JAEA-Review 2013-007



# 高速炉における放射性腐食生成物 (CP) の ナトリウム中移行挙動評価のための解析手法の調査

Investigation on Analytical Method for the Transfer Behavior of Corrosion Product (CP) in the Fast Breeder Reactors

> 松尾 陽一郎 佐々木 新治 Youichirou MATSUO and Shinji SASAKI

FBR プラント工学研究センター FBR Plant Engineering Center

May 2013

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。 本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。 なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ(<u>http://www.jaea.go.jp</u>) より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department, Japan Atomic Energy Agency 2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2013

#### JAEA-Review 2013-007

# 高速炉における放射性腐食生成物(CP)のナトリウム中移行挙動評価のための 解析手法の調査

日本原子力研究開発機構

FBR プラント工学研究センター 松尾 陽一郎\*\*、佐々木 新治+

#### (2013年2月12日受理)

わが国が現在開発している高速増殖炉(FBR)での作業員の被ばくの主要な放射線源は、燃料破 損を起こしていない通常運転の場合、放射性の腐食生成物(CP: Corrosion Products)である。最も重 要な CP は <sup>54</sup>Mn と <sup>60</sup>Co である。沈着した放射性 CP は、配管や機器の周辺に放射線場を形成し、 プラント作業員の放射線被ばくの要因となる。

本報告書では、第一に、高速炉における CP 移行挙動について、網羅的に収集した知見を分 析した結果を述べ、CP 移行挙動の本質を整理した。第二に、CP 移行挙動を解析する既存の手法 について調査し、課題を抽出し、課題の解決方法について述べた。第三に、解決方法に基づく改 良の具体例について近年の動向を調査、評価した内容を述べた。

概要を以下に述べる。

(1) 過去に得られた CP 移行挙動に関する知見

- ・CPの生成については、高温となる炉心構成材料からの高温ナトリウム中へのCPの溶解が主体的となる。
- ・炉心構造材料の表面に、微細な粒子からなる構造が確認できた。
- ・CPの沈着については、1次冷却系の低温部及び炉心下部において CPの析出が起こり、また、 CPを含むと考えられる粒子状の沈着物が存在することが確認できた。

(2) CP 移行挙動の解析手法の課題の抽出と解決方法

- ・実炉の1次冷却系配管外表面、取出し後の燃料被覆管外表面などの放射線測定により CP 付着 によるとみられる放射能が確認されている。この分布と炉外ナトリウムループ試験の分布データ をもとに、CP の生成・沈着メカニズムのモデル化が行われている。
- ・エルボ部等の局所的に放射線量が高い部分については、既存のモデルで評価できないと考えられる。粒子状の移行についてモデル化し、評価する必要がある。

国際原子力情報・研修センター:〒919-1279 福井県敦賀市白木1 ※博士研究員(現在、福井大学附属国際原子力工学研究所) +大洗研究開発センター 福島燃料材料試験部 (3) CP 挙動解析手法の近年の状況

- ・既存の知見に基づいて粒子状での CP の生成、移行、沈着に関するモデルが開発され、モデル が導入された既存解析コードにより、「常陽」体系での1次冷却系配管表面の CP 表面密度に関 する検証計算が行なわれた。モデル導入前と比較して CP 表面密度の計算精度(C/E)が向上し、 導入したモデルが妥当であると判断された。
- ・粒子の生成に関するモデルの検証、粒子の離脱に関するモデル化が必要である。このために粒子生成メカニズムの調査、モデル化と CP 移行に対する粒子状 CP の寄与の明確化、ナトリウム中の CP 濃度の分析が必要であると考えられる。

#### JAEA-Review 2013-007

# Investigation on Analytical Method for the Transfer Behavior of Corrosion Product (CP) in the Fast Breeder Reactors

Youichirou MATSUO\* and Shinji SASAKI+

FBR Plant Engineering Center Japan Atomic Energy Agency Tsuruga-shi, Fukui-ken

(Received February 12, 2013)

Radioactive corrosion products (CPs) are main cause of personal radiation exposure during maintenance work without fuel failure in FBR plants. The most important CP species are <sup>54</sup>Mn and <sup>60</sup>Co. The deposited radioactive CPs cause radiation fields near the piping and components, and the CPs contribute to the radiation exposure of the plant-worker.

In this review, firstly, the collected knowledge about CP transfer behavior in the fast reactor are reviewed and analyzed. Secondly, the existing analytical methods to evaluate CP transfer behavior are investigated, issues of which and their solutions are extracted and discussed. Finally, examples of the calculated results by the improved analytical method are described.

The provided conclusions are as follows;

(1) Collected knowledge on CP transfer behavior.

• CP generation is mainly due to the dissolution of CP from hot reactor core constitution materials to hot sodium.

• On the core materials, particle-formed structure was confirmed.

• The evidence of CP precipitation in the low temperature part of the primary cooling system and the lower part of reactor core was provided. Similarly, the evidence of CP particle deposition in the same domain was also provided.

Keywords: Corrosion Product, Fast Breeder Reactors, MONJU, JOYO, PSYCHE Code

※ Post-Doctoral Fellow (present affiliation; Research Institute of Nuclear Engineering, University of Fukui)

<sup>+</sup> Fukushima Fuels and Materials Department, Oarai Research and Development Center

(2)Extracted issues on analytical methods of CP transfer and proposed solutions

• In the past, radioactivity caused by CP deposition on the piping and the core materials surface is confirmed. Subsequently, analytical models were developed based on the distribution of the CPs in the reactor coolant systems and the out-pile sodium loop test.

• The local high radiation dosage (such as elbow part) was observed by the radiation measurement. However, this behavior cannot be evaluated by the existing model, and it is considered necessary to take into account the transfer of CP particle.

(3) The recent trend of the CP behavioral analysis method.

• Novel CP particle generation, transfer and deposition models were developed based on existing knowledge on CP behavior. The developed models were introduced into the conventional analytical code, and a calculation on "JOYO" system was performed. The C/E (Calculated / Experimentally observed) value of deposition density in primary loop was improved by introducing the models, therefore, the models were considered to be proper.

• The examination of the particle generation model and the modeling of particle secession is needed. Therefore, it is necessary to investigate particle generation mechanism, to model the mechanism, and to analyze the CP radionuclide in the sodium.

# 目次

1.	緒言	
2.	過去に得ら	られた CP 移行挙動に関する知見
	2.1. 清	高速炉での CP の特徴
	2.1.1	基本的特徵
	2.1.2	酸素濃度依存性
	2.1.3	下流効果
	2.1.4	軽水炉と高速炉の相違
	2.2. 清	高速実験炉「常陽」における CP 移行挙動4
	2.2.1	燃料被覆管に関する過去の知見
	2.2.2	燃料被覆管に関する最新の知見
	2.2.3	1 次冷却系配管・機器への CP 沈着に関する知見6
	2.2.4	燃料機器洗浄設備系
3.	CP 移行挙	動の解析手法の課題の抽出と解決方法
	3.1. 既	存の CP 移行挙動の解析手法と課題の抽出
	3.2. PS	SYCHE コードの調査
	3.2.1	PSYCHE コードの概要
	3.2.2	PSYCHE コードの解析モデル10
	3.2.3	PSYCHE コードの課題
	3.3. 抽	出された課題の解決方法
	3.4 粒子	子の生成・移行・沈着のメカニズム
	3.4.1	粒子の生成
	3.4.2	粒子の輸送
	3.4.3	粒子の沈着
4.	CP 移行挙	動解析手法の近年の状況
	4.1 粒子	子状 CP を考慮した CP 移行挙動解析コードの概要
	4.2 粒-	子モデル15
	4.2.1	粒子の生成
	4.2.2	粒子の輸送
	4.2.3	粒子の沈着
	4.2.4	粒子の離脱
	4.3 Fr	常陽」体系での検証
	4.4 <sup>[</sup>	もんじゅ」体系での試解析

5.	結言	18
謝辞		19
参考	文献	20

#### JAEA-Review 2013-007

# CONTENTS

1.	Introduction	n1
2.	Knowledge	about CP transfer behavior provided in the past
	2.1. C	Characteristic of the CP behavior in the FBR
	2.1.1	Fundamental characteristic of the CP behavior
	2.1.2	Oxygen concentration dependence 3
	2.1.3	Downstream Effect
	2.1.4	Difference of a LWR and a FBR4
	2.2. C	P transfer behavior in the Fast Experimental Reactor "JOYO"
	2.2.1	Past knowledge about the fuel clad
	2.2.2	The latest knowledge about the fuel clad
	2.2.3	The cooling system piping, apparatus
	2.2.4	Fuel apparatus cleaning equipment system
3.	Extraction a	and solution policy of the problem of the analytical technique of the CP behavior
	3.1. E	extraction of analytical methods and the problem of the existing CP behavior9
	3.2. It	nvestigation of the PSYCHE code
	3.2.1	Summary of the PSYCHE code
	3.2.2	Analytic model of the PSYCHE code 10
	3.2.3	Problem of the PSYCHE code 11
	3.3. S	olution to extracted problem policy 12
	3.4 M	echanism of generation, transfer, the deposition of the particle 12
	3.4.1	Generation of the particle 12
	3.4.2	Transportation of the particle 13
	3.4.3	Deposition of the particle 14
4.	The recent	situation of the CP transfer behavioral analysis methods
	4.1 Sur	nmary of the CP transfer behavioral analysis code in consideration of the CP which
	transferred	with form of particle
	4.2 Par	ticle model 15
	4.2.1	Generation of the particle
	4.2.2	Transportation of the particle
	4.2.3	Deposition of the particle 15
	4.2.4	The secession of the particle
	4.3 Ins	pection for the calculation of the "JOYO" system 16

## JAEA-Review 2013-007

	4.4	Trial calculation for the "MONJU" system ·····	16
5.	Conclu	sions	18
Ackn	owledge	ement	19
Refer	ences		20

# 図表リスト

表リスト

- 表.1 主要 CP の半減期及び γ線エネルギー
- 表.2 主要 CP の生成反応
- 表.3 コバルト核種及びマンガン核種の比較
- 表.4 高速炉と軽水炉での CP 移行挙動の特徴
- 表.5 Mk-II 炉心燃料 PFD327 の被覆管外側表面の FE-SEM 画像
- 表.6 「常陽」1 次冷却系の主要仕様
- 表.7 Mk-III移行に伴う原子炉冷却系の改造工事等に伴う IHX まわりの CP 測定結果
- 表.8 CP に関する既存の移行挙動解析コードの比較
- 表.9 粒子沈着に関与する因子

図リスト

- 図.1 DORE に含まれる PSYCHE を中心としたシステム構成
- 図.2 高速増殖炉における CP 移行挙動のイメージ
- 図.3 ナトリウム中の遷移金属元素の溶解度
- 図.4 「常陽」1次冷却系構成図
- 図.5 「常陽」燃料被覆管表面の沈着粒子数と炉内滞在時間の関係
- 図.6 「常陽」燃料被覆管表面の沈着粒子の最大粒子径と炉内滞在時間の関係
- 図.7 「常陽」Mk-II 炉心集合体 PFD327 の燃料被覆管観察面位置
- 図.8 Mk-II 炉心燃料 PFD327 及び PFD029 の被覆管表面の比較
- 図.9A WDX による成分分析結果(R358A43)
- 図.9B WDX による成分分析結果(R35893)
- 図.10 「常陽」1 次冷却系配管周りの線量率分布
- 図.11 溶解-析出モデルの概要
- 図.12 「常陽」測定値による補正係数の適合
- 図.13 主要な CP 及びその酸化物のエリンガムダイアグラム
- 図.14 粒子モデルの概要

#### 1. 緒言

高速増殖炉をはじめとする原子力発電プラントの高稼働率化、長寿命化と関連して、被ばく 低減を実現するための管理技術の高度化に関心が高まっている。わが国が現在開発している高速 増殖炉(FBR)での作業員の被ばくの主要な放射線源は、燃料破損を起こしていない通常運転の場合、 放射性の腐食生成物(CP: Corrosion Products)である。CPの生成、移行、沈着、蓄積挙動とその結 果もたらされる放射線場のシミュレーション技術は、より高度な管理技術の重要な一翼を担うも のである。

ループ型高速炉の CP は、ステンレス鋼を用いた燃料被覆管、ラッパ管などの炉心構造材料 が炉内で中性子照射により放射化されて生じ、1 次冷却系統内を移行し、冷却系統内の機器・配 管及び炉内の燃料集合体の鋼壁面に沈着すると考えられている。主要な CP は <sup>54</sup>Mn 及び <sup>60</sup>Co であ る。

