



AESJ-SC-S008:202X

(案)

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：202X

202X年X月

一般社団法人 日本原子力学会

## 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 occurs ますが、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発生、又は燃料被覆管の破損による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って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安全の確保のためには、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、事業者が腐食と線源強度上昇に係る種々の試験結果、及び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原子力安全の考え方に立脚した水化学管理のあり方を継続的に議論することが必要不可欠であり、同分科会において検討しております。発電用軽水型原子炉の通常運転時、起動時、停止時、及び保管時を対象とした水化学管理は、いずれも異常・事故の発生の未然防止、及びそれら兆候の早期検知を主たる目的としております。水化学管理によって、重要な多重障壁を構成する圧力バウンダリとなる構造材料、及び燃料被覆管の健全性を維持し、それらが損傷した際には、トラブル又は事故の起因事象（発端事象）となって、通常運転を逸脱し事故状態に至ることが想定されます。このため、原子力安全及び深層防護等の“Risk-Informed”の観点を踏まえ、下記の5点をもとに安全性向上の検討に継続的に取り組むことが重要です。

1. PWRの水化学管理と運用が、規制規則及び保安規定等に適合すること
2. 水化学に起因する事象によって通常の管理状態を逸脱する可能性を低減すること
3. この指針，“AESJ-SC-S002 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－ほう素:2023”，“AESJ-SC-S003 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素:2023”，“AESJ-SC-S004 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:2023”及び“AESJ-SC-S014 加圧水型原子炉一次冷

却材の化学分析方法 — ほう素同位体比:2023” の考え方が安全裕度を有し、アクションレベル等を超えても直ちにクリフエッジとはならないこと

4. 深層防護の考え方に基づき多層のアクションレベルが用意されていること

5. この指針の現場での利用状況をモニタリングし、PDCA サイクルを回すこと

これらによって、構造材料、及び燃料被覆管の健全性の維持、及び向上に寄与できます。また、軽水炉の継続的な安全性向上による長期的な原子力利用に関わる基盤構築には、顕在化したトラブルに対するリアクティブな対策に留まらず、様々なバイアス及び思い込みを取り除きながら“Unknown-unknowns”の存在を前提として、新知見をプロアクティブに蓄積し、原子力安全に反映していくためのPDCAが必要と考えます。

同分科会では、それらの実現に向けて、原子力の安全基本原則をはじめ、原子力安全にとって重要となる考え方及びRisk-Informed等の種々の観点及び指標などを網羅的に調査し、水化学管理指針へのフィードバックについて検討してきました。

近年の米国における規制の近代化の取り組みとして、従来の規範的なアプローチから、リスク情報や性能的アプローチに基づく許認可近代化プログラムなどが進められております[1]。そこではリスク上重要な事象を選定したり、低頻度・高影響の事象についても考慮していくことが検討されています。そのような新しい考え方も参考に、既存の規制要件や学協会の標準等の手続きに満足することなく、安全上重要な項目に取り組み、継続的な安全性向上に努めることが重要と考えます。

水化学管理は、軽水炉の長期運転に伴う高経年化対策及び軽水炉の設備利用率向上と関係が深いため、それらに関わる新たな評価軸の必要性及び導入についても議論を継続するとともに、引き続き、作業員の被ばく低減及び人と環境の放射線影響からの防護に関係する水化学管理のアップデートを継続していきます。継続中の検討については、まとめ次第随時今後の改定において指針に反映していく予定です。

今回の改定では、福島第一原子力発電所事故の教訓の反映とともに、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ました。

以上の観点における取り組み及び完了した検討を踏まえて、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改定することとしました。これによって、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も期待されます。

この指針は、事業者及びメーカーの技術者にとって、よりよ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 established by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ) through discussions of the Water Chemistry Guideline Working Group for Pressurized Water Reactor, the Water Chemistry Committee, the System Safety Committee, and the Standards Committee. These guidelines stipulate the methodology of pressurized water reactor (PWR) coolant control (also known as water chemistry control). Through the practice of these guidelines, we expect to maintain and improve the reliability of PWR coolant systems and secure the safety of workers at PWRs by reducing their radiation exposure.

In the PWR coolant system, the structural materials and fuel claddings are in contact with water as coolant and 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. In particular, prolonged deterioration of water quality can lead to coolant leakage from the reactor coolant pressure boundary or to release of radioactive materials into the environment from the fuel cladding failure. 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 worker exposure.

Considering the above, to ensure nuclear safety from the aspect of water chemistry management, the following objectives of water chemistry must be achieved continuously.

1. To ensure primary system component and fuel cladding material integrity by controlling corrosion damage
2. To minimize worker exposure through reduction of radiation source intensity

However, because the control of corrosion damage and the reduction of radiation dose are intricately intertwined, operational changes in water chemistry management have both merits and demerits. Therefore, electric utilities (hereinafter referred to as "utilities") need to take a comprehensive view of plant systems and solve various problems in a harmonious manner.

Japanese utilities have been implementing water chemistry control methodology by establishing management practices (control parameters, standard values, control frequency, measures in case of deviation, etc.) based on the various corrosion tests results related to corrosion and source term strength and on over 40 years of operating experience. This methodology was based on the domestic and overseas knowledge and the state-of-the-art scientific understanding and technical background such as field experience. Based on the lessons learned from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant accident in 2011, it is essential to continuously discuss water chemistry control based on the philosophy of nuclear safety not only among utilities, but also in open forum with experts in different fields of industry and academia transcend their sectional interests. For this reason, the Sub-committee has started to discuss the issue.

Water chemistry control of light water reactors (LWRs) during normal operation, startup, shutdown, and storage has the main objectives of 1) preventing the occurrence of abnormalities and/or accidents and 2) detecting their indications early.

Water chemistry control maintains the integrity of the structural materials which constitute important multiple barriers and function as pressure boundaries, and fuel cladding, and when they are damaged, it is assumed to be an initiating event of a trouble or accident, resulting in an accident that deviates from normal operation. Therefore, it is important to continuously study safety improvement based on the following five points from the viewpoint of nuclear safety and "Risk-Informed" in the defense-in-depth

- (1) Water chemistry control and operation of PWRs should comply with regulatory rules and safety regulations.
- (2) The possibility of deviation from normal operation conditions due to events caused by water chemistry changing and degradation should be reduced.
- (3) The concepts of these guidelines and the PWR water chemistry analysis standards (“AESJ-SC-S002, AESJ-SC-S003, AESJ-SC-S004 and AESJ-SC-S014”) should have a sufficient safety margin, so that exceeding the action level, etc. does not immediately result in a cliff-edge.
- (4) The multiple action levels should be provided based on the defense-in-depth.
- (5) The use of these guidelines in the PWRs should be monitored and the PDCA (Plan-Do-Check-Act) cycle should be implemented.

This will contribute to maintaining and improving the integrities of structural materials and fuel cladding.

In addition, to establish a foundation for the long-term use of nuclear energy by continuously improving the safety of LWRs, it is important not only to take reactive measures against troubles that have appeared, but also to remove various biases and assumptions and to acquire knowledge proactively based on the assumption that "unknown-unknowns" exist. PDCA cycle is necessary to reflect it in nuclear safety.

The Subcommittee has been investigating the fundamental principles, important philosophy for nuclear safety, and various perspectives and metrics such as Risk-Informed, etc., to realize these principles, and has been discussing feedback to the Water Chemistry Guidelines.

In the recent regulatory modernization efforts in the United States, a licensing modernization program is underway, which is considering the selection of risk-significant events and the consideration of low-frequency, and high-consequence events.[1] With reference to such new approaches, we believe it is important not to be satisfied with the existing normative procedures, but to address safety-significant events and strive for continuous safety improvement. Since water chemistry control is closely related to long-term operation and aging management of LWRs, we will continue to discuss the necessity and introduction of new evaluation axes related to them, and continue to update water chemistry control related to the reduction of worker exposure and protection of humans and the environment from radiation effects. Ongoing discussions will be reflected in future revisions of the guidelines as soon as they are finalized. In this revision, we have reflected the lessons learned from the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, and have added a description of ongoing studies to incorporate new findings and other information in the supplementary explanation.

From these perspectives, we have decided to revise the Water Chemistry Guidelines as a standard of the AESJ based on the principles of fairness, impartiality, and openness. This is also expected to demonstrate our efforts to improve safety after the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant 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.

---

## 参考文献





### 著作権

文書による出版者の責務を知らしめる。この標準のいかなる形の複製、転載、行、または複製。

この

Copy

No

Copy

All R

Copyright © 202X  
All Rights Reserved  
Later

## 日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準  
機関等  
発電所  
レンス  
発電所  
新たな  
る最新  
ていま  
を前提  
動に注  
我が  
機関が  
て標準  
ことに  
を適正  
ばなり  
ちろん  
標準  
全ての  
の目標  
この  
を遵守  
公衆審  
新しい  
して提  
一原子

2019

国の  
子力  
クセ  
子力  
れを  
資す  
とし  
こと  
る活  
規制  
とし  
える  
標準  
けれ  
はも  
て、  
安全  
規程  
す。  
れば、  
標準と  
島第  
員会  
直人

Later

## 原子力標準の位置付けについて

“加  
準委員  
向上を  
り方を  
関係者  
し、合  
標準  
信頼性  
めた運  
置の趣  
なお  
ことと  
も歓迎

2019

学会標  
維持・  
術のあ  
のある  
ら審議

全性と  
って定  
員会設

定する  
いつで

委員会  
直人

Later

## システム安全専門部会の活動について

シス  
る標準  
とらえ  
ける安  
改善を  
2011  
故によ  
刊行さ  
られて  
に、改  
止、拡  
原子力  
燃料、  
ていき  
この  
る産業  
原子力  
いて、  
がシー  
関係組  
安全に  
制に含  
なって  
本専  
は議事  
標準は  
切に改  
会で改  
活動を

2019

Later

に關す  
として  
守にお  
売的な

所の事  
告書が  
に進め  
いため  
発生防  
らに、  
炉心  
を進め

關係す  
らに、  
に基づ  
と標準  
内外の  
システム  
国の規  
重要に

義過程  
ず。  
いて適  
専門部  
票に、

委員会  
門部会  
孝司



### システム安全専門部会

部会長  
 副部長  
 幹事  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員  
 委員

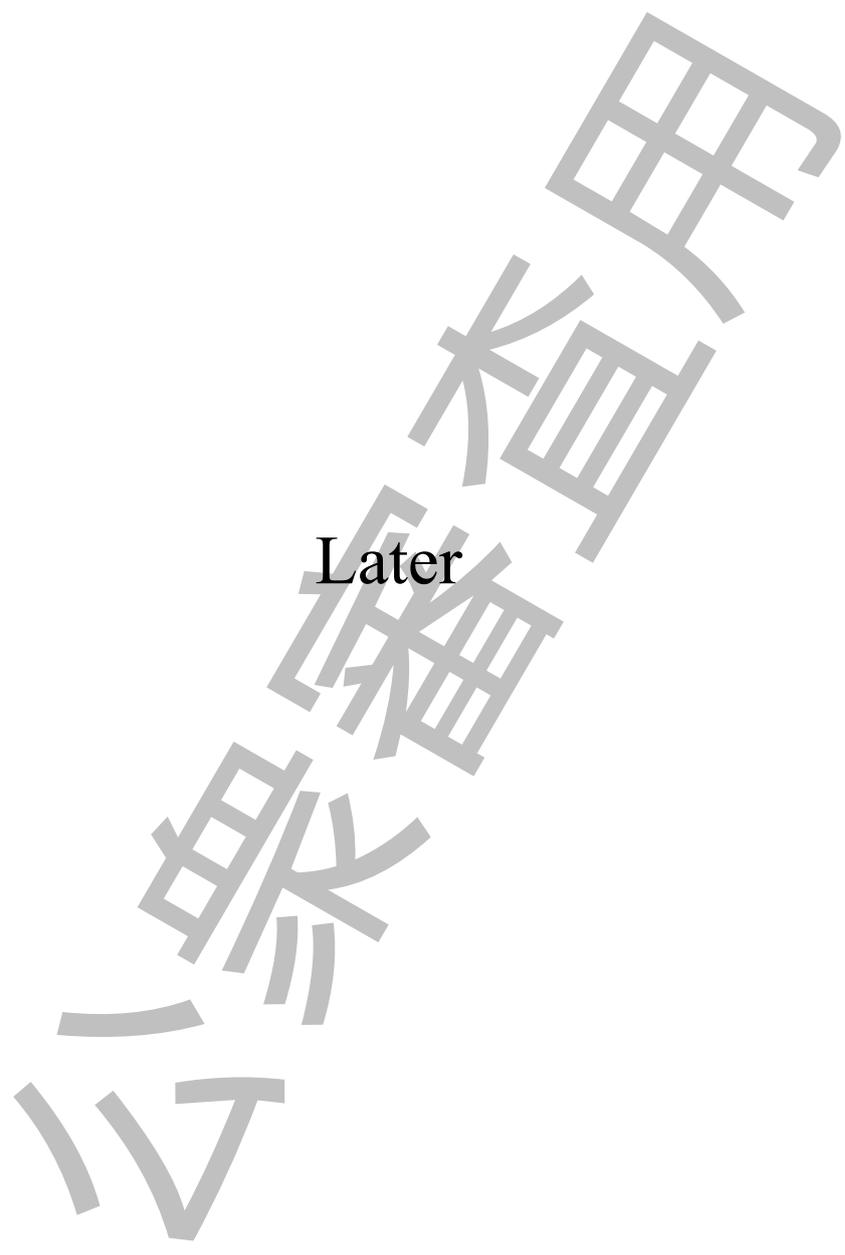
旧委員  
 有田  
 勝村  
 学),  
 中村  
 西田  
 久宗  
 卷上  
 宮原  
 山内

常時参  
 成産

(略称略)  
 日現在)

ス(株  
 クリア・  
 ング  
 研究所  
 発機構  
 ズ(株)

京大





## PWR 水化学管理指針作業会

主査  
副主査  
幹事  
委員  
委員

旧委員  
平野  
一丸  
高橋  
真鍮

常時彦  
美濃

(名称略)

(日現在)

研究所

協会),

Later

## 標準の利用に当たって

標準  
す。標  
含まれ  
外のも  
また  
標準は  
員会に  
てくた  
な  
は、標

ので  
事項も  
いる以  
  
ます。  
標準委  
踏まえ  
  
たって

Later

## 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.....	4
4.1 PWR 一次系水化学管理の実施.....	4
4.2 管理項目, 制御項目及び診断項目.....	4
4.3 管理, 制御及び診断対象.....	6
4.4 アクションレベル, 制御値, 推奨値及び測定頻度.....	6
5 品質管理.....	13
5.1 一般事項.....	13
5.2 サンプルング方法.....	13
5.3 分析方法.....	13
5.4 水質データ管理.....	14
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.....	15
附属書 B (参考) PWR 一次系の運転モードの例.....	17
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.....	19
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.....	21
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.....	32
附属書 F (参考) 測定頻度の設定の考え方.....	55
附属書 G (参考) サンプルング方法の例.....	67
附属書 H (参考) 分析方法の例.....	68
附属書 I (参考) 水質データの評価方法の例.....	69
解説.....	71
1 制定の趣旨.....	71
2 制定の経緯.....	71
3 審議中に特に問題となった事項.....	72
4 制定後のフォロー.....	73
5 加圧水型原子炉のシステムの概要.....	75
6 水化学管理の考え方.....	76
7 構造材料の健全性に対する水化学の役割.....	77
8 燃料被覆管健全性に対する水化学の役割.....	80
9 被ばく低減に対する水化学の役割.....	86
10 廃棄物低減を考慮した水化学管理.....	93
11 測定頻度 (海外の水化学指針との比較).....	94



## 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：202X

### Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors：202X

#### 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。この指針は、PWR 一次冷却系のよりよ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って、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。これらの引用規格は、その追補を含む。また、記載の年の版だけがこの規格を構成するものであって、その後の改訂（改正、改定）版・追補には適用しない。西暦年の付記がない引用規格は、その最新版（追補を含む。）を適用する。

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 K 0211** 分析化学用語（基礎部門）

**AESJ-SC-S002:2023** 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析法－ほう素:2023

**AESJ-SC-S003:2023** 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析法－溶存水素:2023

**AESJ-SC-S004:2023** 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析法－放射性よう素:2023

**AESJ-SC-S014:2023** 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析法－ほう素同位体比:2023

原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和2年原子力規制委員会規則第2号）

#### 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 K 0211** によるほか、次による。

##### 3.1

##### 原子炉（nuclear reactor）

自立の核分裂連鎖反応を維持し、制御することができる装置

##### 3.2

##### 加圧水型原子炉（pressurized water reactor）

一次冷却材としての軽水を沸騰させずに、発生する熱を除去する原子炉

### 3.3

#### 炉心 (reactor core)

原子炉において、核燃料が存在し核分裂連鎖反応が行われる領域

### 3.4

#### 臨界 (critical)

核分裂連鎖反応が増大も減衰もせず維持される状態

### 3.5

#### 燃料被覆管 (cladding tube)

燃料を被覆するための細長い円筒状容器

### 3.6

#### 線量率 (dose rate)

単位時間当たりの吸収線量又は照射線量

### 3.7

#### 管理項目 (control parameter)

構造材料の健全性及び燃料被覆管の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

### 3.8

#### アクションレベル (action level)

プラント設備の健全性維持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

**注釈 1** アクションレベルにはアクションレベル 1, 2, 3 がある。(4.2.1.2 参照)

### 3.9

#### 推奨値 (recommended value)

管理項目及び診断項目で、よりよ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

### 3.10

#### 制御項目 (conditioning parameter)

薬品添加などによって適切に水質制御を実施すべき水質項目

### 3.11

#### 診断項目 (diagnostic parameter)

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又は線量率などの診断を目的として設定する項目

### 3.12

#### 運転モード (operation mode)

停止時、起動時、通常運転時を含む PWR の運転状態

### 3.13

#### 通常運転時 (normal operation)

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

### 3.14

#### 起動時 (start-up)

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

### 3.15

#### 原子炉一次冷却材 (primary water)

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

### 3.16

#### 停止時 (shutdown)

通常運転時から出力降下させる操作を開始してから酸化運転が終了するまでの期間

### 3.17

#### 酸化運転 (oxygenation process)

原子炉一次冷却材を還元性から酸化性雰囲気とし、腐食生成物を除去する操作

**注釈 1** 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又は化学的な反応で除去した後、酸化運転に移行する。

### 3.18

#### 改良水化学 (improved water chemistry)

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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の健全性維持を目的とした水質管理方法

### 3.19

#### 一次冷却系補給水 (primary makeup water)

通常運転時の炉心反応度制御のためのほう酸希釈又は一次冷却系への水張り時に用いる水

### 3.20

#### 使用済燃料 (spent fuel)

原子炉で使用された後、取り出された燃料

### 3.21

#### 使用済燃料ピット (spent fuel pit)

使用済燃料を放射能が必要なレベルに減少するまで入れておく水槽

**注釈 1** 使用済燃料プールともいう

### 3.22

#### 使用済燃料ピット水 (spent fuel pit water)

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

### 3.23

#### 推定値 (estimated value)

ほう素、リチウムイオン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

### 3.24

#### 溶存水素 (dissolved hydrogen)

原子炉一次冷却材中に溶存している水素

**注釈 1** 通常、溶存水素濃度測定結果は標準状態（STP : 0 °C, 101.325 kPa）で示しているが、単位表示

は AESJ-SC-S003:2023 の 3.3 (溶存水素濃度) に示すとおり  $\text{cm}^3/\text{kg}$  である。

### 3.25

#### 耐圧試料採取容器 (inline sampler)

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、水化学管理の各項目には次の管理項目、制御項目及び診断項目を定めて管理する。

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 4 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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の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ごと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** 直ちにシステムへの影響はないが、プラント設備の健全性維持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維持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維持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から移行後の運転モードにおける水質管理を実施する。

- 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<sup>1)</sup>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<sup>2)</sup>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<sup>2)</sup> 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、出力降下によってアクションレベル 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、よりよ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。なお、この指針で示す頻度は、その重要度に基づいて設定した最小限必要な頻度である。

### 4.2.2 制御項目

#### 4.2.2.1 一般事項

制御項目は、薬品添加などによって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維持などの観点から、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。なお、この指針で示す頻度は、その重要度に基づいて設定した最小限必要な頻度である。

### 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又は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、よりよ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、診断項目ごとにその重要度を踏まえて適切な頻度で測定する。なお、この指針で示す頻度は、その重要度に基づいて設定した最小限必要な頻度である。

### 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 °C未滿
- 2) 原子炉一次冷却材温度 82 °C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

#### 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場合については，**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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	>推定値 +0.5 又は <推定値 -0.5	>4	設定 せず	設定せず	1 回/日
pH	—	>推定値 +0.5 又は <推定値 -0.5 (at 25 °C <sup>a)</sup> )	<4 又は >11 (at 25 °C <sup>a)</sup> )	設定 せず	7.2~7.4 (at 285 °C <sup>b)</sup> )	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 <sup>c)</sup>
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 <sup>c)</sup>
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 <sup>c)</sup>
リチウムイオン	mg/L	<0.2 又は >3.5	>6	設定 せず	設定せず	1 回/週
溶存水素	cm <sup>3</sup> /kg	<25	<15 又は >50	<5	設定せず	1 回/週
溶存酸素	µg/L	>5	>100	>1000	設定せず	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、リチウムイオン、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	プラントごとに設定	1 回/週 <sup>a)</sup>
溶存水素	cm <sup>3</sup> /kg	25～35	1 回/週 <sup>a)</sup>
ほう素	mg/L	プラントごとに設定 <sup>b)</sup>	1 回/週
亜鉛	μg/L	2～8	1 回/週 <sup>c)</sup>

**注** <sup>a)</sup> 管理項目における測定頻度に準ずる。  
<sup>b)</sup> ほう素濃度は核設計及び炉心の反応度に応じ、プラントごとに Modified pH 管理バンドのほう素濃度範囲（1800～50 mg/L）で制御する。  
<sup>c)</sup> 一次系の機器、配管等の内表面の酸化皮膜に対する亜鉛の取り込みが平衡となり、一次冷却材中の亜鉛濃度が一定になるまで亜鉛注入の初期は、測定頻度を適宜増加させる。

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	設定せず	1 回/月
γ 核種 <sup>a)</sup>	Bq/cm <sup>3</sup>	プラントごとに設定	1 回/月
シリカ	mg/L	≦0.5	1 回/月
よう素 131	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	1 回/週
キセノン 133	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	2 回/月
トリチウム	Bq/cm <sup>3</sup>	プラントごとに設定	1 回/月
金属不純物 <sup>b)</sup>	μg/L	設定せず	1 回/月
濁度	mg/L	設定せず	1 回/3 か月

**注** <sup>a)</sup> プラントごとに適切な核種を設定する。  
<sup>b)</sup> 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 °C未満

原子炉一次冷却材温度 82 °C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 °C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	プラントごとに設定	プラントごとに設定

表 5—原子炉一次冷却材温度 82 °C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
ほう素同位体比	% (原子数比率)	設定せず	1 回
濁度	mg/L	設定せず	1 回/週

## 4.4.3.1.2 原子炉一次冷却材温度 82 °C以上原子炉未臨界

原子炉一次冷却材温度 82 °C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 °C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	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回
ふっ化物イオン	μg/L	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回
硫酸イオン	μg/L	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回
溶存酸素	μg/L	設定 せず	> 100	設定 せず	設定せず	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 °C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	プラントごとに設定	プラントごとに設定

表 8—原子炉一次冷却材温度 82 °C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	設定せず	1 回
濁度	mg/L	設定せず	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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	設定 せず	> 4	設定 せず	設定せず	1 回/日
pH (at 25 °C <sup>a)</sup> )	—	設定 せず	< 4 又は > 11	設定 せず	設定せず	1 回/日
塩化物イオン	µg/L	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回/週
ふっ化物イオン	µg/L	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回/週
硫酸イオン	µg/L	設定 せず	> 150	設定 せず	設定せず	1 回/週
リチウムイオン	mg/L	< 0.2 又は > 3.5	設定 せず	設定 せず	設定せず	1 回
溶存水素	cm <sup>3</sup> /kg	設定 せず	< 15 又は > 50	設定 せず	設定せず	1 回/週
溶存酸素	µg/L	設定 せず	> 100	設定 せず	設定せず	1 回/週

注 <sup>a)</sup> 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	プラントごとに設定	プラントごとに設定
溶存水素	cm <sup>3</sup> /kg	25～35	1 回/週
ほう素	mg/L	設定せず <sup>a)</sup>	プラントごとに設定

注 <sup>a)</sup> 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応じて変化するため，特に制御値は設けない。

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	設定せず	1回
濁度	mg/L	設定せず	1回/週
よう素 131	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	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までにおける、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、及びよう素 131 などを、その期間内に 1 回又は 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。なお、ほう素の測定は期間中に 1 回は必要となるが、プラントによって停止工程・期間が異なるため一律に設定することは難しく、工程及び期間に応じてプラント個別に設定する頻度で測定する。

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 <sup>3</sup> /kg	15～50	1回/日
ほう素	mg/L	プラントごとに設定	プラントごとに設定

