総 説

²⁵²Cf 同位体中性子源を用いる熱中性子ラジオグラフィ†

和田 延 夫

日本原子力研究所アイソトープ事業部利用開発室

311-13 茨城県東茨城郡大洗町

Key Words: neutron radiography, californium-252

1. はじめに

製品の品質を保証するための試験法の一つとして、中性子ラジオグラフィがある。中性子ラジオグラフィとは中性子線を用いた透過写真撮影法のことで、中性子はX線やγ線とは違って、原子番号には対応しない不規則な吸収特性を示すため、たとえば、金属材料中の水素化物などのように、今までX線やγ線ラジオグラフィでは困難であった分野の検査ができる利点もっている。したがって、X線やγ線ラジオグラフィを補完する非破壊検査技術として重要な役割を担っている。中性子ラジオグラフィの最初の研究は1948年、ドイツの Kallmann によって加速器中性子源を用いて行われた¹⁾。その後、おもに原子炉を中性子源として用いた中性子ラジオグラフィの研究が欧米の研究者らによって進められてきた²⁾。日本においても1960年代のはじめ頃から、やはり原子炉による中性子ラジオグラフィの研究が行われてきた^{3)~5)}。また、中性子源として加速器を用いるラジオグラフィの研究が、平岡らによって1970年代のなかば頃から続けられている⁶⁾。これらの研究成果をふまえて、原子炉による中性子ラジオグラフィ技術は、なお発展段階にあるが、国内外において実用化されている。実用化が進んでいるおもな分野は、原子力、宇宙航空、そして火工品を製造する化学工業である⁷⁾。これらの分野で検査対象となる製品について、共通していえることは、製品のひとつひとつが高い信頼性を必要とされ、もし、その製品に欠陥があれば、その製品を使用しているシステム全体が動作

不能となる可能性があることである。このような製品の検査においては、たとえ検査コストが高くても、それを正当化することが容易である。一方、検査対象となる製品を原子炉施設へ持ち込めなかったり、検査に要する費用をできるだけおさえて、製品の価格を安くして、しかも品質を保証しなければならない製品もたくさんある。このような製品を中性子ラジオグラフィによって検査するには、中性子源として原子炉を用いなくてもすむような移動可能な中性子ラジオグラフィ装置が必要になる。それを実現する一つの方法は、同位体中性子源を用いることである。1969年以降、²⁵²Cf中性子源が利用できるようになり、それまで困難であった同位体中性子源を用いるラジオグラフィの研究は、その基礎および応用の両面にわたって急速に進んだ^{8),9)}。米国においては実用装置もいくつか製作され、火工品などの検査に実際利用されている。

²⁵²Cfを用いた中性子ラジオグラフィにおいては、実用に供し得る²⁵²Cf中性子源の中性子強度が原子炉ほど大きくないため、像質のすぐれたラジオグラフを得るには、ラジオグラフィシステム全体にわたって細かい工夫が必要であり、さらに研究すべき課題が多い。

2. 中性子ラジオグラフィの原理

中性子ラジオグラフィの原理および方法について述べた文献はいくつかある^{10)~12)}。中性子ラジオグラフィにおいては、X線ラジオグラフィと同様に、中性子源、被検査物および中性子像検出器を透過型に配置し、被検査物を透過してきた中性子の強度分布を二次元像として検出する。簡単にするため、一様な厚さ t の被検査物に Δt の欠陥があるとする、欠陥がある部分とない部分とでは、透過中性子の強度にわずかな差が生じる。すなわち、中性子に対する被検査物の

† Thermal Neutron Radiography Using a ²⁵²Cf Isotopic Neutron Source. Nobuo WADA: Application and Development Section, Radioisotope Center, Japan Atomic Energy Research Institute, Ōarai-machi, Ibaraki pref. 311-13 Japan.

図 1 熱中性子 (0.025eV) およびX線 (125kV) に対する各元素の質量吸収係数 (Cason, J.L.)