日本原子力研究開発機構では、高速炉プラント1次冷却系における CP 移行挙動と、CP に起 因する放射能の沈着密度のシミュレーション解析コード(PSYCHE)が 1982 年から3 年間にわたり 開発され、「常陽」1 次冷却系 CP 実測値を用いて検証されてきた。検証の結果、計算値/測定値 =0.5~2.0 の範囲で一致していると報告された<sup>1)</sup>。また、作業員の被ばく量を予測し、低減化を計 画的に推進することを目的として、PSYCHE と遮蔽計算コード(QAD-CG)間のユーザインターフェ ースを新設・改良し、解析結果の線量率マップの可視化を含む統合化システムが開発された。こ のシステムは DORE(Dose Rate Estimation System for FBR Maintenance)と呼称されている<sup>2)</sup>。DORE に含まれる PSYCHE を中心としたシステムの構成を図.1 に示す。

PSYCHE は、高速炉における CP 移行挙動の現象を統一的に説明できる解析コードの確立を 目指して開発されたものであるが、いくつかの課題が残されたままである。PSYCHE の解析モデ ルは、溶解-析出モデル(Solution-Precipitation Model)に基づいているが、1982年のコードの開発時 点から、解析モデルの見直しや追加は行なわれていない。高速増殖炉におけるプラントの長寿命 化、被ばく低減を実現するための管理技術の高度化のために、解析モデルの見直しや改良につい て議論することは重要であると考える。

本報告書では、第一に、高速炉における CP 移行挙動について、網羅的に収集した知見を分析した結果を述べ、CP 移行挙動の本質を整理する。第二に、CP 移行挙動を解析する既存の手法について調査し、課題を抽出し、それらの課題の解決方法について述べる。第三に、解決方法に 基づく改良の具体例について近年の動向を調査、評価した内容を述べる。

## 2. 過去に得られた CP 移行挙動に関する知見

#### 2.1 高速炉での CP の特徴

2.1.1 基本的特徵

高速炉プラントにおいて発生する CP の主なものは、燃料被覆管をはじめとする炉心材料が 中性子照射を受け生成した <sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co、<sup>58</sup>Co、<sup>51</sup>Cr 等の放射性核種がナトリウム中に溶解したも のである。炉心部において腐食・質量移行により発生した CP は、冷却材により輸送され、循環 し、中間熱交換器(IHX: Intermediate Heat Exchanger) や1次系ポンプなどの機器のナトリウムと接 する表面及び配管の内壁面に沈着、蓄積していく。これまでの高速炉プラント経験から、主要な CP 核種は <sup>54</sup>Mn 及び <sup>60</sup>Co であると考えられている。一般に高速炉プラントの1次冷却系では、<sup>54</sup>Mn が最も主要な CP となる <sup>1)</sup>。<sup>54</sup>Mn は炉心構成材料、構造材料の基質金属である鉄に存在比 5.82% 含まれている <sup>54</sup>Fe を標的核とし、 <sup>54</sup>Fe(n, p) <sup>54</sup>Mn により生成される。続いて、炉心材料中の不純物 として含まれる安定な Co を標的核として、 <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co の核反応によって生成する <sup>60</sup>Co も主要 な CP である。<sup>60</sup>Co は <sup>59</sup>Co(n,  $\gamma$ ) <sup>60</sup>Co 反応のほかにも、Co 基表面硬化材からの生成も無視できない。 炉心部の制御棒や 1 次系ポンプなどの接触・ 摺動部の表面硬化材にステライトが用いられる場合、 摩擦・磨耗により発生する摩擦粉から <sup>60</sup>Co が生成する可能性も指摘されている。このため、機器 の接触、摺動部でのコバルトフリーな表面硬化材を使用することにより、 <sup>60</sup>Co の低減を目指す試 みも行なわれている <sup>3)</sup>。

 ${}^{58}$ Co は  ${}^{58}$ Ni(n, p) ${}^{58}$ Co 反応で生成するが、 ${}^{58}$ Co は CP の中でも比較的大きな中性子捕獲断面積 を有し、 ${}^{59}$ Co への転換による消滅過程が存在するため最終的には生成量は微量となる。また、燃 料被覆管の表面では、ニッケルの選択的溶出が起こり、 ${}^{58}$ Co の標的核である  ${}^{58}$ Ni の濃度は減少し、 ナトリウム接液表面の  ${}^{58}$ Co の生成濃度は内部と比べると少なくなる。この結果として、 ${}^{58}$ Co は主 要な CP とはなりえない。高速炉で生成する CP について半減期、 $\gamma$ 線エネルギーを表.1 に、核種 ごとの生成反応を表.2 に示す。

<sup>54</sup>Mn と <sup>60</sup>Co は、ナトリウムー鋼間での選択的溶出、沈着挙動の傾向に相違が見られる。表.3 にコバルト及びマンガンの選択的溶出、沈着挙動の傾向の比較を示す。コバルトはマンガンと比較してナトリウムへの溶出傾向は小さい。コバルトはステンレス中に保持され易く、減肉を伴う 鋼壁表面の溶出過程が重要となる。一方、マンガンはステンレス中に保持されにくく、鋼壁面の 溶出のみならず、鋼壁より内部からの拡散溶出が主要な過程となる。

高速実験炉「常陽」や、ループ試験の CP に関する測定結果から導かれる CP 移行挙動のイメ ージを図.2 に示す。冷却材中の CP は、壁面または溶質成分の化合物結晶との平衡濃度と、ナト リウム中の濃度との差を駆動力として移行する。一般に、濃度差質量移行と呼ばれるこの過程に より、高温となる炉心構成材料からの高温ナトリウム中への CP の溶解と、低温となる 1 次冷却 系及び炉心下部での析出、もしくは粒子状の沈着を引き起こす。

1 次冷却系の配管はホットレグ配管(HL)とコールドレグ配管(CL)に大別できる。ホットレグ とは炉心出口から IHX までの配管を指し、コールドレグは IHX から炉心入口までの配管を指す。 高速炉 1 次冷却系を模擬した炉外ナトリウム試験ループ配管を用いて CP の沈着性状と除染挙動 を調べた研究では、1 次冷却系のホットレグとコールドレグでは沈着の挙動が異なり、ホットレ グでは鋼材への拡散沈着が主体的で、コールドレグでは多孔質ではく離性の沈着物が存在することが明らかとなっている<sup>4)</sup>。

#### 2.1.2 酸素濃度依存性

高速炉プラントの冷却材として用いられるナトリウムは強い還元性を持ち、酸素との親和性 が強い。しかし、供用中の高速炉プラントでの酸素濃度は低く抑えられており、配管や燃料被覆 管等の構成元素である鉄、ニッケル、マンガン、コバルトの酸化物や、ナトリウムとの複合酸化 物は発生しにくい環境となる。すなわち、高速炉プラントにおいて重視するべき CP の存在形態 は、ナトリウム中で単体金属原子もしくは金属元素及び半金属元素の溶質成分の安定な化合物状 態であると考えられている。

供用中の高速炉プラントでの酸素濃度は通常、1-3ppm 程度に保たれている。「常陽」におい ては 1977 年の初臨界以後の 1 次系冷却系のナトリウム中の酸素濃度は、2-3ppm の範囲内にある が、一時的にではあるが最大 7ppm 程度まで酸素濃度が上昇した経験がある。ナトリウム中の酸 素濃度が上昇した原因として燃料交換で新燃料表面に沈着した酸素が冷却系内に持ち込まれるこ とや、分析試料のサンプリング時における不純物の偏析等の問題が考えられている<sup>5)</sup>。

2.1.3 下流効果

ナトリウム流の流路に沿った CP 移行の過程は質量保存則によって支配されるが、これによ り溶出と沈着現象の双方において、下流効果(Down stream effect)現象が生じる。ループの沈着側の 等温領域では、下流側へ向かうに伴ってナトリウム中の CP 濃度は低下し、これに従って沈着ポ テンシャルは減少していく。温度降下領域を含む流域では、温度降下のために沈着ポテンシャル は増大していく一方、ナトリウム中の CP 濃度は下流側へ向かうに伴って沈着ポテンシャルは減 少していくため、これらの量的なバランスで CP の沈着分布が支配される。すなわち下流効果と は、ナトリウムループの腐食現象では、ナトリウム中の濃度の漸増のため、流れに対して下流位 置ほど溶解ポテンシャルの濃度差項が減少し、腐食速度が低下する効果のことである。

ナトリウム冷却高速炉用構造材料オーステナイト・ステンレス鋼に適用される腐食速度評価 式として開発された Maruyama の式<sup>6</sup>及び Thorley-Tyzack<sup>70</sup>の式(**T**-T 式)を以下に示す。

$$u = 3.17 \times 10^{-12} [O]^{0.803} \exp\left(12.63 - \frac{22.000}{RT} - 0.00591 \frac{L}{d}\right) \qquad \dots (1)$$
$$u = 0.85 \times 10^{-11} [O]^{1.5} 10^{(2.44 - \frac{18000}{4.6T})} \qquad \dots (2)$$

ここで、u:腐食速度(cm/s)、[O]:冷却材中酸素濃度(ppm)、L:領域の長さ(cm)、d:流路の等価 直径、T:冷却材温度( $\mathbb{C}$ )である。両式の相違は、下流効果項(L/d)の有無である。なお PSYCHE で は、鋼材腐食速度式として Maruyama の式及びT-T式を用いており、(1)式もしくは(2)式をイン プットデータにより選択することが可能である。 核種ごとの下流効果の受けやすさについては、マンガンは比較的下流効果の影響を受けにく く、コバルトやクロムは下流効果の影響を受けやすいとえる。図.3 にナトリウム中の遷移金属元 素の溶解度を示す。コバルトやクロムはマンガン等と比較してナトリウムへの溶解度が低く、析 出し易い傾向を持つ。一方で、マンガンは、コバルトや鉄、ニッケルと比較して溶解度のグラフ の傾きが大きく、温度降下領域において溶解していた元素が急速に析出しやすいと考えられる。 従って、コバルトやクロムは CP の発生源からの距離とともに沈着量が減少するため、下流効果 を示す。マンガン核種は、温度降下領域を含む領域では下流効果よりも温度下降による沈着ポテ ンシャルの増大の寄与が大きくなり、下流側の温度降下領域での沈着も見られる。「常陽」におい て、<sup>60</sup>Co は炉心出口から IHX までに分布し、<sup>54</sup>Mn は冷却系全域に分布するという傾向にある<sup>8)</sup> が、これは上述したような下流効果と沈着ポテンシャルのバランスにより説明できる。

#### 2.1.4 軽水炉と高速炉の相違

高速炉では液体金属ナトリウムが冷却材として用いられているため、1 次系の炉心、及び構造材料であるステンレス(18-8 系を主体とする)の腐食・質量移行現象は、既に商用化されている PWR(加圧水型軽水炉)などの軽水炉の場合とは異なる多くの特徴を有している。表.4 に高速炉と 軽水炉での CP 移行挙動の特徴について示す。軽水炉では、1 次冷却系の構成材料であるニッケル 基合金及びステンレス鋼の腐食により金属表面にC Pが形成されるとともに、溶解およびはく離 により冷却材中にイオン状、粒子状として放出される。特に冷却材との接液面積の大きい蒸気発 生器伝熱管が主な CP 放出源となる<sup>9)</sup>。PWR の伝熱管材料は高ニッケル合金であり、CP 成分の ニッケルは炉心で放射化され、<sup>58</sup>Ni(n,p)<sup>58</sup>Co 反応で <sup>58</sup>Co が生成する。<sup>60</sup>Co は耐摩耗材であるコバ ルト基合金や構成材料中の不純物として存在する <sup>59</sup>Co が放射化されたものである。このように PWR における主要 CP 線源は <sup>58</sup>Co、<sup>60</sup>Co であり、これらの核種は 1 次冷却系の構成材料の CP が 放射化したものである<sup>10</sup>。

高速炉での炉心構造材や配管に使用されるステンレス鋼等の鉄鋼材料はナトリウムとの共存 性に優れており、ナトリウムによる腐食は軽水炉における水腐食と比較して1桁以上小さく、CP の発生も少ないと考えられている<sup>11)</sup>。しかし、高速中性子により炉心構造材が放射化され、<sup>54</sup>Mn、 <sup>60</sup>Co等の放射性核種が生成し、これが冷却材を介してプラントを循環し、冷却系の各領域に沈着 する。腐食量は軽水炉と比べて少なく、軽水炉/高速炉=約1/100であるが、全CP付着量における 放射性物質の量は約1/2-1/5と軽水炉により近くなるため<sup>11)</sup>、FBRにおいてもCP問題は無視でき ないと考えられる。

