

AESJ-SC-S003:202 \*

学会の  
マーク

(案)

日本原子力学会標準

加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法

－ 溶存水素：202 \*

202 \*年\*月

一般社団法人 日本原子力学会

今日出版

## まえがき

“加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法－溶存水素：202x”は、一般社団法人日本原子力学会が、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発行したものです。この標準では、プラントシステム全体の信頼性の維持、向上の観点から通常運転時の一次系構成材料健全性の維持及び燃料被覆管の健全性維持並びに停止時及び起動時の爆鳴気形成の防止を目的として、原子炉一次冷却材の溶存水素濃度を精度良く化学分析するための具体的方法を規定しています。

加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）の一次系では、高温高压環境下で一次系構成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おり、水質によっては、腐食反応により一次系構成材料及び燃料被覆管の健全性に影響を及ぼす可能性があります。また、一次系構成材料の腐食により発生する腐食生成物が水中に溶け出し炉心で放射化され一次系構成材料の表面に移行して蓄積すると、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。このため、水化学管理を適切に行うための指針の制定が必要とされてきました。

このような状況のもと、2011年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、軽水炉の自主的安全性向上の取組みのもとに“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”が策定されました。水化学管理の主な目的として、一次系構成材料及び燃料被覆管の健全性維持並びに作業従事者の被ばく線量低減の3項目がありますが、原子力安全の基本原則のうち、一次系構成材料及び燃料被覆管の健全性維持は、“放射線リスク源を閉じ込めること”に繋がり、被ばく線量低減は、“人と環境を護ること”に繋がります。“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”は、これらの概念を体系化し、原子力安全の達成、維持、向上に資することを目指して制定されています。

“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”では、一次系構成材料及び燃料被覆管の健全性維持並びに被ばく線量低減の観点から、通常運転時の原子炉一次冷却材の水化学管理項目、制御項目、診断項目、制御値、推奨値、アクションレベル、アクションレベル逸脱時の対応及び分析頻度並びに停止時及び起動時の原子炉一次冷却材の制御値、推奨値及び分析頻度を規定しています。また、品質管理の箇条で規定されている化学分析は、加圧水型原子炉一次系における水化学管理の品質を担保するものであり、原子力安全の基本原則のうち“異常・故障の発生防止”並びに“異常・故障の検知及び拡大防止”に該当します。加圧水型原子炉一次系システム全体の安全性確保に係る分析項目について適切に運用管理するためには、精度の高い信頼性に優れた化学分析を行う必要があり、“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”を下支えするための化学分析方法の策定が求められていました。

この標準では、これらの項目のうち JIS、ASTM 及び放射能測定シリーズで標準化されていない原子炉一次冷却材の溶存水素の化学分析方法を日本原子力学会標準として規定しました。溶存水素は、“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”において、通常運転時の原子炉一次冷却材においてアクションレベル、制御値及び分析頻度並びに停止時及び起動時の制御値、推奨値及び分析頻度が規定されています。溶存水素濃度は、ガスクロマトグラフないし溶存水素計を用いて計測されますが、信頼性の高い定量分析では計測前の水素ガスの抽出や計器の校正が重要です。この標準では、溶存水素の化学分析の具体的な方法に関する一般事項、サンプリング、器具及び装置並びに抽出・機器校正を含む化学分析操作を規定しています。

この標準は改定した後も、安全性向上に係る国内外の新知見をプラントの運用管理に適切に反映するた

め、プラントの運転経験及び新知見に基づく適用事例を解析しフィードバックを図ることにより、最新の化学分析技術を取り入れ、標準の改定を適宜行っていきます。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。

最終  
検討  
済  
イ

## Foreword

"Chemical analysis methods for primary coolant of PWR - Dissolved hydrogen: 202\*" was developed according to the discussions of the Water Chemistry Guideline Working Group for Pressurized Water Reactor, the Water Chemistry Committee, the System Safety Committee, and the Standards Committee organized by the Atomic Energy Society of Japan (AESJ). This standard stipulates concrete methods of analyzing the dissolved hydrogen concentration of reactor coolant accurately to maintain material integrity during power operation and prevent the formation of detonating gas during shutdown and start-up from the viewpoint of maintaining and improving the reliability of all plant systems.

In the primary system of Pressurized Water Reactors (PWR), the structural materials and fuel claddings are immersed in the water used as a coolant and a neutron moderator under a high-temperature and high-pressure environment, and the integrity of the structural materials and fuel claddings may be affected by corrosion reactions depending on the water quality. Moreover, if the corrosion products generated by the corrosion of structural materials are released to and deposited on the surface of the fuel claddings, and then activated in the reactor core, the corrosion products will act as the radiation source and will cause an increase in the personnel dosage. For this reason, the establishment of PWR primary water chemistry guidelines to achieve the appropriate water quality management has been needed.

Under such circumstances, "Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors: 2019" shall be established independently to improve the safety of the light water reactors, based on the lessons learned from the Fukushima Daiichi nuclear power plant accident, which occurred in 2011. Water quality management has the following three purposes: Maintaining the integrity of the structural materials, maintaining the integrity of the fuel claddings, and reducing the personnel exposure dose. From the viewpoint of fundamental principles for nuclear safety, maintaining the integrity of the structural materials and fuel claddings leads to "confining sources of radiation risks," and reducing the personnel exposure dose leads to "protecting people and the environment." These concepts have been systemized, and the "Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors: 2019" was established for the purpose of contributing to the achievement, maintenance, and improvement of nuclear safety.

"Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors: 2019" stipulates control parameters, conditioning parameters, diagnostic parameters, conditioning and recommended values, action levels, responses when there is deviation from the action levels and analysis frequency for water chemistry for reactor primary water during power operation, as well as conditioning and recommended values and analysis frequency during shutdown and start-up, established from the viewpoint of maintaining the integrity of the structural materials and fuel claddings, and reducing the personnel exposure dose. Furthermore, the chemical analysis that is stipulated as a quality management item assures the quality of PWR primary water chemistry management and falls under "To prevent the occurrence of failures or abnormal conditions" and "To detect the failures or abnormal conditions and prevent the escalation of any such failures and abnormal conditions" for nuclear safety. In order to carry out operation management appropriately for the items concerning securing the safety of all the PWR systems, it is necessary to perform high-precision chemical-analysis measurements with outstanding reliability, and the establishment of standard chemical-analysis methods is required to underpin the "Primary Water Chemistry Guidelines for Pressurized Water Reactors: 2019".

This standard stipulates the methods of analyzing the dissolved hydrogen concentration of reactor coolant as AESJ standards, which have not been standardized in the Japanese Industrial Standards (JIS). "Primary Water Chemistry

Guidelines for Pressurized Water Reactors: 2019” specifies the action level of the control parameter, the conditioning values and analysis frequency of dissolved hydrogen during power operation, and the conditioning and recommended values and the analysis frequency of dissolved hydrogen during shutdown and start-up. Dissolved hydrogen concentration is measured using a gas-chromatograph or a dissolved hydrogen meter. In a reliable quantitative analysis, it is important to extract hydrogen gas from sampling vessel before measurement and calibrate measuring instruments. This standard stipulates concretely general items for dissolved hydrogen analysis methods, sampling, instruments, equipment, and analytical practice.

After this standard has been established, the feedback from plant operation experiences and case studies based on new observations, and the latest chemical analysis technology will be incorporated into the standard, and then this standard will be updated in order to appropriately apply new knowledge related to safety improvements to plant operation management. These activities will contribute to the continuous improvement of nuclear power plant safety.

制定：202\*年\*月\*\*日

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

## 免責条項

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

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

なお、この標準の審議に規制当局、産業界の委員が参加している場合においても、この標準規制当局及び産業界によって承認されたことを意味するものではありません。

## Disclaimer

This standard was developed in accordance with the Standards Committee Rules, which assure the Committee is composed of individuals who are competent or interested in the subject and elected, keeping the balance of organizations they belong in the subject, with their professional affiliations well-balanced as specified in the Rules. Furthermore, the standard proposed by the Committee was made available for public review and comment, providing an opportunity for additional input from industry, academia, regulatory agencies and the public-at-large.

AESJ accepts the responsibility for interpreting this standard, but no responsibility is assumed for any detriment caused by the actions based on this standard during construction, operation, or decommissioning of facilities. AESJ does not endorse or approve any item, construction, device or activity based on this standard.

