



AESJ-SC-S0XX:20XX

日本原子力学会標準

加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：20XX

201X年XX月

一般社団法人 日本原子力学会

家用五金雜貨

まえがき

この指針は、(一社)日本原子力学会が、標準委員会 システム安全専門部会 水化学管理分科会 PWR 水化学管理指針作業会、同分科会、同専門部会及び同委員会での審議を経て制定したものです。この指針では、発電用軽水型原子炉の安全性確保に係る冷却水などの水質管理(以下、“水化学管理”という。)が担っている役割を達成すべく管理方法を規定しています。その実践を通じ、プラントシステム全体の信頼性の維持、向上、及び被ばく低減による作業従事者の安全確保が期待されます。

加圧水型原子炉(PWR: Pressurized Water Reactor)の一次系では、高温高压環境下で構造材料及び燃料被覆管が冷却材及び減速材としての水と接触しています。一般に、金属材料と水の界面では腐食反応がおこりますが、とりわけ PWR 一次系のような高温高压環境下では、水質悪化に伴い構造材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼすことが懸念されます。特に水質悪化が長期間に亘ると、一次系圧力バウンダリからの冷却材漏えいや燃料破損が生じることで、環境への放射性物質の放出に繋がる可能性があります。また、構造材料の腐食により発生する腐食生成物が水を介して炉心で放射化され材料の表面に移行蓄積しますと、これが線源となって作業従事者の被ばく線量の上昇の原因となります。

したがって、原子力安全の確保とともに作業従事者の安全確保のためには、水化学管理の側面からは、

1. 腐食損傷の抑制による構造材料・燃料被覆管の健全性維持
2. 線源強度低減による作業従事者の被ばく低減

の継続的な達成が求められます。

しかし、腐食損傷の抑制及び線源強度の低減は、複雑に絡み合っているため、水化学管理による運用変更は、一方へはメリットになるが、他方へはデメリットとなる側面も有していることから、電気事業者(以下、“事業者”という。)は、プラントシステムを包括的に捉え、多様な課題に対して、調和的に解決する必要があります。

このような状況の下、国内原子力発電所では、事業者が腐食や線源強度上昇に係る種々の試験結果や 40 年超に亘る運転経験から水化学管理に係る運用(管理項目、基準値、管理頻度、逸脱時の措置等)を定めるとともに、国内外の知見及び最新技術を適宜取込むことによって、水化学管理を実施してきました。しかし、2011 年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓から、事業者間に限らず、その枠を超えて異なる分野の専門家と利害関係を越えた公開の場で水化学管理のあり方を議論することが社会的に要求されており、このため、公平、公正、公開の原則に基づく日本原子力学会標準として水化学管理指針を策定することによって、福島第一原子力発電所事故後の安全性向上に係る取組みを示すことが期待されます。

この指針は、事業者やメーカーの技術者にとって、より良い水化学管理を実践していく上で拠り所となるもので、解説に記載された管理値等の設定に係る技術根拠は、若手技術者への技術伝承のみならず、大学などの機関の研究者にとっても教材として幅広く機能することを期待しています。

指針を策定した後も、安全性向上に係る新知見及び水化学等に係る最新技術を発電所の運用に適切に反映するため、指針を改定していきます。このような活動を通じて、原子力発電所の継続的な安全性向上に寄与できるものと期待されます。

Foreword

The guidelines were developed according to the discussions of the Water Chemistry Guideline Working Group for Pressurized Water Reactors, the Water Chemistry Committee, the System Safety Committee, and the Standards Committee organized by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ). These guidelines stipulate the methodology of pressurized water reactor (PWR) primary coolant control (also known as water chemistry control). Through the practice of these guidelines, we expect to maintain and improve the reliability of PWR primary systems and secure the safety of workers at PWRs by source term reduction.

In the PWR primary coolant system, the structural materials and fuel claddings are immersed in the primary water as a coolant and a neutron moderator under a high-temperature and high-pressure environment. Generally, corrosion occurs at the interface of water and structural materials and is accelerated under a high-temperature and high-pressure environment; the integrity of structural materials and fuel claddings is affected by the water quality. Especially, if an anomaly is unattended for a long time, coolant leakage at the primary system boundary and/or fuel cladding breakage may occur. This could cause radioactive leakage. In addition, the corrosion products released from the structural materials are deposited on the surface of the fuel claddings, which will become a radiation source. The radiation source will cause an increase in the personnel exposure dosage. Considering the above, the following objectives of water chemistry must be achieved continuously.

1. To ensure primary system component and fuel cladding material integrity
2. To minimize out-of-core radiation fields

However, owing to the complexities of the water chemistry effects on the mitigation of corrosion risks and dose rate reduction, changes in water chemistry have both merits and demerits. Thus, the various issues must be solved harmoniously by understanding the plant system comprehensively.

Japanese utilities have created a water chemistry control methodology independently and implemented it for more than 40 years. This methodology was based on the state-of-the-art scientific understanding and technical background such as field experience. Based on the lessons learned from the 2011 Fukushima Daiichi nuclear power plant accident, it is required socially that not just Japanese utilities, but experts from different fields of industry and academia transcend their sectional interests and gather in a public forum to discuss the concept of water chemistry management. Establishing water chemistry guidelines as a standard of the AESJ based on the principles of fairness, justice and openness will show the society's efforts to improve safety after the accident.

The technical basis listed in the guidelines will contribute to the creation of more human resources for developing water chemistry experts and academic researchers, including those of the next generation.

After the guidelines are published, they will be reviewed every five years, and the necessity of revision will be discussed at all times. The guidelines will be revised based on the state-of-the-art scientific understanding and the extensive field experience of PWR operation performance to provide more advanced guidelines.

It is also expected that the safety and reliability of PWR will be ensured and improved sustainably by the revision.

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じ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 does not accept responsibility for detriment caused by any actions based on this standard during construction, operation or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard. In addition, AESJ does 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.

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

“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：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っては、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きました。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 関村 直人

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果的、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 岡本 孝司

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)
(2016年6月15日現在)

委員長	関村 直人	東京大学	委員	多田 伸雄	(一社)日本電機工業会
幹事	山口 彰	東京大学	委員	谷本 亮二	三菱マテリアル(株)
委員	青柳 春樹	元日本原燃(株)	委員	鶴来 俊弘	中部電力(株)
委員	姉川 尚史	東京電力ホールディング ス(株)	委員	寺井 隆幸	東京大学
委員	井口 哲夫	名古屋大学	委員	中井 良大	(国研)日本原子力研究開発 機構
委員	伊藤 裕之	(一社)原子力安全推進協会	委員	新堀 雄一	東北大学
委員	<h1>制定後修正</h1>				
委員					
委員	清水 直孝	日本原子力保険プール	委員	吉原 健介	関西電力(株)
委員	高橋 久永	三菱重工業(株)	委員	渡邊 宏	日揮(株)

開発

システム安全専門部会

(順不同, 敬称略)
(2016年5月31日現在)

部会長	岡本 孝司	東京大学	委員	後藤 大輔	(株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン
副部会長	中村 武彦	(国研)日本原子力研究開発機構	委員	中川 信幸	(株)原子力エンジニアリング
幹事	西村 洋一	(一社)原子力安全推進協会	委員	西田 浩二	日立 GE ニュークリア・エナジー(株)
委員	有田 誠二	三菱重工業(株)	委員	久宗 健志	日本原子力発電(株)
委員	青木 繁明	三菱原子燃料(株)			
委員	阿部 弘亨	東京大学			

制定後修正

委員
委員
委員
委員
委員
委員

委員 宮原 信哉 (国研)日本原子力研究開発機構

水化学管理分科会

(順不同, 敬称略)
(2015年2月16日現在)

主査	勝村 庸介	東京大学	委員	高木 純一	(株)東芝
副主査	内田 俊介	元東北大学	委員	寺地 巧	(株)原子力安全システム 研究所
幹事	北島 英明	(一社)原子力安全推進協会	委員	中野 信夫	関西電力(株)
委員	大橋 伸一	オルガノ(株)	委員	長瀬 誠	日立 GE ニュークリア・エナ ジー(株)
委員	岡田 英俊	(一財)エネルギー総合工学 研究所	委員	西山 裕孝	(国研)日本原子力研究開発
委員	河合 宣夫	中部電力(株)			

委員
委員
委員
委員

制定後修正

PWR 水化学管理指針作業会

(順不同, 敬称略)
(2016年8月1日現在)

主査	河村 浩孝	(一財)電力中央研究所	委員	寺地 巧	(株)原子力安全システム
副主査	莊田 泰彦	三菱重工業(株)			研究所
幹事	都筑 康男	(一社)原子力安全推進協会	委員	中野 信夫	関西電力(株)
委員	高橋 明	九州電力(株)	委員	中野 佑介	日本原子力発電(株)

委員

旧委員

平野

一丸 忠志(九州電力(株)), 北島 英明((一社)原子力安全推進協会)

常時参加者

美濃 健太(日本原子力発電(株))

制定後修正

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。

心 眼 保 植 用

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 PWR 一次系水化学管理.....	3
4.1 PWR 一次系水化学管理の実施.....	3
4.2 管理項目, 制御項目及び診断項目.....	3
4.3 管理, 制御及び診断対象.....	5
4.4 アクションレベル, 制御値, 推奨値及び測定頻度.....	5
5 品質管理.....	12
5.1 一般事項.....	12
5.2 サンプルング方法.....	12
5.3 分析方法.....	13
5.4 水質データ管理.....	13
附属書 A (参考) アクションレベルに至ってから回復するまでの許容時間の考え方.....	14
附属書 B (参考) PWR 一次系の運転モードの例.....	16
附属書 C (参考) PWR 一次系の水化学管理に関する系統とサンプルング箇所の例.....	18
附属書 D (参考) 管理項目, 制御項目及び診断項目の分類の考え方.....	20
附属書 E (参考) アクションレベル, 推奨値及び制御値の考え方.....	30
附属書 F (参考) 測定頻度の設定の考え方.....	52
附属書 G (参考) サンプルング方法の例.....	63
附属書 H (参考) 分析方法の例.....	64
附属書 I (参考) 水質データの評価方法の例.....	65
解説.....	67
1 制定の趣旨.....	67
2 制定の経緯.....	67
3 制定後のフォロー.....	68
4 PWR のシステムの概要.....	68
5 水化学管理の考え方.....	69
6 構造材健全性に対する水化学の役割.....	69
7 燃料被覆管健全性に対する水化学の役割.....	73
8 被ばく低減に対する水化学の役割.....	79
9 廃棄物低減を考慮した水化学管理.....	87
10 測定頻度 (海外の水化学指針との比較).....	87
11 水化学管理の最適化.....	87

日本原子力学会標準

加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：20XX

Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors：20XX

序文

加圧水型原子炉（PWR）は、一次冷却系にて冷却材として軽水を用い、熱交換器である蒸気発生器内の伝熱管を介し二次系に熱を伝え、蒸気を発生し、蒸気タービンを回し発電する原子炉である。一次冷却系においては構造材料及び燃料被覆管の長期健全性の維持、並びに作業従事者の被ばく線量の低減を目的として、水化学管理が実施されている（解説 5-8 参照）。この指針は、PWR 一次冷却系のより良い水化学管理のための標準的な方法を規定することにより、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的としている。

1 適用範囲

この指針は、事業者が現行の PWR の原子力安全の確保において考慮すべき標準的な一次系水化学管理方法について規定する。

2 引用規格

次に掲げる規格及び標準は、この指針に引用されることによって、この指針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、引用規格とこの指針の規定に相違がある場合は、この指針の規定を優先する。

JIS Z 4001:1999 原子力用語

JIS K 0211:2013 分析化学用語（基礎部門）

AESJ-SC-S003:2010 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析法 - 溶存水素:2010

JEAC 4111-2009 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

この指針で用いる主な用語及び定義は、JIS Z 4001:1999、JIS K 0211:2013 によるほか、次による。

3.1

管理項目

構造材健全性及び燃料健全性を損なうおそれのあることが明らかになっている水質項目であり、アクションレベルを設定する項目。

3.2

アクションレベル

プラント設備の健全性確保の観点から必要となる措置の実施を判断するため、管理項目に設定する値。

注記 アクションレベルにはアクションレベル 1, 2, 3 がある。

3.3

推奨値

管理項目及び診断項目で、より良い水化学管理を達成するために維持することが好ましい範囲として必

要に応じて設定する値。

3.4

制御項目

薬品添加などにより適切に水質制御を実施すべき水質項目。

3.5

診断項目

水化学管理の状態を把握するため、構造材料及び燃料被覆管の腐食や線量率などの診断を目的として設定する項目。

3.6

運転モード

停止時、起動時、通常運転時を含む PWR の運転状態。

3.7

通常運転時

原子炉の起動後、定格熱出力又は定格電気出力に到達してから、原子炉停止のために出力降下させる操作を開始するまでの、原子炉出力運転中の期間。

3.8

起動時

原子炉を起動するために燃料を装荷し、原子炉一次冷却材の水張り操作が完了してから、定格熱出力又は定格電気出力に到達するまでの期間。

3.9

原子炉一次冷却材

一次冷却系（原子炉容器、熱伝達ループ及び加圧器）及びその周辺系統（化学体積制御系及び余熱除去系等）に属する水。

3.10

停止時

通常運転時から出力降下を始めて酸化運転が終了するまでの期間。

3.11

酸化運転

原子炉一次冷却材を空気に晒し、原子炉一次冷却材を還元性から酸化性にする操作。

注記 原子炉停止後、圧力容器の蓋を開け系統を解放する前に原子炉一次冷却材中の溶存水素を脱気あるいは化学的な反応で除去した後、酸化運転に移行する。

3.12

改良水化学

現在の水化学管理方法と比較して更なる炉心外機器及び配管の線源強度低減、構造材健全性及び燃料健全性確保を目的とした水質管理方法。

3.13

一次冷却系補給水

通常運転時の炉心反応度制御のためのほう酸希釈や一次冷却系への水張り時に使用する水。

3.14

使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット及びその周辺の系統（使用済燃料ピット冷却系等）に属する水。

3.15

推定値

ほう素，リチウム及びアンモニア濃度から計算された電気伝導率及び pH の値。

3.16

溶存水素

原子炉一次冷却材中に溶存している水素。

注記 通常，溶存水素濃度測定結果は標準状態（STP：0 ， 101.325 kPa）で示しているが，単位表示は AESJ-SC-S003:2010 の 3（用語及び定義）に示すとおり cm^3/kg である。

3.17

耐圧試料採取容器

溶存水素及びキセノン 133 分析時に試料を採取する耐圧の容器。

4 PWR 一次系水化学管理

4.1 PWR 一次系水化学管理の実施

原子力安全の確保に向け，PWR では，主に次の三点を目的として，原子炉一次冷却材の管理を行う。

- 構造材料の健全性維持
- 燃料被覆管の健全性維持
- 作業従事者の被ばく低減

これらを同時達成するために，各水化学管理の項目には以下の管理項目，制御項目及び診断項目を定めて管理する（**解説 5-8** 参照）。

なお，自主的安全性向上を図るため，この指針に最新知見及び技術を取り込むべく PDCA サイクルを実践し，必要に応じこれら項目の見直しを行う（**解説 3** 参照）。

4.2 管理項目，制御項目及び診断項目⁽¹⁾

4.2.1 管理項目

4.2.1.1 一般事項

管理項目は，構造材健全性及び燃料健全性を損なう恐れのあることが明らかになっている水質項目である。設定されたアクションレベルに対して非安全側に移行（以下，これを“アクションレベルに至る”といい，逆に安全側に移行することを“アクションレベルから回復する”という。）した場合にはレベル毎に適切な措置を実施する。

4.2.1.2 アクションレベル

この指針では，アクションレベルを次のように大別する。

- a) **アクションレベル 1** プラント設備の健全性確保の観点から長期的にその状態になることを避けるべき値。
- b) **アクションレベル 2** プラント設備の健全性確保の観点から迅速な回復が要求される値。
- c) **アクションレベル 3** プラント設備の健全性確保の観点から許容できない値。

4.2.1.3 アクションレベルに至った場合の措置

各アクションレベルに至った場合の措置は次のとおりとする。ただし，アクションレベルに至った状態で運転モードの移行を伴った場合は，運転モードが移行した時点より移行後の運転モードにおける水質管理を実施することとする。

a) **アクションレベル1に至った場合の措置** 再測定を実施するなど速やかに事象を評価し、原因の究明を試み、アクションレベル1から回復する措置を講じる。1週間¹⁾以内に回復しない場合は、長期のシステム信頼性への影響を評価する。

注¹⁾ アクションレベルに至ってから回復までの許容時間(以下、“許容時間”という。)1週間の考え方については、**附属書A**を参照。

b) **アクションレベル2に至った場合の措置** 再測定を実施するなど速やかに事象を評価し、原因の究明を試み、アクションレベル2から回復する措置を講じる。24時間²⁾以内に回復しない場合は、システム信頼性への影響を評価し、必要に応じて出力降下又は通常停止操作による冷温停止等の措置を検討する。

注²⁾ 許容時間24時間の考え方については、**附属書A**を参照。

c) **アクションレベル3に至った場合の措置** 再測定を実施するなど速やかに事象を評価し、原因の究明を試み、アクションレベル3から回復する措置を講じる。速やかに回復しない場合、出力降下又は通常停止操作による冷温停止などの措置を講じる。

なお、出力降下によりアクションレベル3から回復すると評価される場合は、同措置による回復を確認した上で原子炉運転状態を維持できる。

4.2.1.4 推奨値の設定及び措置

アクションレベルの設定に加えて、より良い水化学管理を達成するために維持することが好ましい範囲として必要に応じて推奨値を設定する。推奨値を達成できない場合は、必要に応じて再測定を実施するなど事象を評価するとともに対応方針を検討する。

4.2.1.5 測定頻度

管理項目のアクションレベルに至っていないかどうか及び推奨値を達成しているかどうかを確認するために、管理項目ごとにその重要度を踏まえて適切な頻度で測定する。

4.2.2 制御項目

4.2.2.1 一般事項

制御項目は、薬品添加などにより適切に水質制御を実施すべき水質項目であり、必要に応じて制御値を設定して各々の数値を満足するように水質改善措置をおこなう。

4.2.2.2 制御値の設定

プラント設備の健全性確保などの観点から、薬品添加などにより満足させるべき値として必要に応じて制御値を設定する。

4.2.2.3 測定頻度

制御項目の制御値を満足しているかどうかを確認するために、制御項目ごとにその重要度を踏まえて適切な頻度で測定する。

4.2.3 診断項目

4.2.3.1 一般事項

水化学管理の状態を把握するため、構造材料及び燃料被覆管の腐食や線量率などの診断を目的として設定する項目であり、推奨値を設けた項目についてはその値を達成することが望まれる。

4.2.3.2 推奨値の設定及び措置

管理項目と同様に、より良い水化学管理を達成するために維持することが好ましい範囲として必要に応じて推奨値を設定する。推奨値を達成できない場合は、必要に応じて再測定を実施するなど事象を評価す

るとともに対応方針を検討する。

4.2.3.3 測定頻度

診断項目の推奨値を達成しているかどうかを確認するために、また、傾向を把握するために、診断項目毎にその重要度を踏まえて適切な頻度で測定する。

4.3 管理，制御及び診断対象⁽¹⁾

4.3.1 一般事項

管理，制御及び診断項目として設定する水質項目は、各々の運転モード及び系統に区別して規定する。

4.3.2 運転モード

この指針では、PWRにおける運転モードを次のように大別する。一般的なPWRの運転操作と運転モードの関連性については、**附属書 B**で説明する。

a) 通常運転時

b) 起動時 起動時の運転モードは、更に次のように区別する。

- 1) 原子炉一次冷却材温度 82 未満
- 2) 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界
- 3) 原子炉臨界から通常運転到達まで

c) 停止時 停止時の運転モードは、更に次のように区別する。

- 1) 出力降下開始から原子炉停止まで
- 2) 原子炉停止から酸化運転終了まで

d) 改良水化学適用時

- 1) 低濃度亜鉛注入時

4.3.3 管理，制御及び診断系統水

この指針では、次に示す系統の水質項目等を管理項目，制御項目又は診断項目として規定する。サンプリング箇所の例については、**附属書 C**で説明する。

a) 原子炉一次冷却材

b) 一次冷却系補給水

c) 使用済燃料ピット水

4.4 アクションレベル，制御値，推奨値及び測定頻度⁽¹⁾

4.4.1 一般事項

この指針で規定する管理項目，制御項目及び診断項目と各々の設定値は次に示すとおりとする。

なお、管理項目，制御項目及び診断項目の分類の考え方については**附属書 D**，アクションレベル，推奨値及び制御値の考え方については**附属書 E**，測定頻度の設定の考え方については**附属書 F**を参照のこと。

4.4.2 通常運転時

4.4.2.1 原子炉一次冷却材

通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度を表 1 に，制御項目の制御値及び測定頻度を表 2 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 3 に示す。

表 1 - 通常運転時 - 原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度

項目		アクションレベル			推奨値	測定頻度
名称	単位	1	2	3		
電気伝導率(at 25 ^{a)})	mS/m	>推定値 + 0.5 <推定値 - 0.5	>4	—	—	1 回/日
pH	—	>推定値 +0.5 <推定値 - 0.5 (at 25 ^{a)})	<4 >11 (at 25 ^{a)})	—	7.2 ~ 7.4 (at 285 ^{b)})	1 回/日
塩化物イオン	µg/L	>50	>150	>1500	10 又はプラントごとの低い方	1 回/週 ^{c)}
ふっ化物イオン	µg/L	>50	>150	>1500	10 又はプラントごとの低い方	1 回/週 ^{c)}
硫酸イオン	µg/L	>50	>150	>1500	10 又はプラントごとの低い方	1 回/週 ^{c)}
リチウムイオン	mg/L	<0.2 >3.5	>6	—	—	1 回/週
溶存水素	cm ³ /kg	<25	<15 >50	<5	—	1 回/週
溶存酸素	µg/L	>5	>100	>1000	—	1 回/月

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。
^{b)} 被ばく低減を目的とし，ほう素，リチウム，アンモニア濃度から算出する。
^{c)} 電気伝導率又は pH がアクションレベル 1 に至った場合，必要に応じて確認のための測定を実施する。

表 2 - 通常運転時 - 原子炉一次冷却材における制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
リチウムイオン	mg/L	プラントごと	1 回/週 ^{a)}
溶存水素	cm ³ /kg	25 ~ 35	1 回/週 ^{a)}
ほう素	mg/L	- (反応度に応じて変化するため制御値無)	1 回/週

注^{a)} 管理項目における測定頻度に準ずる。

表 3 - 通常運転時 - 原子炉一次冷却材における診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
アンモニア	mg/L	—	1 回/月
γ 核種 ^{a)}	Bq/cm ³	プラントごと	1 回/月
シリカ	mg/L	0.5	1 回/月
よう素 131 ^{b)}	Bq/cm ³	—	1 回/週
キセノン 133 ^{b)}	Bq/cm ³	—	2 回/月
トリチウム	Bq/cm ³	プラントごと	1 回/月
金属不純物 ^{c)}	μg/L	—	1 回/月
濁度	mg/L	—	1 回/3 ヶ月

注^{a)} プラントごとに適切な核種，値を設定する。
^{b)} プラントごとに適切な金属不純物の項目を設定する。

4.4.3 起動時

4.4.3.1 原子炉一次冷却材

4.4.3.1.1 原子炉一次冷却材温度 82 未満

原子炉一次冷却材温度 82 未満における，制御項目の制御値及び測定頻度を表 4 に，診断項目の推奨値と測定頻度を表 5 に示す。

表 4 - 原子炉一次冷却材温度 82 未満における制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
ほう素	mg/L	核設計に依存	1 回/週

表 5 - 原子炉一次冷却材温度 82 未満における診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
塩化物イオン	μg/L	150	1 回/週
ふっ化物イオン	μg/L	150	1 回/週
硫酸イオン	μg/L	150	1 回/週
濁度	mg/L	—	1 回/週

4.4.3.1.2 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界

原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界における，管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度を表 6 に，制御項目の制御値及び測定頻度を表 7 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 8 に示す。

表 6 - 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界における管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度

項目		アクションレベル			推奨値	測定頻度
名称	単位	1	2	3		
塩化物イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回
ふっ化物イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回
硫酸イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回
溶存酸素	μg/L	—	> 100	—	—	1 回/日（濃度低下後は 1 回/週）

表 7 - 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界における制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
ほう素	mg/L	核設計に依存	1 回

表 8 - 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界における診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
リチウムイオン	mg/L	—	1 回
濁度	mg/L	—	1 回/週

4.4.3.1.3 原子炉臨界から通常運転到達まで

原子炉臨界から通常運転到達までにおける，管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度を表 9 に，制御項目の制御値及び測定頻度を表 10 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 11 に示す。

表 9 - 原子炉臨界から通常運転到達までにおける管理項目のアクションレベル，推奨値及び測定頻度

項目		アクションレベル			推奨値	測定頻度
名称	単位	1	2	3		
電気伝導率(at 25 ^{a)})	mS/m	—	> 4	—	—	1 回/日
pH(at 25 ^{a)})	—	—	< 4 > 11	—	—	1 回/日
塩化物イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回/週
ふっ化物イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回/週
硫酸イオン	μg/L	—	> 150	—	—	1 回/週
リチウムイオン	mg/L	< 0.2 > 3.5	—	—	—	1 回
溶存水素	cm ³ /kg	—	< 15 > 50	—	—	1 回/週
溶存酸素	μg/L	—	> 100	—	—	1 回/週

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。

表 10 - 原子炉臨界から通常運転到達までにおける制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
リチウムイオン	mg/L	プラントごと	1 回
溶存水素	cm ³ /kg	25 ~ 35	1 回/週
ほう素	mg/L	核設計及び炉心反応度に依存	1 回/3 日

表 11 - 原子炉臨界から通常運転到達までにおける診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
シリカ	mg/L	—	1 回
濁度	mg/L	—	1 回/週
よう素 131	Bq/cm ³	—	1 回

4.4.4 停止時

4.4.4.1 原子炉一次冷却材

4.4.4.1.1 出力降下開始から原子炉停止まで

出力降下開始から原子炉停止における，制御項目の制御値及び測定頻度を表 12 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 13 に示す。表 12 と表 13 は，出力降下開始から原子炉停止までの測定頻度を表しているものである。この期間は 1 日程度であるため，通常運転中に準じた高温状態で必ず確認が必要なりチウムイオン，ほう素及びよう素 131 などを，その期間内に 1 回あるいは 1 回/日測定する。また，その他の項目の溶存酸素などは，1 回/週の頻度で測定する。

表 12 - 出力降下開始から原子炉停止までにおける制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
溶存水素	cm ³ /kg	15 ~ 50	1 回/日
ほう素	mg/L	核設計及び炉心反応度に依存	1 回

表 13 - 出力降下開始から原子炉停止までにおける診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	4	1 回/日
pH (at 25 ^{a)})	—	4 ~ 11	1 回/日
塩化物イオン	µg/L	150	1 回/週
ふっ化物イオン	µg/L	150	1 回/週
硫酸イオン	µg/L	150	1 回/週
リチウムイオン	mg/L	—	1 回
溶存酸素	µg/L	100	1 回/週
よう素 131	Bq/cm ³	—	1 回

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。

4.4.4.1.2 原子炉停止から酸化運転終了まで

原子炉停止から酸化運転終了における，制御項目の制御値及び測定頻度を表 14 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 15 に示す。

表 14 - 原子炉停止から酸化運転終了までにおける制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
溶存水素	cm ³ /kg	5	系統開放前に 1 回
ほう素	mg/L	核設計及び炉心反応度に依存	1 回

表 15 - 原子炉停止から酸化運転終了までにおける診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
塩化物イオン	μg/L	—	1 回/週
ふっ化物イオン	μg/L	—	1 回/週
硫酸イオン	μg/L	—	1 回/週
リチウムイオン	mg/L	—	1 回
核種 ^{a)}	Bq/cm ³	—	1 回/日
金属不純物 ^{b)}	μg/L	—	1 回/日
濁度	mg/L	—	1 回

注^{a)} プラントごとに適切な核種を設定する。
注^{b)} プラントごとに適切な金属不純物の項目を設定する。

4.4.5 運転モードに依らない系統

4.4.5.1 一次冷却系補給水

一次冷却系補給水における，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 16 に示す。

表 16 - 一次冷却系補給水における診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	0.2	1 回/月
塩化物イオン	μg/L	150	1 回/月
ふっ化物イオン	μg/L	150	1 回/月
硫酸イオン	μg/L	150	1 回/月
溶存酸素	μg/L	300	1 回/3 ヶ月
シリカ	mg/L	—	1 回/3 ヶ月

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。

4.4.5.2 使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット水における，制御項目の制御値及び測定頻度を表 17 に，診断項目の推奨値及び測定頻度を表 18 に示す。

表 17 - 使用済燃料ピット水における制御項目の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
ほう素	mg/L	核設計に依存	1 回/月

表 18 - 使用済燃料ピット水における診断項目の推奨値及び測定頻度

項目		推奨値	測定頻度
名称	単位		
塩化物イオン	μg/L	150	1 回/月
ふっ化物イオン	μg/L	150	1 回/月
硫酸イオン	μg/L	150	1 回/月
濁度	mg/L	—	1 回/月

4.4.6 改良水化学適用時

4.4.6.1 原子炉一次冷却材

4.4.6.1.1 低濃度亜鉛注入適用時

低濃度亜鉛注入適用時の亜鉛の制御値及び測定頻度を表 19 に示す。

表 19 - 低濃度亜鉛注入適用時における亜鉛の制御値及び測定頻度

項目		制御値	測定頻度
名称	単位		
亜鉛	μg/L	2 ~ 8	1 回/週 ^{a)}
注 ^{a)} 亜鉛を初注入する場合は測定頻度を適宜増加させる。			

5 品質管理

5.1 一般事項

4.4 で示した項目を適切に管理または診断するためには、系統水の適切なサンプリング方法及び分析方法を選択する必要がある。また、これにより得られた水質データを適切に記録、評価、保存することによって PWR における水化学管理の品質が担保できる。PWR における水質管理項目のサンプリング方法、分析方法及び得られた水質データの管理方法を次に示す。

なお、原子力発電所では、JEAC 4111-2009 に基づいて品質保証活動を実施しており、水化学管理においても、基本的にはこれにしたがって品質保証活動を実施している。ここで説明する品質管理は JEAC 4111-2009 に記載される品質保証活動のうち、水化学管理に係る具体的手法を明記するものである。

5.2 サンプリング方法

試料の採取に当たっては、原子炉一次冷却材の場合、主冷却材配管から試料採取箇所までのサンプリング配管容積を考慮し、原子炉一次冷却材を流しパージを行った後、試料採取容器に試料を採取するか、又はサンプルフード内のサンプリング配管から試料を採取し、試料容器に入れる。ただし、主冷却材配管から試料採取箇所までのサンプリング配管の一部系統において一次冷却材を連続的に流している場合は、当該系統配管部分の容積を含まない。

原子炉一次冷却材以外の系統の試料採取場所についても、上述の原子炉一次冷却材の試料採取要領に準ずるものとする。

サンプリング方法の一例を附属書 G に記載する。

5.3 分析方法

各項目の分析には、基本的にはそれぞれ JIS などの規格類に規定された分析方法を用いる。分析方法の例を附属書 H に記載する。

5.4 水質データ管理

5.4.1 記録

水質データの活用及び運用を考慮し、水質分析によって得られたデータは、採取日時、採取系統とともに適切、的確かつ速やかに記録する。

5.4.2 評価

水質分析によって得られた測定値から、水質変動を極力早期、かつ的確に確認するため、水質データの評価に際し、考慮しておくことが望ましい事項を次に示す。水質データの評価方法の例を附属書 I に記載する。

5.4.2.1 測定値の正当性確保

水質分析に際し、次の事項を考慮して実施することにより、測定値の正当性を確保する。

- a) **測定機器の管理** 測定に用いる測定機器は、測定値の正当性確保のため、定期的な校正、適切な保守、調整を行う。
- b) **標準物質等の管理** 分析に使用する標準物質、標準液及び試薬については、原則、国家（国際）標準物質、JIS 規格品を使用する。
- c) **分析器材等の管理** 分析に使用するガラス製体積計、温度計等については、原則、JIS 規格品を使用する。
- d) **測定員の力量判定と維持** 測定を実施する測定員の力量を判定するとともに、力量を維持するための教育、訓練を行う。

5.4.2.2 測定値の妥当性評価

水質変動時、測定値の妥当性について、安定運転状態からの水質変動範囲、関連水質項目、関連系統水質との相関評価を行い、水質異常に対する判断を行う。

5.4.3 保存

データの保存期間については、事業者ごとに適切に設定することとする。

参考文献

- (1) H.Kawamura, H.Hirano, Y.Katsumura et al., “BWR Water Chemistry Guidelines and PWR Primary Water Chemistry Guidelines in Japan - Purposes and Technical Backgrounds - ”, *Nuclear Engineering and Design*, **309**, 161-174(2016)

附属書 A (参考)

アクションレベルに至ってから回復するまでの許容時間の考え方

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 アクションレベル1に至ってから回復するまでの許容時間の考え方

アクションレベル1は、その値に至ることによって直ちにシステム信頼性に影響を与えるものではないが、長期のシステム信頼性を考慮した場合、それに至らない値で管理することが好ましい。アクションレベル1に至る事象のうち、一時的な水質変化に起因し、速やかにかつ容易に回復することが可能なものもあるが、それ以外に、回復するまでに時間を要しアクションレベル1に至った状態が最長で当該運転サイクル終了までの長期に及ぶ場合も考えられる。この指針では、アクションレベル1に至った状態が一時的な水質変化に起因したものではないと推定される継続期間を1週間と見込み、これを許容時間とした。分析などによりアクションレベル1に至ったことを確認してから回復したことを確認するまでの期間が1週間を超える場合は、その状態が運転期間中継続した場合のプラントのシステム信頼性への影響を評価する。

A.2 アクションレベル2に至ってから回復するまでの許容時間の考え方

アクションレベル2は、その値に至ることによって直ちにシステム信頼性を喪失するものではないが、通常管理されている値から大きく乖離しており、当該値に至った状態で運転を継続した経験も少ないことから、迅速に回復することが要求される。アクションレベル2を設定している管理項目とアクションレベル2に至る要因の例及び是正措置の例を表 A.1 に示す。アクションレベル2に至ったことの確認から原因究明及び是正措置が完了し、水質を安定させるまでの実現可能な期間を24時間と見込み、これを許容時間とした。分析などによりアクションレベル2に至ったことを確認してから回復したことを確認するまでの期間が24時間を超える場合は、これによるプラントのシステム信頼性への影響を評価し、必要に応じて出力降下又は通常停止操作による冷温停止等の措置を検討する。

表 A.1 アクションレベル2に至ることが想定される要因と是正措置の例

項目	アクションレベル2に至る要因の例	是正措置の例
電気伝導率	塩化物イオン、ふっ化物イオン及び硫酸イオン濃度上昇	各項目の是正措置に準ずる
	リチウムイオン濃度上昇	リチウムイオンの是正措置に準ずる
	アンモニア濃度上昇 ^{a)}	体積制御タンク気相部の窒素分圧改善

注^{a)} アクションレベル2に至った要因がアンモニア濃度上昇であった場合、システム信頼性への影響は無く、運転を継続できる。ただし、この状態が継続すると塩化物イオンなどの有害な不純物濃度の上昇を検知することが出来なくなる。よって、これらを検知可能にするため、是正措置を実施する必要がある。