#### 2.2 高速実験炉「常陽」における CP 移行挙動

「常陽」は1977年4月、増殖用炉心として初臨界を達成し、翌年7月に熱出力50MWtに到達した。その後、熱出力を75MWtまで上昇させ、合計6サイクル運転を行なった。1982年1月から照射用炉心(Mk-II)への移行を開始して、1983年3月に熱出力100MWtに到達後、第32サイクルからの高性能照射用炉心(Mk-III)への移行炉心を含む35サイクルの定格出力運転を行なった。2000年6月より第13回定期検査及びMk-III炉心へ移行するための冷却系改造工事が開始され、機能試験、性能試験を経て、2004年5月よりMk-III炉心での本格運転を開始した。

高速実験炉「常陽」の1次冷却系の概要を図.4に示す。CP移行挙動を取り扱う上で、炉心領域の燃料被覆管はCPの主要な生成部位となり、1次冷却系配管(コールドレグ、ホットレグ)、IHX などの機器、及び低温ナトリウムと接する燃料被覆管や集合体の下部はCPの主要な沈着部位となる。以下に「常陽」についてのCPに関する知見について述べる。

2.2.1 燃料被覆管に関する過去の知見

「常陽」Mk-II 炉心燃料 PFD029 の被覆管の軸方向 5 箇所の被覆管外表面の性状、及び遮蔽型 イオンマイクロアナライザ(SXMA)測定による表面成分元素の濃度変化が報告<sup>12)</sup>されている。低 温部(392℃)ではニッケル、マンガン濃度の高い粒子からなる構造が確認され、高温部(567℃)では 溶出した部分と考えられる凹部が確認された。成分分析の結果、凹部の部分では Cr 濃度の上昇と、 母材ではニッケル、マンガンが減少していることが示された。高温部では腐食・溶出による凹部 が生じ、ニッケル、マンガンが凹部から溶解したと考えられる。

「常陽」Mk-I 炉心燃料被覆管の表面 SEM 画像<sup>13,14)</sup>から、単位面積あたりに沈着している粒子数を算出し、被覆管表面温度ごとに整理したものを図.5 に示す。図.5 から、表面に沈着している粒子数は炉内滞在時間及び温度に依存することが示唆された。表面に沈着している粒子数が炉内滞在時間に依存する理由としては、時間経過によって粒子が冷却材中へ一定割合で生成し、これが循環し、沈着するためであると考えられる。また、温度に依存する理由としては、低温となる領域の鋼材表面で粒子が析出により形成されるか、もしくは温度が高い領域(420-450℃)と比較して温度が低い領域(370-380℃)では、流路として上流側に位置するために粒子のトラッピングが起こりやすいというジオメトリによる効果があるためと考えられる。

同様に、SEM 画像から炉内滞在時間と最大粒子径の関係を整理した結果を図.6 に示す。ここ での粒子径は過去の報告書<sup>14)</sup>に記載された最大粒子径を示す。図.6は、最大粒子径が概ね1.0-2.0µm の範囲内であること、炉内での滞在日数の経過(運転経過)に伴って粒子径が増加する傾向にあるこ と、そして温度が粒子の成長に関係する事を示している。

2.2.2 燃料被覆管に関する最新の知見

2.2.1 に述べた傾向については、報告されてから十数年以上経過している。著者らは「常陽」 Mk-II 炉心燃料 PFD327 の被覆管外側表面の FE-SEM 画像を取得し、最新の分析機器(FE-SEM) を用いて性状分析及び元素分析を行なった。

対象とした燃料被覆管は、使用済燃料貯蔵施設で長期保管されていた「常陽」Mk-II 炉心燃料 PFD327 のものであり、燃焼ピンは最も高燃焼度となる燃料ピン No.58 及び集合体中心ピンである No.64 である。燃料ピンの集合体内配置と試料の観察面位置を図.7 に示す。観察面位置は上側から上部インシュレーター、燃料部上部、燃料部中間部、燃料部下部に相当する。被覆管表面観察試料は、長期間水プールで保管されたものを乾燥させたのち、軸方向に約 15mm 程度採取して縦方向に縦割裁断して作成した。観察に使用したのは電界放射走査型電子顕微鏡 (FE-SEM) (日本電子 JSM-7001F)である。

得られた FE-SEM 画像を表.5 に示す。画像から、試料の位置により被覆管表面の状態が大き く異なることがわかる。最も高温となる上部側の試料(R358A43)では、表面は顕著に荒れており、 微粒子状の物質が存在し、加工傷が拡大して生成したと考えられる溝も確認された。最も中性子 フルエンスの高い試料(R36493)は、最も上部側の試料(R358A43)と同様に、顕著な表面の荒れと、 粒子の存在を確認できた。

最も低温となる下部側の試料(R35831)では、表面に析出物または粒子の沈着物が存在するが、 表面の荒れは確認できず、製造時の加工傷の痕が鮮明に確認できた。表.5 には示していないが、 高温側の試料(R358A43)及び低温側の試料(R35831)の中間となる試料(R35873)については、表面形 態の変化は比較的小さかった。高温部から低温部に至る傾向は、先に述べた Mk-II 炉心燃料 PFD029 の報告内容と極めて一致していた。

今回取得した Mk-II 炉心燃料 PFD327 の FE-SEM 画像では、表面に沈着している粒子径が高 温側、低温側に限らず一律に 0.1µm 程度であると認められた。一方、Mk-II 炉心燃料 PFD029 の SEM 画像で確認された粒子径はこれより 1 桁以上大きい。図.8 に両者の画像を示す。Mk-II 炉心 燃料 PFD029 の SEM 画像で確認された 1µm 程度と 0.1µm 程度の粒子のうち、後者の 0.1µm の粒 子は Mk-II 炉心燃料 PFD327 で確認された直径 0.1µm 程度の粒子と同一であると推測できる。す なわち、Mk-II 炉心燃料 PFD029 で確認された直径 1µm の比較的大きな粒子の被覆管表面への付 着力は弱く、洗浄過程等で離脱したものと考えられる。

続いて、最も高温となる上部側の試料(R358A43)及び、最も中性子フルエンスが高くなる試料 (R35893)について WDX(波長分散形 X 線分光)による成分分析を行なった。結果をまとめたものを 図.9A 及び図.9B に示す。これら二つの試料については、共にクロムの濃度が高い部分では鉄の濃 度が低いという傾向を持ち、表面の直径 0.1µm 程度の粒子はクロムを多く含むということが明ら かになった。また、加工傷が腐食により拡大生じたと考えられる溝の部分ではクロムの濃度が高 く、Fe の濃度は低くなる傾向が観察された。一方、マンガンについては均一に分布していた。 SUS316 系ステンレスの主要な構成元素は鉄、ニッケル、クロムであり、ナトリウム中に溶出しや すい順番はニッケル>鉄>クロムである。ニッケル及び鉄は観察時点で溶出し、加工傷が拡大して 生成したと考えられる溝部ではクロムは高濃度に残留しているものと考えられる。

また、粒子に含まれる核種としては微量ではあるが、<sup>60</sup>Coの存在は無視できないと考えられる。ナトリウム中においてコバルトはクロムと似た化学的特徴を有している。さらに、燃料集合体の洗浄時において<sup>60</sup>Co核種が離脱し易く、<sup>54</sup>Mnの沈着物は<sup>60</sup>Coより強固に沈着しているという報告があり、<sup>60</sup>Coが粒子状として沈着している可能性が指摘されている<sup>8)</sup>。

今回の試験では限界観察倍率は 15,000 倍で、通常成分分析時の電子線スポット径が 1µm であったことから、直径が 0.1µm の粒子と母材を明確に区別して成分分析を行なうことは不可能であった。従って、高温側の試料表面にて確認された粒子が、溶解しにくい成分を中心として溶解により形成されたものか、冷却材中で析出により形成され沈着したものかを判断するためには、表面粒子のみを掻き取り分析に供する等の操作が必要であると考えられる。

2.2.3 1次冷却系配管・機器への CP 沈着に関する知見

「常陽」1 次冷却系配管は2 重構造で、全長は約 85m、冷却材ナトリウムの流路となる内管 径は原子炉出口から IHX までのホットレグ領域が 20B(内径:489.0mm)、IHX から主ポンプまで のコールドレグ(1)領域(CL(1))が 18B(内径:441.4mm)、主ポンプから原子炉入口までのコールドレ グ(2)領域(CL(2))が 12B(内径: 305.5mm)である。冷却材ナトリウムは、冷却系内を主ポンプによっ て循環し、その流量は Mk-II 炉心時で 2,200t/h、Mk-I 炉心時で 2,700t/h である(いずれも A、B の 2 系統分)。原子炉出口温度は約 500℃、原子炉入口温度は、Mk-II 炉心時で約 370℃、Mk-III 炉心 時で 350℃である。「常陽」1 次冷却系の主要仕様を表.6 に示す。

1次冷却系配管においては、CPの析出、及び CPを高濃度に含む粒子の沈着が確認されている。「常陽」の1次冷却系配管の下流域であるコールドレグ配管の部材を用いた試験では、沈着物は粒子状成分を主体として超音波により容易に除去することができるソフト層と、化学除染により取り除かれるハード層から構成されている<sup>15)</sup>。ソフト層の除去による放射能量の減少は、<sup>54</sup>Mnでは10-22%、<sup>60</sup>Coでは35-45%であった。これはソフト層(すなわち粒子)の線量率への貢献が大きいこと、及び粒子状として移行する CP 核種のうち<sup>60</sup>Coが主要であることを意味している。 2.2.1 で述べた「常陽」Mk-II 炉心燃料(PFD029)の被覆管に関する報告では、コバルトは測定対象ではないため情報がなかったが、燃料被覆管表面に沈着していた粒子にもコバルトが含まれることが予想される。コバルトはマンガンやニッケルと比較してナトリウム中への溶解度が1桁以上低く<sup>16</sup>、未溶解成分として粒子中に留まっている可能性が考えられるためである。今後、コバルトを測定対象に含むデータの取得が望まれる。

図.10 に、第3回定期検査から第10回定期検査における「常陽」1次冷却系配管周りの線量 率分布をまとめたものを示す。これは過去の報告書<sup>17)</sup>を整理したものである。

原子炉出口と入口で顕著な立ち上がりが示されるが、これは原子炉内部からのガンマ線のス トリーミング(遮蔽体の間隙を伝わって漏れ出る放射線)が存在するためである。線量率のビルドア ップについては、第8回定期検査時点でほぼ飽和に達していると考えられる。全体的な傾向とし ては、冷却系下流域において線量率が高くなる傾向が確認できる。例えば「常陽」での、第10回 定期検査(運転開始約10年後に相当)での表面線量率の測定値の平均は、HLで約0.5 mSv/h、CL(1) で約0.6 mSv/h、CL(2)で約1 mSv/h である<sup>18)</sup>。図.10中の赤矢印は配管のエルボ部を示している。 エルボ部の前後で線量率の立ち上がりが見られ、CP がエルボ部に沈着しやすい傾向にあることが わかる。

「常陽」では、平成12年6月から平成15年1月の期間、第13回定期検査が実施されており、 平成12年10月末から平成13年11月末にかけて、原子炉格納容器床下区域(以下、床下区域)など において、高性能炉心(Mk-III)移行に伴う原子炉冷却系の改造工事等が行なわれた<sup>19)</sup>。この作業に おける放射線管理上の主要なCPは<sup>54</sup>Mn及び<sup>60</sup>Coと判断され、IHX周辺部のCP沈着密度が測定 された。測定部位の概要と<sup>54</sup>Mnと<sup>60</sup>Coの沈着量の割合(<sup>54</sup>Mnと<sup>60</sup>Coの沈着量の合計に対するそ れぞれの核種の沈着量の割合)の比を表.7に示す。これらは過去の報告書<sup>19)</sup>を整理したものである。

表.7 から、IHX 内では<sup>60</sup>Co の沈着量の割合が高くなることが示されている。1 次冷却系配管 では <sup>54</sup>Mn/<sup>60</sup>Co 比が 5-10 であることを考えると、IHX 周辺のエルボ部では <sup>60</sup>Co の沈着の割合が 有意に高く、他の1 次冷却系配管領域では見られない <sup>60</sup>Co の特徴的な沈着分布を持つことが確認 された。

Mk-Ⅲ改造において交換した主 IHX については、CP 沈着の抑制対策として、CP が蓄積して いたと考えられる入口ノズル部の熱過渡防止板(熱遮蔽板)を取り除く改良が行なわれた。その結果、 A 系統の IHX 出口ノズル付近の測定点において、第13回定期検査時点より 54Mnの測定値が 40%

