

JAERI-Review  
2002-034



JP0350003



黒鉛減速型炉における中性子照射黒鉛の炭素14  
(共同研究)

2002年12月

藤井 貴美夫・松尾 秀人\*

日本原子力研究所  
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公開している研究報告書です。

入手の問い合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibarakiken 319-1195, Japan.

黒鉛減速型炉における中性子照射黒鉛の炭素 14

(共同研究)

日本原子力研究所東海研究所物質科学研究部

藤井 貴美夫 ・ 松尾 秀人\*

(2002 年 10 月 1 日受理)

日本原子力発電(株)東海発電所は、平成 10 年 3 月に営業運転を停止しており、現在、廃止措置のために種々の検討が行われている。

このような黒鉛減速ガス冷却炉では、減速材や反射材として炉心に多量の黒鉛材料が使用されているが、この炉心黒鉛材料中には、運転期間中に半減期が極めて長い炭素 14 が生成する。このため、照射黒鉛材料の処理技術の開発は重要な検討課題の一つとなっており、例えば、炭素 14 濃度の推定法や、炭素 14 を選択的に分離し、黒鉛中の濃度を低減する技術の開発等を挙げる事ができる。このような課題の解決のための研究の一環として、炭素 14 に関連する文献調査を行った。また、炭素 14 は主に窒素の (n,p) 反応によって主に生成されることから、その化学的性質が安定炭素とは異なる可能性があるため、化学的性質及び存在状態に関する文献も調査対象とした。

本報告書は、主として、炭素 14 の挙動や分離技術に関する公開論文の概要を整理したものである。また、本文中で触れていない関連文献については、付録のリストに整理した。

---

本報告は平成 11 年度から 13 年度までに日本原子力研究所が日本原子力発電 (株) から  
の受託調査として実施して得られた成果の一部である。

東海研究所：〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

\* (財) 原子力研究バックエンド推進センター

Carbon-14 in Neutron-irradiated Graphite for  
Graphite-moderated Reactors  
(Joint Research)

Kimio FUJII and Hideto MATSUO\*

Department of Materials Science  
Tokai Research Establishment  
Japan Atomic Energy Research Institute  
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 1, 2002)

The graphite moderated gas cooled reactor operated by the Japan Atomic Power Company was stopped its commercial operation on March 1998, and the decommissioning process has been started.

Graphite material is often used as the moderator and the reflector materials in the core of the gas cooled reactor. During the operation, a long life nuclide of  $^{14}\text{C}$  is generated in the graphite by several transmutation reactions. Separation of  $^{14}\text{C}$  isotope and the development of the separation method have been recognized to be critical issues for the decommissioning of the reactor core. To understand the current methodologies for the carbon isotope separation, literature on the subject was surveyed. Also, those on the physical and chemical behavior of  $^{14}\text{C}$  were surveyed. This is because the larger part of the nuclides in the graphite is produced from  $^{14}\text{N}$  by (n,p) reaction, and the location of them in the material tends to be different from those of the other carbon atoms.

This report summarizes the result of survey on the open literature about the behavior of  $^{14}\text{C}$  and the separation methods, including the list of the literature on these subjects.

Keywords : Gas-cooled Reactor, Moderator, Reflector, Graphite, Carbon-14,  
Tokai Nuclear Power Station, Decommissioning,  
Carbon Isotope Separation,

---

This report is one of the results of the collaboration between JAERI and JPC.

\*Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning  
Technology Center

## 目 次

1. 黒鉛減速型原子炉の状況 .....	1
1.1 日本の状況 .....	1
1.2 諸外国の状況 .....	2
参考文献 .....	2
2. 本文献調査の目的および方法 .....	2
3. 炭素 14 を含む使用済み黒鉛の処理・処分方法に係る研究概要と関連文献3	
3.1 黒鉛中での炭素 14 の生成 .....	3
3.1.1 核変換反応 .....	3
3.1.2 Magnox 炉及び AGR における炭素 14 の生成 .....	4
3.1.3 高温ガス炉における炭素 14 の生成 .....	4
参考文献 .....	4
3.2 黒鉛中の炭素 14 の物理的・化学的性質 .....	5
3.2.1 炭素 14 の物理的・化学的性質 .....	5
3.2.2 炭素 14 の環境への影響 .....	6
参考文献 .....	7
3.3 炭素 14 の分離方法 .....	7
3.3.1 炭素同位体の分離方法 .....	7
3.3.2 炭素 14 の分離への適用 .....	10
3.3.3 実用化への課題 .....	12
3.3.4 特許 .....	12
参考文献 .....	12
3.4 炭素 14 の生成に対する炉心環境の影響 .....	13
3.4.1 黒鉛中の炭素 14 の生成 .....	13
3.4.2 東海発電所の炉心環境 .....	14
参考文献 .....	14
3.5 諸外国における炭素 14 を含有する炉心黒鉛の処理・処分に 関する研究 .....	15
3.5.1 ロシアにおける研究 .....	15
3.5.2 アメリカにおける研究 .....	18
3.5.3 ドイツにおける研究 .....	21
3.5.4 その他の研究 .....	22
参考文献 .....	22
謝辞 .....	23
付録 使用済み黒鉛からの炭素 14 の分離技術等に関する研究開発の文献...	24

## Contents

1. Present Status of Graphite Moderated Gas-cooled Reactors .....	1
1.1 Present Status in Japan .....	1
1.2 Present Status in Foreign Countries .....	2
References .....	2
2. Objectives and the Method of Literature Survey .....	2
3. Review of Researches about the Disposal Methods of C-14 Containing Core Graphite .....	3
3.1 C-14 Production Reaction in Graphite .....	3
3.1.1 Transmutation Reaction .....	3
3.1.2 C-14 Production in Magnox and AGR .....	4
3.1.3 C-14 Production in HTGR .....	4
References .....	4
3.2 Physical and Chemical Properties of C-14 in the Graphite .....	5
3.2.1 Physical and Chemical Properties of C-14 .....	5
3.2.2 Impact on Environment of C-14 .....	6
References .....	7
3.3 Separation Methods of C-14 .....	7
3.3.1 Isotope Separation for Carbon Atoms .....	7
3.3.2 Application to C-14 Separation .....	10
3.3.3 Criteria of Separation Method Selection .....	12
3.3.4 Patents .....	12
References .....	12
3.4 Effect of Reactor Core Environment on C-14 Production .....	13
3.4.1 Effect of Reactor Core Environment on C-14 Production in the Graphite .....	13
3.4.2 Reactor Core Environment in Tokai Nuclear Power Station .....	14
References .....	14
3.5 Researches on the Disposal Methods of C-14 Containing Reactor Core Graphite in Foreign Countries .....	15
3.5.1 Researches in Russia .....	15
3.5.2 Researches in United States .....	18
3.5.3 Researches in Germany .....	21
3.5.4 Other Researches .....	22
References .....	22
Acknowledgements .....	23
Appendix List of Relevant Literatures Surveyed .....	24

## 1. 黒鉛減速型原子炉の状況

減速材や反射体等の炉心の主要な構造材料に黒鉛を用いているガス冷却炉(黒鉛減速型ガス冷却炉)は、イギリスやフランスをはじめとして、世界各国に多数建設されてきている。我が国には、国内最初の商業用原子力発電所である日本原子力発電(株)の東海発電所や、日本原子力研究所の大洗研究所に高温工学試験研究炉(HTTR)がある。これらの炉の設計や安全審査のために、黒鉛材料の挙動のデータ取得と解析、また運転開始後においては、安全性確保のために、特性変化の確認等が行われてきている。さらに、運転停止後には、廃止措置への移行のために、放射化した使用済み黒鉛材料の処理・処分についての研究開発等が開始されようとしている。

黒鉛中には多くの不純物が含まれていて、中性子照射により放射化が生じる。その中でも、半減期の長い放射性核種、特に、炭素 14 については、5570 年と極めて長い間、将来の処理・処分において問題になる可能性があると考えられている。

本章では、黒鉛減速型ガス冷却炉の国内外における状況の概要について触れる。なお、本報告書は、日本原子力発電(株)東海発電所の炉心黒鉛材料処理・処分の検討に資するため、炭素 14 の挙動や分離技術を中心に行った公開文献調査の概要をまとめたものである。また、本文中で触れられなかった関連文献のリストを、巻末に付録として付した。

### 1.1 日本の状況

日本原子力発電(株)の東海発電所は昭和 41 年 7 月に商業運転を開始し、平成 10 年 3 月に運転を停止するまでの間、32 年間にわたって電力の供給を続けた日本で最初の商業用原子力発電所であり、かつ商業用としては最初に廃止措置に移行しているものである。原子炉の形式は、天然ウラン黒鉛減速炭酸ガス冷却型(コールドーホール改良型)で、熱出力 586,900kW、電気定格出力 166,000kW である。当初は冷却材の入口及び出口温度は、200°C 及び 400°C であったが、その後、出口温度を若干低くして運転されてきた。東海発電所で使用された黒鉛材料の概要を以下に記す。

ペシネ黒鉛 (フランス製)

減速材 : Q1 GRADE 、反射材 : Q3 GRADE

コークス : Texas Lock Port Coke

黒鉛処理温度 : 2800 °C

かさ密度 : Q1 GRADE の場合 1.75 g/cm<sup>3</sup>

黒鉛の総重量 : 約 2000 トン (減速材は約 1600 トン)

なお、炉心黒鉛(減速材、反射材)は、昭和 41 年 7 月の営業運転開始以来、

平成10年3月に営業運転が停止されるまで、交換されることなく使用されてきている。雰囲気は炭酸ガスで、運転の経過とともに重量が減少し、最大で約8%程度の減少である。

また、HTTRは平成10年12月に臨界になったヘリウムを冷却材とする高温ガス炉であり、原子炉の運転温度は395°C～850°C（定格運転時）、高温試験運転時には最高950°Cである。

## 1.2 諸外国の状況

東海発電所と同型の炉の、海外の商業用原子力発電所はイギリス、フランス、イタリア、スペイン等にある。それらの運転状況を以下に示す<sup>1.1)</sup>。

	運転中	廃止措置中
イギリス	20	6
フランス	0	8
イタリア	0	1
スペイン	0	1

## 参考文献

- 1.1) 佐藤 忠通 日本原子力学会誌 Vol.40, No.11, 855 (1998)

## 2. 本文献調査の目的および方法

目的：使用済み黒鉛の処理・処分技術の研究開発に反映させるために、炭素14の生成に係る黒鉛材料の使用環境の影響、使用済み黒鉛中における炭素14の挙動、生成した炭素14の分離技術等に係る文献調査を調査する。

方法：主にINISおよびChemical Abstractを検索し、その内容から必要と判断される論文を抽出し調査した。以下に調査した項目を列挙する。

- ・ 黒鉛中での炭素14の生成  
炭素14の生成核反応等についての研究概要と文献
- ・ 炭素14の物理的・化学的性質と状態  
黒鉛材料中での炭素14の吸着等の物理的・化学的状態の研究概要と文献
- ・ 炭素14の分離技術  
炭素同位体の分離手法研究の概要と文献
- ・ 炭素14の生成に対する使用環境の影響



## 冷却材や空気中の炭素 14 生成元素の黒鉛材料への吸着に関する各国での研究概要と文献

- 各国における照射黒鉛の処理・処分のための炭素 14 に関する研究動向  
炭素 14 を含む使用済み黒鉛の処理・処分方法に関する各国の研究概要と文献

### 3. 炭素 14 を含む使用済み黒鉛の処理・処分方法に係る研究概要と関連文献

#### 3.1 黒鉛中での炭素 14 の生成

##### 3.1.1 核変換反応

一般に炭素 14 は次の 5 つの核反応のいずれかによって生成される<sup>(3.1, 3.2)</sup>。

- (1)  $^{13}\text{C} (n, \gamma) ^{14}\text{C}$
- (2)  $^{14}\text{N} (n, p) ^{14}\text{C}$
- (3)  $^{15}\text{N} (n, d) ^{14}\text{C}$
- (4)  $^{16}\text{O} (n, ^3\text{He}) ^{14}\text{C}$
- (5)  $^{17}\text{O} (n, \alpha) ^{14}\text{C}$

これらの内、反応 (1) は Magnox、AGR、HTGR のような黒鉛材料を使用している原子炉全てで起こる。また反応 (2) 及び (3) は燃料、冷却材、あるいは構造材料に不純物として窒素を含んでいる原子炉で生じる。但し、反応 (3) のしきいエネルギーは 8.52MeV と高いため黒鉛減速炉では問題とならない。また反応 (4) は高い吸熱反応とされており、Magnox、AGR、HTGR のような黒鉛減速炉では重要ではない。反応 (5) の断面積の正確な値は知られておらず、僅かな実験値があるのみであるが黒鉛減速炉で生じ得る<sup>(3.1)</sup>。

以上のように、黒鉛減速炉での炭素 14 の生成には、上記の反応のうちで(1)、(2)、(5) を考えれば良い。第 3.1 表にそれらをまとめて示す。また、特に反応 (2) については多くの実験データが得られており、核反応断面積については、文献 (3.3, 3.4) に詳細に記載されている。

第 3.1 表 炭素 14 の主な生成核反応

核反応	核種の存在比 (%)	$\sigma_{\text{act}}$ (barn) (中性子速度 2200m/s)	HTGR の例
$^{14}\text{N} (n, p) ^{14}\text{C}$	99.63	1.81	1.02
$^{13}\text{C} (n, \gamma) ^{14}\text{C}$	1.11	$0.9 \times 10^{-3}$	$0.419 \times 10^{-3}$
$^{17}\text{O} (n, \alpha) ^{14}\text{C}$	0.037	0.235	0.110

### 3.1.2 Magnox 炉及び AGR における炭素 14 の生成<sup>(3.2)</sup>

第 3.1 表から明らかなように、炭素 14 の生成核反応の中では、特に窒素 14 の反応の占める比重が大きい。但し、黒鉛材料に含まれる窒素 14 の不純物濃度及びその分布については明確でなく、評価に当たっては 10ppm 程度と仮定されることが多い。

このレベルの濃度の窒素 14 が存在する場合には、黒鉛中に生成する全炭素 14 の 61%が窒素 14 の反応から生成されると計算されている。但し、原子炉の運転期間を 30 年としても、含まれている窒素の僅かな量しか反応しない。

炉心で使用されている黒鉛材料は、原子炉の運転期間中に、放射線環境下で二酸化炭素によって腐食を受ける。冷却材の成分を調整することで、この反応を抑える方策が取られてはいるが、それでも若干の腐食が生じる。なお、この腐食反応速度は照射レベル、冷却材の成分、黒鉛の気孔構造等に依存する。

したがって、原子炉の運転期間中においては、黒鉛中の炭素 14 の生成は、黒鉛重量の減少と同時に進行する。このため、生じた炭素 14 の一部は、生成された後に、黒鉛の腐食によって冷却材中に混入することになる。

### 3.1.3 高温ガス炉における炭素 14 の生成<sup>(3.2, 3.5)</sup>

高温ガス炉では、環境への炭素 14 の放出が他の原子炉に比較して非常に大きく、また燃料要素の構造の特徴から、燃料を再処理する場合には黒鉛減速材を取り除かねばならない等の事情から、比較的環境への炭素 14 の放出につながる過程が多い<sup>(3.2)</sup>。高温ガス炉には 2 つのタイプがあり、黒鉛材料の量、窒素不純物のレベル、中性子スペクトル等が異なる。また、Magnox 炉等と同様に、黒鉛中の窒素レベルの評価値の幅が大きい。(例えば、10ppm, 15ppm, 25ppm, 30ppm 等とパラメータにして評価される場合も多い)。例として、Peach Bottom 炉を以下に示す。なお、ヘリウム冷却材中の不純物は冷却材純化システムでトラップされるため、ここからの炭素 14 の発生は無視できる<sup>(3.2)</sup>。