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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	≤4	1回/日
pH (at 25 °C <sup>a)</sup> )	—	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	設定せず	1回
溶存酸素	µg/L	≤100	1回/週
よう素 131	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	1回

注 <sup>a)</sup> 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までにおける、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 <sup>3</sup> /kg	≦5	系統開放前に 1 回
ほう素	mg/L	プラントごとに設定	プラントごとに設定

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	設定せず	1 回/週
ふっ化物イオン	μg/L	設定せず	1 回/週
硫酸イオン	μg/L	設定せず	1 回/週
リチウムイオン	mg/L	設定せず	1 回
γ 核種 <sup>a)</sup>	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	1 回/日
金属不純物 <sup>b)</sup>	μg/L	設定せず	1 回/日
濁度	mg/L	設定せず	1 回

注 <sup>a)</sup> プラントごとに適切な核種を設定する。  
<sup>b)</sup> 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 °C <sup>a)</sup> )	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 か月
シリカ	mg/L	設定せず	1 回/3 か月

注 <sup>a)</sup> 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	プラントごとに設定	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	設定せず	1 回/月

## 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又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、これによって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、原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）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原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則（令和 2 年原子力規制委員会規則第 2 号）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に、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って、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** 分析に用いる標準物質、標準液及び試薬については、原則、国家（国際）標準物質、JIS 規格品を用いる。
- c) **分析器材等の管理** 分析に用いるガラス製体積計、温度計等については、原則、JIS 規格品を用いる。
- 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、指針の一部ではない。

#### 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望ましい。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。分析などによってアクションレベル 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。分析などによってアクションレベル 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 <sup>a)</sup>	体積制御タンク気相部の窒素分圧改善
<b>注<sup>a)</sup></b> 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できなくなる。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、ふっ化物イオン又は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 <sup>a)</sup>	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 <sup>b)</sup>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 化学体積制御系陽イオン脱塩塔への通水停止</li> <li>・ リチウムイオン添加</li> </ul>
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"> <li>・ 当該脱塩塔の隔離</li> <li>・ 予備系統への切替え</li> </ul>
	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ージ
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 充填ラインへの空気のインリーク</li> <li>・ 加圧器の蒸気漏れ</li> </ul>	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><b>注</b> <sup>a)</sup> 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できなくなる。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><sup>b)</sup> 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 に至ったときの措置を講ずる。</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、指針の一部ではない。

### B.1 運転モードと水化学管理

原子炉一次冷却系の環境及び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三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 °C未滿

原子炉起動操作時において、原子炉一次冷却材温度が 82 °C未滿では、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 °C以上原子炉未臨界

原子炉一次冷却材温度が 82 °C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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の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、構造材料の健全性、燃料被覆管の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開始してから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、構造材料の健全性、燃料被覆管の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。



## 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、指針の一部ではない。

#### 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、構造材料の健全性維持、燃料被覆管の健全性維持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。

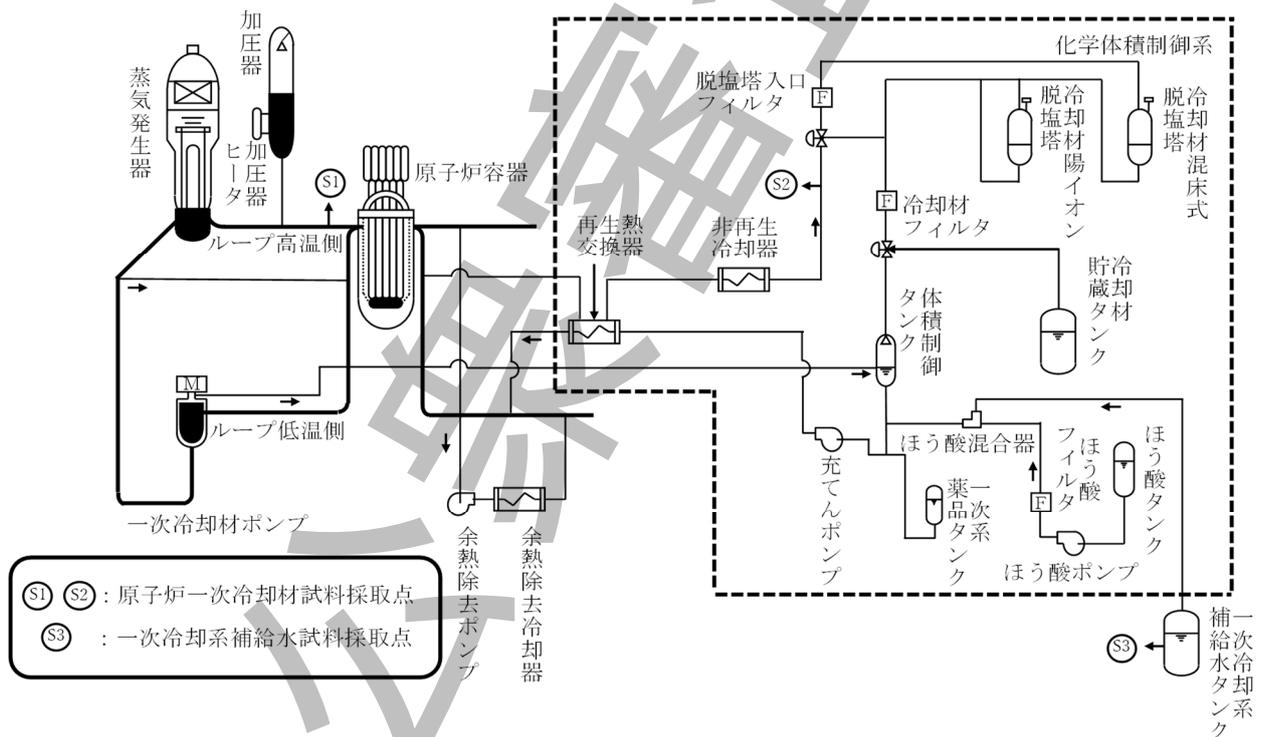


図 C.1—原子炉一次冷却系及びその周辺系統の概要とサンプリング箇所例

原子炉一次冷却材は、原子炉一次冷却系の熱伝達ループ又は化学体積制御系の冷却材混床式脱塩塔入口からサンプリングして分析又は連続測定器によって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構造材料の健全性維持、燃料被覆管の健全性維持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）から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、燃料被覆管の健全性維持、構造材料の健全性維持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例を図 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からサンプリングして分析を実施することが多い。

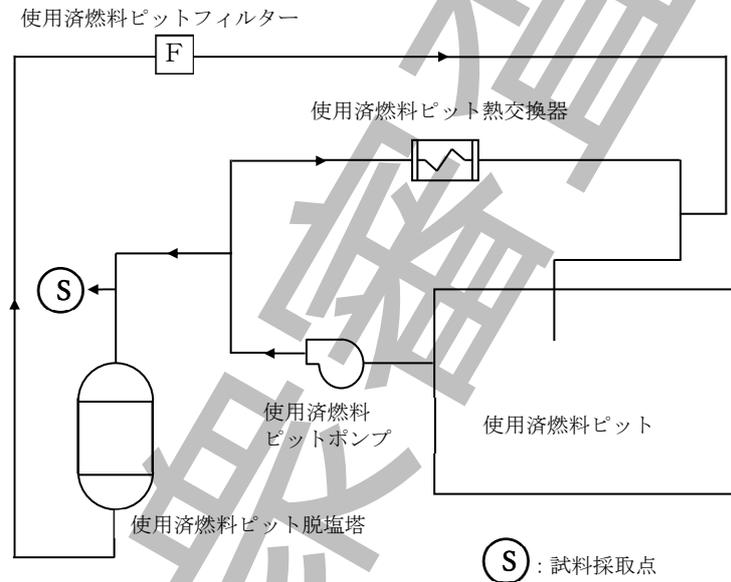


図 C.2—使用済燃料ピットの概要及びサンプリング箇所の例

## 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、指針の一部ではない。

#### 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 <sup>a)</sup> )	○	—	—	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って、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って監視されるが、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 °C に換算した値を、推奨値は 285 °C 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、及び孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料被覆管の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	○	—	—	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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って管理項目とする。
硫酸イオン	○	—	—	塩化物イオンなどと同様の概念によって、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って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 調整剤として添加されており、 $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 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。さらに、構造材料及び燃料被覆管の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って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。さらに、構造材料、燃料被覆管の健全性維持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原子炉一次冷却材に添加されているため、制御項目とする。また、希釈水量又は反応度など、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って炉内で生成する。原子炉一次冷却材の電気伝導率、pH を計算によって評価する場合必要となるため、診断項目とする。
$\gamma$ 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。燃料被覆管の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。
亜鉛 <sup>b)</sup>	—	○	—	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、燃料被覆管の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。
<b>注</b> <sup>a)</sup> 不純物管理を目的とし、常温で測定する。 <sup>b)</sup> 亜鉛注入適用時				

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 °C未満

起動時の原子炉一次冷却材温度82 °C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 °C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、及び孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料被覆管の健全性についても影響を及ぼすが、原子炉一次冷却材温度が82 °C未満のため、診断項目とする。
ふっ化物イオン	—	—	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の健全性に対する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、原子炉一次冷却材温度が82 °C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って、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って放出される可能性があるが、原子炉一次冷却材温度が82 °C未満のため、診断項目とする。
ほう素	—	○	—	炉心制御の観点で原子炉一次冷却材中に添加されているため、制御項目とする。
ほう素同位体比	—	—	○	臨界操作に影響するパラメータである。通常運転中の中性子吸収によって <sup>10</sup> Bは減損することから、通常運転中の <sup>10</sup> Bの同位体比の変動を適切に反映したほう素濃度の管理が行われている。減損した <sup>10</sup> Bの同位体比は、停止時の未臨界担保を目的としたほう酸補給によって天然の同位体比に近付き、 <sup>10</sup> Bの減損の程度は炉心の安全設計及び安全評価の裕度内に収まるよう管理されるため、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.2.1.2 原子炉一次冷却材温度82 °C以上原子炉未臨界

起動時の原子炉一次冷却材温度82 °C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 °C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, 及び孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また, 燃料被覆管の健全性についても影響を及ぼす。原子炉一次冷却材温度が 82 °C 以上のため, 管理項目とする。
ふっ化物イオン	○	—	—	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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, 原子炉一次冷却材温度が 82 °C 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って, 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って放出される可能性があり, 原子炉一次冷却材温度が 82 °C 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	—	○	—	炉心制御の観点で原子炉一次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 °C <sup>a)</sup> )	○	—	—	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って、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 °C <sup>a)</sup> )	○	—	—	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、構造材料及び燃料被覆管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って監視されるが、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、孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料被覆管の健全性についても影響を及ぼす。原子炉一次冷却材温度が 82 °C 以上のため、管理項目とする。
ふっ化物イオン	○	—	—	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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、原子炉一次冷却材温度が 82 °C 以上のため、管理項目とする。
硫酸イオン	○	—	—	塩化物イオンなど同様の概念によって、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って放出される可能性があり、原子炉一次冷却材温度が 82 °C 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 調整剤として添加されており、 <sup>10</sup> B (n, α) <sup>7</sup> 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。さらに、構造材料及び燃料被覆管の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って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。さらに、構造材料、燃料被覆管の健全性維持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	—	○	—	炉心制御の観点で原子炉一次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。

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	
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。
注 <sup>a)</sup> 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 °C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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って、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 °C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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って監視されるが、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、孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料被覆管の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	—	—	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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。

表D.5ー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	
硫酸イオン	—	—	○	塩化物イオンなどと同様の概念によって、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って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	—	—	○	リチウムイオンは、腐食抑制のための pH 調整剤として添加されている。 ただし、停止時のリチウムイオン濃度は低く、かつほう素ー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って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	—	○	—	炉心管理の観点で原子炉一次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 <sup>a)</sup> 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, 及び孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また, 燃料被覆管の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	－	－	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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って, 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って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	－	－	○	停止時のリチウムイオンは原子炉一次冷却材 pH を低下させ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。
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	－	○	－	炉心管理の観点で原子炉一次冷却材中に添加されているため, 制御項目とする。
γ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 °C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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、孔食又は隙間腐食を生じさせる不純物である。また、燃料被覆管の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	—	—	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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、補給水のふっ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。
硫酸イオン	—	—	○	塩化物イオンなどと同様の概念によって、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 <sup>a)</sup> 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、孔食又は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	—	—	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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って診断項目とする。
硫酸イオン	—	—	○	構造材料の健全性及び燃料被覆管の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って診断項目とする。
ほう素	—	○	—	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。

## 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, 指針の一部ではない。

### 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。さらに, 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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	1 >推定値 +0.5 又は <推定値 -0.5	電気伝導率の推定値は、ほう素、リチウムイオン及びアンモニア濃度の三つを用いて計算する。ただし、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って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	次の理由によって、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 °C <sup>a)</sup> )	—	1 >推定値 +0.5 又は <推定値 -0.5	pH の推定値は、ほう素、リチウムイオン及びアンモニア濃度の三つを用いて計算する。また、pH はほう酸と水酸化リチウムイオン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 又は > 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よう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	次の理由によって、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（Ⅱ）吸光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。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 > 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。

注<sup>a)</sup> 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って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 又は > 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、材料及び燃料被覆管の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	構造材料及び燃料被覆管の健全性を保障する十分なデータがないため、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	次の理由によって、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ない。
溶存水素	cm <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 25cm <sup>3</sup> /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 又は > 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 <sup>3</sup> /kg と、燃料被覆管の健全性上問題のない上限の溶存水素濃度 50 cm <sup>3</sup> /kg をアクションレベル 2 とする。
		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 <sup>3</sup> /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構造材料の健全性、及び被ばく低減上メリットがあるとの報告もあり、構造材料の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。
		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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	設定せず	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 °C <sup>b)</sup> )	—	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、ほう素及びリチウムイオン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被覆管の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 °C 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って設定されているため、285 °C 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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の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って測定可能な範囲で十分に低い値として、10 µg/L 以下又は、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	設定せず	リチウムイオン濃度は、構造材料の健全性及び燃料被覆管の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 <sup>3</sup> /kg	設定せず	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構造材料の健全性、及び被ばく低減上メリットがあるとの報告もあり、構造材料の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。したがって、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	設定せず	溶存酸素濃度が適切に管理されていれば、容易に溶存酸素濃度 5 μg/L 未満が達成できるため、特に推奨値は設けない。
<b>注</b> 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、リチウムイオン、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	制御値	設定の考え方
リチウムイオン	mg/L	プラントごとに設定	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 <sup>3</sup> /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もった範囲で制御することとし、25~35 cm <sup>3</sup> /kg を制御値とする。
ほう素	mg/L	設定せず	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応じて変化するため、特に制御値は設けない。
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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の健全性についても、制御値程度の濃度では、問題は報告されていない。

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	設定せず	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。
γ 核種	Bq/cm <sup>3</sup>	プラントごとに設定	γ 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って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 <sup>58</sup> Co、 <sup>60</sup> Co 及びクラッド挙動の目安となる <sup>51</sup> 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、低い値の方がよ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 <sup>1)</sup> 。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 <sup>3</sup>	設定せず	<sup>131</sup> 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 <sup>3</sup>	設定せず	<sup>133</sup> 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。

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
トリチウム	Bq/cm <sup>3</sup>	プラントごとに設定	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。
金属不純物	μg/L	設定せず	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	設定せず	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、次のとおりである。

なお、以降の図中の (ppm) 及び (ppb) は、比重が 1 g/cm<sup>3</sup> であることから、(mg/L) 及び (μg/L) と同じとみなせる。

図 E.1<sup>1)</sup>に示すように、電気伝導率及び pH (at 25 °C) は、ほう素、リチウムイオン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ときの 25 °C 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 °C 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<sup>1)</sup> 図 E.1(1/3~3/3)はほう素、リチウムイオン、及びアンモニアの組合せによって求めた 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。

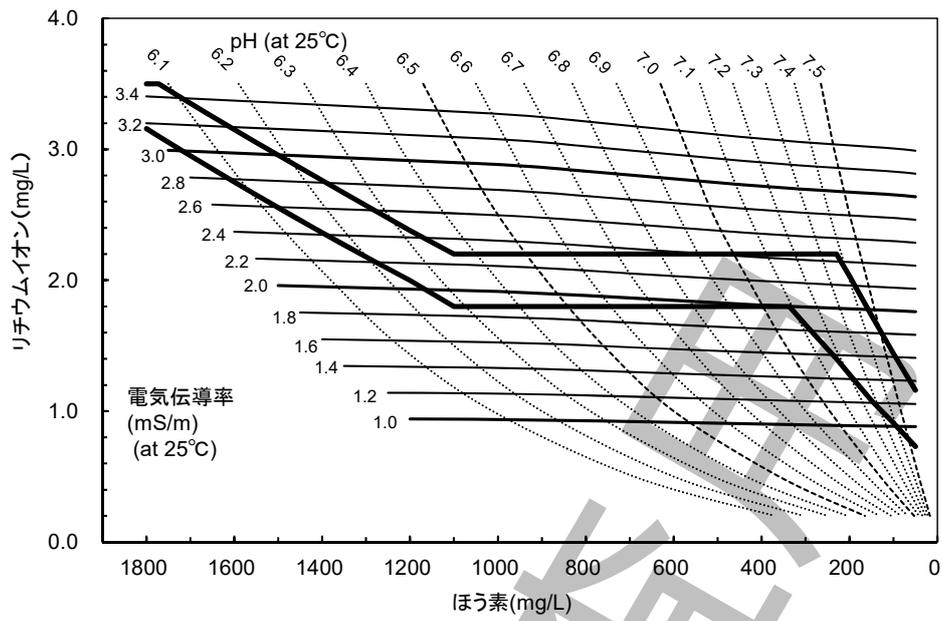


図 E.1(1/3)－ほう素－リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例（アンモニア濃度 0 mg/L）

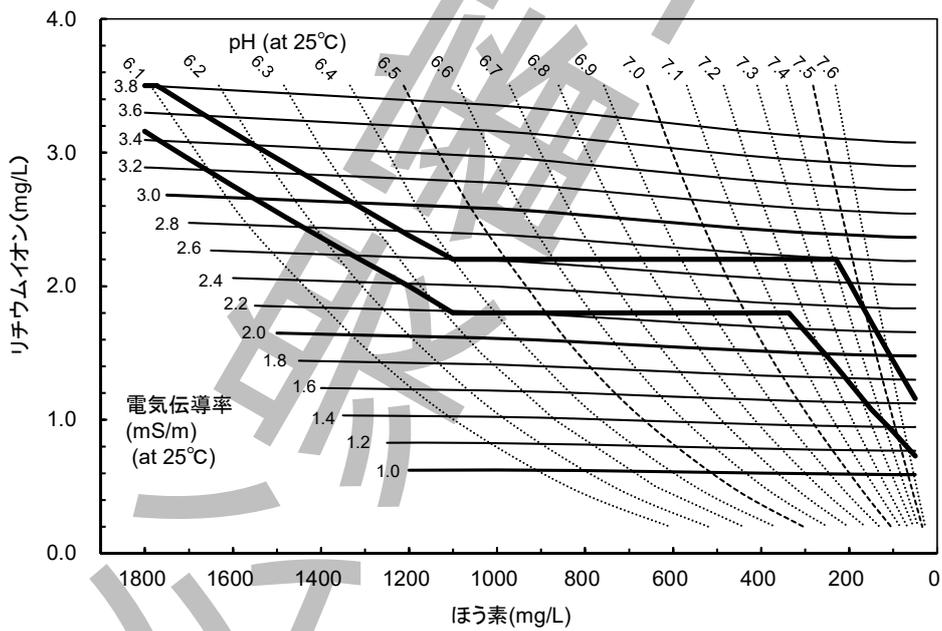


図 E.1(2/3)－ほう素－リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例（アンモニア濃度 0.5 mg/L）

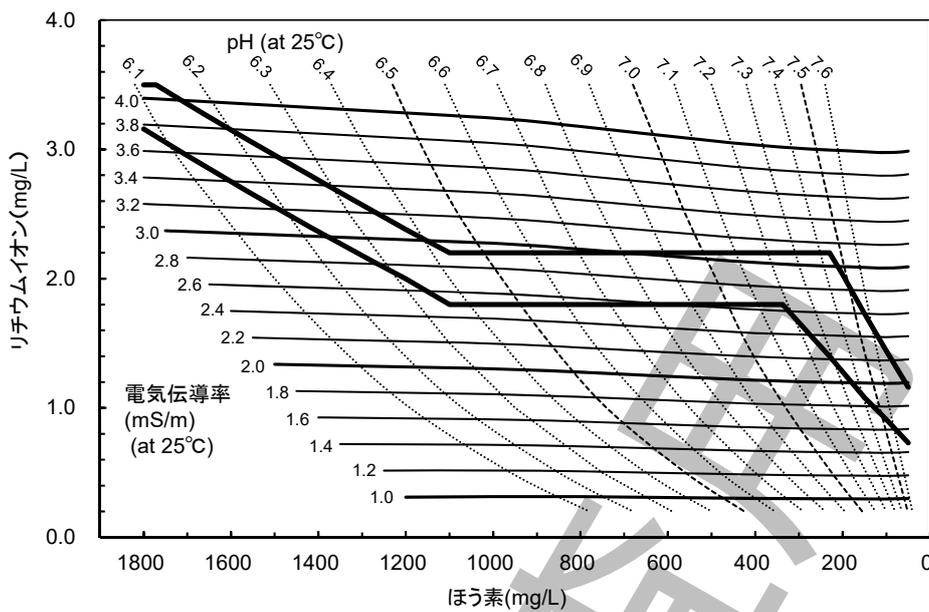


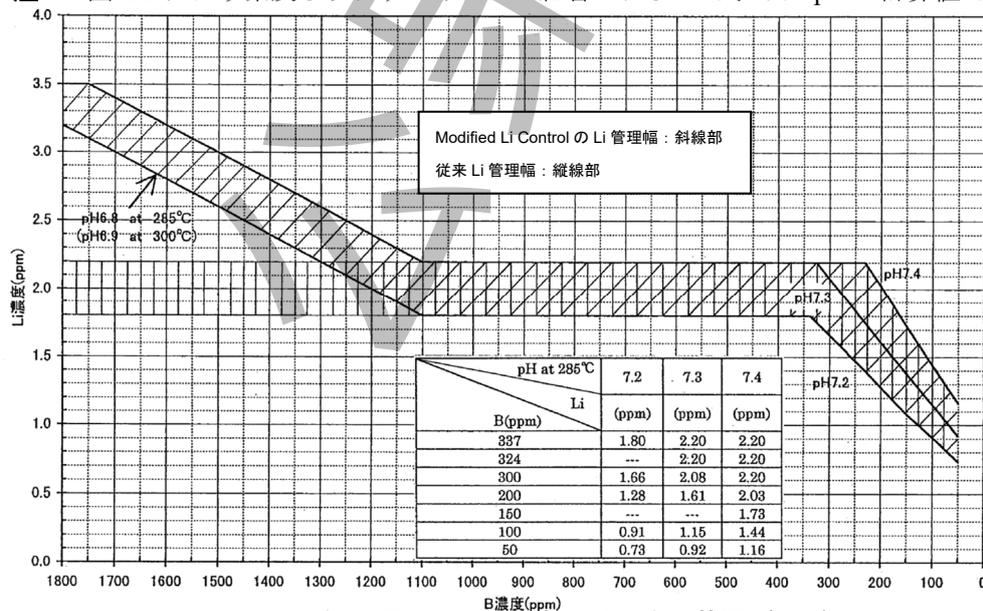
図 E.1(3/3)－ほう素－リチウム管理バンドと電気伝導率及び pH の変化例（アンモニア濃度 1 mg/L）

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イオン濃度が同じでも約 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± 0.5 mS/m）を超える。

このような理由によって、電気伝導率から不純物も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、不純物も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.2<sup>2)</sup>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 1800 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<sup>2)</sup> 図 E.2 はほう素及びリチウムイオンの組合せによって求めた pH の計算値である。

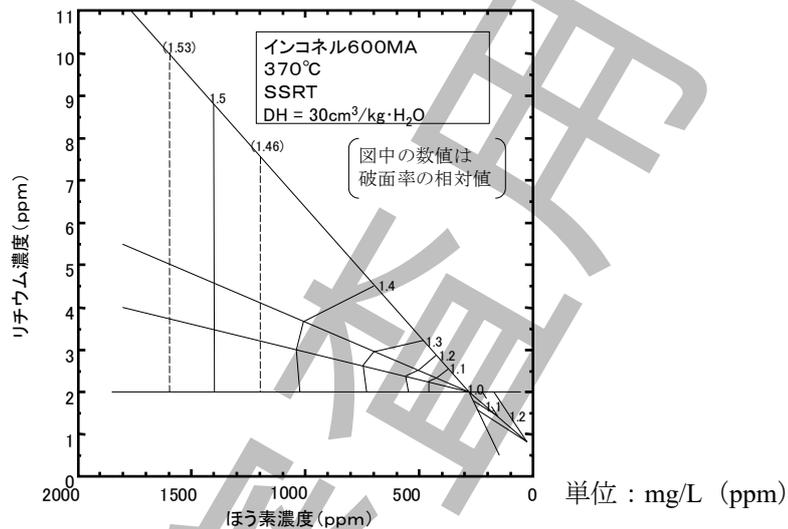


単位：mg/L (ppm)

図 E.2－ほう素－リチウム管理バンド

304 ステンレス鋼の SCC 発生に及ぼす塩化物イオン濃度と溶存酸素濃度の影響の関係[2]から、仮に溶存酸素 100  $\mu\text{g/L}$  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  $\mu\text{g/L}$  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  $\mu\text{g/L}$  以下であれば塩化物イオンが数  $\text{mg/L}$  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 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  $\text{mg/L}$  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。



(出典：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, 49, 490-498 (1998).)