表 A.1 アクションレベル 2 に至ることが想定される要因と是正措置の例 (続き)

項目	アクションレベル 2 に至る要因の例	是正措置の例
pH	塩化物イオン, ふっ化物イオン及び硫酸イオン濃度上昇	各項目の是正措置に準ずる
	アンモニア濃度上昇 ^{a)}	体積制御タンク気相部の窒素分圧改善
	リチウムイオン濃度上昇	リチウムイオンの是正措置に準ずる
	リチウムイオン濃度低下 ^{b)}	<ul style="list-style-type: none"> ・ 化学体積制御系陽イオン脱塩塔への通水停止 ・ リチウムイオン添加
塩化物イオン ふっ化物イオン	化学体積制御系からの溶出	化学体積制御系混床式脱塩塔の切替え
	一次冷却系補給水からの持込み	一次冷却系補給水タンク水の張替え
硫酸イオン	化学体積制御系からの溶出	化学体積制御系混床式脱塩塔の切替え
	化学体積制御系混床式脱塩塔若しくは陽イオン脱塩塔からのイオン交換樹脂の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 当該脱塩塔の隔離 ・ 予備系統への切替え
	一次冷却系補給水からの持込み	一次冷却系補給水タンク水の張替え
リチウムイオン	化学体積制御系混床式脱塩塔からの溶出	化学体積制御系陽イオン脱塩塔の大容量通水
	化学体積制御系陽イオン脱塩塔からの溶出	化学体積制御系陽イオン脱塩塔の隔離及び新樹脂の装荷
溶存水素	体積制御タンクの圧力変動	体積制御タンクの圧力調整
	体積制御タンク気相部の組成変化	体積制御タンクへの水素パージ
	<ul style="list-style-type: none"> ・ 充填ラインへの空気のインリーク ・ 加圧器の蒸気漏れ 	設備修繕対応
溶存酸素	溶存水素濃度の低下	溶存水素濃度の是正措置に準ずる
	化学体積制御系への空気のインリーク	設備修繕対応
<p>注^{a)} アクションレベル 2 に至った要因がアンモニア濃度上昇であった場合, システム信頼性への影響は無く, 運転を継続できる。ただし, この状態が継続すると塩化物イオンなどの有害な不純物濃度の上昇を検知することが出来なくなる。よって, これらを検知可能にするため, 是正措置を実施する必要がある。</p> <p>注^{b)} アクションレベル 2 に至った要因がリチウムイオン濃度低下であり, リチウムイオン濃度がアクションレベル 1 に至っている場合, アクションレベル 1 に至った時の措置を講ずる。</p>		

附属書 B (参考) PWR一次系の運転モードの例

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 運転モードと水化学管理

原子炉一次冷却系の環境や水質はプラントの運転モードによって大きく変わるため、運転モードによって水化学管理の方法を分類することが必要である。この指針は基本的に定常的な運転操作に基づき、通常運転時、起動時及び停止時の3つの運転モードに区別して管理方法を規定している。緊急停止などの非定常的な運転操作が伴う場合の管理方法は、この指針に規定する限りではない。

B.2 運転モードの区分

図 B.1 に PWR プラントにおける運転操作と運転モードの関係の例を示す。各々の一次系の運転モードは次に説明するとおりとする。

B.2.1 通常運転時

原子炉の起動後定格熱出力又は定格電気出力に到達してから、原子炉停止のために出力降下させる操作を開始するまでの、原子炉出力運転中の期間をいう。

B.2.2 起動時

原子炉を起動するために燃料を装荷し、原子炉一次冷却材の水張り操作が完了してから、定格熱出力又は定格電気出力に到達するまでの期間をいう。起動時の運転モードは、更に次のように区別する。

B.2.2.1 原子炉一次冷却材温度 82 未満

原子炉起動操作時において、原子炉一次冷却材温度が 82 未満では、ステンレス鋼の SCC 感受性は低く、診断を目的とした水質管理を行う。

B.2.2.2 原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界

原子炉一次冷却材温度が 82 以上では溶存酸素濃度が高いとステンレス鋼の SCC 感受性が高くなる。このため、材料及び燃料健全性を考慮して水質管理を行う。

B.2.2.3 原子炉臨界から通常運転到達まで

原子炉臨界以降は水の放射線分解が発生するため、材料、燃料健全性及び水の放射線分解抑制の観点から、水質管理を行う。

B.2.3 停止時

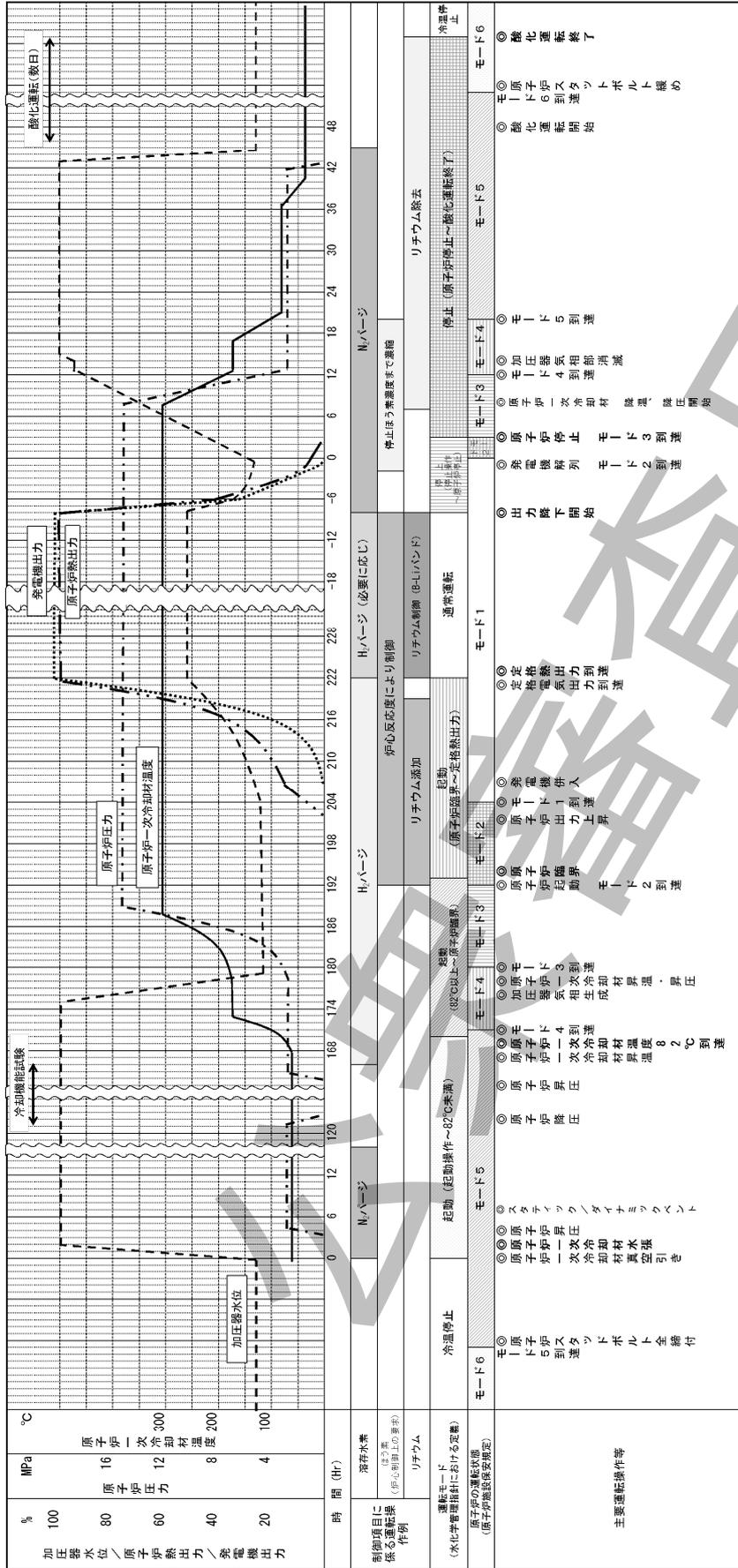
通常運転時から原子炉停止のために出力降下させる操作を始めて酸化運転が終了するまでの期間をいう。停止時の運転モードは、更に次のように区別する。

B.2.3.1 出力降下開始から原子炉停止まで

出力降下開始から原子炉停止までの期間においては、材料、燃料健全性及び水の放射線分解抑制の観点から、水質管理を行う。

B.2.3.2 原子炉停止から酸化運転終了まで

原子炉停止以降は、系統開放時の防爆の観点から、水質管理を行う。また、原子炉一次冷却材温度の低下に伴い、ステンレス鋼の SCC 感受性が低下するため、診断を目的とした水質管理を行う。



モード	モード1	モード2	モード3	モード4	モード5	モード6
主要運転状態(原子炉施設保安規定)	正常運転	起動	停止	緊急停止	緊急停止	冷温停止
原子炉の運転状態(原子炉施設保安規定)	① 定格電機出力到達 ② 定格電機出力到達 ③ 出力低下開始					
原子炉の運転状態(原子炉施設保安規定)	① 定格電機出力到達 ② 定格電機出力到達 ③ 出力低下開始					

図 B.1 PWR プラントにおける運転操作と一次系の運転モードの関係 (例)

※すべての燃料が原子炉格納容器の外にある場合を除く
(備考)
原子炉施設保安規定におけるモード3からモード6で定義される温度区分は米国標準技術仕様書(NUREG-1431等)による運転制限上の区分に基づくものであり、水化学管理上の温度区分とは関連しない。

附属書 C (参考)

PWR 一次系の水化学管理に関する系統とサンプリング箇所为例

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 原子炉一次冷却材

PWR 一次系の水化学管理は原子炉一次冷却系及びその周辺系統に属する原子炉一次冷却材の水質管理を主体とする。原子炉一次冷却系は、通常運転時の原子炉を冷却する主要な系統であり、原子炉、熱伝達ループ、加圧器から構成される。周辺系統とは、原子炉一次冷却材の浄化系である化学体積制御系及び起動停止時に運転される余熱除去系である。原子炉一次冷却材は通常運転時は高温高压環境下で材料及び燃料にさらされることに加え、放射性物質の発生に寄与することから、材料健全性、燃料健全性確保及び被ばく低減の観点で適切に水化学管理を実施することが重要である。原子炉一次冷却系とその周辺系統の概要及びサンプリング箇所の例を図 C.1 に示す。

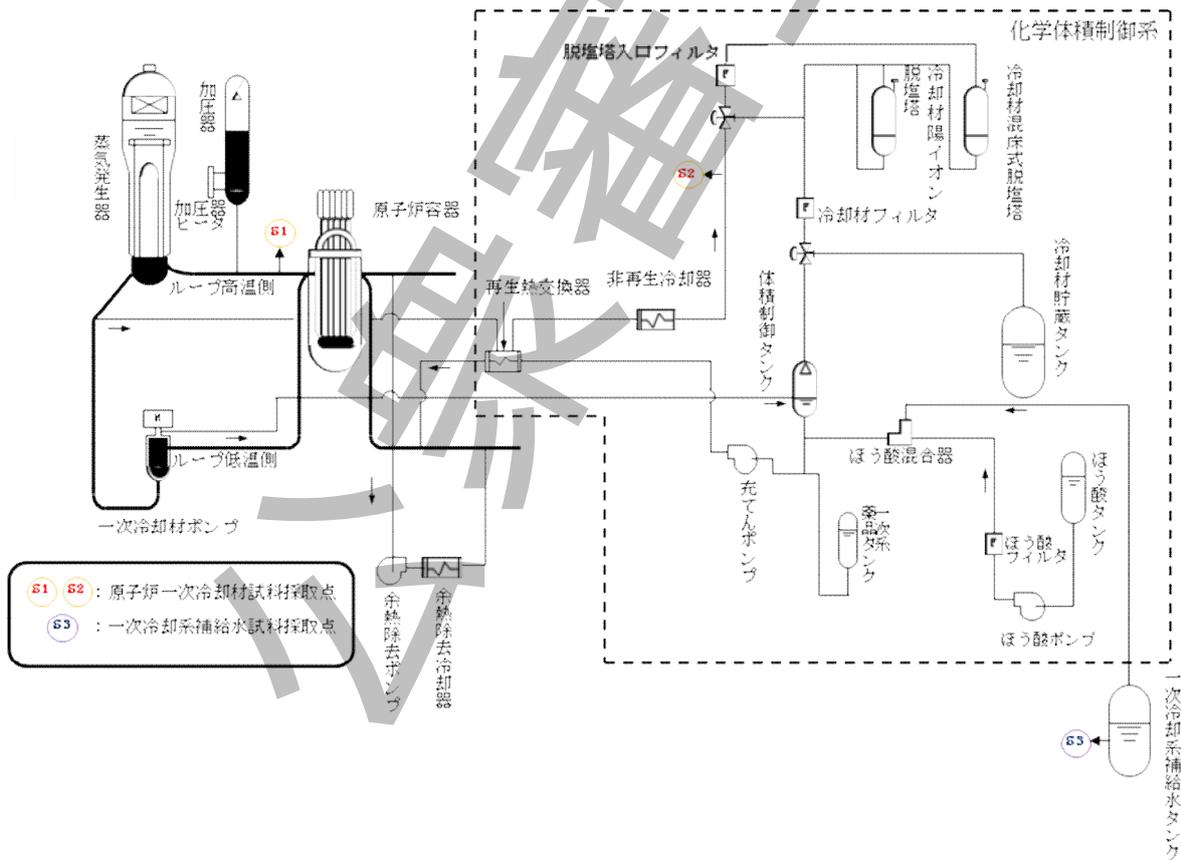


図 C.1 原子炉一次冷却系及びその周辺系統の概要とサンプリング箇所の例

原子炉一次冷却材は，原子炉一次冷却系の熱伝達ループあるいは化学体積制御系の冷却材混床式脱塩塔入口よりサンプリングして分析又は連続測定器により監視を実施することが多い。

C.2 一次冷却系補給水

一次冷却系補給水は主に炉心反応度制御時のほう酸希釈を目的としており，通常運転時は逐次一次冷却系内に補給されることから，原子炉一次冷却材と同様に材料健全性，燃料健全性確保及び被ばく低減の観点で適切に水化学管理を実施することが重要である。一次冷却系補給水は一次冷却系補給水タンク（図 C.1）よりサンプリングして分析を実施することが多い。

C.3 使用済燃料ピット水

使用済燃料ピットには，使用済燃料及び新燃料が貯蔵されており，この系統に属する水（使用済燃料ピット水）は，これらの燃料を冷却することに加え燃料からの放射線を遮蔽する効果がある。水化学の観点では，燃料健全性，材料健全性及び被ばく低減を考慮して適切な管理を実施することが重要である。使用済燃料ピットの概要及びサンプリング箇所を図 C.2 に示す。使用済燃料ピット水は，浄化系の使用済燃料ピット脱塩塔の入口よりサンプリングして分析を実施することが多い。

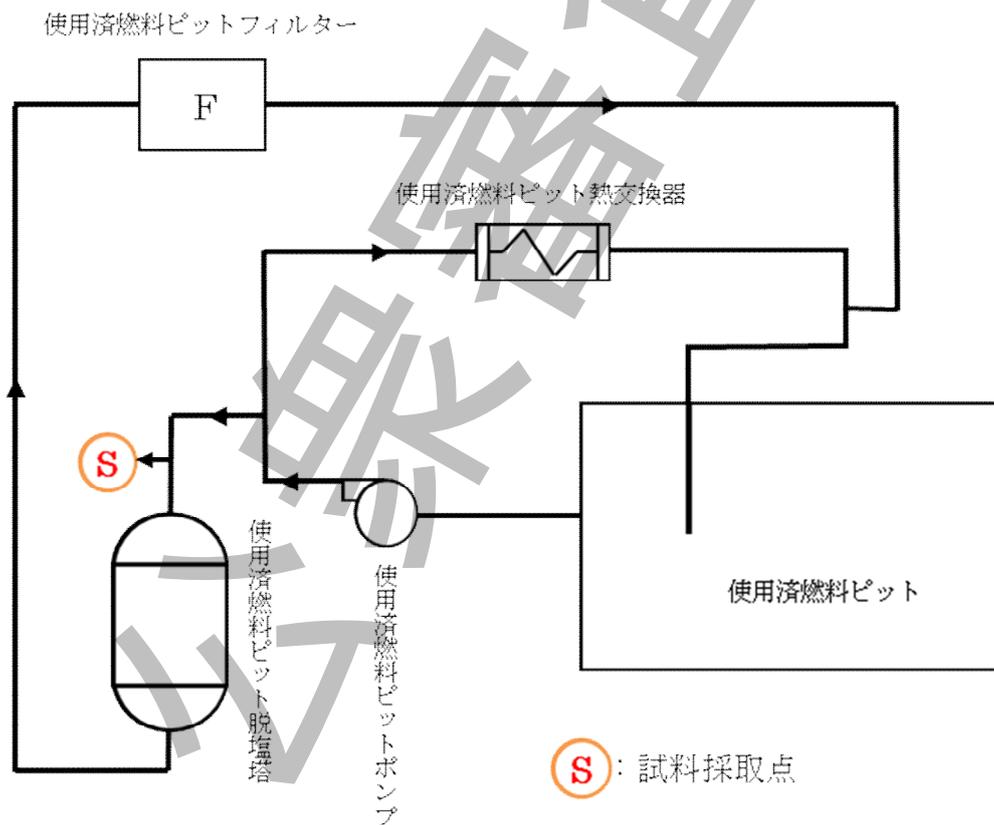


図 C.2 使用済燃料ピットの概要及びサンプリング箇所の例

附属書 D (参考)

管理項目，制御項目及び診断項目の分類の考え方

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 通常運転時

D.1.1 原子炉一次冷却材

通常運転時における原子炉一次冷却材の管理項目，制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.1に示す。

表D.1 通常運転時における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
電気伝導率 (at 25 °C)	-	-	-	添加元素及び不純物イオンの総和を表す重要な項目で，原子炉一次冷却材の純度を示す指標である。本項目を監視することにより，不純物イオンの変動量を評価する事が可能となるため，管理項目とする。
pH	-	-	-	材料の腐食及び腐食生成物の溶解挙動への影響因子であり，材料及び燃料の健全性，及び被ばく低減の観点から測定が求められる。不純物濃度は電気伝導率により監視されるが，不純物イオン濃度の極性(カチオン，アニオン)を判断するうえで有益なデータとなるため，管理項目とする。なお，アクションレベルは 25 に換算した値を，推奨値は 285 に換算した値を用いる。
塩化物イオン	-	-	-	塩化物イオンは酸素が存在する環境下において，ステンレス鋼の粒界型応力腐食割れ (IGSCC)，粒内型応力腐食割れ (TGSCC) の発生，進展，及び孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また，燃料健全性についても影響を及ぼすため，管理項目とする。
ふっ化物イオン	-	-	-	構造材健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため，塩化物イオンと同様の概念により管理項目とする。
硫酸イオン	-	-	-	塩化物イオンなどと同様の概念により，低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは，イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があるため，管理項目とする。

表 D.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方（続き）

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
リチウムイオン			-	リチウムイオンは、腐食抑制のための pH 調整剤として添加しており、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によっても生じるため、適切に制御する必要がある。このため、制御項目とする。更に、構造材料及び燃料健全性維持に関し影響する事が知られているため、管理項目としても分類する。
溶存水素			-	水の放射線分解により発生する溶存酸素濃度を抑制する観点から一定濃度に制御されているため、制御項目とする。更に、構造材料、燃料被覆管の健全性確保に重要な項目であるため、管理項目としても分類し、アクションレベルを設ける。
溶存酸素		-	-	腐食電位を上昇させ、構造材料の SCC 発生、進展に影響を与える重要な化学因子であるため、管理項目とする。
ほう素	-		-	炉心反応度制御の観点で冷却材に添加されているため、制御項目とする。また、希釈水量や反応度など、他のパラメータで推定可能であるため、管理項目とはしない。
アンモニア	-	-		溶存窒素の存在により炉内で生成する。原子炉一次冷却材の電気伝導率、pH を計算により評価する場合必要となるため、診断項目とする。
γ 核種	-	-		線源発生、溶出量を直接的に示すパラメータである。プラント状態を把握し被ばく低減を実施する観点から、診断項目とする。
シリカ	-	-		燃料への析出が危惧される不純物であるため、診断項目とする。
よう素 131	-	-		燃料棒からの放射性物質の漏えいの監視を目的に測定される。燃料健全性を診断するための重要な項目であるため、診断項目とする。
キセノン 133	-	-		よう素 131 による、燃料棒からの放射性物質の漏えいの有無の評価を補完するための項目であり、診断項目とする。

表 D.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方（続き）

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
トリチウム	-	-		作業者の内部被ばく防止の観点から、定期的な評価が推奨されるため、診断項目とする。
金属不純物	-	-		被ばく低減のために重要な項目であり、診断項目としての測定が推奨されるため、診断項目とする。
濁度	-	-		原子炉一次冷却材の清澄度の状態変化を確認するため、診断項目とする。
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。				

D.2 起動時

D.2.1 原子炉一次冷却材

D.2.1.1 原子炉一次冷却材温度82 未満

起動時の原子炉一次冷却材温度82 未満における、原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.2に示す。

表D.2 - 原子炉一次冷却材温度82 未満における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
塩化物イオン	-	-		塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼のIGSCC、TGSCCの発生、進展、及び孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料健全性についても影響を及ぼすが、冷却材温度が82 未満のため、診断項目とする。
ふっ化物イオン	-	-		構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念があるが、冷却材温度が82 未満のため、診断項目とする。
硫酸イオン	-	-		塩化物イオンなどと同様の概念により、低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは、イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があるが、冷却材温度が82 未満のため、診断項目とする。
ほう素	-		-	炉心制御の観点で冷却材中に添加されているため、制御項目とする。
濁度	-	-		原子炉一次冷却材の清澄度の状態変化を確認するため、診断項目とする。

D.2.1.2 原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界

起動時の原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界状態時における原子炉一次冷却材の管理項目 ,制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.3に示す。

表D.3 - 原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
塩化物イオン		-	-	塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼のIGSCC, TGSCC の発生, 進展, 及び孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また, 燃料健全性についても影響を及ぼす。冷却材温度が82 以上のため, 管理項目とする。
ふっ化物イオン		-	-	構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため, 塩化物イオンと同様の概念があり, 冷却材温度が82 以上のため, 管理項目とする。
硫酸イオン		-	-	塩化物イオンなどと同様の概念により, 低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは, イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があり, 冷却材温度が82 以上のため, 管理項目とする。
リチウムイオン	-	-		この期間は pH 調整を目的としたリチウム濃度の制御は行われなため, 診断項目とする。
溶存酸素		-	-	腐食電位を上昇させ, 構造材料の SCC 発生, 進展に影響を与える重要な化学因子であるため, 管理項目とする。
ほう素	-		-	炉心制御の観点で冷却材中に添加されているため, 制御項目とする。
濁度	-	-		原子炉一次冷却材の清澄度の状態変化を確認するため, 診断項目とする。

D.2.1.3 原子炉臨界から通常運転到達まで

起動時の原子炉臨界から通常運転到達までの原子炉一次冷却材の管理項目 ,制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.4に示す。

表D.4 - 原子炉臨界から通常運転到達までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
電気伝導率 (at 25 ^{a)})		-	-	添加元素及び不純物イオンの総和を表す重要な項目で、原子炉一次冷却材の純度を示す指標である。本項目を監視することにより、不純物イオンの変動量を評価する事が可能となるため、管理項目とする。
pH (at 25 ^{a)})		-	-	材料の腐食及び腐食生成物の溶解挙動への影響因子であり、材料及び燃料の健全性及び被ばく低減の観点から測定が求められる。不純物濃度は電気伝導率により監視されるが、不純物イオン濃度の極性（カチオン、アニオン）を判断するうえで有益なデータとなるため、管理項目とする。
塩化物イオン		-	-	塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼のIGSCC、TGSCCの発生、進展及び、孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料健全性についても影響を及ぼす。冷却材温度が82以上のため、管理項目とする。
ふっ化物イオン		-	-	構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念があり、冷却材温度が82以上のため、管理項目とする。
硫酸イオン		-	-	塩化物イオンなどと同様の概念により、低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは、イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があり、冷却材温度が82以上のため、管理項目とする。
リチウムイオン		-	-	リチウムイオンは、腐食抑制のためのpH調整剤として添加しており、 ¹⁰ B(n, α) ⁷ Li反応によっても生じるため、適切に制御する必要がある。このため、制御項目とする。更に、構造材料及び燃料健全性維持に関し影響する事が知られているため、管理項目としても分類する。
溶存水素		-	-	水の放射線分解により発生する溶存酸素濃度を抑制する観点から一定濃度に制御されているため制御項目とする。更に、構造材料、燃料被覆管の健全性確保に重要な項目であるため、管理項目としても分類し、アクションレベルを設ける。
溶存酸素		-	-	腐食電位を上昇させ、構造材料のSCC発生、進展に影響を与える重要な化学因子であるため、管理項目とする。
ほう素	-		-	炉心制御の観点で冷却材中に添加されているため、制御項目とする。
シリカ	-	-		燃料への析出が危惧される不純物であるため、診断項目とする。
濁度	-	-		原子炉一次冷却材の清澄度の状態変化を確認するため、診断項目とする。
よう素 131	-	-		燃料棒からの放射性物質の漏えい監視を目的に測定される。プラント状態を診断するための重要な項目であるため、診断項目とする。

表D.4 - 原子炉臨界から通常運転到達までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方(続き)

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。				

D.3 停止時

D.3.1 原子炉一次冷却材

D.3.1.1 出力降下開始から原子炉停止まで

停止時の出力降下開始から原子炉停止までの、原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.5に示す。

表D.5 - 出力降下開始から原子炉停止までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	-	-		添加元素及び不純物イオンの総和を表す重要な項目で、原子炉一次冷却材の純度を示す指標である。本項目を監視することにより、不純物イオンの変動量を評価する事が可能となる。ただし、停止操作に入るため、診断項目とする。
pH (at 25 ^{a)})	-	-		材料の腐食及び腐食生成物の溶解挙動への影響因子であり、材料及び燃料の健全性及び被ばく低減の観点から測定が求められる。不純物濃度は電気伝導率により監視されるが、不純物イオン濃度の極性(カチオン、アニオン)を判断するうえで有益なデータとなる。ただし、停止操作に入るため、診断項目とする。
塩化物イオン	-	-		塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼のIGSCC、TGSCCの発生、進展及び、孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料健全性についても影響を及ぼすが、停止操作に入るため、診断項目とする。
ふっ化物イオン	-	-		構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念があるが、停止操作に入るため、診断項目とする。
硫酸イオン	-	-		塩化物イオンなどと同様の概念により、低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは、イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があるが、停止操作に入るため、診断項目とする。

表D.5 - 出力降下開始から原子炉停止までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方（続き）

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
リチウムイオン	-	-		リチウムイオンは、腐食抑制のための pH 調整剤として添加している。ただし、停止時のリチウム濃度は低く、かつほう素 - リチウム管理バンドからは外れるため、診断項目とする。
溶存水素	-		-	水の放射線分解により発生する酸素濃度を抑制する観点から一定濃度に制御されているため、制御項目とする。
溶存酸素	-	-		腐食電位を上昇させ、構造材料の SCC 発生、進展に影響を与える重要な化学因子であるが、停止操作に入るため、診断項目とする。
ほう素	-		-	炉心管理の観点で冷却材中に添加されているため、制御項目とする。
よう素 131	-	-		燃料棒からの放射性物質の漏えい監視を目的に測定される。プラント状態を診断するための重要な項目であるため、診断項目とする。
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。				

D.3.1.2 原子炉停止から酸化運転終了まで

停止時の原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.6に示す。

表D.6 - 原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
塩化物イオン	-	-		塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼の IGSCC, TGSCC の発生、進展、及び孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料健全性についても影響を及ぼすが、停止操作に入るため診断項目とする。
ふっ化物イオン	-	-		構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念があるが、停止操作に入るため、診断項目とする。
硫酸イオン	-	-		塩化物イオンなどと同様の概念により、低濃度に維持する必要がある。硫酸イオンは、イオン交換樹脂の酸化劣化により放出される可能性があるが、停止操作に入るため、診断項目とする。
リチウムイオン	-	-		停止時のリチウムは冷却材 pH を低めるために除去されるが、管理値がないため診断項目とする。

表 D.6 - 原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の項目分類の考え方（続き）

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
溶存水素	-	-	-	停止時の溶存水素濃度は、防爆の観点で制御されるため、制御項目とする。
ほう素	-	-	-	炉心管理の観点で冷却材中に添加されているため、制御項目とする。
核種	-	-	-	溶出量を直接的に示すパラメータである。プラント状態を把握し被ばく低減を実施する観点から、診断項目とする。
金属不純物	-	-	-	被ばく低減のために重要な項目であり、診断項目としての測定が推奨されるため、診断項目とする。
濁度	-	-	-	原子炉一次冷却材の清澄度の状態変化を確認するため、診断項目とする。

D.4 運転モードに依らない系統

D.4.1 一次冷却系補給水

一次冷却系補給水の診断項目の分類の考え方を表D.7に示す。

表D.7 - 一次冷却系補給水の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	-	-	-	電気伝導率は、補給水の純度を確認するために必要な項目であるが、補給水の電気伝導率が高くなってもプラント停止には至らないため、診断項目とする。
塩化物イオン	-	-	-	塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼のIGSCC, TGSCCの発生、進展及び、孔食や隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料健全性についても影響を及ぼす。ただし、補給水の塩化物イオンが高くなってもプラント停止には至らないため、診断項目とする。
ふっ化物イオン	-	-	-	構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念があるが、ただし、補給水のふっ化イオンが高くなってもプラント停止には至らないため、診断項目とする。

表D.7 - 一次冷却系補給水の項目分類の考え方（続き）

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
硫酸イオン	-	-		塩化物イオンなどと同様の概念により、低濃度に維持する必要がある。ただし、補給水の硫酸イオンが高くなってもプラント停止には至らないため、診断項目とする。
溶存酸素	-	-		腐食電位を上昇させ、構造材料の SCC 発生、進展に影響を与える重要な化学因子である。ただし、補給水の溶存酸素濃度が高くなってもプラント停止には至らないため、診断項目とする。
シリカ	-	-		燃料への析出が危惧される不純物であるため、診断項目とする。
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。				

D.4.2 使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット水の制御項目及び診断項目の分類の考え方を表D.8に示す。

表D.8 - 使用済燃料ピット水の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
塩化物イオン	-	-		塩化物イオンは酸素が存在する環境下において、ステンレス鋼の IGSCC, TGSCC の発生、進展及び、孔食や隙間腐食を生じさせる不純物であるが、一次系に比べ低温環境であり、腐食に対する感受性も低いことから、診断項目とする。
ふっ化物イオン	-	-		構造材料健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念により診断項目とする。
硫酸イオン	-	-		構造材健全性及び燃料健全性に対し影響が懸念されるため、塩化物イオンと同様の概念により診断項目とする。
ほう素	-		-	未臨界の維持や燃料取替時の一次系への混合の理由からほう素が添加されているため、制御項目とする。
濁度	-	-		一般的に水の清澄度合の指標となるパラメータである。発生源としては、燃料付着クラッドの剥離などが考えられることから、診断項目とする。

D.5 改良水化学適用時

D.5.1 原子炉一次冷却材

D.5.1.1 低濃度亜鉛注入適用時

低濃度亜鉛注入適用時の原子炉一次冷却材の制御項目の分類の考え方を表D.9に示す。

表D.9 - 改良水化学適用時における原子炉一次冷却材の項目分類の考え方

名称	分類			分類の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目	
亜鉛	-		-	亜鉛は被ばく低減を目的に添加されているが、燃料への付着量が顕著に増加した場合、燃料健全性に対し影響が懸念される。このため、亜鉛注入プラントについては、目標濃度に注入されていることを確認する必要があることから、制御項目とする。

附属書 E
(参考)
アクションレベル，推奨値及び制御値の考え方

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 通常運転時

E.1.1 原子炉一次冷却材

通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル設定の考え方を表E.1に示す。管理項目の推奨値設定の考え方を表E.2に示す。また，通常運転時の制御項目の制御値設定の考え方を表E.3に示す。加えて，診断項目の推奨値設定の考え方を表E.4に示す。

表 E.1 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル設定の考え方

名称	単位	アクションレベル	設定の考え方
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	1 >推定値 + 0.5 <推定値 - 0.5	電気伝導率の推定値は、ほう素、リチウム及びアンモニア濃度の3つを用いて計算する。但し、電気伝導率はリチウムイオン濃度及びアンモニア濃度の影響を大きく受けるため、通常運転中においても陽イオン脱塩塔通水後の測定値は運転状況に応じて変動する。推定値の計算精度も考慮する必要があるため、実機の実績を踏まえ±0.5 mS/mの変動幅をアクションレベル1に設定する。なお、本値を逸脱した場合は塩化物イオンなどの不純物について測定を実施する。
		2 > 4	現行採用されているほう素 - リチウム管理バンドの最大リチウムイオン濃度値 3.5 mg/L と溶存窒素の存在により生成するアンモニア 1 mg/L 程度から想定される値として、4 mS/m を設定する(図 E.1 参照)。
		3 設定せず	以下の理由により、アクションレベル3の設定は不適と判断した。電気伝導率は、添加元素及び不純物イオンの総和を示すため、単独パラメータとしての影響は判断が困難である。そのため、アクションレベル2を超えた時点で実施される調査結果を受けて、有効な対応を判断することが望ましい。
pH (at 25 ^{a)})	-	1 >推定値 + 0.5 <推定値 - 0.5	pHの推定値は、ほう素、リチウム及びアンモニア濃度の3つを用いて計算する。また、pHはほう酸と水酸化リチウム及びアンモニアのバランスで決まるため、通常運転中も大きく変動する。計器の計測誤差を踏まえ、異常な変動幅として検知可能な濃度として、推定値±0.5をアクションレベル1に設定する。なお、本値を逸脱した場合は塩化物イオン等の不純物について測定を実施する。
		2 < 4 > 11	構造材の腐食を抑制する観点から、過度な酸及びアルカリ条件とならない様に設定する必要がある。現行のほう素 - リチウム管理バンドから取り得る値として pH 4 ~ 11 の範囲を設定する。
		3 設定せず	以下の理由により、アクションレベル3の設定は不適と判断した。pHは腐食に影響する重要な指標として活用されているが、水素イオン濃度としての直接的な影響は明確となっていない。そのため、アクションレベル2を超えた時点で実施される調査結果を受けて、有効な対応を判断することが望ましい。
塩化物イオン	µg/L	1 > 50	不純物イオンとして十分に低く管理する事が重要であるため、原子炉一次冷却材においてはチオシアン酸水銀()吸光度法による検出下限値相当の値として、50 µg/L をアクションレベル1として設定する。
		2 > 150	十分に安全性を担保する観点から、酸素の混入を想定し設定することが妥当と考えられる(図 E.3 参照)。仮に酸素 100 µg/L が存在した場合でも、塩化物 SCC が発生しない条件として 150 µg/L をアクションレベル2として設定する。
		3 > 1500	酸素が存在しない環境では短期間に影響が生じないと考えられるが、十分に安全側の値としてアクションレベル2の10倍をアクションレベル3として設定する。

注^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。

表 E.1 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル設定の考え方 (続き)