炭素 14 の生成反応の中で最も生成量の大きい窒素 14 からの生成が評価されたが、ここでも、燃料ブロック及び反射材ブロック中の窒素含有量の値は、正確には得られていない<sup>(3.5)</sup>。推定を行った例があり、この場合、4 つの試料を ORR で照射して炭素 14 を分析した結果は、反応 (1) のみから生じるとして計算された値よりも大きい値が得られた。この、余分の炭素 14 が反応 (2) によって生成されると仮定すると、窒素不純物は 3.2~8.4ppm となる。

なお、窒素不純物含有量を直接求めた試みもあり、この場合は 26ppm と報告されている。また、窒素不純物含有量を 30ppm とした場合の炭素 14 の生成量は 466GBq (12.6Ci) あるいは 127Ci/GW(e)・yr となる。

#### 参考文献

3.1) Wallace Davis, Jr. In "Management of Low-Level Radioactive

Waste” Volume one, Edited by Melvin W. Carter, A. Alan Moghissi,  
Bernd Kahn pp.151-191(1979) Pergamon Press

- 3.2) R. P. Bush, I. F. White, G. M. Smith and NRPB, Chilton AERE-R-10543  
(1983)
- 3.3) John R. Stehn et al., BNL-325 Volume 1, 1964 Neutron Cross  
Sections
- 3.4) McLane, V. et al. BNL-325(Ed.4) 1988 843p Neutron Cross  
Sections Volume 2, Neutron Cross Section Curves
- 3.5) R. P. Wichner and F. F. Dyer ORNL-5597(1980)

### 3.2 黒鉛中の炭素 14 の物理的・化学的性質

#### 3.2.1 炭素 14 の物理的・化学的性質

##### 1) 炭素 14 の拡散<sup>(3.6, 3.7)</sup>

炭素 14 の拡散についての報告には以下の 2 つがある。

①炭素 14 を含有する原子炉用黒鉛を高温で加熱することによって  $^{14}\text{C}$  と  $^{12}\text{C}$  黒鉛の交換反応  $^{14}\text{CO} + ^{12}\text{C} \rightleftharpoons ^{12}\text{CO} + ^{14}\text{C}$  を用いた黒鉛中の炭素の自己拡散に関するデータが得られている。この研究では Pile Grade A と 2 種類の等方性材料の計 3 種類の原子炉用黒鉛について測定されており、2473K における拡散係数は  $0.64 \times 10^{-19} \sim 2.97 \times 10^{-19} \text{m}^2/\text{sec}$ 、 $D_0$  値は  $1.2 \times 10^{-19} \sim 1.06 \times 10^{-19} \text{m}^2/\text{sec}$ 、活性化エネルギー  $E_a$  は 337~621kJ/mol との結果を得ている。また、 $D_0$  値は粒界拡散 (<200kJ/mol) 及び空格子点と格子間原子の拡散 ( $\geq 962$ kJ/mol) の変化と密接に関係することも報告されている。

得られた自己拡散の活性化エネルギーの平均値  $434 \pm 84.4 \text{kJ/mol}$  について、理論計算による結果との関係を考察した結果は良く一致していた。

また、報告では既存の研究報告と比べて  $D_0$  値が小さい理由を検討し、活性化エネルギーの変化との関係から実験温度においては、黒鉛化度の高い材料では、黒鉛中の  $^{14}\text{C}$  の自己拡散プロセスは触媒反応で観察される Compensation-effect に支配されるとしている<sup>(3.6)</sup>。

②熱分解炭素中の炭素 14 の拡散について、 $^{14}\text{CH}_4$  を用いた研究結果が報告されている。拡散係数は  $1.3 \sim 7.5 \times 10^{-12} \text{m}^2/\text{sec}$ 、 $D_0$  値は  $10^{-6} \text{cm}^2/\text{sec}$ 、活性化エネルギーは 268kJ/mol であった。一方、天然黒鉛や多結晶黒鉛の自己拡散の実験から得られている拡散係数は  $10^{-9} \sim 10^{-15} \text{m}^2/\text{sec}$ 、拡散の活性化エネルギーは 160~682kJ/mol である。さらに、照射黒鉛に関する電子顕微鏡による焼鈍研究から格子間原子の拡散の活性化エネルギーは 800 kJ/mol と報告されている。空格子点と格子間原子の拡散過程に必要なエネルギーは 700kJ/mol 以上とされ、自己拡散の活性化エネルギーも

480kJ/mol 程度が必要であるとされている。 $^{14}\text{CH}_4$ を用いた結果が低い値であったことから、熱分解炭素中の炭素の拡散機構は粒界拡散であることを提案している(3.7)。

## 2) 炭素 14 の浸出

ハンフォード原子炉(C Reactor)で、直径 3.05cm、長さ 43.8cm、BET 比表面積  $5.2 \pm 0.2 \text{ m}^2/\text{g}$  の円柱状の試料を照射し、この試料を用いて  $^{14}\text{C}$  と  $^{36}\text{Cl}$  の浸出率を測定した結果が報告されている(3.8)。試料の放射能は  $^{14}\text{C}$  と  $^{36}\text{Cl}$  でそれぞれ  $260 \pm 37 \text{ kBq/g}$  ( $7.0 \pm 1.0 \mu \text{ Ci/g}$ )、 $2.5 \text{ kBq/g}$  であった。

8 週間にわたり、試験温度が  $-20^\circ\text{C}$ 、 $50^\circ\text{C}$ 、 $90^\circ\text{C}$  で、イオン化されない水と地下水の中で炭素 14 の浸出について実験した。炭素 14 の浸出率は時間の経過とともに減少し、温度の高い  $90^\circ\text{C}$  の場合には浸出率が高く、かつ 8 週間後でも浸出の持続が認められた。

## 3) 炭素 14 の存在状態

炭素 14 を分離(低減)する方法を検討するためには、その存在状態を明確にしておくべきである。このために、炭素 14 の親元素である窒素が不純物としてどのような状態(原子あるいは分子)で黒鉛に吸着しているか、さらに、吸着している窒素が中性子照射により炭素 14 に変換された場合にどのようなになるか、等について調査を進めたが、報告されている文献は現時点では見当たらない。今後、研究を行って明らかにすべき課題といえる。

### 3.2.2 炭素 14 の環境への影響

原子力における炭素 14 のサイクルに関する定量的な評価が、フランスの M. Dubourg によって与えられている。その中で、照射黒鉛を焼却する際に排出される炭素 14 量の評価についての概要を以下に示す(3.9)。

炭素 14 は、宇宙空間の中性子による窒素等との反応によって生じている一方、半減期が 5730 年で減衰している。外的な環境の変化が特別にない限り空気中の二酸化炭素での炭素 14 と炭素 12 の割合は一定で、

$$\frac{\text{炭素 } 14}{\text{炭素 } 12} = 1.2 \times 10^{-12}$$

となっている。このように炭素 14 は宇宙空間からの中性子によって環境中で連続的に年間  $10^{15} \text{ Bq}$  ( $27,000 \text{ Ci}$ ) が定常的に生じている。

環境中の炭素 14 に変化を及ぼす可能性のあるものの一つとして、原子炉で使用した照射黒鉛を焼却した場合の炭素 14 の影響が指摘できよう。

黒鉛減速炉の場合、使用されている減速材中の炭素 14 の平均的な濃度は  $2 \times 10^4 \text{ Bq/g}$  であり、年間 600 トンを焼却処理すると  $12 \times 10^{12} \text{ Bq}$  ( $320 \text{ Ci}$ ) が放出

されることになる。この量は自然界で生じる炭素 14 の約 1% に相当するが、その影響は半減期が長いこともあって評価する必要がある。なお、環境中の炭素 14 のインベントリーは、おおよそ  $1.2 \times 10^{17} \text{Bq}$  ( $3.1 \times 10^6 \text{Ci}$ ) であって、年間 600 トンの照射黒鉛を 50 年にわたって焼却するとすれば、これによる放出量の全体に対する割合は

$$12 \times 10^{12} \text{Bq} / \text{y} \times 50 \text{y} / 1.2 \times 10^{17} \text{Bq} = 5 \times 10^{-3}$$

となるが、この値は過去 100 年における炭素 14 の環境中での変動幅である土 2% に比較して小さい。なお、この論文には引用文献がなく、論文中の数字の出典が不明で不確実な記載部分がある。

#### 参考文献

- 3.6) R. S. Sach and W. J. Williams, Carbon 12 425 (1974)
- 3.7) J. C. Orr and N. Shamoon, Proc. 15th Biennial Conference on Carbon, Philadelphia, 1981 American Carbon Society pp.14-15
- 3.8) W. J. Gray, W. C. Morgan, PNL-6769(1988)
- 3.9) M. Dubourg IAEA-TECDOC-1043 pp.233-237 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997

### 3.3 炭素 14 の分離方法

炭素同位体の分離技術に関する研究は国内でも多く行われているが、炭素 14 の分離や濃縮については限られていて、報告はほとんど見当たらない。

炭素 13 は、安定同位体として化学反応や生体関連のトレーサーとして利用されており、分離及び濃縮の技術について研究されている。

このうち、化学交換法、蒸留法、レーザー法等については、日本原子力学会の同位体分離特別専門委員会が 1963～1998 年の活動でまとめた「日本における同位体分離のあゆみ」(中根良平、北本朝史、清水正巳編)の文献<sup>(3.10)</sup>がある。

第 4 章の重炭素の分離及び濃縮の項で、化学交換法、メタンの深冷蒸留法、一酸化炭素蒸留法及びレーザー法に関する基本原理と、日本における開発の歴史について記述されているので参照されたい。以下では、各分離方法の基本原理の紹介で重複する内容となるため、この文献以外について記述する。

#### 3.3.1 炭素同位体の分離方法

##### 1) 化学交換法

文献 (3.10) を参照。

## 2) 蒸留法

文献 (3.10) の他に以下の報告例がある。

### ①一酸化炭素の蒸留

蒸留法は、目的成分と他の成分の、その温度における蒸気圧の差を利用して目的成分を濃縮分離する方法である。

アメリカのロス・アラモス国立研究所では、一酸化炭素を用いた炭素 13 の生産プラントを建設した<sup>(3.11)</sup>。この装置は95%濃度の炭素 13を一酸化炭素として1日につき約1モル分離する性能を有している。蒸留塔は長さが140フィートで、下部から80フィートには直径1インチの一つの円筒、中程の長さ20フィートの範囲には直径1インチの円筒が4つ並列されており、さらに、上部の長さ40フィートの範囲には円筒が12本並列されている。この装置には1kWの電力が供給され、1日当たりの液体窒素の使用量は1000リットルである。その後、さらに長さが200フィートの装置も建設されており、この概要も報告されている<sup>(3.12)</sup>。

一酸化炭素を蒸留する方法は、冷凍設備等の建設費が大きい問題はあるが、現在のところ大量(1~100kg)の生産が可能な唯一の方法である<sup>(3.13)</sup>。以上のほか、イギリスのThe British Oxygen Company Ltd. の Prochem でも蒸留法による研究開発が進められ、現在、一酸化炭素を用いて90atm%以上の濃縮度での炭素 13を生産している<sup>(3.14, 3.15)</sup>。

### ②メタンの蒸留

LNG そのものを原料としながら、LNGの冷熱を利用する方法である。1989年に東京ガス(株)が同社の袖ヶ浦工場に、メタン低温精密蒸留法としてのパイロットプラントを建設し、試験生産を行っている<sup>(3.16)</sup>。

一般に、濃縮分離のし易さを表す分離係数 $\alpha$ は、両成分の蒸気圧比で定義され、 $\alpha$ が1に近い程濃縮分離し難いことになる。メタンと一酸化炭素の蒸留法の得失を比較すると、沸点における $\alpha$ の大きい一酸化炭素( $\text{CO}_2$   $\alpha=1.007$ 、 $\text{CH}_4$   $\alpha=1.003$ )の方が実績もあり基本的に有利であるが、分離係数は温度が低い程大きくなることから操作圧力を下げることで温度を下げる減圧蒸留の採用、蒸留塔自体を完全に断熱すること、充填塔の内径の最適化、充填物の形状を工夫、負荷条件を最適化する等の技術開発によって一段を数cmとして、蒸留塔の高さに対する段数を増加させることによって、高レベルの濃縮を可能とした。

### ③他の分野への応用

同じ原理を利用して、核融合炉の燃料循環システムへの利用のために、トカマク等から真空ポンプにより排気されたトリチウムを含むプラズマの

燃え残りの気体不純物を除去して、水素の同位体比を調製するための有力な方法として、“深冷蒸留法”の研究開発が進められている。

さらに、基礎研究と並行し、米国ロスアラモス研究所では実規模の実証試験も行われている(3.17)。

### 3) レーザー法

レーザー法は、少なくとも一個の炭素原子を含有する対象分子に対し、この分子の同位体シフトを利用し、特定の波長のレーザー光を照射して、特定の質量数の炭素を含有する分子のみを選択的にイオン化させることにより、炭素同位体分離を行うものである。本方法はレーザーの波長を対象の各々の同位体によるシフトに応じて変更することによって、例えば  $^{13}\text{C}$  の濃縮法としても応用が可能である。

文献(3.10)の他にレーザー法に関しては、二見らによる特許がある(3.18)。

簡単に特許の概要を以下に記述する。

照射黒鉛の燃焼によって発生する  $^{14}\text{CO}_2$  (300K、1atm) をヘリウムあるいはアルゴンガスキャリアーによって  $10^{-5}\text{atm}$  の低圧セルに導入する。導入されたガスは断熱膨張効果によって極低温状態に冷却される。低圧セル内のガスに紫外レーザー光を照射し、炭素 14 を含有するガスのみをイオン化し捕集する方法である。

### 4) 熱拡散法(3.19)

高さ 1~8m の円筒(カスケード状に多段に分かれている)の内部に、直径数センチメートルの内筒を多数配置し、各筒を電氣的に加熱する。内側の円筒の温度  $T_2$  が、外側の円筒の温度  $T_1$  よりも大幅に高くなるようにして、ガスを流すと、2つの筒の表面の温度差により、軽い成分は上に移動し、同時に温度が高いガスは上に流れ、温度の低い外側の壁近くのガスは下の方に流れ対流が生じる。定常状態では、円筒の上の方には軽い同位体が、下の方にはより重い同位体が集まる。実験では 22 日の連続運転で約 20%まで濃縮された  $^{13}\text{CH}_4$  の濃度が得られた。

本方法の他の分野への応用として、単一の熱拡散塔での分離係数が大きいこと、塔内のインベントリ量が小さいこと、構造が簡単で可動部を持たず信頼性が高いことから、核融合炉燃料のトリチウムガスの精製・分離の最有力な方法として、名古屋大学や日本原子力研究所において“深冷壁”熱拡散塔の研究開発が進められている(3.17)。

### 5) 超音速法

同位体の選択励起を可能とするために、作業物質(同位体分離する原子、あるいはそれを含んだ分子)超音速ノズルで過冷却した状態で反応を起こさせて

分離する方法も報告されている<sup>(3.20)</sup>。作業ガス (CO<sub>2</sub>+Ar) を 70 気圧で 1800K までヒーターにより加熱し、気体の膨張速度を大きくして凝縮開始点の温度を下げることを目的とした長さ 800mm、出口の直径 1mm の円錐状ノズル内にパルス状に流す。ノズルから出た気体はバラストチャンバーを通過してコールドトラップ内 (-100°C) で凝集される。捕集されたガスを高分解能の質量分析器で測定する。

この方法は UF<sub>6</sub> のレーザー同位体分離にも応用されており、さらに効率的に同位体分離を行うための改良や過冷却ジェット法も開発されている<sup>(3.21)</sup>。