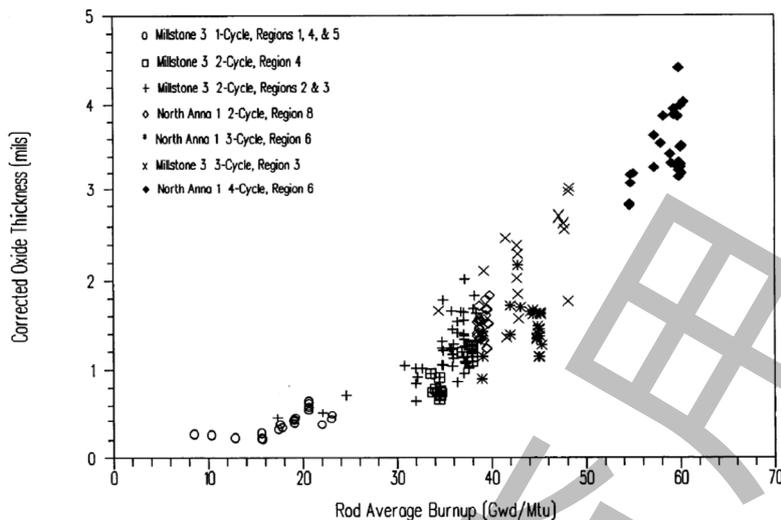
図 E.3—600 合金の PWSCC 感受性等高線図[3]

また、燃料被覆管の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、 $\text{pH}$  (at 300  $^{\circ}\text{C}$ ) 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  $\text{mg/L}$  に一定制御する。この管理は、 $\text{pH}$  (at 300  $^{\circ}\text{C}$ ) 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  $\text{pH}$  (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.4 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。これらの測定結果から、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  $\text{mg/L}$  にリチウムを上昇させた場合でも、燃料被覆管の健全性に問題がないと考えられている。

以上から、構造材料の健全性及び燃料被覆管の健全性上問題のないリチウムイオン上限値として 3.5  $\text{mg/L}$  を設定している。

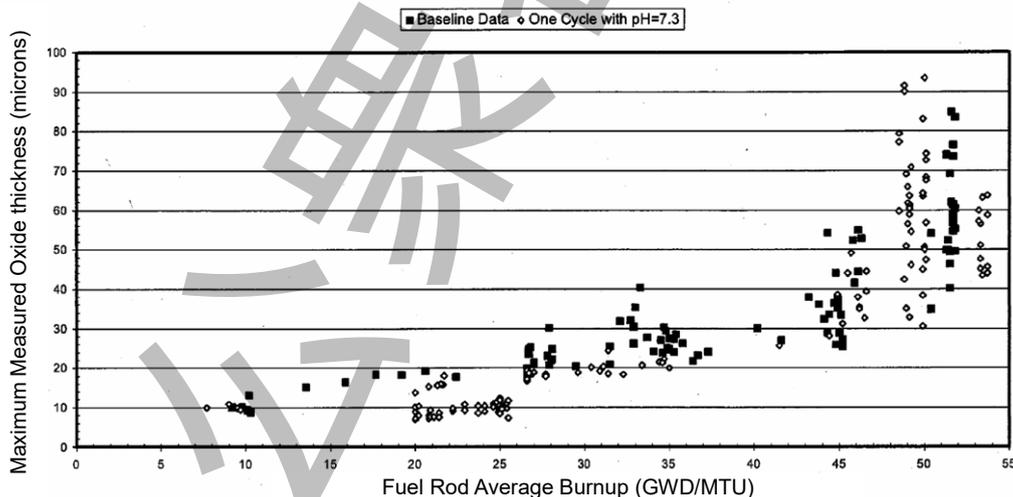
Measured Oxide Thickness vs. Rod Average Burnup  
Millstone 3 & North Anna 1 Data



(出典 : PWR Primary System Chemistry: Experience With Elevated pH at Millstone Point Unit 3: Progress Report Number 2, EPRI, TR-100960 (1992). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

図 E.4—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、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 °C) 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イオン濃度は 5 mg/L であったが、燃料被覆管の酸化皮膜厚さは、図 E.5 に示すように、前サイクルと比べ同等又は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]。

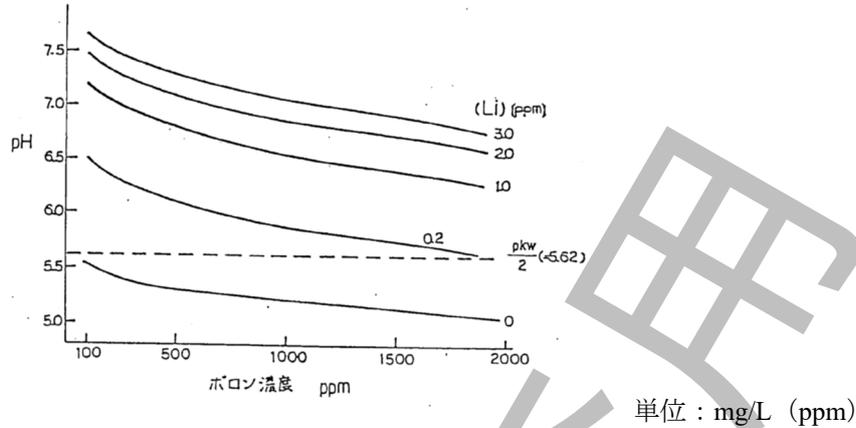


(出典 : D. Farnsworth, J. Bosma, B. Fellers et al., “Summary of First Cycle Data and Results for Elevated-Constant pH Control at TXU’s Comanche Peak Steam Electric Station”, *Int. Conf. Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, San Francisco, EPRI (2004). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

図 E.5—コマンチピーク発電所燃料被覆管の酸化皮膜厚さ測定結果[5]

また、下限値 0.2 mg/L は、**図 E.6**<sup>3)</sup>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。

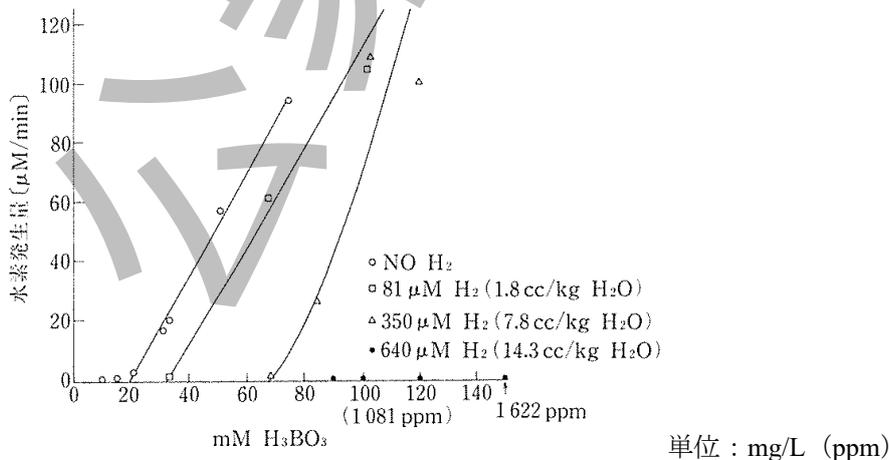
**注<sup>3)</sup>** **図 E.6** はほう素及びリチウムイオンの組合せによって求めた pH の計算値である。



**図 E.6—300°C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って、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及び初期水素添加量の関係を**図 E.7**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。



（出典：From “The Decomposition of Light and Heavy Water Boric Acid Solutions by Nuclear Reactor Radiations”, by E. J. Hart, ©1955, United Nations. Reprinted with the permission of the United Nations）

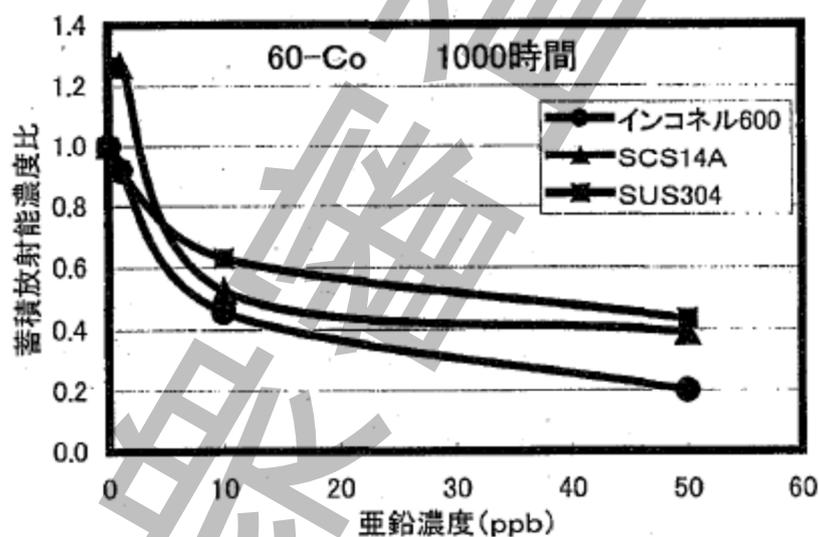
**図 E.7—ほう酸水の放射線分解による水素発生量及び初期水素添加量の関係[7]**

ジルカロイ-4の腐食増量と水素添加の関係において、水素添加条件と無添加条件での腐食量の時間変化では、腐食量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[8]、この範囲では溶存水素濃度の違いでは腐食速度に差はない。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。

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.8 に示すとおり、亜鉛濃度 $10 \mu\text{g/L}$ でも十分な線源低減効果が得られることがラボ試験により分かっており、実機 PWR でも、図 E.9 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、この指針の制御値と同じである。

構造材料の健全性については、図 E.10 に示すように低濃度亜鉛（ $10 \mu\text{g/L}$ ）での600合金のPWSCC感受性が、 $0 \mu\text{g/L}$ と同程度であることが確認されている。

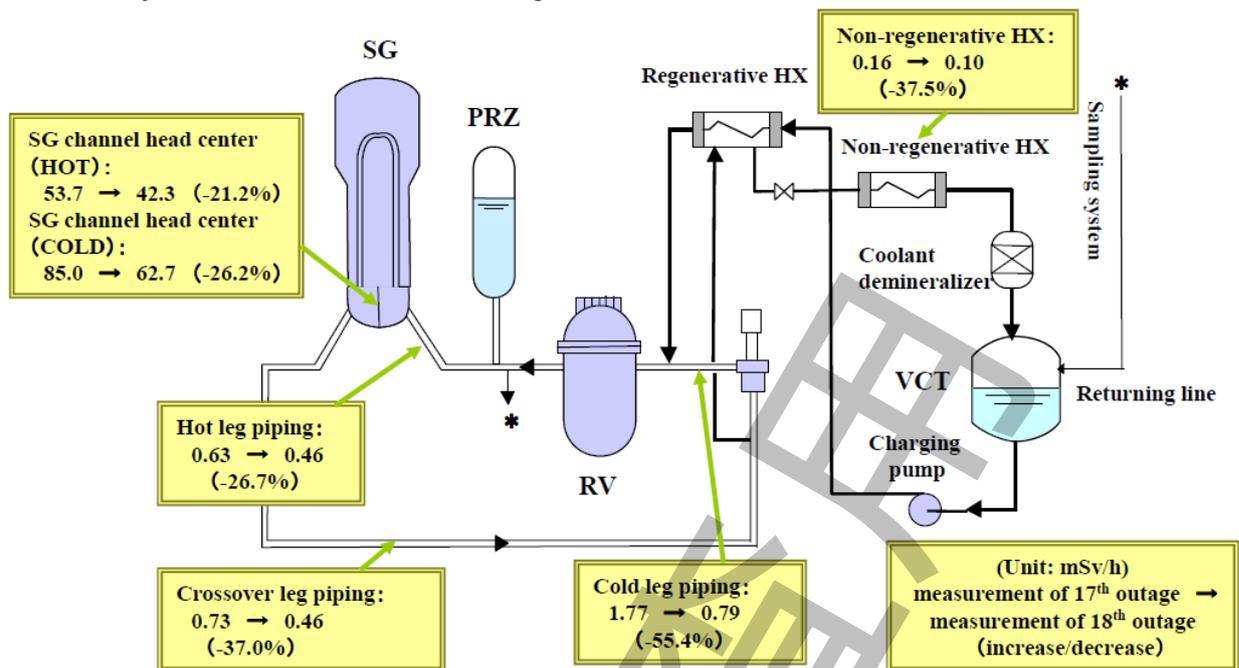
燃料被覆管の健全性については、例としてドイツのプラントで、亜鉛注入後207回の被覆管酸化皮膜厚さ測定が実施され、 $10 \mu\text{g/L}$ 以下の亜鉛注入では、被覆管酸化に対する亜鉛の影響は認められなかったと報告されている[9]。



蓄積放射能濃度比 = Zn 注入時の放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )  $\div$  Zn 注入無し時の放射能濃度 ( $\text{Bq}/\text{cm}^2$ )

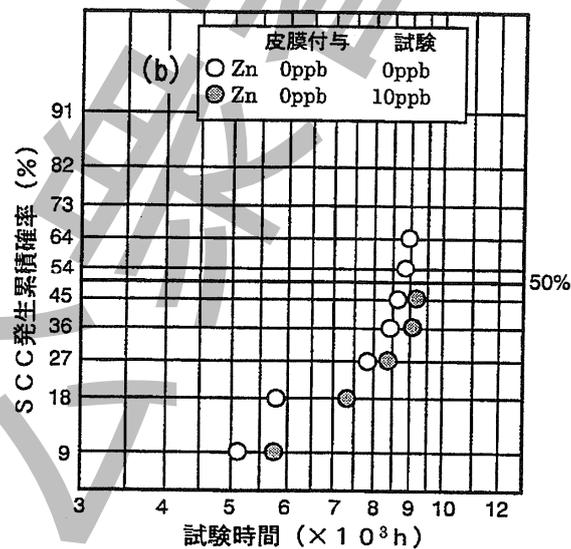
(出典：神戸弘巳，藤原和俊，“亜鉛注入による PWR 構造材料への放射能蓄積抑制効果”電力中央研究所研究報告, T00015 (2001).)

図 E.8—亜鉛注入による放射能蓄積抑制結果[10]



(出典：M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto et al., “Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4”, *Proc. of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in ASIA*, Nagoya, Japan, Oct. 28-30, 2009, 309-311 (2009).)

図 E.9—実機での亜鉛注入による線量率低減効果（高浜 4 号機） [11]



(出典：原子力安全基盤機構(原子力発電技術機構), “平成 13 年度 原子力発電所水質等環境管理技術信頼性実証事業 事業報告書”, 原子力安全基盤機構 (原子力発電技術機構) (2002))

図 E.10—亜鉛注入時の材料健全性確認結果（MA600 合金定荷重試験） [12]

## 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 °C 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。したがって、リチウムイオン（アクションレベル 1 だけ）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 °C 未満、原子炉一次冷却材温度 82 °C 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 °C 未満、原子炉一次冷却材温度 82 °C 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 °C 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 設定せず	—
		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 設定せず	—
ふっ化物イオン	μg/L	1 設定せず	—
		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 設定せず	—
硫酸イオン	μg/L	1 設定せず	—
		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って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 設定せず	—
溶存酸素	μg/L	1 設定せず	—
		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 設定せず	—

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 °C <sup>a</sup> )	mS/m	1	設定せず	—
		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って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	—
pH (at 25 °C <sup>a</sup> )	—	1	設定せず	—
		2	< 4 又は > 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よう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	—
塩化物イオン	μg/L	1	設定せず	—
		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	設定せず	—
ふっ化物イオン	μg/L	1	設定せず	—
		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	設定せず	—
硫酸イオン	μg/L	1	設定せず	—
		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って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	設定せず	—

表 E.6一起動時（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  
（続き）

名称	単位	アクションレベル	設定の考え方
リチウムイオン	mg/L	1	<0.2 又は >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、構造材料及び燃料被覆管の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.4, 図 E.6 参照）。
		2	設定せず
		3	設定せず
溶存水素	cm <sup>3</sup> /kg	1	設定せず
		2	<15 又は >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 <sup>3</sup> /kgと、燃料被覆管の健全性上問題のない上限の溶存水素濃度50 cm <sup>3</sup> /kgをアクションレベル2とする（図 E.9, 図 E.10 参照）。
		3	設定せず
溶存酸素	μg/L	1	設定せず
		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	設定せず

注<sup>a)</sup> 不純物管理を目的とし、常温で測定する。

表 E.7一起動時（原子炉一次冷却材温度 82 °C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	プラントごとに設定	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ことから、プラントごとに定める。

表 E.8一起動時（原子炉一次冷却材温度 82 °C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	プラントごとに設定	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ことから、プラントごとに定める。

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	プラントごとに設定	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 <sup>3</sup> /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	設定せず	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応じて変化するため、特に制御値は設けない。

表 E.10—起動時（原子炉一次冷却材温度 82 °C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 <sup>a)</sup>	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 <sup>a)</sup>	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 <sup>a)</sup>	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。
ほう素同位体比	% (原子数比率)	設定せず	起動時の臨界操作に影響するパラメータであるが、炉心の安全性に対して影響するものではないため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	設定せず	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<sup>a)</sup>** 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 °C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 °C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	設定せず	リチウム添加されないため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	設定せず	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	設定せず	シリカ濃度が変化するため、推奨値は設けない。
濁度	mg/L	設定せず	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 <sup>3</sup>	設定せず	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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /kg と、燃料被覆管の健全性上問題のない上限の溶存水素濃度 50 cm <sup>3</sup> /kg で制御する。
ほう素	mg/L	プラント ごとに設定	ほう素濃度は、核設計及び炉心の反応度によって制御されるため、制御値は核設計及び炉心設計の要求によって決定することから、プラントごとに定める。

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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /kg を制御値とする。（図 E.9 参照）
ほう素	mg/L	プラント ごとに設定	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ことから、プラントごとに定める。

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 °C <sup>a)</sup> )	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 及び溶存酸素の存在によって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 °C <sup>a)</sup> )	—	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よう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	設定せず	リチウムイオン濃度が低いため、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 <sup>3</sup>	設定せず	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。

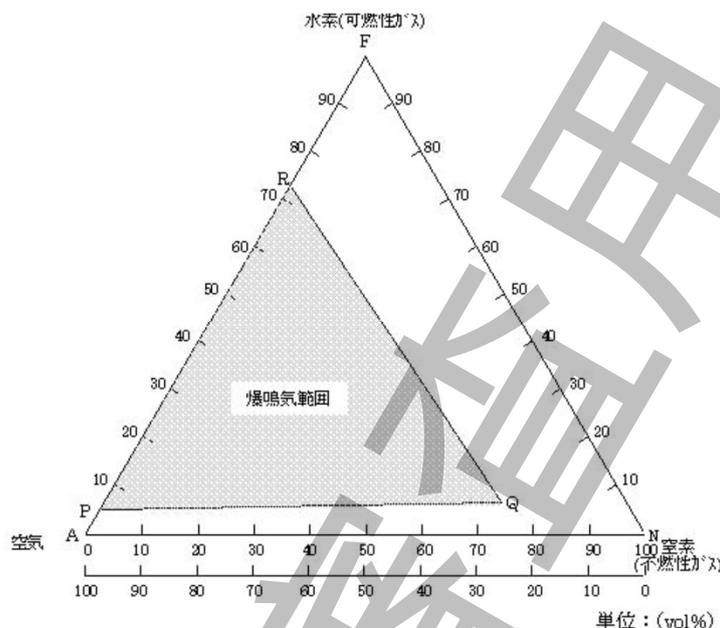
注<sup>a)</sup> 不純物管理を目的とし、常温で測定する。

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	設定せず	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、構造材料の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	設定せず	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、構造材料の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	設定せず	原子炉の停止後、原子炉一次冷却材の温度、圧力は低下し、構造材料の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	設定せず	リチウムイオンが十分に除去されていることを確認できればよいため、推奨値は設けない。
γ核種	Bq/cm <sup>3</sup>	設定せず	停止操作時のγ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	設定せず	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	設定せず	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、次のとおりである。

停止時は、体積制御タンク気相部のガス置換によって、水素添加雰囲気から大気飽和へと変える必要がある。この場合、水素及び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.11 に示す。図の塗りつぶし部が空気中での水素ガスの爆鳴気範囲を示している。



(出典：北川徹三，”化学安全工学”，日刊工業新聞社（1973））

図 E.11－水素ガスの空气中爆鳴気範囲[13]

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って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 °C <sup>a)</sup> )	mS/m	≦0.2	設定値は、混入しやすい塩化物イオン濃度“H <sup>+</sup> , Cl <sup>-</sup> として”(HCl型)が150 µg/Lであったときの電気伝導率約0.2 mS/m以下を推奨する。
塩化物イオン	µg/L	≦150	82 °C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 °C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 °C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、これまでの実績を基に300 µg/L以下を設定する。
シリカ	mg/L	設定せず	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<sup>a)</sup> 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	プラントごとに設定	燃料取替時において、原子炉キャビティ、燃料取替チャンネルを介して炉心と使用済燃料ピットは連通した状態となる。このとき、炉心の十分な未臨界性を確保すべくRCSほう素濃度がプラントごとに定められる燃料取替停止ほう素濃度を満足するよう、ほう酸の補給や希釈等により使用済燃料ピット水のほう素濃度を制御しなければならない。制御値はプラントごとに定める。

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、構造材料の健全性及び燃料被覆管の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	設定せず	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。

## 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)", *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. Paris 2012*, Paris, France, Sep. 23-28, 2012, O33-210 (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*, **49**, 490-498 (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", *Int. Conf. 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", *Int. Conf. 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), 2025 年 7 月 15 日閲覧  
入手先 : < <https://hdl.handle.net/2027/mdp.39015095067636> >.
- [9] 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).
- [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 T00015 (2001).