吸収係数を μ , 散乱による中性子の再生係数を B とすると, 欠陥のない部分の透過中性子の強度 I は,

$$I = I_0 B e^{-\mu t} \quad (1)$$

であり, 欠陥のある部分では,

$$\Delta I = I_0 \mu \Delta t e^{-\mu t} \quad (2)$$

だけ I より大きくなる。ここで I_0 は被検査物に入射する中性子強度である。中性子像をフィルムに記録する場合, フィルム濃度 D と露出量との対数とは直線的関係にあり, 濃度差を与えるものは中性子強度の比となる。すなわち,

$$C = \Delta I / I = \mu \Delta t / B \quad (3)$$

となり, これを被写体コントラストという。ここでフィルムの露出量と濃度との関係を示す特性曲線の平均こう配 (フィルム・コントラスト) を G とすると, フィルムの濃度差すなわち透過写真 (ラジオグラフ) のコントラスト ΔD は,

$$\Delta D = 0.434 G C = 0.434 G \mu \Delta t / B \quad (4)$$

となる。なお肉眼で識別できるフィルムの濃度差は0.02といわれている。

(4)式から, 識別可能な欠陥の厚さは中性子に対する被検査物の吸収係数に大きく依存していることが分かる。熱中性子(0.025 eV)に対する質量吸収係数を, 125kVのX線に対する質量吸収係数と比較したものを図1に示す。熱中性子の吸収は, X線の場合と異なり, 物質の原子番号とは無関係な値を示す。すなわち, X線では透過しにくい高原子番号の物質でも, 熱中性子が透過しやすい物質も多く, また, 水素のような低原子番号の物質によって熱中性子はよく吸収されるこ

とが分かる。このことから, 重金属や水素など特定の元素を含む物質の検査に, 熱中性子ラジオグラフィが有効なことが分かる。

一般に, 中性子に対する吸収係数は中性子のエネルギーが低下するほど大きくなる。その結果, 中性子エネルギーが低いほど, より小さな欠陥を検出できる。しかし, それにともない中性子透過能は次第に低下し, 実際に検査できる被検査物の厚さに制限を受ける。ところで, 図2に示した水素および鉄に対する中性子吸収係数のエネルギーによる変化の例にみられるように, Al, Fe, Zr, Pbのような結晶質の物質では, Bragg edge以下の中性子エネルギーにおける中性子吸収係数は, 熱中性子に対する値よりも小さくなる。そのため, 低温中性子は熱中性子よりも鉄などを透過しやすい。一方, 水素は中性子エネルギーの低下にともなう, その中性子吸収係数は, 次第に大きくなる。これ

図 2 水および鉄の中性子に対する線吸収係数のエネルギーによる変化 (Hawkesworth, M. R., Waker, J.)

らのことから、たとえば鉄鋼材料に包まれたプラスチックのような非結晶質の物質の検査には、低温中性子によるラジオグラフィが有効であることが知られる。低温中性子ラジオグラフィの研究は、英国を中心にこれまで原子炉を用いて行われてきた¹³⁾。ガスタービン中の油や燃料の流れの解明に応用された報告もある¹⁴⁾。 ^{252}Cf 中性子源を用いた低温中性子ラジオグラフィの研究結果も報告されている¹⁵⁾が、得られる低温中性子束密度がまだ小さいので、今後の研究開発に負うところが大きい。

高速中性子の透過を利用するラジオグラフィも原理上可能である¹⁶⁾。しかし、異種材料間での被写体コントラストが低いので、熱中性子や低温中性子によるラジオグラフィに比べて、どの程度有効なのか、その基礎研究とあいまって、今後の応用展開によるところが大きい。とくに、 ^{252}Cf 中性子源はそれ自身、点状高速中性子源とみなし得るので、適当な高速中性子像検出器が開発されれば、特定の検査対象に実用化される可能性がある。