#### 6) CVD 法<sup>(3.22, 3.23)</sup>

CVD 法を用いた気体、液体からの同位体分離法についても報告されている。この方法は、同位体の原子核の質量が異なることと、原子核の体積が異なる (体積効果) ことを利用したものである。

液体を用いた場合の装置では、作業ガスで満たした管内にヒーターを設置し、管は液体の中に置き、この時、液体はポンプで循環されるようにする。初めは、ヒーターの熱は液体中に伝導によって逃げるが、次第に分離器周辺の温度は一定以上となり、作業ガスは分離器上に拡散によって輸送され分解する。分解速度はピストンで送られる外圧用のガスで調整する。

炭素の場合には、C と SiC を沈着させるために、C<sub>12</sub>H<sub>26</sub>(CH<sub>3</sub>(CH<sub>2</sub>)<sub>10</sub>CH<sub>3</sub>)・ドデカン) と (CH<sub>3</sub>)<sub>2</sub>SiCl<sub>2</sub> を用いた実験で分離係数 0.8% が得られている。

#### 7) その他の方法

炭素 14 の分離・濃縮そのものの技術ではないが、炭素 14 の除去に関連した文献として、HTR 用燃料球の燃料粒子の表面付近の炭素被覆部分を、果物の皮むきをするように除去する装置についての報告がある<sup>(3.24)</sup>。

この方法は、燃料の再処理のために開発されてパイロットプラント (JUPITER) の設置までなされたが、1980 年代にプロジェクトが終了し、現在は研究開発は行われていない<sup>(3.25)</sup>。

### 3.3.2 炭素 14 の分離への適用

炭素 13、炭素 14 等の炭素同位体の濃縮や分離技術に関して、化学的方法、物理的方法、機械的方法等について調査した結果、化学的方法についての研究開発が比較的進んでいることが明らかになった。

炭素 14 の分離に対する重要性は各国共通の認識と理解されるが、この分野の研究論文は少ない。したがって、炭素 14 の分離や濃縮には、安定同位体であり、医療分野での用途がある炭素 13 の分離方法を応用することから始めることになる。この場合の可能性、問題点、課題等について以下に記述する。



### 1) 化学交換法

前で紹介したように、炭素 13 の分離・濃縮については、我が国でもパイロットプラントの建設が行われた実績がある。交換反応を利用して炭素 14 を分離することは、原理的に可能であると考えられるが、大量の黒鉛を処理するためには、より詳細な検討が必要である。

### 2) 蒸留法

炭素 13 の分離については、かなり研究開発が行われており、我が国やアメリカでパイロットプラントの建設も行われている。また核融合炉の分野では、トリチウムが対象ではあるが、この原理を応用した研究開発が進められている。炭素 14 の分離・濃縮への応用が原理的には可能であるが、高圧で放射性物質を扱うことになり、施設、ガス化処理した後の対応を含めた技術的検討が必要であると考えられる。

### 3) レーザー法

二見らによる特許は、炭素 14 の分離を対象とした方式も含んでおり、炭素 14 の分離には応用可能である。但し、極低温を必要とすること等の点で、多量の使用済み黒鉛材料からの炭素 14 の分離への応用については検討を要する。

### 4) 熱拡散法

$^{12}\text{CH}_4$  と  $^{13}\text{CH}_4$  の質量の差を利用したものであり、原理的に  $^{14}\text{CH}_4$  にも適用が可能である。また核融合炉の分野でもトリチウムを対象としてその原理を応用した研究開発が進められおり、現時点では、最も有力な方法の一つであると考えられる。

### 5) 超音速法

本調査の範囲では炭素 14 の分離に関する報告例は見当たらない。高温高圧の状態で行う方法であるため、安全性を含め、さらに技術的検討を要する。照射黒鉛に適用する近い将来での実用化には不十分な点が多いと考えられる。

### 6) CVD 法

液体状の炭化水素の同位体分離が行われていて、可能性があることが認められている。しかし、近い将来での実用化には不十分な点が多いと考えられる。

### 7) その他の方法

機械的方法については、HTR の燃料球の場合に報告されている表面の切削の例があるが、炭素 14 が表面近傍のみに存在している場合には有効である。

### 3.3.3 実用化への課題

実用性の高い分離法の要件としては以下のことがあげられる(3.26)。

- ・生産規模に応じて柔軟に対応できる
- ・分離装置がコンパクトである
- ・過渡特性、操作性が良い
- ・付帯設備の比重が低い

この他に、炭素 14 は放射性物質であり、さらに多量の使用済み黒鉛材料を処理するという観点からは、取り扱い施設、二次廃棄物の問題、また、ガス化処理する方法では、ガス化後の回収等の措置を含めて検討する必要がある。

### 3.3.4 特許 (3.18・3.27・3.28)

使用済み黒鉛の処理・処分に関連するものとしては、我が国では以下の 3 件の特許がある。

- (1) 放射化された黒鉛の処理方法 (平 3-179299)
- (2) 放射性グラファイト廃棄物の処理方法 (特開平 6-94896)
- (3) レーザー照射による炭素同位体分離法 (平 6-182158)

#### 参考文献

- 3.10) 北本朝史、竹下健二、芳賀研一、大山俊之 日本における同位体分離のあゆみ 中根良平、北本朝史、清水正己編 日本原子力学会 同位体分離特別専門委員会 平成10年(1998)3月発行 pp.315-333 第4章 重炭素の分離および濃縮
- 3.11) Dale E. Armstrong, Arthur C. Briesmeister, B. B. McInteer, Robert M. Potter LA-4391(1970)
- 3.12) B. B. McInteer Separation Science and Technology, 15(3) 491(1980)
- 3.13) 藤井 靖彦他 日本原子力学会誌 Vol.35 No.11, 952(1993)
- 3.14) A. O. Edmunds, I. M. Lockhart  
Isotopes Ratios as Pollutant Source and Behaviour Indicators  
Proceedings of a Symposium VIENNA, 18-22 November 1974 Jointly Organized by the IAEA and FAO IAEA-SM-191/7 pp..279-293, 1975
- 3.15) W. R. Daniels, A. O. Edmunds, I. M. Lockhart  
“Stable Isotopes in the Life Sciences” Proceedings of a Technical Committee Meeting LEIPZIG, 14-18 FEBRUARY 1977 Jointly Organized by the IAEA and CMCA pp.21-27
- 3.16) 西口 豊 日本エネルギー学会誌 第71巻 第4号 236 (1992)
- 3.17) 山本 一良、山西 敏彦、西川 正史 プラズマ・核融合学会誌 Vol.71, No.3, 202(1995)

- 3.18) 二見 博、湯原 哲夫、大和矢 秀成、野村 信一、白川 精一  
特開平 6-182158 平成 6 年 (1994) 7 月 5 日
- 3.19) G. Vasaru, P. Ghete, I. Covaci, M. Atanasiu  
“Stable Isotopes in the Life Sciences” Proceedings of a Technical  
Committee Meeting LEIPZIG, 14-18 FEBRUARY 1977 Jointly  
Organized by the IAEA and CMCA pp.39-52
- 3.20) Akulintsev, V. M., Gorshunov, N. M., Neshchimenko, Y. P.,  
Ostroglov, A. A., Perov, A. A., Samsonov, G. A., Stepanov, N. M.,  
Shikanov, A. A. Soviet-Technical-Phys-Letters Vol.8(3)  
119(1982)
- 3.21) 空閑 良寿、竹内 一夫 分離技術 第 21 卷 第 1 号 20 (1991)
- 3.22) P. J. Severin and H. Lydtin J. Electrochemical Society USA  
Vol.124(1) 140 (1977)
- 3.23) P.J. Severin, J. Crystal Growth 46 630(1979)
- 3.24) H. Kronschnabel Juel 1762(1982)
- 3.25) Peter Pohl (私信 平成 11 年 7 月)
- 3.26) 竹下 健二、北本 朝史 日本原子力学会誌 Vol.29, No.5,  
445(1987)
- 3.27) 三宅 崇史 平 3-179299 公開 平成 3 年 (1991) 8 月 5 日
- 3.28) 手島 考弥 平 6-94896 公開 平成 6 年 (1994) 4 月 8 日

### 3.4 炭素 14 の生成に対する炉心環境の影響

#### 3.4.1 黒鉛中の炭素 14 の生成<sup>(3.29)</sup>

第 3.1 表に示した炭素 14 の生成核反応から明らかなように、炭素 14 の生成には、特に、窒素 14 や炭素 13 による核反応が占める比重が大きい。3.1.2 項で述べたように、核変換する窒素 14 の割合はごく僅かに留まる。

炉心で使用されている黒鉛材料は、原子炉の運転期間中に、放射線環境下で二酸化炭素による腐食を受ける。冷却材の成分を調節することで、この反応を抑える方策がとられてはいるが、それでも若干の腐食が生ずる。なお、この腐食反応速度は照射レベル、冷却材の成分、黒鉛の気孔構造等に依存する。

このように、原子炉の運転期間中においては、黒鉛中の炭素 14 の生成は、その黒鉛の重量が腐食により減少している中で生じることになる。

こうして生じた炭素 14 の一部は、生成された後に、黒鉛の腐食によって冷却材中に混入することになる。冷却材中の炭素 14 の量は、全生成量の 12%程度に達する。

また、ロシアの EL-2 炉では窒素が使用されているため、炭素 14 の濃度は東海発電所で評価されている値よりも高く、かつ、ブロック内に一様に分布している<sup>(3.30)</sup>。黒鉛ブロックの使用雰囲気は炭素 14 の分布に大きく影響している。

### 3.4.2 東海発電所の炉心環境

東海発電所は、昭和41年の運転開始から平成10年の運転終了までの30年間以上に亘る運転実績を有している。この間、定期点検等の際に、炉心黒鉛は空気に曝されたが、炭素14の生成という観点からは、この空気中の窒素の影響が重要である。東海発電所の炉心黒鉛の使用環境について以下に記述する(3.31)。

炉心黒鉛は、最初の運転開始前は全面的に空気に曝され、空気中の窒素が黒鉛表面や内部の気孔表面に吸着されやすい状態に置かれている。

運転開始に先だって、空気雰囲気中で外部熱源により約200℃まで温度を上げた後、二酸化炭素が99.9vol%になるまで、減圧操作を行うことなしに空気と置換される。この後、炉を起動し、炉心黒鉛はより高い温度の状態になる。運転時の雰囲気は、CO 28,000vpm、H<sub>2</sub> 75vpm、CH<sub>4</sub> 25vpm、N<sub>2</sub> 600vpm、H<sub>2</sub>O 3vpm程度にそれぞれ制御されていて、温度は200~360℃(ガス出口温度)、圧力は約14.6kg/cm<sup>2</sup>である。定期点検の場合には、運転停止後に温度が下がってから空気が注入され、炉心黒鉛は再び空気(窒素)に曝される。なお、湿分は約50vpm程度に維持される。

このように炉心黒鉛ブロックの外表面は、定期点検の都度に空気中の窒素に繰り返して曝されてきている。運転までのプロセスの順に考えれば、運転開始前に炉心黒鉛に吸着された窒素の200℃までの昇温の挙動も重要と考えられ、対象材料について検討することも必要であろう。また、内部の気孔の雰囲気が空気あるいは冷却材で充たされるまでには、ある程度の時間を要すると考えられる。したがって、対象黒鉛の気孔の形状や分布の影響を含めて、実験での検討が必要と考えられる。例えば、運転開始前の二酸化炭素との置換で気孔内部まで二酸化炭素になるのか、あるいは空気のままなのか、運転停止の場合には逆に、気孔内部まで新しい空気中の窒素に曝されるのか等である。

なお、過去に行われたモニタリングにおける照射試験片の酸化減量の測定結果では、試料コンテナに収納された状態で照射されているモニタリング試料であっても、放射線下の二酸化炭素で酸化を受け、照射量の増加とともに重量が減少した。また、運転終了時での炉心黒鉛の重量減少は、最高8%程度に達している。したがって、炉心黒鉛ブロック中に生成された炭素14の一部は、重量減少とともに冷却材中に移行していたことになる(3.32)。

これらのことから、炉心黒鉛の炭素14の生成には、黒鉛ブロックが空気中の窒素にどういう条件下で、どのように曝されるか、気孔の影響はどうなのか、放射線下の酸化による重量減少で、どの程度の炭素14が炉心黒鉛から冷却材に移行するか等について、詳細に検討して炭素14の挙動を評価する必要がある。

#### 参考文献

3.29) R. P. Bush, I. F. White, G. M. Smith and NRPB, Chilton

## AERE-R-10543(1983)

3.30) Yu. M. Verzilov, A. V. Bushuev, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskily, I. M. Proshin, E. V. Petrova, T. B. Aleeva, A. M. Dmitriev, E. V. Zakharova, S. I. Ushakov, I. I. Baranov, Yu. I. Kabanov, E. N. Kolobova, A. G. Nikolayev The 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, ICEM99 September 26-30, 1999, Nagoya, Japan

3.31) 小貫 正行 私信

3.32) 松尾秀人他、日本原子力学会 2001 年秋の大会 M35 平成 13 年 9 月

3.5 諸外国における炭素 14 を含有する炉心黒鉛の処理・処分に関する研究  
ロシア、アメリカ、ドイツ等における炉心黒鉛、燃料要素および反射材、燃料球等の炭素 14 の分析、ならびに関連の報告を以下に記述する。

3.5.1 ロシアにおける研究<sup>(3.33, 3.34, 3.35)</sup>

ロシアにおいては、AV-2、EI-2、IRT-MEPHI、I-1、ADE-3 などの炉の解体についての研究が行われ、あるいは開始され、結果や状況が報告されている。以下に、その概要を記述する。

(1) 参考文献<sup>(3.33)</sup>

①ロシアの原子炉(2基)で使用された原子炉用黒鉛中の放射性物質について調べる手始めとして、炭素 14 とトリチウムについて評価した報告である。

運転が停止された AV-2 および EI-2 の 2 つの原子炉の黒鉛減速材から採取した試料中の炭素 14 とトリチウムを分析し、さらに計算値と実験値を比較したもので、測定装置の開発も含む報告である。

## ②分析方法

多数の試料の分析を行う必要から、限られた時間内で、黒鉛試料中の<sup>3</sup>Hと<sup>14</sup>Cの測定精度を30%以内で保証できる、最も単純な方法を選択して分析を行った。この方法の特徴は、試料を酸化して<sup>3</sup>Hと<sup>14</sup>Cを分離し、そのガス状生成物を液相中に移して測定試料とする点にある。このようにして得た試料を液体シンチレーションカウンターで放射能を測定する。なお、酸化剤としてCuOとV<sub>2</sub>O<sub>5</sub>の2つを選び、融点を約650°Cに下げることによって、容易に還元生成物が得られるように工夫した。酸化反応により、気体状のCO<sub>2</sub>やHTOが試料から発生するが、それ以外の核種は溶液中に含まれる。但し、黒鉛を酸化するとCO<sub>2</sub>以外にCOも生成されるため、<sup>14</sup>Cの損失となるが、これを避けるために、発生した気体を、加熱した銅酸化物に通して全量をCO<sub>2</sub>に変換した。トリチウムを含む相は、液体窒素トラップで分離した。

以下に測定を具体的に説明する。

黒鉛 50mg を反応容器にセットし、これを湿めさせた  $1.6\text{gCuO}+7.28\text{gV}_2\text{O}_5$  の固体酸化剤で覆った。得られた気体を酸化するための CuO フィルターを付した。反応容器を加熱すると共にトラップに液体窒素中を入れ、次いで、反応容器を  $700^\circ\text{C}$  に加熱し、約 5 時間保持した。試料が酸化されるにつれて、水蒸気で充満した反応容器の中で発生した炭酸ガスによって HTO が運ばれ、液体窒素トラップ中に濃縮され容器は空になる。集められた水は  $20\text{cm}^3$  の測定用フラスコにジオクサン・シンチレーターと混合した。