AESJ does not take any position with respect to the validity of any patent rights or copyrights claimed in relation to any items mentioned in this document, nor assume any liability for the infringement of patent rights or copyrights as a result of using this standard. The risk of infringement of such rights shall be assumed entirely by the users.

The Committee acknowledges with appreciation the participation by regulatory agency representatives and industry-affiliated representatives, whose contribution is not to be interpreted that the government or industry has endorsed this standard.

標準作成ガイドライン:2020 参照

## 著作権

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

## Copyright

No part of this document may be reproduced in any form, without the prior written permission of the AESJ.  
Copyright © 202x Atomic Energy Society of Japan All Right Reserved

標準作成ガイドライン:2020 参照



## 日本原子力学会における原子力標準の策定について

標準委員会は、原子力安全の確保を目指して公平、公正、公開の原則のもと、学術界、産業界及び国の機関等に広く所属する幅広い分野の専門家の参加を得て、活動を進めています。東京電力福島第一原子力発電所の事故からの多くの教訓を踏まえて、原子力安全の向上を最も重要な目標として、国際的なエクセレンスに学び、我が国の社会経済的環境、国民性、産業構造の変化や技術の発達等を十分勘案し、原子力発電所など原子力に係るシステムや製品、仕組みに関連する基準を原子力標準として随時制定し、それを新たな知見を随時反映して改定していくことが、標準委員会の使命です。原子力標準は安全性向上に資する最新の知恵の体系であり、真摯な議論を踏まえて、国民が最新の知見を迅速に活用することを可能としています。また原子力安全を最優先として市場競争を行っている産業界は、当該技術が標準化されたことを前提として、比較優位性を生み出す技術開発等に努力を傾け、ひいては原子力安全をより確実にする活動に注力することが可能となります。

我が国においてはこれまで、国民の安全と健康の確保、原子力安全の向上、原子力技術の発展を支えるため、国の規制機関が要の基準を国家標準として制定し、標準策定の活動を学会に委ねる方向が加えて、新知見の取入れをより迅速に行うようにすることで、技術やニーズの変化に合わせて標準を適正化していく作業を加速し、原子力安全の確保の観点で決して陳腐化が起こらないように努めなければなりません。学会における標準の策定活動を通じて、福島第一原子力発電所事故の再発を防ぐことはもちろんのこと、いわゆる安全神話が復活することがないように努めていきたいと考えます。

標準委員会としては、原子力安全を担う原子力規制委員会とも緊密な協働の下で、学会が中核となって、全てのステークホルダーから専門家が参画して真摯に議論を深め、優先度を明らかにしつつ、原子力安全の目標を達成するため適正な原子力標準を迅速に策定する役割を担っていきます。

このような精神に則り、標準委員会においては構成する委員一人ひとりが専門家として学会の倫理規程を遵守し、公平、公正、公開の原則のもとに原子力安全の向上に資する原子力標準を策定していきます。公衆審査を経て制定される標準を規制機関と産業界が安全性向上を図るために利用していくことになれば、新しい技術的知見を迅速に、また国民の利用に供することになります。さらに、これらを国際的な標準として提示していく努力を行うことも学会の役割であり、その実現は我が国の国際技術戦略に加え、福島第一原子力発電所事故後の国際社会における原子力安全に対して重要な貢献となると考えます。

202x 年 x 月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## 原子力標準の位置付けについて

“加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法 ー溶存水素：201\*”は、1999年9月22日に設置された日本原子力学会標準委員会（Standards Committee of AESJ）が、原子力施設の安全性と信頼性を確保してその技術水準の維持・向上を図る観点から、原子力施設の設計・建設・運転・廃止措置などの活動において実現すべき技術のあり方を、原子力技術の提供者、利用者、専門家の有する最新の知見を踏まえ、影響を受ける可能性のある関係者の意見をパブリックコメントをも通じて聴取するなど公平、公正、公開の原則を遵守しながら審議し、合意したところを文書化した原子力標準の一つです。

標準委員会は、専門家集団の果  
信頼性の達成に必要なニーズに対  
した運営規則に従い、システム安全

Later

しながら、原子力施設の安全性と  
公正、公開の原則に則って定め  
した。この標準が標準委員会設置

なお、この内容については、常に最新知見を原子力標準に反映すべく、原則として5年ごとに改定することとしておりますので、本委員会はこの標準の利用に際してのご質問や改定に向けてのご提案をいつでも歓迎します。

202x 年 x 月

標準委員会  
委員長 関村 直人

## システム安全専門部会の活動について

システム安全専門部会（以下、本専門部会）は、標準委員会の下で、原子力施設のシステム安全に関する標準を制定する活動を行っています。“システム安全”のゴールは、複雑な原子力施設をシステムとしてとらえ、総合的な安全を確保することです。具体的には、原子力システムの安全設計や、運転や保守における安全確保に関する考え方などについて、最新の技術的知見を標準としてまとめるとともに、継続的な改善を進める活動を行っています。

2011 年 3 月 11 日の東日本大震災によって引き起こされた東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故によって、原子力発電に対する国民の信頼が大きく損なわれました。国内外で多くの事故調査報告書が刊行され、様々な視点からの改善提案がなされており、数多くの具体的な安全性向上対策が積極的に進められています。本専門部会の活動に、改善を進めていく必要があり止、拡大防止及び影響緩和のため

Later

と大規模な事故を起こさないため、シビアアクシデントの発生防的に取り組んでいます。さらに、原子力発電の安全・安定運転に対して従来から取り組んでいる、自主的安全性向上、高経年化対策、炉心燃料、水化学などの標準にも従来に増して安全性の徹底が求められており、引き続き積極的に改善を進めていきます。

このような多くの課題に対して、原子力発電の安全性及び信頼性の一層の向上を図るためには、関係する産業界、学术界、国・官界、学協会が俯瞰的かつ有機的な連携を図っていくことが必要です。さらに、原子力発電所の安全を確保するための体系を確立するために、国の規則として定められる性能規定に基づいて、仕様規定となる標準を民間規格として策定する重要性はさらに増しています。また国の規則と標準がシームレスな関係となり、総合的な安全確保に活用されることが重要です。本専門部会では、国内外の関係組織との役割分担を明確にしつつ、公平性、公正性、公開性を確保しながら、原子力施設のシステム安全に係る標準を体系的かつ計画的に整備する活動を推進しています。対象とする標準としては、国の規制に含まれるものから産業界の諸活動における手引き類までを含みます。国際的な視点がますます重要になってきており、専門部会の活動にも国際的活動を積極的に取り組んでいきます。

本専門部会は公開で行われていますので、事前に連絡頂ければ傍聴することができます。また審議過程は議事録として残し、ホームページにも掲載されますので、活動状況を確認いただくこともできます。標準は、継続的に改善されていくことが必要です。新技術の開発状況や新たに得られた知見に基づいて適切に改定されていくことによって、その利用価値が維持できるものです。少なくとも年に一度は本専門部会で改定の必要性について検討を行うとともに、原則として 5 年ごとに改定版を発行することを目標に、活動を進めていきたいと考えています。

202x 年 x 月

標準委員会  
システム安全専門部会  
部会長 岡本 孝司

## 標準委員会，専門部会，分科会 委員名簿

## 標準委員会

(順不同，敬称略)  
(2010年9月9日現在)

|      |        |                            |    |       |                         |
|------|--------|----------------------------|----|-------|-------------------------|
| 委員長  | 宮野 廣   | 法政大学                       | 委員 | 三枝 利有 | (財)電力中央研究所              |
| 副委員長 | 平野 光將  | 東京都市大学                     | 委員 | 佐藤 昇平 | (独)原子力安全基盤機構            |
| 副委員長 | 関村 直人  | 東京大学                       | 委員 | 柴田 洋二 | (社)日本電機工業会              |
| 幹事   | 有富 正憲  | 東京工業大学                     | 委員 | 谷川 尚司 | 日立GEニュークリア・<br>エナジー (株) |
| 幹事   | 岡本 孝司  | 東京大学                       | 委員 | 千種 直樹 | 関西電力(株)                 |
| 委員   | 青柳 春樹  | 日本原燃(株)                    |    |       |                         |
| 委員   | 井口 哲夫  | 名古屋大学                      |    |       |                         |
| 委員   | 石原 雅也  | 中部電力(株)                    |    |       |                         |
| 委員   |        |                            |    |       |                         |
| 委員   |        |                            |    |       |                         |
| 委員   |        |                            |    |       |                         |
| 委員   | 岡本 太志  | 富士電機システムズ(株)               | 委員 | 平野 雅司 | (独)日本原子力研究開発機構          |
| 委員   | 小原 徹   | 東京工業大学                     | 委員 | 古川 雄二 | 三菱重工(株)                 |
| 委員   | 喜多尾 憲助 | ISO/TC85・IEC/TC45<br>国内委員会 | 委員 | 水繰 浩一 | 九州電力(株)                 |
|      |        |                            | 委員 | 山下 和彦 | 東京電力(株)                 |