3. ^{252}Cf 熱中性子ラジオグラフィの方法

3.1 基本的な構成と像質を決める因子

ラジオグラフィの有用性を支配する重要な因子は、その像質である。像質は分解能とコントラストによって決まる。一般に像質のすぐれたラジオグラフィが望まれることは当然であるが、検査対象によっては、中程度の像質のラジオグラフィでも、検査の目的を達成することができる。実用的な観点からは、像質のほかに検査に要する露出時間が重要である。 ^{252}Cf 熱中性子ラジオグラフィ用ホイッツァの基本的な構成を図3に示す。 ^{252}Cf 中性子源、減速材、コリメータおよび遮蔽材によって、熱中性子ビームを取り出すためのホイッツァを構成し、熱中性子ビーム径路に被検査物と熱中性子像検出器を置く。像質と露出時間に影響する以下

図3 熱中性子ラジオグラフィ用ホイッツァの基本的構成 (Bennett, L.G.I.)

の項目について順を追って説明する。

- ① ^{252}Cf 中性子の減速・熱化
- ② 熱中性子ビームの減速系外への取り出し
- ③ 熱中性子ビームのコリメーション
- ④ 熱中性子像検出方法

3.2 ^{252}Cf 中性子の減速・熱化

^{252}Cf 中性子源のおもな特性を他の同位体中性子源と比較して表1に示す。 ^{252}Cf は自発核分裂により、平均2 MeVの高速中性子を放出する。熱中性子を得るには ^{252}Cf 中性子源を適当な中性子減速材で取り囲み、高速中性子を減速・熱化する。減速材としては水、パラフィンまたはポリエチレンが適当である。減速材中で生成される熱中性子の分布は、ANISNコードを用いて理論的に計算されており、実測値と比較した結果を図4に示す。中性子源の近傍を除き、計算値と実測値はほぼ一致している。減速材の形は球状でもよいが、通常は直径と高さが等しい円筒状のものが用いられる。その必要寸法は、やはりANISNコードを用いて計算されており、図5に示すように、水の場合、半径15cm、ポリエチレンでは半径12.5cmである。

3.3 熱中性子ビームの取り出しおよびコリメーション

減速系外へ熱中性子をビームとして取り出すには、コリメータを減速材にそう入する。コリメータ出口で

表1 おもな同位体中性子源の特性

核 種	半減期	中性子生成反応	中性子収量 ($n \cdot s^{-1}$)		線源容積 ($10^3 n \cdot s^{-1}$ あたり) (cc)	中性子エ ネルギー の平均値 (MeV)	線源からのγ線		$10^8 n \cdot s^{-1}$ 当たりの 熱出力
			1 Ci 当たり	1 g 当 たり			エネルギー (MeV)	線源から1 m におけるγ線量 率 ($10^3 n \cdot s^{-1}$) (R·hr ⁻¹)	
^{242}Cm	162.8 d	$^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$	2.5×10^6	8.5×10^9	0.1	4.6	0.044	<0.04	1.5
^{252}Cf	2.64 y	自発核分裂	4.3×10^9	2.3×10^{12}	<0.05	2	0.5~1	0.007	0.001
^{241}Am	433 y	$^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$	2.2×10^6	7×10^6	100	4.6	0.06	<0.1	1.4
^{124}Sb	60.20 d	$^9\text{Be}(\gamma, n)^8\text{Be}$	1.3×10^6		$\frac{2}{\text{(最小値)}}$	0.024	1.69	80	0.04

図4 水およびポリエチレン減速材の中心に ^{252}Cf 中性子源を置いたときの熱中性子束密度の分布⁹⁾

図5 水およびポリエチレン減速材中に ^{252}Cf 中性子源を置いたとき生成する熱中性子束密度のピーク値(ANISNコードによる計算値)⁹⁾

高い熱中性子束密度を得るには、図4から明らかなように、コリメータ入口が熱中性子束密度のピーク位置になるよう、また熱中性子束を乱さないよう配置する。その位置は中性子源からおよそ2.5cmである。と