一方、黒鉛中の  $^{14}\text{C}$  を分析では、酸化で発生した  $\text{CO}_2$  を NaOH に吸収させ、測定を行う。 $^{14}\text{C}$  を含んでいる相は以下のように分離する。

トリチウムの場合と同様に 50mg の黒鉛試料を反応容器中に置き、湿めさせた  $1.6\text{gCuO}+7.28\text{gV}_2\text{O}_5$  の固体酸化剤で覆う。CuO と NaOH を入れたフィルターを取り付け、反応容器を電気炉で加熱すると共に、トラップに液体窒素を入れる。反応容器は  $700^\circ\text{C}$  まで加熱され、その温度で約 5 時間保持した。その後、反応容器中に発生した  $\text{CO}_2$  は NaOH に吸収される。液体窒素トラップに吸着された生成物とアルカリフィルターを蒸留水で洗浄し、その溶液の一部を、トルエン 180g + TRITONX-100 80g + PPO 0.8g + POPOP 0.2g を成分とする液体シンチレーターと混合する。

放射能は Tracor Analytic 会社の Mark III シンチレーターシステムで測定し、 $^3\text{H}$  と  $^{14}\text{C}$  の効率 は国際標準法によって決定した。

この分析方法を校正するために、既知の  $^3\text{H}$  と  $^{14}\text{C}$  放射能を有する試料を用いた。校正試料の 1 つは熱中性子を照射した炭酸リチウムの粉末である。

この粉末中のトリチウムのソースは、 $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$  であり、その熱中性子断面積は高い精度で知られている。 $^6\text{Li}$  の量と中性子源からの線量から、生成されたトリチウムの放射エネルギーを計算で求めた。

もう一つの校正試料には、 $^{14}\text{C}$  でラベルしたチミン ( $\text{C}_5\text{H}_8\text{O}_2\text{N}_2$ ) を添加物として用い、殆ど全ての  $^{14}\text{C}$  が試料から液相に移行することが確認された。

この方法の特徴を以下に示す。

- ・  $^3\text{H}$  と  $^{14}\text{C}$  の量を同時に解析できる。
- ・ 高感度；検出限界は  $^3\text{H}$  量で約  $4\text{Bq/g}$ 、 $^{14}\text{C}$  に対しては  $1\text{Bq/g}$
- ・ 分析手法や装置が比較的単純で、また試料を分解させるために用いられる試薬は高価でなくて一般的に得ることができる。

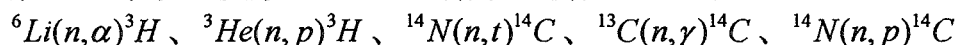
### ③分析結果

測定に供した黒鉛試料は、運転停止となった原子炉から 1991 年に取り出したものである。30 年以上に亘って照射されている。AV-2 の炉心から 10 個の試料を取り出し、また、EI-2 では炉内の各位置から炭素 14 やトリチウムの分布を調べるために 7 個の試料を取り出した。分析結果によると、特に EI-2 では炭素 14 およびトリチウムの分布の違いが顕著である。また、比放射能

も両方の炉では大幅に異なっている。炭素 14 はおよそ 100 倍、トリチウムでは 10~100 倍異なっている。本研究で得られた結果は、他の研究例と異なるが、黒鉛材料の違いとともに、その使用環境の違いを反映したものである。

#### ④黒鉛試料中の炭素 14 とトリチウムの推定計算値

空間中性子束密度の計算には DOT III プログラムを用い、トリチウムと炭素 14 が、次の反応によって黒鉛中に形成されるものとした：



しかし、炉心黒鉛中に含有されている不純物濃度の信頼できるデータがないことから、既知の諸外国から提供された全てのデータを参考にした。

また、窒素の濃度の評価値が異なるため、黒鉛の気孔率を 25% (25%の内 15%が開気孔、10%が閉気孔) とし、開気孔全てが窒素で満たされているものと仮定した。さらに、トリチウム及び炭素 14 が黒鉛中から逃げないと想定して計算した。計算から、トリチウムの生成は  ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ 、炭素 14 の生成は  ${}^{14}\text{N}(n,t){}^{14}\text{C}$  反応によって支配されており、両者の濃度は質量当たり  $1\sim 4.6\times 10^{-6}$  % であった。しかし、実測した比放射能は、計算値の 5~10% の値でしかなかった。これは、形成したトリチウム及び炭素 14 の大部分が、黒鉛中から離れていることを意味するため、計算で推定するには適当な係数を考慮する必要がある。

## (2) 参考文献 (3.34)

IRT-MEPHI 研究炉のサーマルコラムや EL-2 の黒鉛について、ベータ線放出核種の分析、ガンマ線放出核種の濃度評価のための解析、黒鉛中の放射化生成物の計算値と実測値の比較等に重点をおいた報告である。概要を以下に記述する。

IRT-MEPHI 研究炉のサーマルコラムは大きさが  $1.4\times 1.4\times 2.0\text{m}^3$  で、26 年間の運転における積算照射量は  $6\times 10^{21}\text{n/cm}^2$  である。そこから 40 個の試料を取り出した。一方、EL-2 は 1958 年に運転開始されて 1990 年にシャットダウンされた炉で黒鉛ブロックの大きさは、高さ 0.2m、幅 0.2m、長さ 0.6m、炉心黒鉛の全重量は 1340 トン、照射量は最高  $1.0\times 10^{22}\text{n/cm}^2$  である。

測定試料用としては、まず直径が 10 mm、長さが約 60 mm のコアを採取し、それから 2.5 mm 厚さの試料を 1 個のコアから均等に 5 個採取した。炭素 14 の分析は前述した文献 (3.33) による。

IRT-MEPHI 研究炉のサーマルコラムの分析結果では、核種の分布は表面からの距離に依存しており、中性子束の分布を反映している。また EL-2 黒鉛ブロックの分析結果では、分布は核種によって異なっており、運転中のトラブルの影響がある核種も見受けられる。

## (3) 参考文献 (3.35)

この報告は上記文献 (3.7) に類似している、その概要を以下に示す。

黒鉛の処理方法を決めるためのデータベースの作成には、放射能レベル、核種とその量、存在位置などを明確にすることが必要となる。これを意識して、シベリアの化学企業グループが EL-2 と ADE-3 の原子炉において、デコミッショニング中に実施した 2 年間のプロジェクト研究の成果を記述したものである。

これまでに EL-2 と I-1 の黒鉛については分析結果が得られている。主な点は、放射能汚染とその放射性核種、長寿命核種のベータエミッター核種( $^{14}\text{C}$ ,  $^3\text{H}$ )、アクチノイド、FP、 $^{60}\text{Co}$  などに関するものである。黒鉛の初期値や運転履歴についての情報を得ることで汚染のソースを解析することが可能である。

数百種にわたる多数の試料を分析して、黒鉛の汚染の詳細な実体を得ている。それぞれの核種から、黒鉛の汚染に関与した事故の影響を明らかにした。黒鉛ブロック中の核種分析用試料のサンプリングを、黒鉛の深さ方向で異なった位置から行い、核種の侵入、核種の量の関係について研究した。分析方法は前述した参考文献 (3.33) による。 $^{14}\text{C}$  の分析結果は以下のとおりである。

- ・  $^{14}\text{C}$  は黒鉛の放射能の主なものである。その分布は熱中性子分布に類似している。最高は  $2\text{MBq/g}$  であった。
- ・  $^{14}\text{C}$  は実験誤差範囲内では一様に分布している。
- ・  $^{14}\text{C}$  の比放射能はハンフォードの DR 炉よりも約 7 倍高い。これは、ロシアの炉ではカバーガスとして窒素が用いられているためである。

トリチウムの比放射能は DR 炉よりも約 50 倍少ない  $0.5\sim 70\text{kBq/g}$  で、分布は一様ではなかった。

現在、第 3 番目の廃炉として SGCE の ADE-3 炉についての研究がスタートしている。黒鉛の汚染の評価をするために新しいデータを取得する計画がある。

## 3.5.2 アメリカにおける研究 (3.36)

アメリカでは Peach Bottom 炉のサーベイランスプログラムで、精力的に炭素 14 などの分析が行われており、その概要を以下に記述する。

① Peach Bottom 炉は、原子炉冷却材出口温度  $728^\circ\text{C}$ 、圧力  $2.4\text{Mpa}$ 、熱出力 / 電気出力が  $115\text{Mwt}/40\text{MW}$  の HTGR で、1974 年に運転が停止され、その後、核分裂生成物の移行、沈着などが分析されている (3.37)。



サーベイランスプログラムは 1971 年から 1977 年までに ORNL で実施された。6 本の燃料要素について照射後試験が行われ、炭素 14 については黒鉛スリーブとコアの芯棒、核分裂生成物のトラップ中の濃度が分析されている。さらに、1 つの燃料要素及び可動反射体 1 個の半径方向における炭素 14 濃度分布が分析された。分析データは、必ずしも十分ではないが、これらの分析結果から炉心全体の炭素 14 のインベントリーが評価された。

## ②炭素 14 の分析方法

炭素 14 の分析は、液体シンチレーション法によって行われた（156keV ベータ線を計数）。燃料粒子と黒鉛試料の両方を湿った酸素中で燃焼し、発生した CO<sub>2</sub> を 1N の Hyamine10-X の水酸化物を含むメチルアルコール中に集めた。トリチウム含有量については、<sup>14</sup>C の分析に使用した試料について、コールドトラップに素早く HTO が捕捉され易いよう、HTO を含む水蒸気を酸素気流中に導いて測定した。これにより CO<sub>2</sub> が <sup>14</sup>C の分析に大きな影響を及ぼす前に、水蒸気を取り除いている。一方、CO<sub>2</sub> を捕捉した後、Hyamine を含む溶液を直接、液体シンチレーターに導入し <sup>14</sup>C を計数した。既知の <sup>14</sup>C の量を含んでいる標準試料についても同様に解析し、計数率のデータから放射能を得た。

## ③実験結果

黒鉛スリーブおよびコア芯棒中の炭素 14 濃度の半径方向の分布は、表面でピークを示し、内部では平坦であると報告された。内部の平坦部の炭素 14 は、炭素 13 からの核反応によるほか、空気（窒素 14 と酸素 17）が一様に侵入し、吸着したためであると考えられる。原子炉で使用される前に、黒鉛は高い温度で製造されてから長時間に亘って空気中に曝されているため、酸素や窒素を吸着する。そのため、内部の炭素 14 濃度が平坦になっているのであろう。コア芯棒中の炭素 14 の濃度分布では、芯棒内部の炭素 14 はスリーブ内部と比較すると、かなり高い値であった。これも芯棒が照射前に、かなりの量の空気を吸着していたためと考えられる。

一方、炭素 14 濃度の表面でのピークは、炉の停止期間等で短期間に空気に曝されて吸着した窒素によるものと考えるのが妥当である。0.5mm 以下の非常に狭い範囲で炭素 14 濃度が高いことは、このことを示唆している。

## ④炭素 14 のインベントリー

燃料要素のスリーブおよびコア芯棒での炭素 14 のインベントリーは、炭素 14 の濃度分布を積分して求められている。その結果を以下に記述する。

- ・ 毒物質を含まないコア芯棒の平均の炭素 14 濃度は  $2.5 \times 10^4$  Bq / g (0.67  $\mu$

Ci/g)、全体では 2.8 Ci である。また、毒物質を含む芯棒の平均の炭素 14 濃度は  $1.3 \times 10^4$  Bq/g ( $0.33 \mu$  Ci/g)、炉心全体では 3.7GBq (0.1 Ci) である。スリーブでは 9kBq ( $0.24 \mu$  Ci/g)、全体では 78GBq (2.1 Ci) である。

- ・表面濃度で最も高いのはコア芯棒の外側の外径近くで、0.2~0.6mm の領域において 0.2MBq/g ( $5.8 \mu$  Ci/g)、全体では 5GBq (0.14 Ci) である。
- ・スリーブの内表面 0~2mm の領域では 37kBq/g ( $0 \sim 1.0 \mu$  Ci/g) であり、全体では 6GBq (0.15Ci) である。  
また、スリーブの外表面では 0.2~0.6mm の領域において 85kBq/g ( $0.6 \sim 2.3 \mu$  Ci/g) であり、全体では 11GBq (0.31Ci) である。

#### ⑤FP トラップでのインベントリーと分布

炭素 14 の量は、前述のスリーブやコア芯棒に比較してかなり多い。

#### ⑥燃料中のインベントリー

炭素 14 濃度は、1 試料当たり 0.21kBq ( $5.63 \times 10^{-3} \mu$  Ci) ~ 0.01kBq ( $2.7 \times 10^{-4} \mu$  Ci) であり、平均は 0.05kBq ( $1.2 \times 10^{-3} \mu$  Ci) である。

#### ⑦可動反射体中の半径方向のインベントリー

反射体 1 個を切り出して炭素 14 を分析し評価した。試料は 30.5cm 間隔で厚さが約 4mm のウェーハーを底部から上部方向に 11 箇所切り出し、分析に供した。大部分のサンプリングはウェーハーにドリルで穴をあけ、生じたダストを集めて行った。外側に近いところからのダストの取り出し位置は、ウェーハー端から 6~8 mm 以内である。炭素 14 放射能の最高は 3M Bq/g ( $0.80 \mu$  Ci/g)、平均は 1kBq/g ( $0.040 \mu$  Ci/g) である。炭素 14 の濃度分布は、横方向での依存性は見受けられず、またスリーブやコア芯棒の分析で得られた表面でのピークも観測されなかった。

#### ⑧炭素 13 や酸素 17 からの生成量

炭素 13 からの生成量を評価した結果、スリーブの内部で観測した平均濃度 9kBq/g ( $0.24 \mu$  Ci/g) の約 30%が、また毒物を含まないコア芯棒の平均濃度 25kBq/g ( $0.67 \mu$  Ci/g) の約 11%が炭素 13 によるものであると評価された。

なお、酸素 17 による生成量は、その存在量が少ないことと、放射化断面積が小さいこともあって無視できる。

### ⑨スリーブやコア芯棒の表面のピーク

前述したように、炭素 14 は芯棒では約 5%、スリーブでは約 22% が表面に偏在している。

全照射期間中には窒素の約 0.25% が炭素 14 に変換されるにすぎないが、先に述べた 0.2MBq/g (5.8 $\mu$ Ci/g) の表面濃度に達するためには、最初に約 540ppm の窒素が吸着していなければならない。冷却材中の最も高い窒素濃度は 1130ppmv で、窒素分圧にすると全ループ圧 30atm の時に 0.03atm にすぎない。

空気 (0.8 atm の窒素) 中に曝すことでは窒素は約 20 ppm にしかならないことから、もっと低い窒素分圧で炉心を周期的に曝しても、表面のピークが生じるとは考えにくい。窒素を含んだ物質が黒鉛の製造過程で混入した、運転中に沈着した、あるいは冷却材中への窒素不純物の混入なども要因の可能性として考えられる。

### 3.5.3 ドイツにおける研究<sup>(3.38)</sup>

AVR は、原子炉出口温度 950°C、圧力 1.08Mpa、熱出力/電気出力が 46Mwt / 15MW で 1988 年に最終的にシャットダウンされた<sup>(3.39)</sup>。この炉では、球状の燃料要素が使用されており、再処理に関連して燃料要素の炭素 14 の濃度を求めるための研究が行われた。