名称	単位	アクションレベル		設定の考え方
ふっ化物イオン	μg/L	1	> 50	塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、不純物として十分に低いことを担保する値として 50 μg/L に設定する。
		2	> 150	塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	> 1 500	酸素が存在しない環境では短期間に影響が生じないと考えられるが、十分に安全側の値としてアクションレベル 2 の 10 倍をアクションレベル 3 として設定する。
硫酸イオン	μg/L	1	> 50	PWSCC への直接的な影響は明確でないものの、不純物を可能な限り低減する観点から 50 μg/L をアクションレベル 1 として設定する。
		2	> 150	塩化物イオンより影響が小さいと考えられるが、イオン交換樹脂の劣化により溶出される可能性があるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	> 1 500	酸素が存在しない環境では短期間に影響が生じないと考えられるが、十分に安全側の値としてアクションレベル 2 の 10 倍をアクションレベル 3 として設定する。
リチウムイオン	mg/L	1	< 0.2 > 3.5	リチウムイオン濃度の変動範囲の逸脱をアクションレベル 1 とする。上限値の 3.5 mg/L は、材料及び燃料健全性上問題ないことが確認されている濃度であり、下限値の 0.2 mg/L は、構造材料腐食の観点からアルカリ側に維持できる最低濃度である (図 E.5, 図 E.7 参照)。
		2	> 6	構造材料や燃料健全性を保障する十分なデータ無いため、高リチウムイオン側に管理値を設ける。なお、6 mg/L 以下については米国で実機適用例があり、短期的な影響が生じない事が報告されている。
		3	設定せず	以下の理由により、アクションレベル 3 の設定は不適と判断した。燃料表面への付着クラッドを増加させる懸念があるものの、プラント健全性に直接影響を及ぼすとの知見は無い。
溶存水素	cm ³ /kg	1	< 25	体積制御タンク圧及びガス組成を一定に保てば、溶存水素濃度を 25 cm ³ /kg 以上に維持できるため、これをアクションレベル 1 とする。今までの 25 cm ³ /kg 以上での管理実績から、材料、燃料に対して長期的な信頼性が損なわれたことはない。
		2	< 15 > 50	水の放射線分解を抑制するために必要な溶存水素濃度の保守的な値 15 cm ³ /kg と、燃料健全性上問題のない上限の溶存水素濃度 50 cm ³ /kg をアクションレベル 2 とする (図 E.10, 図 E.11 参照)。
		3	< 5	水の放射線分解の影響を抑制できる最小の溶存水素濃度として 5 cm ³ /kg 以下をアクションレベル 3 とする。ただし、近年低溶存水素濃度管理が材料健全性、及び被ばく低減上メリットがあるとの報告もあり、構造材料健全性への影響が確認された場合は、低溶存水素濃度管理にシフトしていく可能性がある。
溶存酸素	μg/L	1	> 5	溶存水素濃度が適切に管理された場合に達成できる溶存酸素濃度を、アクションレベル 1 とする。
		2	> 100	溶存酸素は 100 μg/L 以下であれば塩化物イオンが数 mg/L あっても SCC は発生し難いとされる。この濃度をアクションレベル 2 とする (図 E.3 参照)。
		3	> 1 000	アクションレベル 2 の 10 倍の値をアクションレベル 3 とする。

表 E.2 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	-	不純物を可能な限り抑制する観点では低い値を目指すことが推奨されるが、実際には炉心制御及び pH 調整を目的とした添加元素の濃度によって電気伝導率は変動する。また、PWR 一次系環境では電気伝導率が低いことが有益であるという根拠も見当たらないため、妥当な推奨値を設定することは困難である。そのため、電気伝導率についての推奨値は設定しない。
pH (at 285 ^{b)})	-	7.2 ~7.4	放射性腐食生成物(クラッド)の生成移行挙動を抑制する観点から、クラッド主成分の溶解度差が蒸気発生器内と圧力容器内で最小になる pH に維持する事が望ましい。当該 pH の範囲は、被ばく低減に対し有効であることが報告されており海外でも推奨されている。ただし、サイクル初期については、ほう酸及び水酸化リチウムが高濃度となるため、個別化学種の影響による材料及び燃料健全性への懸念が生じる。本推奨値は pH として望ましい状況ではあるが、運転上必要な添加元素の状況によっては達成困難な領域であることを認識しておく必要がある。よって、実際には他の化学種の影響も踏まえて妥当なほう素 - リチウム管理バンドの値内に維持することが有効である。 なお、アクションレベルは測定される pH と同じ単位系を用いるために 25 の温度条件を採用しているが、推奨値は溶解度の概念により設定されているため、285 での pH として設定した。
塩化物イオン	µg/L	10 又はプラントごとの低い方	10 mg/L 以下の低濃度領域においては、材料健全性及び燃料健全性について悪影響を及ぼすことを示した報告は見当たらない。ただし、不純物濃度として有害である可能性が否定できないことから、十分に低い濃度に管理する事が望ましい。よって推奨値は、イオンクロマトグラフにより測定可能な範囲で十分に低い値として、10 µg/L 以下または、プラントで個別に設定した値の低い方を選定する事が有効である。
ふっ化物イオン	µg/L	10 又はプラントごとの低い方	塩化物イオンと同様に、10 mg/L 以下の領域では材料及び燃料への悪影響は報告されていない。よって、測定可能な範囲で十分に低く不純物濃度を管理する事が望ましく、推奨値は塩化物イオンと同様の値を設定した。
硫酸イオン	µg/L	10 又はプラントごとの低い方	塩化物イオン、ふっ化物イオンと同様に、10 mg/L 以下の領域では材料及び燃料への悪影響は報告されていない。一方で、還元性硫黄としての挙動については懸念が示されているため、低濃度に管理する事が望ましい。推奨値は、測定可能な範囲で低濃度に維持する観点から、10 µg/L 又はプラントで個別に設定した値の低い方を採用した。
リチウムイオン	mg/L	-	リチウムイオン濃度は、構造材料及び燃料健全性上問題のないほう素 - リチウム管理バンドに従って制御するため、推奨値は設けない。
溶存水素	cm ³ /kg	-	ニッケル基合金の SCC 感受性に影響を及ぼす事が報告されているが、最適値については議論が継続されている。なお、EPRI は高溶存水素濃度側を推奨している。しかし、構造材料への影響を慎重に評価する事も求められる。ただし、近年低溶存水素濃度管理が材料健全性、及び被ばく低減上メリットがあるとの報告もあり、構造材料健全性への影響が確認された場合は、低溶存水素濃度管理にシフトしていく可能性がある。従って、推奨値は設けない。

表 E.2 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における管理項目の推奨値設定の考え方（続き）

名称	単位	推奨値	設定の考え方
溶存酸素	μg/L	-	溶存水素濃度が適切に管理されていれば、容易に溶存酸素濃度 5μg/L 未満が達成できるため、特に推奨値は設けない。
注 a) 不純物管理を目的とし、常温で測定する。 b) 被ばく低減を目的とし、ほう素、リチウム、アンモニア濃度から算出する。			

表 E.3 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
リチウムイオン	mg/L	プラントごと	放射性腐食生成物（クラッド）の生成移行挙動を抑制する観点から、クラッド主成分の溶解度差が蒸気発生器内と圧力容器内で最小になる pH に維持する事が望ましい。よって、リチウムイオンはプラントごとにアクションレベルに至らない範囲で適切な pH を維持できるようにその他不純物イオン濃度を考慮したほう素 - リチウム管理バンドを設定し、その範囲内で制御することとする。
溶存水素	cm ³ /kg	25 ~ 35	アクションレベル 1 設定値に至らず、かつアクションレベル 2 設定値に対して十分に裕度を持った範囲で制御することとし、25 ~ 35 cm ³ /kg を制御値とする。
ほう素	mg/L	-	ほう素濃度は原子炉一次冷却材の電気伝導率、pH を決定するパラメータであるが、反応度に応じて変化するため、特に制御値は設けない。

表 E.4 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
アンモニア	mg/L	-	アンモニアは、原子炉一次冷却材の電気伝導率及び pH の値に影響を与え、また、体積制御タンクの窒素分圧によってアンモニア濃度は変化するため、推奨値は設定せず傾向を監視する。
核種	Bq/cm ³	プラントごと	線核種（腐食生成物）濃度は、プラント設計の影響、水質管理条件等により発電所毎に特徴が異なる。よって、一律の推奨値は設定せず、各プラントによって適切な核種、値を設定し管理することが重要である。主な対象核種としては、被ばく線量の主要因となる ⁵⁸ Co、 ⁶⁰ Co 及びクラッド挙動の目安となる ⁵¹ Cr 等について全核種濃度並びにクラッド濃度について設定することが望ましい。
シリカ	mg/L	0.5	燃料への影響を考えた場合、低い値の方が良いと理解されている。海外規格によると、1 mg/L 以下が期待値として設定されている ⁽¹⁾ 。この状況からより低濃度に維持することを目的とし 0.5 mg/L 以下を設定する。
よう素 131	Bq/cm ³	-	¹³¹ I の測定は、燃料棒からの放射性物質の漏えいの有無を監視する事が目的であるため、推奨値は設けない。
キセノン 133	Bq/cm ³	-	¹³³ Xe の測定は、燃料棒からの放射性物質の漏えい検知を目的に監視しているため、推奨値は設けない。
トリチウム	Bq/cm ³	プラントごと	主にほう素と中性子の核反応によって生成するため、発電所の設計及び適用しているほう素濃度の影響を受ける。よって、一律の推奨値は設定せず、各プラントによって適切な値を設定し管理することが重要である。値の設定に際しては、放射線業務従事者の呼吸する空気中の濃度限度（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則）を考慮する。

表 E.4 - 通常運転時の原子炉一次冷却材における診断項目の推奨値設定の考え方 (続き)

名称	単位	推奨値	設定の考え方
金属不純物	μg/L	-	ニッケル等の金属不純物は、炉心で放射化され、放射線業務従事者の被ばく線源となる。そのため、極力低減することが重要だが、金属不純物は、プラントの構成材料、建設時からの水質管理方法の影響を受ける。よって、プラントごとに適切な金属不純物の項目を定め、傾向を監視する。
濁度	mg/L	-	濁度は、状態変化の確認を目的に測定しているため、推奨値は設けない。

表 E.1 から表 E.4 で参照している図及びその図の説明は、以下のとおりである。

なお、以降の図中の (ppm) 及び (ppb) は、比重が 1 g/cm³ であることから、(mg/L) 及び (μg/L) と同じとみなせる。

図 E.1¹⁾ に示すように、電気伝導率及び pH (at 25) は、ほう素、リチウム及びアンモニア濃度に応じて変化する。

図 E.1 及び図 E.2 に示す図中の太い実線は、ほう素とリチウムの組合せの管理幅を示したものである。

図 E.1 中の細線は、図 E.2 に示すほう素 - リチウム管理バンドで管理した際、原子炉一次冷却材中に含まれるアンモニア濃度を加えた時の 25 の電気伝導率及び pH を計算した値である。図 E.1 については、電気伝導率及び pH の計算値と実測値のずれを判断するために用いるものである。例えば、図 E.1(2/3) において、ほう素 800 mg/L、リチウム 2 mg/L、アンモニア 0.5 mg/L の場合、25 の pH は不純物がない場合 6.6 と計算されるが、実測された pH が大きくずれた場合に、不純物の混入を考える必要がある。

注¹⁾ 図 E.1(1/3 ~ 3/3) はほう素、リチウム、及びアンモニアの組み合わせによって求めた pH、電気伝導率の計算値である。図 E.1(1/3 ~ 3/3) に示すとおり、電気伝導率及び pH は、アンモニアの影響を受ける。

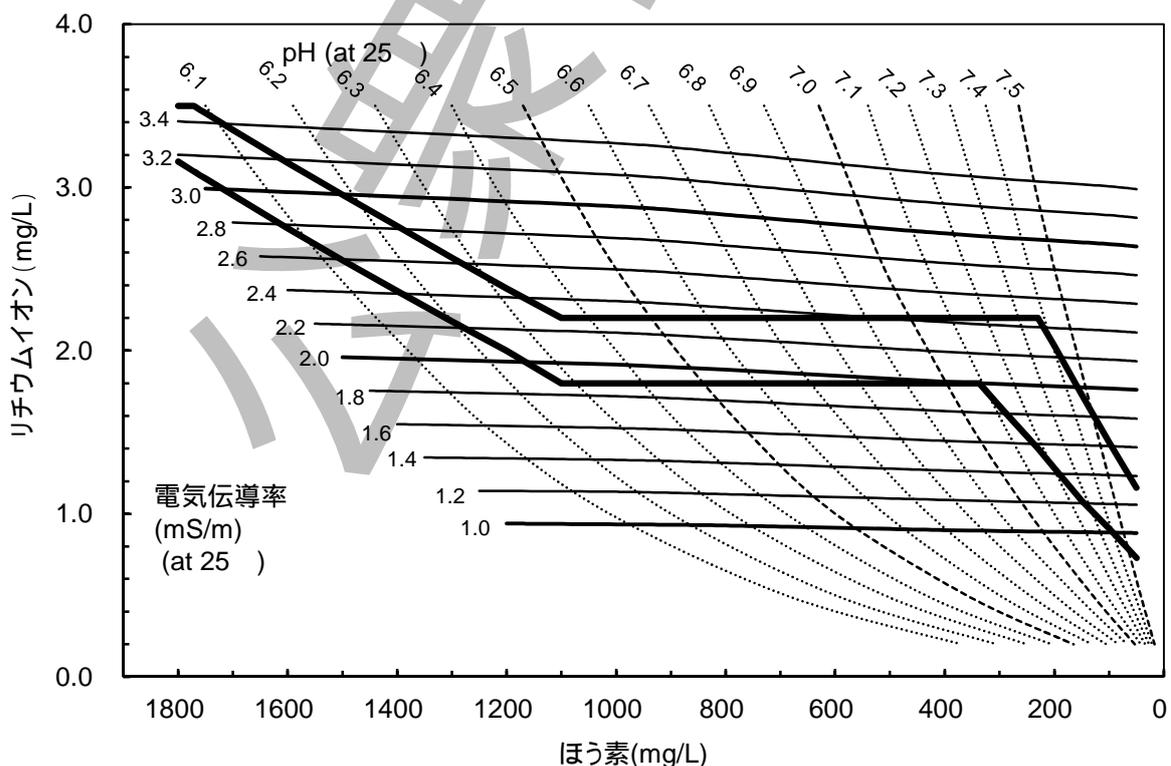


図 E.1(1/3) - ほう素 - リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例 (アンモニア濃度 0 mg/L)

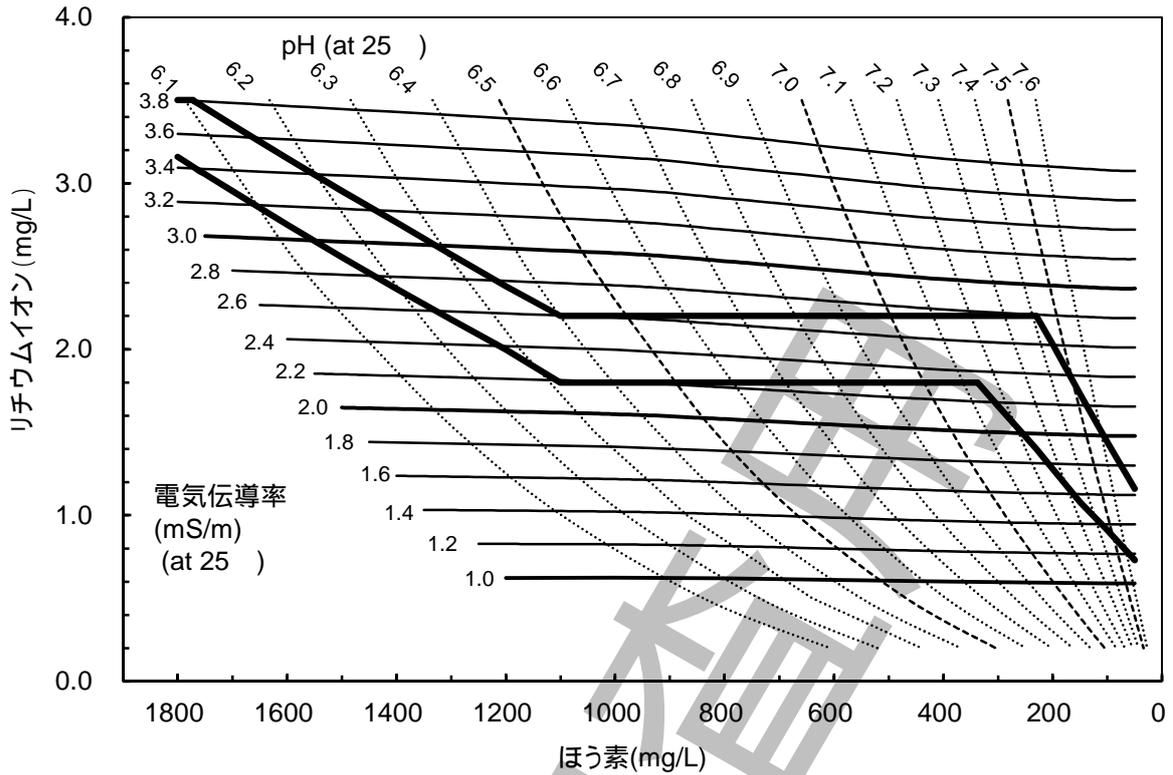


図 E.1(2/3) - ほう素 - リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例 (アンモニア濃度 0.5 mg/L)

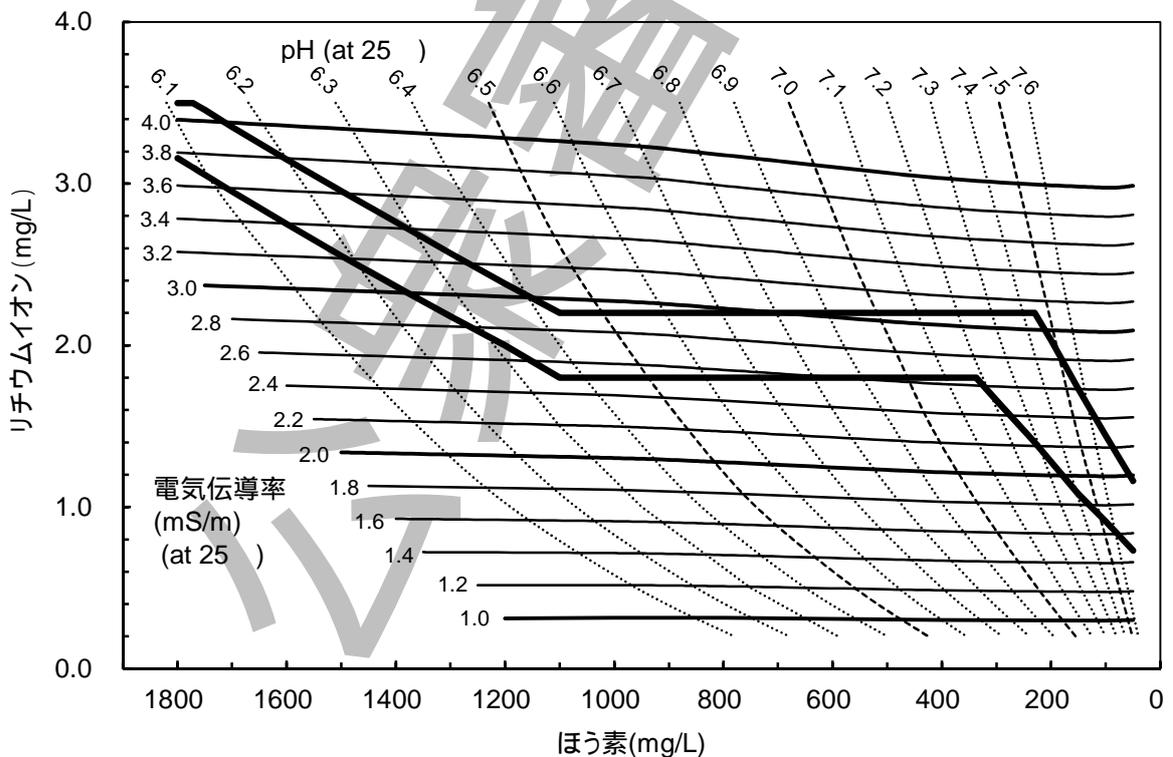


図 E.1(3/3) - ほう素 - リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例 (アンモニア濃度 1 mg/L)

アンモニア濃度 1 mg/L による電気伝導率の上昇は、0 mg/L と比べほう素濃度及びリチウム濃度が同じでも約 0.6 mS/m であり、電気伝導率のアクションレベル 1 (推定値 \pm 0.5 mS/m) を超える。

これより、電気伝導率から不純物持ち込み有無を判断するには、アンモニアを考慮した電気伝導率の評価結果が必要である。

通常運転時に想定される最大アンモニア濃度 1 mg/L の場合の電気伝導率は、約 4 mS/m であり、不純物持ち込み有無の判断に用いる電気伝導率の上限値としては、図 E.2²⁾ に示すほう素 - リチウム管理バンドの最大 Li 濃度 3.5 mg/L、ほう素濃度 1 800 mg/L 及びアンモニア濃度 1 mg/L の場合に示す 4 mS/m を設定している。

注²⁾ 図 E.2 はほう素及びリチウムの組み合わせによって求めた pH の計算値である。

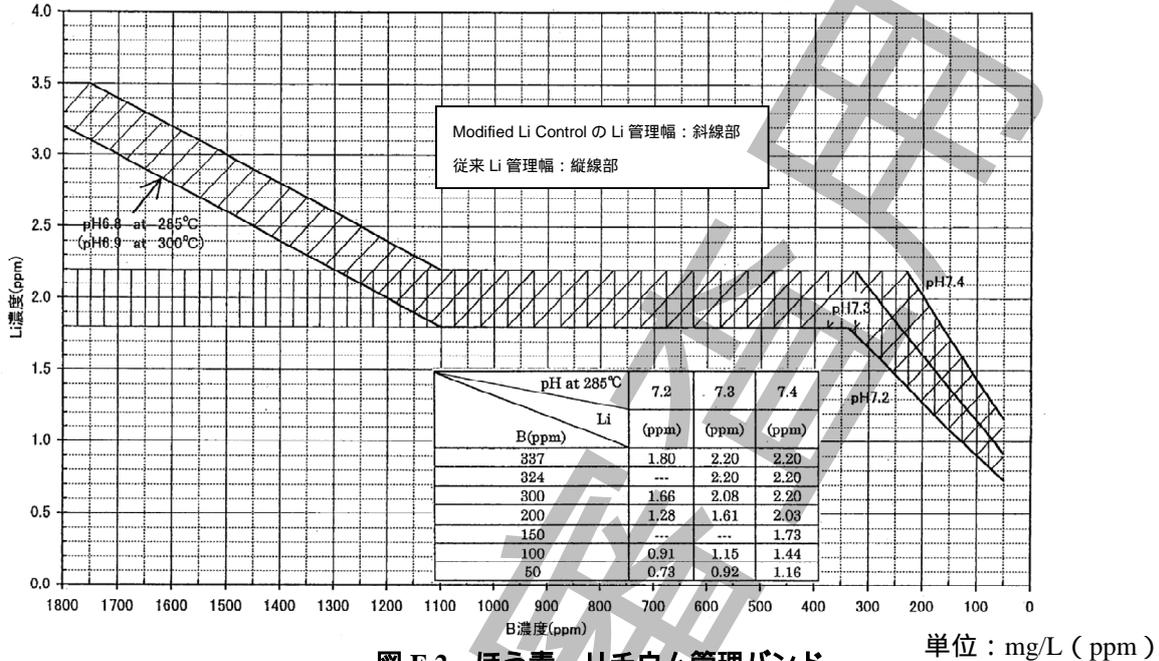


図 E.3 より、仮に溶存酸素 100 µg/L が存在した場合でも、塩化物 SCC が発生しない条件として 150 µg/L を塩化物イオンのアクションレベル 2 として設定する。また、溶存酸素は 100 µg/L 以下であれば塩化物イオンが数 mg/L あっても SCC は発生し難いとされる。この濃度を溶存酸素のアクションレベル 2 とする。

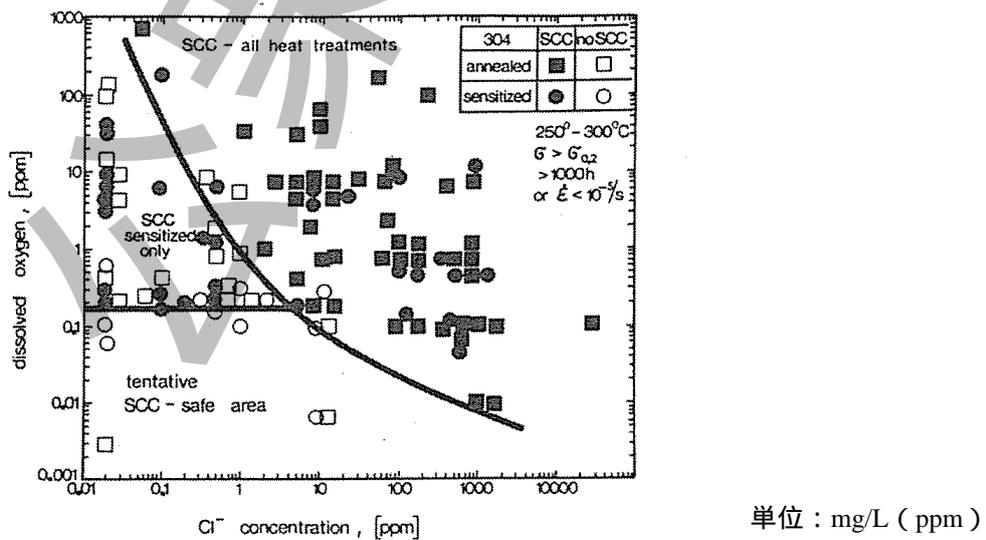


図 E.3 - 304 ステンレス鋼の SCC 発生に及ぼす塩化物イオン、溶存酸素濃度の影響⁽²⁾

図 E.4 は、600 合金の PWSCC 感受性とリチウム濃度及びほう素濃度の関係であり、ほう素濃度 1 100 mg/L を超える高ほう素濃度領域ではリチウム濃度依存性が認められない。

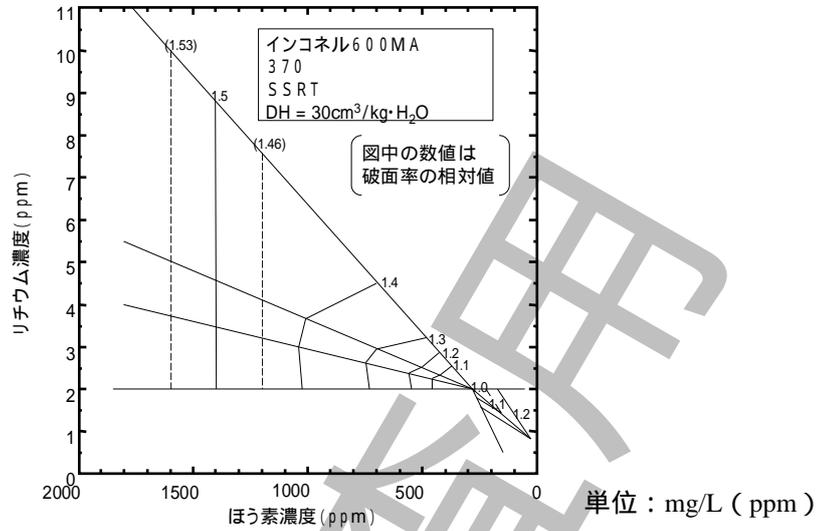


図 E.4 - 600 合金の PWSCC 感受性等高線図⁽³⁾

また、燃料健全性に関連することとして、米国では被ばく低減の観点からこれまでよりリチウム濃度を高めた運転が行われていることが挙げられる。これは、米国ミルストーン 3 号炉で実施された高リチウム運転の Elevated Lithium 管理に相当し、pH (at 300) が 7.4 に到達するまでは原子炉一次冷却材リチウム濃度を 3.5 mg/L に一定制御する。この管理は、pH (at 300) 6.9 一定の Coordinated Lithium 管理で管理された米国ノースアンナ 1 号炉より高い pH (リチウム) である。

ミルストーン 3 号炉のジルカロイ-4 の酸化皮膜厚さの測定結果を図 E.5 に示す。酸化皮膜厚さは腐食量の指標であり、比較のために Coordinated Lithium 管理で運転したノースアンナ 1 号炉の酸化皮膜厚さ測定結果も併記されている。これらの測定結果より、いずれも同等の燃焼度依存性を示している。これから、3.5 mg/L にリチウムを上昇させた場合でも、燃料健全性に問題がないと考えられている。

以上から、材料健全性及び燃料健全性上問題のないリチウムイオン上限値として 3.5 mg/L を設定している。

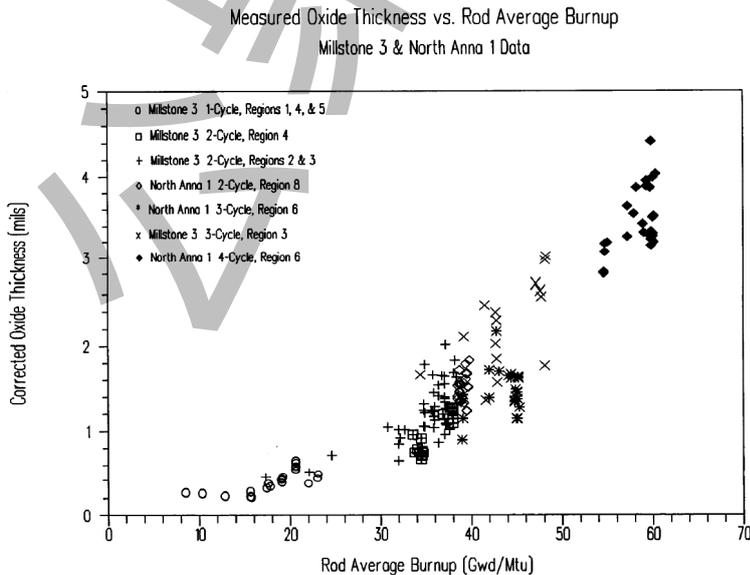


図 E.5 - ミルストーン 3 号炉及びノースアンナ 1 号炉燃料被覆管の酸化皮膜厚さ⁽⁴⁾

また、最新の知見として、米国コマンチピーク発電所において出力運転時全期間を通じ pH (at 300) を 7.3 に保つ Elevated-Constant-pH 運転の結果が報告されている。サイクル初期の最大リチウム濃度は 5 mg/L であったが、燃料被覆管の酸化皮膜厚みは、図 E.6 に示すように、前サイクルと比べ同等ないし薄いと報告されている。なお、初期サイクルのリチウム濃度を 6 mg/L までに上昇させて運転した例もある⁽⁶⁾。

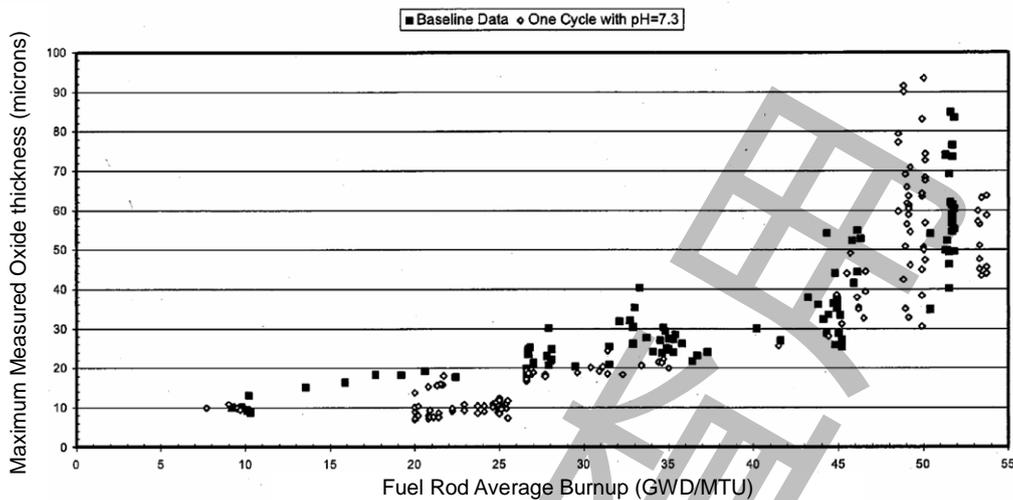


図 E.6 - コマンチピーク発電所燃料被覆管の酸化皮膜厚み測定結果⁽⁵⁾

また、下限値 0.2 mg/L は、図 E.7³⁾ に示すように原子炉一次冷却材をアルカリ性に保つための最低濃度である。

注³⁾ 図 E.7 はほう素及びリチウムの組み合わせによって求めた pH の計算値である。

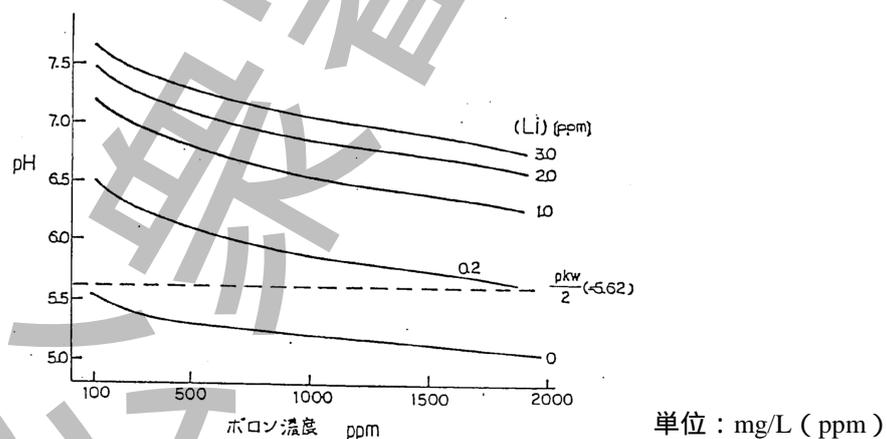


図 E.7 - 300 の pH とほう素濃度との関係

原子炉内では原子炉一次冷却材が放射線分解し(簡略化して $2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{H}_2 + \text{O}_2$ のように表現される), 酸素などの酸化種が発生する。溶存水素は照射場で酸素と結合し水に戻る再結合反応により、原子炉一次冷却材中の酸素濃度の上昇を抑制する。この再結合を促すには酸化種に対して過剰量の水素を添加する必要がある。

実験炉 (CP-3) で得られたほう酸水の放射線分解による水素発生量と初期水素添加量の関係を図 E.8 に示す。 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ による粒子線の効果で、ほう酸濃度が高いほど放射線分解が起こりやすく、これを抑制するためには初期水素添加量を増す必要があることが分かる。しかし、実機運転サイクル初期に相当する

高ほう酸濃度域においても，初期水素添加量を $14 \text{ cm}^3/\text{kg}$ にすると放射線分解は完全に抑制されている。この実験結果に基づいて，PWR では原子炉一次冷却材中の溶存水素濃度をこれ以上の濃度（ $15 \text{ cm}^3/\text{kg}$ 以上）に維持し，放射線分解による溶存酸素など酸化種の生成を抑制する水化学管理がなされている。