図6 パラフィン減速材中に ^{252}Cf 中性子源を置いたときの、熱中性子束密度、カドミウム比および γ 線量率の ^{252}Cf 中性子源からの距離による変化²¹⁾

ここで、中性子のエネルギー・スペクトルはカドミウム比からおおよそ知ることができるが、カドミウム比は図6に示したように、中性子源から遠ざかるほど大きくなる。それで、もし十分に熱化した中性子ビームを必要とする場合には、コリメータ入口を中性子源からやや離すか、または、中性子源をコリメータ入口からやや離れた位置に置くとよい。そうすることによって、熱中性子束密度の損失をあまり受けることなく、熱中性子ビーム中の γ 線バックグラウンドを減らし、 γ 線量率に対する熱中性子束密度の割合、すなわち、 n/γ 比を同時に改善することができる。なお、コリメータの熱中性子ビーム径路に、厚さ12.5mmのビスマス・フィルタを置くと、熱中性子束密度は数%減少するだけで、 n/γ 比は2倍程度になることが知られている。

コリメータに関して、他の重要な要素は、コリメータの全長(L)と入口部の直径(D)である。これらの要素は、熱中性子ビームの発散角度と、被検査物位置における熱中性子束密度を規定する。また、 L/D は幾何学的な不鮮鋭度を定める基本的な尺度になる。すでに述べたように、 ^{252}Cf 中性子源を用いる場合、減速材中の熱中性子束密度の分布の幅はせまいので、 D はあまり大きくとれない。10, 20, 40mmのいずれかを、中性子源強度に応じて選択することになる。と

定とすると、幾何学的不鮮鋭度は L に比例して減少し、コリメータ出口での熱中性子束密度は L^2 に反比例する。露出時間を短縮するには、 L/D はできるだけ小さい方がよい。しかし適度な分解能のラジオグラフィを得るには、最低10でなくてはならない。高分解能のラジオグラフィを得るには、 L/D は50以上であることが必要である。 L の大きさは装置の外径によって、その最小値が決まる。1 mg の ^{252}Cf 中性子源を用いる場合、 L の最小値は50 cm 程度である。なお、コリメータ出口の直径は、被検査物の大きさにもよるが、15 cm 程度とするのがよい。中性子源として、 ^{252}Cf 0.2, 1 および 5 mg 用いた場合に得られる熱中性子束密度の推定値を、 L/D の関数として求めた結果を図7に示す。なおコリメータの内側には入口から7 cm 程度までカドミウムやホウ素またはリチウムを含む材料で内張りする。

3.4 熱中性子像の検出

中性子は通常のX線フィルムには感じないので、中性子像の検出にあたっては、中性子と他の物質の間で行われる核反応によって放出される荷電粒子（直接露出法）、あるいは核反応の結果、生成される放射性核種の崩壊のさいに放出される荷電粒子（間接露出法）による発光または直接写真作用を利用している。間接露出法では、照射終了後に放射化した金属箔と写真フィルムを密着させて露出し、転写させるので像転写法と呼ばれることがある¹⁷⁾。

直接露出法および像転写法において用いられる熱中性子コンバータのおもな特性を表2に示す。NE-421, NE-426 および NE-905 は英国の Nuclear Enterprises 社製のシンチレータである。NE-905 は ^6Li を含むガラス・シンチレータであり、NE-421 および NE-426 は、 ^6LiF と ZnS および有機ガラス (Perspex) の混合物をアルミニウム板の上にうすく塗布したものである。NE-426 の場合、それらの混合比は1:4:1である。これらのシンチレータはいずれも核反応 $^6\text{Li}(n,$