- 7 -

程度、60Coの測定値が85%程度にまで低減した17。ここで60Coと比較して、54Mnの方が測定値の低下が大きいのは、60Coと比較して54Mnの半減期が短いことに起因すると考えられる。なお、構造の最適化が行なわれなかった他の測定点では同様の測定値の減少が見られなかった。これまでの定期的な測定の結果が効果的にプラント側へ反映され、低減効果が得られたものと考えられる。

#### 2.2.4 燃料機器洗浄設備系

燃料機器洗浄設備系は、燃料集合体等の表面に沈着ナトリウムの洗浄工程に使用するもので、 高速炉に特有のものである。

燃料機器の洗浄工程は、高速炉において最も頻繁に作業が行なわれる工程でもあり、作業員の被ばく低減の観点からも重要である。例えば「常陽」の第9回定期検査では、総被ばく線量当量が約380人・mSvであったが、内訳は燃料洗浄設備関係及びその洗浄廃液の処理設備に関るものが約67%で、研究開発関係が約13%、その他が約20%であった<sup>20)</sup>。また、洗浄設備内のCPは粒子形状を呈していたと報告されている。このCPには、ナトリウム系内で燃料集合体表面に沈着した粒子が、中性子照射により強く放射化され、洗浄時に離脱して洗浄水中に移行したものと、炉心材料表面から水腐食により放出されたものが考えられる。

## 3. CP 移行挙動の解析手法の課題の抽出と解決方法

3.1 既存の CP 移行挙動の解析手法と課題の抽出

ナトリウム中の CP 移行挙動のモデルは、大きく別けて 2 つの系統に分かれている。液体金 属ナトリウムに関する CP 移行挙動現象の特徴を、物理及び化学的な裏づけを基に再現しようと する系統と、膨大な CP 沈着分布の測定データを沈着係数(Sticking coefficients)と呼ばれる経験量で 整理することにより、一般的傾向を引き出し、全体の CP 移行挙動を再現しようとする系統の 2 つである。

表.8 に、諸外国の解析コードを含めた、CP に関する既存の挙動解析コードの比較を示す。原 子力研究開発機構では前者の系統に属する SAFFIRE コード<sup>21)</sup>が、また炉外ループ試験結果に基づ く PSYCHE コード<sup>1)</sup>が開発された。この二つのコードは独立に開発されてきたコードであるが、 先に述べたようにナトリウム中における CP の挙動解析モデルの基本的な思想は共通している。 但し、CP のナトリウム冷却材への溶解のモデルはSAFFIREコードとPSYCHEコードでは異なる。 SAFFIRE コードでは、<sup>54</sup>Mn は拡散溶出、<sup>60</sup>Co は化学量論的溶出として近似的に取り扱われている。 一方の PSYCHE コードでは、PSYCHE コードは、溶解ー析出モデルに基づき、<sup>54</sup>Mn、<sup>60</sup>Co ともに 拡散溶出、表面溶解の両機構を考慮しているという相違がある。この溶解ー析出モデルでは、CP の鋼材からの溶出については合金金属元素またはその放射性同位元素が鋼材中より拡散溶出する 機構と、ナトリウムと鋼壁の界面において表面溶解する機構で進行すると考えられ、ナトリウム 中に溶解した CP は冷却系の鋼壁面に沈着しつつ、質量保存則に支配されながら下流域へ移行し ていくとして取り扱っている。

諸外国の解析コードとしては、高速増殖炉の構成要素における汚染、放射化、腐食、質量移 行について物理・化学的現象を表現できる評価コードとして、仏国原子力庁(CEA)により ANACCONDA コードが開発されている<sup>22)</sup>。ANACCONDA コードでの腐食速度については、ナト リウム中の酸素濃度によって BAQUE モデル (≦5ppm)、 THORLE モデル (>5ppm)の二つのモデ ルを選択している。この両モデルは、米国の GE 社でのナトリウム中におけるステンレス鋼の腐 食についての試験に基づいているが、ともに下流効果を取り扱っておらず、この二点が PSYCHE とは異なるといえる。

ナトリウム中の CP 移行挙動についての後者の系統としては、提案者の名前からクーパー・テ イラーモデルと称されるモデルが存在する<sup>23)</sup>。このモデルでは、1 次冷却系機器・配管表面への CP 沈着現象は、熱伝達からのアナロジーによる物質移行モデルにより解析しているが、各冷却系 での実際の沈着量を求めるために、核種ごとの沈着係数を導入している。沈着係数として、<sup>54</sup>Mn については HL で 0.1、CL で 0.064、<sup>60</sup>Co については HL で 0.8、CL で 0.75 から 0.35 までの値を 与えた場合、解析結果は実際の CP 沈着の測定値を満たすことが確認されている<sup>23)</sup>。与えられた 沈着係数の幅は、<sup>54</sup>Mn については 1 次冷却系の全体に沈着分布する一方、<sup>60</sup>Co については炉心出 口付近に沈着しやすく、その他には高い分布が見られないという実験的に観察された傾向と一致 している。

クーパー・テイラーモデルおいては、各冷却系、核種ごとに異なる沈着係数を使用すること

を前提としているが、SAFFIRE や PSYCHE についても、実際は補正係数の導入を必要とし、便宜 的取り扱いを残しているのが現状である。SAFFIREにおいて CP のナトリウム冷却材への溶出は、 <sup>54</sup>Mn については拡散溶出、<sup>60</sup>Co については化学量論的放出のみを考慮することになっているが、 このように核種ごとに区別した放出モデルを採用することにより生じる計算結果と測定値との差 を埋めるために補正係数が必要となる。 $^{54}$ Mn の場合は 1.0、 $^{60}$ Co の場合は 0.45 が与えられる  $^{21}$ 。 また、PSYCHE についても同様に、「常陽」での測定値に計算値を近づけるために、CP の沈着速 度に関する補正係数が必要である。PSYCHE コードでの CP の沈着速度に対する補正係数は、<sup>54</sup>Mn については炉心領域で 6.01、IHX で 1.67、CL で 3.34 から 6.01、<sup>60</sup>Co については炉心領域で 3.24、 IHX で 0.90、CL で 1.80 から 3.24 を推奨されている<sup>2,24)</sup>。この補正係数は運転経過によって増加 する傾向が確認される。補正係数の使用は、ANACCONDA コードについても同様であり、仏国の 高速増殖実験炉 RAPSODIE での実測値に適合するように調整された係数が用いられている。この ような沈着係数や補正係数は、測定値と計算値の適合によって決定されるという性質上、プラン トに固有のものであると考えられ、解析コードの汎用性を著しく低下させる要因となる。測定値 を有しない原子炉での正確な予測が難しいことは注目すべき課題である。言い換えると、運転経 験のない原子炉での CP 移行挙動を予測するためには、補正係数により補われていたと考えられ る未考慮の物理的なモデルを採用することが必要である。

3.2 PSYCHE コードの調査

3.2.1 PSYCHE コードの概要

本項では CP 移行挙動解析コードの中から PSYCHE に注目し、解析モデルならびにコードの 特徴、課題について詳述する。

PSYCHE コードは、日本原子力研究開発機構により、ループ型高速増殖炉の1次冷却系内での CP の発生、移行、沈着挙動と、機器配管まわりの線量率の一貫解析を行うという目的で 1982 年より開発が開始された。PSYCHE コードが採用している溶解-析出モデルは、ナトリウム中の質量移行現象の特徴である CP 元素の選択的挙動、過渡現象、下流効果を再現できるものと評価されている<sup>1)</sup>。「常陽」の CP 実測値を用いて PSYCHE コードの検証を行なった結果、冷却系統配管 CP の沈着密度については、計算値/実測値(C/E)=0.5-2.0 という結果が得られている<sup>1)</sup>。

3.2.2 PSYCHE コードの解析モデル

溶解-析出モデルは、高速炉における炉心からの CP の溶出及び冷却系機器・配管への沈着を 解析するために Polley<sup>25)</sup>らによって提案された。溶解-析出モデルの概要を以下に記す。このモデ ルでは、CP の移行挙動を、次の4 つのステップで記述する (図.11)。

(a)CPの鋼材中での拡散、及び溶出または沈着による界面の前進または後退

(b)ナトリウム境界層と鋼材表面の間での CP の移行

(c)ナトリウム境界層とナトリウム主流の間での CP の移行

(d)循環するナトリウム主流による CP の移行

溶解-析出モデルでの鋼材中とナトリウム中での CP の濃度と質量フラックスの式は、溶出 と沈着においてそれぞれ過去に報告されている<sup>8,26)</sup>。溶出と沈着のステップ(a)から(c)については、 質量移動論から得られるナトリウムと鋼表面間の移行に基づく境界条件に従って、鋼材中での拡 散方程式を解く。具体的には、溶解-析出モデルに基づき、境界移動を伴う拡散方程式を溶出側と 沈着側で連続の条件と質量保存則を考慮のうえで定式化し、解析解を得た<sup>27)</sup>。拡散方程式、質量 保存則、質量フラックスの式は過去に報告<sup>2,26)</sup>されているのでここでは割愛する。

3.2.3 PSYCHE コードの課題

PSYCHE コードに関する報告書等を調査し、明らかになった課題を以下に示す。

1) PSYCHE コードは「常陽」及び「もんじゅ」の適用するために開発されたという経緯<sup>28)</sup>があ るため、「常陽」、「もんじゅ」と異なる系統構成を有する炉型には対応できない可能性がある。具 体的には、冷却系を構成する各要素(ポンプオーバーフローカラム、R/V オーバーフロー系、CT 等)を削除・追加すると計算が停止するという問題を有する。財団法人原子力研究バックエンド推 進センター(RANDEC)による調査報告においても同様のことが指摘されており、冷却系が非対象 であるカザフスタンの BN-350 を対象とした解析が、現状の PSYCHE コードでは不可能であり改 良が必要であると結論付けている<sup>29-31)</sup>。

2) 炉心および冷却系各領域のナトリウム流速・冷却材温度を計算する機能がなく、インプット として与えられるコード構成となっている。解析コードの計算精度を向上させるためには、解析 対象となる炉型ごとに、PSYCHEの解析体系に合致したナトリウム流動計算が必要となる。

3) CP の溶解、析出について解析解を用いて計算しているため、数値解析の手法と比較して、解 析コードの精度の低下が否めない。鋼材表面濃度を一例に説明する。鋼材表面濃度は(鋼材中濃 度も含めて)、初期条件を運転開始時点として得られた式の解析解を用いて計算される。ここで、 第1サイクル運転後、停止期間を経て、第2サイクル目を運転するような場合、第2サイクル終 了時点の鋼材中核種濃度は、この時点におけるナトリウム中 CP 濃度が運転開始前から第1サイ クル及び第2の期間までを連続し、停止期間中の CP の減衰を考慮していないと解釈される。そ の結果、鋼材中濃度が過大評価になり、沈着フラックスは過小評価となり、これに伴って沈着密 度計算値も過小評価となる可能性がある。

4) 配管の直管部とエルボ部を区別した解析が行なわれておらず、配管は全て一次元の直管型の 円柱としてモデル化されている。流速によって CP の沈着挙動が異なるため、エルボ部での主要 な3次元効果である遠心力の寄与について考慮されていない。

5) 流速や配管長、構造材質も異なる設計が予想される将来炉について予測計算を行う場合、「常 陽」や運転開始となった場合の「もんじゅ」の実測値との比較によって得られた補正係数を使用 することの妥当性について検証する必要がある。

- 11 -

6) 「常陽」の燃料洗浄廃液の解析から、冷却材滞留部にコバルト成分(非放射性の<sup>59</sup>Co、および 放射性の<sup>60</sup>Co、<sup>58</sup>Co)が蓄積する傾向があることが明らかとなり、これはコバルト成分の移行には 粒子移行分が存在するためと推定される。しかしながら PSYCHE コードの解析モデルでは、冷却 材滞留部のコバルトの蓄積を正確に再現できるモデルを含んでいない。

7) 3.1 でも述べだが、PSYCHE コードでの補正係数は冷却系、核種、運転時間ごとに与えられ、 現在は適合パラメータの扱いとされている。すなわち CP の実測結果がない「もんじゅ」等の予測 解析を行う場合、補正係数は、「常陽」など別の体系において適合された値を用いることとなる。 しかしながら、「常陽」における補正係数の適合について調査を行った結果、積算出力の増加に伴 って補正係数の値を上昇させる必要があることが明らかとなっている<sup>32)</sup>(図.12)。CP 沈着量の計 算に補正係数を用いる手法では、CP 沈着量の実測値がない解析体系では予測が不可能である。