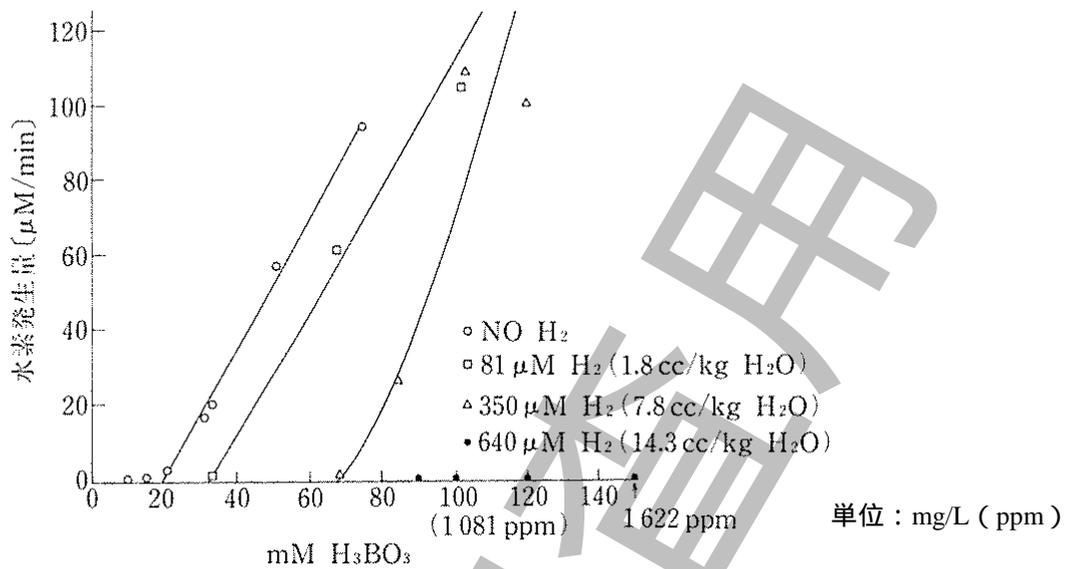


図 E.8 - ほう酸水の放射線分解による水素発生量と初期水素添加量の関係⁽⁷⁾

ジルカロイ-4 の腐食増量と水素添加の影響の関係を図 E.9 に示す。この図は，水素添加条件と無添加条件での腐食の時間変化を上下 2 段に示したもので，変曲点までの腐食速度は $55 \text{ cm}^3/\text{kg}$ と水素添加なしで同等であり，この範囲では溶存水素濃度の違いでは腐食速度に差は無い。これから，溶存水素濃度の上限値を $50 \text{ cm}^3/\text{kg}$ としている。

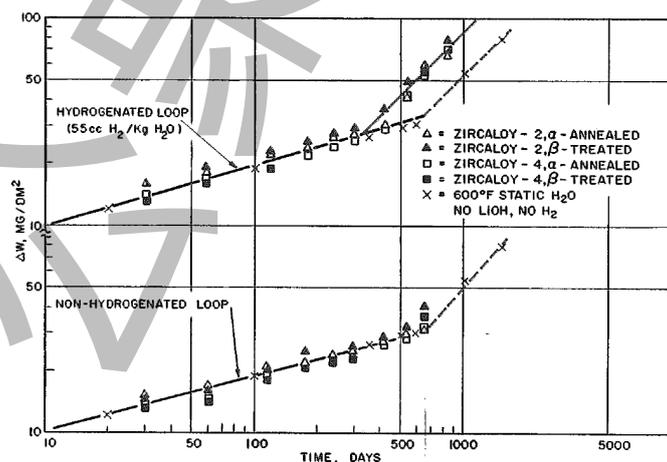


図 E.9 - 高温水中でのジルカロイ腐食量に対する水素の影響⁽⁸⁾

E.2 起動時

E.2.1 原子炉一次冷却材

起動時の原子炉一次冷却材における管理項目のアクションレベル設定の考え方を、原子炉一次冷却材温度 82 から原子炉未臨界までの期間を表 E.5 に、原子炉臨界から通常運転到達までの期間を表 E.6 に示す。起動時は濃度変化が大きい可能性があるため、原子炉停止に至らないアクションレベル 2 以下で管理する。従って、リチウムイオン(アクションレベル 1 のみ)を除きアクションレベル 1 及び 3 は設けない。

起動時は短期間である上に濃度変化が大きいため、通常運転時のような推奨値を設定して管理することが難しいが、アクションレベル 2 以下で管理しているため、プラント健全性については問題ない。このことから、起動時の原子炉一次冷却材における管理項目の推奨値は設けない。

原子炉一次冷却材温度 82 未満、原子炉一次冷却材温度 82 から原子炉未臨界までの期間及び原子炉臨界から出力一定の期間の制御値設定の考え方を表 E.7 ~ 表 E.9 に示す。原子炉一次冷却材温度 82 未満、原子炉一次冷却材温度 82 から原子炉未臨界までの期間及び原子炉臨界から通常運転到達までの期間の診断項目の推奨値設定の考え方を表 E.10 ~ 表 E.12 に示す。

表 E.5 - 起動時(原子炉一次冷却材温度 82 以上から原子炉未臨界)の管理項目のアクションレベル設定の考え方

名称	単位	アクションレベル	設定の考え方
塩化物イオン	μg/L	1	-
		2	> 150 十分に安全性を担保する観点から、酸素の混入を想定し設定することが妥当と考えられる。仮に酸素 100 μg/L が存在した場合でも、塩化物 SCC が発生しない条件として 150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-
ふっ化物イオン	μg/L	1	-
		2	> 150 塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-
硫酸イオン	μg/L	1	-
		2	> 150 塩化物イオンより影響が小さいと考えられるが、イオン交換樹脂の劣化により溶出される可能性があるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-
溶存酸素	μg/L	1	-
		2	> 100 溶存酸素は 100 μg/L 以下であれば塩化物イオンが数 mg/L あっても SCC は発生し難いとされる。この濃度をアクションレベル 2 とする。
		3	-

表 E.6 - 起動時（原子炉臨界から通常運転時到達まで）の管理項目のアクションレベル設定の考え方

名称	単位	アクションレベル		設定の考え方
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	1	-	-
		2	> 4	現行採用されているほう素 - リチウム管理バンドの最大リチウムイオン濃度値 3.5 mg/L と溶存窒素の存在により生成するアンモニア 1 mg/L 程度から想定される値として 4 mS/m を設定する(図 E.1 参照)。
		3	-	-
pH (at 25 ^{a)})	-	1	-	-
		2	< 4 > 11	構造材の腐食を抑制する観点から、過度な酸及びアルカリ条件とならない様に設定する必要がある。現行のほう素 - リチウム管理バンドから取り得る値として pH 4 ~ 11 の範囲を設定する。
		3	-	-
塩化物イオン	μg/L	1	-	-
		2	> 150	十分に安全性を担保する観点から、酸素の混入を想定し設定することが妥当と考えられる(図 E.3 参照)。仮に酸素 100 μg/L が存在した場合でも、塩化物 SCC が発生しない条件として 150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-	-
ふっ化物イオン	μg/L	1	-	-
		2	> 150	塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-	-
硫酸イオン	μg/L	1	-	-
		2	> 150	塩化物イオンより影響が小さいと考えられるが、イオン交換樹脂の劣化により溶出される可能性があるため、150 μg/L をアクションレベル 2 として設定する。
		3	-	-
リチウムイオン	mg/L	1	< 0.2 > 3.5	リチウムイオン濃度の変動範囲の逸脱をアクションレベル 1 とする。上限値の 3.5 mg/L は、材料及び燃料健全性上問題ないことが確認されている濃度であり、下限値の 0.2 mg/L は、構造材料腐食の観点からアルカリ側に維持できる最低濃度である(図 E.5, 図 E.7 参照)。
		2	-	-
		3	-	-
溶存水素	cm ³ /kg	1	-	-
		2	< 15 > 50	水の放射線分解を抑制するために必要な溶存水素濃度の保守的な値 15 cm ³ /kg と、燃料健全性上問題のない上限の溶存水素濃度 50 cm ³ /kg をアクションレベル 2 とする(図 E.10, 図 E.11 参照)。
		3	-	-
溶存酸素	μg/L	1	-	-
		2	> 100	溶存酸素は 100 μg/L 以下であれば塩化物イオンが数 mg/L あっても SCC は発生し難いとされる。この濃度をアクションレベル 2 とする(図 E.3 参照)。
		3	-	-

注^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。

表 E.7 - 起動時（原子炉一次冷却材温度 82 未満の期間）の制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
ほう素	mg/L	核設計に 依存	燃料取替停止濃度以上のほう素濃度を制御値とする。なお、制御値は核設計及び運転期間に依存する。

表 E.8 - 起動時（原子炉一次冷却材温度 82 から原子炉未臨界までの期間）の制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
ほう素	mg/L	核設計に 依存	燃料取替停止濃度以上のほう素濃度を制御値とする。なお、制御値は核設計及び運転期間に依存する。

表 E.9 - 起動時（原子炉臨界から通常運転時到達まで）の制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
リチウムイオン	mg/L	プラントごと	リチウムの添加時期がプラントによって異なるため、制御値はプラントごとに定める。
溶存水素	cm ³ /kg	25 ~ 35	通常運転中のアクションレベル 1 に溶存水素濃度が至らないように制御する。
ほう素	mg/L	核設計及び 炉心反応度 に依存	ほう素濃度は原子炉一次冷却材の電気伝導率、pH を決定するパラメータであるが、核設計及び炉心の反応度により制御されるため、制御値は運用時に設定される。

表 E.10 - 起動時（原子炉一次冷却材温度 82 未満）の診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
塩化物イオン	μg/L	150 ^{a)}	燃料装荷時に使用済燃料ピットと接続することを考慮し、塩化物イオンに推奨値を設ける。推奨値は、通常運転中のアクションレベル 2 の値とする。
ふっ化物イオン	μg/L	150 ^{a)}	燃料装荷時に使用済燃料ピットと接続することを考慮し、塩化物イオンに推奨値を設ける。推奨値は、通常運転中のアクションレベル 2 の値とする。
硫酸イオン	μg/L	150 ^{a)}	燃料装荷時に使用済燃料ピットと接続することを考慮し、塩化物イオンに推奨値を設ける。推奨値は、通常運転中のアクションレベル 2 の値とする。
濁度	mg/L	-	濁度は、状態変化の確認を目的に測定しているため、推奨値は設けない。

注^{a)} 起動時（通常運転時）までに原子炉停止に至らないように水質を調整する必要があり、起動時の不純物濃度を停止に至らないアクションレベル 2 以下で維持することを、推奨している。なお、原子炉一次冷却材温度 82 未満では使用済み燃料ピットともつながっている。

表 E.11 - 起動時（原子炉一次冷却材温度 82 以上原子炉未臨界）の診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
リチウムイオン	mg/L	-	リチウム添加されないため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	-	濁度は、状態変化の確認を目的に測定しているため、推奨値は設けない。

表 E.12 - 起動時（原子炉臨界から通常運転時到達まで）の診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
シリカ	mg/L	-	シリカ濃度が変化するため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	-	濁度は、状態変化の確認を目的に測定しているため、推奨値は設けない。
よう素 131	Bq/cm ³	-	出力上昇中のよう素 131 の測定は、燃料棒からの漏えいの有無を監視する事が目的であるため、推奨値は設定しない。

E.3 停止時

E.3.1 原子炉一次冷却材

停止時における、制御項目の制御値設定の考え方を、出力降下から原子炉停止までの期間を表E.13に、原子炉停止から酸化運転終了までの期間を表E.14に示す。

また、診断項目の推奨値設定の考え方を、出力降下から原子炉停止までの期間を表E.15に、原子炉停止から酸化運転終了までの期間を表E.16に示す。

表 E.13 - 停止時（出力降下から原子炉停止）の制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
溶存水素	cm ³ /kg	15 ~ 50	水の放射線分解を抑制するために必要な溶存水素濃度の保守的な値 15 cm ³ /kg と、燃料健全性上問題のない上限の溶存水素濃度 50 cm ³ /kg で制御する。
ほう素	mg/L	核設計及び炉心反応度に依存	ほう素濃度は、核設計及び炉心の反応度により制御されるため、制御値は運用時に設定される。

表 E.14 - 停止時（原子炉停止から酸化運転終了まで）の制御項目の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
溶存水素	cm ³ /kg	5	原子炉大気解放時の爆鳴気形成を抑制する観点から 5 cm ³ /kg を制御値とする。（図 E.10 参照）
ほう素	mg/L	核設計及び炉心反応度に依存	炉心制御、被ばく低減の観点から、プラント運用にあわせて制御値が設定される。

表E.15 - 停止時（出力降下から原子炉停止）の診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	4	現行採用されているほう素 - リチウム管理バンドの最大リチウムイオン濃度値 3.5 mg/L と溶存窒素の存在により生成するアンモニア 1 mg/L 程度から想定される値として、4 mS/m を設定する。
pH (at 25 ^{a)})	-	4 ~ 11	構造材の腐食を抑制する観点から、過度な酸及びアルカリ条件とならない様に設定する必要がある。現行のほう素 - リチウム管理バンドから取り得る値として pH 4 ~ 11 の範囲を設定する。
塩化物イオン	μg/L	150	十分に安全性を担保する観点から、酸素の混入を想定し設定することが妥当と考えられる。仮に酸素 100 μg/L が存在した場合でも、塩化物 SCC が発生しない条件として 150 μg/L を設定する。
ふっ化物イオン	μg/L	150	塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、150 μg/L を設定する。
硫酸イオン	μg/L	150	塩化物イオンと同様の影響が想定されるため、150 μg/L を設定する。
リチウムイオン	mg/L	-	リチウム濃度が低いため、推奨値は設けない。
溶存酸素	μg/L	100	溶存酸素は 100 μg/L 以下であれば塩化物イオンが数 mg/L あっても SCC は発生し難いとされる。この濃度を推奨値とする。
よう素 131	Bq/cm ³	-	原子炉停止期間のよう素 131 の測定は、燃料棒からの放射性物質の漏えいの有無を監視する事が目的であるため、推奨値は設定しない。
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。			

表E.16 - 停止時（原子炉停止から酸化運転終了まで）の診断項目の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
塩化物イオン	μg/L	-	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、材料健全性への影響が小さくなるため、推奨値は設けない。
ふっ化物イオン	μg/L	-	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、材料健全性への影響が小さくなるため、推奨値は設けない。
硫酸イオン	μg/L	-	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、材料健全性への影響が小さくなるため、推奨値は設けない。
リチウムイオン	mg/L	-	リチウムが十分に除去されていることを確認できれば良いため、推奨値は設けない。
核種	Bq/cm ³	-	停止操作時の線核種（腐食生成物）濃度は、一次系内の腐食生成物量及び停止操作時期に依存するため、推奨値は設けない。
金属不純物	μg/L	-	停止操作時の腐食生成物濃度は、一次系内の腐食生成物量及び停止操作時期に依存するため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	-	濁度は、状態変化の確認を目的に測定しているため、推奨値は設けない。

表 E.14 で参照している図及びその図の説明は、以下のとおりである。

停止時は、体積制御タンク気相部のガス置換により、水素添加雰囲気から大気飽和へと変える必要がある。この際、水素と酸素による燃焼を防止するため、窒素置換による操作が行われている。室温における水素ガスの空气中爆鳴気範囲を図 E.10 に示す。図の塗りつぶし部が空气中での水素ガスの爆鳴気範囲を示している。

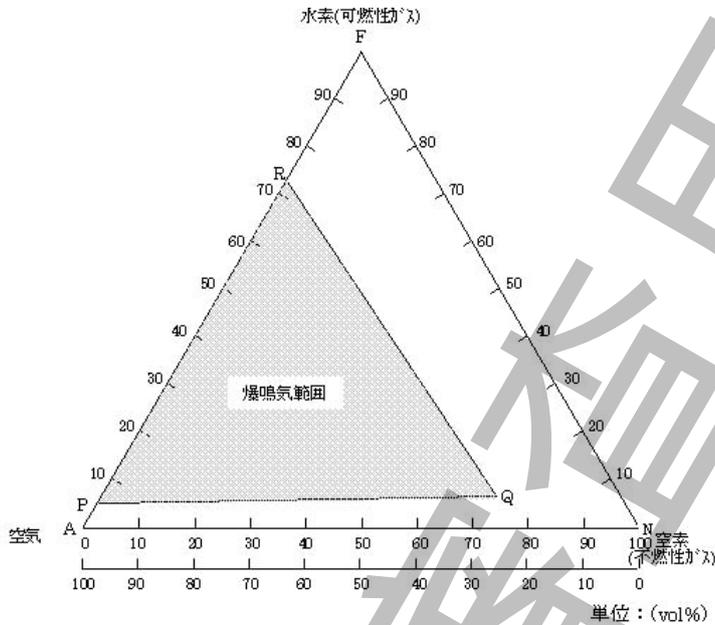


図 E.10 - 水素ガスの空气中爆鳴気範囲⁽⁹⁾

水素ガスの燃焼を防止するため、停止時は、添加していた水素を窒素で置換し F 点から N 点に水素を低下させ、窒素系とした後に機器は大気開放される。

原子炉一次冷却材中の溶存水素は停止時の脱ガス操作によりほとんどは窒素置換されるが、系統開放時には空気が流入するため、気相部が爆鳴気を形成しないよう管理する必要がある。

脱ガス操作に続く系統開放時の原子炉一次冷却材は、原子炉一次冷却材配管のノズル中央の水位までドレンされ、加圧器、蒸気発生器、原子炉容器上部に気相が形成される。原子炉一次冷却材中に溶存している水素がこの気相に放出される。

原子炉一次冷却材をドレンする際に、窒素でこの気相部を封入する場合には、溶存水素濃度を $5 \text{ cm}^3/\text{kg}$ 以下にすることで、原子炉一次冷却材中に残存する全ての水素が気相部に移行したとしても爆鳴気条件とはならない。(気相部の水素の割合が4 %以下となる。)

E.4 運転モードに依らない系統

E.4.1 一次冷却系補給水

一次冷却系補給水の推奨値設定の考え方を，表E.17に示す。

表 E.17 - 一次冷却系補給水の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	mS/m	0.2	設定値は，混入しやすい塩化物イオン濃度“ H ⁺ ，Cl ⁻ として”（HC 1型）が 150 μg/L であった時の電気伝導率約 0.2 mS/m 以下を推奨する。
塩化物イオン	μg/L	150	82 以上で原子炉一次冷却材の通常運転中のアクションレベル 2 を超えない値を推奨する。
ふっ化物イオン	μg/L	150	82 以上で原子炉一次冷却材の通常運転中のアクションレベル 2 を超えない値を推奨する。
硫酸イオン	μg/L	150	82 以上で原子炉一次冷却材の通常運転中のアクションレベル 2 を超えない値を推奨する。
溶存酸素	μg/L	300	通常運転時の一次系への補給において水素による酸素除去効果を考慮すれば，補給水の溶存酸素濃度を必ずしも厳しく制限することはないが，水質管理上はできるだけ低く維持する考えから推奨値を設けることとし，これまでの実績をもとに 300 μg/L 以下を設定する。
シリカ	mg/L	-	補給水中のシリカ濃度は十分低く管理されるため，推奨値は設けない。

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。

E.4.2 使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット水の制御値及び推奨値設定の考え方を，表E.18～表E.19に示す。

表 E.18 - 使用済燃料ピット水の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
ほう素	mg/L	核設計に依存	ほう素濃度は，核設計に応じて制御値が決定される。

表 E.19 - 使用済燃料ピット水の推奨値設定の考え方

名称	単位	推奨値	設定の考え方
塩化物イオン	μg/L	150	原子炉一次冷却材では 10 mg/L 以下の低濃度領域において,材料健全性及び燃料健全性について悪影響を及ぼすことを示した報告は見当たらない。ただし,不純物濃度として有害である可能性が否定できないことから,十分に低い濃度に管理する事が望ましい。よって推奨値としては,燃料取替え時に原子炉一次冷却材と混合されることから原子炉一次冷却材と同一とした。
ふっ化物イオン	μg/L	150	塩化物イオンと同様。
硫酸イオン	μg/L	150	塩化物イオンと同様。
濁度	mg/L	-	濁度は,状態変化の確認を目的に測定しているため,推奨値を設けない。

E.5 改良水化学管理適用時

E.5.1 亜鉛注入

亜鉛注入時の制御値設定の考え方を，表E.20に示す。

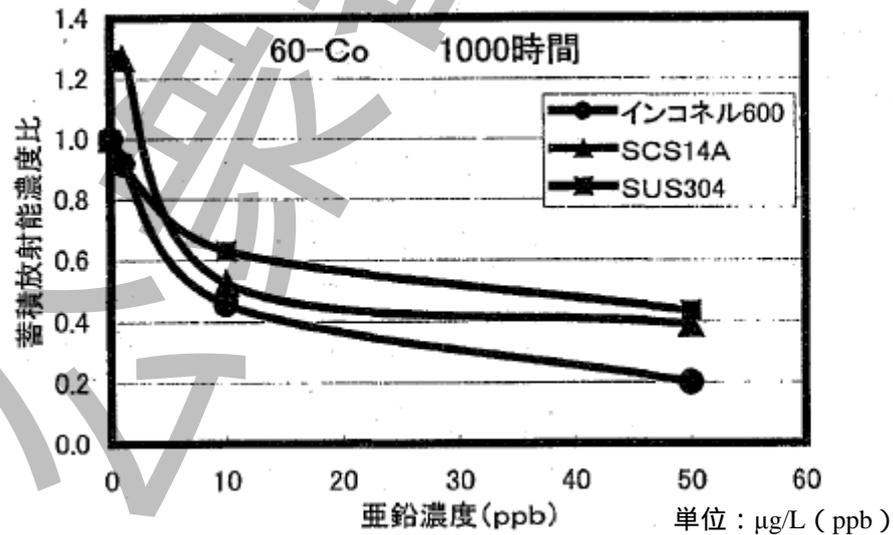
表 E.20 - 亜鉛注入時の制御値設定の考え方

名称	単位	制御値	設定の考え方
亜鉛	μg/L	2~8	被ばく低減の観点から，既に多くの PWR プラントでの注入実績が報告されており，注入濃度は 5 μg/L 程度である。亜鉛濃度の制御性からその濃度範囲は，2~8 μg/L とする。 なお，構造材料及び燃料健全性についても，制御値程度の濃度では，問題は報告されていない。

亜鉛注入は被ばく線源低減を目的に実施されるものである。注入濃度の設定根拠は図 E.11 に示すとおり，亜鉛濃度 10 μg/L でも十分な線源低減効果が得られることが分かっており，実機 PWR でも，図 E.12 に示すように亜鉛注入による線源（線量率）低減効果が得られている。この時の亜鉛濃度管理は，本標準の制御値と同じである。

材料健全性については，図 E.13 に示すように低濃度亜鉛（10 μg/L）での 600 合金の PWSCC 感受性が，0 μg/L と同程度であることが確認されている。

燃料健全性については，例としてドイツのプラントで，亜鉛注入後 207 回の被覆管酸化皮膜厚み測定が実施され，10 μg/L 以下の亜鉛注入では，被覆管酸化に対する亜鉛の影響は認められなかったと報告されている⁽¹³⁾。



蓄積放射能濃度比 = Zn 注入時の放射能濃度 (Bq/cm²) ÷ Zn 注入無し時の放射能濃度 (Bq/cm²)

図 E.11 - 亜鉛注入による放射能蓄積抑制結果⁽¹⁰⁾

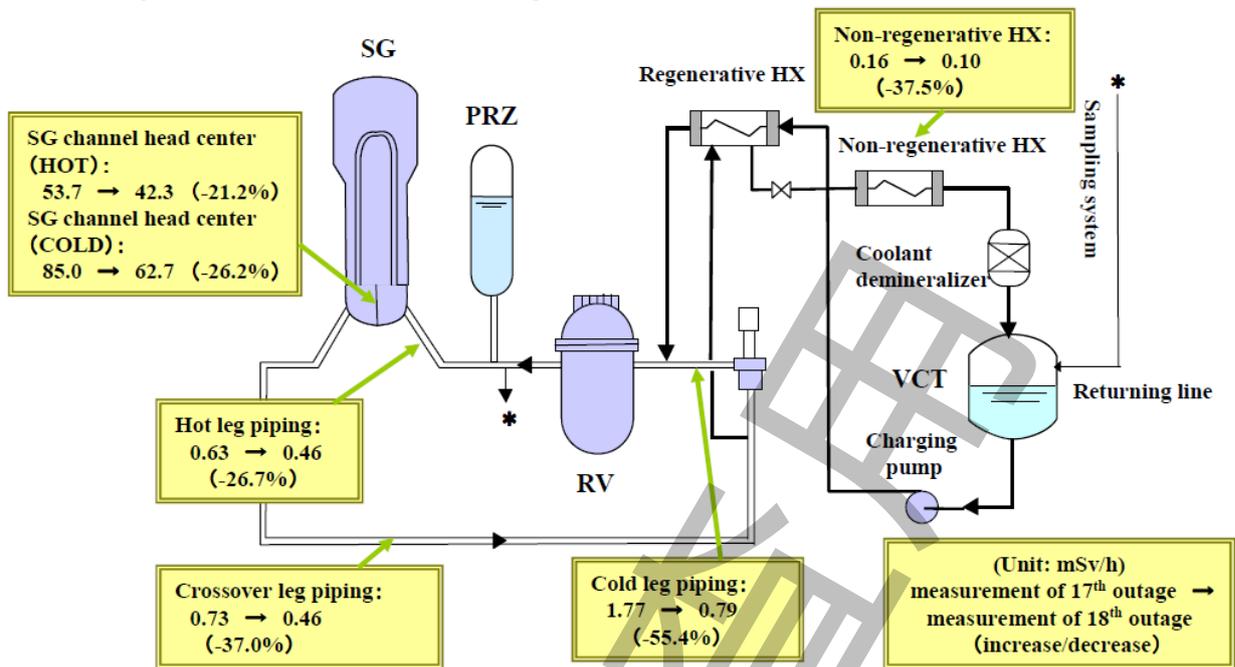


図 E.12 - 実機での亜鉛注入による線量率低減効果 (高浜 4 号機) ⁽¹¹⁾

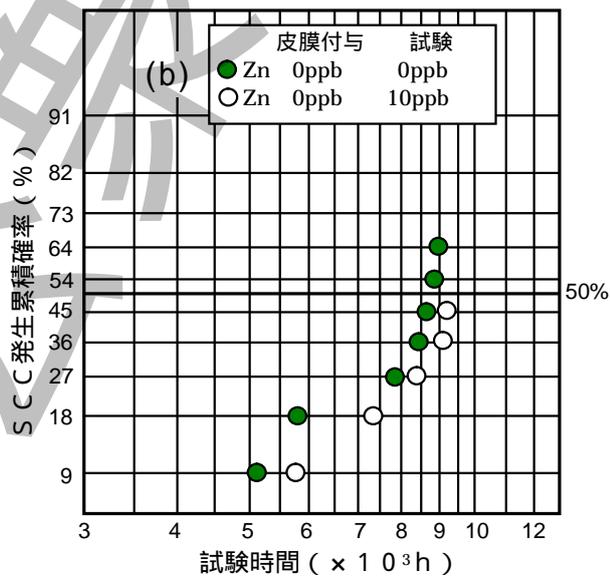


図 E.13 - 亜鉛注入時の材料健全性確認結果 (MA600 合金定荷重試験) ⁽¹²⁾

参考文献

- (1) N. Ryckelynck, F. Chahma, N. Caris, et al., "AREVA's Water Chemistry Guidebook with Chemistry Guidelines for Next Generation Plants (AREVA EPRs)", NPC2012, Paris, (2012).
- (2) M. O. Speidel, "Overview of Methods for Corrosion Testing as Related to PWR Steam Generator and BWR Piping problems", *The 1st US-Japan Joint Symposium on Light Water Reactors*, Fuji, Japan, 31, (1978).
- (3) 小川修夫, 中芝輝久, 山田美知幸, 他" PWR 1次系水質管理法の改良", 火力原子力発電 No.499, Vol.49, (1998).
- (4) PWR Primary System Chemistry: Experience With Elevated pH at Millstone Point Unit 3: Progress Report Number 2, EPRI, TR-100960, (1992).
- (5) D. Farnsworth, J. Bosma, B. Fellers, et al., "Summary of First Cycle Data and Results for Elevated-Constant pH Control at TXU's Comanche Peak Steam Electric Station", *International Conference Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, San Francisco, EPRI (2004).
- (6) J. Stevens, D. Farnsworth, J. Bosma, et al., "Elevated RCS pH Program at Comanche Peak", *International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, (2006).
- (7) E. J. Hart, "The Decomposition of Light and Heavy Water Boric Acid Solutions by Nuclear Reactor Radiations", *Proc. Int.. Conf. Peaceful Uses Atomic Energy*, Geneva, 7, 593(1955)
- (8) E. Hillner, "Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment", WAPD-TM-411, (1964).
- (9) 北川徹三, "化学安全工学", 日刊工業新聞社 (1973).
- (10) 神戸弘巳, 藤原和俊, "亜鉛注入による PWR 構造材料への放射能蓄積抑制効果" 電力中央研究所 研究報告書 T00015(2001).
- (11) M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto, et al., "Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4", *SYMPOSIUM ON WATER CHEMISTRY AND CORROSION IN NUCLEAR POWER PLANTS IN ASIA 2009*,(2009).
- (12) H. Kawakami, T. Nagata, M. Yamada, et al., "Verification Test for Radiation Reduction Effect and Material Integrity on PWR Primary System by Zinc Injection", *Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems 2002*, Avignon,(2002).
- (13) M. Juergensen, D. Sommer and B. Stellwag "Zinc Injection for Further Reduction of Radiation Fields in German PWR Plants : A Status Report", *Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems 8 BNES 2000*,(2000).

附属書F (参考) 測定頻度の設定の考え方

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。

F.1 通常運転時

F.1.1 原子炉一次冷却材

通常運転時における原子炉一次冷却材の管理項目、制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.1に示す。

表F.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})		-	-	1 回/日	水の純度としての位置づけで、イオン性不純物の混入を管理する観点から重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日とする。
pH (at 25 ^{a)})		-	-	1 回/日	電気伝導率と同様に、水の純度としての位置づけで重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日とする。
塩化物イオン		-	-	1 回/週	高濃度 (mg/L オーダー) の不純物混入については、1 回/日の測定を実施している電気伝導率と pH により監視可能である。しかし、低濃度の不純物の挙動を把握するには、個別イオン種を測定すると共に、その変動をモニタリングすることが重要である。これらの観点から、測定頻度は1回/週とする。ただし、電気伝導率又は pH がアクションレベル 1 に至った場合、必要に応じて確認のための測定を実施する。
注 ^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。					

表 F.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
ふっ化物イオン		-	-	1回/週	高濃度（mg/L オーダー）の不純物混入については、1回/日の測定を実施している電気伝導率とpHにより監視可能である。しかし、低濃度の不純物挙動を把握するには、個別イオン種を測定すると共に、その変動をモニタリングすることが重要である。これらの観点から、測定頻度は1回/週とする。ただし、電気伝導率又はpHがアクションレベル1に至った場合、必要に応じて確認のための測定を実施する。
硫酸イオン		-	-	1回/週	高濃度（mg/L オーダー）の不純物混入については、1回/日の測定を実施している電気伝導率とpHにより監視可能である。しかし、低濃度の不純物挙動を把握するには、個別イオン種を測定すると共に、その変動をモニタリングすることが重要である。これらの観点から、測定頻度は1回/週とする。ただし、電気伝導率又はpHがアクションレベル1に至った場合、必要に応じて確認のための測定を実施する。
リチウムイオン			-	1回/週	陽イオン脱塩塔の通水頻度が多い（連続ないし毎日）場合は、測定頻度は1回/週とする。通水頻度が少ない場合は、適宜頻度を増加させる。
溶存水素			-	1回/週	溶存水素濃度は、容易に管理できるため、毎日の確認は体積制御タンク圧力及び自動ガス分析装置による水素ガス組成分析とし、測定頻度は1回/週とする。
溶存酸素		-	-	1回/月	溶存酸素濃度は、溶存水素濃度が適切に維持されていれば、水の放射線分解による発生を抑制できるため管理値を逸脱する可能性は低い。このため、測定頻度は1回/月とする。
ほう素	-		-	1回/週	炉心の反応度変化の確認に必要なほう素の測定は、測定頻度は1回/週とする。

表 F.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
アンモニア	-	-		1回/月	アンモニア濃度は体積制御タンクの窒素分圧で変化しますが、分圧（濃度）の変化は大きくはない。したがって、電気伝導率、pHの確認のため、ほう素トリチウムイオンに合わせて、測定頻度は1回/月とし、電気伝導率、pH測定値の妥当性を確認する。
γ核種	-	-		1回/月	通常運転中の腐食生成物濃度は、各試験（制御棒動作試験、ステムフリー試験等）の影響を除き、水質条件（pH）に応じて変動する。pHは、ほう素濃度とトリチウム濃度により管理された範囲内で変化するため、腐食生成物の溶出挙動が急激に変化することは少ない。また、pHは管理項目として1回/日測定することから、γ核種の過度な測定は必要ないと考えられる。ただし、γ核種は、被ばく線量の直接因子であり、更にクラッドは浄化系等のフィルタ負荷に繋がることから、傾向監視と位置付け、測定頻度は1回/月とする。
シリカ	-	-		1回/月	過去の運転経験より、実機でのシリカ濃度が大きく変化しない事が確認されているため、測定頻度は1回/月とする。
よう素 131	-	-		1回/週	燃料漏えい発生後、短期間に燃料被覆管の損傷が著しく進展した事例はない。これまでの管理実績も考慮し、通常の測定頻度は1回/週とする。なお、燃料からの漏洩が発生した場合は、状況に応じて監視を強化する。
キセノン 133	-	-		2回/月	これまでの管理実績から、通常の測定頻度は2回/月とする。なお、燃料からの漏洩が発生した場合は、状況に応じて監視を強化する。
トリチウム	-	-		1回/月	目的は長期的な変化を監視することである。短期に変動への対応が求められる項目ではないため、測定頻度は1回/月とする。

表 F.1 - 通常運転時における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
金属不純物	-	-		1 回/月	目的は長期的な変化を監視することである。pH, リチウムイオン濃度を管理値内に維持していれば, 短期に変動する項目ではないため, 測定頻度は1 回/月とする。
濁度	-	-		1 回/3 ヶ月	濁度は清澄度の目安であり, プラント運用実績から通常運転中の変動もほぼ見られないため, 測定頻度は1 回/3 ヶ月とする。

F.2 起動時

F.2.1 原子炉一次冷却材

F.2.1.1 原子炉一次冷却材温度82 未滿

起動時の原子炉一次冷却材温度82 未滿における原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.2に示す。

表F.2 - 原子炉一次冷却材温度82 未滿における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
塩化物イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低く濃度変化もないため, 測定頻度は1 回/週とする。
ふっ化物イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低く濃度変化もないため, 測定頻度は1 回/週とする。
硫酸イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低く濃度変化もないため, 測定頻度は1 回/週とする。
ほう素	-		-	1 回/3 日	ほう素濃度が燃料取替停止濃度以上で維持されていることを確認するため, 測定頻度は1 回/3 日とする。
濁度	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材の金属不純物濃度の変化度合いの確認のため, 測定頻度は1 回/週とする。

F.2.1.2 原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界

起動時の原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界状態時における原子炉一次冷却材の管理項目、制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.3に示す。