## 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、指針の一部ではない。

### 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 °C <sup>a)</sup> )	○	—	—	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 °C <sup>a)</sup> )	○	—	—	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及びpHによって監視可能である。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ともに、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** <sup>a)</sup> 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及びpHによって監視可能である。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ともに、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及びpHによって監視可能である。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ともに、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はリチウムの生成量に依存するため、頻度が高い（連続又は毎日）場合は、適宜、測定頻度を増加させる。通水頻度が低い場合は、測定頻度は1回/週とする。
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	通常運転時のpHは、ほう素濃度とリチウムイオン濃度によって構成される管理バンド内で維持されるように管理している。このほう素—リチウム管理バンド内で管理できていることを確認するため、ほう素はリチウムイオンの測定に合わせて実施する。

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		
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。
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するが、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、ほう素及び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、ほう素濃度及びリチウムイオン濃度によって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	過去の運転経験から、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、燃料からの漏えいが発生した場合は、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、燃料からの漏えいが発生した場合は、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か月	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か月とする。

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℃未満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	—	○	—	プラントごとに設定	ほう素濃度が燃料取替停止濃度以上に維持されていることを確認するために測定するが、定検停止工程の違いによって、期間がプラントによって異なることから、測定頻度はプラントごとに定める。 なお、原子炉一次冷却材のほう素濃度の測定頻度については、この期間のほう素濃度は一定であるが、燃料取替停止濃度以上に維持されていることを確認するため、特に厳密な管理が要求され、適切なタイミングでほう素濃度の分析を実施する必要があることから、一律に分析頻度を設定するのではなく、プラントの状況に応じて実施（プラントごとに設定）とすることが望ましい。
ほう素同位体比	—	—	○	1回	ほう素同位体比は臨界操作に影響するパラメータであり、当該期間内の新たなほう酸の補給はなく同位体比の変動はないため、当該期間に1回測定する。
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 °C以上原子炉未臨界**

起動時の原子炉一次冷却材温度82 °C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 °C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ほとんどない。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ほとんどない。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ほとんどない。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)	当該期間は溶存酸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 °C <sup>a</sup> )	○	—	—	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なため、測定頻度は1 回/日とする。
pH (at 25 °C <sup>a</sup> )	○	—	—	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なため、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	○	○	—	プラントごとに設定	pH は、ほう素濃度とリチウムイオン濃度によって構成される管理バンド内で維持されるように管理している。このほう素—リチウム管理バンド内で管理できていることを確認するため、リチウムイオンはほう素濃度の測定に合わせて実施するが、測定頻度はプラント起動工程に依存するため、プラントごとに定める。
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	—	○	—	プラントごとに設定	プラントの出力上昇操作に伴い、原子炉一次冷却材中のほう素濃度は常に変動するため、特に厳密な管理が要求され、適切なタイミングでほう素濃度の分析を実施する必要があることから、一律に分析頻度を設定するのではなく、プラントの状況に応じて実施（プラントごとに設定）とすることが望ましい。また、プラント起動工程に依存することから、測定頻度はプラントごとに定める。

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（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		
シリカ	—	—	○	1回	臨界及び原子炉出力上昇操作（希釈）によって濃度は変化（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 <sup>a)</sup> 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 °C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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 °C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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 <sup>b)</sup>	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。

表F.5ー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		
ふっ化物イオン	—	—	○	1回/週 <sup>b)</sup>	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 <sup>b)</sup>	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って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	—	○	—	プラントごとに設定	出力降下操作時に上昇するほう素濃度を確認するために測定するが、定検停止工程の違いによって、期間がプラントによって異なることから、測定頻度はプラントごとに定める。なお、原子炉一次冷却材のほう素濃度の測定頻度については、プラントの停止操作に伴い、原子炉一次冷却材中のほう素濃度は低温停止濃度まで濃縮されるため、特に厳密な管理が要求され、適切なタイミングでほう素濃度の分析を実施する必要があることから、一律に分析頻度を設定するのではなく、プラントの状況に応じて実施（プラントごとに設定）することが望ましい。
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** <sup>a)</sup> 不純物管理を目的とし、常温で測定する。  
<sup>b)</sup> 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	—	○	—	プラントごとに設定	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に維持されていることを確認するために測定するが、酸化運転法の違いによって、期間がプラントによって異なることから、測定頻度はプラントごとに定める。なお、原子炉一次冷却材のほう素濃度の測定頻度については、プラントの停止操作に伴い、原子炉一次冷却材中のほう素濃度は燃料取替停止濃度に濃縮されるため、特に厳密な管理が要求され、適切なタイミングでほう素濃度の分析を実施する必要があることから、一律に分析頻度を設定するのではなく、プラントの状況に応じて実施（プラントごとに設定）とすることが望ましい。

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		
γ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ってγ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って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°C <sup>a)</sup> )	—	—	○	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 <sup>a)</sup> 不純物管理を目的とし，常温で測定する。					

表F.7—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れ替わりが少ない。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。
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。

## 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、指針の一部ではない。

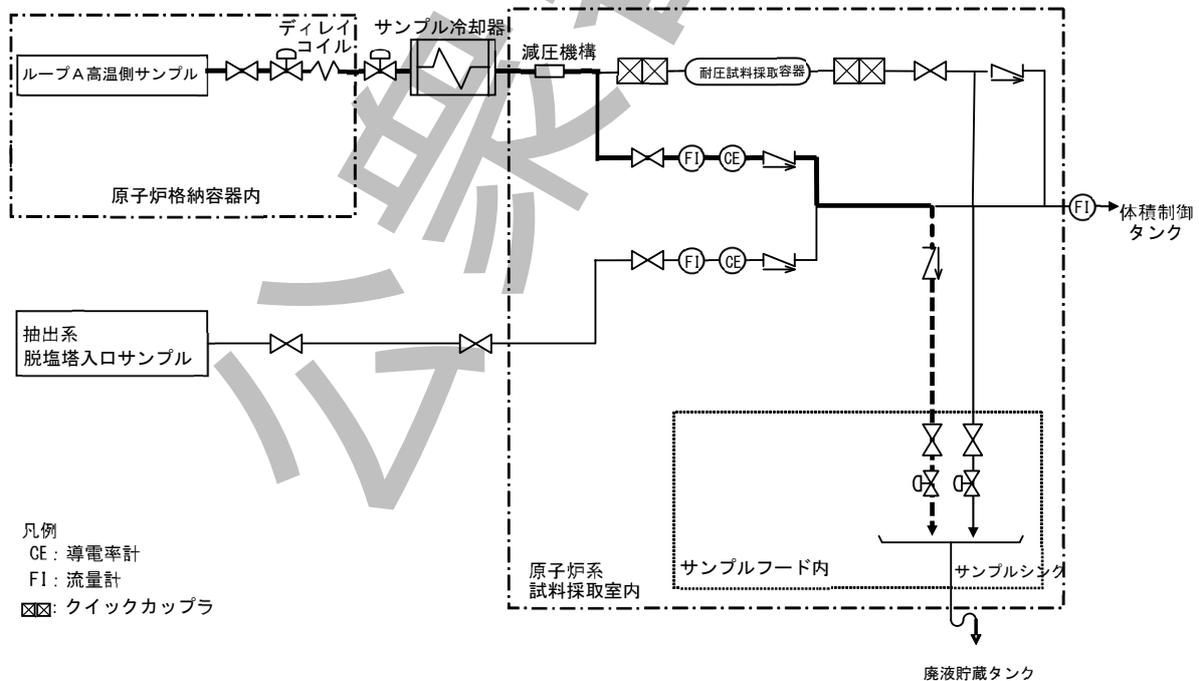
### G.1 サンプリング方法の例

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。さらに、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及び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、指針の一部ではない。

### 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及び分析方法の概要**

分析項目	分析方法
電気伝導率 (at 25°C)	<b>JIS K 0101</b> 工業用水試験方法, 電気伝導率計
pH(at 25°C)	<b>JIS K 0101</b> 工業用水試験方法, ガラス電極法
塩化物イオン	<b>JIS K 0101</b> 工業用水試験方法, チオシアン酸水銀 (II) 吸光光度法又は <b>JIS K 0556</b> 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	<b>JIS K 0556</b> 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	<b>JIS K 0556</b> 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	<b>JIS B 8224</b> 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 <b>JIS K 0803</b> 溶存酸素自動計測器, 溶存酸素計
リチウムイオン	<b>JIS K 0121</b> 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	<b>AESJ-SC-S003:2023</b> 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—溶存水素:2023, 隔膜法, ガスクロマトグラフ法
ほう素	<b>AESJ-SC-S002:2023</b> 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 — ほう素:2023, pH 滴定法, 電位差滴定法
ほう素同位体比	<b>AESJ-SC-S014:2023</b> 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 — ほう素同位体比:2023, 誘導結合プラズマ質量分析法
アンモニア	<b>JIS K 0101</b> 工業用水試験方法, インドフェノール青吸光光度法
γ 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 文部科学省)
シリカ	<b>JIS K 0101</b> 工業用水試験方法, モリブデン青吸光光度法
よう素 131	<b>AESJ-SC-S004:2023</b> 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:2023, 沈殿法, アニオンペーパー法
キセノン 133	抽出後 (抽出法は, JIS 等で該当する分析手法の規定はないが, <b>AESJ-SC-S003:2023</b> 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法—溶存水素:2023 の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 文部科学省)
金属不純物	<b>JIS K 0121</b> 原子吸光分析通則, 原子吸光光度法, <b>JIS K 0119</b> 蛍光 X 線分析通則, 蛍光 X 線分析法, <b>JIS K 0133</b> 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	<b>JIS K 0101</b> 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、指針の一部ではない。

### I.1 水質データ評価方法の例

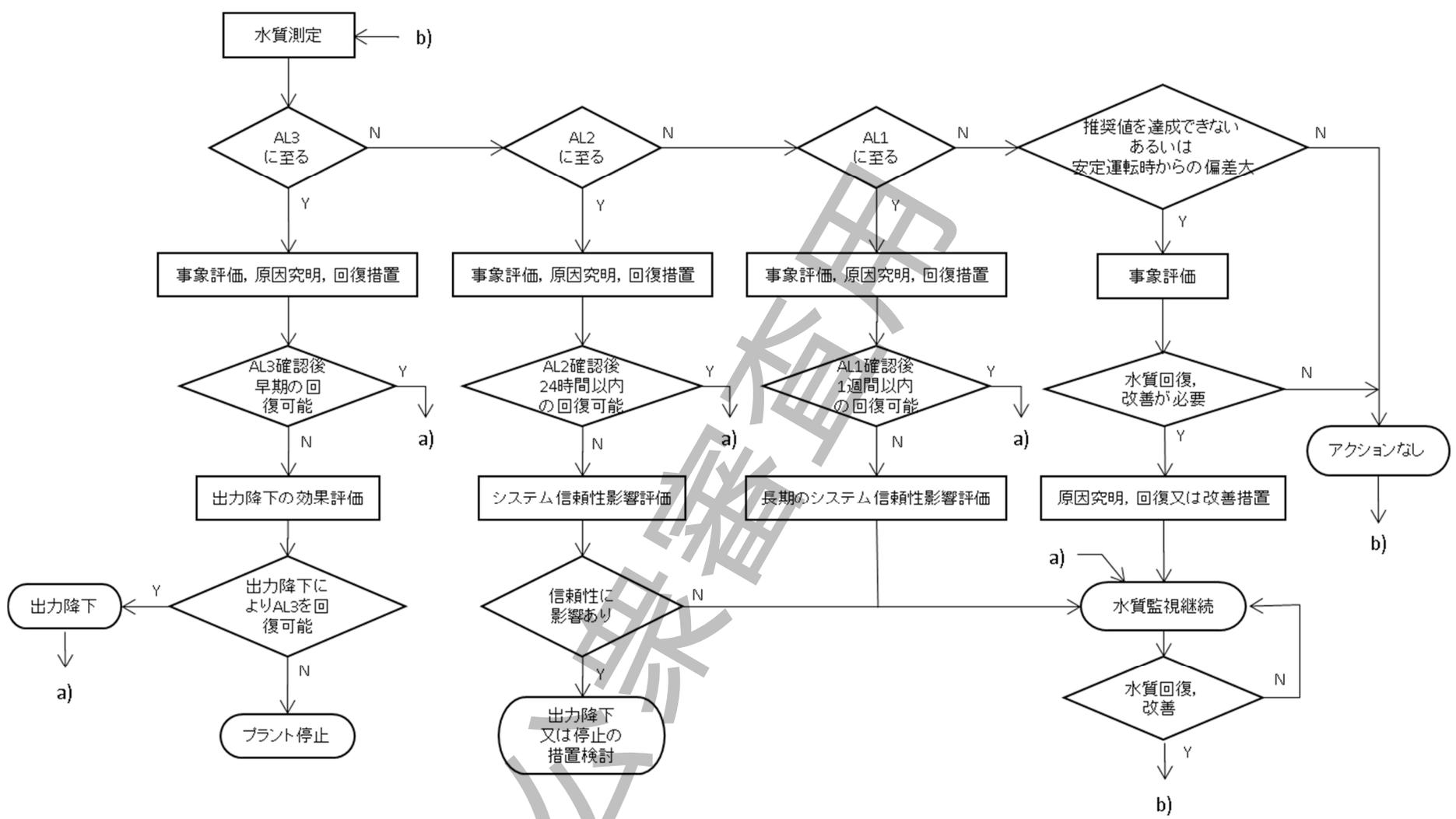
水質データ評価方法の例を図I.1に示す。

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、又は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又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ってアクションレベル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及び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、又は安定運転時の値<sup>1)</sup>に対し偏差が大きい場合は、事象を評価し、水質の回復又は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** <sup>1)</sup> 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-S008:202X 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：202X 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及び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]が発行されており、過去の知見の共有とよりよ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[2]。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って、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、日本原子力学会から発行された原子炉水化学ハンドブックが 2022 年に改訂され、水化学の基礎、原子炉材料（構造材料及び燃料被覆材料）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 年に発行した PWR 一次冷却材の分析方法（ほう素、溶存水素、放射性よう素）に関する日本原子力学会標準を 2023 年に改定し、新たに PWR 一次冷却材の分析方法（ほう素同位体比分析法）を同年に発行した。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。さらに、水化学分野においても自主的安全性向上を積極的に取り入れることを目的に、日本原子力学会の水化学部会内において、今後、取り組むべき安全基盤研究課題に対し、日本原子力学会の深層防護の考え方を紐づけ、“水化学ロードマップ 2020”に取り纏めた[3]。具体的には、深層防護の各レベルに対する水化学の役割を新たに定義し、各研究課題がどのレベルに貢献するかを整理した上で、目指すべき姿、導入シナリオ、課題とする根拠、期待される効果、必要な人材基盤、優先度などを検討した。

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よ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。

この様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、人及び環境を放射線リスクから防護するための安全性向上、それに繋がるよりよ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製造業者, 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, 水化学関係者だけの検討ではなく, 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[1]。

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。

### 2.4 改定案の検討

この指針について前回の改定要否の検討から5年が経過しており, この間に国内・海外にて様々な水化学管理に関する最新の知見及び動向が得られている。発電所の安全・安定運転の確保及び技術レベル維持・向上等の観点からこれらはこの指針に取り入れるべく, 分科会及び作業会においてこの指針の改定案を検討した。また, 今回の改定では上記の最新知見及び動向の反映の他に原子力安全に関する記載の拡充を行った。既存の指針でのまがき, 解説に記載されていた原子力安全の考え方に関する記載について, 内容が旧態依然としていたため, この指針の使用者に水化学管理を通して, 原子力安全を考える文化を根付かせる仕組みを作り安全性の向上に寄与するべく“Risk-Informed”, “深層防護”の観点での記載を盛り込むため検討した。さらに, よりよい水化学管理の標準的な規定として解説に記載していた試料採取時のページの考え方について, 過大評価となっている誤解を与える可能性が指摘されたことを受け, 複数のモデルと併記することで記載を充実させた。加えて, 原子力発電所の継続的な安定運転と構造材料の健全性維持に影響を与える可能性のある冷却材中の有機物及び微生物の監視, 及び“構造材料の健全性の維持”と“燃料被覆管の健全性の維持”に影響を及ぼす可能性のある副資材の管理に対し基本的な考え方を解説に記載した(解説15.4参照)。

## 3 審議中に特に問題となった事項

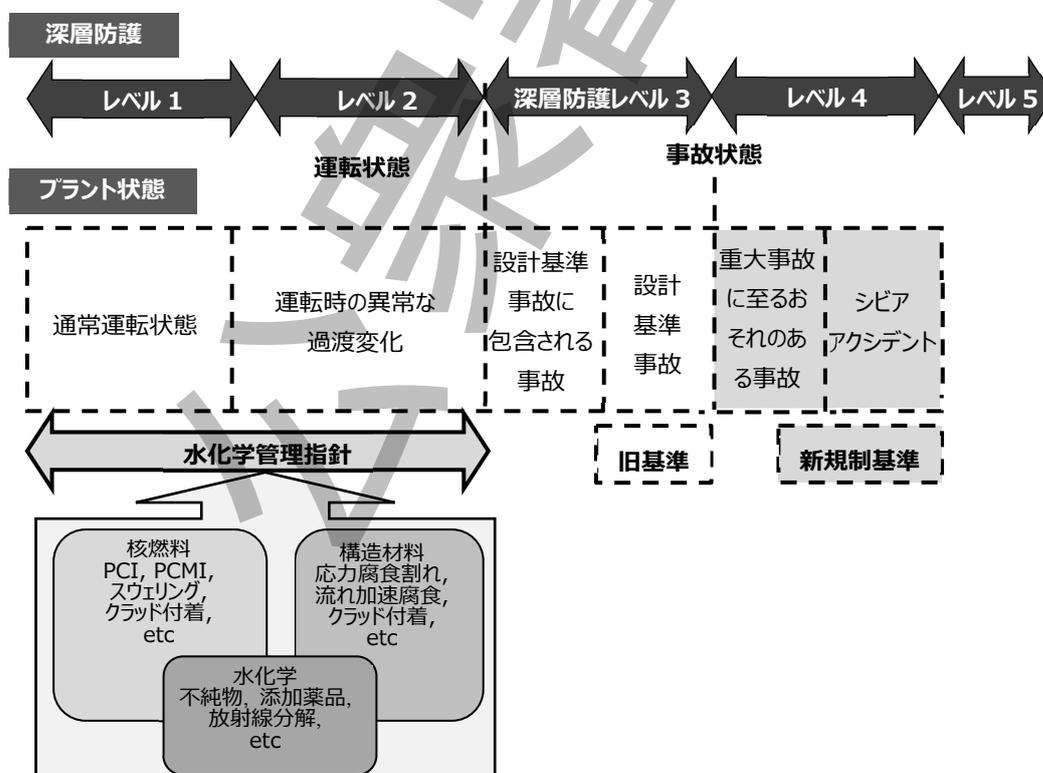
本指針の改定審議で問題となった事項は特になかった。

#### 4 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の考え方を踏まえて取り組むことが重要である。原子力安全の基本的な考え方及び種々のプラント状態における水化学管理の役割の整理を踏まえて、水化学管理の位置づけを整理した（解説図 1 参照）。設計基準事故及び重大事故の影響緩和に用いる安全系及び手段において、水化学管理に基づいてその役割を担う場合もあるが、この指針は、通常運転時、起動時、停止時、及び保管時を対象とした水化学管理であり、いずれも異常・事故の発生の未然防止、及び異常・事故の早期検知を主たる目標としている。原子力安全の考え方の主要な一つである深層防護の観点では、この指針の水化学管理はレベル 1 とレベル 2 に相当する。水化学に起因する事象によって通常の状態を逸脱するリスクを低減し、プラントの運転状態が深層防護のレベル 1 及びレベル 2 に留まることを確実にする必要はある（解説図 2 参照）。

近年、米国では規制の近代化の取り組みとして、従来の規範的なアプローチから、リスク情報や性能的アプローチに基づく許認可近代化プログラム等が進んでいる[4]。そこでは、リスク上重要な事象を許認可事象として選定したり、低頻度・高影響の事象についても考慮していくことが検討されている。そのような新たな原子力安全の考え方なども参考に、既存の規制要件や学協会の標準等に満足することなく、安全上重要な項目に取り組み、継続的な安全性向上に努めることが重要と考える。

水化学管理は、軽水炉の長期運転に伴う高経年化対策及び軽水炉の利用率向上と関係が深い。今後のフォローとして、それらに関わる新たな評価軸の必要性及び導入についても議論を継続するとともに[5]、引き続き、作業員の被ばく低減及び人と環境の放射線影響からの防護に関する水化学管理のアップデートを継続していく（解説図 3 参照）。検討がまとまり次第随時今後の改定において指針に反映していく予定である。



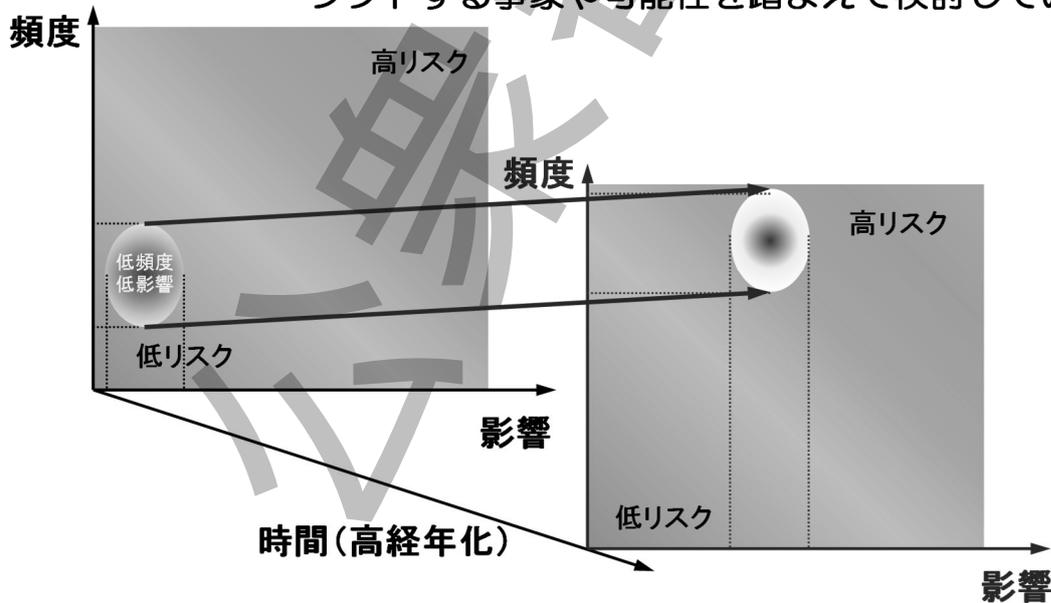
解説図 1—深層防護、プラント状態及び水化学管理指針との関係

深層防護	レベル1	レベル2	レベル3		レベル4		レベル5
日本原子力学会における定義	異常・故障の発生防止	異常・故障の事故への拡大防止	事故の影響緩和		設計基準を越す事故への施設内対策		防災（核燃料FMでは地震時）
	異常や故障等のトラブル発生防止のため、実証された技術に基づいて十分裕度のある設計を行うこと	トラブル発生時に直ちに検知、対応すること	DBAに含まれる事故	設計基準事故（DBA）	SA前	SA後	1Fの廃止措置
水化学の安全目標	異常・事故の未然防止	異常・事故の早期検知	炉心損傷防止、冷却性能維持 燃料ペレット溶融前の放射性物質（FP）放出挙動の把握		公衆被ばく低減 事故後のFP挙動把握 炉心損傷防止	冷却性能維持 燃料ペレット、燃料デブリからのFP放出抑制	—
水化学に求められる防止対策	構造材料の経年劣化の抑制と管理、燃料の健全性維持と性能維持を目的とし、実証された技術や知見に基づいて十分な裕度を考慮した水化学管理、品質管理等に基づいた保守管理を行うこと	機器・配管等の腐食に起因した冷却材の漏えい等の機能喪失が起きた場合、直ちに検知し、冷却材の漏えいによる環境放出等の拡大を防ぐことを目的とした対策を講じること	環境への放射線放出を抑制し、環境への影響を緩和すること		設計基準を越すような事故状態に備え、SAを防止するための対策およびSAに至った後の影響を緩和するための対策を講じること		水化学の寄与は小さい

（出典：“水化学ロードマップ2020”，日本原子力学会水化学部会，(2020)）

解説図2—水化学に関わる深層防護の考え方[3]

プラントの経年化に合わせ、有意な頻度や影響側にシフトする事象や可能性を踏まえて検討していく



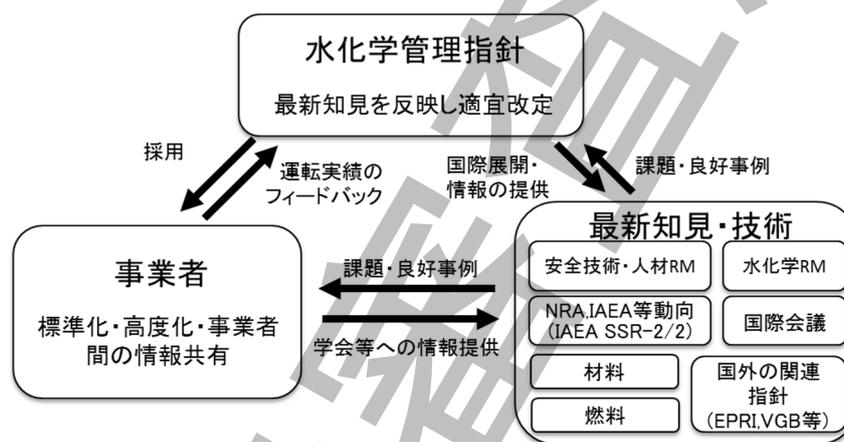
（出典：H. Kawamura and A. Ui, “Application of Risk-Informed Approach to Water Chemistry Guidelines in Japan”, *Proc. of The 23rd Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems*, Busan, Korea, Sep. 22-25, 2025, 1154 (2025).)