溶解-析出モデルに基づく PSYCHE コードは、他の類似コードと比較しても総じて合理的で あり、CP 移行現象と特徴を定量化し、CP に特有の溶出、沈着における選択的挙動、過渡現象、 下流効果等を再現できると考えられるが、今後の新しい炉型に対応するためには、現時点では考 慮されていない物理現象について検討し、モデル化を行い、コードに導入し、CP 測定データを元 にモデルの検証を行うべきである。

#### 3.3 抽出された課題の解決方法

先に使用済みの燃料被覆管表面からの粒子状の CP の生成、そして 1 次冷却系配管・機器に ついての粒子状 CP の沈着の証拠について述べた。これらの証拠からも、粒子状の CP の生成、移 行、沈着が考慮されるべきであると考えられる。しかしながら、溶解-析出モデルでは、CP は主 に金属原子もしくは酸化物として溶解、析出するというモデルであり、粒子状として移行するモ デルは取り入れられていない。クーパー・テイラーモデルについては、粒子状で移行する CP を認 識しているものの、溶解状態として移行する CP 核種とあわせて単一の取り扱いをしている。

一方で、軽水炉まで視野を広げると、PWR を対象とした CP 移行挙動解析コードである PACTOL コードや ACE コードでは、粒子状として移行する CP が、酸化物層とは区別され、粒子 沈着物層としてモデル化されている<sup>33,34)</sup>。粒子状の CP の生成、移行、沈着を考慮するために、 ナトリウムを冷却材とする高速増殖炉において粒子状 CP が生成することは確かであるか、また メカニズムはどのようなものであるかを整理する必要がある。

#### 3.4 粒子の生成・移行・沈着のメカニズム

3.4.1 粒子の生成

燃料被覆管および粒子生成プロセスとしては、次の3つが考えられる。

- 1) ナトリウム中に溶出した金属元素が、ナトリウム中で析出し粒子化する。
- 2) 1次冷却系の配管の低温部の析出物層の一部が剥がれて冷却材中で粒子化する。

3) 炉心領域の高温部において腐食で溶出しなかった部位が粒子化する。

1)は、ナトリウム中に溶解している CP が、溶解度差により温度降下領域等でナトリウム中に おいて析出し、粒子化するという考えである。Na 中に溶解している CP の濃度は、溶解度と比較 して低く<sup>35)</sup>、高速炉での主流中のナトリウム温度を考えた場合、冷却材中の CP が析出により粒 子化することは主体的とはならない可能性がある。図.13 にナトリウム中に存在すると考えられる 主要な CP 及びその酸化物のエリンガムダイアグラムを示す。図中で O(Na)の△G は点線で表して いる。ここでのエリンガムダイアグラムは、MALT Ver.1.0(科学技術社)を使用して計算したもので ある。供用期間中は Na 中酸素濃度は 1-2ppm 程度と低く抑制されているため<sup>8)</sup>、運転中の冷却材 Na 温度ではマンガン、コバルト、ニッケル、鉄の酸化物が安定に存在することは難しいことがわ かる。ただし、クロムの場合はクロム炭化物(Cr<sub>23</sub>C<sub>6</sub>)、亜クロム酸ナトリウム(Na<sub>2</sub>Cr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>)が安定で あり<sup>8)</sup>、これらの化学形をとって粒子状として存在している可能性がある。

2)については、冷却材温度の変動により析出物にクラックが入る等して表面からはく離し、 粒子状になるという考えである。Kono らは、「常陽」Mk-I燃料 PPJD0M(平均燃焼度約 28,000MWD/MTM)の 380℃(燃料ピン下端から 472.0mm)の表面について、厚さ 0.5µm と推定され る雲母状沈着物に覆われていること、及び、雲母状の層が剥がれ落ちた部分では母材表面が露出 していることを確認した<sup>13)</sup>。しかしながら、雲母状の層を構成する元素が特定されていないこと と、この報告以外に雲母状の層のはく離に関する報告例はない。今後のデータ収集が必要である。

3)の腐食による可能性については、「常陽」についてその報告例がある。「常陽」Mk-I 炉心燃料 PPJW1G の、表面温度 530℃の高温部領域の外表面(燃料ピン下端より 1021.5mm 上方)において、 粒子が離脱したと考えられる 1µm 程度の凹部(ピット)が確認されている<sup>14)</sup>。これは、高温の被覆 管表面に粒子が存在し、燃料被覆管表面でのナトリウム流速が低い層(境界層)においても粒子がは く離し、ナトリウム流中へ移動しうることを示唆している。

また「常陽」Mk-I 燃料 PPJD1W の、表面温度 529℃となる試料表面(燃料ピン下端より 1297.0mm 上方)の観察結果は、母材の一部が選択的に腐食、溶出し、それにより残った一部が粒 子として表面に存在すること、また一部の表面粒子の頭頂部が平坦であることを示した。PPJD1W は 75MW 第1 サイクルのみ炉心に装荷され、ナトリウム浸漬時間は 226 日と短い。表面の粒子の 頭頂部が平坦である理由は、ナトリウム浸漬時間が短いためであると報告書の著者は考察してい る。さらに被覆管に沈着した微粒子存在密度が、炉内滞在時間と共に増加する傾向にあることも 示された<sup>36</sup>。

3.4.2 粒子の輸送

これまでの知見と考察から、燃料被覆管の高温領域にて生成した粒子が、冷却材により循環 し、低温の冷却系及び燃料被覆管の低温領域に沈着することが考えられる。もしくは、冷却系配 管の析出物層の一部がはく離して、粒子状となり冷却材により循環する可能性がある。どちらの 場合でも、炉心を通過する際に粒子が放射化され、粒子内に<sup>54</sup>Mn や<sup>60</sup>Co等の主要な CP が生成さ れる。

現時点では「常陽」及び「もんじゅ」において、サンプリングされたナトリウム中の粒子状

の物質を分析した例はなく、今後のデータの取得及び分析が求められる。

## 3.4.3 粒子の沈着

燃料被覆管表面では生成した粒子と沈着した粒子の区別をつけることは不可能であるが、微細な粒子からなる構造が確認できた。また、燃料被覆管の低温部のナトリウムと接する面では粒子の沈着が起こっていることが確認できた。すなわち、粒子状の物質はナトリウム流によって循環し、炉心・冷却系全体に沈着・分布することが予想される。表.9 に粒子の沈着に寄与するパラメータを示す。

また、タンク類などのナトリウム滞留部及び配管の水平部での CP の蓄積は、移行物質の粒 状性と関連していると考えられる。「常陽」の1次系ポンプ、オーバーフローカラム、オーバーフ ロータンク等のナトリウム滞留部での局所的な線量率の上昇をもたらす CP の蓄積が観察されて おり、粒子状 CP がその主要因ではないかと推察されている<sup>37)</sup>。

## 4. CP 移行挙動解析手法の近年の状況

#### 4.1 粒子状 CP を考慮した CP 移行挙動解析コードの概要

近年、CPの移行挙動に粒子状で移行する CPを考慮できるモデル(粒子モデル)を開発し、溶 解ー析出モデルとあわせた CP移行挙動解析コードが福井大学により開発された。本解析コード を用いて、「常陽」の実測値との比較、及び「もんじゅ」を対象とした試解析を行っている。以下 に開発された解析コードと粒子モデルについて公開文献<sup>38-40)</sup>を元に概要をまとめる。

#### 4.2 粒子モデル

粒子モデルでは、粒子状の CP 移行を次の 3 つのステップで記述する。粒子モデルの概要を図.14 に示す。

- (A) 鋼表面からナトリウムへの CP 粒子の移行
- (B) 循環するナトリウムによる CP 粒子の移行
- (C) 循環するナトリウムから構造材表面への CP 粒子の沈着

4.2.1 粒子の生成

粒子の生成は、鋼材表面の腐食の進行に伴って粒子が生成するという仮説をもとにモデル化 された。この仮定に基づき、鋼壁表面から生成する粒子数を求めるために鋼材腐食速度として用 いられている Maruyama の式<sup>41)</sup>を適用している。

#### 4.2.2 粒子の輸送

鋼表面の上で生成した粒子は、瞬時にナトリウム冷却材の主流へ移行し、そしてナトリウム 冷却材中の粒子の濃度は、瞬間的に格子内を一様に広まるとして取り扱っている。このモデルは 暫定的であり、今後このモデルについては、「常陽」の照射済燃料被覆管の外表面の分析等により、 より正確なモデル化を行う必要があると考えられる。

#### 4.2.3 粒子の沈着

粒子の沈着については、円管内での微粒子の沈着を表現する自由飛行モデル(Free Fright model)を導入している。このモデルでは、 乱流により輸送された粒子が、渦の効果により壁面方向の速度を持つという概念を基本としている。具体的には、壁面から微小厚さ S(停止距離: Stopping distance)の層内の領域に入域した場合、その粒子は壁面に沈着すると定義する。停止距離 S の概念は Friedlande<sup>42)</sup>によって提案された。 Beal<sup>43)</sup>と Esoobedo<sup>44)</sup>は、液体中での粒子を対象として停止距離の概念を適用し、妥当性が検証されている。

#### 4.2.4 粒子の離脱

析出により集合した粒子が、ナトリウム流動や衝突、運転-停止時の温度変化等により離脱す

ることが考えられる。ナトリウム中の粒子状 CP 移行を考えた場合に、離脱と再沈着を考慮する ことは重要だが、離脱に関する証拠が乏しいのが現状である。現状の粒子モデルでは、粒子の離 脱については取り扱わないこととしている<sup>38)</sup>。CP 粒子の離脱に関するモデルの構築は今後の課題 である。

4.3 「常陽」体系での検証

上述の粒子モデルを含む解析コードを用い、高速増殖実験炉「常陽」を対象とした試解析が 行なわれた<sup>38)</sup>。試解析では、1次冷却系のうち、CPに起因した線量率が最も高くなるコールドレ グ配管領域(IHX から1次系ポンプまでの CL(1)及び1次系ポンプから炉心入り口までの CL(2))を 評価対象としている。解析結果の出力時点は、「常陽」第6回定期検査(1986.12)から第8回定期検 査(1990.1)の期間としている。試解析結果を、「常陽」でのコールドレグ配管領域の測定値と比較 することにより、開発したコードの妥当性が検証された。また、従来の解析コード(PSYCHE)によ る解析結果との比較も行なった。

粒子モデルを導入した解析コードを用いた解析結果は、従来の解析コードの結果と比較して、 CP沈着密度の計算値と測定値の比(C/E=計算値(Calculations)/測定値(Experiment Measurement))が1 に近くなった。このことから、開発したコードが、従来の解析コードと比較して予測精度が向上 したことが確認された。

<sup>54</sup>Mn または <sup>60</sup>Co の全沈着量に占める粒子状として沈着した <sup>54</sup>Mn または <sup>60</sup>Co の放射能の割 合は、CL(1)において <sup>54</sup>Mn : 14.4%、 <sup>60</sup>Co:39.6%、CL(2)において <sup>54</sup>Mn : 21.4%、 <sup>60</sup>Co : 45.5%と見 積もられたが、この値は、「常陽」のコールドレグ配管において確認された、粒子と予想される沈 着物の割合(<sup>54</sup>Mn : 10-22%、 <sup>60</sup>Co : 35-40%)<sup>45)</sup>と概ね一致するものであった。

以上の結果は、粒子モデルの導入により、核種ごとの CP 移行挙動の特徴を良く再現できて いることを示している。

4.4 「もんじゅ」体系での試解析

「もんじゅ」に対する試解析では、今後予定されている定格運転 30 年間での 1 次冷却系にお けるホットレグ配管、中間熱交換器(IHX)、メインポンプ(PP)及びコールドレグ配管を解析対象と した<sup>40)</sup>。「常陽」及び「もんじゅ」を対象とした試解析における共通する解析条件として、考慮した 放射性核種は、燃料破損のない場合での放射線被ばくの主要因と考えられている<sup>54</sup>Mn 及び<sup>60</sup>Co とした。また原子炉出力は計算時間内では一定とみなした。

「もんじゅ」1 次冷却系機器・配管領域を対象とした試解析によって、1 次冷却系における放射性物質の沈着分布として、<sup>54</sup>Mn 及び<sup>60</sup>Coの表面濃度が、中間熱交換器やポンプと比較して、ホットレグ配管及びコールドレグ配管で高くなるという結果が得られた。また、「もんじゅ」定格運転約 20 年後での<sup>54</sup>Mn 及び<sup>60</sup>Coの表面濃度について試解析を行い、<sup>54</sup>Mn は<sup>60</sup>Coの約 5 倍に達するという解析結果を得た。さらに、「もんじゅ」定格運転約 20 年後で、CL(2)領域を除き、沈着量は飽和に達すると予測された。