表F.3 - 原子炉一次冷却材温度82 以上原子炉未臨界における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
塩化物イオン		-	-	1回	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低く当該期間の濃度変化も殆どない。また、当該期間は短期間のため、測定頻度は当該期間中に1回とする。
ふっ化物イオン		-	-	1回	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低く当該期間の濃度変化も殆どない。また、当該期間は短期間のため、測定頻度は当該期間中に1回とする。
硫酸イオン		-	-	1回	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低く当該期間の濃度変化も殆どない。また、当該期間は短期間のため、測定頻度は当該期間中に1回とする。
リチウムイオン	-	-		1回	この時期はリチウムイオンを添加しないが、次の臨界以降は添加する必要がある。臨界以降のリチウムイオン添加必要量の確認のため、測定頻度は原子炉起動前の1回とする。
溶存酸素		-	-	1回/日 (濃度低下後は1回/週)	当該期間は溶存水素添加が開始されているため、溶存酸素濃度低下中の測定頻度は1回/日を基本とし、濃度低下後(検出下限以下)は頻度を1回/週とする。
ほう素	-	-		1回	原子炉起動前に、ほう素濃度が燃料取替停止濃度以上であることを確認するため、測定頻度は当該期間中に1回とする。
濁度	-	-		1回	原子炉一次冷却材の金属不純物濃度の変化程度の確認のため、測定頻度は当該期間中に1回とする。

F.2.1.3 原子炉臨界から通常運転到達まで

起動時の原子炉臨界から通常運転到達までの原子炉一次冷却材の管理項目、制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.4に示す。

表F.4 - 原子炉臨界から通常運転到達までの原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	-	-	-	1回/日	水の純度としての位置づけで、イオン性不純物の混入を管理する観点から重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日とする。
pH (at 25 ^{a)})	-	-	-	1回/日	電気伝導率と同様に、水の純度としての位置づけで重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日の測定とする。
塩化物イオン	-	-	-	1回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
ふっ化物イオン	-	-	-	1回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
硫酸イオン	-	-	-	1回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
リチウムイオン	-	-	-	1回	リチウムイオン添加必要量の確認のため、測定頻度は原子炉出力上昇操作中のリチウム添加前の1回とする。
溶存水素	-	-	-	1回/週	この時期に溶存水素濃度を上昇させるが上昇傾向が緩やかなため、測定頻度は1回/週とする。
溶存酸素	-	-	-	1回/週	この時期は溶存酸素濃度低下後（検出下限以下）であるため、確認のため測定頻度は1回/週とする。
ほう素	-	-	-	1回/3日	臨界及び原子炉出力上昇操作によりほう素濃度は変化（低下）するため、測定頻度は1回/3日とする。
シリカ	-	-	-	1回	臨界及び原子炉出力上昇操作（希釈）により濃度は変化（低下）するため、測定頻度は当該期間中に1回とする。
濁度	-	-	-	1回/週	原子炉一次冷却材の金属不純物濃度の変化度合いの確認のため、測定頻度は当該期間中に1回/週とする。
よう素 131	-	-	-	1回	燃料棒からの放射性物質の漏えいがないことを確認するため、測定頻度は原子炉出力上昇中に1回とする。

注^{a)} 不純物管理を目的とし、常温で測定する。

F.3 停止時

F.3.1 原子炉一次冷却材

F.3.1.1 出力降下開始から原子炉停止まで

停止時の出力降下開始から原子炉停止までの原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.5に示す。出力降下開始から原子炉停止までの期間は短いですが、この時期は高温状態であり通常運転中の管理が継続しているため、電気伝導率、pH、塩化物イオン、ふっ化物イオン及び硫酸イオンの本期間の測定頻度は、通常運転中と同一の頻度とする。

表F.5 - 出力降下開始から原子炉停止までの原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	-	-		1回/日	水の純度としての位置づけで、イオン性不純物の混入を管理する観点から重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日とする。
pH (at 25 ^{a)})	-	-		1回/日	電気伝導率と同様に、水の純度としての位置づけで重要な測定項目である。測定も比較的容易であり、実用的な運用が可能のため、測定頻度は1回/日とする。
塩化物イオン	-	-		1回/週 ^{b)}	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
ふっ化物イオン	-	-		1回/週 ^{b)}	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
硫酸イオン	-	-		1回/週 ^{b)}	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は1回/週とする。
リチウムイオン	-	-		1回	停止操作時のリチウムイオン濃度はほう素の濃縮及びリチウム除去により緩やかに変化するため、測定頻度は1回とする。
溶存水素	-	-		1回/日	停止操作に入ると溶存水素濃度を低下させる操作に入るため、溶存水素濃度低下時には1回/日とする。
溶存酸素	-	-		1回/週	出力低下操作時に、溶存酸素濃度が検出下限であることを確認するため、測定頻度は1回/週とする。
ほう素	-		-	1回	出力低下操作時に上昇するほう素濃度を確認するため、測定頻度は当該期間中に1回とする。

表F.5 - 出力降下開始から原子炉停止までの原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
よう素 131	-	-		1 回	燃料棒からの放射性物質の漏えいの有無を確認するため、測定頻度は出力低下操作時に 1 回とする。
注 a) 不純物管理を目的とし、常温で測定する。 b) 通常運転時に準ずる。					

F.3.1.2 原子炉停止から酸化運転終了まで

停止時の原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.6に示す。

表F.6 - 原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
塩化物イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は 1 回/週とする。
ふっ化物イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は 1 回/週とする。
硫酸イオン	-	-		1 回/週	原子炉一次冷却材への補給水が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低く濃度変化もないため、測定頻度は 1 回/週とする。
リチウムイオン	-	-		1 回	原子炉停止から酸化運転終了までの期間でリチウムイオンは一部除去されるが、混床式脱塩塔からのリチウムイオンの吐き出しもあり濃度変化は緩やかなため、測定頻度は当該期間中に 1 回とする。
溶存水素	-			系統開放前に 1 回	溶存水素濃度が制御値以下を満足していることを確認するため、測定頻度は系統開放前に 1 回とする。
ほう素	-			1 回	原子炉停止から酸化運転終了までの期間で、ほう素濃度が燃料取替停止濃度以上で維持されていることを確認するため、測定頻度は当該期間中に 1 回とする。

表F.6 - 原子炉停止から酸化運転終了までの原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
核種	-	-		3回/日	クールダウン，腐食生成物の除去促進運転操作（外層クラッド除去，満水酸化運転）及び原子炉一次冷却材の水抜きにより核種濃度は大きく変化するため，測定頻度は3回/日とする。
金属不純物	-	-		1回/日	クールダウン，腐食生成物の除去促進運転操作（外層クラッド除去，満水酸化運転）及び原子炉一次冷却材の水抜きにより腐食生成物濃度は大きく変化するため，測定頻度は1回/日とする。
濁度	-	-		1回	原子炉一次冷却材の金属不純物濃度変化程度の確認及び清澄度確認のため，測定頻度は原子炉停止から酸化運転終了までで1回とする。

F.4 運転モードに依らない系統

F.4.1 一次冷却系補給水

一次冷却系補給水の診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.7に示す。

表F.7 - 一次冷却系補給水の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
電気伝導率 (at 25 ^{a)})	-	-		1回/月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(二次系純水タンク水)が適切に管理されていれば，推奨値を超える可能性は低い ため，測定頻度は1回/月とする。
塩化物イオン	-	-		1回/月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(二次系純水タンク水)が適切に管理されていれば塩化物イオン濃度は低い ため，測定頻度は1回/月とする。
ふっ化物イオン	-	-		1回/月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(二次系純水タンク水)が適切に管理されていればふっ化物イオン濃度は低い ため，測定頻度は1回/月とする。

注^{a)} 不純物管理を目的とし，常温で測定する。

表F.7 - 原子炉一次冷却系補給水の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
硫酸イオン	-	-		1回/月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(二次系純水タンク水)が適切に管理されていれば硫酸イオン濃度は低いいため、測定頻度は1回/月とする。
溶存酸素	-	-		1回/ 3か月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(真空脱気器出口)が適切な溶存酸素濃度になっていれば、推奨値を超える可能性は低いいため、測定頻度は1回/3か月とする。
シリカ	-	-		1回/ 3か月	一次冷却系補給水タンクへの供給水(二次系純水タンク水)のシリカ濃度は低いと考えられるため、測定頻度は1回/3か月とする。 ただし、検出されない場合は測定を省略できる。

F.4.2 使用済燃料ピット水

使用済燃料ピット水の制御項目及び診断項目の測定頻度の設定の考え方を表F.8に示す。

表F.8 - 使用済燃料ピット水の診断項目の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
塩化物イオン	-	-		1回/月	低濃度の不純物の挙動を把握するには、個別のイオン種を測定するとともにその変動をモニタリングすることが重要と考えられる。ただし、原子炉一次冷却材に比べ系統水の入替わりが少ない。これらの観点から、測定頻度は1回/月とする。
ふっ化物イオン	-	-		1回/月	塩化物イオンと同様。
硫酸イオン	-	-		1回/月	塩化物イオンと同様。
ほう素	-		-	1回/月	原子炉一次冷却材に比べて系統水のほう素濃度の変動が少ないため、測定頻度は1回/月とする。

表F.8 - 使用済燃料ピット水の診断項目の測定頻度の考え方（続き）

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
濁度	-	-		1回/月	プラント運転実績から比較的変動が小さく、他の水質因子の変動も小さいため、測定頻度は1回/月とする。

F.5 改良水化学適用時

F.5.1 原子炉一次冷却材

F.5.1.1 低濃度亜鉛注入適用時

低濃度亜鉛注入適用時の原子炉一次冷却材の制御項目の測定頻度の設定の考え方を表F.9に示す。

表F.9 - 改良水化学適用時における原子炉一次冷却材の測定頻度の考え方

名称	分類			頻度	設定の考え方
	管理項目	制御項目	診断項目		
亜鉛	-		-	1回/週	原子炉一次冷却材に十分な亜鉛が供給された後は、濃度の変化が小さいため測定頻度は1回/週とする。なお、亜鉛を初注入する場合は頻度を適宜増加させる。

附属書 G (参考) サンプリング方法の例

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。

G.1 サンプリング方法の例

サンプリング方法の例として、原子炉一次冷却材をサンプリングする場合の試料の冷却部及び減圧系統の例を図 G.1 に示す。図 G.1 において太線及び点線は主冷却材配管から試料採取箇所までの試料採取系統の一例である。PWR の原子炉一次冷却材は高温高压であるため、冷却器、減圧機構によって降温減圧させ試料採取する構造になっている。また、試料採取に伴う被ばくを低減するため、ディレイコイルを有しており、主冷却材配管から試料採取するまで一定の時間を経過させ、短半減期の放射性物質を減衰させる構造となっている。また、ディレイコイルを設けない代わりに原子炉格納容器内から試料採取室までの配管長を長くしているプラントもある。

原子炉一次冷却材試料の採取系統の運用はプラントによって異なるが、運転中、主冷却材配管から連続的に原子炉一次冷却材を通水し、サンプルシンク上流部から体積制御タンクへパージしているプラントもある。この場合には、点線部分が試料採取前にパージ（3 倍量）を要する配管となる。

他の試料採取場所では、近接した各系統母管からサンプリング箇所までの配管長と配管内径から配管容量を求めておき、サンプリング時にはその 3 倍量程度流すのが望ましい。その後試料をサンプリングし、試料容器に入れる。

いずれの場合もパージ終了後、十分に洗浄された試料容器にてサンプルを採取する。

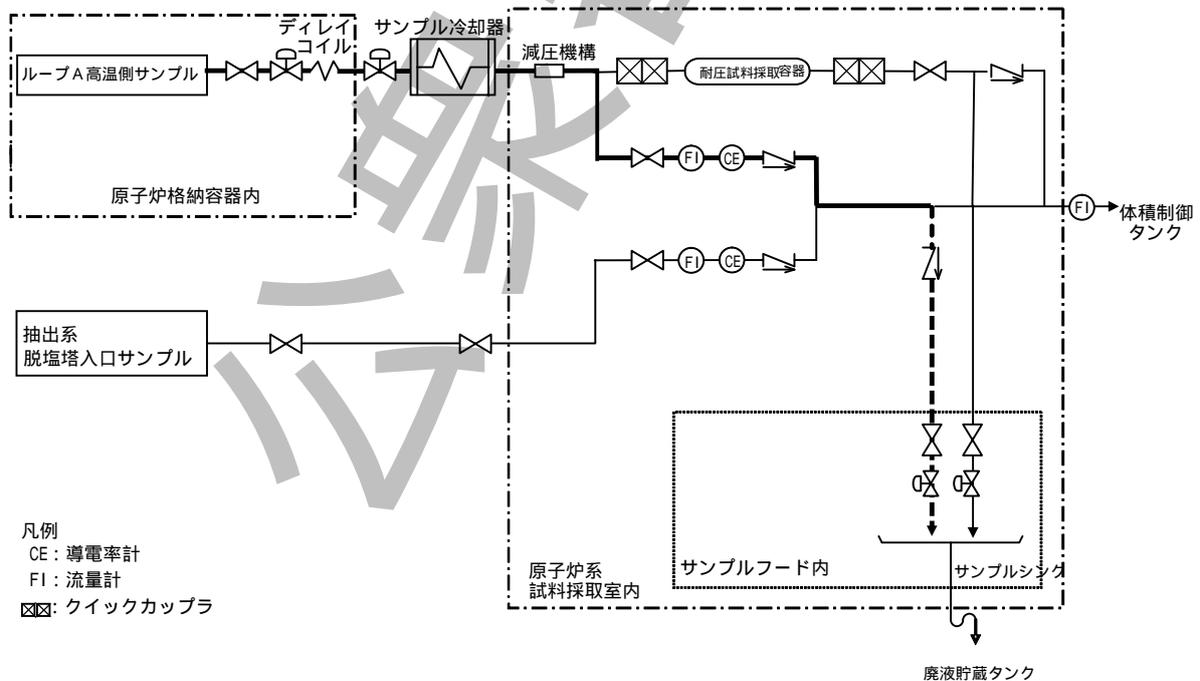


図 G.1 - 原子炉一次冷却材試料の採取系統（試料の冷却部及び減圧系統の例）

附属書 H (参考) 分析方法の例

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。

H.1 水質分析方法の例

原子炉一次冷却材水化学分析方法を大別すると、化学分析と放射化学分析がある。原子炉一次冷却材水化学分析方法の一覧を表 H.1 に示す。分析方法には、JIS に規定されているもの、日本原子力学会標準及び文部科学省の放射能測定シリーズがある。

表 H.1 - PWR 原子炉一次冷却材の化学分析項目と分析方法の概要

分析項目	分析方法
電気伝導率 (at 25)	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, 電気伝導率計
pH(at 25)	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, ガラス電極法
塩化物イオン	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, チオシアン酸水銀()吸光光度法 又は JIS K 0556:1995 超純水中の陰イオン試験方法, イオンクロマトグラフ法
ふっ化物イオン	JIS K 0556:1995 超純水中の陰イオン試験方法, イオンクロマトグラフ法
硫酸イオン	JIS K 0556:1995 超純水中の陰イオン試験方法, イオンクロマトグラフ法
溶存酸素	JIS B 8224:2005 ボイラの給水及びボイラ水 - 試験方法, インジゴカルミン比色法, 又は JIS K 0803:1995 溶存酸素自動計測器, 溶存酸素計
リチウムイオン	JIS K 0121:2006 原子吸光分析通則, 原子吸光光度法 *ASTM D3561 に原子吸光(フレイム法)を用いたリチウムイオンの分析例あり
溶存水素	AESJ-SC-S003:2010 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 - 溶存水素:2010, 隔膜法, ガスクロマトグラフ法
ほう素	AESJ-SC-S002:2010 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 - ほう素:2010, pH 滴定法, 電位差滴定法
アンモニア	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, インドフェノール青吸光光度法
核種	ゲルマニウム半導体検出器を用いたろ過分離測定法(ゲルマニウム半導体検出器によるガンマ線スペクトロメトリー 平成4年改訂 文部科学省)
シリカ	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, モリブデン青吸光光度法
よう素 131	AESJ-SC-S004:2010 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 - 放射性よう素:2010, 沈殿法, アニオンペーパー法
キセノン 133	抽出後(抽出法は, 溶存水素のガスクロマトグラフ法と同じ), ゲルマニウム半導体検出器で測定
トリチウム	蒸留及びイオン交換樹脂で前処理後, 液体シンチレーション検出器を用いて検出(トリチウム分析法 平成14年改訂 文部科学省)
金属不純物	JIS K 0121:2006 原子吸光分析通則, 原子吸光光度法, JIS K 0119:2008 蛍光X線分析通則, 蛍光X線分析法, JIS K 0133:2007 高周波プラズマ質量分析通則, 高周波プラズマ質量分析法
濁度	JIS K 0101:1998 工業用水試験方法, 積分球式濁度計

附属書 I (参考) 水質データの評価方法の例

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。

I.1 水質データ評価方法の例

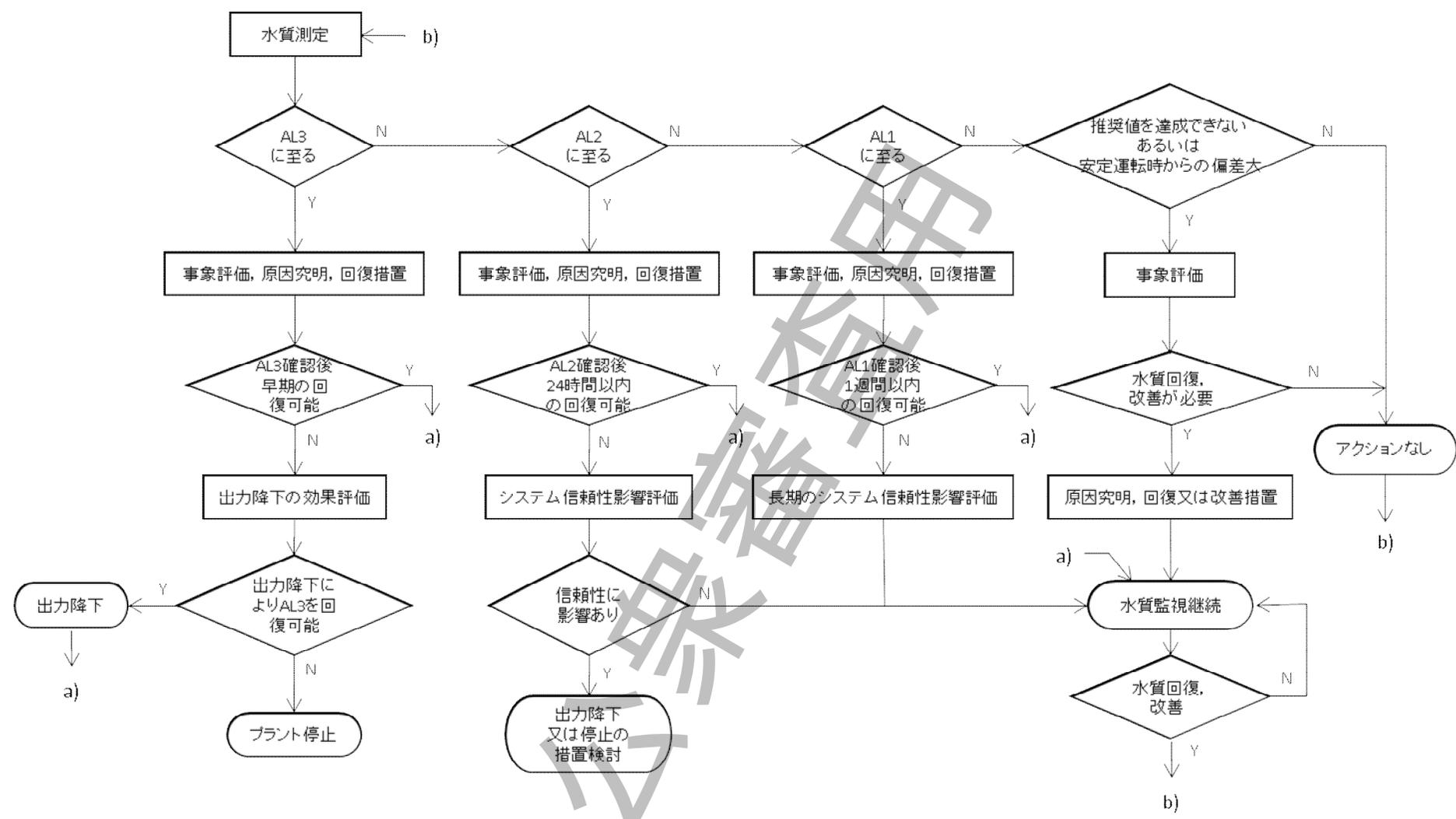
水質データ評価方法の例を図I.1に示す。

水質分析によって採取された水質データは、逐次アクションレベル、測定値との照合を行い、アクションレベルに達している場合は、速やかに原因推定を行うとともに、適切な回復措置を講じる。

水質がアクションレベル2、あるいは3に達し、回復措置を講じても回復が困難と判断される場合は、プラントシステム信頼性影響評価あるいは出力降下の効果評価を実施する。その結果、アクションレベル2の評価で信頼性に影響がある場合は、出力降下又は停止の措置を検討する。アクションレベル3の評価で出力降下によりアクションレベル3が回復可能であれば、出力を降下して運転を継続し、回復不可の場合はプラントを停止する。

また、プラントの信頼性維持及び向上を図る目的から、アクションレベル1を超える兆候段階での検知と水質影響の拡大防止が重要である。このため、水質測定結果が推奨値を達成できない、あるいは安定運転時の値¹⁾に対し偏差が大きい場合は、事象を評価し、水質の回復や改善が必要な場合には、その原因の推定及び回復又は改善措置等を講じる。

注 ¹⁾ 安定運転時の値とは、各運転モードにおいて、プラントの運転上の異常がなく、これまでの長期にわたる運転経験から得られた日常的な水質の値。プラントごとに値は異なる。



AL : アクションレベル

図 I.1 水質データ評価方法の例

AESJ-SC-S0XX:20XX
加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：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、指針の一部ではない。

1 制定の趣旨

我が国において PWR の一次系水化学管理に用いる指針は、国内外での運転実績及びこれまでの知見などを基に事業者が独自検討し運用しており、標準化したものはない。近年、海外では腐食に関する試験データや原子力プラントにおける運転実績をベースとした水化学管理手法を纏めたガイドライン^{(1),(2)}が発行されており、過去の知見の共有とより良い水化学管理の運用が図られている。また、国際原子力機関からは、水化学管理の考え方に係る安全指針が発行されている⁽³⁾。そこで、この指針は現行の PWR で用いる原子炉一次冷却材の水化学管理の規範となるべく水化学管理方法を日本原子力学会標準として規定することにより、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目的としている。

2 制定の経緯

この指針は 標準委員会 システム安全専門部会の下に設けられた水化学管理分科会及びその作業会において原案作成を行い、同専門部会及び同委員会の審議並びに公衆審査を経て制定した。

検討経緯を次に示す。

2.1 背景

水化学管理に関しては、2000 年に日本原子力学会から原子炉水化学ハンドブックが発行され、水化学の基礎、原子炉材料（構造材料と燃料被覆材料）の腐食、水化学管理等がまとめられている。また、水化学管理指針に先立ち 2010 年には、PWR 一次冷却材の分析方法（ほう素、溶存水素、放射性よう素）を日本原子力学会標準として発行した。これらは、原子力発電所の水化学管理関係者のみならず多くの技術者等に役立っている。

一方、海外では事業者及びその研究機関によって水化学ガイドラインが制定され、過去の知見の共有とより良い水化学管理の運用を図るために各国の原子力発電所で適用されている。

このような海外状況を踏まえ、40 年を超える運転実績のある日本国内の原子力発電所に対しても、人と環境を放射線リスクから防護するための安全性向上、それに繋がるより良い水化学管理を目指した水化学管理指針の制定が強く望まれていた。

2.2 検討会の設置、検討経緯

水化学管理指針策定のため、2007 年に（社）日本原子力学会 標準委員会 発電炉部会（後のシステム安全専門部会）の下に水化学管理分科会、2008 年に BWR/PWR 水化学管理指針作業会を設置した。分科会及びその作業会にはメーカー、事業者、学術研究者等の水化学関係者が集まり水化学管理指針案の検討を開始した。しかし、冷却水は構造材料及び燃料と接することから、分科会の上位組織であるシステム安全専門部会から、原子力発電所の安全性確保には、水化学関係者のみの検討ではなく、材料・燃料の専門家も加えた検討が必要であるとの指摘があった。このため分科会の指針検討は一時中断し、水化学、材料及び燃料分野の専門家で構成する“システム安全合同タスクグループ”（以下、“合同タスク”という。）を 2010

年3月に設置し、水化学管理指針策定方針等（水化学管理標準（指針）の位置付け、策定すべき標準の体系的整理、標準策定の優先順位等）の検討を開始した。合同タスクは、検討中に福島第一原子力発電所事故があり一時中断したが、2013年4月にその検討結果をシステム安全専門部会に報告した。

2.3 水化学管理指針案の検討

合同タスクでの検討結果を基に分科会及び作業会では、水化学管理指針案の検討を再開した。この指針では、通常運転を主とし、水化学管理実績、材料・燃料分野の技術・知見、海外の動向などを含む原子力発電所の安全性確保に係る公開の最新知見・技術を反映した管理項目、制御項目、診断項目の定義、アクションレベル1~3の定義、アクションレベル1~3に至った場合の具体的な措置、制御値、推奨値の設定及び測定頻度などを設定した。また、PWRでは、薬品添加等により適切に水質制御を実施すべき水質項目として新たに“制御項目”を導入した。これら規定の考え方、技術的根拠、国外の指針との差異、国内水化学管理技術に関する今後の戦略等については、英文の学術論文として取り纏められており、国外の専門家のレビューを受けている⁽⁴⁾。

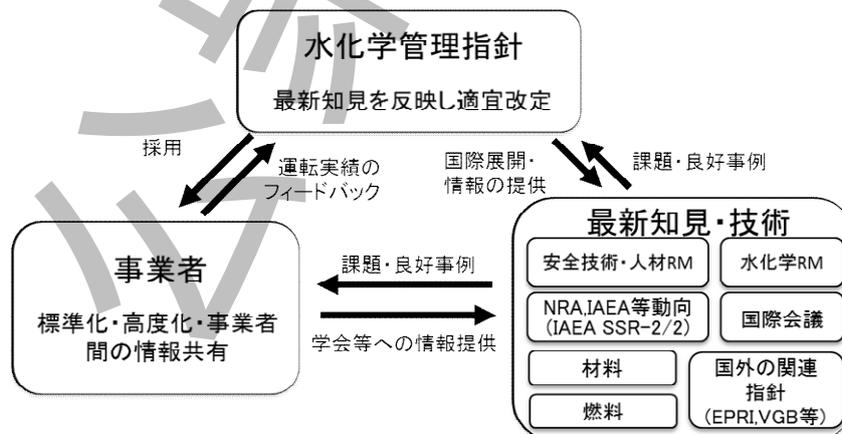
システム安全専門部会及び標準委員会における審議の過程で、さらなる安全性向上に向け、福島第一原子力発電所事故の教訓反映、新知見等を取り入れる継続的な検討などを解説に追加記載した。

3 制定後のフォロー

水化学分野においても自主的安全性向上を取り入れる必要があるため、改良水化学の導入や耐食性に優れた材料への変更などによって水化学管理方法の設定条件の変更が可能となった場合、又は新たな知見により水化学管理方法の設定条件の変更が必要となった場合には、適宜、アクションレベル、推奨値等の見直しを行う⁽⁴⁾。

さらに、福島第一原子力発電所事故後の安全性向上への取組みについては、“軽水炉安全技術・人材ロードマップ”⁽⁵⁾に取りまとめられている。そのため、当該ロードマップに示された研究開発の成果をこの指針に適宜、適切に取り込み（解説図1参照）、安全性向上を目指す。

プラント構造材料の選定及び交換に際しては、事業者は、事前に構造材料・燃料被覆管の健全性及び線源強度への水化学管理の影響を予測することにより、保全活動に留まることなく、リスクの程度を勘案しつつ水化学面からの安全性向上措置を講じ、原子力安全の継続的な改善に寄与することを目指す。



注記 事業者及び日本原子力学会は、実機プラントデータの評価及び国際会議又は日本原子力学会の情報との比較（Check）を行ない、必要に応じて水化学管理指針の改定（Action）に反映する。

解説図1 - 水化学管理指針に最新知見を取込む仕組み

4 PWRのシステムの概要

PWRは大きく一次系と二次系に区別され、タービンに供給する蒸気は、閉サイクルである一次系の燃料で発生した熱を蒸気発生器を介して、二次系に伝達することによって発生させている。

熱効率を高めるため、原子炉一次冷却材の温度を約300の高温とし、圧力を15.5 MPaに維持しており一部燃料を除き沸騰はない。また、原子炉一次冷却材には中性子吸収能の高いほう素がケミカルシムとして添加され、制御棒とともに炉心制御の役割も担っており⁶⁾、ほう素が入ることにより原子炉一次冷却材は酸性側になるためpH調整剤としてリチウムを添加している。

さらに、水の放射線分解により発生する酸素を抑制するために、水素を添加している。

5 水化学管理の考え方

5.1 水化学管理の役割

PWRの水化学管理は、水質測定データが安定運転時の値に対し偏差が大きい場合であっても、出力異常、配管破断、放射性物質放出など、プラントの安全性を揺るがしプラント停止につながるようなリスクは小さいところで実施されている。

しかしながら、それらのリスクを未然に防ぐためには水質測定によって安定運転時からの偏差を早期に検知し、可能な限りの手段を用いて水質を改善、回復させる必要がある。事業者は、それらの手段によってリスクを排除することが可能となり、プラントの健全性を維持できると考えられる。

このため、水化学管理は、主たる目的である構造材、燃料被覆管の健全性維持及び被ばく線量の低減を高いレベルで同時達成するとともに、廃棄物発生量の低減及び炉心の反応度制御についても考慮する必要がある。

5.2 管理項目の推奨値、アクションレベル1, 2, 3の考え方

上記の考え方及び実際の運用に沿った管理方法を基に管理項目には推奨値、及びアクションレベル1, 2, 3を設定する。アクションレベルは、リスク関与の程度に応じ段階的な判断基準を有する。

水質測定データがアクションレベルなどに至った場合は、図 I.1 のフローに従いリスクの関与程度でプラント停止、出力降下などの対応措置を実施する必要がある。

5.3 管理項目、制御項目及び診断項目の区分けについて

海外で作成された水化学関係のガイドラインでは、対象となる水化学項目を Control Parameter と Diagnostic Parameter 等に分類し運用されることが多い。これらは一般に管理項目、診断項目と訳され、BWR水化学管理指針でもこれを踏襲した概念が採用されている。PWR一次系水化学管理指針の検討に際しても同様の概念が検討されたが、管理項目および診断項目への分類が困難な項目が存在することが指摘され、制御項目を導入するに至った。

制御項目として分類されたものは、ほう素やリチウム及び溶存水素など水中に添加された物質である。これらはプラント状態により最適条件が変わるため、絶えず制御することが求められる項目である。特に議論となったのが、起動停止時などの過渡期における水質調整時の取り扱いであった。プラント最適条件が変化し続けるため、アクションレベルという制約条件を主とする管理項目に分類した場合、その制御の重要性を示せないという側面が議論された。

これらの議論を経て、管理すべき項目と制御が必要な項目を明確に分類し、高度な水化学管理を達成することを目的として、本指針独自の分類である制御項目が導入された。

6 構造材健全性に対する水化学の役割

6.1 SCC の分類及びメカニズム

応力腐食割れ(SCC)は、環境、材料及び応力の三つの因子が重畳し特定の条件が成立したときにのみ発生/進展する事象である。水化学管理は環境因子の SCC 抑制条件を維持する必要がある、塩化物イオンなどの不純物や溶存酸素の他、温度、pH、リチウム濃度及び溶存水素濃度などが管理対象となる⁽⁶⁾。

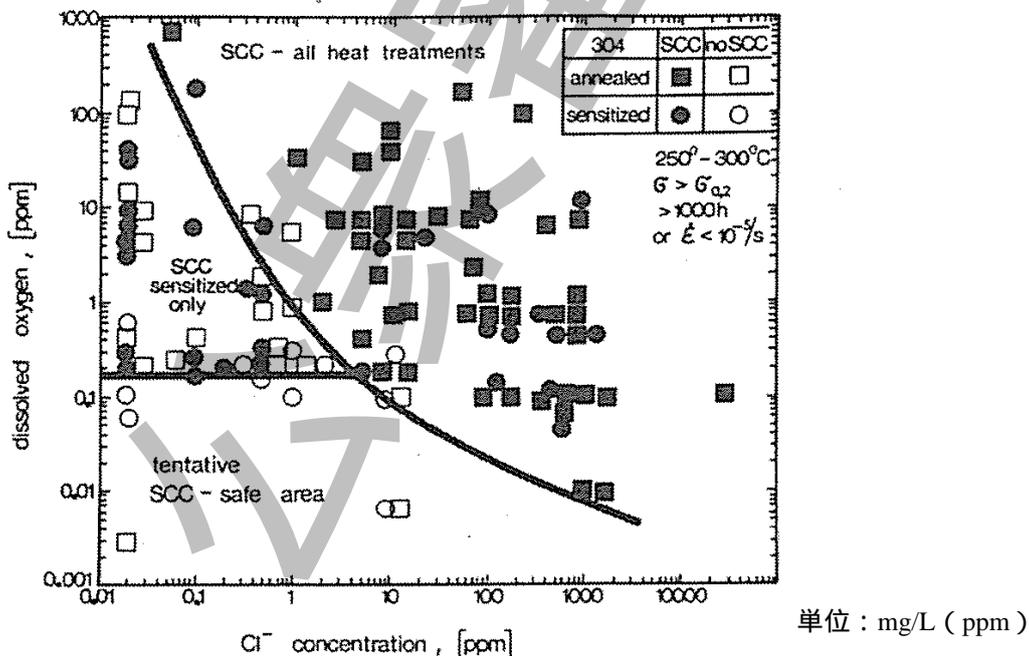
PWR 一次系で生じる代表的な SCC としては、PWSCC (LPSCC とも言う)、IASCC、 O_2 SCC などが知られている。SCC のメカニズムについては、すべり酸化機構、水素脆化機構、クリープ機構および内部酸化機構などが提唱されているが、現時点において詳細メカニズムの解明には至っていない。

6.2 SCC に対する水質の影響

活性溶解型で進展する SCC に対しては、塩化物イオン及び溶存酸素の存在が加速因子として働くことが知られており、古くから対策が施されてきた。そのため国内 PWR では、対策前のキャノピーシールなどの特異な部位を除き、塩化物イオンに起因した SCC は生じていない。塩化物イオンと溶存酸素各条件での SCC 発生の有無について解説図 2 に示す。本図は高温水中での不純物抑制の基礎的な知見を与えるものであり、塩化物イオンと溶存酸素濃度が十分に抑制された条件下では、ステンレス鋼の SCC が容易に生じないことを示している。これらの概念が活かされ、PWR 一次系では塩化物イオン/ふっ化物イオンなどの不純物と溶存酸素濃度の管理を徹底して実施している。

なお、後述する 600 合金の PWSCC や強加工を施した各種材料の IGSCC は、SCC 無しと記載した領域でも割れ進展性が報告されているため、可能な限り不純物を抑制することが重要と考えられる。

加えて、以降の図中の (ppm) 及び (ppb) は、比重が 1 g/cm^3 であることから、(mg/L) 及び ($\mu\text{g/L}$) と同じとみなせる。