#### ①実験方法

燃料要素は、製造工程が異なる燃料核、熱分解炭素及び黒鉛マトリックスから構成されている。炭素 14 は、炭素 13、窒素 14、酸素 17 から生成されるが、これらの親核種が燃料要素内のどの部分に含まれているかが評価されている。燃料要素中の炭素 14 濃度を求めるため、AVR で使用した燃料球と、同じ大きさを有する照射したブランクの球、マトリックスがない燃料球を用いて実験が行われた。炭素を二酸化炭素にするために黒鉛マトリックスと熱分解炭素の層を燃焼し、また燃料粒子についてはピロ硫酸塩 ( $N_2S_2O_7$ ) に溶かした。これらの球を酸素雰囲気中で燃焼し、燃焼ガスを黒鉛のダストコレクター、コンデンサー、フィルターを通して、KOH 溶液に吸収させた。

吸収した  $K_2CO_3$  溶液をホットセルから取り出し、HCl で処理した。

二酸化炭素については沸騰している  $Ba(OH)_2$  中で沈殿させた。 $BaCO_3$  試料の炭素 14 を液体シンチレーションによって求めた。

残存の酸化物については、燃料核中の全ての炭素化合物を二酸化炭素に確実に酸化させるためにピロ硫酸塩融解物の中に浸漬した。この試験結果は既知の炭素 14 量の LWR ペレットで確認した。

## ②実験結果

炭素 14 は照射量に比例して増加する結果が得られた。炭素 14 の約 26% が炭素 13 の変換によるものであり、残りは窒素 14 に由来すると評価された。また、酸素 17 によるものは無視できる。これを基にして照射前の窒素 14 の濃度は 15ppm であったとの結果が得られた。

## 3.5.4 その他の研究 (3.40)

炉内における炭素 14 の生成と存在状態を考えた場合、炭素 13 から変換した炭素 14 及び黒鉛内部で、窒素・酸素から生成して黒鉛中に吸着、あるいは結合状態で保持されている炭素 14 は、2000K を越える温度に達するまでに、有効な拡散が生じないことから安定的に存在している。一方、表面部分で生成した炭素 14 は黒鉛表面に沈着し、これらが酸素と接した場合には、 $^{14}\text{CO}$  あるいは  $^{14}\text{CO}_2$  として別の場所に移行し、沈着する。また、窒素 14 あるいは酸素 17 との反応で生成した炭素 14 は、表面酸化物や炭化物の沈着物（高分子量の C/H/O 化合物）としても存在し得るが、これらの化合物は本質的に酸化され易いため、より温度の低い炉内の各所に移行すると考えられる。

## 参考文献

- 3.33) A. V. Bushuev, Yu. M. Verzilov, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskii, O. V. Matveev, I. M. Proshin, L. V. Bidulya, A. A. Ivanov, and A. K. Kalugin Atomic Energy (New York) Vol.73(6) pp.959-962(1993)  
Translated from Atomnaya Energiya, Vol.73, No.6, pp.446-450(1992)
- 3.34) Yu. M. Verzilov, A.V. Bushuev, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskily, I. M. Proshin, E. V. Petrova, T. B. Aleeva, A. M. Dmitriev, E. V. Zakharova, S. I. Ushakov, I. I. Baranov, Yu. I. Kabanov, E. N. Kolobova, A. G. Nikolayev The 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, ICEM99 September 26-30, 1999, Nagoya, Japan
- 3.35) A.V. Bushuev, Yu. M. Verzilov, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskily, I. M. Proshin, E. V. Petrova, T. B. Aleeva, A. A. Samarkin, B. G. Silin, A. M. Dmitriev, E. V. Zakharova, S. I. Ushakov, I. I. Baranov, Yu. I. Kabanov, E. N. Kolobova, A. G. Nikolayev IAEA Technical Committee Meeting on "Nuclear Graphite Disposal" 18-20 October 1999 Manchester Conference Centre, UK
- 3.36) R. P. Wichner, F. F. Dyer ORNL-5597(1980)
- 3.37) 新版 原子力ハンドブック 1989年発行 オーム社
- 3.38) U. Wenzel, D. Herz, P. Schmidt Journal of Radioanalytical

Chemistry, Vol.53, No.1-2, 7(1979)

- 3.39) C. Marnet, M. Wimmers, U. Birkhold IAEA-TECDOC-1043  
pp.17-39 Technologies for gas cooled reactor decommissioning, fuel  
storage and waste disposal, Proceedings of a Technical Committee  
meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997
- 3.40) A. J. Wickham, B. J. Marsden IAEA-TECDOC-1043 pp.225-232  
Technologies for gas cooled reactor decommissioning, fuel storage and  
waste disposal, Proceedings of a Technical Committee meeting held in  
Jeulich, Germany, 8-10 September 1997

#### 謝 辞

本報告書は、平成 11 年度から 13 年度までに行われた日本原子力研究所と日本原子力発電（株）の共同研究「照射黒鉛の炭素 14 の分離に関する研究」で得られた成果の一部である。研究を遂行するに際しまして種々のご尽力、ご協力をいただきました双方の関係者に感謝致します。

## 付録

## 使用済み黒鉛からの炭素 14 の分離技術等に関する研究開発の文献

日本原子力発電（株）東海発電所などの黒鉛減速ガス冷却炉では多量の黒鉛材料が減速材や反射材として使用されている。この種の原子炉の廃止措置にあたっては運転期間中に炉心黒鉛材料中に生成した半減期の極めて長い炭素 14 の濃度を把握し、必要であればその濃度を低減する技術を開発することが処理処分の観点から重要な課題の一つとされている。

日本原子力発電（株）東海発電所は平成 10 年 3 月に営業運転を終了し、廃止措置のための種々の検討が行われている。照射黒鉛の取り扱い技術を開発することは重要な検討課題の一つであり、中でも炉心黒鉛の処理・処分に際しては炭素 14 の濃度が問題となる。この問題を解決するための研究の一環として文献調査を行い、ここでは、主に炭素 14 の挙動や分離技術に関して調査した公開文献のリストを整理し、以下に記載した。なお、GCR のデコミッショニングについては数多くの文献があるので、特に黒鉛の処理処分に言及している文献を記載した。

## 1. 照射黒鉛中における炭素 14 の生成

- (1.1) R. P. Bush, I. F. White, G. M. Smith and NRPB, Chilton  
AERE-R-10543(1983) Carbon-14 Waste Management
- (1.2) Wallace Davis, Jr. In Management of Low-Level Radioactive Waste  
Volume one pp.151-191(1979) Edited by Melvin W. Carter, A. Alan  
Moghissi, Bernd Kahn Carbon-14 Production in Nuclear Reactors
- (1.3) John R. Stehn et al., 1964 Neutron Cross Sections BNL-325  
Volume 1,
- (1.4) McLane, V. et al. 1988 843p Neutron Cross Sections  
BNL-325(Ed.4) Volume 2, Neutron Section Curves
- (1.5) R. P. Bush IAEA-CN-43/26 pp.441-454 Radioactive Waste  
Management Proceedings of an International Conference on  
Radioactive Waste Management held by the International Atomic  
Energy Agency in Seattle, 16-20 May 1983 Carbon-14 Waste  
Management A Review

## 2. GCR における炭素 14

- (2.1) R. P. Wichner, F. F. Dyer, W. J. Martin, L. C. Bate ORNL-5214(1977)  
pp.1-18, pp.128-148 Distribution of Fission Products in Peach  
Bottom HTGR Fuel Element E11-7

- (2.2) R.P.Wichner, F.F.Dyer ORNL-5597(1980) Carbon-14 Production in the Peach Bottom HTGR Core
- (2.3) A. V. Bushuev, Yu. M. Verzilov, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskii, O. V. Matveev, I. M. Proshin, L. V. Bidulya, A. A. Ivanov, and A. K. Kalugin Atomic Energy (New York) Vol.73(6) pp.959-962(1993)  
Translated from Atomnaya Energiya, Vol.73, No.6, pp.446-450(1992)  
Quantitative Determination of the Amount of  $^3\text{H}$  and  $^{14}\text{C}$
- (2.4) E. A. Konstantinov, N. A. Korablev, E. N. Solov'ev, V. P. Shamov, V.L.Fedorov, and A.M.Litvinov Soviet Atomic Energy Vol.66(1) pp.77-79 (1989)  $^{14}\text{C}$  Emission from RBMK-1500 Reactors and Features Determining It
- (2.5) Hans Bonka, Guenther Schwartz, Heinz-Bernd Wibbe Kerntechnik 15, Jahrgang(1973) Nr.7 pp.297-300 Contamination of the Environment by Carbon 14 Produced in High Temperature Reactors
- (2.6) V. B. Gaiko, N. A. Korablev, E. N. Solov'ev, T. I. Trosheva, V. P. Shamov, M. P. Umanets, and V. G. Shcherbina Soviet Atomic Energy Vol.59(2) (1985) pp.703-705 Discharge of  $^{14}\text{C}$  by Nuclear Power Stations with RBMK-1000 Reactors
- (2.7) Yu. M. Verzilov, A. V. Bushuev, V. N. Zubarev, A. E. Kachanovskily, I. M. Proshin, E. V. Petrova, T. B. Aleeva, A. M. Dmitriev, S. I. Ushakov, I. I. Baranov, Yu. I. Kabanov, E.N.Kolobova, A.G.Nikolayev The 7th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation, ICEM99 September 26-30, 1999, Nagoya, Japan Characterization of Beta-Emitting Radionuclides in Graphite from Reactor Moderator Stack and Research Reactor Thermal Column

### 3. 炭素 14 等の性状ならびに関連性質

#### 3.1 拡散

- (3.1.1) R. S. Sach and W. J. Williams Carbon Vol.12 pp.425-432 (1974)  
The Diffusion of  $^{14}\text{C}$  in Nuclear Graphites
- (3.1.2) J. C. Orr and N. Shamoon Proc. 15th Biennial Conference on Carbon, Philadelphia, 1981 American Carbon Society pp.14-15 C-14  
Diffusion in Pyrolytic Carbon

#### 3.2 浸出

- (3.2.1) W. J. Gray, W. C. Morgan PNL-6769(1988) 93p Leaching of  $^{14}\text{C}$  and  $^{36}\text{Cl}$  from Hanford Reactor Graphite

- (3.2.2) M. N. Ozisik, M.D.Silverman Nuclear Technology Vol.14 pp.240-246 (1972) The Effects of Transverse Flow through Graphite on Fission Product Movement in HTGR-Type Systems
- (3.2.3) K. Rohleder Kerntechnik 15, Jahrgang(1973) Nr.7 pp.301-305 Model Experiments on the Downward Migration of Artificial Radioactive Materials in Soils
- (3.2.4) Leach Testing of Immobilized Radioactive Waste Solids  
A Proposal for a Standard Method Edited by E.D.Hespe  
Atomic Energy Reviews 9, 1971, pp.195-207
- (3.2.5) W. J.Gray and W. C.Morgan PNL-6989(1989) Leaching of  $^{14}\text{C}$  and  $^{36}\text{Cl}$  from Irradiated French Graphite

### 3.3 炭素 14 の放出

- (3.3.1) M. Dubourg IAEA-TECDOC-1043 pp.233-237 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 The Carbon 14 Cycle
- (3.3.2) P. C. Schmidt Juel 1567(1979) 108p Alternativen zur Verminderung der C-14-Emission bei der Wiederaufarbeitung von HTR-Brennelementen
- (3.3.3) S. Nair J. Society for Radiological Protection 3, 1983, pp.16-22  
A Model for the Global Dispersion of  $^{14}\text{C}$  Released to the Atmosphere as  $\text{CO}_2$

### 3.4 溶液との化学反応性

- (3.4.1) W. J. Gray Radioactive Waste Management Volume 1(1) pp.105-109(1980) Reaction of Graphite with Water and Its Implications for Radioactive Waste Storage
- (3.4.2) W. J. Gray Radioactive Waste Management and the Nuclear Fuel Cycle Volume3(2) pp.137-149(1982) A Study of the Oxidation of Graphite in Liquid Water for Radioactive Waste Storage Applications
- (3.4.3) カーボンブラック p.131 Jean-Baptiste Donnet, Andries Voet 著、高橋 浩、山下晋三、堤 和男監訳、講談社サイエンティフィック
- (3.4.4) J. B. Donnet Carbon 20(1982)267-282 Structure and Reactivity of Carbons: From Carbon Black to Carbon Components
- (3.4.5) J. B. Donnet et P. Ehrburger Carbon 8(1970)697-705 Etude Cinetique de L'oxydation D'un Noir au Four par L'ozone en



## Milieu Aqueux

## 3.5 気体との化学反応性と気孔構造

- (3.5.1) J. V. Best, D. A. Dominey and C. J. Wood Carbon 10(1972)  
pp.317-322 The Radiolytic Graphite/CO<sub>2</sub> Reaction: The Effect of  
Carbon Monoxide at 225-375°C
- (3.5.2) J. V. Best and C. J. Wood Carbon 13(1975) pp.481-488  
The Radiolytic Graphite/CO<sub>2</sub> Reaction: The Effect of Pore Structure  
on Corrosion in Gas Mixtures Containing Carbon Monoxide, Methane  
and Water
- (3.5.3) P. Champion and R. J. Blanchard Carbon '76(1976) pp.114-119  
Pore Structure and the Reactivity of Graphites
- (3.5.4) B. T. Kelly, B. W. Ashton, R. Lind and V. Y. Labaton 12th Biennial  
Conf. on Carbon(1975) pp.319-320 Development of the Pore  
Structure of Graphite by Radiolytic Oxidation in CO/CO<sub>2</sub>
- (3.5.5) J. D. Clark, C. S. Ghanthan and P. J. Robinson, J. Mater. Sci.  
14(1982) pp.2937-2940 Investigation of Pore Structure by a  
Non-State Gas Diffusion Technique
- (3.5.6) J. D. Clark and P. J. Robinson, J. Mater. Sci. 17(1982)  
pp.2649-2656 Diffusion Studies of Porous Materials Part2  
Effects of Thermal and Radiolytic Oxidation on the Pore Structure of  
a "High-Reactivity" Nuclear Graphite
- (3.5.7) R. T. Yang, R. T. Lin and M. Steinberg, Ind. Eng. Chem, Fundam.,  
Vol.16 (1977) pp.486-489 A Transient Technique for Measuring  
Diffusion Coefficients in Porous Solids. Diffusion in Carbonaceous  
Materials
- (3.5.8) A. Blanchard, J. Ketchen, P. Schofield and P. Champion, Proc.Conf.  
on Gas Chemistry in Nuclear Reactor and Large Industrial Plant,  
Salford, UK, 21-24 April(1980) pp.129-133 A Graphite  
Oxidation Experiment to High Weight Loss under CAGR Conditions
- (3.5.9) R. L. Faircloth and H. A. Prior, Proc. Conf. on Gas Chemistry in  
Nuclear Reactor and Large Industrial Plant, Salford, UK, 21-24  
April(1980) pp.120-128 The Oxidation of Moderator Graphites  
Irradiated in Carbon Dioxide Containing Carbon Monoxide, Methane  
and Water
- (3.5.10) A. Blanchard, Proc. Conf. on Gas Chemistry in Nuclear Reactor  
and Large Industrial Plant, Salford, UK, 21-24 April(1980)  
pp.134-139 The Development of Transport and Non-Transport  
Porosity in Radiolytic Graphite Oxidation

### 3.6 関連性質

- (3.6.1) 新・炭素材料入門 炭素材料学会編 リアライズ社 1996年9月20日  
発行 第1章 炭素材料の基礎  
1.1 炭素原子の結合と炭素の同素体 pp.3-7  
1.8 炭素の化学的性質 pp.62-68  
1.9 炭素の表面特性 pp.69-78
- (3.6.2) 改訂 炭素材料入門 炭素材料学会  
7. 炭素の化学的性質 pp.75-85  
15. 活性炭 pp.187-198
- (3.6.3) 炭素材料入門 炭素材料研究会  
炭素の生成(炭化) pp.22-30  
炭素の化学的性質 pp.74-81  
活性炭 pp.163-169