## 旧委員 (所属は委員会参加当時)

阪口 正敏 (中部電力(株))，神田 忠雄 (経済産業省原子力安全・保安院)，  
柳沢 務 ((独)日本原子力研究開発機構)，重政 弥寿志 ((独)原子力安全基盤機構)，  
松本 史朗 (埼玉大学)，山根 義宏 (名古屋大学)，莊野 尚志 (九州電力(株))，  
辻 昭夫 (日立GEニュークリア・エナジー(株))，吉田 昌郎 (東京電力(株))，

## 常時参加者

菊池 恂 (内閣府 原子力安全委員会事務局)，小口 一成 (原子燃料工業(株))，  
中村 隆夫 (関西電力(株))

## システム安全専門部会

(順不同, 敬称略)  
(2010年9月7日現在)

|      |        |                     |
|------|--------|---------------------|
| 部会長  | 関村 直人  | 東京大学                |
| 副部会長 | 更田 豊志  | (独)日本原子力研究開発機構      |
| 幹事   | 河井 忠比古 | 一般社団法人<br>日本原子力技術協会 |
| 委員   | 阿部 弘亨  | 東京大学                |
| 委員   | 内田 俊介  | 元東北大学               |
| 委員   | 及川 弘秀  | (株)東芝               |
| 委員   | 大崎 徹   | (独)原子力安全基盤機構        |
| 委員   | 大嶽 通明  | 三菱重工業(株)            |

|    |       |                        |
|----|-------|------------------------|
| 委員 | 釧田 裕史 | 日本原子力発電(株)             |
| 委員 | 竹内 力  | 日立GEニュークリア・<br>エナジー(株) |
| 委員 | 中村 隆夫 | 大阪大学                   |
| 委員 | 成宮 祥介 | 関西電力(株)                |
| 委員 | 西川 進也 | 関西電力(株)                |
| 委員 | 野中 信之 | (独)日本原子力研究開発機構         |
| 委員 | 久宗 健志 | 日本原子力発電(株)             |

委員  
委員  
委員  
委員

# 制定後修正

旧委員 (所属は委員会参加当時)

荒川 恵史 (関西電力(株)), 西村 章 ((株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン),  
藤田 博之 ((株)原子力エンジニアリング), 和智 信隆 (日本原子力発電(株)),  
平野 雅司 ((独)日本原子力研究開発機構), 菅野 真紀 ((独)原子力安全基盤機構),  
阿部 守康 (東京電力(株)), 瀧口 英樹 (日本原子力発電(株))

常時参加者

中村 年孝 (関西電力(株))

## 水化学管理分科会

(順不同, 敬称略)  
(2010年5月26日現在)

|     |       |                          |    |       |                 |
|-----|-------|--------------------------|----|-------|-----------------|
| 主査  | 勝村 庸介 | 東京大学                     | 委員 | 莊田 泰彦 | 三菱重工業(株)        |
| 副主査 | 内田 俊介 | 元東北大学                    | 委員 | 鈴木 良男 | 東京電力(株)         |
| 幹事  | 中村 年孝 | 関西電力(株)                  | 委員 | 高木 純一 | (株)東芝           |
| 委員  | 会沢 元浩 | 日立 GE ニュークリア・<br>エナジー(株) | 委員 | 高松 洋  | 千葉科学大学          |
| 委員  | 上野 登  | 経済産業省 原子力安全・保安院          | 委員 | 瀧口 英樹 | 日本原子力発電(株)      |
| 委員  | 大橋 伸一 | オルガノ(株)                  | 委員 | 寺地 巧  | (株)原子力安全システム研究所 |

委員  
委員  
委員  
委員

# 制定後修正

旧委員 (所属は委員会参加当時)

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

常時参加者

石原 伸秋 (四国電力(株)), 市川 幸司 (北陸電力(株)), 伊東 歩 (九州電力(株)),  
伊藤 重 (東北電力(株)), 北島 英明 (一般社団法人日本原子力技術協会), 金岡 正 (中国電力(株)),  
河合 宣夫 (中部電力(株)), 實重 宏明 (東京電力(株)), 竹田 雅史 (電源開発(株)),  
西村 孝夫 (三菱重工業(株)), 久宗 健志 (日本原子力発電(株)), 松浦 正和 (関西電力(株)),  
渡辺 義史 (北海道電力(株))

## PWR 水化学管理指針作業会

(順不同，敬称略)  
(2017年5月26日現在)

主査 河村 浩孝 (一財)電力中央研究所 | 委員 寺地 巧 (株)原子力安全システム

副主  
幹事  
委員  
委員

# 制定後修正

## 旧委員

平野 秀朗 ((一財)電力中央研究所)，渡辺 義史 (北海道電力(株))，山下 盛道 (九州電力(株))，  
一丸 忠志 (九州電力(株))，北島 英明 ((一社)原子力安全推進協会)，都筑 康男((一社)原子力安全推進協会)，高橋 明  
(九州電力(株))，武田 耕太郎 (北海道電力北海道電力(株))，石原 信秋 (四国電力(株))，  
真鍋 裕之 (四国電力(株))

## 常時参加者

美濃 健太 (日本原子力発電(株))

## 標準の利用に当たって

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

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

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

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 .....                     | 2   |
| 4 一般事項 .....                       | 2   |
| 4.1 化学分析方法の通則 .....                | 2   |
| 4.2 化学分析に用いる校正用ガス及び器具類 .....       | 2   |
| 4.3 放射性試料の取扱い .....                | 2   |
| 5 試料採取 .....                       | 2   |
| 5.1 試料採取容器 .....                   | 2   |
| 5.2 試料採取操作 .....                   | 2   |
| 6 隔膜電極法 .....                      | 3   |
| 6.1 適用する濃度範囲 .....                 | 3   |
| 6.2 校正用ガス .....                    | 3   |
| 6.3 器具及び装置 .....                   | 3   |
| 6.4 準備作業 .....                     | 3   |
| 6.5 操作 .....                       | 3   |
| 7 ガス抽出法 .....                      | 4   |
| 7.1 適用する濃度範囲 .....                 | 4   |
| 7.2 校正用ガス .....                    | 4   |
| 7.3 器具及び装置 .....                   | 4   |
| 7.4 操作 .....                       | 4   |
| 8 品質保証 .....                       | 5   |
| 附属書 A (参考) 原子炉一次冷却材試料の採取系統の例 ..... | 6   |
| 附属書 B (参考) 溶存水素計測定部位の概念図 .....     | 7   |
| 附属書 C (参考) ガス抽出装置及び操作の例 .....      | 8   |
| 解説 .....                           | 10  |

今日出版

# 日本原子力学会標準

## 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法

### — 溶存水素:202\*

Chemical analysis methods for primary coolant of PWR

— Dissolved hydrogen

#### 序文

この標準は、AESJ-SC-S008:2019 “加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針:2019”において一次系構成材料健全性維持及び燃料被覆管健全性維持に係る通常運転時のアクションレベル及び制御値並びに停止時及び起動時の防爆のための制御値及び測定頻度が規定された溶存水素濃度の化学分析方法を規定することにより、加圧水型原子炉（PWR）システム全体の安全性確保に資することを目的としている。

#### 1 適用範囲

この標準は、加圧水型原子炉一次冷却材から試料を採取し、溶存水素濃度を定量するための化学分析方法について規定する。

#### 2 引用規格

次に掲げる規格は、この標準に引用されることによって、この標準の規定の一部を構成する。これらの引用規格は、その追補を含む。これらの引用規格は、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、引用規格とこの標準の規定に相違がある場合は、この標準の規定を優先する。