解説図3—水化学管理への高経年化の評価軸の導入の考え方[5]

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” [6]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、安全性向上を目指す必要がある。さらに、軽水炉の長期運転が可能となったことから、その基盤構築を行うには、顕在化したトラブルに対するリアクティブな対策に留まらず、様々なバイアス及び思い込みを取り除きながら“Unknown-unknowns”の存在を前提として、新知見をプロアクティブに蓄積し、継続的な原子力安全に反映していくためのPDCAが必要である。

新知見が得られた場合並びに改良水化学の導入及び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、又は新知見によって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、推奨値などの見直しを行う[1]（解説図4参照）。

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って、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4－水化学管理指針に最新知見を取込む仕組み

## 5 加圧水型原子炉のシステムの概要

加圧水型原子炉は大きく一次系及び二次系に区別され、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 °C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[7]、ほう素が入ることによって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って発生する酸素を抑制するために、水素を添加している。

## 6 水化学管理の考え方

### 6.1 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の小さいところで実施されている。すなわち、深層防護のレベル1を超えないよう実践されている。

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。このため、構造材料、燃料、及び放射性廃棄物に関わる原子力安全を維持しつつ、水化学に求められる原子力安全をプロアクティブに取り入れ、実践していくことが肝要である（解説図5参照）。



(出典：H. Kawamura and A. Ui, “Application of Risk-Informed Approach to Water Chemistry Guidelines in Japan”, *Proc. of The 23rd Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems*, Busan, Korea, Sep. 22-25, 2025, 1154 (2025), (著者の許可を得て一部修正して転載))

解説図5－水化学-構造材料-燃料-放射性廃棄物に最新知見を取込む仕組み[5]

### 6.2 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もつ。

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。

### 6.3 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、管理項目及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、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って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、管理すべき項目及び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、この指針独自の分類である制御項目が導入された。

## 7 構造材料の健全性に対する水化学の役割

### 7.1 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だけ発生／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が、塩化物イオンなどの不純物及び溶存酸素のほか、温度、pH、リチウムイオン濃度及び溶存水素濃度などが管理対象となる[7]。

PWR 一次系で生じる代表的な SCC としては、PWSCC (LPSCC ともいう)、IASCC、O<sub>2</sub>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、クリープ機構及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。

### 7.2 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。塩化物イオン及び溶存酸素各条件での SCC 発生の有無に関する文献があり[8]、塩化物イオン及び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及び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 又は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。

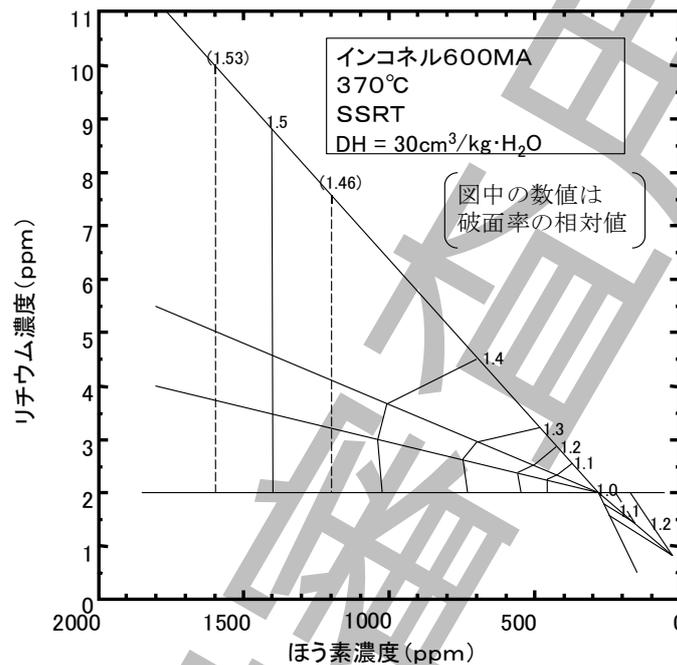
加えて、以降の図中の (ppm) 及び (ppb) は、比重が 1 g/cm<sup>3</sup> であることから、(mg/L) 及び (µg/L) と同じとみなせる。

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>よう化物イオン>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[9]。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、皮膜への侵入性から、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。

PWR 一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 の一次系で生じることから PWSCC(primary water SCC)又は低電位状態を指す 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 6**に示すリチウムイオン、**解説図 7**に示す溶存水素濃度及び**解説図 8**に示す亜鉛などがある。

**解説図 6**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[13]及び，高リチウム条件で進展速度が増加するとした例など[14]，[15]，試験手法等によって若干異なる知見が報告されている[16]。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。

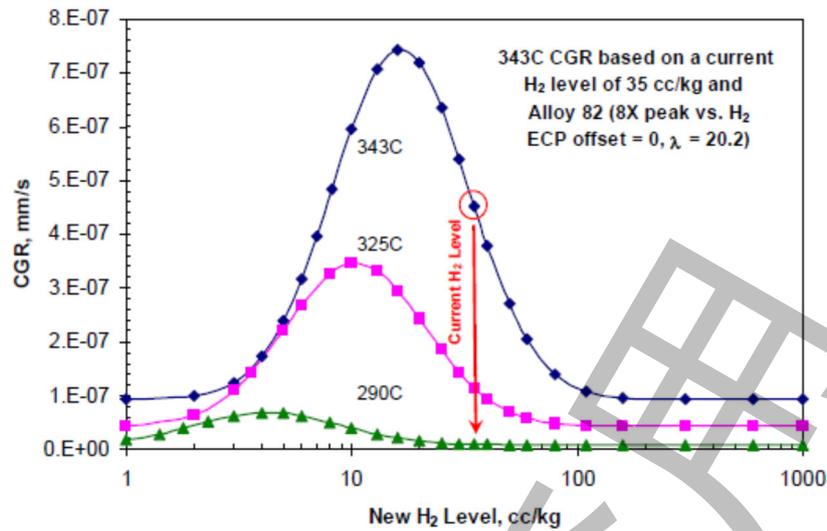


単位：mg/L (ppm)

(出典：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，**49**, 490-498 (1998).)

**解説図 6—600 合金の PWSCC 感受性等高線図[10]**

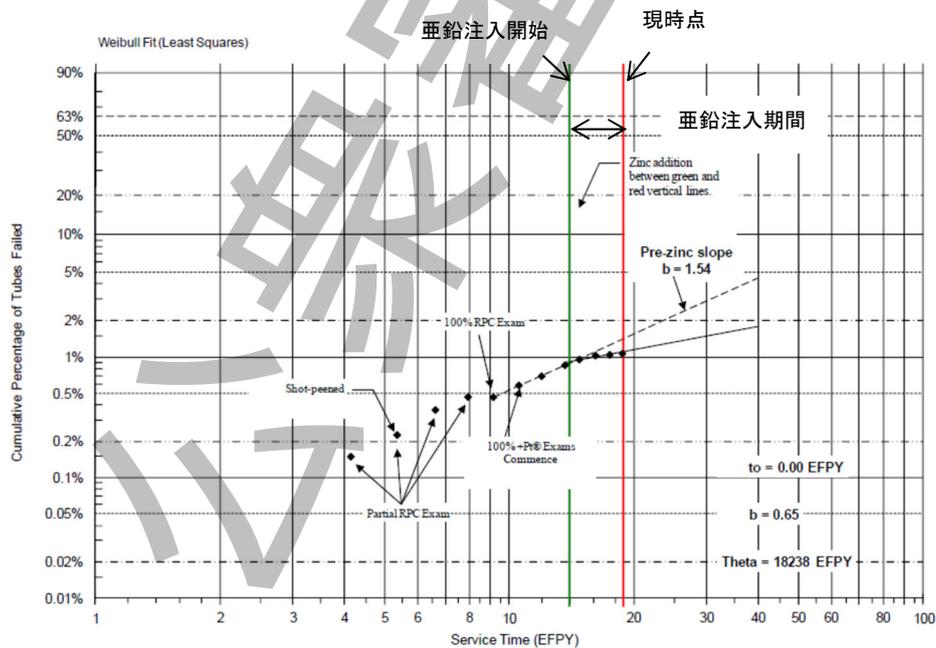
溶存水素濃度は 600 合金の SCC に影響を及ぼすことが分かっており，発生及び進展では異なる挙動が報告されている。**解説図 7**に溶存水素濃度及びき裂進展速度の関係を示す。600 合金の SCC 進展速度は特定の溶存水素濃度で増加すると考えられ，これらの知見を受けて 40 cm<sup>3</sup>/kg を超える高溶存水素濃度を適用するプラントが海外では増加している。一方で，き裂発生については低溶存水素濃度側で感受性が低下することが報告されている[17]。被ばく低減も含めた最適な溶存水素濃度については，現在も継続した議論が行われている。



(出典：P. L. Andresen, J. Hickling, A. Ahluwalia et al., “Effect of Dissolved H<sub>2</sub> in Primary Water on the SCC Growth Rate of Ni Alloys”, *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf.*, Berlin, Sep. 15-18, 2008 (2008).)

解説図 7—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[11]

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 8 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。



(出典：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, Canada, Oct. 3-7, 2010, 6.01 (2010).)

解説図 8—亜鉛注入による蒸気発生器伝熱管の損傷率変化[12]

## 8 燃料被覆管健全性に対する水化学の役割

### 8.1 燃料被覆管健全性及び水質の関係

燃料被覆管健全性及び水質の関係として、リチウムイオン及び水素の影響を示す。

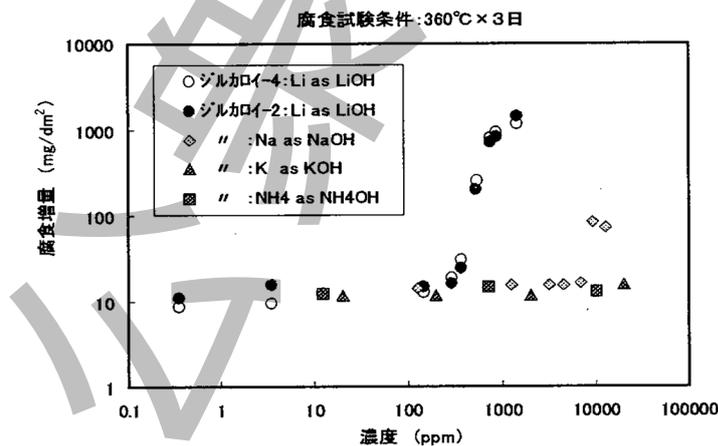
#### 8.1.1 リチウムイオンの影響

リチウムイオンは燃料被覆管腐食に影響し、**解説図 9** 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[18]。一方、ほう素が存在すると、**解説図 10** 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、また運転期間によって変化するため判断が定まっていない[20]。

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イオン濃度を高めた運転が行われている。米国ミルストーン 3 号機で実施された高リチウム運転は、pH (at 300 °C) が 7.4 に到達するまで原子炉一次冷却材中のリチウムイオン濃度を 3.5 mg/L に一定制御する管理である。ミルストーン 3 号機およびノースアンナ 1 号機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 11** に示す。酸化皮膜厚さは腐食量の指標となるが、Coordinated Lithium 管理で運転されたミルストーン 3 号機およびノースアンナ 1 号機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。

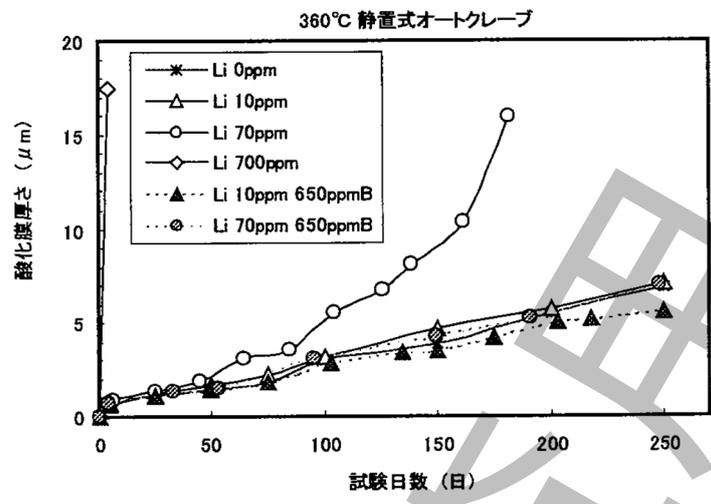
なお、米国 PWR プラントのデータベースからは、リチウムを上昇させていない場合の酸化皮膜厚さは、燃焼度 40 GWd/t 程度で約 2 mils (約 50 μm) であり、リチウムイオン濃度を上昇させた場合、腐食量を増加させるとのデータではあるが、データのばらつきから明確な結論は得られていない[21], [22]。また、**図 E.2** に示したリチウムイオン濃度管理では約 2 mg/L 以上まで上昇させている期間が短いため、特に腐食による問題は発生していない[20]。

以上から、3.5 mg/L にリチウムイオン濃度を上昇させた場合でも燃料被覆管の健全性に問題がないと考えられている。



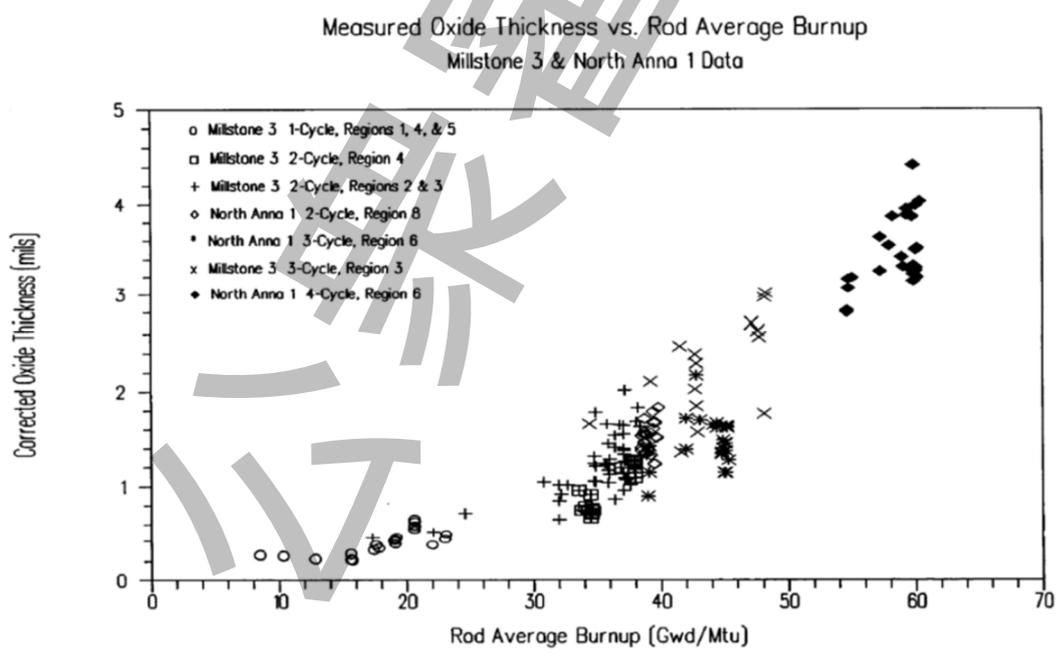
単位 : mg/L (ppm)

解説図 9—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



(出典 : Reproduced, with permission from 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). copyright ASTM International, 100 Barr Harbor Drive, West Conshohocken, PA 19428.)

解説図 10—LiOH 水中でのジルカロイ腐食挙動へのほう酸添加の影響[19]



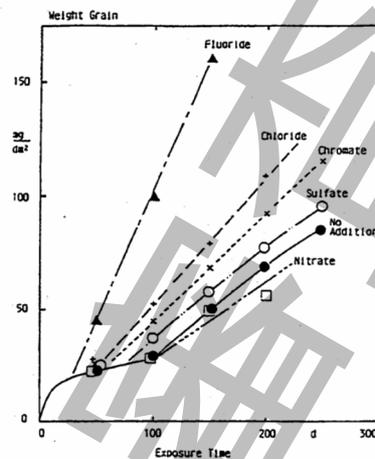
(出典 : PWR Primary System Chemistry: Experience With Elevated pH at Millstone Point Unit 3: Progress Report Number 2, EPRI, TR-100960, (1992). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 11—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[21]

### 8.1.2 水素添加の影響

ジルカロイ-4の腐食増量と水素添加の関係において、水素添加条件と無添加条件での腐食量の時間変化では、腐食量変曲点までの腐食速度は溶存水素濃度  $55 \text{ cm}^3/\text{kg}$  と水素添加なしで同等であり[23]、この範囲では溶存水素濃度の違いでは腐食速度に差はない。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。

また、ジルカロイ-4の腐食速度及び不純物濃度の関係を**解説図 12**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M5™燃料被覆管に対して行われており、 $100 \text{ mg}/\text{kg}$ 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[25]。したがって、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。



(出典：International Atomic Energy Agency, GARZAROLLI, F. et al, “Influence of various additions to water on zircaloy 4 corrosion in autoclave tests at  $350^\circ\text{C}$ ” Fundamental Aspects of Corrosion on Zirconium Base Alloys in Water Reactor Environments, *Proc. of a Technical Committee Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency and Held in Portland, Oregon, USA, 11-15 September 1989*, IAEA, Vienna, 65-73 (1990).)

**解説図 12—ジルコニウム合金の腐食速度に及ぼすアニオン不純物の影響[24]**

### 8.2 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。損傷形態によって核分裂生成物の比率が異なることが知られているため、 $^{131}\text{I}$ 濃度、よう素比 ( $^{131}\text{I}$ 濃度/ $^{133}\text{I}$ 濃度) 及び  $^{131}\text{I}$ 追加放出量などの監視が行われている。被覆管健全時及び漏えい燃料存在時の挙動の比較を**解説表 1**に示す。

なお、漏えい燃料存在時の対応については、**JEAC 4213** (運転中における漏えい燃料発生の監視及び漏えい燃料発生時の対応規程) に詳細に規定されている。

解説表 1—原子炉一次冷却材中のよう素濃度の特徴[7]

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。スパイク又はステップ状の変化が起こりやすい。
(2) 出力変化及び濃度変化の対応	一定の時間遅れはあるが、出力変化に追随する。	出力変化に追随しない。又は、出力変化時に濃度上昇が起こりやすい。
(3) $^{131}\text{I}$ 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が多い。
(4) $^{131}\text{I}$ 追加放出量	運転中の $^{131}\text{I}$ 濃度に比例する。(停止工程の影響を受ける。) 運転中 $^{131}\text{I}$ 濃度が 1 Bq/ml のときは $3.7 \times 10^8$ Bq 以下となる。	$3.7 \times 10^{10}$ Bq 以上の場合が多い。
(5) よう素比 ( $^{131}\text{I}/^{133}\text{I}$ ) <sup>a)</sup>	概略 0.6 程度。	0.8 以上の場合が多い。
<b>注</b> a) $^{131}\text{I}$ を測定すると同時に $^{133}\text{I}$ も測定され、よう素比を求めることができる。		

(出典：“改訂 原子炉水化学ハンドブック”，日本原子力学会水化学部会編，コロナ社，151, ISBN 9778-4-339-06662-3 (2022))

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

アキシシャルオフセット (AO) は、式(1)で定義される。

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

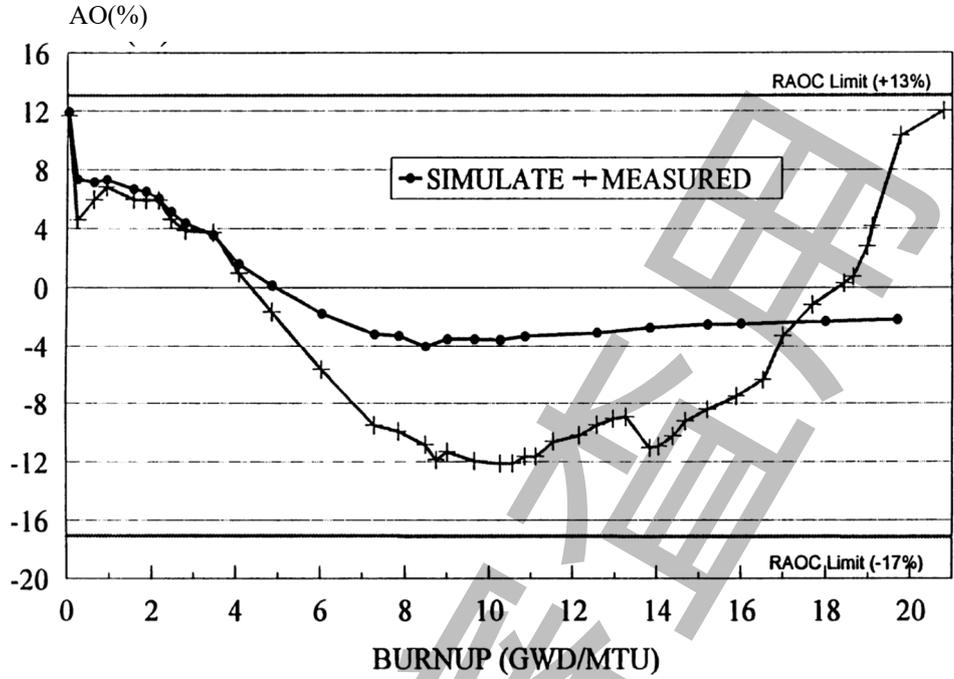
ここで、 $P_t$  : 炉心上半分の出力の積分値

$P_b$  : 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って、炉心内の出力分布に影響が生じる。クラッド付着、ほう素析出とともに、そのメカニズムに沸騰が強く関連するため、原子炉一次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 という。AOA の例を解説図 13 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 14 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 15 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 16 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。

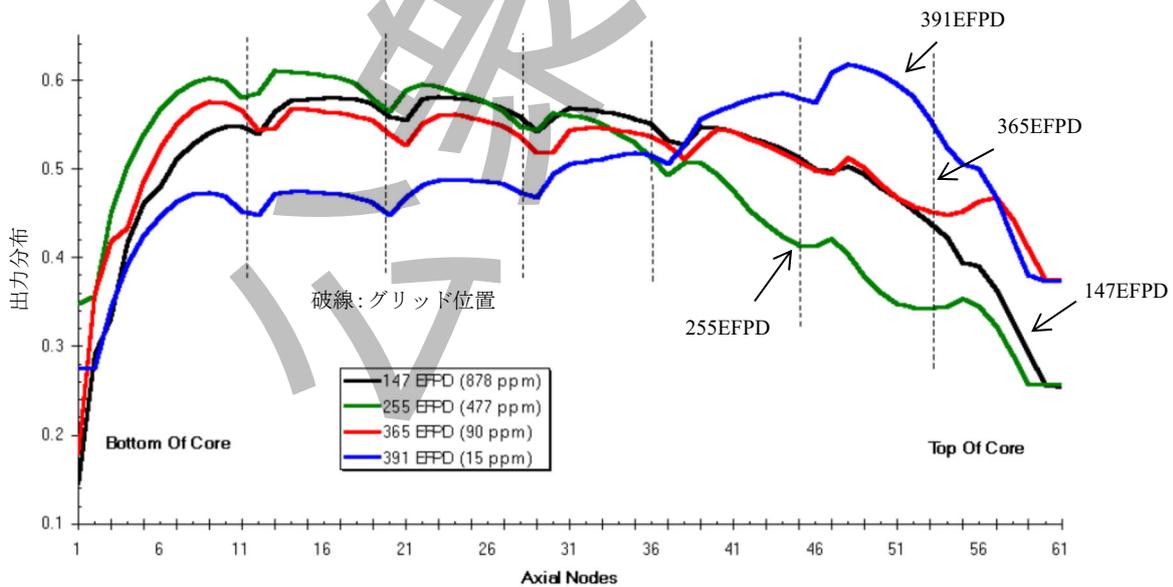
対策としては、pH (at 300 °C) を 7.1 から 7.2 に一定に保つ運転又は、超音波による燃料除染装置の導入がなされている。

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。



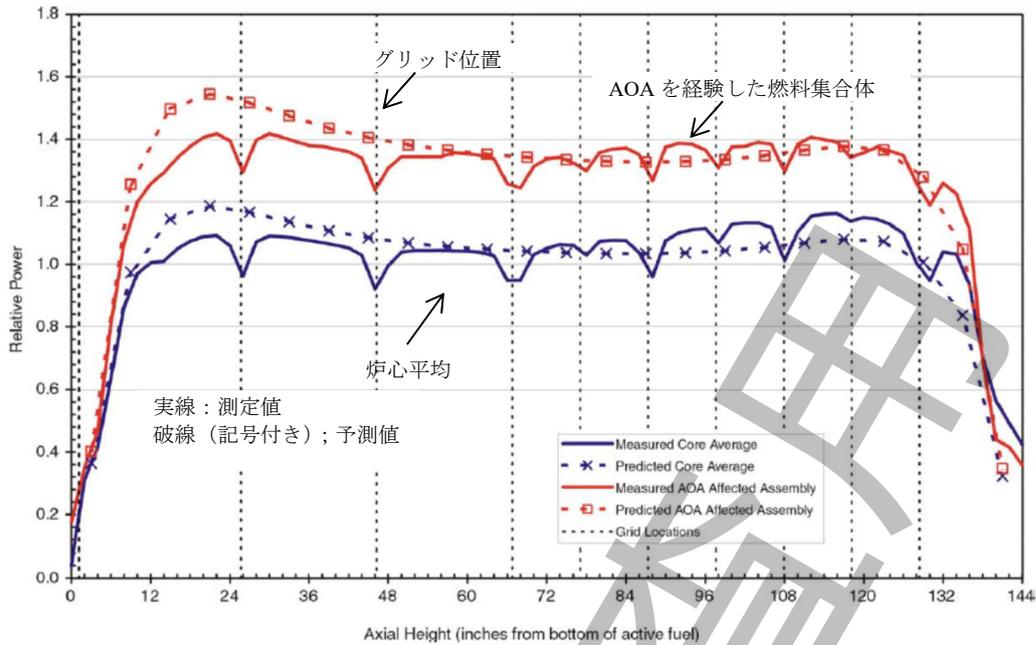
(出典 : PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines TR-110070, EPRI, p.1-1, p.2-6, p.3-14, p.1-2, (1999). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 13-AOA 事象とサイクル燃焼度との関係例[26]



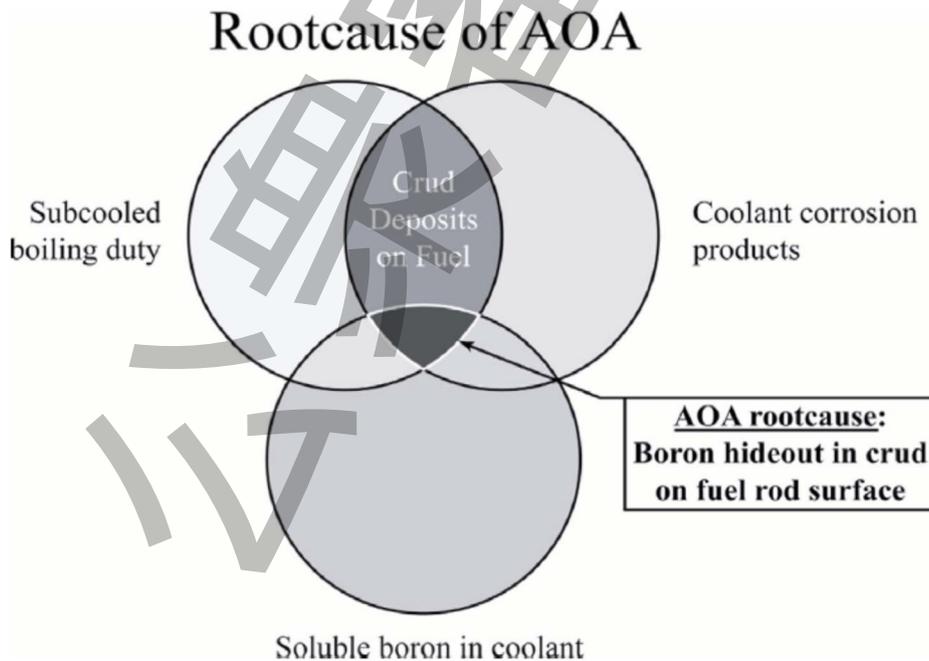
(出典 : PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines TR-110070, EPRI, p.1-1, p.2-6, p.3-14, p.1-2, (1999). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 14—AOA 発生時の燃料軸方向出力分布[26]