## 4. 炭素 14 等の試験・分析方法、関連実験技術

### 4.1 炭素 14 の分析

- (4.1.1) 放射性炭素分析法  
科学技術庁 放射能測定法シリーズ 25 平成5年
- (4.1.2) 金属類雑固体分析法—湿式分解法による炭素—14分析—  
平成9年度 財団法人 日本分析センター
- (4.1.3) 武石 秀世、鈴木 敏夫、磯 修一、他5名 JAERI-M89-224 1990  
年1月 JPDR 生体遮蔽コンクリート、イオン交換樹脂及び燃料貯蔵プ  
ール水 中の長寿命核種の定量
- (4.1.4) Yang Huaiyuan, Wang Zhihui, Liu Wei, Wen Xuelian, Zheng Hong  
Atomic Energy Science and Technology Vol.30, No.6 pp.509-515  
(1996) (中国語) Activity Determination of  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{36}\text{Cl}$ ,  $^{63}\text{Ni}$  and  
 $^{55}\text{Fe}$  in Solid Wastes from Decommissioned Reactor using Liquid  
Scintillation Counting (LSC)
- (4.1.5) A. Raymond CEA-RT-DSD-20(CEARTDSD20) 1990 21p (French)  
Analysis of Beta Emitting Radioisotopes in Irradiated Graphite
- (4.1.6) U. Wenzel, D. Herz, P. Schmidt Journal of Radioanalytical  
Chemistry, Vol.53, No.1-2 (1979) 7-15 Determination of  $^{14}\text{C}$  in  
Spent HTGR Fuel Elements
- (4.1.7) A. R. Doyle, K. Hammond IAEA-SM-245/33 pp.347-361  
Proceedings of an International Symposium on Management of  
Gaseous Waste from Nuclear Facilities Jointly Organized by the  
International Atomic Energy Agency and the Nuclear Energy Agency

of the OECD and held in Vienna, 18-22, February 1980,  
The Estimation of Tritium, Sulphur-35 and Carbon-14 in Reactor  
Coolant Gas and Gaseous Effluents

## 4.2 関連実験技術

- (4.2.1) ICP 質量分析法 化学事典 東京化学同人 1994年8月発行
- (4.2.2) 国分信彦、柳沢 啓 ライフサイエンスのための安定同位体利用技術  
(財)日本アイソトープ協会 昭和58年9月5日発行 pp.61-70 赤外  
分光法による<sup>13</sup>Cの分析
- (4.2.3) 西澤 節 炭素 TANSO 1999 No.187 pp.109-115 核磁気共鳴  
(NMR)の基礎とピッチの解析
- (4.2.4) 第4版 実験化学講座5 NMR、丸善、平成3年12月5日発行 1.  
基礎編、 2.4 無機材料、 3.応用編 (2) 実験法とデータベース
- (4.2.5) 瀬戸 治男 ライフサイエンスのための安定同位体利用技術  
(財)日本アイソトープ協会 昭和58年9月5日発行 pp.96-104 NMR  
による安定同位体の測定
- (4.2.6) 岩波講座 現代化学 16 界面の化学 田丸謙二編 1980年1月24  
日発行  
第1章 総論 pp.1-4  
第2章 固体表面の特性 pp.5-26  
第3章 固体表面の実験的取扱い pp.27-58  
第4章 吸着 pp.59-88
- (4.2.7) 第4版 実験化学講座 11 反応と速度 日本化学会編 平成5年2月5  
日発行 丸善 3.5 光化学の応用 炭素同位体の分離  
pp.276-278
- (4.2.8) 第4版 実験化学講座 13 表面・界面 日本化学会編 平成5年8月  
31日発行 丸善  
1. 固体試料の作成と取扱い pp.118-126  
5. 固体表面の反応性、物性の研究手法 pp.516-538
- (4.2.9) 物性工学講座 化学物理 オーム社 昭和42年6月25日発行  
米澤貞次郎、戸田盛和、安盛岩雄、笛木和雄 III編 反応論 2章  
気体と固体の相互作用 pp.229-253
- (4.2.10) 物理化学(下) 化学同人 1959年12月10日発行 W.J.Moore  
著 藤代亮一訳 第16章 界面化学 13 固体表面への気体の  
吸着 pp.543-549
- (4.2.11) 実験化学講座 15 分析 日本化学会編 丸善  
平成3年11月5日発行  
3. 元素各論

- 3.1 水素、水 pp.119-124
- 3.2 酸素、オゾン pp.124-131
- 3.7 炭素、ケイ素、ゲルマニウム、スズ、鉛 pp.167-172
- 3.8 窒素、リン、ヒ素、アンチモン、ビスマス pp.186-190
- (4.2.12) Tetsuo Tanabe and Volher Philippis Fusion Eng.&Design  
Vol.54 (2001) pp.147-149 Tritium Detection in Plasma Facing  
Component by Imaging Plate Technique
- (4.2.13) K. Miyasaka, T. Tanabe, G. Mank, K. H. Finken, V. Philipps,  
D. S. Walsh, K. Nishizawa, T. Saze J. Nucl. Mater.,  
291-293(2001)448-453 Tritium detection in plasma facing  
component by imaging plate technique
- (4.2.14) 岸本 牧、中村龍也、藤 健太郎、坂佐井 馨、片桐政樹、高橋裕之、  
中沢正治 日本原子力学会誌、Vol.43, No.2 (2001) pp.76-89 イメ  
ージングプレートの輝尽発光特性に関する理論解析
- (4.2.15) 栗原紀夫、中島栄一、高橋千太郎 Radioisotopes, 47,  
864-871(1998) ラジオルミノグラフィ (RLG、放射線測定ルミネッセ  
ンス輝尽発光技術) 1. RLG 技術利用研究者へのアンケート結果
- (4.2.16) 中島栄一、河合賢司 Radioisotopes, 47, 953-965(1998) ラジオ  
ルミノグラフィ (RLG、放射線測定ルミネッセンス輝尽発光技術) 2.  
ラジオルミノグラフィによる放射能測定の一般的技術に関して
- (4.2.17) 森 啓司 Radioisotopes, 48, 48-62(1999) ラジオルミノグラフィ  
(RLG、放射線測定ルミネッセンス輝尽発光技術) 3. BAS システ  
ムに関する FAQs(Frequency Asked Questions)
- (4.2.18) 長塚伸一郎 Radioisotopes, 48, 132-145(1999) ラジオルミノグラ  
フィ (RLG、放射線測定ルミネッセンス輝尽発光技術) 4. 装置の  
面均一性と測定値の直線性のバリデーション
- (4.2.19) 馬場茂雄 Radioisotopes, 48, 352-374(1999) ラジオルミノグラフ  
ィ (RLG、放射線測定ルミネッセンス輝尽発光技術) 7. ラジオル  
ミノグラフィの定量測定法としての体系化 ー検出特性、バリデーシ  
ョン、定量全身オートラジオグラフィー
- (4.2.20) 中島栄一、中畑則道 Radioisotopes, 44, 542-554(1995) バイオサ  
イエンスのためのアイソトープ測定機器 1. ラジオルミノグラフィ  
による二次元放射能分布検出、定量、画像化システムの進歩
- (4.2.21) 栗原紀夫、中島栄一 Radioisotopes, 42, 541-548(1993) バイオサ  
イエンスのためのアイソトープ測定機器 1. 二次元放射能分布検  
出・定量・画像化システム
- (4.2.22) 本石章司、小林勝利、佐伯秀也 JAERI-Tech 2000-070 2000年12  
月 イメージングプレートによる JRR-2 一次冷却系重水用アルミニウ

ム配管中のトリチウム量の測定

## 5. 炭素 14 の分離・濃縮技術

### 5.1 同位体分離・濃縮技術

- (5.1.1) 北本朝史、竹下健二、芳賀研一、大山俊之 日本における同位体分離のあゆみ 中根良平、北本朝史、清水正己編 日本原子力学会同位体分離特別専門委員会 平成 10 (1998) 年 3 月発行 第 4 章 pp.315-333 重炭素の分離および濃縮
- (5.1.2) W. R. Daniels, A. O. Edmunds, I. M. Lockhart “Stable Isotopes in the Life Sciences” Proceedings of a Technical Committee Meeting Leipzig, 14-18 February 1977 Jointly Organized by the IAEA and CMCA pp.21-27 Some Aspects of the Separation and Use of the Stable Isotopes of Carbon, Nitrogen and Oxygen
- (5.1.3) A. O. Edmunds, I. M. Lockhart Isotopes Ratios as Pollutant Source and Behaviour Indicators Proceedings of a Symposium VIENNA, 18-22 November 1974 Jointly Organized by the IAEA and FAO IAEA-SM-191/7 PP.279-293, 1975 Separation of Stable Isotopes and the Preparation of Labelled Compounds with Special References to  $^{13}\text{C}$ ,  $^{15}\text{N}$  and  $^{18}\text{O}$
- (5.1.4) L. L. Brown and J. S. Drury J. Inorg. Nucl. Chem., 1973, Vol.35, pp.2897-2906 Fraction of Carbon Isotopes The CYANEX System : A Liquid-Liquid Chemical Exchange Process
- (5.1.5) 山本 一良、山西 敏彦、西川 正史 プラズマ・核融合学会誌 Vol.71 No.3 (1995) pp.202-211 水素同位体分離研究の現状

### 5.2 化学交換法

- (5.2.1) 竹下 健二、北本 朝史 日本原子力学会誌 Vol.29, No.5 (1987) pp.445-455 化学交換法による向流型交換塔の炭素同位体分離性能の評価
- (5.2.2) 武田 邦彦、子花和平一郎、畑 政久、佐藤 克哉 電気化学および工業物理化学 53, No.11(1985) pp.901-907 陰イオン交換体を用いた炭素同位体の分離における重炭酸帯域の形成について

### 5.3 蒸留法

- (5.3.1) Dale E. Armstrong, Arthur C. Briesmeister, B. B. McInteer, Robert M. Potter LA-4391(1970) 27p A Carbon-13 Production Plant Using Carbon Monoxide Distillation
- (5.3.2) B. B. McInteer Separation Science and Technology, 15(3) pp.491-508, 1980 Isotope Separation by Distillation : Design of a

## Carbon-13 Plant

- (5.3.3) K. Hirata, A. Matsumoto, T. Yamanishi, K. Okubo and Y. Naruse  
Fusion Technology Vol.21 (1992) pp.937-941 Separation of  
Hydrogen Isotopes by the 'Cryogenic-Wall' Thermal Diffusion Column
- (5.3.4) 西口 豊 日本エネルギー学会誌 第71巻第4号 (1992) 236-240  
メタン低温精密蒸留による炭素の同位体の分離

## 5.4 レーザー法

- (5.4.1) Peter A. Hackett レーザー研究 Vol.13, No.4 1985 pp.12-16  
A Review of Laser Enrichment of Carbon Isotopes
- (5.4.2) P. H. Ma, K. Sugita, and S. Arai Appl. Phys. B50, 385-392(1990)  
 $^{13}\text{C}$ -Selective Two-Stage IRMPD of Mixtures of  $\text{CHClF}_2$  and HI
- (5.4.3) S. Arai, K. Sugita, P. Ma, Y. Ishikawa, H. Kaetsu, and S. Isomura  
Appl. Phys. B48, 427-435(1989) First-Stage Enrichment in  
 $\text{CO}_2$ -Laser-Induced  $^{13}\text{C}$  Separation by a Two-Stage IRMPD Process:  
IRMPD of  $\text{CHClF}_2/\text{Br}_2$  Mixtures
- (5.4.4) Reed J. Jensen, J. Al Sullivan, Frank T. Finch Separation Science  
and Technology, 15(3) pp.509-532, 1980 Laser Isotope Separation
- (5.4.5) Jack Marling J. Chem. Phys, USA Vol.66(9) pp.4200-4225  
1977 Isotope Separation of Oxygen-17, Oxygen-18, Carbon-13, and  
Deuterium by Ion Laser Induced Formaldehyde Photopredissociation
- (5.4.6) 二見 博 平6-182158 公開 平成6年(1994)7月5日  
レーザー照射による炭素同位体分離法
- (5.4.7) 大山 俊之、荒井 重義 レーザー研究 第10巻 第2号 pp.27-38  
レーザーによる同位体分離
- (5.4.8) 空閑 良寿、竹内 一夫 分離技術 第21巻第1号(1991) pp.20-25  
レーザー同位体分離とCVD反応
- (5.4.9) 荒井 重義、石川 洋一、大山 俊之 レーザー研究 第13巻  
第9号 pp.47-60 赤外多光子分解とその同位体分離への応用
- (5.4.10) A. Outhouse, P. Lawrence, M. Gauthier, and P. A. Hackett Appl.  
Phys. B36, 63-75(1985) Laboratory Scale-up of Two-Stage Laser  
Chemistry Separation of  $^{13}\text{C}$  from  $\text{CF}_2\text{HCl}$
- (5.4.11) S. N. Andreev, A. A. Mazurenko, M. A. Kerimkulov, V. N. Ochkin,  
S. Yu. Savinov, and S. N. Tskhai Tech. Phys. 39(5) 1994,  
pp.466-470 Isotope Effects in the Dissociation of Carbon Dioxide  
in Nonequilibrium Gas-Discharge Plasmas
- (5.4.12) 森 伸介、松本 典孝、赤塚 洋、鈴木 正昭 日本原子力学会  
1999年春の年会 L34 p.663 マイクロ波放電炭素同位体分離にお

ける放電部直後の分離係数

- (5.4.13) 大山 俊之、柳町 昌俊、石井 忠浩、荒井 重義 レーザー科学研究、No.7(1985) pp.54-56  
C<sub>2</sub>F<sub>6</sub>-O<sub>2</sub>の赤外多光子解離による<sup>13</sup>Cの分離
- (5.4.14) 荒井 重義、林 修身、渡辺 綱夫、石川 洋一、大山 俊之、石井 忠浩 レーザー科学研究、No.6(1984) pp.54-59 C<sub>2</sub>F<sub>6</sub>とBr<sub>2</sub>の混合気体の赤外多光子解離によるC-13の分離
- (5.4.15) 巻出 義紘、加藤 修司、富永 健、竹内 一夫、里岡 栄 レーザー科学研究、No.4(1982) pp.64-70 トリチウムのレーザー同位体分離 ペンタフルオロエタン-Tの赤外多光子解離
- (5.4.16) 巻出 義紘、萩原 識、栗原 修、竹内 一夫、石川 洋一、荒井 重義、富永 健、井上 一郎、中根 良平 レーザー光化学、pp.46-52 炭酸ガスレーザーによるトリチウムの同位体分離
- (5.4.17) 栗原 修、竹内 一夫、荒井 重義、井上 一郎、中根 良平 レーザー光化学、pp.53-58 フロラルルを用いたTEA-CO<sub>2</sub>レーザーによる水素同位体の分離
- (5.4.18) 栗原 修、竹内 一夫、里岡 栄、巻出 義紘 レーザー科学研究、No.4(1982) pp.59-63 炭酸ガスレーザーによるトリチウム同位体分離における冷却効果
- (5.4.19) 竹内 一夫、里岡 栄、巻出 義紘 レーザー法 レーザー科学研究、No.7(1985) pp.131-133 レーザー法トリチウム同位体分離の最適化
- (5.4.20) 竹内 一夫、里岡 栄、栗原 修、井上 一郎、巻出 義紘 レーザー科学研究、No.6(1984) pp.41-44 トリチウム同位体分離における短パルス(2ns)CO<sub>2</sub>レーザーの有用性
- (5.4.21) 巻出 義紘、加藤 修司、富永 健、竹内 一夫、里岡 栄、緑川 克美、田代 英夫 レーザー科学研究、No.6(1984) pp.45-47 アンモニアレーザーによるトリチウム同位体分離 CF<sub>3</sub>CF<sub>2</sub>CTF<sub>2</sub>の赤外多光子解離
- (5.4.22) 栗原 修、里岡 栄、竹内 一夫、巻出 義紘 レーザー科学研究、No.6(1984) pp.48-50 ハロゲン化エタン系作業物質を用いたレーザー法トリチウム同位体分離
- (5.4.23) 加藤 修司、巻出 義紘、富永 健、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.6(1984) pp.51-53 ペンタフルオロプロパン-T(CF<sub>3</sub>CTF<sub>2</sub>CF<sub>3</sub>)の炭酸ガスレーザー誘起赤外多光子解離によるトリチウム同位体分離
- (5.4.24) 竹内 一夫、巻出 義紘、里岡 栄、井上 一郎 レーザー科学研究、No.4(1982) pp.71-75 レーザー同位体分離のための新しいデコンボリューション法
- (5.4.25) 池之内 啓、柳 鎬鎮、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.16

