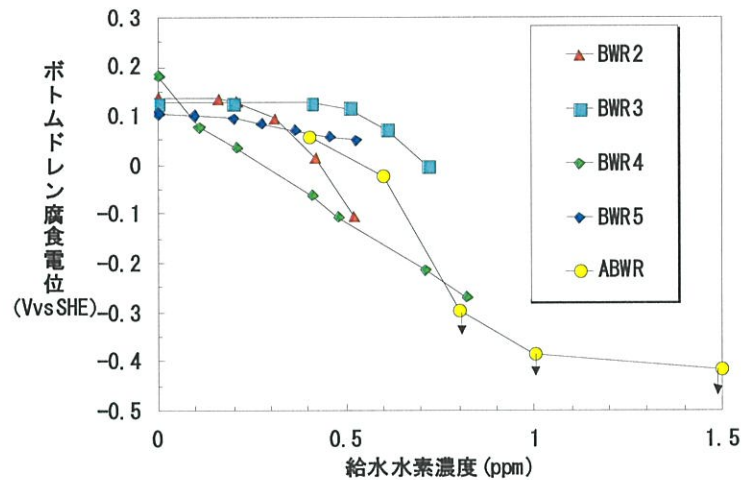
解説図 13-BWR プラントにおける水素注入箇所と主要計測箇所

水素注入量を変化させると、溶存酸素濃度は水素濃度に応じて変化する。過酸化水素濃度の測定は、サンプリング配管内での過酸化水素の熱及び表面分解のため難しく、過酸化水素が分解して生成した酸素と本来の酸素の和として酸素濃度が測定される。このため、測定される酸素濃度は、実効酸素濃度すなわち酸素濃度と過酸化水素濃度の 1/2 の和として扱われる。水素注入量と溶存酸素濃度の相関（実機での測定例）を解説図 14 に示す。炉型又はプラントごとに、注入水素濃度と実効酸素濃度の相関が異なるのは、炉の出力密度、ダウンカマの線量率などの差異に起因するものであり、その差異は本質的なものである。このため、分解生成物濃度は、プラントごとに丁寧に評価することが本質的である。



解説図 14—水素注入量と溶存酸素濃度の相関（実機での測定例）

腐食電位については、冷却水中の酸素、過酸化水素の濃度だけでなく、材料の表面状態によっても変わる。そのため、水素濃度を変えて、分解生成物の濃度がその水素濃度に応じて変わっても、表面の状態、特に酸化皮膜の性状が、一定値に落ち着くまでに時間がかかるため、数時間から数十時間の安定化時間が必要である。水素濃度を変化させ、腐食電位が一定値に落ち着くのを確認後、腐食電位を記録し、水素濃度を次のステップに変化させることが肝要である。水素注入量と腐食電位の相関（実機での測定例）を解説図 15 に示す。炉型又はプラントごとに、注入水素濃度と腐食電位の相関が異なるのは、炉の出力密度、ダウンカマの線量率などの差異に起因して酸化性化学種濃度の低減効果が異なるためであり、その差異は本質的なものである。このため、腐食電位も、プラントごとに丁寧に評価することが本質的である。



解説図 15—水素注入量と腐食電位の相関（実機での測定例）

参考文献

- (1) 日本原子力学会編，原子炉水化学ハンドブック，コロナ社（2000年12月）。
- (2) 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).
- (3) 鈴木俊一，“BWR プラント構造物の腐食挙動と対策挙動”，Zairyo-to-kankyo, 48, 753 (1999).
- (4) 鈴木俊一，他，維持基準を適用した炉心シュラウドのSCC損傷評価，保全学，Vol.3, 59 (2004).
- (5) 菊地英二，他，“繰り返し SSRT 法による鋭敏化 SUS304 ステンレス鋼の IGSCC に及ぼす環境因子の影響評価”，防食技術，32 巻，497 (1983).
- (6) 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, JAIF, 343 (1998)
- (7) 内田俊介，“応力腐食割れに及ぼす水化学の影響とその制御”，金属，73，744（2003）。
- (8) P. P. Fejes, “Degradation Practice in Swedish BWRs”, Proc. Seminar Countermeasures for BWR Piping Cracking, Palo Alto, CA, 1980, Electric Power Research Institute (1980).
- (9) R. L. Cowan, M. E. Indig and J. N. Kass, “Experience with Hydrogen Water Chemistry in Boiling Water Reactors”, Proc. Int. Conf. Water Chemistry Nuclear Reactor Systems, Water Chemistry 4, British Nuclear Energy Society, 29 (1986)
- (10) 菊池英二，他，第 40 回腐食防食討論会，175 (1993).
- (11) 日本機械学会，“発電用原子力設備規格 維持規格（2013 年追補版）”，JSME S NA1-2013
- (12) P. L. Andresen, “Effects of Nitrate on the Stress Corrosion Cracking of Sensitizing Stainless Steel in High Temperature Water”, 7th Int. Symp. On Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, 609, NACE (1996).
- (13) E. Ibe, S. Uchida “Evaluation of the Yields from the Radiolysis of Water in Boiling Water Reactors by Neutron and Gamma Radiation”, Nucl. Sci. Eng., 85, 339 (1983).