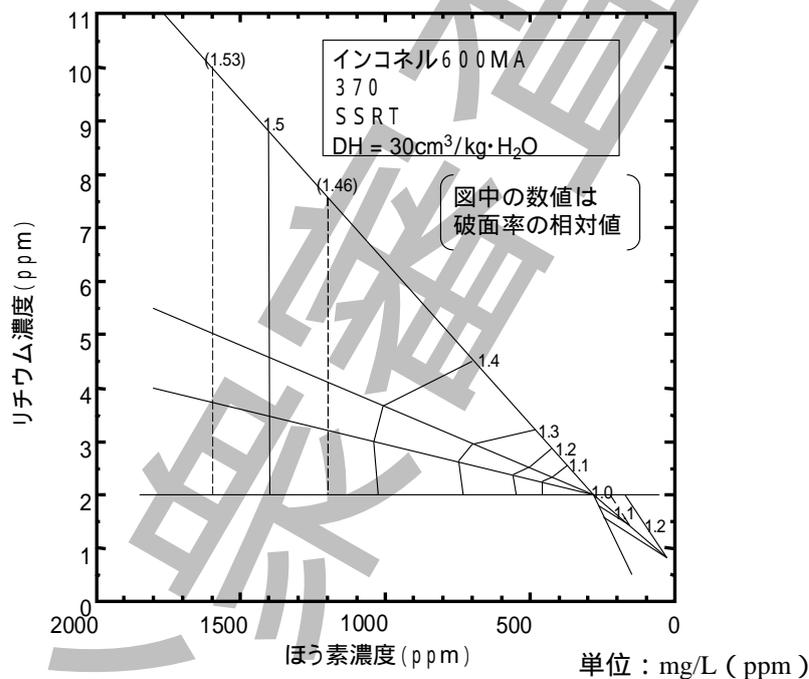
解説図 2 - 304 ステンレス鋼の SCC 発生に及ぼす塩化物イオン、溶存酸素濃度の影響⁽⁷⁾

また、不動態破壊の力は塩化物イオン > 臭化物イオン > ふっ化物イオンの順に弱くなると言われており、陰イオンの表面皮膜への侵入性に関しては塩化物イオン > 臭化物イオン > 楊化物イオン > ふっ化物イオ

ン>硫酸イオン>亜硝酸イオンの順になるとされている⁽⁸⁾。原子炉構造材の腐食に及ぼすふっ素イオンの影響についてはデータが乏しいが、不動態破壊、皮膜への進入性から、ふっ化物イオンは塩化物イオンに比べ SCC に対する影響は小さいと推定される。

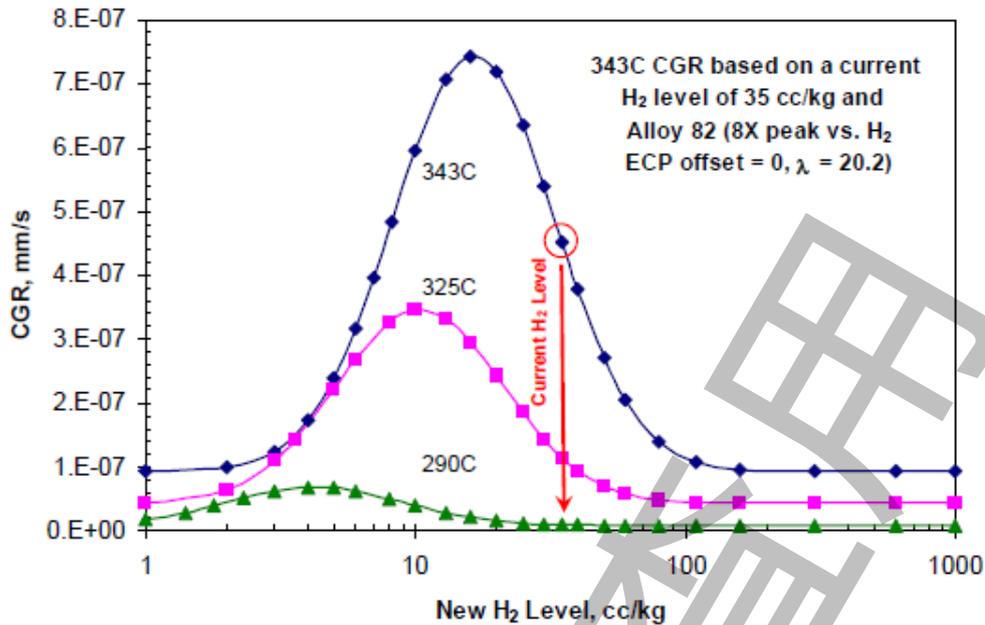
PWR1 次系を還元性雰囲気に維持しても、600 合金には SCC が発生 / 進展することが確認されている。これらは PWR の 1 次系で生じることから PWSCC(primary water SCC)や、低電位状態を指す LPSCC(low potential SCC)と称され環境の影響について種々の検討が行われてきた。主な水質の影響の検討例としては、**解説図 3** に示すリチウムイオン、**解説図 4** に示す溶存水素濃度及び**解説図 5** に示す亜鉛などがある。

解説図 3 は SCC 感受性に及ぼすほう素、リチウムの影響を評価したものでありほう素濃度 280 mg/L、リチウム濃度 2 mg/L の条件で感受性が低いことを示している。一方で、ほう素、リチウム濃度が進展速度に顕著な影響を及ぼさないとする CT 試験結果⁽¹²⁾や、高リチウム条件で進展速度が増加するとした例など^{(13), (14)}、試験手法等により若干異なる知見が報告されている⁽¹⁵⁾。国内の水化学管理としては、リチウム濃度を抑制しつつ pH を低下させない管理方法として Modified pH 管理運転が採用されている。



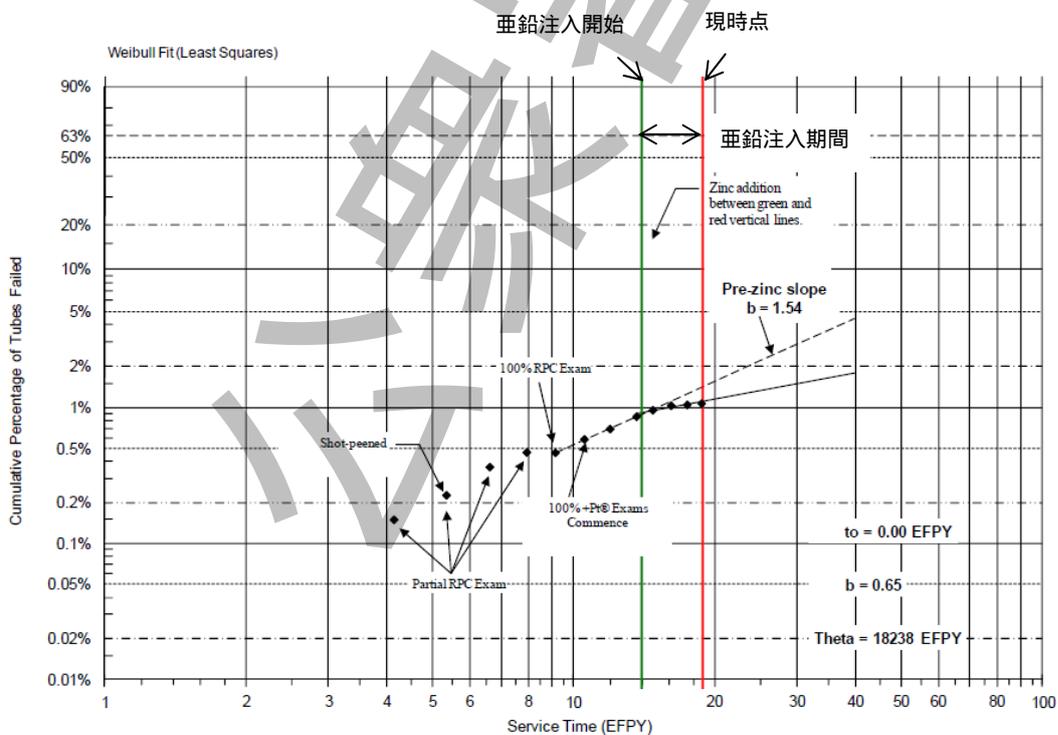
解説図 3 - 600 合金の PWSCC 感受性等高線図⁽⁹⁾

溶存水素濃度は 600 合金の SCC に影響を及ぼすことが分かっており、発生と進展では異なる挙動が報告されている。**解説図 4** に溶存水素濃度とき裂進展速度の関係を示す。600 合金の SCC 進展速度は特定の溶存水素濃度で増加すると考えられ、これらの知見を受けて 40 cm³/kg を超える高溶存水素濃度を適用するプラントが海外では増加している。一方で、き裂発生については低溶存水素濃度側で感受性が低下することが報告されている⁽¹⁶⁾。被ばく低減も含めた最適な溶存水素濃度については、現在も継続した議論が行われている。



解説図 4 - ニッケル基合金のき裂進展速度に対する溶存水素濃度の影響⁽¹⁰⁾

改良水化学管理である亜鉛については、PWSCC を抑制する可能性が示唆され、一部の実機では効果も確認されている。解説図 5 は蒸気発生器伝熱管の損傷率変化についてのワイブル分布を示し、亜鉛注入以降新たな損傷増加が抑制されていることが分かる。



解説図 5 - 亜鉛注入による蒸気発生器伝熱管の損傷率変化⁽¹¹⁾

7 燃料被覆管健全性に対する水化学の役割

7.1 燃料被覆管健全性と水質の関係

燃料被覆管健全性と水質の関係として、リチウムイオンと水素の影響を示す。

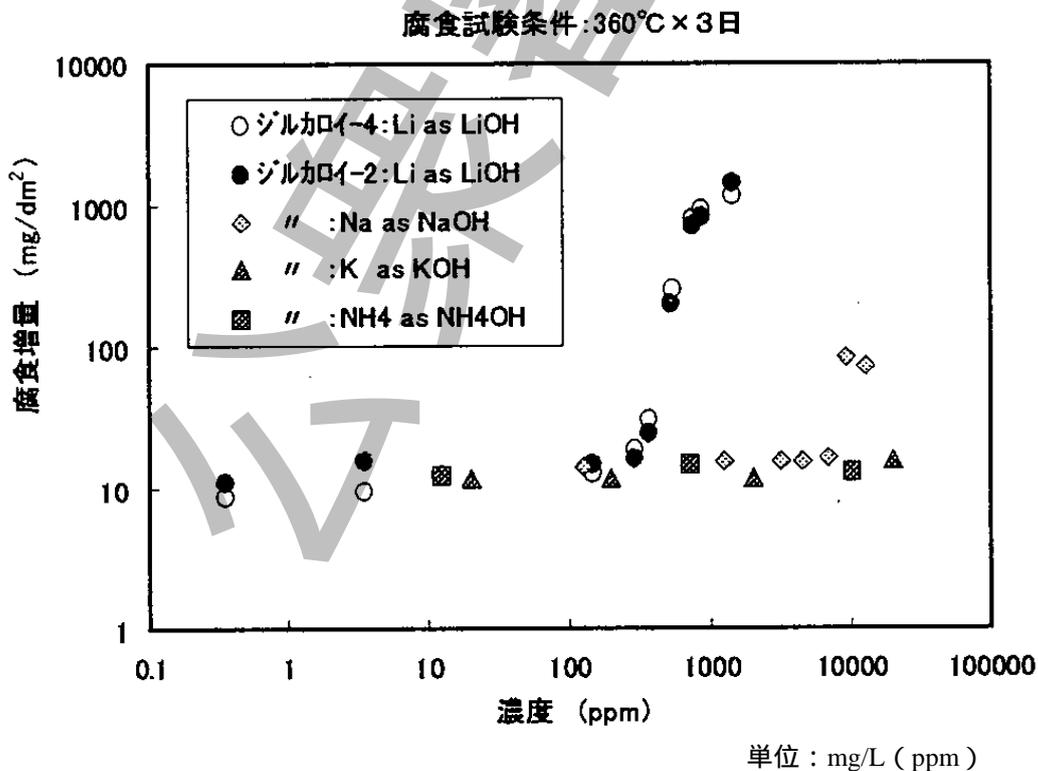
7.1.1 リチウムイオンの影響

リチウムイオンは燃料被覆管腐食に影響し、解説図 6 に示すように特に水酸基が存在する場合は腐食量が加速し、他のアルカリ金属に比べ影響は顕著である。一方、ほう素が存在すると、解説図 7 に示すようにリチウムによる腐食の加速を抑制することが明らかとなっている。以上は炉外試験の結果であり、炉内でのリチウムの影響は、リチウムイオン濃度が 2~3 mg/L 程度と低く、また運転期間により変化するため判断が定まっていない⁽¹⁹⁾。

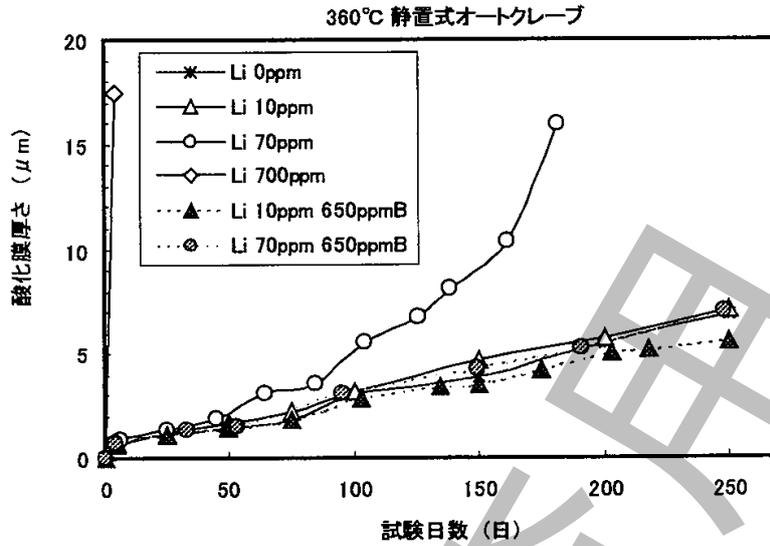
米国では被ばく低減の観点から、一部のプラントでリチウム濃度を高めた運転が行われている。米国ミルストーン 3 号炉で実施された高リチウム運転は、pH (at 300) が 7.4 に到達するまで原子炉一次冷却材中のリチウム濃度を 3.5 mg/L に一定制御する管理である。ミルストーン 3 号炉におけるジルカロイ - 4 の酸化皮膜厚さの測定結果を解説図 8 に示す。酸化皮膜厚さは腐食量の指標となるが、Coordinated Lithium 管理で運転されたノースアンナ 1 号炉とミルストーン 3 号炉の酸化皮膜測定結果は、同等の燃焼度依存性を示している。

なお、米国 PWR プラントのデータベースからは、リチウムを上昇させていない場合の酸化皮膜厚みは、燃焼度 40 GWd/t 程度で約 2 mils (約 50 μm) であり、リチウムを上昇させた場合腐食量を増加させるとのデータではあるが、データのばらつきから明確な結論は得られていない⁽²¹⁾。また、図 E.2 に示したリチウム濃度管理では約 2 mg/L 以上まで上昇させている期間が短いため、特に腐食による問題は発生していない⁽¹⁹⁾。

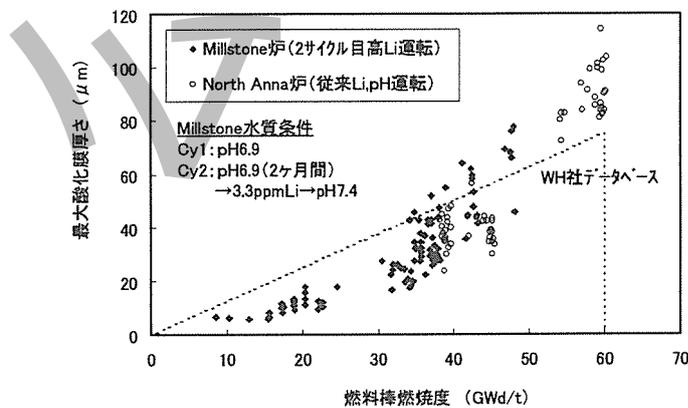
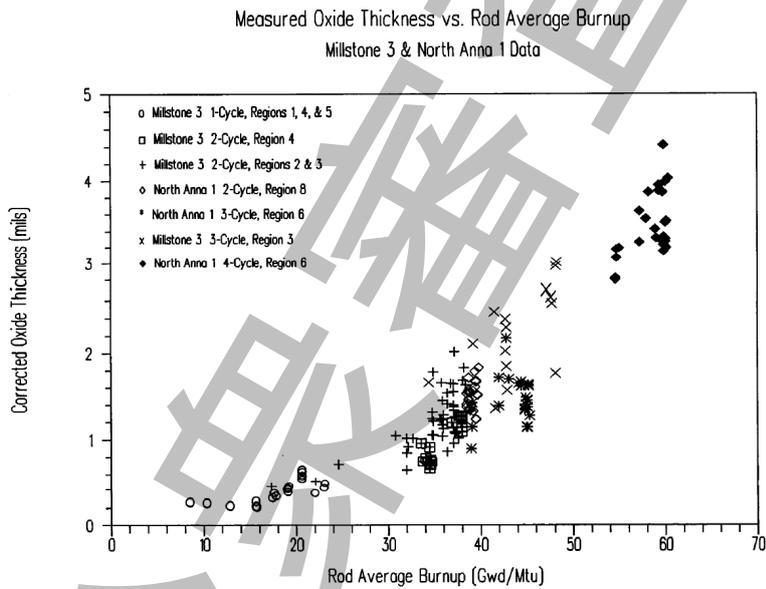
以上から、3.5 mg/L にリチウムを上昇させた場合でも燃料健全性に問題がないと考えられている。



解説図 6 - 炉外腐食試験におけるジルカロイ腐食挙動への添加物の影響⁽¹⁷⁾



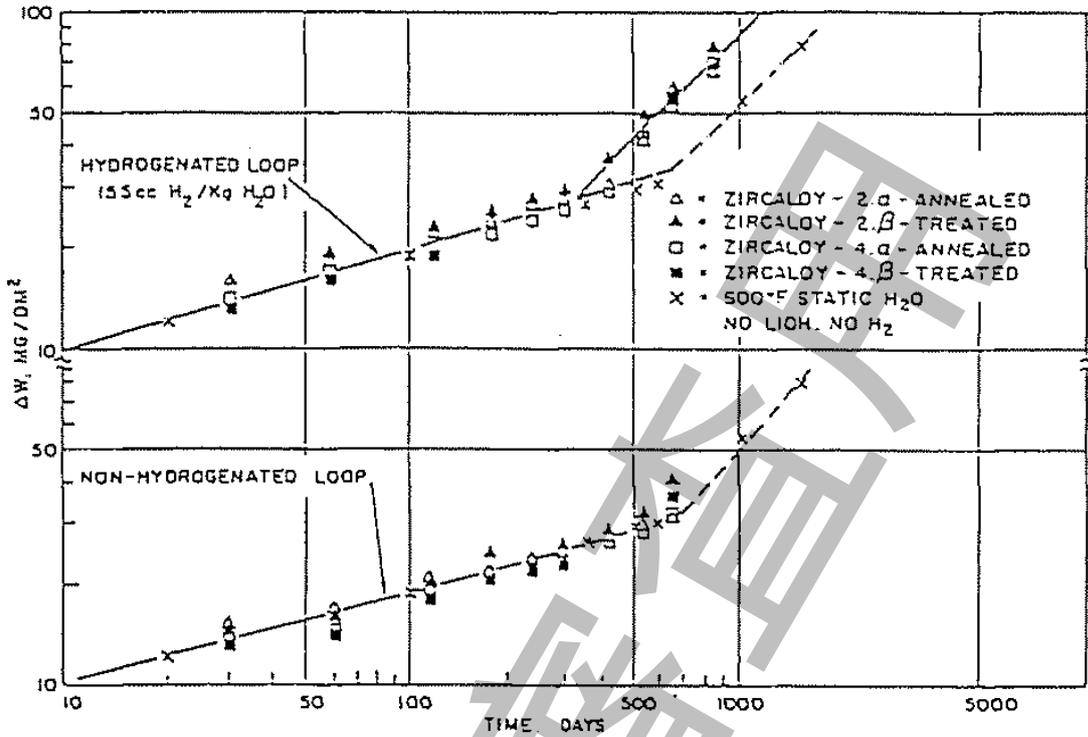
解説図 7 - LiOH 水中でのジルカロイ腐食挙動へのほう酸添加の影響⁽¹⁸⁾



解説図 8 - ミルストーン 3号機 及びノースアンナ 1号機の燃料被覆管の酸化皮膜厚さ^{(20), (21)}

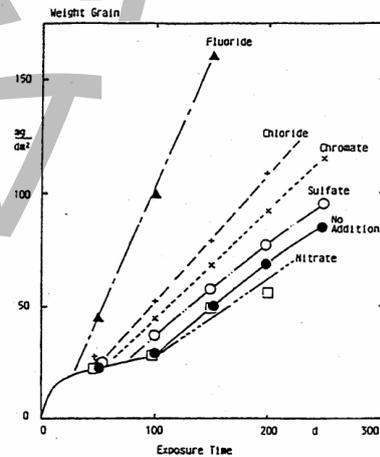
7.1.2 水素添加の影響

水素添加の影響については、解説図9に示すように水素添加なしと溶存水素濃度 55 cm³/kg の条件で腐食量が同等であるとした知見が報告されている。



解説図9 - 高温水中でのジルカロイ腐食量に対する溶存水素の影響⁽²²⁾

また、ジルカロイ-4の腐食速度と不純物濃度の関係を解説図10に示す。この図は、高温水中でのジルカロイ-4の腐食量(重量増加)の時間依存性に対する幾つかのアニオン不純物の影響を確認したもので、塩化物イオン及び硫酸イオンはふっ化物イオンと比較すると影響は小さい。同様な試験が AREVA の M5TM 燃料被覆管に対して行われており、100 mg/kg のふっ化物イオン濃度で腐食量が大きくなる結果が得られている⁽²⁴⁾。従って、低濃度のふっ化物イオン濃度では燃料被覆管腐食に対する影響は小さいと考えられる。



解説図10 - ジルコニウム合金の腐食速度に及ぼす溶存酸素及び照射の影響⁽²³⁾

7.2 燃料被覆管破損時の水質による診断

燃料被覆管が損傷すると、原子炉一次冷却材中の核分裂生成物が増加する。損傷形態により核分裂生成物の比率が異なることが知られているため、 ^{131}I 濃度、よう素比(^{131}I 濃度/ ^{133}I 濃度)及び ^{131}I 追加放出量などの監視が行われている。被覆管健全時及び燃料漏えい時の挙動の比較を解説表1に示す。

なお、漏えい燃料発生時の対応については、現在、日本電気協会において発行準備中である JEAC 4213-20XX (運転中における漏えい燃料発生時の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程)に詳細に記述されている。

解説表1 - 原子炉一次冷却材中のよう素濃度の特徴⁽⁶⁾

項目	よう素濃度の特徴	
	燃料被覆管が健全	漏えい燃料が存在
(1) 濃度推移	漸増傾向を示すが濃度は安定。	不連続的な濃度変化が生じ、濃度は不安定。スパイクやステップ状の変化が起こりやすい。
(2) 出力変化と濃度変化の対応	一定の時間遅れはあるが、出力変化に追従する。	出力変化に追従しない。又は、出力変化時に濃度上昇が起こりやすい。
(3) ^{131}I 濃度	100%出力時でも数Bq/ml程度以下。ただし、例外的に濃度が高いプラントもある。	10 Bq/ml以上の濃度が存在することが多い。
(4) ^{131}I 追加放出量	運転中の ^{131}I 濃度に比例する。(停止工程の影響を受ける。) 運転中 ^{131}I 濃度が1 Bq/mlのときは 3.7×10^8 Bq以下となる。	3.7×10^{10} Bq以上のことが多い。
(5) よう素比($^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$) ^{a)}	概略0.6程度。	0.8以上のことが多い。
注 ^{a)} ^{131}I を測定すると同時に ^{133}I も測定され、よう素比を求めることができる。		

7.3 軸方向出力分布異常 (Axial Offset Anomaly, AOA)

アキシアルオフセット(AO)は、式(1)で定義される。

$$AO(\%) = \frac{(P_t - P_b)}{(P_t + P_b)} \times 100 \quad \dots \dots \dots (1)$$

ここに、 P_t : 炉心上半分の出力の積分値

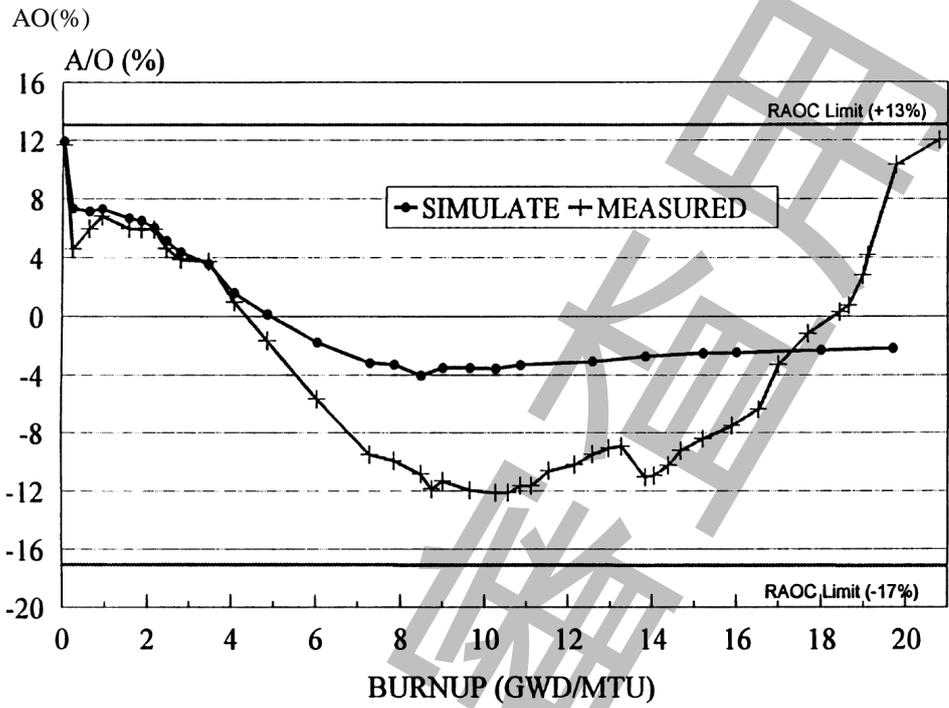
P_b : 炉心下半分の出力の積分値

燃料表面に付着したクラッド中に中性子吸収物質であるほう素が局所的に析出することにより、炉心内の出力分布に影響が生じる。クラッド付着、ほう素析出ともに、そのメカニズムに沸騰が強く関連するため、冷却材温度が高く沸騰率が高くなっている炉心上部での出力低下(AOの低下)として現れる。これをAOAと言う。AOAの例を解説図11に示す。AOを示す出力の解析値と実測の相違はサイクル初期から起こる(AOがマイナスで幅が大きい。)出力降下は、解説図12では燃料の上部で発生しているが、391 EFPDには上部の出力が回復し上昇している。AOが回復した場合の炉心の出力分布を解説図13に示すが、燃料

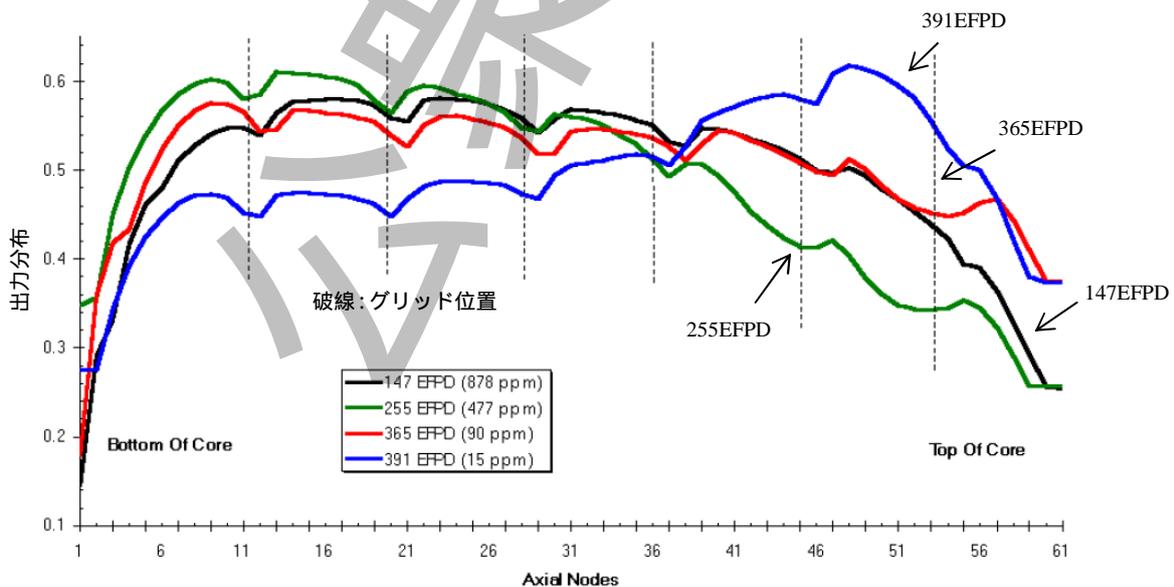
下部から上部にかけて平坦な分布となっている。AOA は解説図 14 に示すように、サブクール沸騰、腐食生成物濃度及びほう素濃度が重なって発生すると考えられている。近年は、クラッドが出力に影響するという広義の意味で CIPS (Crud Induced Power Shift) という表現も AOA の代わりに用いられている。

対策としては、pH (at 300) を 7.1 から 7.2 に一定に保つ運転や、超音波による燃料除染装置の導入がなされている。

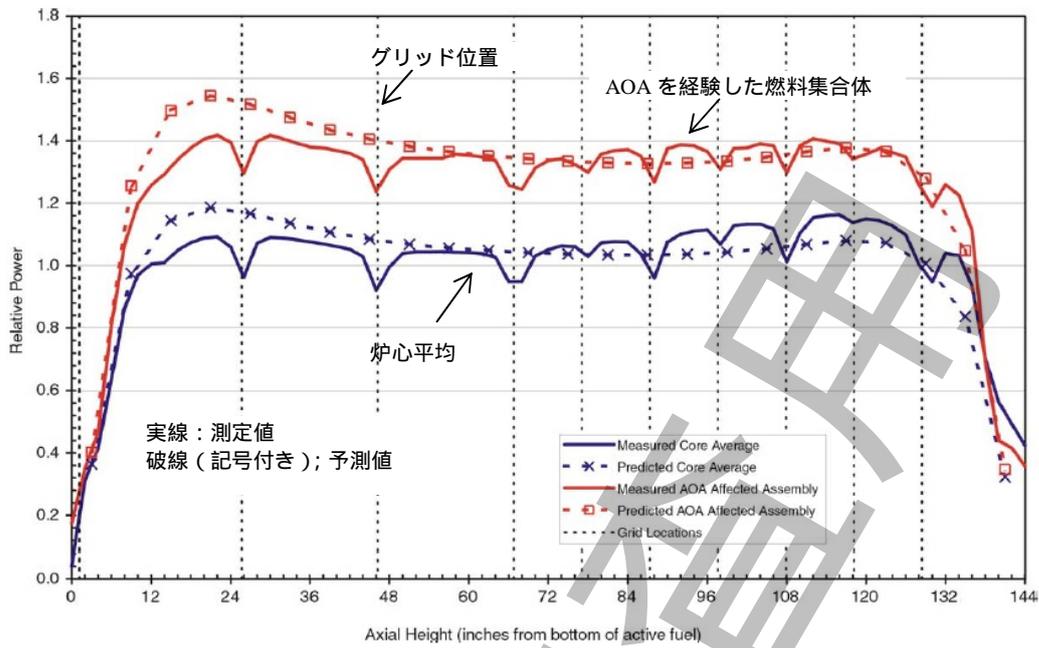
なお、国内プラントでの AOA の発生は現時点では報告されていない。



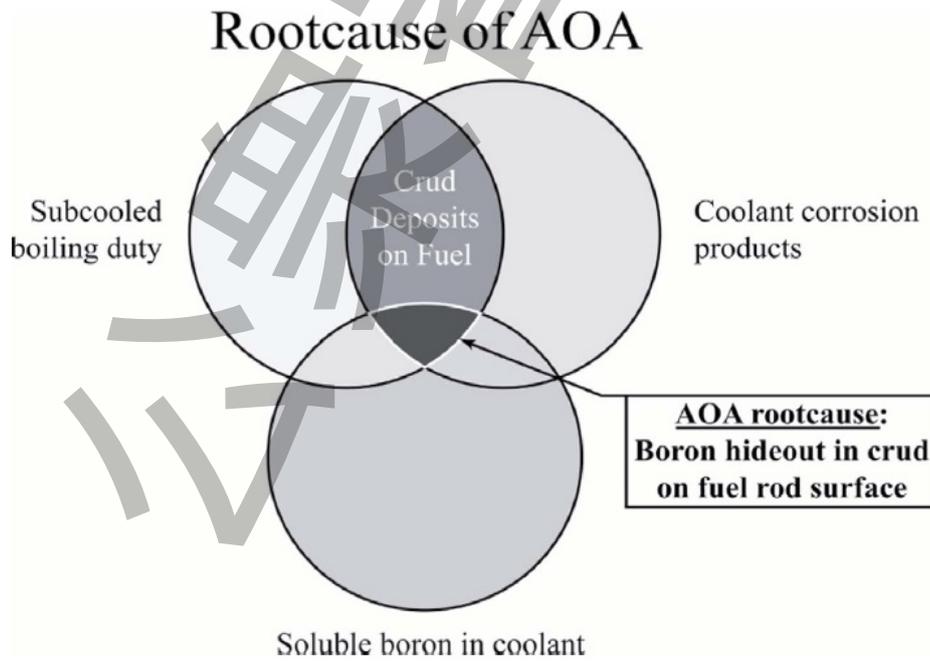
解説図 11 - AOA 事象とサイクル燃焼度との関係例⁽²⁵⁾



解説図 12 - AOA 発生時の燃料軸方向出力分布⁽²⁵⁾



解説図 13 - AO 回復時の燃料軸方向出力分布⁽²⁵⁾



解説図 14 - AOA の発生要因⁽²⁵⁾

8 被ばく低減に対する水化学の役割

8.1 線源発生のメカニズム

原子炉一次冷却材の内、蒸気発生器のような炉心外機器及び配管は、ニッケル基合金及びステンレスで構成されている。この材料の腐食により腐食生成物が発生する。発生した腐食生成物は、外層酸化物及び内層酸化物の2層構造をとる。