- (1994) pp.102-104 レーザー散乱法を用いた超音速ノズル内凝縮限界の測定
- (5.4.26) 池之内 啓、磯村 昌平、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.17 (1995) pp.81-82  $\text{UF}_6$ の超音速ノズル内凝縮限界
- (5.4.27) 空閑 良壽、里岡 栄、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.17 (1995) pp.104-106 超音速ノズル内での  $\text{UF}_6/\text{CH}_4$  混合ガスの UV 光分解反応生成物
- (5.4.28) 谷村 志乃夫、岡田 芳樹、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.17 (1995) pp.113-115 超音速ノズル内  $\text{UF}_6$  の FTIR 分光
- (5.4.29) 高見 道生、大山 俊之、渡辺 綱夫、難波 進、中根 良平 レーザー科学研究、No.6 (1984) pp.162-164  $\text{UF}_6 \nu_3$  バンドの過冷却ジェット赤外分光
- (5.4.30) 高見 道生、久世 宏明 レーザー科学研究、No.6 (1984) pp.165-166  $\text{UF}_6 \nu_3$  バンドの過冷却ジェット赤外分光
- (5.4.31) 高見 道生、久世 宏明 レーザー科学研究、No.6 (1984) pp.167-169  $\text{PF}_5 \nu_3$  バンドの過冷却ジェット赤外分光
- (5.4.32) 山本 智、高見 道生、朽津 耕三 レーザー科学研究、No.7 (1985) pp.127-130  $\text{PF}_5$  の過冷却ジェット赤外分光  $\nu_5/2\nu_8$  バンドのフェルミ共鳴の解析
- (5.4.33) 上岡 正嗣、石川 洋一、荒井 重義、磯村 昌平、高宮 信夫 レーザー科学研究、No.7 (1985) pp.57-59 赤外多光子解離によるケイ素の同位体分離
- (5.4.34) 久世 宏明、水谷 由宏、Harold JONES、高見 道生 レーザー科学研究、No.5 (1983) pp.1-5 ダイオードレーザーによるノズルジェット赤外分光
- (5.4.35) 塩崎 孝壽、川橋 正昭 レーザー科学研究、No.9 (1987) pp.58-60  $\text{SF}_6$  の凝縮を伴う円錐形超音速ノズル内流れ
- (5.4.36) 鈴木 栄二、竹内 一夫 レーザー科学研究、No.9 (1987) pp.61-63 超音速拡大ノズル内の粘性流れ解析
- (5.4.37) 松本 吉泰、大島 康裕、高見 道生、朽津 耕三 レーザー科学研究、No.10 (1988) pp.1-4 超音速ジェット赤外分光による  $\text{BF}_3$ -希ガス van der Waals 錯体の構造と分子間力
- (5.4.38) 大島 康裕、松本 吉泰、高見 道生、朽津 耕三 レーザー科学研究、No.10 (1988) pp.5-7 超音速ジェット赤外吸収分光によるアセチレン二量体の構造と分子内ダイナミクス
- (5.4.39) 大島 康裕、松本 吉泰、高見 道生、朽津 耕三 レーザー科学研究、No.10 (1988) pp.8-10 van der Waals 錯体  $(\text{N}_2\text{O})_2$  の超音速ジェット赤外分光



- (5.4.40) 松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、No.11(1989)  
pp.1-2  $14\mu\text{m}$  領域における希ガス van der Waals 錯体の超音速ジェット赤外分光
- (5.4.41) 大島 康裕、松本 吉泰、高見 道生、朽津 耕三  
レーザー科学研究、No.11(1989) pp.7-9  $\text{C}_2\text{H}_2\text{Ar}$  van der Waals 錯体の超音速ジェット赤外分光
- (5.4.42) 松本 吉泰、大島 康裕、高見 道生 レーザー科学研究、  
No.11 (1989) pp.3-6  $(^{14}\text{NO}_2)_2$  および  $(^{15}\text{NO}_2)_2$  の高分解能赤外分光：赤外光解離過程における振動モード依存性
- (5.4.43) 杉田 恭子、石川 洋一、荒井 重義 レーザー科学研究、No.6  
(1984) pp.57-59 トリフルオメタン- $d_0$  および  $d_1$  の赤外多光子解離による C-13 の分離
- (5.4.44) 川橋 正昭、塩崎 孝壽、里岡 栄、中川 優 レーザー科学研究、  
No.10 (1988) pp.66-68 レーザー同位体分離用ノズル内凝縮現象の二次元解析
- (5.4.45) 松本 吉泰、Brian J.Howard、高見 道生 レーザー科学研究、  
No.12 (1990) pp.1-3  $\text{NH}_3\text{-Ar}$  ファンデルワールス錯体の超音速ジェット赤外分光
- (5.4.46) Ludwig G.Jorissen、松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、  
No.12 (1990) pp.4-6  $\text{SiF}_4$ -希ガスファンデルワールス錯体の超音速ジェット赤外分光
- (5.4.47) 大山 俊之、長田 英紀、豊田 浩一、難波 進、中根 良平  
レーザー光科学、pp.58-61 HBr 化学レーザーによる水素同位体分離  $\text{CF}_3\text{COOD}$  および  $\text{CF}_3\text{D}$  の多光子解離
- (5.4.48) Peter A.Hackett、真嶋 哲朗、高見 道生、田代 英夫、  
緑川 克美、難波 進 レーザー科学研究、No.7(1985)  
pp.138-140  $\text{D}_2$  ラマンレーザーによる  $\text{CF}_2\text{HCL}$  の赤外多光子解離反応と塩素同位体分離
- (5.4.49) Gang-Ho Lee、松本 吉泰、松尾 由賀利、高見 道生  
レーザー科学研究、No.13(1991) pp.4-6  $14\mu\text{m}$  領域における希ガス・ $\text{BF}_3$  van der Waals 錯体の超音速ジェット赤外分光 II
- (5.4.50) 山本 智、高見 道生、朽津 耕三 レーザー科学研究、  
No.6(1984) pp.170-172 シュタルク変調と超音速ノズルジェットを利用した  $\text{C}^{35}\text{Cl}_4$  の  $\nu_3$  バンドのダイオードレーザー分光
- (5.4.51) 松本 吉泰、真嶋 哲朗、高見 道生 レーザー科学研究、No.9  
(1987) pp.35-37  $\text{Fe}(\text{CO})_5$   $\nu_6/\nu_7$  バンドの超音速ジェット赤外分光
- (5.4.52) 真嶋 哲朗、杉田 恭子、荒井 重義 レーザー科学研究、No.12  
(1990) pp.16-19 エーテルの赤外多光子分解による酸素 18 の濃縮

- (5.4.53) 松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、No.8 (1986) pp.1-2  
TeF<sub>6</sub>v<sub>3</sub>バンドの過冷却ジェット赤外分光
- (5.4.54) 松本 吉泰、高見 道生、Peter A.Hackett レーザー科学研究、  
No.8 (1986) pp.3-4 CF<sub>3</sub>Iv<sub>3</sub>バンドのダイオードレーザー分光と過  
冷却ジェットによる冷却効果
- (5.4.55) 山本 智、松本 吉泰、高見 道生、朽津 耕三  
レーザー科学研究、No.8 (1988) pp.5-7 <sup>28</sup>Si<sup>35</sup>Cl<sub>4</sub>v<sub>3</sub>バンドの過冷  
却ジェット赤外分光
- (5.4.56) 松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、No.8 (1986)  
pp.8-10 Sym-N<sub>2</sub>O<sub>4</sub>の超音速ジェット赤外分光
- (5.4.57) 松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、No.8 (1986)  
pp.11-12 UF<sub>6</sub>v<sub>3</sub>バンドの温度依存性のシミュレーション
- (5.4.58) 松本 吉泰、高見 道生 レーザー科学研究、No.8 (1986)  
pp.13-15 MoF<sub>6</sub>v<sub>3</sub>バンドの超音速ジェット赤外分光
- (5.4.59) 栗原 修、竹内 一夫、石川 洋一、荒井 重義、井上 一郎、中根  
良平 レーザー光化学、pp.37-44 炭酸ガスレーザーによる水素同位  
体の分離
- (5.4.60) 重枝 勉、村原 正隆、豊田 浩一 レーザー科学研究、No.10  
(1988) pp.95-97 エキシマレーザーCVDによる結晶Si膜の形成と評  
価
- (5.4.61) 尾上 順、空閑 良壽、磯村 昌平、竹内 一夫  
レーザー科学研究、No.13 (1991) pp.76-77 <sup>235</sup>U濃縮UF<sub>5</sub>粒子・天然  
UF<sub>6</sub>ガス間における同位体交換反応

## 5.5 熱拡散法

- (5.5.1) G. Vasaru, P.Ghete, I. CovaciI, M.Atanasiu "Stable Isotopes in  
the Life Sciences" Proceedings of a Technical Committee Meeting  
Leipzig, 14-18 February 1977 Jointly Organized by the IAEA and  
CMCA pp.39-52 Separation of Carbon-13 by Thermal Diffusion
- (5.5.2) Kazuhiro Hirata, Takahiro Ide, Jin Mitsi, Ichiro Yamamoto, Akira  
Kanagawa, Toshihiko Yamanishi, Kenji Okuno and Yuji Naruse  
J. Nucl. Sci. Technology Vol.27 No.7(1990) pp.674-677 Preliminary  
Experiments of Separation of Hydrogen Isotopes by "Cryogenic-Wall"  
Thermal Diffusion Column

## 5.6 その他の方法

- (5.6.1) P. J. Severin and H. Lydtin Journal of the Electrochemical  
Society USA Vol.124(1) pp.140-146,1977 Chemical Vapor

Deposition and Isotope Separation

- (5.6.2) P. J. Severin *Journal of Crystal Growth* 46(1979) 630-636  
Isotope Separation by Chemical Vapour Deposition and Related Processes
- (5.6.3) Separation of Carbon Isotopes in an Expanding Supersonic Flow  
Akulintsev, V. M., Gorshunov, N. M., Neshchimenko, Y.P., Ostroglazov, A. A., Perov, A. A., Samsonov, G. A., Stepanov, N. M., Shikanov, A. A. *Soviet-Technical-Phys-Letters* 1982 Vol.8(3) pp.119-120  
Isotope Separation by Chemical Vapour Deposition and Related Processes

6. GCR のデコミッショニング、事故等

6.1 黒鉛の処理処分方法

- (6.1.1) 放射化された黒鉛の処理方法  
三宅 崇史 平 3-179299 公開 平成 3 年 (1991) 8 月 5 日
- (6.1.2) 放射性グラファイト廃棄物の処理方法  
手島 考弥 平 6-94896 公開 平成 6 年 (1994) 4 月 8 日
- (6.1.3) H. Kronschnabel *Jeul* 1762(1982) 151p Development of a Dry-Mechanical Graphite Separation Process and Elimination of the Separated Carbon for the Reprocessing of the Spherical HTR Fuel Elements (Entwicklung eines trocken-mechanischen Graphitabtrennverfahrens und Beseitigung des abgetrennten Kohlenstoffes für die Wiederaufarbeitung kugelformiger HTR-Brennelemente)
- (6.1.4) J. R. Costes, C.de Tassigny, H. Vidal *Waste Management* Vol.10 pp.297-302(1990) Conditioning of Graphite Bricks from Dismantled Gas-Cooled Reactors for Disposal
- (6.1.5) J. J. Guiroy IAEA-TECDOC-901(1996) Graphite Moderator Lifecycle Behaviour Proceedings of a Specialists Meeting held in Bath, United Kingdom, 24- 27 September 1995 pp.193-203 1990 Incineration Conference: 9th Annual International Symposium on the Incineration of Radioactive, Hazardous, Mixed and Medical Wastes: San Diego, CA(USA) 14-18 May 1990 CONF9005123 (1990) Graphite Waste Incineration in a Fluidized Bed
- (6.1.6) B. W. Ashton, V.Y. Labaton and A. Smith *Third Conference on Industrial Carbon and Graphite* (1971) pp.329-338 Desorption Studies on Nuclear Graphite
- (6.1.7) B. J. Marsden Phd, Ceng, MIMechE and M. A. Davies Bsc,

AIMechE Proceedings of the International Conference on Nuclear Decommissioning pp.265-274 (1995) C504/003/95  
Decommissioning Graphite Cores Containing Significant Amounts of Stored Energy

- (6.1.8) J. R. Costes, C.de Tassigny, R. Alain, and V. Hugues Proceedings of the 1989 JOINT International Waste Management Conference, Volume 1 Low and Intermediate Level Radioactive Waste Management ed. by F.Feizollahi, R.Kohout, A.Suzuki, pp.497-501  
Conditioning of Graphite Bricks from Dismantled Gas Cooled Reactors for Disposal
- (6.1.9) 今井 久 デコミッションング技報 (Journal of the RANDEC) No.10 (1994) pp.13-22 廃止措置における原子炉用黒鉛の処理・処分
- (6.1.10) J. R. Costes, Ch. Koch, C. de Tassigny, H. Vidal, A. Raymond EUR-12815(1990) Conditionnement pour le Stockage Definitif des Briques de Graphite Radioactif Provenant du Declassement des Reacteurs
- (6.1.11) H. T. Fullam PNL-3447(1980) Use of Ceramic Materials in Waste-Package Systems for Geologic Disposal of Nuclear Wastes
- (6.1.12) W. Stegmaier and W. Pfeifer Proceedings of the 1989 Joint International Waste Management Conference, Volume 1 Low and Intermediate Level Radioactive Waste Management ed. by F. Feizollahi, R. Kohout, A. Suzuki, pp.521-526 Producing Waste Packages in West Germany in Accordance with Waste Acceptance Requirements for Final Disposal
- (6.1.13) Yuliang Sun, Yuanhui Xu IAEA-TECDOC-1043 pp.133-139 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 On the Issues of Fuel Storage and Decommissioning of the HTR-10 Test Reactor
- (6.1.14) A. J. Wickham, B. J. Marsden IAEA-TECDOC-1043 pp.225-232 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 Graphite Core Stability during "Care and Maintenance" and "Safestorage"

## 6.2 デコミッションング

- (6.2.1) I. F. White, G. M. Smith, L. J. Saunders, C. J. Kaye, T. J. Martin, G. H. Clarke, M. W. Wakerley EUR 9232 EN (1984) 120p