CL(2)領域における<sup>60</sup>Coの沈着量は、運転時間の経過に伴って増加すると見積もられた。これは粒子状 CPの沈着を考慮した効果であると考えられる。CL(2)の冷却材流速は、HL や IHX ま

たは CL(1)領域と比較して高い。流速が高い領域では、主流中に生じる渦の効果により管内壁方 向への流れ成分が生じることによって、粒子の沈着量は増加すると考えられる。一方で<sup>54</sup>Mn につ いては、粒子状 CP の沈着を考慮した場合でも CL(2)領域のビルドアップが見られないのは、<sup>60</sup>Co に比べて <sup>54</sup>Mn の半減期が短く、放射能の減衰効果が強く現れるためであると考えられる。

以上の CP の測定結果は、溶解-析出モデルおよび粒子モデルに基づく解析コードが、主要な CP である <sup>54</sup>Mn 及び <sup>60</sup>Co の移行挙動をそれぞれ合理的に区別できることが可能であることを示し ている。

一方で、粒子の生成のモデルや、Maruyama の式を暫定的に用いている部分については、今後、 生成粒子の化学組成、環境条件(酸素濃度、温度)の影響に対する評価を行ない、妥当なモデル・ 速度式を決定する必要がある。具体的には、熱力学的評価(エリンガムダイヤグラム、平衡計算)、 分子構造評価(分子動力学法)等の検討を行ない、また「常陽」等の実機の燃料被覆管表面及び ナトリウム中の CP の成分分析を実施し、粒子の生成及び離脱に関するメカニズムを確立し、モ デルへ反映するべきであると考えられる。また、粒子の付着モデルについては、コールド試験に よる粒子の付着挙動等について検証し、妥当性を評価することが必要である。

# 5. 結言

高速炉プラントの保守、補修時の主要な線源である CP の移行挙動に関する知見の調査、分析を行なった。得られた結論は以下の通りである。

(1) 過去に得られた CP 挙動に関する知見

- ・CPの生成については、高温となる炉心構成材料からの高温ナトリウム中へのCPの溶解が主体的となる。
- ・ 炉心構造材料において、粒子からなる構造が確認できたが、この領域で粒子が生成していることを示す直接的な証拠は少ないのが現状である。
- ・CPの沈着については、1次冷却系の低温部及び炉心下部でのCPの析出、もしくは粒子状の沈 着が起こっている証拠がある。
- ・洗浄廃液の観察等により粒子が多数確認されている。
- ・エルボ部等、局所的に放射線量が高い領域が存在する。

(2) CP 移行挙動の解析手法の課題の抽出と解決方策

- ・配管外表面側、燃料被覆管表面などの放射線測定により CP 付着によるとみられる放射能が確認されており、これらの分布とループ試験の分布から沈着メカニズムのモデル化が行われている。
- ・溶解-析出モデル、クーパー・テイラーモデルにより、沈着分布はほぼ妥当に評価されている が、エルボ部等の局所的に放射線量が高い部分について、既存のモデルで評価できないため、粒 子状の移行を考慮する必要がある。

(3) CP 挙動解析手法の近年の状況

- ・粒子沈着モデルの導入により、1次系配管表面の CP 沈着密度の計算精度(C/E)が向上した。
- ・今後は、粒子の生成に関するモデルの検証、粒子の離脱に関するモデル化が必要であり、粒子 生成メカニズムの調査、モデル化と CP 移行に対する粒子状 CP の寄与の明確化、ナトリウムの CP の分析が必要であると考えられる。
- ・粒子の付着モデルについては、コールド試験等による妥当性評価が可能である。

## 謝辞

本報告書をまとめるにあたって、FBR プラント工学研究センター 宮原信哉研究主席、中桐 俊男サブグループリーダーには研究を進める上で数々の重要な助言・援助を頂きました。また、敦 賀本部 高速増殖炉研究開発センター プラント管理部 安全管理課の長谷川正憲氏、前川嘉治 安全管理課長には多くのご助力を頂きました。大洗研究開発センター 燃料材料試験部 集合体 試験課の前田宏治研究主幹からは種々の助言と実験に関する助勢を頂きました。ここに、深甚な る感謝の意を表します。

## 参考文献

- Iizawa, K., Suzuki, S., Tamura, M., Seki, S. and Hikichi, T., Study on Radioactive Corrosion Products Behaviour in Primary Circuits of JOYO, Proc. Specialists' Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in primary Circuits of LMFBRs Karlsruhe, KfK 4279 IWGFR/64, 1987, pp.227-255.
- 2) 飯沢克幸,高速炉保修線量評価システム「DORE」の開発 システム構築と「もんじゅ」への 適用, JNC TN4410 2001-001, 2001.
- 3) 吉川英一, 平川康, 加納茂機, 二瓶勲, FBR プラントの機器接触・摺動部用コバルトフリー表面 硬化材の開発, 動燃技報, 62, 1987, pp.65-70.
- 4) 関成一, 飯沢克幸, 加納茂機, 玉川忠, 上原勝則、ナトリウムループ中での放射性腐食生成物の 沈着性状と除染挙動, 昭和 59 年度日本原子力学会秋の分科会, A70, 1984.
- 5) 大洗工学研究センター実験炉 技術課, II「常陽」を用いた高速炉技術開発, 動燃技報, 104, 1997, pp.11-29.
- 6) 丸山昭,野村茂雄,河井雅史,高荷智,太田茂雄,厚母栄夫,高温ナトリウム中におけるオース テナイト・ステンレス鋼の腐食速度評価式,日本原子力学会誌,26,pp.327-338,1984.
- 7) Thorley, A. W. and Tyzack, C., Corrosion and mass transport of steel and nickel alloy in sodium systems, *Liquid Alkali Metals*, BNES, London, pp.257-373, (1973).
- 8) 飯沢克幸, 関成一, 川崎裕司, 加納茂機, 二瓶勲, 高速炉プラントにおける放射性腐食生成物挙 動解析コード(PSYCHE), 動燃技報, 58, 1986, pp.46-64.
- S. Oshima et al. :Evaluation of corrosion product release using CRSEC code, 1988 JAIF Coference on Water Chemistry, Tokyo. 1998.
- Smith, R. I., Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station, NUREG/CR-130, 1978.
- 11) 石槫顕吉, 原子炉水化学ハンドブック,コロナ社, 東京, 2000.
- 12) 榎戸裕二,鵜飼重治,吽野一郎,熊倉忠夫,櫛田尚也,柴原格,「常陽」MK-Ⅱ炉心燃料 (PFD029)の照射後試験 燃料要素の組織観察及び機器分析 要約編, PNC TN 9410 87-193, 1987.
- 13) 甲野啓一, 榎戸裕二, 林幸雄, 吽野一郎, 杉山忠夫, 冨永功, 水野峰雄, 「常陽」Mk-I 炉心燃料の照射後試験—燃料被覆管害表面観察および機器分析—, PNC SN941 84-18, 1984.
- 14) 甲野啓一, 榎戸裕二, 水野峰雄, 吽野一郎, 杉山忠夫, 冨永功, 林幸雄, 大里行弘, 額賀貞芳, 「常陽」Mk-I 炉心燃料(PPJX13)の照射後試験(2) 燃料要素の組織観察および機器分析, PNC TN9410 84-125, 1984.
- 15) 飯沢克幸、関成一、加納茂機、二瓶勲"FBR における CP 除染法の研究—ナトリウム系の CP 沈着性状と除染挙動—"動燃技報, 52, pp.72-76, 1984.
- 16) 飯沢克幸, ナトリウム冷却材の不純物抑制と被ばく低減, 原子力工業, 11, 1987, pp.62-79.
- 17) 伊藤主税, 伊東秀明, 石田公一, 青山卓史, 高速実験炉「常陽」における放射性腐食生成物(CP) 沈着状況の測定-Mk-III改造による CP 沈着分布の変化, JAEA-Technology 2011-007, 2011.
- 18) 茶谷恵納, 伊藤和寛, 伊藤主税, S. Windyosusanto,「常陽」における CP 沈着分布の測定と評価

(III), PNC TN9410 94-032, 1994.

- 19) 叶野豊,山中貴志,笹嶋貴光,高橋真也,千場英明,江森修一,進藤勝利,主IHX 交換工事及び その他関連工事に係る放射線管理報告書, JNC TN9410 2002-009, 2002.
- 20) 鹿志村芳範, 安藤秀樹, 「常陽」の実績から考察した高速炉の放射線管理, 保健物理, 30, 1995. pp.19-26.
- 21) 佐藤嘉彬, 福島公親, 宮地延吉, 森本保幸, 新留二郎, 熊岡祥雄, 高速実験炉「常陽」一次冷却 系周りの放射性腐食生成物による線量率評価, PNC TJ901 82-03, 1982.
- 22) Masse, F., Activation, Corrosion and Contamination in Fast Breeder Reactors Validation of Model with Experimental Data" Proc. Material Bahaviour and Physical Chemistry in Liquid Metal Systems 2, Plenum Press, ISBN 0-306-45069-0, 1995, pp.35-46.
- 23) Cooper, M. H. and Taylor, G. R., A Transport Model for Radioactive Corrosion Product Deposition in an LMFBR, Nuclear Engineering and Design, 32, 1975, pp.246-251.
- 24) Matuo, Y., Hasegawa, M., Maegawa T. and Miyahara, S., Prediction of radioactive corrosion product transfer in primary systems of Japanese prototype fast breeder reactor MONJU, *Proceedings of International Conference on Nuclear Engineering*, Xi-an, ICONE18-29171, 2009.
- 25) Polley, M. V., An analysis of Radioactive Corrosion Product Transfer in Sodium Loop Systems" J. Nucl. Mater., 75, 1978, pp.226-237.
- 26) Iizawa, K. Kikuchi, T., Nihei I. and Horie, J., Calculational model and code for corrosion product behavior in primary circuits of LMFBRs, Proc. Specialists' Meeting on Fission and Corrosion Product Behaviour in primary Circuits of LMFBRs Karlsruhe, KfK 4279 IWGFR/64, 1987, pp.191-225.
- 27) 飯沢克幸, 菊池隆雄, 川上幸男, 吉利醇, 流動ナトリウム中における放射性腐食生成物の溶出 と沈着, 昭和 58 年度日本原子力学会秋の分科会, H15, 1983.
- 28) Private Communication.
- 29) (財)原子力研究バックエンド推進センター, 核種移動を考慮した放射能インベントリ評価シス テム開発成果報告書, 平成18年度報告書, 2006.
- 30) (財)原子力研究バックエンド推進センター, 核種移動を考慮した放射能インベントリ評価シス テム開発成果報告書, 平成 19 年度報告書, 2007.
- 31) (財)原子力研究バックエンド推進センター, 核種移動を考慮した放射能インベントリ評価シス テム開発成果報告書, 平成 20 年度報告書, 2008.
- 32) 中山忠和, 竹内純, 照山英彦, 高速炉 CP 線源評価システムプログラム整備作業—CP 挙動解析 コード(PSYCHE92)の整備—, PNC TJ9134 93-001, 1993.
- 33) 笠原和男, PWR プラントのクラッド挙動評価コードの高度化, 原子力学会 1993 年秋の大会予 稿集, 1993.
- Beslu, P., Mechanisms and driving force in corrosion product transport and buildup, PACTOLE code, IAEA Specialist Meeting, 1981.
- 35) H. U. Borgstedt and C. k. Mathews, Applied Chemistry of the Alkali Metals, Plenum Press, New York, 1987.
- 36) 小無健司, 柴原格, 甲野啓一, 井滝俊幸, 高速実験炉「常陽」 Mk-I 炉心燃料集合体の照射挙動,

動燃技報, 52, pp.32-51, 1984.