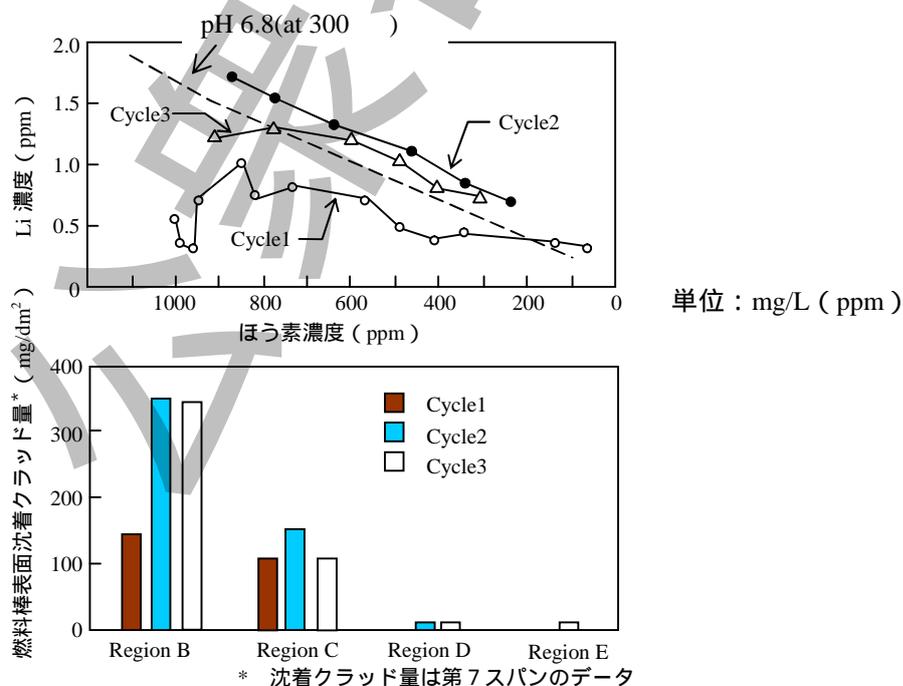
この発生した腐食生成物（外層酸化物）の一部が粒子状及びイオン状となり、原子炉一次冷却材に放出される。その後炉心内表面に粒子状は付着、イオン状は析出する。これが炉心内で放射化され放射性腐食生成物になり、原子炉一次冷却材に粒子状は剥離、イオン状は溶解して放出される。この放出された放射性腐食生成物が、炉心外機器及び配管に粒子状は付着、イオン状は析出することによって、炉心外に移行する。炉心外に移行した放射性腐食生成物が、内層酸化物に取り込まれることによって、被ばく線源となる。

被ばくに寄与する放射性腐食生成物は⁵⁸Co（半減期約71日）、⁶⁰Co（半減期5.3年）であり、⁵⁸Co（親元素ニッケル）は主にニッケル基合金である蒸気発生器伝熱管から発生し、⁶⁰Co（親元素コバルト）は蒸気発生器伝熱管（不純物のコバルト）及びコバルト基合金であるステライトから主に生成する。

8.2 線源発生に対する水質の影響

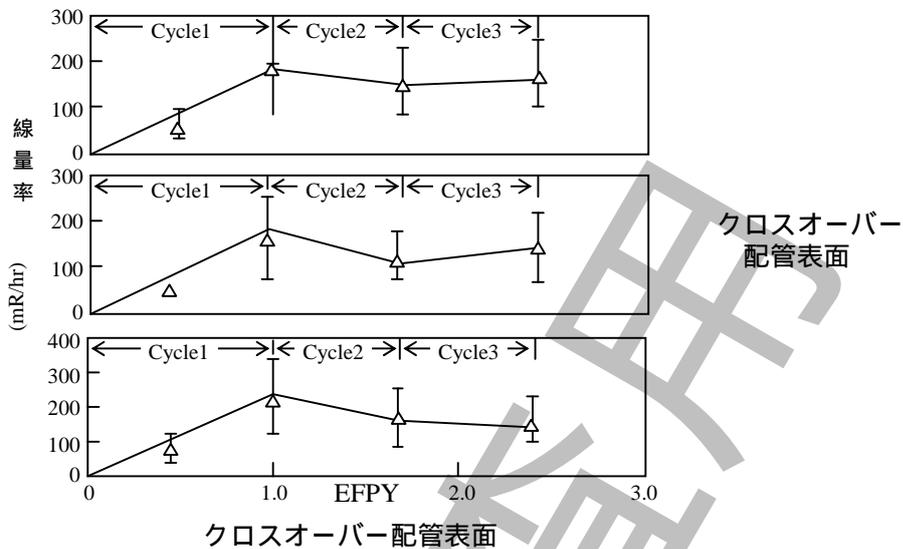
線源発生に対する水質は、主に炉心内外の腐食生成物（含む放射性）の移行に影響する。従来から継続して検討されているのは、炉心内外のイオン状腐食生成物の移行であり、例としてこれに原子炉一次冷却材のpHは影響する。

pH管理の線量率に対する影響としてEPRIが最初に示したトロージャン発電所のリチウム濃度管理実績と燃料表面付着クラッド量を解説図15に示す。第2サイクル以降、pH 6.8（at 300）より高い側でリチウムを管理することにより、第2サイクル及び第3サイクルのみ装荷された、Region DとEの燃料付着クラッド量が大幅に減少している。



解説図 15 - 冷却材リチウム濃度管理と燃料表面沈着クラッド量（トロージャン発電所）⁽²⁶⁾

クロスオーバー配管の線量率を解説図 16 に示すが、第 2 回定期検査以降線量率が低下傾向にあり、リチウム濃度(pH)管理の効果が表れているとしている。

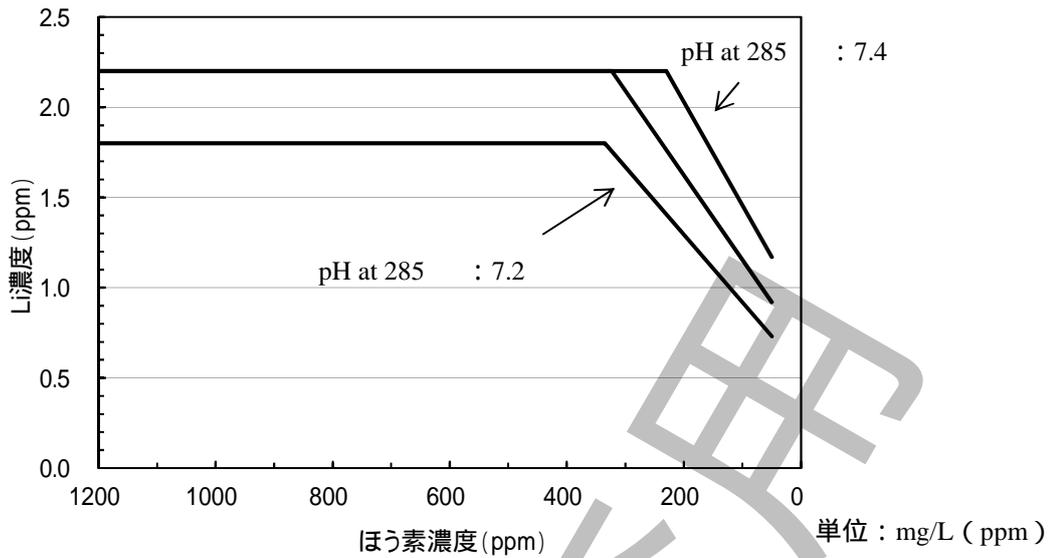


解説図 16 - 定期検査時線量率 (トロージャン発電所)⁽²⁶⁾

8.3 被ばく低減のための改良水化学技術

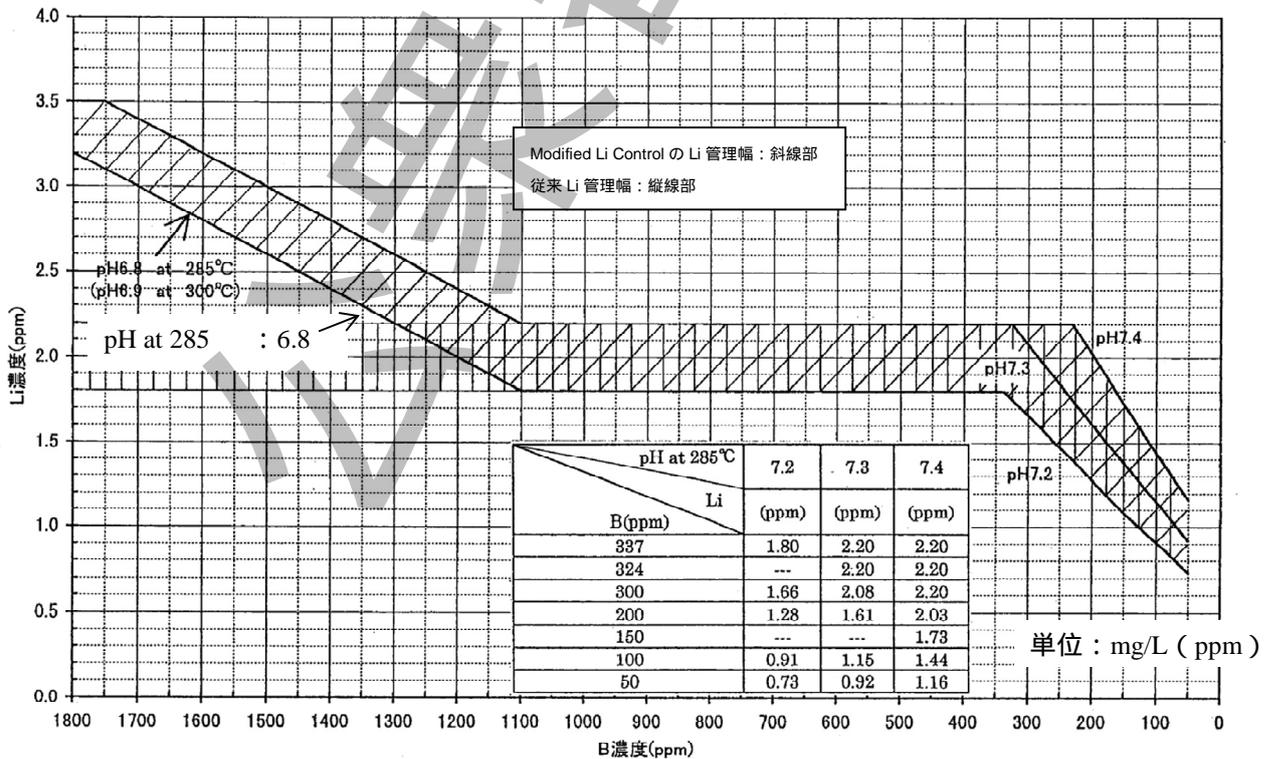
a) 改良 pH 運転 線量率低減には、放射化腐食生成物の生成を抑える必要があり、そのためには、腐食生成物の炉心外から燃料表面への移行を抑制することが重要である。腐食生成物の移行は溶解度に強く依存し、その溶解度は pH、温度に依存するので、原子炉一次冷却材の pH を適切な値に管理することで、燃料表面への析出を抑制することが可能となる。この考えは世界的な考え方で、種々の研究機関で溶解度データが調査され、若干の差はあるものの、おおむね pH (at 300) 7.2~7.4 にあるとされている⁽²⁷⁾。

国内においても溶解度データが調査され、1990年代前半から解説図 17 に示すようなほう素 - リチウム管理によりリチウム 1.8~2.2 mg/L (ppm) の範囲及び pH (at 285 : 炉心入口温度) 7.3±0.1 に調整する管理が適用されることになった。これは、実機の実験的組成を模擬した合成ニッケルフェライト ($\text{Ni}_{0.8}\text{Co}_{0.05}\text{Fe}_{2.15}\text{O}_4$) からのニッケルとコバルトの溶解度 pH 依存性測定結果を基に、イオン状のニッケルとコバルトの溶解及び析出による ^{58}Co 及び ^{60}Co の炉心外への移動量が最小となる pH (at 285) は 7.3 と評価された結果と、ジルカロイへの影響を考慮して定められているリチウム上限 2.2 mg/L (ppm) から設定されたものである。



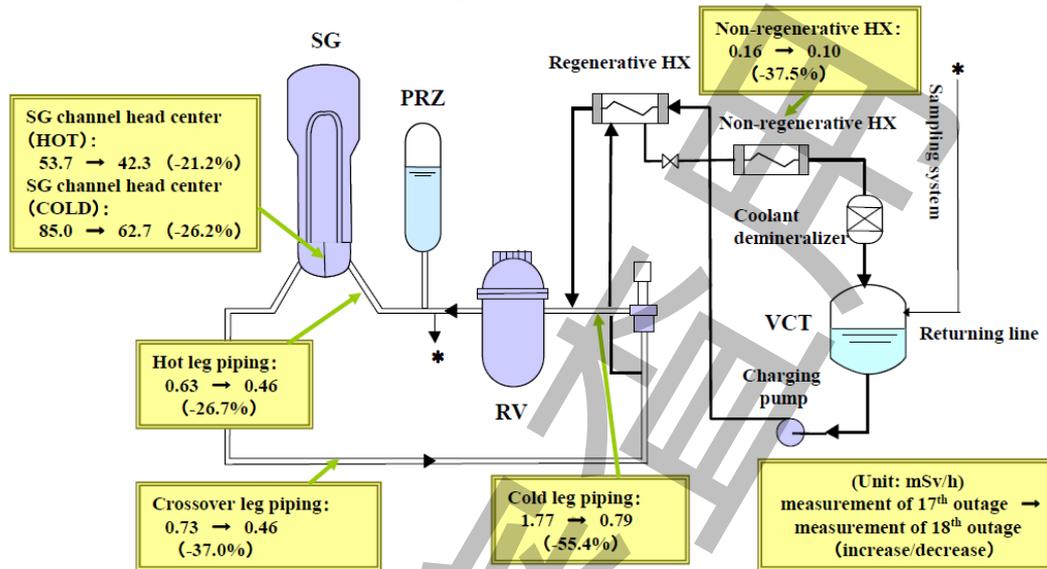
解説図 17 - 原子炉一次冷却材 pH (ほう素, リチウム) 制御方法 (Coordinated) ⁽²⁸⁾

しかし、燃料の高燃焼度化に対応して冷却材中のほう素濃度が高くなるため、サイクル初期の低 pH を抑制する考えから、海外の状況と原子力発電技術機構の“水質等環境管理技術(配管系)信頼性実証試験”で得られた結果を基に、解説図 18 に示すようなほう素 - リチウム管理が設定され 1990 年代後半から適用されるようになった。この pH 管理は、解説図 3 に示した材料試験結果で PWSCC 感受性に対するリチウム濃度の依存性が認められない領域 (ほう素濃度 1100 mg/L を超える領域) においてリチウム濃度の上限を 3.5 mg/L (海外の管理状況を考慮) としている。ほう素濃度 1100 mg/L 以上の領域では、燃料に腐食生成物が移行するのを抑制するために、pH (at 285) は 6.8 以上で管理される。



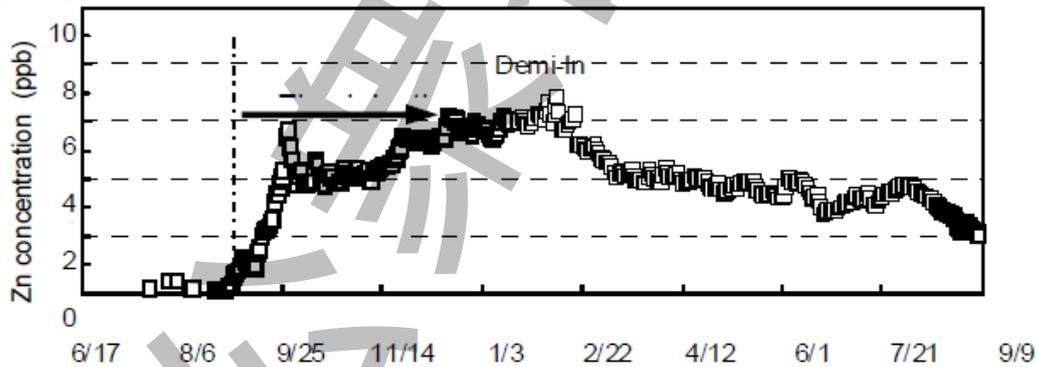
解説図 18 - 原子炉一次冷却材 pH (ほう素, リチウム) 制御方法 (Modified)

b) **低濃度亜鉛注入** 亜鉛注入により，一次系材料の腐食抑制効果および酸化皮膜への放射性コバルト取込みを抑制し配管表面線量率を低減する。亜鉛注入は国内プラントで既に開始されており，解説図 19 に示すように，5 $\mu\text{g/L}$ 程度の低濃度亜鉛注入で線量率低減効果が確認されている。亜鉛濃度管理実績を解説図 20 に示す。



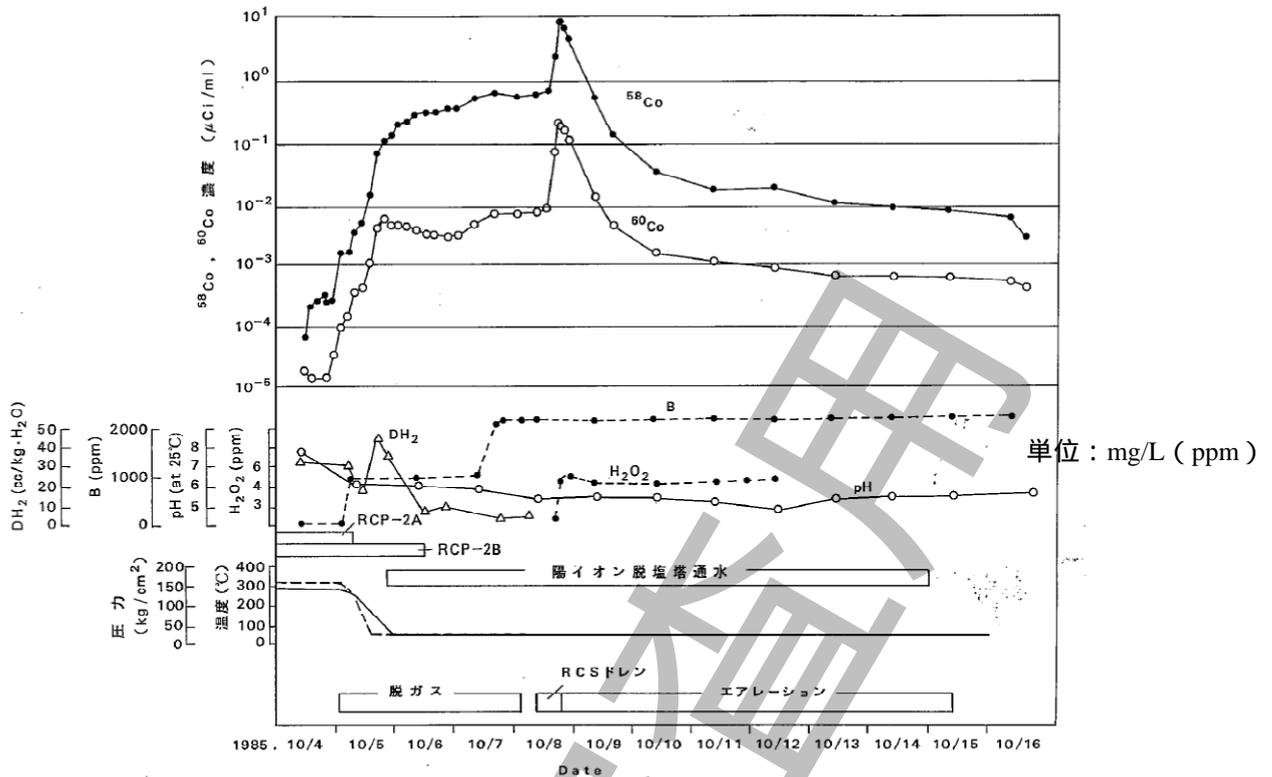
解説図 19 - 亜鉛注入による線量率低減効果⁽²⁹⁾

単位： $\mu\text{g/L}$ (ppb)



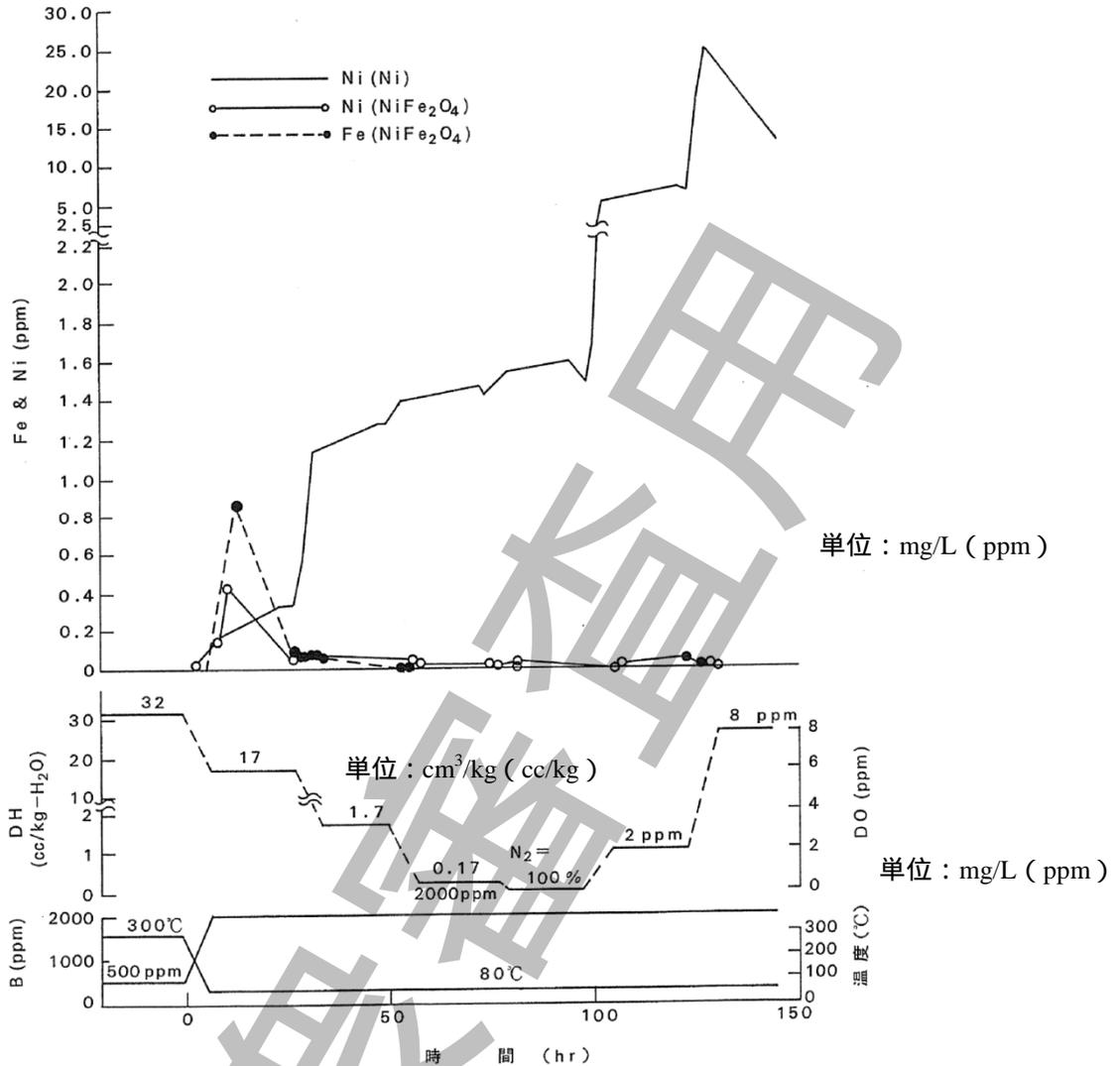
解説図 20 - 亜鉛注入実績⁽²⁹⁾

c) **低 pH 管理 (起動時及び停止時)** 起動時においては，低 pH 管理による腐食生成物の溶解促進や浄化流量増加による放射性腐食生成物の除去が望ましい。停止時においても，ほう酸添加及びリチウム除去により pH が低下し腐食生成物濃度が上昇するため，腐食生成物の除去促進が望ましい。停止時の腐食生成物実績例について解説図 21 に示す。



解説図 21 - 停止時の腐食生成物挙動の実績例⁽³⁰⁾

d) 外層クラッド除去法 PWRでは、蒸気発生器伝熱管がニッケル基合金であることから、一次系内の腐食生成物においてもニッケルの含有率が高くなり、ニッケルフェライトを形成しえないニッケルは金属状として存在すると考えられる。解説図 22 の金属ニッケルなどの溶解特性が示すとおり、水化学条件が還元性から酸化性に移行すると、ニッケルフェライトは溶解し難くなるのに対し、金属ニッケルは還元性が弱くなるに従って溶解しやすくなっている。このことから、停止時に溶解してくるニッケルの大半は金属ニッケルである。ニッケル溶解促進のためには、溶存水素濃度を低く管理（ $1 \text{ cm}^3/\text{kg}$ 以下）し、この期間をできるだけ長く維持することが望ましい。この手法は、金属材料の保護皮膜（内層酸化物）を除去することなく、放射性腐食生成物の発生源である外層酸化物（外層クラッド）のみを除去することから、“外層クラッド除去法”と呼ばれている。



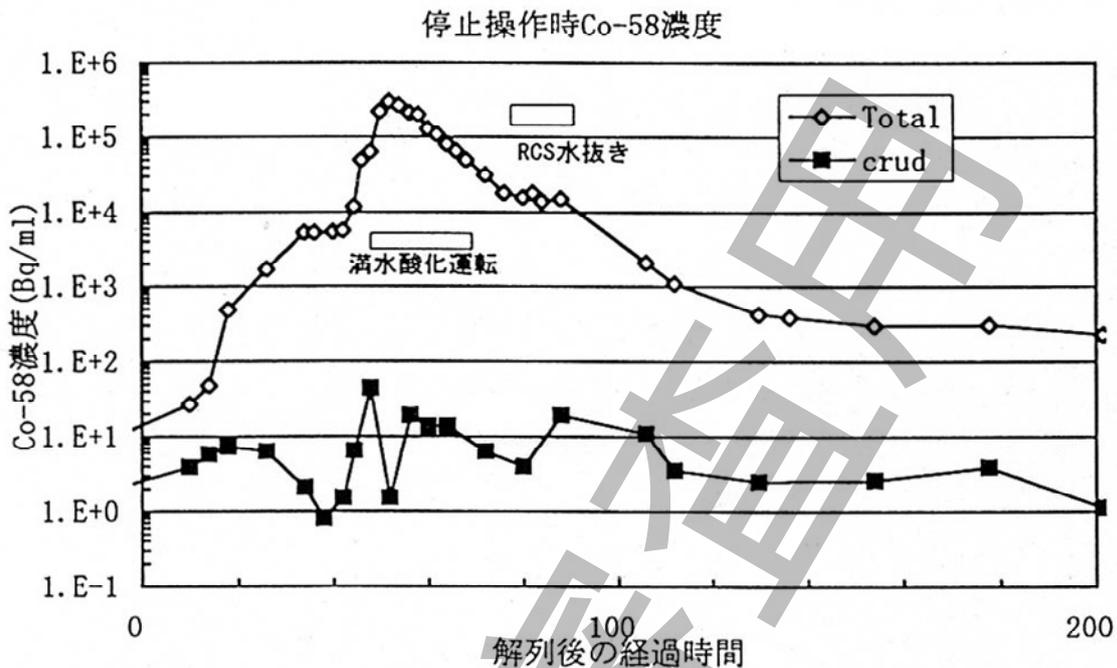
解説図 22 - 金属ニッケルなどの溶解特性⁽³¹⁾

e) 酸化運転法（満水酸化法及びエアレーション法） 出力運転時、還元性雰囲気で生成した放射化腐食生成物(⁵⁸Co, ⁶⁰Co)は、定期検査で原子炉一次冷却材が大気開放されると水中に溶解してくる。酸化運転は、あらかじめ計画された時点で原子炉一次冷却材を酸化性雰囲気とし化学体積制御系脱塩塔により溶解した放射性腐食生成物を除去することで、燃料取出作業などにおいて、キャビティ水中の放射性腐食生成物からの線による被ばくの抑制を図るものである。酸化運転には酸化性雰囲気の作り方の違いによって満水酸化法及びエアレーション法がある。

なお、酸化運転終了基準は、キャビティ水中の放射性腐食生成物による線量率を考慮して、プラントごとに設定されている。

- 1) 満水酸化法 原子炉一次冷却材水抜き前の満水状態で、十分な過酸化水素を原子炉一次冷却材に添加して酸化性雰囲気とする方法で、⁵⁸Coなどは酸化性雰囲気となった時点で急激に濃度が上昇する。その後、溶解速度が低下し浄化により濃度は低下していく。この方法は、原子炉一次冷却材満水時に放射性腐食生成物を除去できるため、酸化運転の時間短縮が図れる。満水酸化法の実績例を、解説図 23 に示す。
- 2) エアレーション法 原子炉一次冷却材を満水状態から、水位が原子炉一次冷却材配管ノズル中央にな

るまで水抜きし、原子炉一次冷却材上部に気相を形成させる。この気相に空気を導入することで、原子炉一次冷却材を曝気（エアレーション）し酸化性雰囲気とする方法で、水抜き後半に ^{58}Co などに急激な濃度上昇が生じる。その後、溶解速度が低下し浄化により ^{58}Co 濃度は低下していく。



解説図 23 - 滴水酸化法の実施例⁽¹⁹⁾

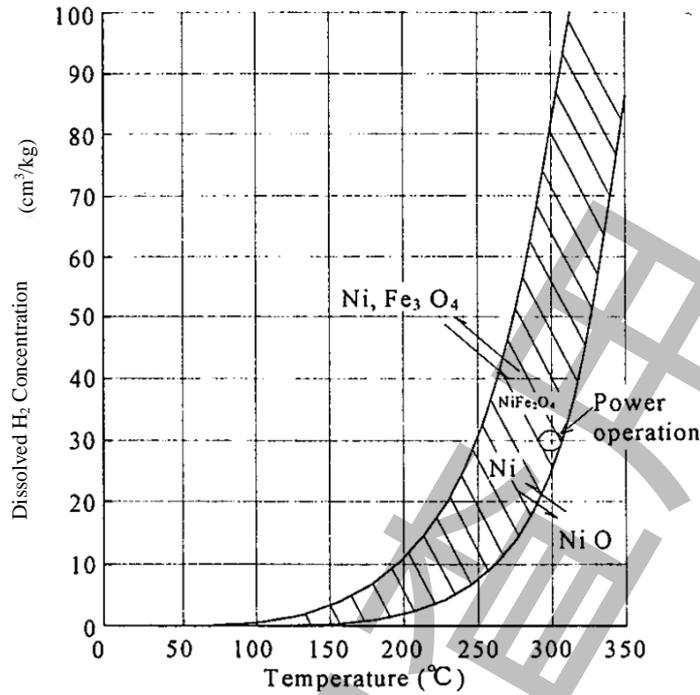
f) 停止時クラッドパースト抑制（pH 管理，溶存水素） 発電機解列から冷却までの期間には原子炉一次冷却材の流動及び温度変化（一次系構成材料の伸縮）により、粒子状の放射性腐食生成物が剥離しやすくなる。これに pH と溶存水素の大幅な低下が重畳すると、燃料に付着している腐食生成物の溶解度や形態の変化が生じてその剥離を加速する結果、炉心外の配管や機器の線源上昇を招く恐れがある。これをクラッドパーストといい、これを抑制するため、高温停止状態での pH 変動の緩和を目的とする二段階でのほう酸添加（ポレーション）と、腐食生成物の形態変化抑制を目的とする溶存水素濃度管理が行われている。

1) 二段階ポレーション 従来は高温停止状態において、原子炉一次冷却材中のほう素濃度を燃料取替に必要な値まで一段階でほう酸の添加を行っていたが、高温停止状態でのポレーションは低温停止に必要なほう素濃度までとし、低温停止状態まで冷却を完了した後に再度ポレーションを行い燃料取替に必要なほう素濃度までとする二段階のポレーションを行い、pH の大幅な低下を抑制する。また、高温停止状態のリチウム除去は pH 低下となるので、冷却開始後に行うことが望ましい。

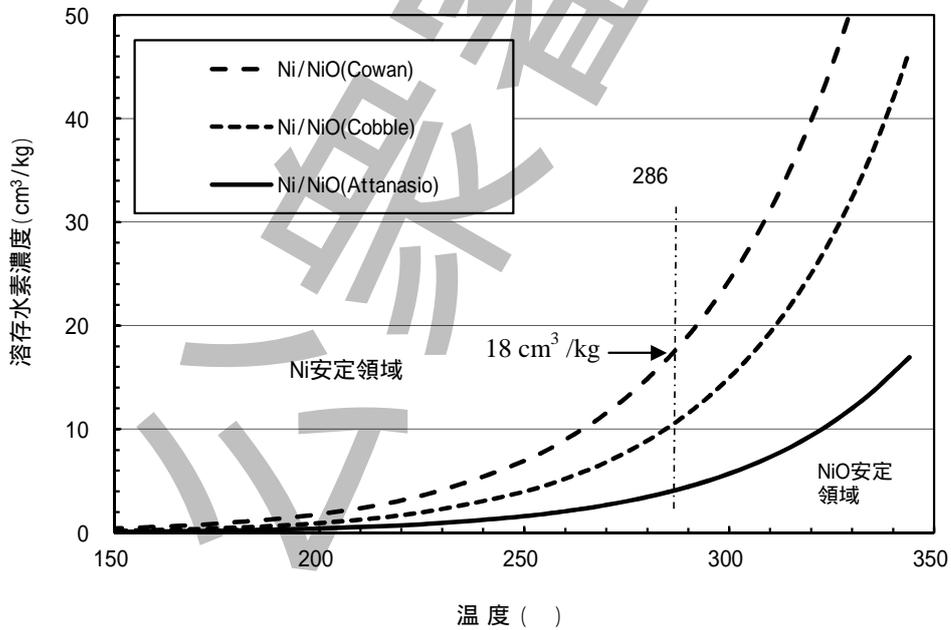
2) 溶存水素管理 原子炉一次冷却系内に存在する金属ニッケルは、解説図 24 に示すように温度と溶存水素濃度により化学形態が変化するといわれている。従って、停止時の溶存水素濃度は金属ニッケルが安定域に維持できるよう管理することが望ましい。具体的には、高温停止状態（286℃）で溶存水素濃度を 18 cm³/kg 以上に維持することによって、金属ニッケルが酸化ニッケルに形態変化しクラッドパーストすることを抑制できる。

この金属ニッケルから酸化ニッケルに形態変化するしきい値は、解説図 25 に示すように各熱力学データにより異なる。最新のデータである Attanasio のものが最も低いですが、安全側を見て現状は Cowan の値を

採用している。



解説図 24 - 金属ニッケル, ニッケルフェライト及び酸化ニッケルの熱力学的安定性に及ぼす温度並びに溶存水素の影響⁽³²⁾



解説図 25 - 金属ニッケル及び酸化ニッケルの熱力学的安定性に及ぼす温度並びに溶存水素の影響^(33, 34, 35)

9 廃棄物低減を考慮した水化学管理

構造材の健全性確保，被ばく低減を目的とした水化学管理改善と廃棄物低減とは，以下のように相反する場合がある。

例えば，廃棄物低減のため脱塩塔樹脂の使用期間を延長した場合，粒子状成分除去効率（DF）低下，樹脂劣化生成物放出による原子炉一次冷却材中の不純物濃度上昇等水質低下影響の可能性がある。一方，微細粒子除去性能向上のため，フィルタ細メッシュ化を適用した場合，フィルタ差圧上昇によるフィルタ取替本数増大につながる可能性がある。

このため，水化学管理の改善に際しては，水化学管理としての要求と，廃棄物発生量に及ぼす影響を考慮し，運用条件の適正化を図っていくことが重要であり，脱塩塔樹脂運用，フィルタメッシュ選定の最適化が，水化学ロードマップでも課題として掲げられ，検討が進められている⁽³⁶⁾。