(出典：PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines TR-110070, EPRI, p.1-1, p.2-6, p.3-14, p.1-2, (1999). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 15—AO 回復時の燃料軸方向出力分布[26]



(出典：PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines TR-110070, EPRI, p.1-1, p.2-6, p.3-14, p.1-2, (1999). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 16—AOA の発生要因[26]

## 9 被ばく低減に対する水化学の役割

### 9.1 線源発生メカニズム

原子炉一次冷却材接液部のうち、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って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。

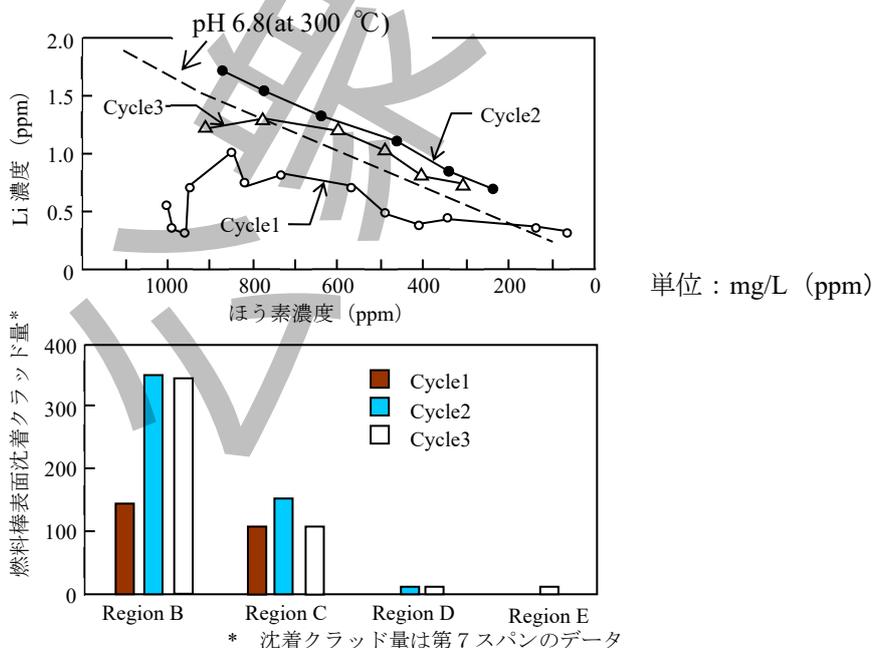
この発生した腐食生成物（外層酸化物）の一部が粒子状及びイオン状となり、原子炉一次冷却材に放出される。その後炉心内表面に粒子状は付着、イオン状は析出する。これが炉心内で放射化され放射性腐食生成物になり、原子炉一次冷却材に粒子状は剥離、イオン状は溶解して放出される。この放出された放射性腐食生成物が、炉心外機器及び配管に粒子状は付着、イオン状は析出することによって、炉心外に移行する。炉心外に移行した放射性腐食生成物が、内層酸化物に取り込まれることによって、被ばく線源となる。

被ばくに寄与する放射性腐食生成物は  $^{58}\text{Co}$ （半減期約 71 日）、 $^{60}\text{Co}$ （半減期 5.3 年）であり、 $^{58}\text{Co}$ （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、 $^{60}\text{Co}$ （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。

### 9.2 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、例としてこれに対する原子炉一次冷却材の pH がある。

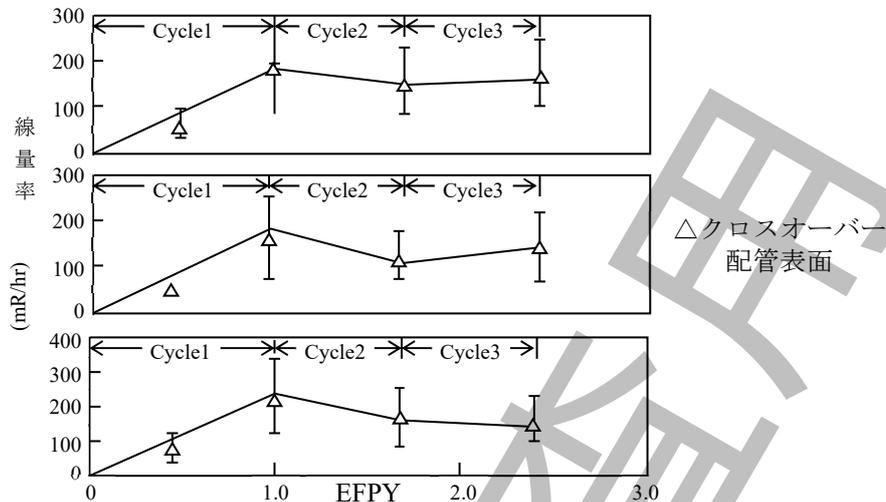
pH 管理の線量率に対する影響として EPRI が最初に示したトロージャン発電所のリチウム濃度管理実績と燃料表面付着クラッド量を **解説図 17** に示す。第 2 サイクル以降、pH 6.8 (at 300 °C) より高い側でリチウムイオン濃度を管理することによって、第 2 サイクル及び 第 3 サイクルだけ装荷された、Region D と E の燃料付着クラッド量が大幅に減少している。



(出典：C. A. Bergmann, D. E. Durkosh, W. T. Lindsay et al., “The Role of Coolant Chemistry in PWR Radiation-Field Buildup”, EPRI NP-4247, (1985). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

### 解説図 17—原子炉一次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） [27]

クロスオーバー配管の線量率を解説図 18 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。



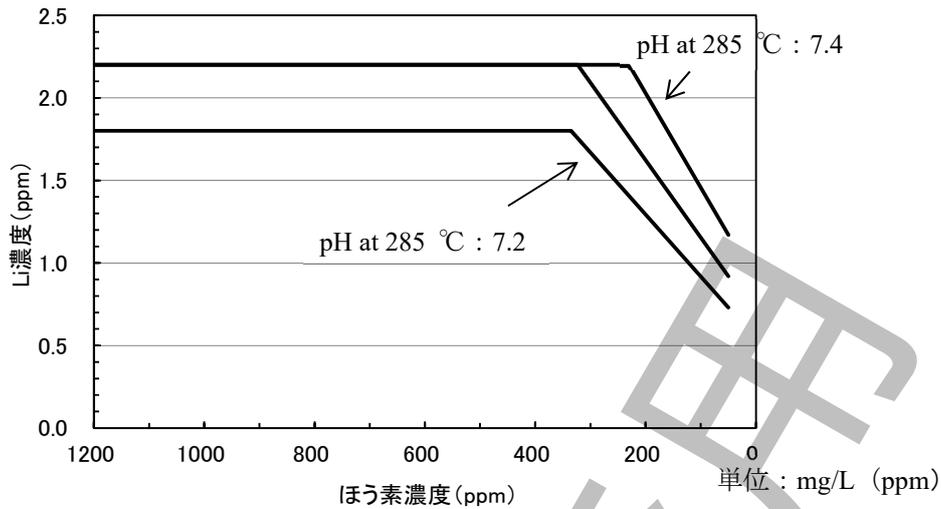
（出典：C. A. Bergmann, D. E. Durkosh, W. T. Lindsay et al., “The Role of Coolant Chemistry in PWR Radiation-Field Buildup”, EPRI NP-4247, (1985). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 18—定期検査時線量率（トロージャン発電所） [27]

### 9.3 被ばく低減を支える水化学技術

**a) 改良 pH 運転** 線量率低減には、放射性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。これ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 °C) 7.2~7.4 にあるとされている[28]。

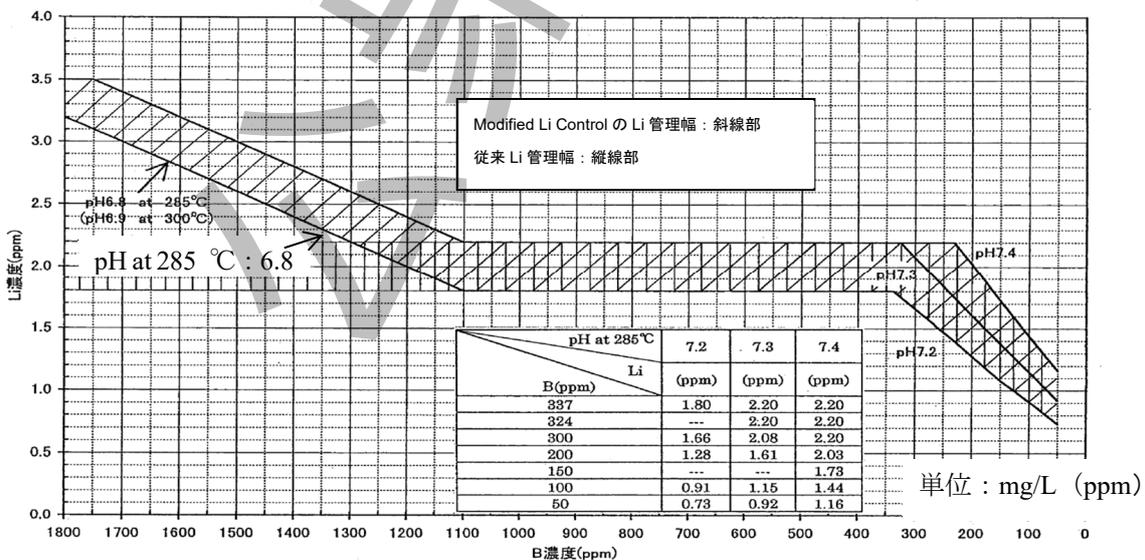
国内においても溶解度データが調査され、1990 年代前半から解説図 19 に示すようなほう素-リチウム管理によってリチウムイオン濃度 1.8~2.2 mg/L (ppm) の範囲及び pH (at 285 °C : 炉心入口温度) 7.3±0.1 に調整する管理が適用されることになった。これは、実機の非化学量論的な組成を模擬した合成ニッケルフェライト (Ni<sub>0.8</sub>Co<sub>0.05</sub>Fe<sub>2.15</sub>O<sub>4</sub>) からのニッケル及びコバルトの溶解度の pH 依存性測定結果を基に、イオン状のニッケル及びコバルトの溶解及び析出による <sup>58</sup>Co 及び <sup>60</sup>Co の炉心外への移動量が最小となる pH (at 285 °C) 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イオン濃度上限 2.2 mg/L (ppm) から設定されたものである。



(出典：“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))

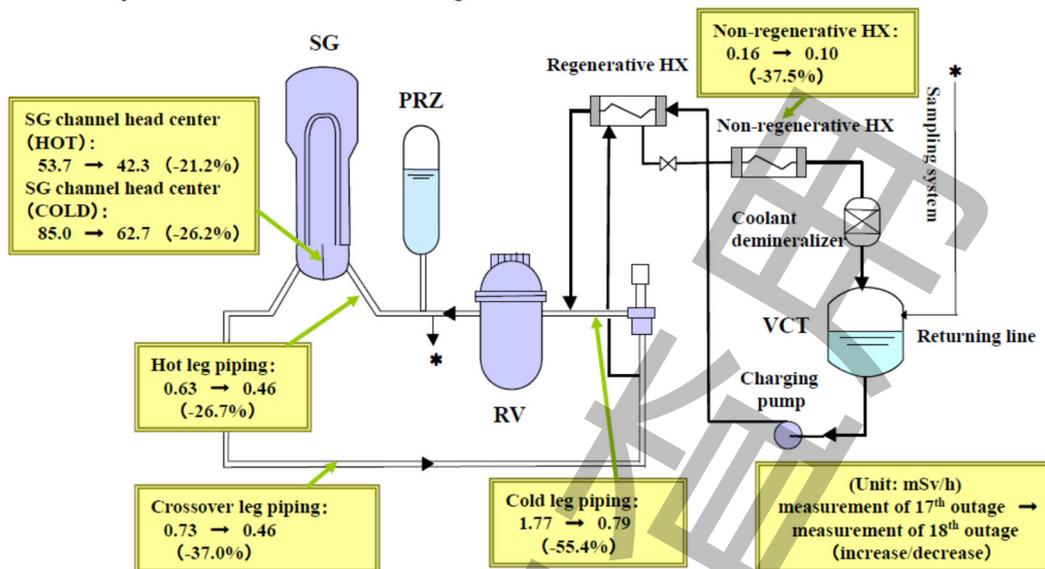
解説図 19—原子炉一次冷却材 pH（ほう素，リチウム）制御方法（Coordinated） [29]

しかし、燃料の高燃焼度化に対応して原子炉一次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” [30]で得られた結果を基に、解説図 20 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 6 に示した材料試験結果で PWSCC 感受性に対するリチウムイオン濃度の依存性が認められない領域（ほう素濃度 1 100 mg/L を超える領域）においてリチウムイオン濃度の上限を 3.5 mg/L（海外の管理状況を考慮）としている。ほう素濃度 1 100 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 °C）は 6.8 以上で管理される。



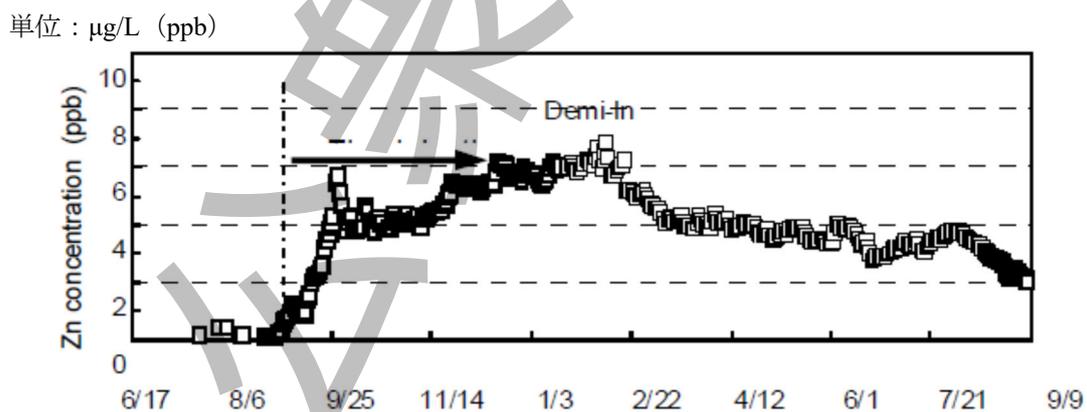
解説図 20—原子炉一次冷却材 pH（ほう素，リチウム）制御方法（Modified）

b) **低濃度亜鉛注入** 亜鉛注入によって、一次系材料の腐食抑制効果及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 21** に示すように、5 µg/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 22** に示す。



(出典：M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto et al., “Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4”, *Proc. of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in ASIA*, Nagoya, Japan, Oct. 28-30, 2009, 309-311 (2009))

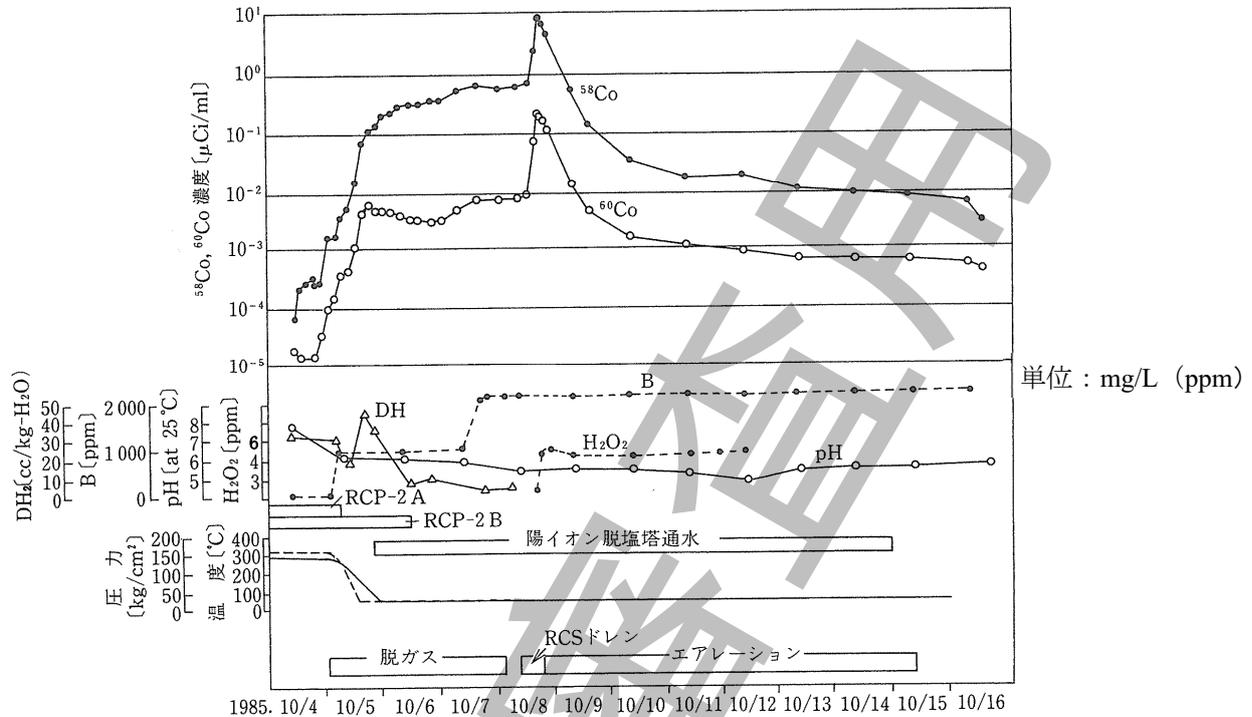
解説図 21—亜鉛注入による線量率低減効果[31]



(出典：M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto et al., “Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4”, *Proc. of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in ASIA*, Nagoya, Japan, Oct. 28-30, 2009, 309-311 (2009).)

解説図 22—亜鉛注入実績 [31]

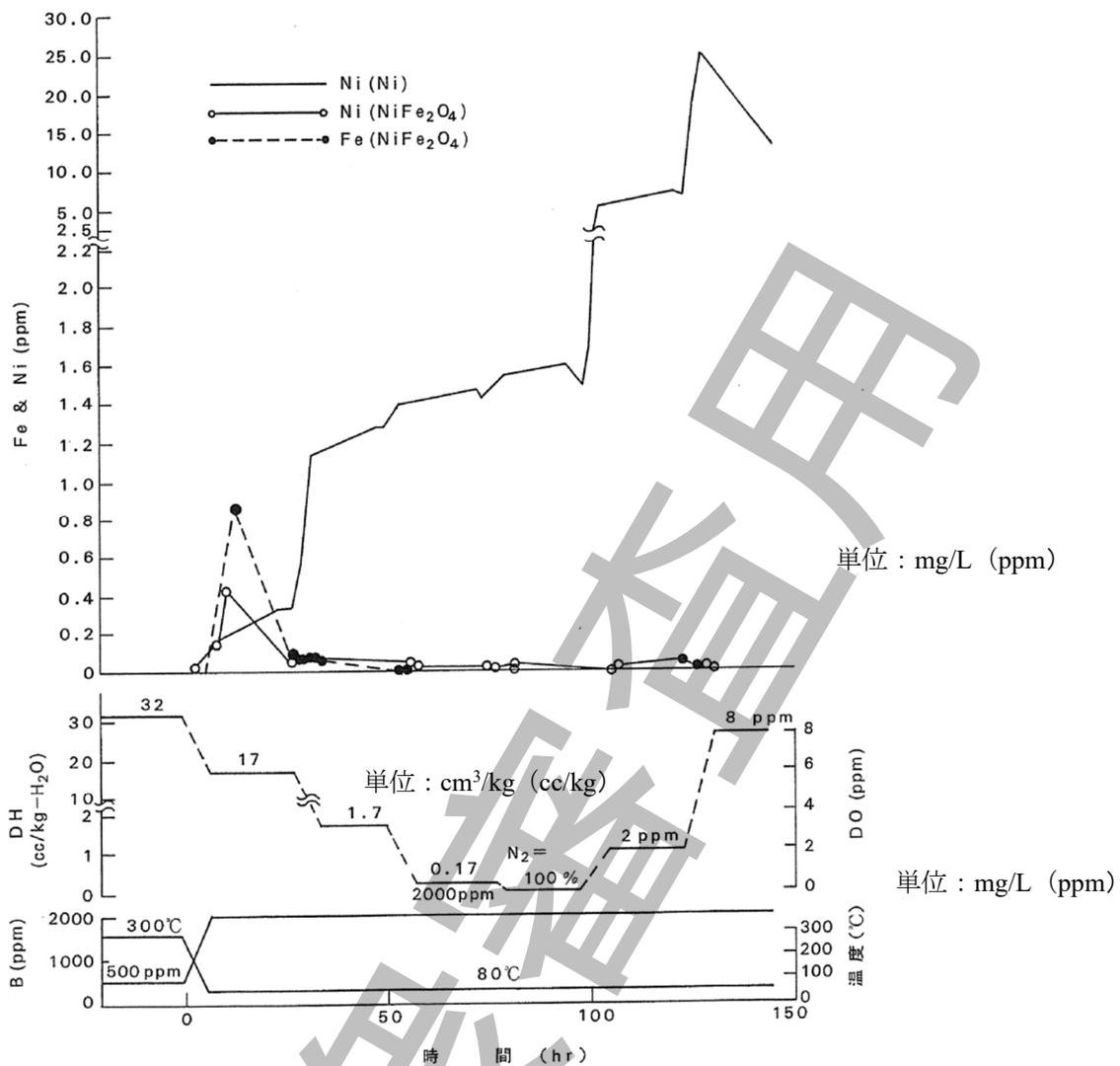
c) **低 pH 管理（起動時及び停止時）** 起動時においては、低 pH 管理による腐食生成物の溶解促進又は浄化流量増加による放射性腐食生成物の除去が望ましい。停止時においても、ほう酸添加及びリチウム除去によって pH が低下し腐食生成物濃度が上昇するため、腐食生成物の除去促進が望ましい。停止時の腐食生成物実績例について**解説図 23**に示す。



（出典：K. Hoshikawa, “Primary Water Chemistry Control for Experience in Japanese PWR-Water Chemistry for Control of Radioactive Corrosion Products” *Proc. of JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Tokyo, Apr. 19-22 (1988).)

**解説図 23—停止時の腐食生成物挙動の実績例[32]**

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 24**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）だけ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。



(出典 : 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, Japan, Apr. 22-25, 1991, 168-173 (1991).)

解説図 24—金属ニッケルなどの溶解特性[33]

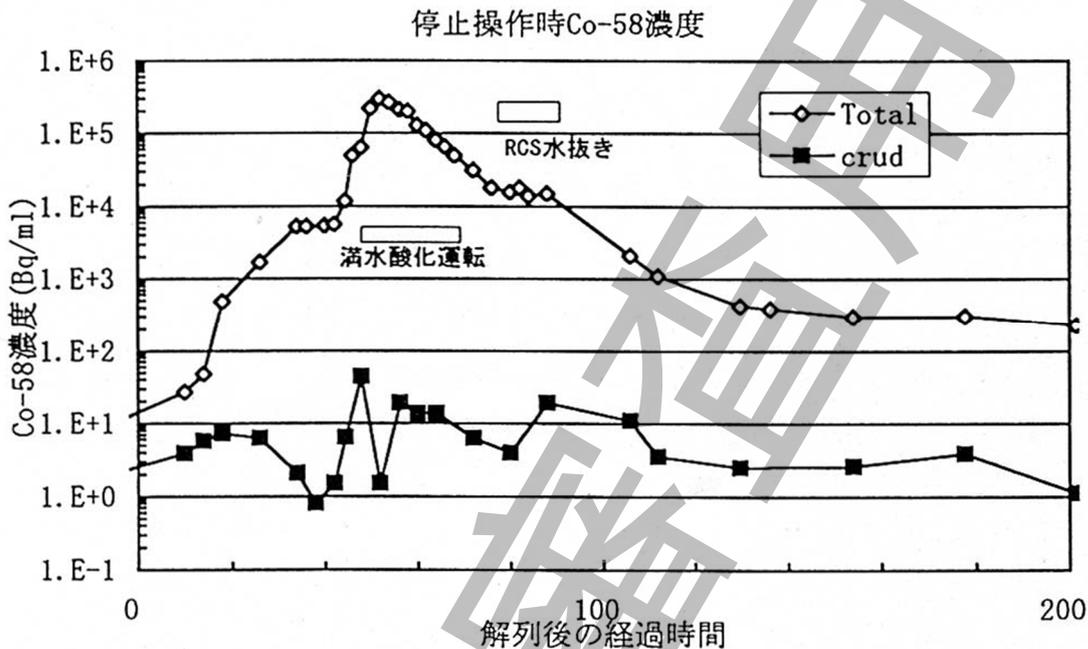
e) **酸化運転法 (満水酸化法及びエアレーション法)** 出力運転時、還元性雰囲気中で生成した放射化腐食生成物( $^{58}\text{Co}$ ,  $^{60}\text{Co}$ )は、定期検査で原子炉一次冷却材が大気開放されると水中に溶解してくる。酸化運転は、あらかじめ計画された時点で原子炉一次冷却材を酸化性雰囲気とし化学体積制御系脱塩塔によって溶解した放射性腐食生成物を除去することで、燃料取出作業などにおいて、キャビティ水中の放射性腐食生成物からのγ線による被ばくの抑制を図るものである。酸化運転には酸化性雰囲気の作り方の違いによって満水酸化法及びエアレーション法がある。

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、 $^{58}\text{Co}$ 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って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 25** 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  $^{58}\text{Co}$  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って  $^{58}\text{Co}$  濃度は低下していく。



(出典：“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).)