- 37) Private Communication.
- 38) Matuo, Y., Miyahara, S., Izumi, Y., Simulation of Radioactive Corrosion Product in Primary Coolin System of Japanese Sodium-Cooled Fast Breeder Reactor, Journal of Power and Energy Systems, In press.
- 39) 松尾陽一郎, 宮原信哉, 泉佳伸, 「もんじゅ」における高速増殖炉の実用化のためのプラントの安全性に関する研究開発(4) 放射性物質のナトリウム中移行挙動評価手法の開発, 2011 年度日本原子力学会春の年会, H15, 2012.
- 40) 平成 22 年度 文部科学省 原子力システム研究開発事業 「もんじゅ」における高速増殖炉 の実用化のための中核的研究開発,成果報告書,福井大学,2011.
- 41) 丸山昭, 野村茂雄, 河井雅史, 高荷智, 太田茂雄, 厚母栄夫, 高温ナトリウム中におけるオー ステナイト・ステンレス鋼の腐食速度評価式, 日本原子力学会誌, 26, pp.327-338, 1984.
- 42) Friedlander, S. K. and Johnstone, H. F., Deposition of suspended particles from turbulent gas streams, Ind. Eng. Chem., 49, pp.1153-1156, 1957.
- 43) Beal, S. K., Deposition of Particle in Turbulent Flow on Channel or Pipe Walls, Nuclear Science and Engineering, 40, pp.1-11, 1970.
- 44) Esoobedo J. and Mansoori, G. A., Solid Particle Deposition During Turbulent Flow Production Operations, SPE Production Operations Symposium, 2-4 April 1995, Oklahoma City, Oklahoma.
- 45) 飯沢克幸, 関成一, 加納茂機, 二瓶勲, FBR における CP 除染法の研究, 動燃技報, 52, pp.72-76, 1984.
- 46) Private Communication.

	生成核反応	半減期(day)	γ線エネルギー(MeV)	備考
$^{54}\mathrm{Mn}$	$^{54}\mathrm{Fe}(\mathrm{n,p})^{54}\mathrm{Mn}^{st}$	312	0.83	高速炉における主要な CP
<sup>60</sup> Co	<sup>59</sup> Co(n, <i>γ</i> ) <sup>60</sup> Co <sup>*</sup>	1924	1.17, 1.83	高速炉における主要な CP
	<sup>60</sup> Ni(n,p) <sup>60</sup> Co			
<sup>58</sup> Co	<sup>58</sup> Ni(n,p) <sup>58</sup> Co	71	0.81	大部分が <sup>59</sup> Co に核転換する
<sup>57</sup> Co	<sup>58</sup> Ni(n,2n) <sup>57</sup> Co	270	0.12, 0.14	<sup>57</sup> Ni(半減期 36 時間)の娘核種
$^{51}\mathrm{Cr}$	${}^{50}{ m Cr}({ m n},\gamma){}^{51}{ m Cr}^{st}$	28	0.32	
	$^{54}$ Fe(n, $\alpha$ ) $^{51}$ Cr			
$^{55}\mathrm{Fe}$	$^{54}$ Fe(n, $\gamma$ ) $^{55}$ Fe	949	Mn X-ray(EC)	
$^{59}\mathrm{Fe}$	${}^{58}{ m Fe}({ m n},\gamma){}^{59}{ m Fe}$	45	1.10, 1.29	
<sup>59</sup> Ni	$^{58}\mathrm{Ni}(\mathrm{n},\gamma)^{59}\mathrm{Ni}$	$2.92\! imes\!10^7$	Co X-ray(EC)	
<sup>65</sup> Zn	${}^{64}\mathrm{Zn}(\mathrm{n},\gamma){}^{65}\mathrm{Zn}$	244	1.12	炉心、構造材料中の不純物 Zn より生成
$^{110\mathrm{m}}\mathrm{Ag}$	$^{109}$ Ag(n, $\gamma$ ) $^{110m}$ Ag	g 253	0.658, 0.88	炉心、構造材料中の不純物 Ag より生成
$^{182}$ Ta	$^{181}$ Ta(n, $\gamma$ ) $^{182}$ Ta	115	1.22	Nb 添加鋼中の不純物 Ta より生成

表.1 主要 CP の半減期及びγ線エネルギー

※ 主生成核反応

# 表.2 主要 CP の生成反応



表.3 コバルト核種及びマンガン核種の比較

	溶出性 (拡散性)	移動性	鋼材への 沈着性	沈着に関 する 流速 依存性	冷却材中酸素濃度に 対する感度	類似の挙動を示す同位元素
<sup>54</sup> Mn	大	大	大	中	小	<sup>58</sup> Ni, <sup>59</sup> Ni, <sup>60</sup> Ni、 <sup>181</sup> Ta, <sup>182</sup> Ta
<sup>60</sup> Co	小	小	小	大	大	<sup>50</sup> Cr, <sup>51</sup> Cr, <sup>54</sup> Fe, <sup>55</sup> Fe, <sup>58</sup> Fe, <sup>59</sup> Fe, <sup>58</sup> Co, <sup>59</sup> Co, <sup>60</sup> Co

表.4	高速炉	と軽水炉	でのCP	移行挙動の特徴	ţ
-----	-----	------	------	---------	---

形式	冷却材の特徴	<b>CP</b> 性状と 主要核種	生成領域	腐食量/線量率
高速炉 (Na 冷却 FBR)	液体金属ナトリウム:軽水炉より 高温で運転を行なってもほぼ常 圧の系で運転でき、鋼材との共存 性が良い。	CP 性状: 原子溶解・粒子状 態。 核種: <sup>54</sup> Mn, <sup>60</sup> Co	炉心領域(特に燃 料被覆管)。	腐食量:数μm/ 年 線量率:約 5mSv/h (1次系配 管)
軽水炉 (PWR)	軽水:出力運転時には CP の生成 と移行を抑制するために、冷却材 の pH を高めに管理している (pH:5.0-10.5)。	CP 性状: イオン、粒子状態 核種: <sup>58</sup> Co, <sup>60</sup> Co	1 次冷却系各領域 (特に SG 伝熱管)。	腐食量:数百μ m/年 線 量 率 :約 10mSv/h (浄化系 配管)

# 表.5 Mk-II 炉心燃料 PFD327 の被覆管外側表面の FE-SEM 画像

資料番号	燃料部下端	被覆管外		
	からの距離	表面温度		
	(mm)	(°C)		
	上端	燃焼初期	FE-SE	M画像
	—	—		
	下端	燃焼後期		
R358A43	560 - 575	578.4 - 516.9	— 10 µm)	— 1µт
R36493	510 - 525	520.4 - 476.9	— 10 µт	1µт
R35831	30 - 45	401.2 - 391.2	— 10 µm	— 1µп

# 表.6 「常陽」1次冷却系の主要仕様

項目	内容
1次冷却系全長/ループ数	約 85m / 2 ループ(A 系統、B 系統)
司签内汉	ホットレグ(原子炉出口~IHX):20B(内径:489.0mm)
	コールドレグ(1)(IHX~主ポンプ):18B(内径:441.4mm)
(A、B 0) 2 示规)	コールドレグ(2)(主ポンプ~原子炉入口):12B(内径:305.5mm)
冷却材ナトリウム流量	2,200t/h (Mk- II 炉心時)
(A、Bの2系統分)	2,700t/h (Mk-Ⅲ炉心時)
百乙后出口/入口泪座	約 500°C/370°C (Mk-II 炉心時)
原丁炉山口/八日偏度	約 500℃/350℃ (Mk-Ⅲ炉心時)

	実測值 [ <sup>54</sup> Mn(%) / <sup>60</sup> Co(%)]				
測定位置	測定 No.1	測定 No.2	測定 No.3	測定 No.4	
A 系統	70% / 30%	5% / 95%	95% / 5%	70% / 30%	
B 系統	データなし	20% / 80%	80% / 20%	70% / 30%	

# 表.7 Mk-III移行に伴う原子炉冷却系の改造工事等に伴う IHX まわりの CP 測定結果



表.8 CP に関する既存の移行挙動解析コードの比較

炉型	解析コード及び特徴
	$PSYCHE(\exists : JAEA^{)1})$
	ループ型の FBR を対象として、溶解-析出モデルに基づいて拡散溶出、表面溶解の両機構を
	考慮した解析を行なう。「常陽」体系を対象として検証が行なわれ、計算値/測定値(C/E)は
	0.5-2.0 を達成している。
	SAFFIRE( $\exists$ : JAEA) <sup>21)</sup>
	ループ型の FBR を対象として、1 次冷却系に拡散・沈着する FP 挙動を解析するコードであ
	る。CP についても沈着係数を用いた計算が可能であるが、 <sup>54</sup> Mn は完全な拡散溶出、 <sup>60</sup> Co は
高速炉	完全な表面溶解として近似的に取り扱われている。FP 生成については収率法、不揮発性 FP
	についてはスティッキング係数モデル、揮発性FP付着は分配係数モデルである。検証はFPL-2
	ループ(東芝)にて行なわれた <sup>28)</sup> 。
	ANACCONDA( $(\angle$ : CEA) <sup>22)</sup>
	タンク型のFBRを対象として、鋼材からのCP溶解量及び沈着量を予測する計算コード。CP
	の溶解については、低酸素濃度(≦5ppm)では BAQUE モデルが、高酸素濃度(>5ppm)の
	THORLE モデルが用いられる。
	ACE(日:三菱重工業) <sup>33)</sup>
	PWR を対象として、クラッド、外層酸化物、内層酸化物の3層モデルに基づき開発された。
	各層ごとの物質収支を計算する。溶解・析出、粒子沈着、剥離を考慮している。
軽水炉	PACTOL(亿:CEA) <sup>34)</sup>
	PWR を対象として、CP 沈着分布と蓄積分布を評価するために開発された。内層-外層酸化物
	の2層モデル。鋼材の腐食により内層酸化物が形成される。イオン状で放出された CP が冷
	却材中でクラッドを形成し、鋼材表面で外層酸化物を形成する。各層間は同位体交換反応を
	考慮する。

# 表.9 粒子沈着に関与する因子

粒子沈着に関与する因子	内容	文献
	温度や形状がほぼ等しく、流速のみが異なるような領域どうしの比較デー	45)
	タは存在しない。しかしながら、液体中の粒子の円管内表面への沈着につい	
<b>上</b> 11户1法注	ての類似研究の成果から、流体の流速の上昇に伴って粒子の沈着割合が増加	
フトリワム流速	することが示されている。流速が上昇することにより、レイノルズ数が上昇	
	し、渦が生成する。渦により粒子は壁面方向の速度成分が与えられ、壁面に	
	沈着する効果が付与されると考えられる。	
	「常陽」Mk-I燃料被覆管表面のSEM 画像から、燃料被覆管表面が高い	13)
ナトリウム温度	場合(420-450℃)と比較して、低い場合(370-380℃)、沈着する粒子の表面密度	
	は高くなることが示された。	
	「常陽」Mk-I燃料被覆管表面のSEM画像から、燃料被覆管表面に沈着し	38)
フトリワム中御仕時间	た粒子数は、炉内滞在日数に比例して上昇する傾向がある。	
	「常陽」燃料洗浄設備の洗浄液循環系統内に表面仕上げを変えた供試体を装	46)
なっちちちゃ	着し、これに沈着した CP の性状について調査した結果から、電解研磨を行	
官の掌際係数	なった配管は、素管と比較すると約 1/3 に CP の沈着を抑制する効果があり、	
	表面粗さが小さいほうが CP 沈着量も少ないことが明らかになっている。	



図.1 DORE に含まれる PSYCHE を中心としたシステム構成



図.2 高速増殖炉における CP 移行挙動のイメージ



図.3 ナトリウム中の遷移金属元素の溶解度<sup>35)</sup>

※) 文献 35)によるナトリウム中での溶解度式:

Mn : log S (wppm Mn) = 3.6406 - 2601.7/T (K)、T= $550 \sim 811$ K (引用 <sup>35)</sup>:p185, Eq.34) Co : log S (wppm Co) = 0.010 - 1493/T (K) 、T= $673 \sim 973$ K (引用 <sup>35)</sup>:p186, Eq.38) Cr : log S (wppm Cr) = 9.35 - 9010/T (K) 、T= $948 \sim 1198$ K (引用 <sup>35)</sup>:p184, Eq.27) Fe : log S (wppm Fe) = 4.720 - 4116/T (K) 、T= $658 \sim 997$ K (引用 <sup>35)</sup>:p186, Eq.36) Ni : log S (wppm Ni) = 2.07 - 1570/T (K) 、T= $573 \sim 1173$ K (引用 <sup>35)</sup>:p186, Eq.40)







図.5 「常陽」燃料被覆管表面の沈着粒子数と炉内滞在時間の関係



図.6 「常陽」燃料被覆管表面の沈着粒子の最大粒子径と炉内滞在時間の関係

#### JAEA-Review 2013-007



<試験対象燃料ピンの集合体内配置と試料の観察面位置>



<試料調整の概略図 >

図.7 「常陽」Mk-II 炉心集合体 PFD327 の燃料被覆管観察面位置



PFD029 (JOYO Mk- II ) No.678444

PFD327 (JOYO Mk- II) No.R36493

2µm

図.8 Mk-II 炉心燃料 PFD327 及び PFD029 の被覆管表面の比較



図.9A WDX による成分分析結果(R358A43) (加速電圧 20 k V、照射電流約 30nA、倍率 2500 倍)