10 測定頻度（海外の水化学指針との比較）

この指針では，構造材料及び燃料被覆管の健全性確保の観点から，電気伝導率，pH，塩化物イオン，ふっ化物イオン，硫酸イオン，溶存水素及び溶存酸素を管理項目とした。管理項目は，我が国で蓄積された運転経験と実績，及び科学的合理性を踏まえ，慎重な議論を経て設定したため，先行する海外の水化学指針とは異なる値を採用したものがあある。これは，我が国の水化学管理が水の純度に注意を払い厳正な管理を行ってきたことに対して，EPRI等の海外指針^{(1),(2)}は構造材への影響に関して厳正な管理が求められる項目に焦点をあてているため，その管理方法に違いが生じたものである。

この指針では，電気伝導率とpHを管理項目に規定し，1回/日以上測定を行う事で可溶性のあらゆる不純物を管理することを目指している。異常が認められた場合は，有害アニオンの有無を評価することとし，これとは別に1回/週の頻度で塩化物イオン，ふっ化物イオン，硫酸イオンを測定することで確度の高い不純物管理を行うこととした。一方，EPRIの水化学指針⁽¹⁾は，電気伝導率とpHを管理項目に設定せず，塩化物イオン，ふっ化物イオン，硫酸イオンを3回/週測定することで有害な不純物を管理している。

溶存水素と溶存酸素についても，この指針とEPRIの水化学指針では異なる思想が採用されている。EPRIの水化学指針では有害アニオンと同様に週3回の測定を行うことで還元性環境を維持することを担保している。この指針では，原則不純物が存在しない環境下では短期的な材料健全性リスクが生じないとの解釈を行いつつ，万全を期すために溶存水素と溶存酸素の測定頻度を設定した。我が国のプラントでは，体積制御タンクの気相部ガス圧または自動ガス分析装置による水素ガス組成を日常的に管理している。そのため，還元性雰囲気維持されると解釈できるが，1回/週の頻度で溶存水素の状態を確かめることとした。溶存酸素については，溶存水素が添加された状況では水の放射線分解による発生を十分に抑制できるが，確実な管理を行うために1回/月の頻度で確認することとした。

11 水化学管理の最適化

より良い水化学管理とは，構造材，燃料被覆管の健全性維持のみならず，被ばく線量の低減も高いレベルで同時達成することを意味する。また，対象が発電用軽水炉であるため，経済性と廃棄物発生量及び炉心の反応度制御についても考慮する必要があるが，事業者は俯瞰的に水化学の影響を判断し，管理条件を最適化することが求められる。

例えば，被ばく低減の観点では高温pHを増加させることが理想とされながらも，過剰なりチウム添加は燃料や材料健全性に悪影響を及ぼすことが知られている。また，不純物濃度を極限まで低下させるには，浄化流量や脱塩塔樹脂量の増加が必要となるが，これらの対応は廃棄物の増加に繋がるため，環境影響や

経済性を踏まえた合理的な判断が求められる。

このように、水化学管理の最適化には、プラント全体を視野に入れた精密な運用が必要であり、このためには国内外における豊富な運転経験や最新の学術知見を体系的に整理し、それらの情報を有効活用することが重要といえる。本指針の作成においては、事業者が最適な水化学条件を達成する一助となるべく、最新知見に基づいて合理的な管理項目、制御項目及び診断項目を選定すると共に、可能な限り推奨値についても制定した。

12 改良水化学技術開発

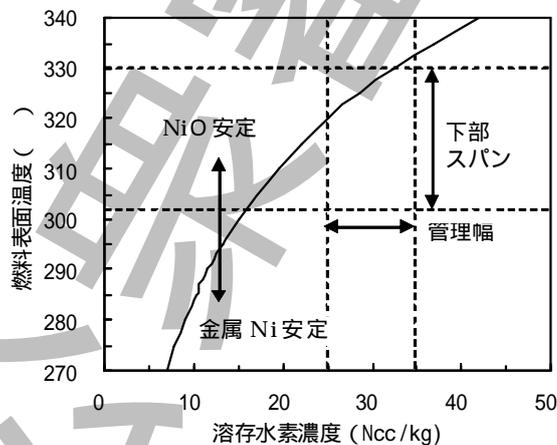
12.1 一般事項

ここに示す改良水化学技術は、現在、国内 PWR で取り入れられていないが、海外 PWR では検討、あるいは既に実施されている技術である。将来、国内 PWR にも取り入れられる可能性もあるため、その技術内容及び技術開発状況を以下に示す。

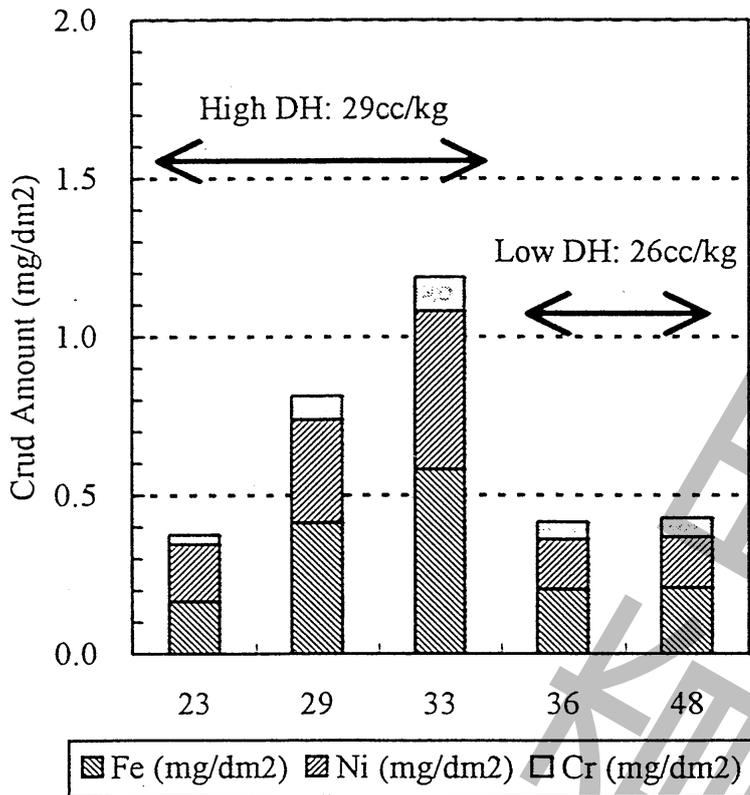
12.2 低溶存水素濃度管理

PWR 一次系に存在する金属ニッケルは、**解説図 26** に示すように溶存水素濃度と温度によりその化学形態が変化する。また、**解説図 27** に示すように、燃料棒付着クラッドは、溶存水素濃度を低く管理した方が、付着クラッド量が少なくなる傾向にある。

このような結果から、溶存水素濃度を低く管理することで、金属ニッケルを溶解度の高い酸化ニッケル (NiO) とし、燃料表面のニッケル量を減少させることで、 ^{58}Co の生成を抑制しようとするものであり、2000 年代から $26 \text{ cm}^3/\text{kg}$ (**解説図 26** では $26 \text{ cc}/\text{kg}$) 程度の低い側で管理する運用を実施しているプラントもある。



解説図 26 - 燃料表面における金属ニッケルと酸化ニッケルの安定性に及ぼす温度と溶存水素濃度の影響⁽⁶⁾

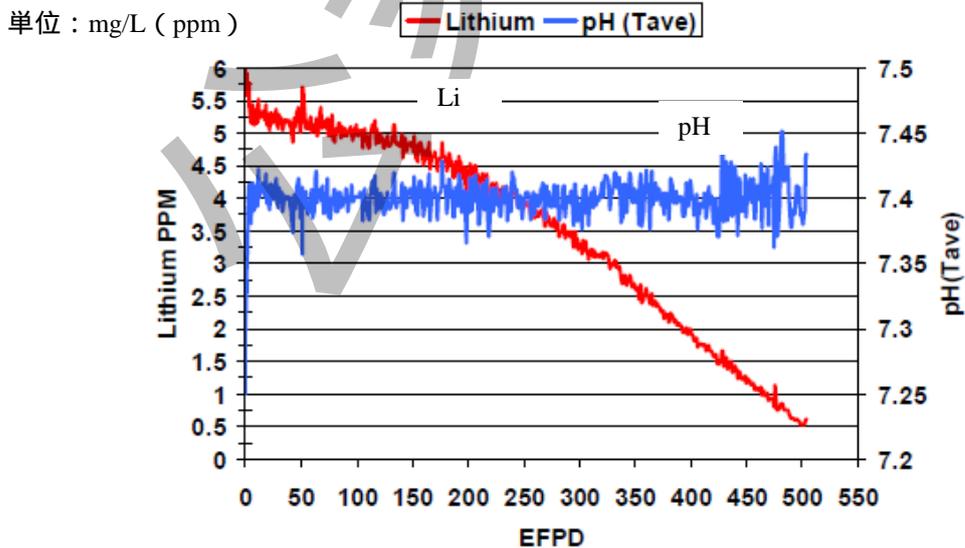


解説図 27 - 水素濃度の違いによる燃料付着クラッド量⁽³⁷⁾
(横軸は燃焼度を表しており、単位は GWD/t である)

12.3 pH 一定運転 (高リチウム, 濃縮¹⁰B)

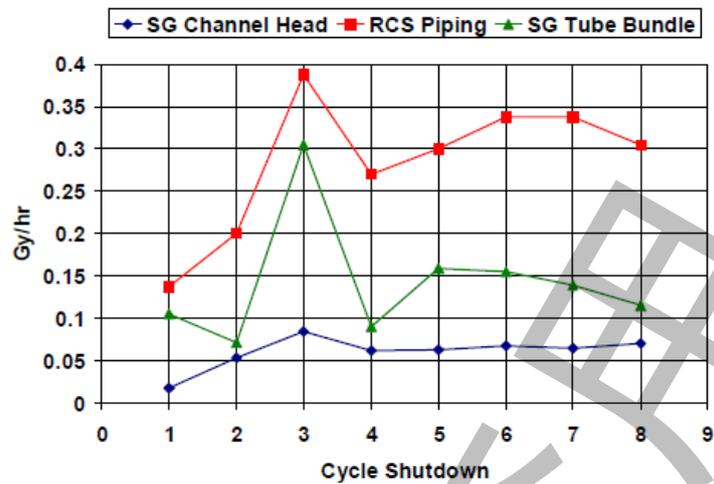
PWR における一定 pH 運転は、米国のコマンチピーク 2 号機で実施され、第 7 サイクルで一定 pH7.3_t (初期リチウム濃度 5 mg/L)、第 8 サイクルで一定 pH7.4_t (初期リチウム濃度 6 mg/L) で管理された。第 8 サイクルのリチウム及び pH_t の推移を解説図 28 に示す。

なお、pH_t の添え字の t は、炉心入口及び炉心出口の平均温度を示す。



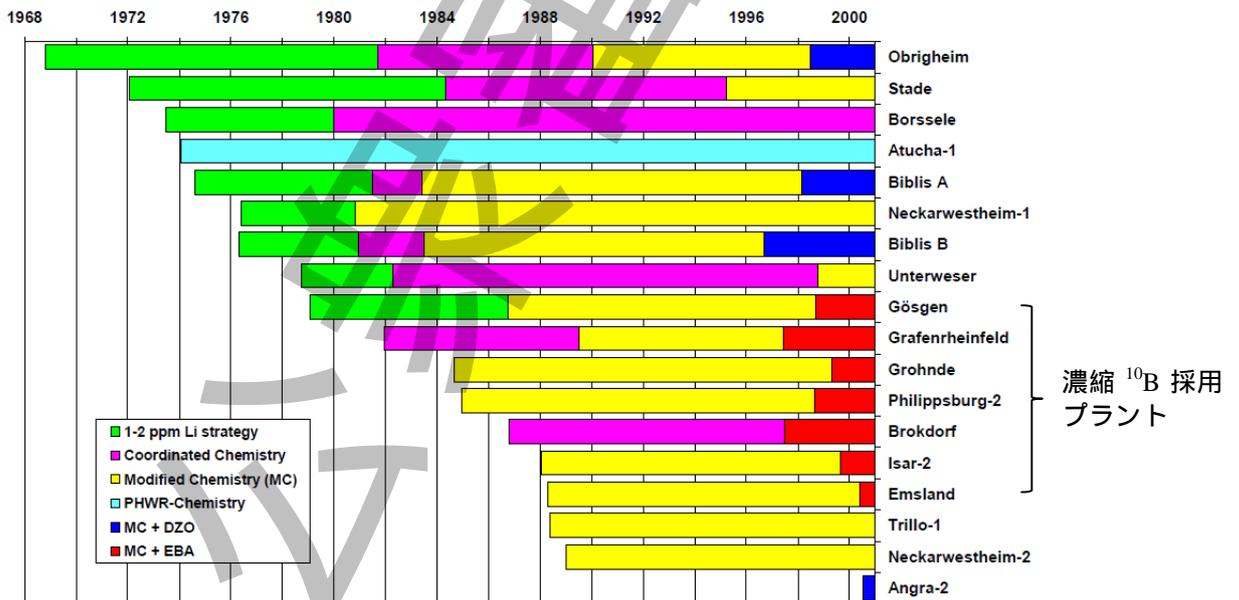
解説図 28 - コマンチピーク 2 号機第 8 サイクルにおけるリチウム濃度と pH_t の推移⁽³⁸⁾

第 8 サイクルまでの線量率推移を解説図 29 に示すが、第 8 回定期検査で線量率の低下が認められた。



解説図 29 - コマンチピーク 2 号機の線量率推移⁽³⁸⁾

一方、運転中の冷却材 pH を上昇させる方法として、濃縮¹⁰B を使用しほう素濃度を下げる方法がある。濃縮¹⁰B の実機適用は、ドイツのプラントで実施例があり、採用されているプラントを解説図 30 に示す。7 プラントで濃縮¹⁰B が採用されており、¹⁰B の割合は 30 % 程度である。



解説図 30 - ドイツの PWR プラントの水質管理の変遷⁽³⁹⁾

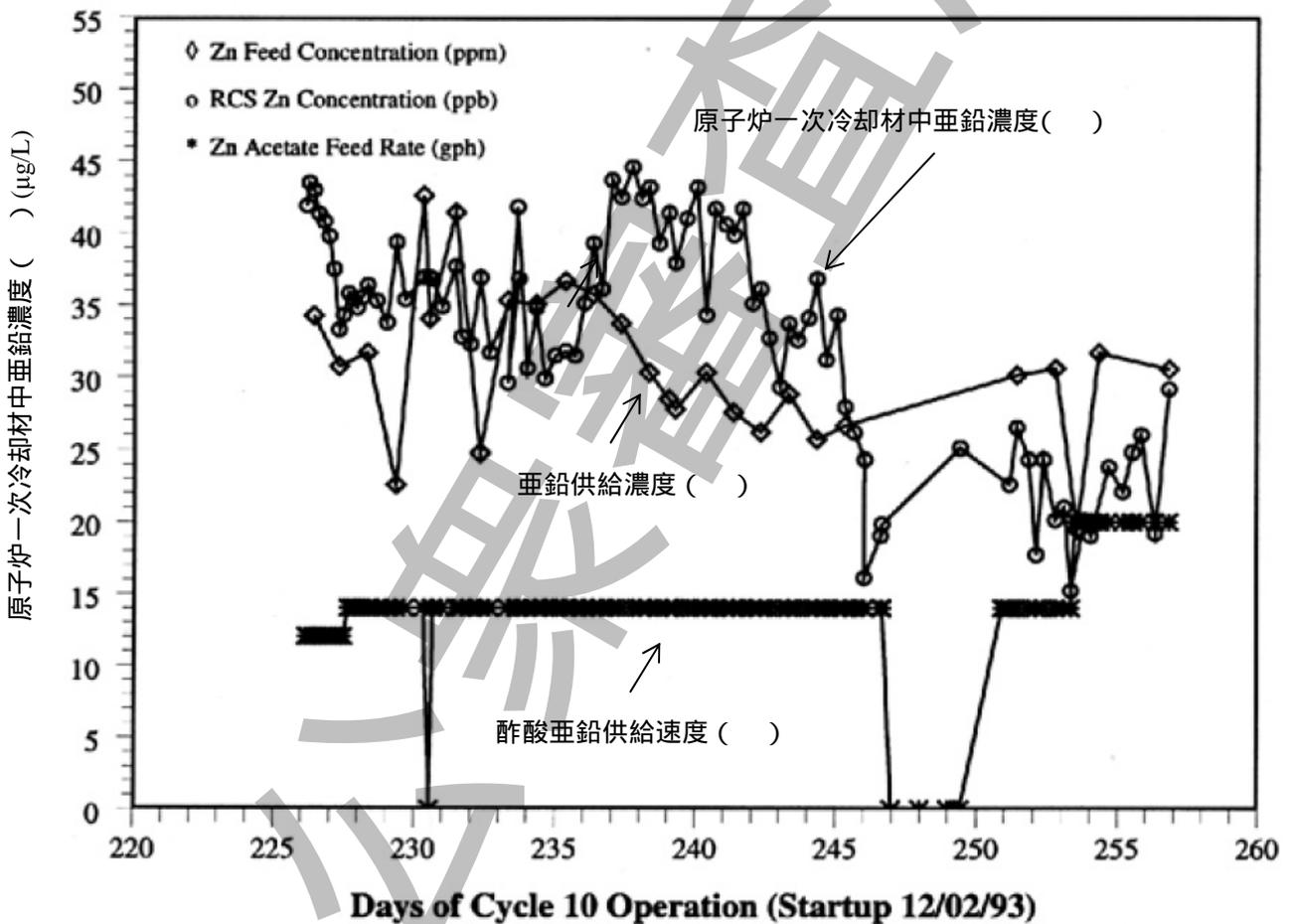
また、欧州加圧水型炉 (EPR) においても濃縮度 37 % の条件で濃縮¹⁰B を使用する計画がある⁽⁴⁰⁾。

12.4 高濃度亜鉛注入

PWRにおける亜鉛注入は、米国のファーレイ2号機第10サイクルで初めて実施された。原子炉一次冷却材中の亜鉛濃度は、**解説図31**に示すように40 μg/Lを目標に管理された。これは、亜鉛注入による線量率低減効果とPWSCC抑制効果をねらったものである。実績として、線量率は11%低下した。注入亜鉛は天然亜鉛であったが、⁶⁵Znの寄与は7%程度であった。

PWSCC抑制効果については、第10サイクル停止後にPWSCCが検出されプラグされた伝熱管本数は、直近の定検における本数より少なかった。第5回定検時に適用されたショットピーニングと亜鉛注入の効果と考えられるとEPRIは評価している。

なお、前述の低濃度亜鉛注入は、線量率低減効果のみをねらったものであるが、最近の動向では、40 μg/Lより低い亜鉛濃度(15 μg/L以上)で、PWSCC抑制効果をねらって亜鉛注入を行っているプラントがある⁽⁴²⁾。



解説図 31 - ファーレイ 2 号機での亜鉛注入実績⁽⁴¹⁾

13 管理値等の単位について

管理値等の単位は、基本的には国際単位系（SI）を使用するが、管理値等の根拠となる参考文献では必ずしも国際単位系を使用していない場合がある。例えば、元素濃度の単位の mg/L については、参考文献では ppm が使用されているため、指針利用者の混乱を避けるため、mg/L (ppm) のように単位の換算を示した。

この指針の管理値の単位には、元素濃度として mg/L 及び $\mu\text{g/L}$ 、放射能濃度として Bq/cm^3 、溶存水素濃度として cm^3/kg がある。

元素濃度の単位は、JIS で規定されている。例えば、JIS K0101:1998（工業用水試験法）の溶存酸素の濃度単位は mg/L となっている。

放射能濃度は、保安規定の（一次冷却材のよう素 ^{131}I 濃度）濃度単位が Bq/cm^3 となっているので、それと整合するように決めている。溶存水素濃度の単位は、通常、溶存水素濃度測定結果は標準状態（STP:0℃，101.325 kPa）で示しているが、単位表示は AESJ-SC-S003:2010 の 3（用語の定義）に示すとおり cm^3/kg である。

なお、電気伝導率の単位が、PWR 水化学管理指針では mS/m 、BWR 水化学管理指針では $\mu\text{S/m}$ と異なるが、JIS でも JIS K0101:1998（工業用水試験法）では mS/m が使用され、一方 JIS K0552:1994（超純水の電気伝導率試験法）では $\mu\text{S/m}$ が使用されており、JIS でも対象となる水で電気伝導率の単位を使い分けている。これから、PWR は薬品添加の原子炉一次冷却材、BWR は超純水に近い原子炉水であることを考えると、単位の使い分けは問題ないものと考えられる。

14 その他

14.1 原子炉一次冷却材温度の境界温度 82℃ について

原子炉一次冷却材温度 82℃ 以上では溶存酸素濃度が高いとステンレス鋼の SCC 感受性が高くなるため、材料及び燃料健全性を考慮して原子炉起動操作時では、82℃ を境界温度として“原子炉一次冷却材温度 82℃ 未満”と“原子炉一次冷却材温度 82℃ 以上原子炉未臨界”で区別して水質管理を実施している。その根拠は下記の起動時の溶存酸素除去操作温度設定の変遷に基づくものであり、PWR では原子炉一次冷却材温度 82℃ を境に水質管理を区別している。

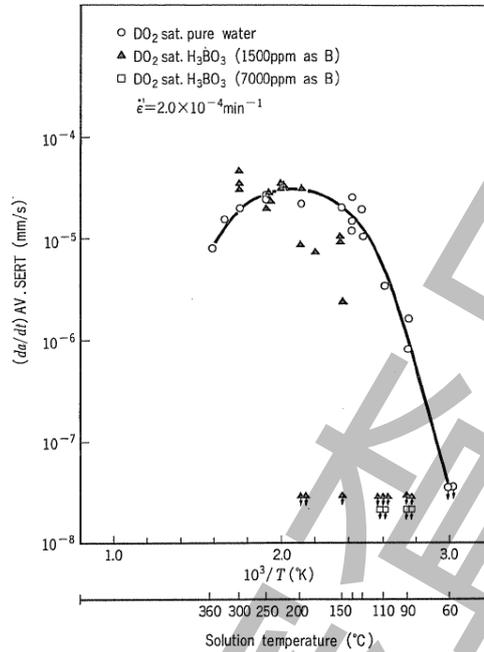
- 国内 PWR 導入時の仕様（米国内）では、起動時の溶存酸素除去操作温度は 121℃（250°F）であった。
- その後米国内仕様が改定され、溶存酸素除去操作温度が 82℃（180°F）に変更された。（1977 年）
- 1985 年に再び米国内仕様が 121℃ に戻された。ただし、建設時の温態機能試験（HFT: Hot Functional Test）に向けての昇温時には 82℃ を適用するとなっている。
- 国内で検討した結果、下記の理由で溶存酸素除去操作温度はそのまま 82℃ を設定し、82℃ を境にそれ以上の温度では厳しい水質管理とした。

明確な根拠もなく、米国のような 2 種類の酸素除去管理温度を持つのは説明が困難である。

解説図 32 に示す国内取得データでも、温度が 120℃ 程度であれば割れ進展速度が大きいというデータがあり、SCC の観点からは低温の方が望ましい。

溶存酸素除去薬品のヒドラジンと溶存酸素との反応は温度が高いほど反応速度が速いが、一度燃焼した経験を持つ燃料は、それからの放射線の効果で溶存酸素とヒドラジンとの反応が促進されることが経験的に知られている。従って、溶存酸素除去操作は温度の影響が殆ど無く、原子炉一次冷却材温度が低い方の 82℃ であっても溶存酸素除去操作の工程に支障をきたすことはなく、原子炉起動操作時

の溶存酸素除去操作温度はそのまま 82 を設定した。



解説図 32 - SCC 感受性に及ぼす環境因子の影響⁽⁴³⁾

[304SS(0.073%C) 1050 × 30min AC 600 × 24h AC]

縦軸は SSRT 試験の破面率からき裂進展速度を評価したもの

14.2 3 倍量のパージについて

附属書 G に示したサンプリング時の 3 倍量パージの根拠を以下に示す。

試料は試験を行うためにサンプリングした水を指し、試料は系統を代表できるものでなければならない。このため、試料採取前に以下に示すとおり、試料採取配管系統の 3 倍容量以上を系統水にて洗浄を行う。

試料採取においてはサンプリング配管容量の 3 倍以上洗浄するとしているが、その考え方を以下に示す。

サンプリングしようとする水でサンプリング配管をパージした場合、配管内のバルク水はパージ水により押し出されることとなるため容易に入れ替わることとなる。そのためここでは管壁面に層流で存在する部分の残留具合を計算する。

容器内の濃度は流入する水の流量と濃度から、式 (1) で表される。

$$C = C_1 \left(1 - e^{-\frac{F}{V}t}\right) + C_0 e^{-\frac{F}{V}t} \dots \dots \dots (1)$$

ここに、V: サンプリング配管容量 (L)

C: サンプリング配管中濃度 (mg/L)

F: パージ流量 (L/sec)

C₁: パージ水濃度 (mg/L)

C₀: 初期濃度 (mg/L)

t: 時間 (sec)

原子炉一次冷却材のサンプリング配管内の速度分布は、式(2)のようになる。

$$\frac{U}{U_{\max}} = \left(1 - \frac{r}{r_w}\right)^{1/7} \dots\dots\dots (2)$$

ここに、 r ：サンプリング配管中位置 (m)

r_w ：サンプリング配管半径 (m)

U ：パーシ流速 (m/sec)

U_{\max} ：パーシ最大流速 (m/sec)

式(2)から、半径の90%位置では最大流速の0.7倍であり、また断面積の管壁側10%に相当する半径95%位置でも最大流速の0.65倍である。

この容積10%部分が、押し出し効果が働かずパーシ水との混合により変化する部位と考える。

サンプリング配管容量を V_p とすると $V = 0.1V_p$ であるため式(1)は式(3)のようになる。

$$C = C_1 \left(1 - e^{-\frac{F}{0.1V_p}t}\right) + C_0 e^{-\frac{F}{0.1V_p}t} \dots\dots\dots (3)$$

ここに、 V ：配管容量の内パーシ水との混合により変化する部位 (L)

V_p ：サンプリング配管容量 (L)

3倍パーシとすることにより $Ft = 3V_p$ であるため、 $-\frac{F}{0.1V_p}t$ の項が-30となる。

式(3)に-30を代入すると、式(4)のようになる。

$$C = C_1(1 - e^{-30}) + C_0 e^{-30} = C_1(1 - 9.4 \times 10^{-14}) + C_0 \times 9.4 \times 10^{-14} \dots\dots\dots (4)$$

仮に、初期濃度(C_0)を100 mg/L、パーシ水濃度(C_1)を1000 mg/Lとすると、誤差は、1倍量のパーシで0.005%以下、2倍量では 2×10^{-7} %以下となる。従って、慣用としている3倍量のパーシ後の濃度は1000.00 mg/Lとなり、十分な精度で採取水と等しくなる。

参考文献

- (1) PWR Primary Water Chemistry Guidelines: Volume 1, Revision 4, EPRI TR-105714-V1R4, Palo Alto, (1999).
- (2) H. Neder, M. Juergensen, D. Wolter et al., "VGB primary and secondary side water chemistry guidelines for PWR plants", *Proc. International Nuclear Plant Chemistry Conference*, NPC2006, Paper 1.3, (2006).
- (3) INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants, IAEA Safety Standards Series No. SSG-13, IAEA, Vienna (2011).
- (4) H.Kawamura, H.Hirano, Y.Katsumura et al., "BWR Water Chemistry Guidelines and PWR Primary Water Chemistry Guidelines in Japan - Purposes and Technical Backgrounds -", *Nuclear Engineering and Design*, **309**, 161-174(2016)
- (5) 自主的安全性向上・技術・人材ワーキンググループ，日本原子力学会 安全対策高度化技術検討特別専門委員会，“軽水炉安全技術・人材ロードマップ”，平成27年6月
- (6) “原子炉水化学ハンドブック”，日本原子力学会編，コロナ社，(2000年)。
- (7) M. O. Speidel, "Overview of Methods for Corrosion Testing as Related to PWR Steam Generator and BWR

- Piping problems ”, *The 1st US-Japan Joint Symposium on Light Water Reactors*, Fuji, Japan, 31, (1978).
- (8) B. C. Britton and U. R. Evans, “The Passivity of Metal. Part VI. A comparison between the Penetrating Powers of Anions.”, *J. Chemical Society*, London, 1773, (1930)
 - (9) 小川修夫, 中芝輝久, 山田美知幸, 他, “PWR 1 次系水質管理法の改良”, 火力原子力発電 No.499, Vol.49, (1998).
 - (10) P. L. Andresen, J. Hickling, A. Ahluwalia et al., "Effect of Dissolved H₂ in Primary Water on the SCC Growth Rate of Ni Alloys", *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf.*, Berlin, Sep. 15-18 (2008)..
 - (11) K. Fruzzetti, S. Choi, C. Haas et al., “PWR water chemistry controls: A perspective on industry initiatives and trends relative to operating experience and the EPRI PWR water chemistry guidelines”, *Proc of Nuclear Plant Chemistry Conf.*, Quebec, Oct. 3-7, (2010)
 - (12) 福村卓也, 福谷耕司, 有岡孝司, “PWR1 次系冷却材環境水中のほう酸および水酸化リチウムがステンレス鋼の粒界型応力腐食割れに及ぼす影響”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.11, No.1, .77-90(2012).
 - (13) K. Norring, P. Efsing, and P-O. Andersson. "Influence of boron and lithium on the crack growth rate of Alloy 600 in PWR primary environment." *Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems*, Whistler, August 19-23 (2007).
 - (14) T. Couvant, F. Vaillant, O. D. Bouvier et al., “Effect of a High Li Chemistry on Alloy 600 PWSCC Susceptibility,” *Proc. 14th Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, Virginia Beach, VA, August 23-27 (2009).
 - (15) R.B. Rebak A. R. McIlree and Z. Szklarska-Smialowska, “Effects of pH and Stress Intensity on Crack Growth Rate in Alloy 600 in Lithiated Borated Water at High Temperatures”, *Proc. 5th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems- Water Reactors*, NACE, Monterey, California, Aug. 25-29 (1991).
 - (16) K. Dozaki, D. Akutagawa, N. Nagata et al., “Effects of Dissolved Hydrogen Content in PWR Primary Water on PWSCC Initiation Property”, *E-Journal of Advanced Maintenance, Japan Society of Maintenology*, Vol.2, 65-76(2010).
 - (17) H. Coriou, H. Grall, L. Meurier et al., “Corrosion of Zircaloy in Various Alkaline Solutions at High Temperature”, *Journal of Nuclear Materials*, 7, No.3,320-327 (1962).
 - (18) D. Pecheur, J. Godlewski, J. Peybernes et al., “Contribution to the Understanding of the Effect of Water Chemistry on the Oxidation Kinetics of Zircaloy-4 Cladding”, ASTM STP, 1354,793-811(2000).
 - (19) “原子力発電プラントの水化学最適化の実績と将来展望”, 日本原子力学会”水化学最適化”研究専門委員会編(2003 年).
 - (20) PWR Primary System Chemistry: Experience With Elevated pH at Millstone Point Unit 3: Progress Report Number 2, EPRI, TR-100960, (1992).
 - (21) G. P. Sabol, W. J. Leech, R. A. Weiner et al., “CORROSION MODELING AND ZIRLO™ PERFORMANCE UPDATE”, EPRI – PWR Fuel Rod Corrosion Workshop Washington D. C. (1993)
 - (22) E. Hillner, “Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment”, WAPD-TM-411, (1964).
 - (23) F. Garzarolli J. Pohlmeier, S. Trapp-Pritsching et al., “Influence of Various Additions to Water on Zircaloy-4 Corrosion in Autoclave Tests at 350°C”, *Proc. IAEA Tech. Comm. On Fundamental Aspects of Corrosion of Zirconium based Alloys in Water Reactor Environment*, Portland (1989) 65-73.

- (24) P. Guillermier, D. Kaczorowski, D. Perche et al., "AREVA M5TM: a zirconium alloy highly resistant to detrimental water impurities", NPC2014 Sapporo (2014)
- (25) PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines Revision 1 1008102, EPRI, (2004).
- (26) C. A. Bergmann and J. Roesmer, "Coolant chemistry effects on radioactivity at two pressurized water reactor plants", EPRI NP-3463, (1984).
- (27) K. Abe, H. Mizusaki, H. Ohta et al., "Solubility Measurement of Crud and Evaluation of Optimum pH", *JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Fukui, JAIF, 599-603 (1991).
- (28) "原子力発電プラントの水化学管理の実績と将来展望", 日本原子力学会"原子炉水化学"研究専門委員会編(1995年)
- (29) M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto, et al., "Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4", *SYMPOSIUM ON WATER CHEMISTRY AND CORROSION IN NUCLEAR POWER PLANTS IN ASIA*, (2009).
- (30) K. Hoshikawa, "Primary Water Chemistry Control for Experience in Japanese PWR-Water Chemistry for Control of Radioactive Corrosion Products" *Proc. of JAIF Inter. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Tokyo, April 19-22(1988).
- (31) S. Tawaki, T. Koyasu, Y. Katayama et al, "Improvement of Shutdown Chemistry for Outer Oxide Layer removal", *Proc. of JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Fukui, JAIF, p. 168-173 (1991).
- (32) A. Ito, "Study on Improvement in Shutdown Chemistry for Radiation Exposure Reduction in Nuclear Plants", *Proc. of 7th Int. Conf. of Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, BNES-7, Bournemouth, BNES, 22-26 (1996).
- (33) R. L. Cowan and R. W. Staehle, "The Thermodynamics and Electrode Kinetic Behavior of Nickel in Acid Solution in the Temperature Range 25C to 300C", *J. Electrochemical Science*, vol.118, (1971).
- (34) J. W. Cobble, R. C. Murray, Jr., P. J. Turner, et al., "High-Temperature Thermodynamic Data for Species in Aqueous Solution", EPRI NP-2400,(1982).
- (35) S. A. Attanasio and D. S. Morton, "Measurement of Nickel/Nickel Oxide Transition in Ni-Cr-Fe Alloy and Updated Data and Correlations to Quantify the Effect of Aqueous Hydrogen on Primary Water SCC", *11th International Conference Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems*,(2003).
- (36) 水化学ロードマップ 2009 (社)日本原子力学会 水化学部会, ダウンロード文書 <http://www.aesj.or.jp/~wchem/RM2009.pdf>
- (37) K. Hisamune, M. Sekiguchi and H. Takiguchi, "New Aspect of DH Control in PWR Primary Water Chemistry", *Proc. of JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Kashiwazaki, JAIF, (1998)
- (38) J. Stevens, D. Farnsworth, J. Bosma, et al., "Elevated RCS pH Program at Comanche Peak", *International Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, (2006).
- (39) U. Staudt, S. Odar and A. Stutzmann, "Comparison of French and German NPP Water Chemistry Programs", *Chimie* (2002)
- (40) C. Cosse, F. Jolivel and M. Berger, "Enriched Boric Acid as an Optimized Neutron Absorber in the EPR Primary Coolant", NPC2012, Paris,(2012).
- (41) R. E. Gold, J. W. Kormythy, C. A. Bergmann et al., "Evaluation of Zinc Addition to the Primary Coolant of PWRs", EPRI TR-106358-V1, (1996).