**JIS K 0050** 化学分析方法通則

**JIS K 0114** ガスクロマトグラフィー通則

**JIS K 0211** 分析化学用語（基礎部門）

**JIS K 0213** 分析化学用語（電気化学部門）

**JIS K 0214** 分析化学用語（クロマトグラフィー部門）

**JIS K 0512** 水素

**JIS R 3503** 化学分析用ガラス器具

**JIS T 3201** ガラス注射筒

**JIS Z 4001** 原子力用語

**AESJ-SC-S008:2019** 加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針

### 3 用語及び定義

この標準で用いる主な用語及び定義は、JIS Z 4001、JIS K 0211、JIS K 0213、JIS K 0214及びAESJ-SC-S008:2019によるほか、次による。

#### 3.1

##### 隔膜電極法

隔膜ポーラログラフイーを原理とする溶存水素計を用いる分析法

**注釈** 隔膜電極は、隔膜の内側にある作用電極、参照電極及び電解液から構成される。隔膜を透過した水素は作用電極で酸化され、この酸化量に比例した電流が流れる。

#### 3.2

##### ガス抽出法

溶存水素を気相部に抽出し、ガスクロマトグラフ分析を行う方法

#### 3.3

##### 溶存水素濃度

原子炉一次冷却材1 kgに溶存している水素量を標準状態の体積に換算した値

**注釈** 単位は  $\text{cm}^3/\text{kg}$  とする。

**注釈** 標準状態は JIS K 0211 に基づき、大気圧 101.325 kPa、気温 0 °C とする。

### 4 一般事項

#### 4.1 化学分析方法の通則

化学分析方法に共通する一般事項は、JIS K 0050による。また、化学分析に係る活動は原子力発電所の品質保証活動の一環として実施する。

#### 4.2 化学分析に用いる校正用ガス及び器具類

##### 4.2.1 校正用ガス

JISマーク表示品の最上級品質のガスを用いる。

##### 4.2.2 器具類

##### 4.2.2.1 ガラス器具

JIS R 3503に規定するもの。

#### 4.3 放射性試料の取扱い

原子炉一次冷却材は放射性物質を含有するため、放射性物質の取り扱いに適した設備において、被ばくに留意して化学分析操作を行う。分析後の廃液は放射性廃棄物として処理する。

### 5 試料採取

#### 5.1 試料採取容器

- 隔膜電極法においては、主冷却材配管から分岐した原子炉一次冷却材を連続して測定器に流し溶存水素濃度を分析する。化学分析のために試料を採取することはないので、試料採取容器は必要ない。
- ガス抽出法においては耐圧性の試料採取容器（ステンレス鋼製）とする。

#### 5.2 試料採取操作

- 隔膜電極法においては原子炉一次冷却材を連続して測定器に流すことから、試料採取操作は必要ない。
- ガス抽出法における試料の採取に当たっては、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内の体積の3倍量以上の原子炉一次冷却材を流した後、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、試料採取容器に入れる（**附属書A, C**参照）。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原子炉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体積を含まない。

## 6 隔膜電極法

### 6.1 適用する濃度範囲

適用する濃度範囲は、溶存水素濃度 1～60 cm<sup>3</sup>/kg とする。

### 6.2 校正用ガス

#### 6.2.1 窒素ガス

純度 99 %以上の窒素ガス。

#### 6.2.2 標準水素ガス

JIS K 0512 に規定する純度 99.9 %以上の水素ガス。

**注記** 水素ガスの取扱時には、周りを火気厳禁とし注意して行う。

### 6.3 器具及び装置

4.2.2 によるほか、次による。

#### 6.3.1 溶存水素計

水素に対して選択性のある隔膜セルにより構成され、温度に対して自動補償機能を有するもの。

**注記** 溶存水素計に通水する試料水の温度が自動温度補償範囲内であることを確認する。

### 6.4 準備作業

- 溶存水素計の電源を入れ、約 30 分間通電しておく。
- 隔膜電極をフローセルに装着し（**附属書B**参照）、フローセルのサンプル水出口側より窒素ガスを0.2～0.5 L/minの流量で通気し、溶存水素計の指示値が安定してから、指示記録部のゼロ調節機能でゼロに調整する。電気的なゼロ校正を行う場合の手順は、測定機器に付属の取扱説明書に従う。
- フローセルのサンプル水出口側より校正用の標準水素ガスを 0.2～0.5 L/min の流量で 30 分以上通気し、溶存水素計の指示値が安定したら、指示記録部のスパン調整機能で指示値を 100 %に合わせる<sup>1)</sup>。
- 上記 b)及び c)の操作を 2, 3 回繰り返して、窒素ガスまたは標準水素ガスの場合指示値がそれぞれゼロ及び 100 %に合致していることを確かめる。

**注<sup>1)</sup>** 標準水素ガス（99.9 %以上）を使用する場合は、指示値を100%に合わせる。窒素0.30, 標準水素ガス0.70の組成の場合は、指示値を70 %に合わせる。

### 6.5 操作

- 原子炉一次冷却材をフローセルに流す。流量は 0.2～2 L/min とし、溶存水素計に付属の温度計の目盛  $t_M$  (°C)を確認し、次に、溶存水素計の指示値が安定するのを待って、指示値  $x$  (cm<sup>3</sup>/kg)を読み取る<sup>2)</sup>。
- 指示値  $x$  (cm<sup>3</sup>/kg) は、測定温度での溶存水素濃度であるため、式 (1) によって標準状態 (0 °C, 101.325 kPa) の濃度  $D_H$  (cm<sup>3</sup>/kg) に換算する。

$$D_H = x \times \frac{273}{t_M + 273} \dots\dots\dots (1)$$

ここに、  $D_H$  : 標準状態における溶存水素濃度 (cm<sup>3</sup>/kg)

$x$  : 溶存水素計の指示値 (cm<sup>3</sup>/kg)

$t_M$ : 溶存水素計に付属の温度計指示値 (測定温度) (°C)

注<sup>2)</sup> 計器によっては指示値の単位が異なる場合 (例 mg/L) がある。この場合は (cm<sup>3</sup>/kg) に換算する。換算は下式 (2) で行う。

$$\frac{\left(\text{指示値} : \frac{\text{mg}}{\text{L}}\right) \times 10^{-3} \times 22400}{2} \dots\dots\dots (2)$$

ここに、 $10^{-3}$ : mg→g の換算係数

2: 水素の分子量 (g)

22400: 標準状態における 1 モルの理想気体の体積 (cm<sup>3</sup>)

## 7 ガス抽出法

### 7.1 適用する濃度範囲

適用する濃度範囲は、溶存水素濃度 1~60 cm<sup>3</sup>/kg とする。

### 7.2 校正用ガス

#### 7.2.1 標準水素ガス

6.2.2 による。

### 7.3 器具及び装置

4.2.2 によるほか、次による。

#### 7.3.1 ガスクロマトグラフ

JIS K 0114 に規定するもので、検出器には熱伝導度検出器を用いる。ガス注射器にて分析試料を供給できる試料導入部を有し、水素ガスを分離・定量可能なもの。

#### 7.3.2 試料採取容器

耐圧 0.5 MPa 以上のもの。

#### 7.3.3 ガス抽出装置

真空ポンプ (又はアスピレーター)、圧力計、ガス捕集容器等で構成する (附属書 C 参照)。なお、ガス捕集容器の容量は試料採取容器の 2 倍程度とする。

#### 7.3.4 ガス注射器

JIS T 3201 に規定するもの。

### 7.4 操作

ガス抽出装置を用いて原子炉一次冷却材試料中の溶存水素濃度を求める。

- a) 試料  $V_2$  (mL) を採取した試料採取容器をガス抽出装置に取り付ける。ガス捕集容器内を真空 (真空度: <約 3 kPa-abs 20 °Cアスピレーター使用の条件) とした後、試料採取容器との間のバルブを開けバブリング操作により試料採取容器内の溶存水素を抽出する。バブリング操作はガス捕集容器水面に約 1 秒に 1 個の気泡が出る程度でゆっくりと行う。これらの操作は排気ダクトがある場所で行う。
- b) ガス捕集容器のゴムキャップからガス用注射器を用いてガスを  $b$  (μL) 採取し、ガスクロマトグラフで水素ガス濃度を測定する。ガスクロマトグラフの取扱いは JIS K 0114 及び当該装置の取扱説明書による。
- c) 相互比較のため、標準水素ガスについてもガスクロマトグラフで測定する。
- d) 試料  $b$  (μL) と標準水素ガスの測定値から式 (3) によって標準状態 (0 °C, 101.325 kPa) の濃度  $D_H$  (cm<sup>3</sup>/kg) を算出する。

$$D_H = C_S \times 1000 \times \frac{A}{S} \times \frac{b_S}{b} \times \frac{V_1}{V_2} \times \frac{273}{t_R + 273} \dots\dots\dots (3)$$