図.9B WDX による成分分析結果(R35893) (加速電圧 20 k V、照射電流約 30nA、倍率 2500 倍)

#### JAEA-Review 2013-007





図.10 「常陽」1次冷却系配管周りの線量率分布







図.12 「常陽」測定値による補正係数の適合







図.14 粒子モデルの概要

表 1. SI 基本単位					
甘大昌	SI 基本ì	単位			
巫平里	名称	記号			
長さ	メートル	m			
質 量	キログラム	kg			
時 間	秒	s			
電 流	アンペア	А			
熱力学温度	ケルビン	Κ			
物質量	モル	mol			
光度	カンデラ	cd			

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例						
如女母 SI 表	基本単位					
和立重 名称	記号					
面 積 平方メートル	m <sup>2</sup>					
体 積 立法メートル	m <sup>3</sup>					
速 さ , 速 度 メートル毎秒	m/s					
加速 度メートル毎秒毎	秒 m/s <sup>2</sup>					
波 数 毎メートル	m <sup>-1</sup>					
密度,質量密度キログラム毎立方	メートル kg/m <sup>3</sup>					
面 積 密 度キログラム毎平方	メートル kg/m <sup>2</sup>					
比体積 立方メートル毎キ	ログラム m <sup>3</sup> /kg					
電 流 密 度 アンペア毎平方	メートル $A/m^2$					
磁界の強さアンペア毎メー	トル A/m					
量濃度(a),濃度モル毎立方メー	トル mol/m <sup>3</sup>					
質量濃度 キログラム毎立法	メートル kg/m <sup>3</sup>					
輝 度 カンデラ毎平方	メートル $cd/m^2$					
屈 折 率 <sup>(b)</sup> (数字の) 1	1					
比 透 磁 率 (b) (数字の) 1	1					

(a) 量濃度(amount concentration)は臨床化学の分野では物質濃度(substance concentration)ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

			SI 組立甲位	
組立量	名称	記号	他のSI単位による 表し方	SI基本単位による 表し方
平 面 鱼	ラジアン <sup>(b)</sup>	rad	1 <sup>(b)</sup>	m/m
· 協 方 立 体 鱼	ステラジア、/(b)	er <sup>(c)</sup>	1 (b)	$m^{2/m^2}$
周 波 数	ヘルツ <sup>(d)</sup>	Hz	1	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	Ν		m kg s <sup>-2</sup>
压力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>	$m^{-1} kg s^{-2}$
エネルギー,仕事,熱量	ジュール	J	N m	$m^2 kg s^2$
仕 事 率 , 工 率 , 放 射 束	ワット	W	J/s	m <sup>2</sup> kg s <sup>-3</sup>
電荷,電気量	クーロン	С		s A
電位差(電圧),起電力	ボルト	V	W/A	$m^2 kg s^{-3} A^{-1}$
静電容量	ファラド	F	C/V	$m^{-2} kg^{-1} s^4 A^2$
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	$m^2 kg s^{\cdot 3} A^{\cdot 2}$
コンダクタンス	ジーメンス	s	A/V	$m^{2} kg^{1} s^{3} A^{2}$
磁東	ウエーバ	Wb	Vs	$m^2 kg s^{\cdot 2} A^{\cdot 1}$
磁束密度	テスラ	Т	Wb/m <sup>2</sup>	$\text{kg s}^{2}\text{A}^{1}$
インダクタンス	ヘンリー	Н	Wb/A	$m^2 kg s^2 A^2$
セルシウス温度	セルシウス度 <sup>(e)</sup>	°C		K
光東	ルーメン	lm	cd sr <sup>(c)</sup>	cd
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> cd
放射性核種の放射能 <sup>(f)</sup>	ベクレル <sup>(d)</sup>	Bq		s <sup>-1</sup>
吸収線量,比エネルギー分与,	グレイ	Gv	J/kg	$m^2 s^{-2}$
カーマ				
線量当量,周辺線量当量,方向	シーベルト <sup>(g)</sup>	Sv	J/kg	$m^2 s^{2}$
性線量当量, 個人線量当量		2.		
酸素活性	カタール	kat		s <sup>1</sup> mol

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや

(a)SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはや コヒーレントではない。
 (b)ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c)測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d)ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性抜種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。
 (e)セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度で表すために使用される。
 (f)数単位を通の大きさは同一である。したがって、温度差や温度問隔を表す数値はとちらの単位で表しても同じである。
 (f)数単性核種の放射能(activity referred to a radionuclide)は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g)単位シーベルト(PV,2002,70,205)についてはCIPM勧告2(CI-2002)を参照。

表4.単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

	S	I 組立単位	
組立量	名称	記号	SI 基本単位による 表し方
粘质	パスカル秒	Pa s	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-1</sup>
カのモーメント	ニュートンメートル	N m	$m^2 kg s^2$
表 面 張 九	ニュートン毎メートル	N/m	kg s <sup>-2</sup>
角 速 度	ラジアン毎秒	rad/s	m m <sup>-1</sup> s <sup>-1</sup> =s <sup>-1</sup>
角 加 速 度	ラジアン毎秒毎秒	$rad/s^2$	$m m^{-1} s^{-2} = s^{-2}$
熱流密度,放射照度	ワット毎平方メートル	$W/m^2$	kg s⁻³
熱容量、エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	$m^2 kg s^{2} K^{1}$
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	$m^2 s^{-2} K^{-1}$
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg	$m^{2} s^{2}$
熱 伝 導 率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s <sup>-3</sup> K <sup>-1</sup>
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m <sup>3</sup>	m <sup>-1</sup> kg s <sup>-2</sup>
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m	m kg s <sup>-3</sup> A <sup>-1</sup>
電 荷 密 度	クーロン毎立方メートル	C/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> sA
表 面 電 荷	f クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
電 束 密 度 , 電 気 変 位	クーロン毎平方メートル	C/m <sup>2</sup>	m <sup>-2</sup> sA
誘 電 卒	ファラド毎メートル	F/m	$m^{-3} kg^{-1} s^4 A^2$
透 磁 辛	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s <sup>-2</sup> A <sup>-2</sup>
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol	m <sup>2</sup> kg s <sup>-2</sup> mol <sup>-1</sup>
モルエントロピー,モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	$m^{2} kg s^{2} K^{1} mol^{1}$
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg	kg <sup>-1</sup> sA
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	$m^{2} s^{-3}$
放射 強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	$m^4 m^{-2} kg s^{-3} = m^2 kg s^{-3}$
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	$W/(m^2 sr)$	m <sup>2</sup> m <sup>-2</sup> kg s <sup>-3</sup> =kg s <sup>-3</sup>
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m <sup>3</sup>	m <sup>-3</sup> s <sup>-1</sup> mol

表 5. SI 接頭語					
乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
$10^{24}$	э 9	Y	$10^{-1}$	デシ	d
$10^{21}$	ゼタ	Z	$10^{-2}$	センチ	с
$10^{18}$	エクサ	Е	$10^{-3}$	ミリ	m
$10^{15}$	ペタ	Р	$10^{-6}$	マイクロ	μ
$10^{12}$	テラ	Т	$10^{-9}$	ナーノ	n
$10^{9}$	ギガ	G	$10^{-12}$	ピョ	р
$10^{6}$	メガ	М	$10^{-15}$	フェムト	f
$10^{3}$	キロ	k	$10^{-18}$	アト	а
$10^{2}$	ヘクト	h	$10^{-21}$	ゼプト	z
$10^{1}$	デ カ	da	$10^{-24}$	ヨクト	У

表6.SIに属さないが、SIと併用される単位						
名称	記号	SI 単位による値				
分	min	1 min=60s				
時	h	1h =60 min=3600 s				
日	d	1 d=24 h=86 400 s				
度	۰	1°=(п/180) rad				
分	,	1'=(1/60)°=(п/10800) rad				
秒	"	1"=(1/60)'=(п/648000) rad				
ヘクタール	ha	1ha=1hm <sup>2</sup> =10 <sup>4</sup> m <sup>2</sup>				
リットル	L, 1	1L=11=1dm <sup>3</sup> =10 <sup>3</sup> cm <sup>3</sup> =10 <sup>-3</sup> m <sup>3</sup>				
トン	t	$1t=10^3 \text{ kg}$				

\_

表7.	SIに属さないが、	SIと併用される単位で、	SI単位で
	まとわて粉は	ぶ 中 瞬時 ほう や て そ の	

衣される剱旭が夫破的に待られるもの					
名称	記号	SI 単位で表される数値			
電子ボルト	eV	1eV=1.602 176 53(14)×10 <sup>-19</sup> J			
ダルトン	Da	1Da=1.660 538 86(28)×10 <sup>-27</sup> kg			
統一原子質量単位	u	1u=1 Da			
天 文 単 位	ua	1ua=1.495 978 706 91(6)×10 <sup>11</sup> m			

表8.SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位						
	名称		記号	SI 単位で表される数値		
バ	1	ル	bar	1 bar=0.1MPa=100kPa=10 <sup>5</sup> Pa		
水銀	柱ミリメー	トル	mmHg	1mmHg=133.322Pa		
オン	グストロー	- 4	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 <sup>-10</sup> m		
海		里	М	1 M=1852m		
バ	-	$\sim$	b	1 b=100fm <sup>2</sup> =(10 <sup>-12</sup> cm)2=10 <sup>-28</sup> m <sup>2</sup>		
1	ツ	ŀ	kn	1 kn=(1852/3600)m/s		
ネ	-	パ	Np	ar送佐1		
ベ		ル	В	▶ 51 単位との 叙 値的 な 阕徐 は 、 対 数 量の 定 義 に 依 存.		
デ	ジベ	N	dB -			

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位						
名称	記号	SI 単位で表される数値				
エルグ	erg	1 erg=10 <sup>-7</sup> J				
ダイン	dyn	1 dyn=10 <sup>-5</sup> N				
ポアズ	Р	1 P=1 dyn s cm <sup>-2</sup> =0.1Pa s				
ストークス	St	$1 \text{ St} = 1 \text{ cm}^2 \text{ s}^{\cdot 1} = 10^{\cdot 4} \text{m}^2 \text{ s}^{\cdot 1}$				
スチルブ	$^{\rm sb}$	1 sb =1cd cm <sup>-2</sup> =10 <sup>4</sup> cd m <sup>-2</sup>				
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm <sup>-2</sup> 10 <sup>4</sup> lx				
ガル	Gal	1 Gal =1cm s <sup>-2</sup> =10 <sup>-2</sup> ms <sup>-2</sup>				
マクスウェル	Mx	$1 \text{ Mx} = 1 \text{ G cm}^2 = 10^{-8} \text{Wb}$				
ガウス	G	$1 \text{ G} = 1 \text{Mx cm}^{-2} = 10^{-4} \text{T}$				
エルステッド <sup>(c)</sup>	Oe	1 Oe ≙ (10 <sup>3</sup> /4π)A m <sup>-1</sup>				

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「 ▲ 」 は対応関係を示すものである。

	表10. SIに属さないその他の単位の例						
	:	名利	尓		記号	SI 単位で表される数値	
+	ユ		IJ	ĺ	Ci	1 Ci=3.7×10 <sup>10</sup> Bq	
$\nu$	ン	ŀ	ゲ	$\sim$	R	$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{C/kg}$	
ラ				ド	rad	1 rad=1cGy=10 <sup>-2</sup> Gy	
$\nu$				L	rem	1 rem=1 cSv=10 <sup>-2</sup> Sv	
ガ		$\boldsymbol{\mathcal{V}}$		7	γ	1 γ =1 nT=10-9T	
フ	I.		ル	"		1フェルミ=1 fm=10-15m	
メ	ートル	/系	カラ:	ット		1メートル系カラット = 200 mg = 2×10-4kg	
ŀ				N	Torr	1 Torr = (101 325/760) Pa	
標	準	大	気	圧	atm	1 atm = 101 325 Pa	
カ			IJ	ļ	cal	1cal=4.1858J(「15℃」カロリー), 4.1868J (「IT」カロリー)4.184J(「熱化学」カロリー)	
Ξ	ク		П	ン	μ	$1 \text{ u} = 1 \text{ um} = 10^{-6} \text{ m}$	

この印刷物は再生紙を使用しています