**解説図 25—満水酸化法の実実施例[20]**

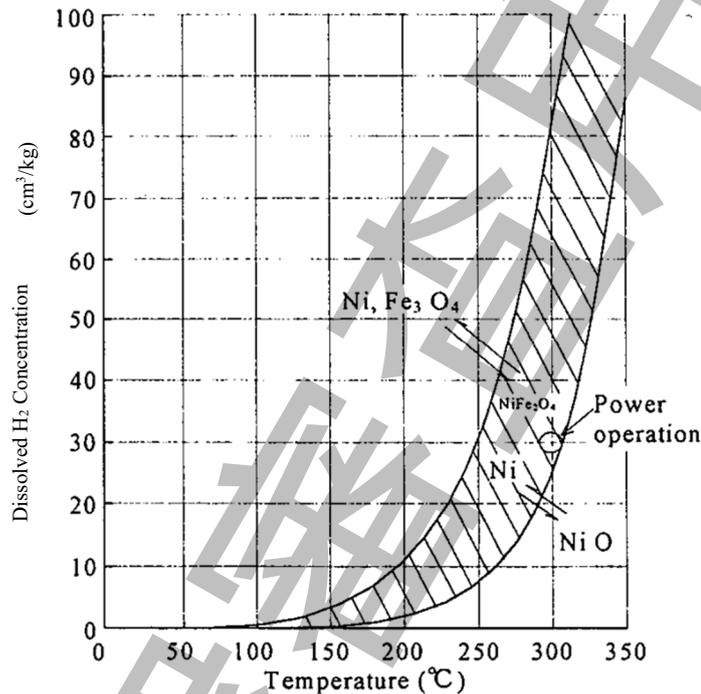
**f) 停止時クラッドバースト抑制 (pH 管理, 溶存水素)** 発電機解列から冷却までの期間には原子炉一次冷却材の流動及び温度変化（一次系構成材料の伸縮）によって、粒子状の放射性腐食生成物が剥離しやすくなる。これに pH 及び溶存水素の大幅な低下が重畳すると、燃料に付着している腐食生成物の溶解度及び形態の変化が生じてその剥離を加速する結果、炉心外の配管及び機器の線源上昇を招くおそれがある。これをクラッドバーストといい、これを抑制するため、高温停止状態での pH 変動の緩和を目的とする二段階でのほう酸添加（ボレーション）と、腐食生成物の形態変化抑制を目的とする溶存水素濃度管理が行われている。

**1) 二段階ボレーション** 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、高温停止状態でのボ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ボ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ボレーションを行い、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 26** に示すように温度及び溶存水素濃度によって化学形態が変化するといわれている。したがって、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 °C）で溶存水素濃度を 18 cm<sup>3</sup>/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バ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[35],[36]、熱力学データによって異なる。Cowan の文献によるとしきい値は（285°Cで 18cm<sup>3</sup>/kg）[35]、最新のデータである Attanasio によるとしきい値は（285°Cで 5 cm<sup>3</sup>/kg）[36]となる。Attanasio の値が最も低い、安全側を見て現状は Cowan の値を採用している。



(出典：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, ISBN 0-7277-2958-6 (1996).)

解説図 26—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[34]

## 10 廃棄物低減を考慮した水化学管理

構造材の健全性維持、被ばく低減を目的とした水化学管理改善及び廃棄物低減とは、次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はある。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[3]。

## 11 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維持の観点から、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]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、電気伝導率及びpHを管理項目に規定し、1回/日以上での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、電気伝導率及び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。

溶存水素及び溶存酸素についても、この指針及び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構造材料の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又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、還元性雰囲気は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。

## 12 水化学管理の最適化

よりよい水化学管理とは、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、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。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、過剰なリチウム添加は燃料被覆管及び構造材料の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、浄化流量及び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、環境影響又は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及び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。この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ともに、可能な限り推奨値についても制定した。

## 13 改良水化学技術開発

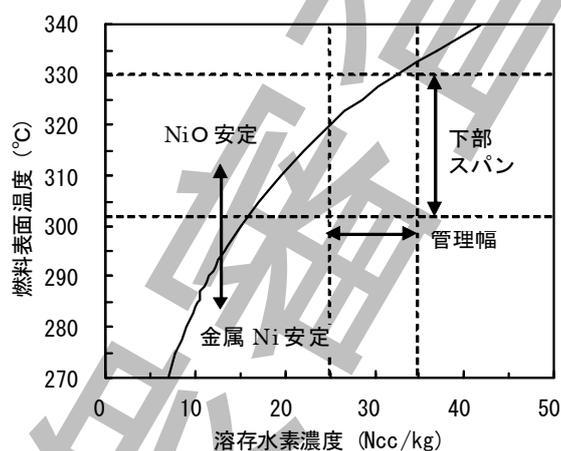
### 13.1 一般事項

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、国内外の PWR では検討中、又は海外では既に実施されている技術である。将来、国内 PWR にも採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次に示す。

### 13.2 低溶存水素濃度管理

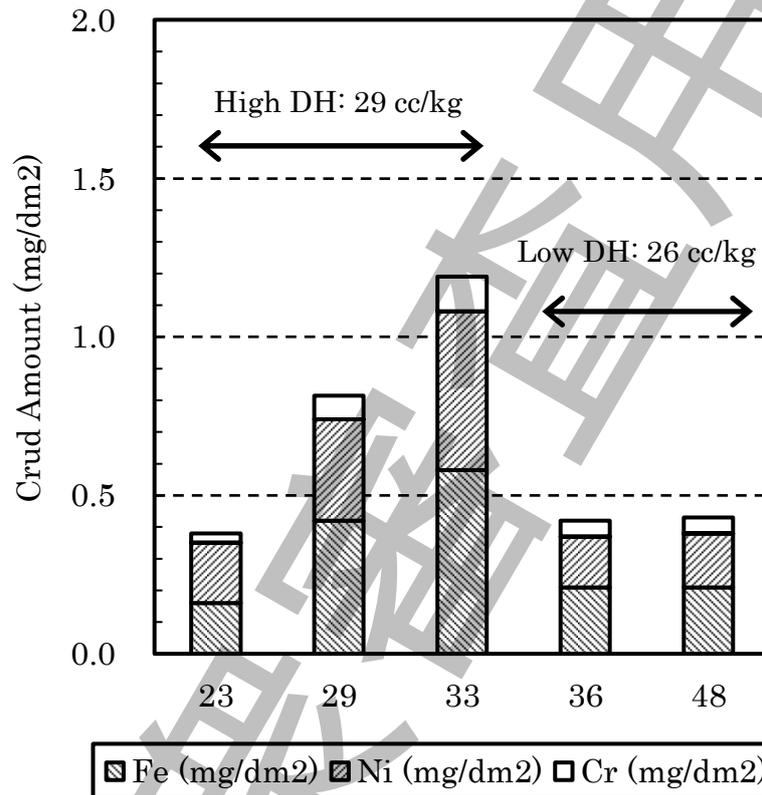
PWR 一次系に存在する金属ニッケルは、**解説図 27** に示すように溶存水素濃度及び温度によってその化学形態が変化する。また、**解説図 28** に示すように、燃料棒付着クラッドは、溶存水素濃度を低く管理した方が、付着クラッド量が少なくなる傾向にある。

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、 $^{58}\text{Co}$  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 27** 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。



(出典：“改訂 原子炉水化学ハンドブック”，日本原子力学会水化学部会編，コロナ社，160，ISBN 9778-4-339-06662-3 (2022))

**解説図 27—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[7]**



(出典: 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, Japan, Oct. 13-16, 1998, 595-598 (1998).)

解説図 28—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)

### 13.3 pH 一定運転（高リチウム，濃縮 $^{10}\text{B}$ ）

PWR における pH 一定運転は，米国のコマンチェピーク 2 号機で実施され，第 7 サイクルで pH 一定 7.3<sub>t</sub>（初期リチウムイオン濃度 5 mg/L），第 8 サイクルで pH 一定 7.4<sub>t</sub>（初期リチウムイオン濃度 6 mg/L）で管理された。第 8 サイクルのリチウムイオン濃度及び pH<sub>t</sub> の推移を解説図 29 に示す。

なお，pH<sub>t</sub> 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。

J. Stevens, D. Farnsworth, J. Bosma et al., “Elevated RCS pH Program at Comanche Peak”, *Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* (2006). 転載予定

解説図 29—コマンチェピーク 2 号機第 8 サイクルにおけるリチウムイオン濃度及び pH<sub>t</sub> の推移[38]

第 8 サイクルまでの線量率推移を解説図 30 に示すが，第 8 回定期検査で線量率の低下が認められた。

J. Stevens, D. Farnsworth, J. Bosma et al., “Elevated RCS pH Program at Comanche Peak”, *Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* (2006). 転載予定

解説図 30—コマンチェピーク 2 号機の線量率推移[38]

また、コマンチェピーク 2 号機の事例に加え、ロシア型加圧水型原子炉（VVER）において、複数の運転サイクルにおいて初期リチウムイオン濃度を 6 mg/L まで上昇させた結果、燃料表面の酸化皮膜に対する影響は軽微であったことが報告されている。[39]

一方、運転中の原子炉一次冷却材 pH を上昇させる方法として、濃縮 <sup>10</sup>B を使用しほう素濃度を下げる方法がある。

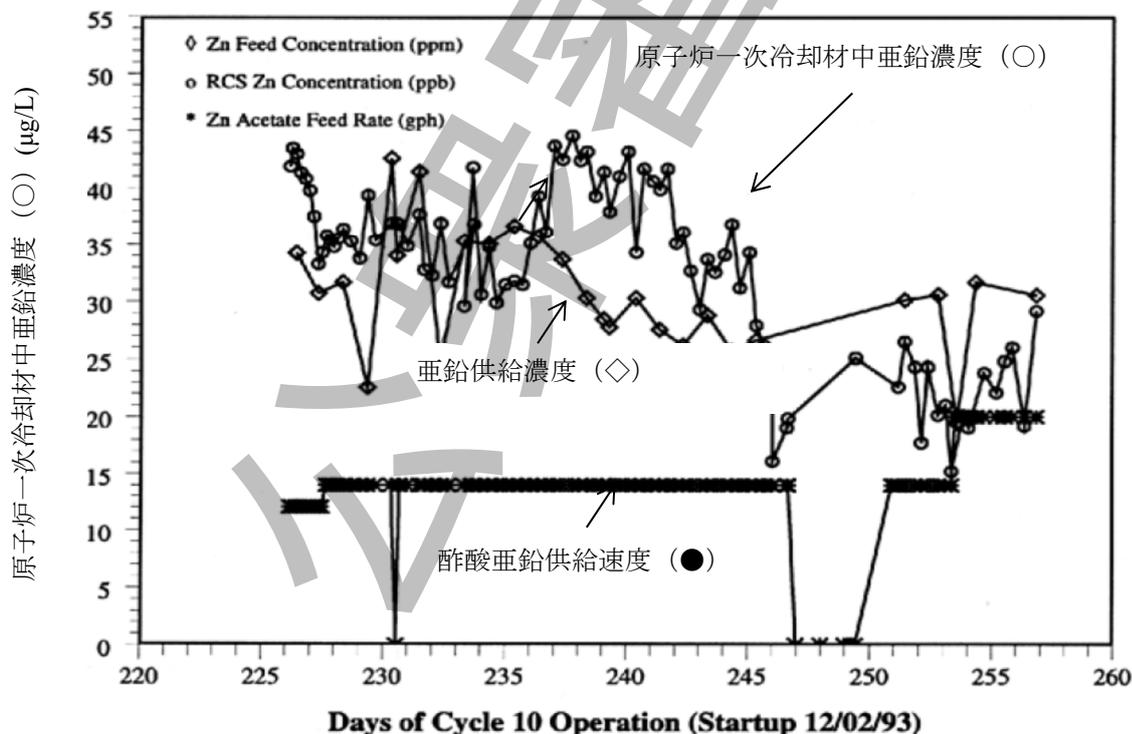
濃縮 <sup>10</sup>B の実機適用は、ドイツのプラントで実施例がある。7 プラントで濃縮 <sup>10</sup>B が採用されており、<sup>10</sup>B の割合は 30 %程度である[40]。また、欧州加圧水型炉（EPR）においても濃縮度 37 %の条件で濃縮 <sup>10</sup>B を用いる計画がある[41]。

### 13.4 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及び 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、<sup>65</sup>Zn 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及び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、線量率低減効果だけ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[43]。



(出典 : R. E. Gold, J. W. Kormuth, C. A. Bergmann et al., “Evaluation of Zinc Addition to the Primary Coolant of PWRs”, EPRI TR-106358-V1, (1996). Used with permission from Electric Power Research Institute, (EPRI), Inc.)

解説図 31—ファーレイ 2 号機での亜鉛注入実績[42]

## 14 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）を用いるが、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 µg/L、放射能濃度として Bq/cm<sup>3</sup>、溶存水素濃度として cm<sup>3</sup>/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（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 濃度）濃度単位が Bq/cm<sup>3</sup> 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 °C, 101.325 kPa)で示しているが、単位表示は AESJ-SC-S003:2023 の 3（用語の定義）に示すとおり cm<sup>3</sup>/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 µS/m と異なるが、JIS でも JIS K0101（工業用水試験法）では mS/m が使用され、一方 JIS K0552（超純水の電気伝導率試験法）では µS/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。

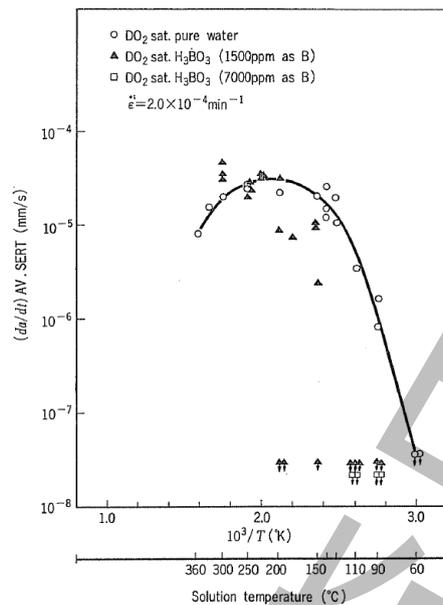
## 15 その他

### 15.1 原子炉一次冷却材温度の境界温度 82 °Cについて

原子炉一次冷却材温度 82 °C 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、構成材料及び燃料被覆管の健全性を考慮して原子炉起動操作時では、82 °C を境界温度として“原子炉一次冷却材温度 82 °C 未満”及び“原子炉一次冷却材温度 82 °C 以上原子炉未臨界”で区別して水質管理を実施している。その根拠は次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 °C を境に水質管理を区別している。

- a) 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 °C (250 °F) であった。
- b) 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 °C (180 °F) に変更された。(1977 年)
- c) 1985 年に再び米国内仕様が 121 °C 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 °C を適用するとなっている。
- d) 国内で検討した結果、次の理由で溶存酸素除去操作温度はそのまま 82 °C を設定し、82 °C 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も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 °C 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及び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もつ燃料は、それからの放射線の効果で溶存酸素及び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。したがって、溶存酸素除去操作は温度の影響がほとんど無く、原子炉一次冷却材温度が低い方の 82 °C 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 °C を設定した。



(出典：水原道人，鬼村吉郎，有岡孝司，他，” 高温水中のステンレス鋼の応力腐食割れ感受性に及ぼす鋭敏化度及びほう酸の影響”，三菱重工技報，19，756-764 (1982))

解説図 32—SCC 感受性に及ぼす環境因子の影響[44]  
[304SS(0.073%C) 1050°C×30min AC→600°C×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)

## 15.2 サンプリング時の 3 倍量パージの根拠について

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次に示す。

試料は分析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，試料採取前に次に示すとおり，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。

この配管容量の 3 倍以上の洗浄の考え方として，物質移動の一部が拡散影響を受けると仮定したモデル及び物質移動が移流によって完全に支配されるモデルに基づき，検討した。いずれのモデルによっても，サンプリング時に 3 倍量パージを設定することは妥当と考えられる。

**a) 物質移動の一部が拡散影響を受ける場合** 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って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近傍の流れが遅い部分の残留具合を計算する。

試料採取配管の管壁近傍の濃度は流入する水の流量と濃度から，式(2)で表される。

$$C = C_1 \left(1 - e^{-\frac{F}{V}t}\right) + C_0 e^{-\frac{F}{V}t} \quad (2)$$

ここで， $V$ ：サンプリング配管壁面近傍容量 (L)

$C$ ：サンプリング配管壁面近傍濃度 (mg/L)

$F$ ：配管壁面近傍パージ流量 (L/sec)

$C_1$ ：パージ水濃度 (mg/L)

$C_0$ ：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，同配管内流れのレイノルズ数<sup>1)</sup>から，式(3)のよ

うになる。

注<sup>1)</sup> サンプルング配管流れのレイノルズ数は 10 000 以上であり、式(3)の流速分布の適用範囲である。

$$\frac{U}{U_{max}} = \left(1 - \frac{r}{r_w}\right)^{\frac{1}{7}} \quad (3)$$

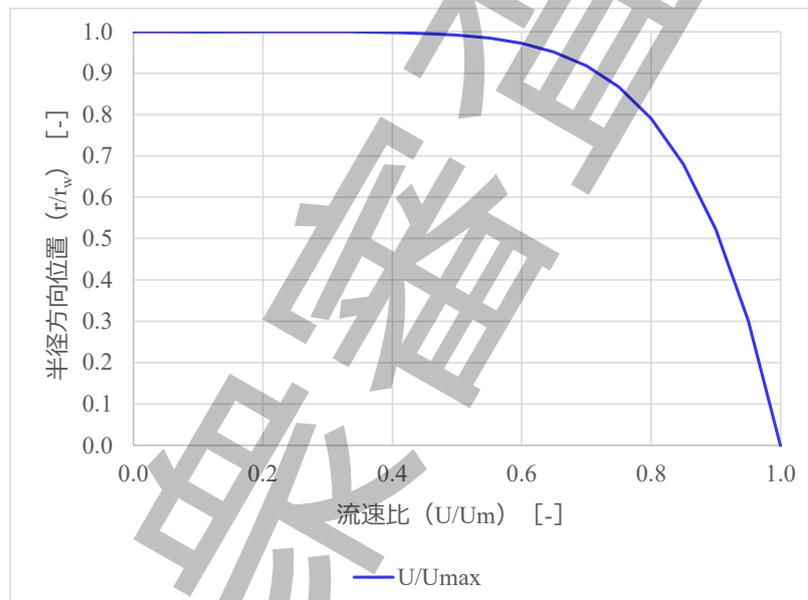
ここで、 $r$  : サンプルング配管中位置 (m)

$r_w$  : サンプルング配管半径 (m)

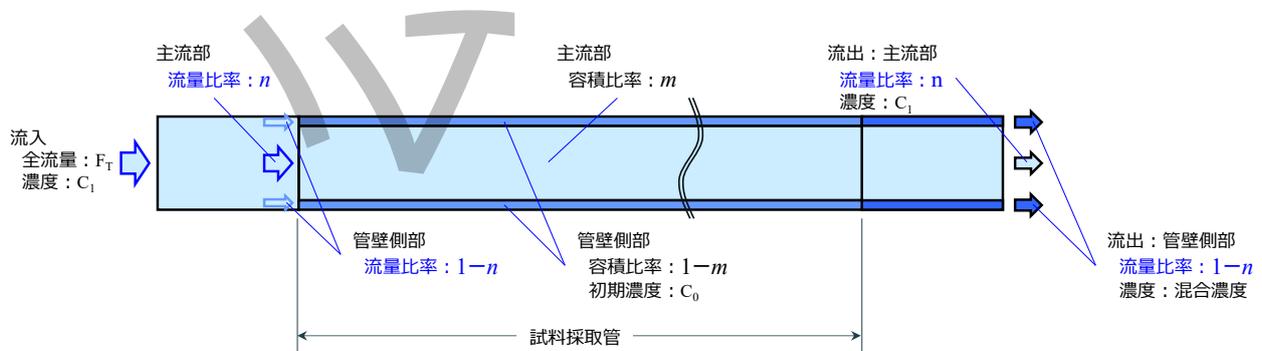
$U$  : パージ流速 (m/sec)

$U_{max}$  : パージ最大流速 (m/sec)

式(3)から、サンプルング配管の半径方向位置( $r/r_w$ )と流速比( $U/U_{max}$ )の関係は**解説図 33** のようになり、管壁近傍だけで極端に流速比が減少する。**解説図 34** に示すパージ水の押し出しによって直接置換される主流部と、流速低下によって押し出し効果が働かず混合パージされる管壁側部に分けた体系を想定し、サンプルング配管中濃度はそれら部位の合計とすると、式(2)は式(4)のようになる。



解説図 33—サンプルング配管内の半径方向位置と流速比の関係



解説図 34—サンプルング配管内の半径方向位置と流速比の関係

$$C_T = n \times C_1 + (1 - n) \times \left\{ C_1 \left( 1 - e^{-\frac{(1-n)F_T t}{(1-m)V_T}} \right) + C_0 e^{-\frac{(1-n)F_T t}{(1-m)V_T}} \right\} \quad (4)$$

ここで、 $V_T$ ：サンプリング配管容量 (L)

$C_T$ ：サンプリング配管中濃度 (mg/L)

$F_T$ ：パージ流量 (L/sec)

$C_1$ ：パージ水濃度 (mg/L)

$C_0$ ：初期濃度 (mg/L)

$t$ ：時間 (sec)

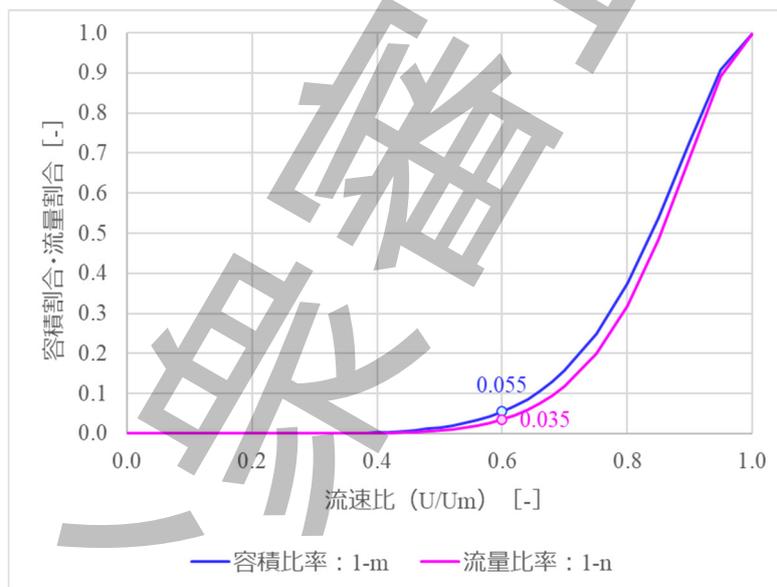
$n$ ：パージ水の押し出しによって直接置換される主流部の流量比率 (-)

$m$ ：パージ水の押し出しによって直接置換される主流部の容積比率 (-)

$1-n$ ：押し出し効果が働かずに混合パージされる管壁側部の流量比率 (-)

$1-m$ ：押し出し効果が働かずに混合パージされる管壁側部の容積比率 (-)

ここで、式(3)の流速分布から、流速比と管壁側部の流量比率( $1-n$ )及び容積比率( $1-m$ )の関係は**解説図 35**のようになり、**解説図 33**にて急激に流速低下しはじめる流速比 0.6 で主流部と管壁側部を分けて、流速比 0.6 における容積比率と流量比率を式(4)へ代入すると式(5)のようになる。