ここに、 $D_H$ ： 溶存水素濃度 ( $\text{cm}^3/\text{kg}$ )

$C_S$ ： 標準水素ガスの濃度換算値 ( $\text{cm}^3/\text{g}$ )

$A$ ： 試料測定値 (ガスクロマトグラフのピーク面積) (counts)

$S$ ： 標準水素ガスの測定値 (ガスクロマトグラフのピーク面積) (counts)

$b$ ： 採取した試料量 ( $\mu\text{L}$ )

$b_S$ ： 標準水素ガス量 ( $\mu\text{L}$ )

$V_1$ ： ガス捕集容器の容量 (mL)

$V_2$ ： 試料採取容器の容量 (mL)

$t_R$ ： ガスクロマトグラフ測定時の室内温度 (測定温度) ( $^{\circ}\text{C}$ )

## 8 品質保証

電気事業者は、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（令和二年原子力規制委員会規則第二号）[1]に従って原子力発電所の保安活動に係る品質マネジメントシステムを確立し、実施し、評価し、継続的に改善するという品質保証活動を実施している。加圧水型原子炉一次冷却材の溶存水素化学分析に係る一般事項についてはJIS K 0050の規定によるが、原子力発電所全体の品質保証として、溶存水素化学分析に係る活動についても、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（令和二年原子力規制委員会規則第二号）に従って実施するものである。

---

## 参考文献

- [1] 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（令和二年原子力規制委員会規則第二号）

## 附属書 A (参考)

### 原子炉一次冷却材試料の採取系統の例

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

#### A.1 原子炉一次冷却材試料の採取系統の例

原子炉一次冷却材を採取する場合の、試料の冷却部及び減圧系統の例を図 A.1 に示す。図 A.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。試料は、系統に接続されたサンプルフード外の試料採取容器にて採取するか、又はサンプルフード内のサンプリング配管から試料容器に入れて採取する。PWR の原子炉一次冷却材は高温・高圧であるため、冷却器、減圧棒によって降温・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、ディレイコイル又はディレイ配管を有しており、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。

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。なお、この場合には、点線部分が試料採取前にパージを要する配管となる。