Assessment of Management Modes for Graphite from Reactor  
Decommissioning

- (6.2.2) I.F. White and G. M. Smith EUR 9474(1984) pp.327-342, In  
“Decommissioning Nuclear Power Plants” ed. by K. H. Schaller and B.  
Hucker, Proceedings of a European Conference held in Luxembourg,  
22-24 May 1984 Management and Disposal of Graphite Waste
- (6.2.3) Contributions by the Panel Members Decommissioning of  
Nuclear Power Plants, Proceedings of a European Conference held  
in Luxembourg, 22-24 May 1984 pp.360-367
- (6.2.4) April 1998 Status of AVR Decommissioning Project This paper is  
to be presented at the 24th meeting of the Technical Advisory  
Group(TAG24) on April 20 to 22 at Piest'any (Slovak Rep.) within the  
OECD/NEA Co-operative Programme Decommissioning, 3p
- (6.2.5) November 1998 Status of AVR Decommissioning Project This  
paper is to be presented at the 25th meeting of the Technical  
Advisory Group (TAG25) on Nov.23 to 25 at Dessel(Belgium.) within  
the OECD/NEA Co-operative Programme Decommissioning, 3p
- (6.2.6) March 1999 Status of AVR Decommissioning Project This paper  
is to be presented at the 26th meeting of the Technical Advisory  
Group (TAG26) on April 12 to 14 at Rome within the  
OECD/NEA Co-operative Programme Decommissioning, 3p
- (6.2.7) G. Dietrich, W. Neumann, N. Nohl IAEA-TECDOC-1043  
pp.9-15 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning,  
Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical  
Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997  
Decommissioning of the Thorium High Temperature Reactor (THTR  
300)
- (6.2.8) C. Marnet, M. Wimmers, U. Birkhold IAEA-TECDOC-1043  
pp.17-39 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning,  
Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical  
Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997  
Decommissioning of the AVR Reactor, Concept for the Total  
Dismantling
- (6.2.9) P. Pohl IAEA-TECDOC-1043 pp.41-53 Technologies for Gas  
Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal,  
Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich,  
Germany, 8-10 September 1997 AVR Decommissioning,  
Achievements and Future Programme

- (6.2.10) G. Holt IAEA-TECDOC-1043 pp.71-83 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 The Decommissioning of Commercial Magnox Gas Cooled Reactor Power Stations in the United Kingdom
- (6.2.11) M. T. Cross, M. I. Wareing, C. Dixon IAEA-TECDOC-1043 pp.85-104 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 Progress in the Development of Tooling and Dismantling Methodologies for the Windscale Advanced Gas Cooled Reactor(WAGR)
- (6.2.12) J. Burclova IAEA-TECDOC-1043 pp.105-112 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 Decommissioning of NPP A1-HWGCR Type
- (6.2.13) E. Pla, J. Perez Pallares IAEA-TECDOC-1043 pp.113-122 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 Vandellos 1 NPP. Dismantling at the Level 1
- (6.2.14) M. Fisher IAEA-TECDOC-1043 pp.123-131 Technologies for Gas Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich, Germany, 8-10 September 1997 Fort. St. Vrain Decommissioning Project
- (6.2.15) Leo Duffy Nucl. Eng. International April 1991, pp.32-38 The US DOE Prepares for Its Multi-Billion Dollar Cleanup
- (6.2.16) 最近の情勢については次の論文に良くまとめられている。  
荒井 長利 デコミッションング技報 第25号 2002年3月  
pp.12-24 諸外国における黒鉛減速型炉の廃止措置の現状

### 6.3 事故事例

- (6.3.1) D. G. Schweitzer IAEA-TECDOC-784 pp.50-54 1993  
Experimental Results of Air Ingress in Heated Graphite Channels; A Summary of American Analyses of the Windscale and Chernobyl

## Accidents

- (6.3.2) 佐藤 一男 日本原子力学会誌 Vol.29, No.1(1987) pp.11-14  
 チェルノブイル原子力発電所事故の原因と経過
- (6.3.3) 大塚 益比古 日本原子力学会誌 Vol.29, No.4(1987) pp.29-35  
 RBMK-1000 の事故について

## 7. 関連特性

### 7.1 ペシネ黒鉛の照射特性

- (7.1.1) Hideto Matsuo and Tamotsu Saito J. Nucl. Sci. Technology  
 Vol.22 No.2, pp.139-146(1985) Irradiation Behaviors of Nuclear  
 Grade Graphite in Commercial Reactor (1) Dimensional Change  
 and Thermal Expansion
- (7.1.2) Hideto Matsuo and Tamotsu Saito J. Nucl. Sci. Technology  
 Vol.22 No.3, pp.225-232(1985) Irradiation Behaviors of Nuclear  
 Grade Graphite in Commercial Reactor (2) Thermal and Physical  
 Properties
- (7.1.3) Hideto Matsuo and Tamotsu Saito J. Nucl. Sci. Technology  
 Vol.22 No.4, pp.313-319(1985) Irradiation Behaviors of Nuclear  
 Grade Graphite in Commercial Reactor (3) Mechanical Properties

### 7.2 化学的性質

- (7.2.1) J. V. Best, W. J. Stephen and A. J. Wickham Nuclear Energy,  
 Vol.16, No.2, pp.127-178(1985) Radiolytic Graphite Oxidation
- (7.2.2) Ronald M. Canon ORNL-TM-5683(1980) High-Temperature  
 Oxidation of Graphite Rods with Temperature Control by  
 Combustion Gas Recycle
- (7.2.3) C. R. Aleta PB-228 887(1971) 24p Coal Gasification: A Review
- (7.2.4) M. B. Richards Carbon'95 Proc.22nd Biennial Conference on  
 Carbon, San Diego, July 1995, pp.598-599 Combustibility of  
 High-Purity Nuclear-Grade Graphite
- (7.2.5) 今井 久 原子力工業 第33巻 第8号 (1987) pp.61-68  
 黒鉛の燃焼
- (7.2.6) 持田 勲、光来要三、白浜升章、河野静夫、三ツ井宏之、羽田智博  
 炭素 1998 (No.184) pp.206-212  
 活性炭素繊維の構造と環境保全への応用
- (7.2.7) W. R. Godfrey, P. J. Phennah J. Brit. Nuclear Energy Society  
 Vol.7 pp.151-157(1968) Bradwell Reactor Coolant Chemistry  
 Part 1: General Observations

- (7.2.8) W. R. Godfrey, P. J. Phennah J. Brit. Nuclear Energy Society  
Vol.7 pp.217-223(1968) Bradwell Reactor Coolant Chemistry  
Part2: The Influence of Coolant Drier Plant
- (7.2.9) W. R. Godfrey, P. J. Phennah J. Brit. Nuclear Energy Society  
Vol.7 pp.224-232(1968) Bradwell Reactor Coolant Chemistry  
Part3: Observations Concerning the Chemistry of Hydrogenous  
Components
- (7.2.10) J. V. Best, A. J. Wickham, C. J. Wood J. Br. Nucl. Energy Soc.,  
1976, 15, No.4, pp.319-324 Inhibition of Moderator Graphite  
Corrosion in CEGB Magnox Reactors Part 1: Laboratory  
Measurements of the Effect of Coolant Composition on the Radiolytic  
Graphite / CO<sub>2</sub> Reaction
- (7.2.11) J. V. Best, A. J. Wickham, C. J. Wood J. Br. Nucl. Energy Soc.,  
1976, 15, No.4, pp.325-331 Inhibition of Moderator Graphite  
Corrosion in CEGB Magnox Reactors Part 2: Hydrogen Injections  
into Wylfa Reactor 1 Coolant Gas

### 7.3 関連論文

- (7.3.1) 田辺 哲朗、丸山 忠司 J. Plasma and Fusion Research Vol.69  
No.5(1993) pp.415-450 核融合炉用黒鉛（炭素）材料
- (7.3.2) T. Tanabe H. Atsumi J. Nucl. Mater., Vol.209 (1994) 109-112  
Bulk Hydrogen Retention in Graphite at Elevated Temperature
- (7.3.3) A. V. Bushuev, Yu. M. Verzilov, V. N. Zubarev, I. M. Proshin, E. V.  
Petrova and T. B. Alleva, A. M. Dmitriev, E. V. Zakharova, S. I.  
Ushakov, I. I. Baranov, Yu. I. Kabanov, E. N. Kolobova and A. G.  
Nikolayev The 7th International Conference on Radioactive Waste  
Management and Environmental Remediation, ICEM99 September  
26-30, 1999, Nagoya, Japan Content of Actinides in Graphite from  
the Decommissioned Plutonium-Production Reactors of the Siberian  
Groups of Chemical Enterprises
- (7.3.4) 廃止措置における除染技術 NEA 廃止措置タスクグループ報告書  
(1999) 一翻訳版一 原子力研究バックエンド推進センター  
平成 13 年 1 月 15 日
- (7.3.5) K. Riley, G. Fairhall, I. D. Hudson, and F. Full Nuclear Decom  
2001 C596 pp.123-137 Innovations in nuclear decontamination  
techniques
- (7.3.6) Separation Techniques in Nuclear Waste Management  
Edited by T. E. Carleson, N. A. Chipman, C. M. Wai



CRC Press 1996 Section 2 Treatment of Solid Wastes  
 Chapter 9 Pyrochemical Treatment of Metals and Oxides  
 pp.155-167 M. C. Bronson and C. C. McPheeters  
 Chapter 10 Pyrochemical Treatment of Salts  
 pp.169-184 K. E. Dodson  
 Chapter 11 Surface Treatments pp.185-190 M. C. Bronson  
 Chapter 12 Physical Treatment Techniques pp.191-208 L. A.  
 Worl

- (7.3.7) R. P. Allen Nuclear News Vol.28 No.8 June 1985 pp.112-116  
 Nonchemical Decontamination Techniques  
 (7.3.8) J. A. Oberteuffer IEEE Transactions on Magnetics, Vol.Mag-10,  
 No.2, June 1974 pp.223-238 Magnetic Separation : A Review of  
 Principles, Devices, and Applications

## 8. 参考資料

- (8.1) 熊沢 喜久雄 ライフサイエンスのための安定同位体利用技術  
 (財) 日本アイソトープ協会 昭和 58 年 9 月 5 日発行 pp.3-10  
 ライフサイエンスのための安定同位体利用の歴史と現状  
 (8.2) 藤井 靖彦他 日本原子力学会誌 Vol.35 No.11(1993)  
 pp.952-983 広がる安定同位体の利用  
 (8.3) T. Satoh IAEA-TECDOC-1043 pp.55-69 Technologies for Gas  
 Cooled Reactor Decommissioning, Fuel Storage and Waste Disposal,  
 Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Jeulich,  
 Germany, 8-10 September 1997 Permanent Cessation of Tokai Power  
 Plant's Operation  
 (8.4) 高谷 純一、高橋 末広 FAPIG 120, 1988, pp.49-53  
 使用済黒鉛スリーブ処理設備  
 (8.5) M. J. Bell ORNL-4628(1973) pp.1-19 ORIGEN - The ORNL  
 Isotope Generation and Depletion Code  
 (8.6) A. G. Croff ORNL-5621(1980) 54p ORIGEN2-A Revised and  
 Updated Version of the Oak Ridge Isotope Generation and Depletion  
 Code  
 (8.7) R. P. Wichner, F. F. Dyer ORNL-5497(1979) Distribution and  
 Transport of Tritium in the Peach Bottom HTGR  
 (8.8) 実験炉における放射性廃棄物処理技術に関する調査(phase 1)  
 日揮株式会社 平成 2 年 3 月  
 (8.9) 世界の放射性廃棄物管理の現状 気体状、廃炉等を含む他の廃棄物の  
 取扱いと処理 pp.54-55 放射性廃棄物管理調査団報告書 1983 年 7 月

(IAEA-CN-43) 日本原子力産業会議

(8.10) 新版・機能材料便覧 (株シーエムシー 1985年1月発行

10.2 ガス吸・脱着機能材料

10.3 イオン交換機能材料

11.4 イオン交換膜材料

11.5 気体分離膜材料

11.7 液体選択透過機能材料

# 国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	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	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10<sup>-19</sup> J  
 1 u = 1.66054 × 10<sup>-27</sup> kg

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 <sup>18</sup>	エクサ	E
10 <sup>15</sup>	ペタ	P
10 <sup>12</sup>	テラ	T
10 <sup>9</sup>	ギガ	G
10 <sup>6</sup>	メガ	M
10 <sup>3</sup>	キロ	k
10 <sup>2</sup>	ヘクト	h
10 <sup>1</sup>	デカ	da
10 <sup>-1</sup>	デシ	d
10 <sup>-2</sup>	センチ	c
10 <sup>-3</sup>	ミリ	m
10 <sup>-6</sup>	マイクロ	μ
10 <sup>-9</sup>	ナノ	n
10 <sup>-12</sup>	ピコ	p
10 <sup>-15</sup>	フェムト	f
10 <sup>-18</sup>	アト	a

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s <sup>-1</sup>
力	ニュートン	N	m·kg/s <sup>2</sup>
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m <sup>2</sup>
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m <sup>2</sup>
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m <sup>2</sup>
放射能	ベクレル	Bq	s <sup>-1</sup>
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バル	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10<sup>-10</sup> m  
 1 b = 100 fm<sup>2</sup> = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>  
 1 bar = 0.1 MPa = 10<sup>5</sup> Pa  
 1 Gal = 1 cm/s<sup>2</sup> = 10<sup>-2</sup> m/s<sup>2</sup>  
 1 Ci = 3.7 × 10<sup>10</sup> Bq  
 1 R = 2.58 × 10<sup>-4</sup> C/kg  
 1 rad = 1 cGy = 10<sup>-2</sup> Gy  
 1 rem = 1 cSv = 10<sup>-2</sup> Sv

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1 eV および 1 uの値は CODATA の1986年推奨値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

## 換算表

力	N (=10 <sup>5</sup> dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘 度 1 Pa·s (=1 N·s/m<sup>2</sup>) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m<sup>2</sup>/s = 10<sup>4</sup> St (ストークス) (cm<sup>2</sup>/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm <sup>2</sup>	atm	mmHg (Torr)	lbf/in <sup>2</sup> (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 <sup>3</sup>	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 <sup>-4</sup>	1.35951 × 10 <sup>-3</sup>	1.31579 × 10 <sup>-3</sup>	1	1.93368 × 10 <sup>-2</sup>
	6.89476 × 10 <sup>-3</sup>	7.03070 × 10 <sup>-2</sup>	6.80460 × 10 <sup>-2</sup>	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 <sup>7</sup> erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605 J (計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 <sup>-7</sup>	0.238889	9.47813 × 10 <sup>-4</sup>	0.737562	6.24150 × 10 <sup>18</sup>	= 4.184 J (熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 <sup>-6</sup>	2.34270	9.29487 × 10 <sup>-3</sup>	7.23301	6.12082 × 10 <sup>19</sup>	= 4.1855 J (15 °C)
	3.6 × 10 <sup>5</sup>	3.67098 × 10 <sup>5</sup>	1	8.59999 × 10 <sup>5</sup>	3412.13	2.65522 × 10 <sup>6</sup>	2.24694 × 10 <sup>25</sup>	= 4.1868 J (国際蒸気表)
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 <sup>-6</sup>	1	3.96759 × 10 <sup>-3</sup>	3.08747	2.61272 × 10 <sup>19</sup>	仕事率 1 PS (仏馬力)
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 <sup>-4</sup>	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 <sup>21</sup>	= 75 kgf·m/s
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 <sup>-7</sup>	0.323890	1.28506 × 10 <sup>-3</sup>	1	8.46233 × 10 <sup>18</sup>	= 735.499 W
	1.60218 × 10 <sup>-19</sup>	1.63377 × 10 <sup>-20</sup>	4.45050 × 10 <sup>-26</sup>	3.82743 × 10 <sup>-20</sup>	1.51857 × 10 <sup>-22</sup>	1.18171 × 10 <sup>-19</sup>	1	

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 <sup>-11</sup>
	3.7 × 10 <sup>10</sup>	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 <sup>-4</sup>	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

黒鉛減速型炉における中性子照射黒鉛の炭素14 (共同研究)