解説図 35—サンプリング配管内の半径方向位置と流速比の関係

流速比 0.6 における容積比率： $m = 0.945$ ， $1 - m = 0.055$

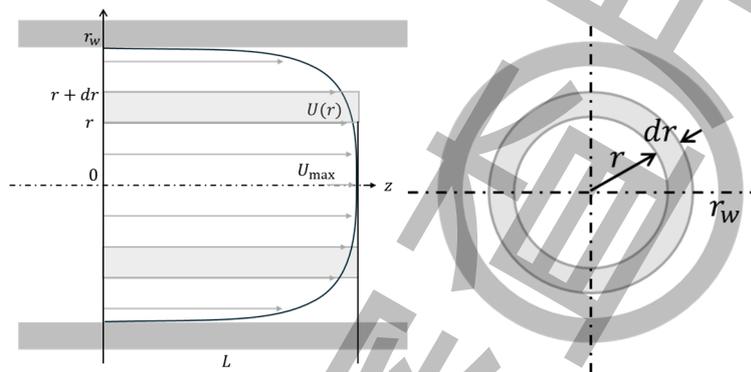
流速比 0.6 における流量比率： $n = 0.965$ ， $1 - n = 0.035$

$$C_T = 0.965 \times C_1 + 0.035 \times \left\{ C_1 \left( 1 - e^{-\frac{0.035F_T t}{0.055V_T}} \right) + C_0 e^{-\frac{0.035F_T t}{0.055V_T}} \right\} \quad (5)$$

通常の一次系運転管理で想定されるほう素濃度測定において、初期濃度( $C_0$ ) = 100 mg/L、パージ水濃度( $C_1$ ) = 2 000 mg/L における 3 倍量パージ後濃度は 1 990 mg/L、初期濃度( $C_0$ ) = 2 000 mg/L、パージ水濃度( $C_1$ )

= 1 000 mg/L における 3 倍量パージ後濃度は 1 005 mg/L となる。実際の試料採取配管内では、主流部と管壁側部の流体界面（せん断層）において徐々に渦流れが発達することによるせん断混合が生じることによって、パージ後濃度は更に主流部濃度に近付くことが考えられることから、サンプリング時には 3 倍量パージを設定している。

**b) 物質移動が移流によって完全に支配される場合** サンプリング配管径，パージ水の流速などによっては，パージ水による押し出しの影響が拡散の影響よりも著しく大きく，物質移動が移流によって完全に支配される場合も想定される。この場合について，次の通りサンプリング配管出口における平均濃度を算出し，3 倍量パージの妥当性を補強する。



解説図 36—サンプリング配管内の流速分布の仮定及び軸の位置

解説図 36 に計算で想定している体系を示す。パージによる移流の影響が拡散の影響よりも著しく大きいと仮定する。サンプリング配管内の濃度変化は，ナビエ・ストークス方程式から粘性項及び圧力項，外力項を無視して一次元の流れだけに限定した移流方程式によって式(6)で表される。

$$\frac{\partial C(z, r, t)}{\partial t} + U(r) \frac{\partial C(z, r, t)}{\partial z} = 0 \quad (6)$$

ここで， $z$ ：サンプリング配管流れ方向位置 (m)

$r$ ：サンプリング配管半径方向位置 (m)

$t$ ：パージ時間 (s)

$C(z, r, t)$ ：サンプリング配管位置  $(z, r)$  における時間  $t$  での濃度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$U(r)$ ：サンプリング配管位置  $r$  におけるパージ流速 (m/s)

式(5)を初期濃度  $C_0$  の下に解く。パージ配管出口 ( $z=L$ ) においては，

$$C(L, r, t) = \begin{cases} C_1 (L \leq U(r)t \text{ のとき}) \\ C_0 (L > U(r)t \text{ のとき}) \end{cases} \quad (7)$$

ここで， $L$ ：サンプリング配管長さ (m)

$C_1$ ：パージ水濃度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

$C_0$ ：初期濃度 ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )

原子炉一次冷却材のサンプリング配管内の速度分布は，先に示したように式(8)のようになる。

$$\frac{U}{U_{max}} = \left(1 - \frac{r}{r_w}\right)^{\frac{1}{7}}, \quad U_{max} = \frac{60}{49} U_{mean} \quad (8)$$

ここで、 $r_w$  : サンプリング配管半径 (m)  
 $U_{max}$  : パージ最大流速 (m/s)  
 $U_{mean}$  : パージ平均流速 (m/s)

$n$  倍パージとすることによって、 $\pi r^2 U_{mean} t = n \pi r_w^2 L$  であるため、式(7)は、

$$C(L, r, t) = \begin{cases} C_1 (r \leq r_c \text{ のとき}) \\ C_0 (r > r_c \text{ のとき}) \end{cases}, \quad r_c = r_w \left(1 - \left(\frac{49}{60n}\right)^7\right) \quad (9)$$

ここで、 $n$  : パージ倍率 (-), ただし、 $n \geq 1$   
 $r_c$  : パージ水による置換が及ぶ最大半径 (m)

サンプリング配管出口における平均濃度は、

$$\bar{C}(L, n) = \frac{1}{\pi r_w^2} \int_0^{r_w} C(L, r, n) 2\pi r dr \quad (10)$$

ここで、 $\bar{C}(L, n)$  : サンプリング配管出口における平均濃度 (kg/m<sup>3</sup>)

式(10)に式(9)を代入して、半径方向の積分を実行することによって、 $n$  倍パージときのサンプリング配管出口における平均濃度を次のように得る。

$$\bar{C}(L, n) = \frac{1}{\pi r_w^2} \left( \int_0^{r_c} C_1 2\pi r dr + \int_{r_c}^{r_w} C_0 2\pi r dr \right) = A(n) C_1 + (1 - A(n)) C_0, \quad (11)$$

$$A(n) = \left\{ 1 - \left(\frac{49}{60n}\right)^7 \right\}^2 \quad (12)$$

**解説表 2** に  $A(n)$  及び  $1-A(n)$  の計算結果を示す。移流の影響だけを考えた本モデルにおいて、3 倍量パージ後の採取水中濃度は、パージ水濃度の 99.98% に至る。また、パージ前に不純物が含まれる場合でもその濃度は初期に比べ 0.02% 程度にまで減少する。**解説図 37** にパージ後の濃度分布のイメージを示す。実際の管壁近傍では、このモデルでは考慮されていない乱流拡散が生じているため、管壁近傍の濃度はパージ水の濃度に更に近くなっていると考えられる。

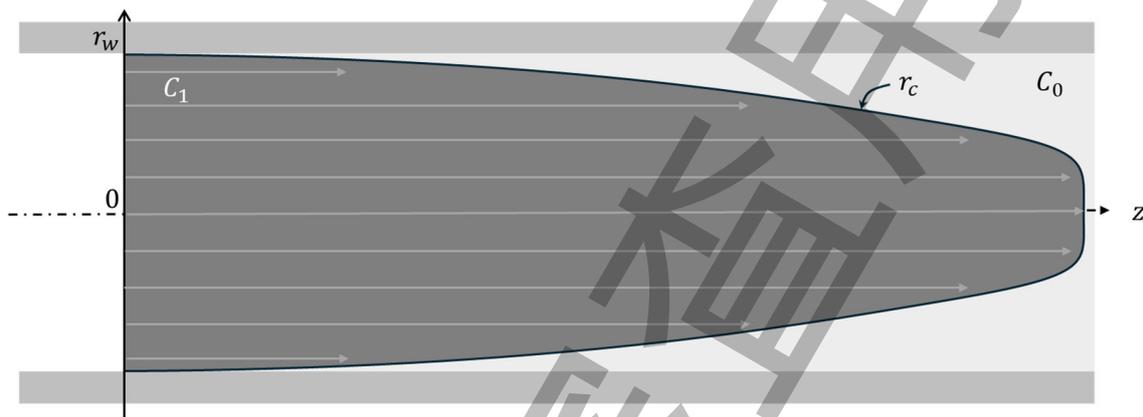
サンプリング配管出口におけるパージ後の平均濃度について、式(11)による計算結果を**解説表 3** に示す。通常的一次系運転管理で想定されるほう素濃度測定において、初期濃度 ( $C_0$ ) = 100 mg/L、パージ水濃度 ( $C_1$ ) = 2 000 mg/L における 3 倍量パージ後濃度は 2 000 mg/L、初期濃度 ( $C_0$ ) = 2 000 mg/L、パージ水濃度 ( $C_1$ ) = 1 000 mg/L における 3 倍量パージ後濃度は 1 000 mg/L となり、非常に良好な精度であることが示された。

**解説表 2** 一式(12)における係数の計算結果

$n$	$A(n)$	$1-A(n)$
1	0.5741	0.4259
2	0.9962	0.0038
3	0.9998	0.0002
4	1.0000	0.0000

解説表 3-式(11)によるパージ倍率ごとの平均濃度の計算結果

$n$	$\bar{C}(L, n)$	
	初期濃度 100 mg/L, パージ水濃度 2 000 mg/L の場合	初期濃度 2 000 mg/L, パージ水濃度 1 000 mg/L の場合
1	1 191	1 426
2	1 993	1 004
3	2 000	1 000
4	2 000	1 000



解説図 37-パージ後の濃度分布のイメージ ( $C_1$ : パージ水濃度,  $C_0$ : 初期濃度)

### 15.3 不純物持込み源となる副資材管理について

原子力発電所を構成する機器及び配管の材料は、高温高圧環境に晒されるため、構造材料の健全性維持の観点から系外から持込まれる不純物の管理は重要である。不純物の持込み源の一つに、建設時及び定期検査時に使用される非金属材料及び消耗品である副資材がある。副資材種別の一例を**解説表 4**に示す。これまでに副資材起因とされるトラブルが複数確認されている[45], [46]ことを考慮すると、材料に接する副資材管理は重要であるが、副資材の種類及び品目は多種多様であり含有成分も異なること、各事業者で使用箇所材料及び系統構成が異なること、副資材適用箇所は使用前洗浄の徹底といった運用面における不純物持込み量低減対策が併用されることを考慮すると、現時点では統一した基準の策定は難しい。各PWRにおいてプラント起動時及び運転中の不純物濃度監視と併用した自主的な管理に留められているものの、近年では副資材管理に関する報告も公開されている[47]ことから、本項に考え方を整理した。

解説表 4—副資材種別の一例[47]

種 別	内 容
非金属性研磨剤類	ブラシ、ペースト、コンパウンド等
粘着製品	粘着テープ、接着剤等
薬品	アセトン、エタノール等
洗浄製品（脱脂含む）	洗浄用薬品を水に溶かして使用する場合を含む
塗料	—
油	切削油等
切削用品	非金属製品
乾燥剤	シリカゲル等
探傷検査剤類	超音波探傷試験（UT）等の検査製品
グリース、潤滑剤等	—
マーキング製品	油性マジック等
非金属性消耗品	養生材等
防せい剤	皮膜形成型、その他
水	洗浄水、試験水
パッキン・ガスケット類	—

（出典：（一社）原子力安全推進協会，“プラント材料健全性維持高度化（副資材管理及び長期保管手法）に関する調査 2023 年度最終報告書”，JANSI-WCH-001, (2024),）

実際の副資材管理に際しては、構造材料の健全性に対する影響を考慮して対象元素を選定することが重要である。対象元素の一例を**解説表 5**に示す。

ハロゲン元素（Cl, F 等）及び S はオーステナイト系ステンレス鋼等の応力腐食割れの原因となることが知られている。副資材管理における元素含有量の規定は、配管・機器材料及び温度の違い、流動の有無を考慮する必要があり、実運用上、難しい点がある可能性も考えられる。このため、実際は実機実績及び/又は副資材の使用条件等を基に、構造材料の健全性に影響がないことを確認した上で、実現可能な設定とすることが肝要である。

低融点金属は金属形態で他の金属材料と接触した状態で、高温にさらされると低融点金属割れを生じる

おそれがある。一方、低融点金属元素であっても酸化物形態又はイオン状であれば低融点金属割れに寄与することはない。したがって、低融点金属の管理対象は系統内面及び機器・配管外面の双方を考慮する必要があると考えられるが、低融点金属の含有量管理値を設定するための公開文献は乏しいため、実際には先行プラントの実績及び海外規定等を参考にするのがよいと考えられる。

水酸化ナトリウム及び水酸化カリウムのようなアルカリ性の化合物を形成しうるアルカリ金属元素及び硫酸イオンが系統水中に存在した場合、沸騰条件下で狭隘部に濃縮されることで、濃縮部の pH が上昇、又は低下し粒界腐食割れを生じる可能性が考えられる。このメカニズムから、アルカリ元素及び S が問題になるのは系統水中にイオン状で存在する場合に限定される。よって、アルカリ元素の含有量管理値は、ハロゲン元素及び S にて述べた 2 つの観点のうち、接液部の観点が重要である。また、PWR 一次系のように系統内に沸騰条件となる箇所が存在しない場合は、アルカリ金属元素を管理対象外とする区分とする案も考えられる。

解説表 5—副資材管理対象元素の一例[47]

対象元素	設定理由
ハロゲン元素及び S	オーステナイト系ステンレス鋼等の応力腐食割れの原因となる
低融点金属	低融点金属割れの原因となる
アルカリ金属元素及び S	狭隘部で濃縮し、pH が変動、粒界腐食割れの原因となる

(出典：(一社)原子力安全推進協会, ”プラント材料健全性維持高度化(副資材管理及び長期保管手法)に関する調査 2023 年度最終報告書”, JANSI-WCH-001, (2024).)

上述のような副資材中に含まれる元素量を管理することは十分に安全側の管理ができる。しかしながら、機能要求及び調達性の観点から、管理値を満足しない副資材によって工事及びプラント運用に多大な影響を与える可能性も有り得る。そのための方策として、上述の含有量管理を満足しない場合に備えて、副資材に含まれる管理対象元素の溶出量に基づく管理がある。この考え方は、副資材が使用される、又は残留する可能性がある環境において、その副資材が溶解・分解しないことが確実な場合に限り、副資材中に含まれる元素の全量ではなく、系統水中に溶出し得る元素量を管理するものである。

このような溶出量管理を考慮することによって、大半の副資材について運用はできるものと考えられるが、何れの管理値を満足できない副資材を使用せざるを得ない状況は否定できない。このようなケースでは、対象となる副資材が残留した場合の影響についてそれぞれ個別に評価し、構造材料の健全性に対する影響がないことを確認した上で、用途だけを限定した上で使用可といった条件付き使用も可能である。

副資材中の管理対象元素の含有量が管理値を満足するか確認するためには元素分析を実施する必要がある。副資材は固体のものと液体のものが存在するが、燃焼及び/又は溶解等の前処理を行い元素分析に適した液体サンプルとして分析を実施するのが一般的である。前処理については手法が異なると分析結果に大きな影響を与える懸念があるため、可能な限り限定することを推奨する。

解説表 6—副資材管理対象元素の分析手法の一例[47]

前処理手法の一例	元素分析手法の一例
ボンプ燃焼法 マイクロ波加熱分解 燃焼気化吸収 溶解・アルカリ融解 他	イオンクロマトグラフ法 原子吸光光度法 還元気化原子吸光光度法 ICP 発光分光分析法 ICP 質量分析法 他

(出典：(一社) 原子力安全推進協会, ”プラント材料健全性維持高度化 (副資材管理及び長期保管手法) に関する調査 2023 年度最終報告書”, JANSI-WCH-001, (2024),)

#### 15.4 PWR 一次系における有機物及び微生物の監視について

原子力発電所の継続的な安定運転と構造材料の健全性に影響を与える可能性のある要因として、有機物及び微生物が着目されている。PWR 一次系における有機物による懸念事項として、粒子状有機物によるフィルタ閉塞と一次冷却材ポンプのシールリークオフ流量の変動が挙げられる[48]。また、微生物による懸念事項として、配管・機器表面で微生物が増殖し、形成したバイオフィームによる微生物腐食及び剥離したバイオフィームによるフィルタ閉塞が懸念され[48]、米国の原子力発電所では微生物が関与したとされる腐食事例も報告されている[49]。有機物及び微生物の分析手法は、**JIS K 0101** (工業用水試験法) に規定されており、その概要を**解説表 7** に示す。現時点では、有機物及び微生物に関する明確な管理基準がなく、将来的な管理基準の検討に向け、原子炉一次冷却材及びその補給水源となる一次系純水タンクの有機物及び微生物数を適宜確認し、腐食量の増加、フィルタ差圧の上昇等の変調が見られた場合はその関連性を確認する等の手法が考えられる。

解説表 7—有機物及び微生物の測定手法の一例

対象	測定手法	特徴
有機物	全有機炭素 (TOC)	燃焼酸化-赤外線式 TOC 分析法等によって水中に存在する有機物量を炭素量として示す。
微生物	コロニー形成単位 (CFU)	寒天培地を用いて一定時間培養し、培地上に形成した集落 (コロニー) 数を unit/mL で示す。

#### 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).
- [2] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, “*Chemistry Programme for Water Cooled Nuclear Power Plants*”, IAEA Safety Standards Series No. SSG-13, IAEA, Vienna (2011).
- [3] “水化学ロードマップ 2020”, 日本原子力学会水化学部会, 2025 年 7 月 15 日閲覧  
入手先: (<https://wchem.sakura.ne.jp/wcrm2020/>)

- [4] NEI, “Risk-Informed Performance-Based Technology Inclusive Guidance for Non-Light Water Reactor Licensing Basis Development,” NEI 18-04 Report Revision 1 (2019), 2026年1月16日閲覧  
入手先: (<https://www.nrc.gov/docs/ML1924/ML19241A472.pdf>)
- [5] H. Kawamura and A. Ui, “Application of Risk-Informed Approach to Water Chemistry Guidelines in Japan”, *Proc. of The 23rd Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems*, Busan, Korea, Sep. 22-25, 2025, 1154 (2025).
- [6] 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
- [7] “改訂 原子炉水化学ハンドブック”, 日本原子力学会水化学部会編, コロナ社, 135-175, ISBN 9778-4-339-06662-3 (2022).
- [8] M. O. Speidel, “Overview of Methods for Corrosion Testing as Related to PWR Steam Generator and BWR Piping problems”, *Proc. of The 1st US-Japan Joint Symposium on Light Water Reactors*, Fuji, Japan, May 28 - June 2, 1978, 31-44 (1978).
- [9] 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).
- [10] 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, **49**, 490-498 (1998).
- [11] P. L. Andresen, J. Hickling, A. Ahluwalia et al., “Effect of Dissolved H<sub>2</sub> in Primary Water on the SCC Growth Rate of Ni Alloys”, *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf.*, Berlin, Sep. 15-18, 2008 (2008).
- [12] 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, Canada, Oct. 3-7, 2010, 6.01 (2010).
- [13] 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, **11**, 77-90 (2012).
- [14] 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. of 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems*, Whistler, Aug. 19-23, 2007 (2007).
- [15] T. Couvant, F. Vaillant, O. D. Bouvier et al., “Effect of a High Li Chemistry on Alloy 600 PWSCC Susceptibility”, *Proc. of 14th Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems*, Virginia Beach, VA, Aug. 23-27, 2009 (2009).
- [16] R. B. Rebak, A. R. Mellree 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. of 5th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems- Water Reactors*, NACE, Monterey, California, Aug. 25-29, 1991 (1991).
- [17] 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 Maintenance*, **2**, 65-76 (2010).
- [18] H. Coriou, H. Grall, L. Meurier et al., “Corrosion of Zircaloy in Various Alkaline Solutions at High Temperature”, *J. Nuclear Materials*, **7**, 320-327 (1962).
- [19] 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).
- [20] “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).
- [21] *PWR Primary System Chemistry: Experience With Elevated pH at Millstone Point Unit 3: Progress Report Number 2*, EPRI, TR-100960 (1992).
- [22] 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).
- [23] E. Hillner, “Hydrogen Absorption in Zircaloy during Aqueous Corrosion, Effect of Environment”, WAPD-TM-411, AEC Research and Development Report, Bettis Atomic Power Laboratory (1964), 2025年7月15日閲覧入手先: (<https://hdl.handle.net/2027/mdp.39015095067636>)
- [24] International Atomic Energy Agency, GARZAROLLI, F. et al., “Influence of various additions to water on zircaloy 4 corrosion in autoclave tests at 350°C” *Fundamental Aspects of Corrosion on Zirconium Base Alloys in Water Reactor Environments, Proc. of a Technical Committee Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency and Held in Portland, Oregon, USA, 11-15 September 1989*, IAEA, Vienna, 65-73 (1990).
- [25] P. Guillermier, D. Kaczorowski, D. Perche et al., “AREVA M5™: a zirconium alloy highly resistant to detrimental water impurities”, *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. 2014 Sapporo, Japan, Oct. 26-31, 2014*, 10001 (2014).
- [26] PWR Axial Offset Anomaly (AOA) Guidelines TR-110070, EPRI, p.1-1, p.2-6, p.3-14, p.1-2 (1999).
- [27] C. A. Bergmann, D. E. Durkosh, W. T. Lindsay et al., “The Role of Coolant Chemistry in PWR Radiation-Field Buildup”, EPRI NP-4247 (1985).
- [28] K. Abe, H. Mizusaki, H. Ohta et al., “Solubility Measurement of Crud and Evaluation of Optimum pH”, *Proc. of JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Fukui, Japan, Apr. 22-25, 1991, 599-603 (1991).
- [29] “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).
- [30] 原子力安全基盤機構(原子力発電技術機構), “平成 8 年度 原子力発電所水質等環境管理技術信頼性実証試験に関する調査報告書”, 原子力安全基盤機構 (原子力発電技術機構) (1997).
- [31] M. Matsuura, M. Aoki, M. Tsukamoto et al., “Application of Zinc Injection to Reduce Radiation Sources at Takahama Unit 4”, *Proc. of Symposium on Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in ASIA*, Nagoya, Japan, Oct. 28-30, 2009, 309-311 (2009).
- [32] K. Hoshikawa, “Primary Water Chemistry Control for Experience in Japanese PWR-Water Chemistry for Control of Radioactive Corrosion Products” *Proc. of JAIF Int. Conf. on Water Chemistry in Nuclear Power Plants*, Tokyo, April 19-22 (1988).
- [33] 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, Japan, Apr. 22-25, 1991, 168-173 (1991).
- [34] 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, ISBN 0-7277-2958-6 (1996).
- [35] R. L. Cowan and R. W. Staehle, “The Thermodynamics and Electrode Kinetic Behavior of Nickel in Acid Solution in the Temperature Range 25° to 300 °C”, *J. Electrochemical Science*, **118**, 557-568 (1971).
- [36] 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”, *Proc. of 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems*, WA, USA, Aug. 10-14, 2003, 143-154 (2003).
- [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, Japan, Oct. 13-16, 1998, 595-598 (1998).
- [38] J. Stevens, D. Farnsworth, J. Bosma et al., “Elevated RCS pH Program at Comanche Peak”, *Int. Conf. on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems* (2006).
- [39] J. N. Iyer, A. R. Atwood, J. A. Nilsson et. al., “Westinghouse Fuel Experience in PWR and VVER RCS-An Update”, *Proc. of International Conference on Nuclear Plant Chemistry*, Antibes, France, Sep. 25-28, 2023, 149 (2023).
- [40] U. Staudt, S. Odar and A. Stutzmann, “Comparison of French and German NPP Water Chemistry Programs”, *Proc. of International Conference on Water Chemistry in Nuclear Reactor Systems*, Avignon, France, Apr. 22-26, 2002 (2002).
- [41] C. Cosse, F. Jolivel and M. Berger, “Enriched Boric Acid as an Optimized Neutron Absorber in the EPR Primary Coolant”, *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf. Paris 2012*, Paris, France, Sep. 23-28, 2012, O34-216 (2012).
- [42] R. E. Gold, J. W. Kormuth, C. A. Bergmann et al., “Evaluation of Zinc Addition to the Primary Coolant of PWRs”, EPRI TR-106358-V1 (1996).
- [43] D. Perkins, K. Ahluwalia, J. Deshon et al., “An EPRI Perspective and Overview of PWR Zinc Injection”, *Proc. of Nuclear Plant Chemistry Conf.*, Berlin, Germany, Sep. 15-18, 2008, P2-26 (2008).
- [44] 水原道人, 鬼村吉郎, 有岡孝司, 他, “高温水中のステンレス鋼の応力腐食割れ感受性に及ぼす鋭敏化度及びほう酸の影響”, 三菱重工技報, **19**, 756-764 (1982).
- [45] 重本直也, 芝山宗昭, 野口新二, 高木敏光, “塩化ビニールテープ起因応力腐食割れ事象の原因分析およびテープの編成挙動調査”, *Journal of the Society of Materials Science*, **53**, No.2,9 129-135 (2004).
- [46] 島根発電所 2 号機 主蒸気圧力検出器の点検について, 原子力施設情報公開ライブラリー, 通番 8542 (2007), 2025 年 7 月 15 日閲覧, 入手先: (<https://www.nucia.jp/>)
- [47] (一社) 原子力安全推進協会, “プラント材料健全性維持高度化 (副資材管理及び長期保管手法) に関する調査 2023 年度最終報告書”, JANSI-WCH-001 (2024), 2025 年 7 月 15 日閲覧  
入手先: (<https://www.genanshin.jp/archive/waterchemistry/data/JANSI-WCH-001.pdf>)
- [48] 前田哲宏, 山崎慎吾, 石原伸夫, 莊田泰彦, “プラント再稼働に必要となる水化学の取り組み 1. PWR プラント再稼働に向けた 1, 2 次系水化学の取り組みについて”, 日本原子力学会誌, **66**, 24-28 (2024).
- [49] 佐々木英次, “微生物腐食”, 材料と環境, **46**, 475-480 (1997).