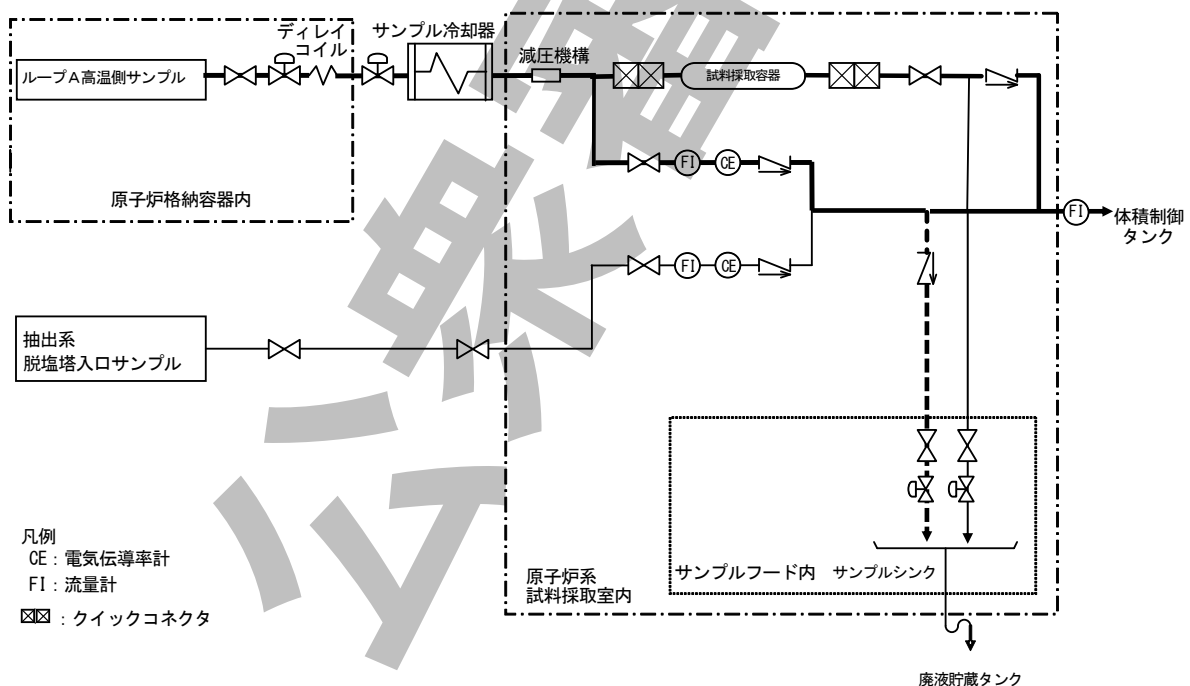


図 A.1－原子炉一次冷却材試料の採取系統（試料の冷却部及び減圧系統の例）



## 附属書 B (参考) 溶存水素計測定部位の概念図

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

### B.1 溶存水素計測定部位の例

溶存水素計測定部位概念図の例を図 B.1 に示す。

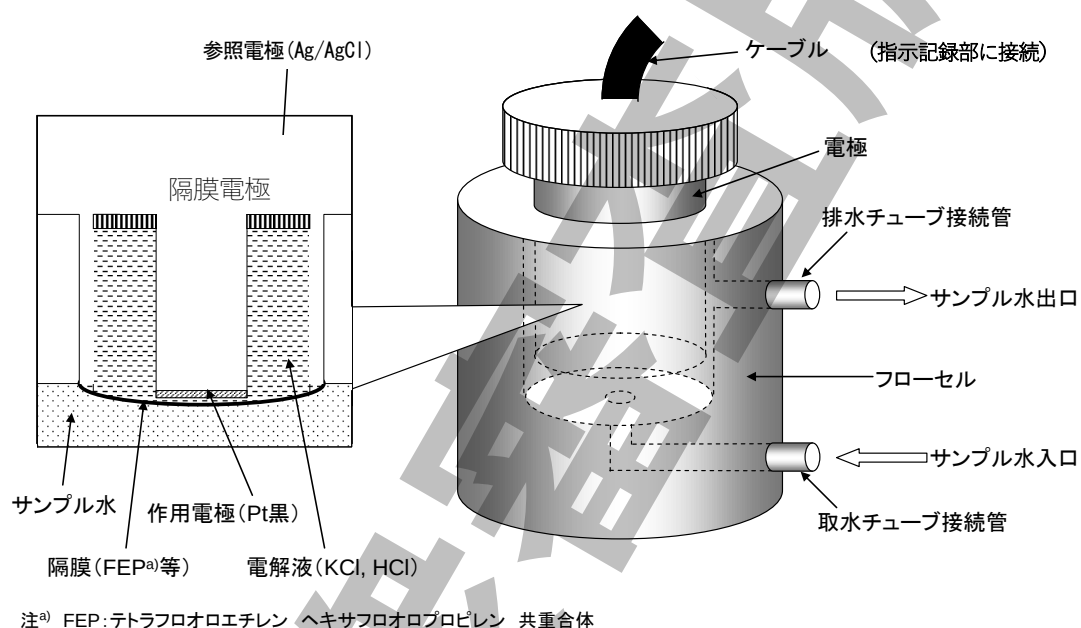


図 B.1—溶存水素計測定部位概念図の例

## 附属書 C

### (参考)

### ガス抽出装置及び操作の例

この附属書は、本体に関連する事柄を説明するものであり、規定の一部ではない。

#### C.1 ガス抽出装置及び操作の例

採取した原子炉一次冷却材試料から溶存水素ガスを抽出する操作を図 C.1 に示す装置を例として示す。

- 試料採取系統のクイックコネクタに耐圧性の試料採取容器を取り付け、バルブ 7, 8 を開けて、試料採取系統に試料採取容器を装着する。その後、試料採取容器に試料を採取し、バルブ 7, 8 を閉じる。試料採取容器をガス抽出装置のクイックコネクタ 6 と 9 に取り付け、バルブ 10 を閉じる。
- ガス捕集容器及び試料採取容器のバルブまでのライン（バルブ 1 からバルブ 7 までのライン）を真空ポンプ（又はアスピレーター）を用いて真空にした後（真空度：<約 3kPa-abs 20°Cアスピレーター使用の条件）、バルブ 2, 3, 4, 5 を閉じ、真空ポンプを停止する。また、三方バルブ 1 を大気側に開ける。ガス捕集容器内が真空であることを圧力計で確認する。
- バルブ 7 と 8 を開いた後、バルブ 5 を徐々に開けて約 1 秒に 1 個の気泡が出るように調節し、バブリングを行う。
- 気泡が出なくなればバルブ 5 を閉めバブリングを終了する。
- バルブ 11, 12, 13 を開ける。バルブ 5 を徐々に開け、ガス捕集容器に空気を入れて常圧に戻すとともに、ガス捕集容器の底にたまった水層を除きガス体積を  $V_1$  とする。
- ガス捕集容器内のガスをゴムキャップを介して、ガス注射器により採取する。
- ガス採取後にバルブ 3, 4, 10 を開け、抽出装置内の原子炉一次冷却材試料を排水する。

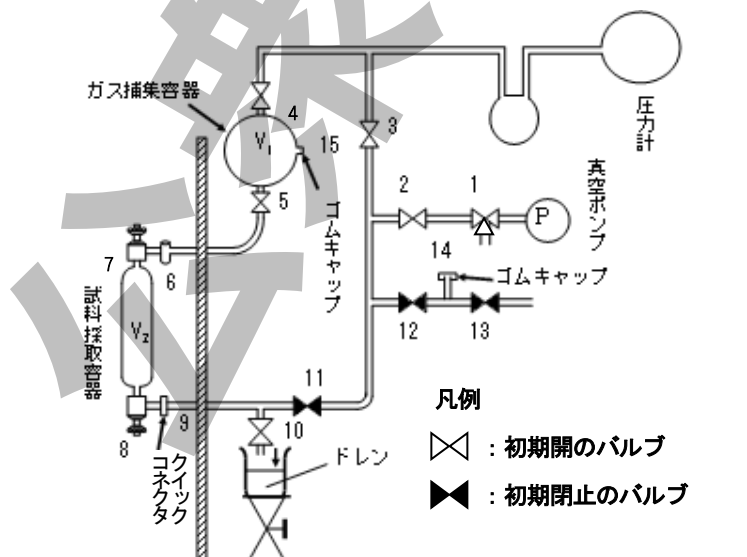


図 C.1-ガス抽出装置の例<sup>1)</sup>

注<sup>1)</sup> このガス抽出装置の例はJISに基づいたものではない。

## C.2 簡易型ガス抽出装置の例

常温、常圧における溶存水素の溶解度は約  $17 \text{ cm}^3/\text{kg}$  であり、通常運転時は加圧水の採取となることから試料採取容器の耐圧値を  $0.5 \text{ MPa}$  以上に設定した。なお、停止時の試料採取のように加圧条件下でない常圧の場合には、ガラス製試料採取容器などの耐圧容器以外の容器を使用できる。このときに用いる簡易型ガス抽出装置の例を図 C.2 に、その操作を次に示す。

- 試料採取系統のサンプルシークの試料出口に、試料採取容器を取り付け、試料を流し採取する。
- バルブ 6, 7 を閉じ、試料出口より試料採取容器を取り外す。
- 試料採取容器をコネクタ 5 に取り付ける。
- ガス捕集容器及び試料採取容器のバルブまでのライン（バルブ 1 からバルブ 4 までのライン）を真空ポンプ（またはアスピレーター）を用いて真空にした後（真空度：<約  $3 \text{ kPa}$   $20^\circ\text{C}$  アスピレーター使用の条件）、バルブ 2 を閉じ、真空ポンプを停止する。また、三方バルブ 1 を大気側を開ける。ガス捕集容器内が真空であることを圧力計で確認する。
- バルブ 4 を開いた後、バルブ 6 を徐々に開けて約 1 秒に 1 個の気泡が出るように調節し、気泡がでなくなるまでバブリングを行う。
- バルブ 7 を徐々に開け、ガス捕集容器に空気を入れて常圧に戻すとともに、ガス捕集容器の底にたまった水層を除いた後にバルブ 7 を閉じ、ガス体積を  $V_1$  とする。
- ガス捕集容器内のガスをゴムキャップを介して、ガス注射器により採取する。
- バルブ 6, 7 を閉じ、バルブ 2 を開け、バルブコネクタから試料採取容器を外す。
- バルブ 6, 7 を開け、試料採取容器の試料を排水する。

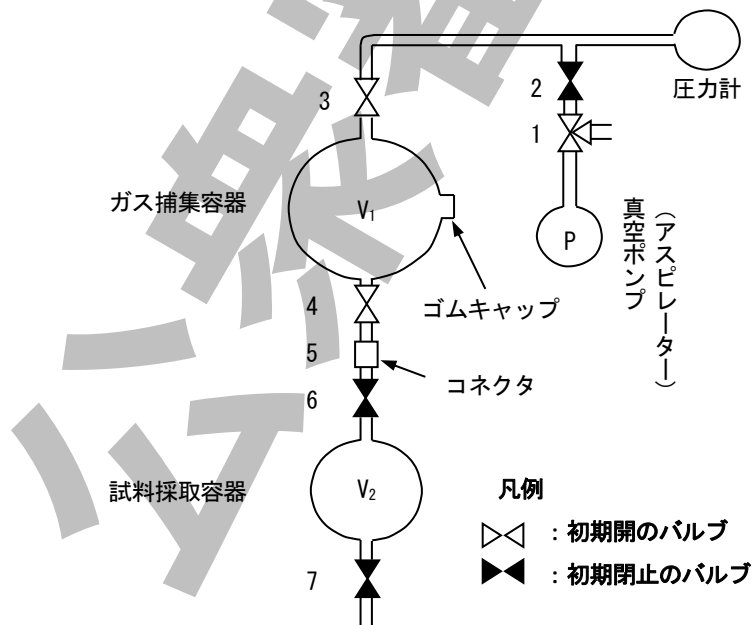


図 C.2—簡易型ガス抽出装置の例<sup>2)</sup>

注<sup>2)</sup> このガス抽出装置の例はJISに基づいたものではない。

AESJ-SC-S003:202\*

## 加圧水型原子炉一次冷却材の化学分析方法

### － 溶存水素:202\*

#### 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、標準の一部ではない。

#### 1 制定の趣旨

加圧水型原子炉（PWR）プラントでは、燃料被覆管及び一次系構成材料の健全性確保を目的に、原子炉の運転に伴い水の放射線分解によって生成する酸性化学種濃度の上昇を抑制するため、原子炉一次冷却材に水素を溶存させている。溶存水素濃度は体積制御タンク（VCT）気相部のガス圧力及び水素組成の調整によって管理するが、プラントの安全・安定運転を図る上で、定期的に原子炉一次冷却材中の溶存水素濃度を測定して、その濃度を確認している。また、プラント停止・系統開放前には爆鳴気形成を防止するため VCT 気相部の水素ガスを窒素ガスに置換するとともに原子炉一次冷却材中の溶存水素濃度が十分に低いことを確認している。

PWRの水化学管理に用いる化学分析方法には、JIS、ASTM及び放射能測定シリーズで標準化されているものもある。しかし、溶存水素については、国内外での運転実績及びこれまでの知見などを基に独自に化学分析方法が開発され適用されており、標準化したものはない。そこで、特にPWRで用いる溶存水素の化学分析方法についてプラントでの運用を考慮して日本原子力学会標準として規定する。

#### 2 改定の経緯

この標準は、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改定した。改定の背景及び必要性を次に示す。

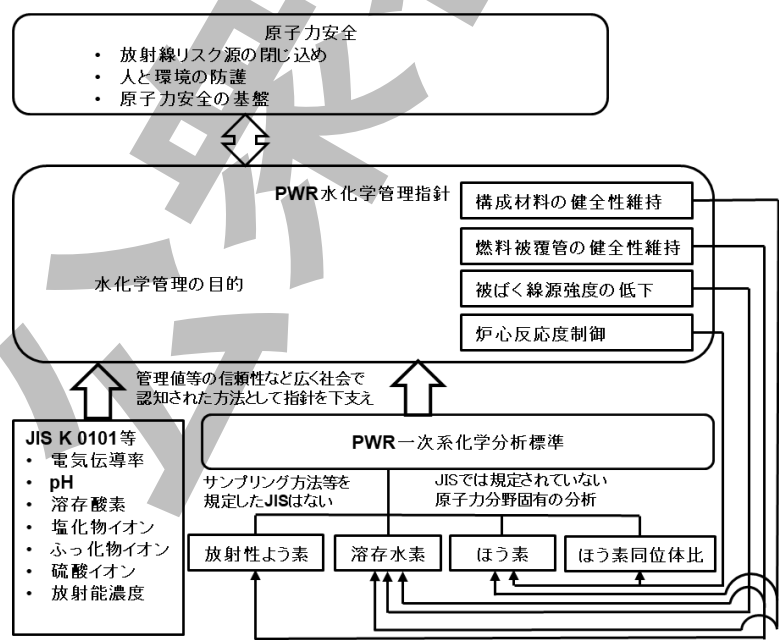
2011年に発生した福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、軽水炉の自主的安全性向上への取り組みが必要とされ、原子力安全の確保及び継続的改善に資することを目的として“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”が制定された。同指針では、水化学管理の主な目的として、一次系構成材料・燃料被覆管の健全性維持及び作業従事者の被ばく線量低減を挙げている。また近年、自主的安全性向上の観点から炉心反応度制御の高度化が検討されており、炉心反応度制御についても水化学管理の目的のひとつとして求められるようになった。これらのうち、一次系構成材料及び燃料被覆管の健全性維持は原子力安全の基本原則のうち“放射線リスク源の閉じ込め”，作業従事者の被ばく線量低減は同じく“人と環境の防護”の達成に資するものである。すなわち、一次系構成材料は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成しており、その健全性維持を図ることによって原子炉一次冷却材漏えいリスクを低下させる。また、燃料被覆管は燃料及び核分裂生成物を収納しており、その健全性維持を図ることによって燃料破損のリスクを低下させる。これらはいずれも“放射線リスク源の閉じ込め”に大きく寄与している。一方、原子炉一次冷却材の水化学管理を適切に行うことによって一次系構成材料の付着放射能レベルを低減し、作業従事者の被ばく線量低減を達成することが可能となる。これは“人と環境の防護”に大きく寄与している。そのため、同指針で

は、システム全体の安全性確保に係る項目について、管理項目、制御項目、診断項目、アクションレベル、アクションレベル逸脱時の措置等を規定し、適切に運用管理することを求めている。

運用管理を適切に実施するためには、標準化した化学分析法に基づいて各項目を分析・評価する必要がある。これらの項目の中には既に JIS、ASTM 及び放射能測定シリーズにより化学分析手法が確立しているものも多くあるが、その一方で JIS、ASTM 及び放射能測定シリーズで規定されていない原子力分野固有の化学分析項目がある。具体的には、溶存水素、ほう素、ほう素同位体比、放射性よう素がそれに該当する。このうち、溶存水素は、燃料被覆管及び一次系構成材料健全性の維持を図る上で重要な分析項目であり、また、溶存水素濃度管理が被ばく線量低減にも影響すると考えられている。ほう素は、炉心の反応度を制御する上で重要な分析項目であり、一次系構成材料の健全性にも影響すると考えられている。放射性よう素は、燃料破損が生じた時に原子炉冷却材中に漏えいする核分裂生成物として迅速に検知するための分析項目であり、燃料被覆管の健全性維持を図る上で重要な分析項目である。このように、PWR 一次系化学分析標準は、管理値等の信頼性などが広く社会に認知される手段として“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”を下支えするものとなる。しかし、本分析標準の制定時には“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”が制定されていなかったため、原子力安全及び“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”との関係を明確化するために PWR 一次系化学分析標準を改定した。

**解説図 1** に、原子力安全と加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019 及び PWR 一次系化学分析標準との関係を示した。

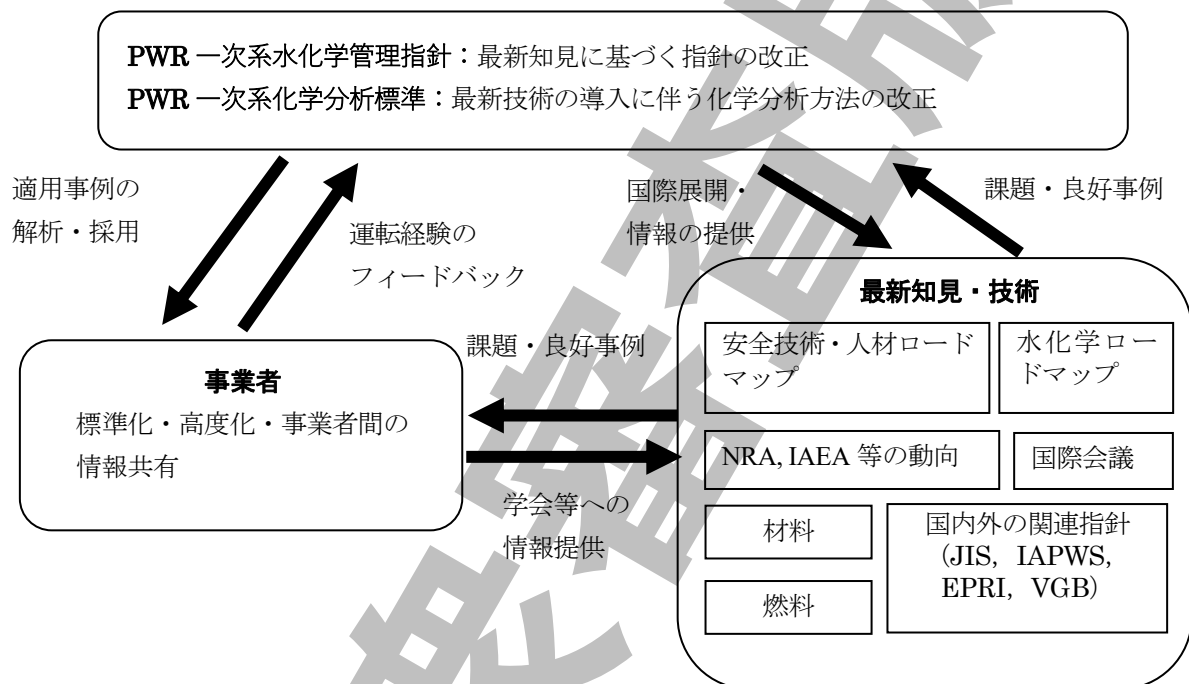
なお、PWR 一次系化学分析標準に対する原子力安全の要求事項は、上位概念の“加圧水型原子炉一次系の水化学管理指針：2019”のそれと同一であり、原子力安全に関わる深層防護のレベル 1 の異常・故障の発生防止及びレベル 2 の異常・故障の検知及び拡大防止に該当する安全基盤と位置付けられる。この体系が完成することで、標準的な化学分析方法による信頼性の高いデータの取得と化学分析技術の進歩に応じた改善等の PDCA が機能し、本来の自主的安全性向上の目的を達成することが可能となる。



解説図 1—PWR 一次系化学分析標準と原子力安全との関わり

### 3 改定後のフォロー

水化学管理に関わる化学分析方法の分野においても自主的安全性向上を取り入れる必要がある。改良水化学の導入又は耐食性の優れた材料への変更により水化学管理指針のアクションレベル、制御値及び推奨値を見直す際に、必要に応じて関連する化学分析標準の改定を行う。また、国内外における新たな化学分析機器の導入及び化学分析方法の提案等を受け、化学分析標準の改定を行う。この標準を改定した後も、安全性向上に係る新知見をプラントの運用管理に適切に反映するため、プラントの運転経験及び新知見に基づく適用事例を解析しフィードバックを図ることにより、最新の化学分析技術を取り入れ、標準の改定を行っていく（解説図2参照）。このような活動を通じて、PWRの継続的な安全性向上に寄与できるものと期待される。



**注記** NRA：原子力規制委員会，IAEA：国際原子力機関，IAPWS：国際水・蒸気性質協会，EPRI：米国電力研究所，VGB：欧州大規模発電事業者技術協会

解説図2－PWR 一次系化学分析標準に最新知見を取込む仕組み

### 4 審議中問題となった事項など

特に記載すべき事項はなかった。

### 5 懸案事項

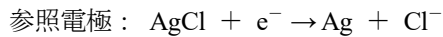
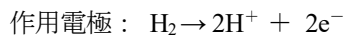
特に記載すべき事項はなかった。

### 6 化学分析方法の解説

#### 6.1 化学分析方法の原理

##### 6.1.1 隔膜電極法

電極隔膜の内側に作用電極，参照電極，電解液がある（附属書 B 参照）。隔膜を透過した水素は作用電極で酸化され，これに対応して参照電極で AgCl 中の Ag の還元が起こる。反応式は次のとおりで，電極反応によって HCl が生成される。なお，この酸化還元反応はごくわずかに進行するにすぎないため，生成する HCl は電解液の組成に影響しない。



水素の酸化によって流れる電流は，定常状態で式（1）のとおりとなる。

$$i = n \times F \times S \times \frac{P_m}{d} \times P_H \times D_H \quad \dots\dots\dots (1)$$

ここに， $i$ ： 水素の酸化によって流れる電流（A）

$n$ ： 反応にあずかる電子数（－）

$F$ ： ファラデー定数（96485 C/mol）

$S$ ： 作用電極の面積（cm<sup>2</sup>）

$P_m$ ： 隔膜の水素透過係数（mol/（s・cm・kPa））

$d$ ： 隔膜の厚さ（cm）

$P_H$ ： 水素分圧換算係数（kPa・kg/cm<sup>3</sup>）

$D_H$ ： 試料中の溶存水素濃度（cm<sup>3</sup>/kg）

電流値は，溶存水素濃度(分圧)，作用電極の面積，隔膜の水素透過係数に比例し，隔膜の厚さに反比例する。温度が一定ならば溶存水素濃度以外の値は定数となるため，電流値は溶存水素濃度に比例することとなり，溶存水素濃度を測定できる。上式で水素透過係数は温度に依存して変化するが，通常は，温度測定素子によって測定された温度を基に，自動的に温度補償される。

隔膜電極法は 1980 年代後半に開発され，近年 PWR にて適用されてきている。この分析方法は測定原理から連続フロー式であるため，分析時の廃液量は多くなる場合があるが，溶存水素濃度が短時間に大きく変化する停止時などでの分析に有利である。

### 6.1.2 ガス抽出法

この分析法の基本は 1960 年代前半に溶存気体の分析法として開発されたもので，気体採取手段としては沸騰法，真空法及びストリップング法がある[1][2][3]。ガス抽出法と類似のストリップング法では 20 分以上バブリングすれば，ガス抽出は完結すると報告されている[1]。この標準の規定では気泡が出なくなつてガス抽出が終了するのに 30 分以上を要するので，ガス抽出は完結していることが裏付けられる。なお，平衡論的にも溶存水素の残留は無視できる程度であり，ガス捕集容器の容積を試料採取容器の容積（100 mL 程度）の 2 倍程度とすることで，残留水素量は 1% 以下となる。また，ガス抽出法は隔膜電極法に比べ試料量が少なくてもすむという特徴があり，事故後の原子炉一次冷却材中の溶存水素濃度の測定に，この原理が適用されることが紹介されている[4][5]。

### 6.2 適用する濃度範囲

PWR の通常運転時における原子炉一次冷却材の溶存水素濃度は 15～50 cm<sup>3</sup>/kg の範囲で管理されており，通常は 30 cm<sup>3</sup>/kg 程度で調整しているため，この標準では分析上限を 60 cm<sup>3</sup>/kg とした。また，停止時における爆鳴気を形成しない濃度（5 cm<sup>3</sup>/kg 以下）を十分に測定できる濃度として，下限値を 1 cm<sup>3</sup>/kg とした。

ここで示した適用する濃度範囲は分析原理上の制限によるものではない。分析に使用する器具及び装置を変更することで，60 cm<sup>3</sup>/kg を超える高溶存水素濃度側での分析にも拡張できる。ただし，その場合には

総合精度の検証が必要である。

### 6.3 総合精度

この分析方法（隔膜電極法，ガス抽出法）を適用した場合の装置及び器具関連の総合精度は，隔膜電極法では電極の精度に，ガス抽出法ではガスクロマトグラフの精度に大きく影響される。いずれも標準水素ガスによる校正が必要で，隔膜電極の誤差は最大でも3%程度[6]，ガスクロマトグラフの誤差は最大でも4%程度[7]と評価される。

この標準に規定した計測条件を適切に選定することにより，隔膜電極法，ガス抽出法ともに1～60 cm<sup>3</sup>/kgの分析範囲において大きくても10%程度の総合精度が得られ，運転時の溶存水素濃度管理及び停止時の爆鳴気形成防止のための水素濃度確認の分析方法として妥当である。ガスクロマトグラフの校正方法はJIS K 0055を参考とする。

**注記** この標準の分析方法に使用する装置及び器具などは，それぞれ固有の許容誤差を有する。誤差表示についてできるだけ客観的に表示することを第一義とする観点から，それらの許容誤差に基づき式(2)で計算される値を総合精度*P*とするのが適切である。

$$P = \sqrt{(a^2 + b^2 + c^2 + \dots)} \dots\dots\dots (2)$$

ここに，*a*，*b*，*c*，…は，装置及び器具などが有する許容誤差を示す。

### 6.4 溶存水素計の校正及び測定

この標準で規定した操作方法が装置の仕様上，適用できない場合は取扱説明書を参考に，適用範囲や総合精度について，別途評価する。例えば，溶存水素計の校正方法として，標準水素ガスを用いた方法を規定しているが，一方で，溶存水素計の装置取扱説明書には，大気による校正方法も記載されている場合が多い。大気による校正方法は，水素電極を水素測定モードにて水素標準ガスを測定した時の電流値と，酸素測定モードでの大気（酸素21%）を測定した時の電流値の比を予め求めておき，この比は溶存水素計装置内に演算データとして記録される。この比と大気（酸素21%）を測定した時の電流値によって，相当する水素標準ガスでの電流値を計算し溶存水素計のスパン校正を行う。ただし，スパン校正の精度は標準水素ガスによる校正の場合よりも低下することに留意する必要がある。

### 6.5 化学分析法の比較

各化学分析方法における化学分析の煩雑さ及び化学分析精度の比較を解説表1に示す。

解説表1－化学分析法の比較

| 分析法 | 隔膜電極法         | ガス抽出法   |
|-----|---------------|---------|
| 長所  | 操作が簡便         | 廃液量が少ない |
| 短所  | 仮設装置の場合廃液量が多い | 操作が複雑   |
| 精度  | 約10%          | 約10%    |

### 参考文献

- [1] A.Tolk, W.A.Lingerak, A.Kout, D.Borger, “Determination of Traces of Hydrogen, Nitrogen and Oxygen in Aqueous Solutions by Gas Chromatography”, *Analytica Chimica Acta*, 45, 137-142 (1969).
- [2] S.Natelson, R.L.Stellate, “Apparatus for Extraction of Gases for Injection into the Gas Chromatograph,



- Application to Oxygen and Nitrogen in Jet Fuel and Blood”, Analytical Chemistry, 35, 847-851 (1962).
- [3] J.W.Swinnerton, V.J.Linnenbon, C.H.Cheek, “Determination of Dissolved Gases in Aqueous Solutions by Gas Chromatography”, Analytical Chemistry, 34, 483-485 (1962).
- [4] G.R.Davidson, “Post Accident Sampling System and Analysis Technique”, Nuclear Safety, 28, 491-492 (1987).
- [5] B.G.Motes, R.L.Huchton, “Evaluation of Potential Post-accident Reactor-coolant Chemical Analysis Methods”, Transaction of American Nuclear Society, 45, 262-263 (1983).
- [6] Irja Helm, Lauri Jalukse, Ivo Leito, “Measurement Uncertainty Estimation in Amperometric Sensors: A Tutorial Review”, Sensors, 10, 4430-4455 (2010).
- [7] Yao Weijun, “Analytical accuracy of hydrogen measurement using gas chromatography with thermal conductivity detection”, Journal of Separation Science, 38, 2559-2752 (2015).