図7 ^{252}Cf 中性子源とポリエチレン減速材を用いたとき得られる熱中性子束密度の L/D による変化（推定値）⁹⁾

$\alpha)^3\text{H}$ のさいに放出される α 粒子に励起されて発光する。したがって、これらのシンチレータは蛍光スクリーン型のX線フィルムと組み合わせると、短時間の露出で熱中性子像を形成することができる。NE-426 シンチレータと各種のフィルムを組み合わせたときの、熱中性子露出量とフィルム濃度との関係を求めた結果を図8に示す¹⁸⁾。NE-426 シンチレータを用いる直接露出法は高感度であるばかりでなく、比較的 γ 線の影響を受けないので、 ^{252}Cf 中性子源を用いる熱中性子ラジオグラフィにおいて、現在最もよい像検出法と考えられる。なお、露出中にフィルムを $-20 \sim -70^\circ\text{C}$ に冷却すれば、潜像の退化を抑制できるので露出時間を短縮できる¹⁹⁾。

さらに高分解能のラジオグラフィを得たい場合には、コンバータとして、ガドリニウム (Gd) 金属箔をX線フィルムと組み合わせて直接露出を行う。Gd は核反

表2 熱中性子ラジオグラフィにおいて用いられるおもな像コンバータの特性

コンバータの種類	代表的な厚さ	熱中性子検出効率	固有の不鮮鋭度 (Klasens 法)	最適フィルム	必要な n/γ 比 (中性子像 90%, γ 線像 10%)
NE-421 (粒状性)	0.65 mm	30%	1000 μm	X線用 (スクリーンタイプ)	$5 \times 10^4 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{mR}^{-1}$
NE-426 (粒状性)	0.25 mm	20%	400 μm	X線用 (スクリーンタイプ)	$5 \times 10^4 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{mR}^{-1}$
NE-905 (ガラス)	1.0 mm	80%	400 μm	X線用 (スクリーンタイプ)	$2 \times 10^5 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{mR}^{-1}$
Gd 箔	0.025 mm	15%	<100 μm	X線用 (ノンスクリーンタイプ)	$10^6 n \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{mR}^{-1}$
Dy 箔	0.10 mm	10%	200 μm	X線用 (ノンスクリーンタイプ)	0

図 8 NE-426 シンチレータと各種フィルムを組み合わせたときの熱中性子露出量とフィルム濃度との関係

図 9 イメージ・インテンシファイアを用いた熱中性子像増強法の一例⁹⁾

応 $^{157}\text{Gd}(n, \gamma)^{158}\text{Gd}$ のさい、70keV の内部転換電子を放出する。この電子によってフィルムは黒化する。 ^{157}Gd の熱中性子吸収断面積はきわめて大きく 242000 barn(b) である。そのためうすい箔を用いることができるので高い分解能が得られる。通常 $25\mu\text{m}$ 厚さの箔が用いられる。この方法の欠点は、NE-426 シンチレータを用いる場合と比較して、かなり長時間の露出を必要とすることである。 $25\mu\text{m}$ の Gd 箔と Kodak-AAフィルムとの組合せでは、 $2\sim 3 \times 10^8 \text{n}\cdot\text{cm}^{-2}$ の露出でフィルム濃度 1.5 が得られる。1 mg 以下の ^{252}Cf 中性子源を用いる熱中性子ラジオグラフィにおいて、Gd コンバータを用いる直接露出法が有効であ

るかどうかは、検査対象によって決まるように思われる。なお、この方法を適用するには、熱中性子ビーム中の γ 線バックグラウンドを極力減らし、 n/γ 比が $10^5 \text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{mR}^{-1}$ となるような装置をくふうすることが大切である。

像転写法において有用なコンバータはジスプロシウム (Dy) およびユウロピウム (Eu) である。転写法を適用するにあたって重要なことは、熱中性子束密度の大きさである。1mg以下の ^{252}Cf 中性子源を用いる熱中性子ラジオグラフィにおいては、図 7 に示されているように熱中性子束密度が小さいので、像転写法を適用するにはかなり困難をとまらう。 $^{164}\text{Dy}(n, \gamma)^{165}\text{Dy}$ の核反応断面積は 800 b, また $^{151}\text{Eu}(n, \gamma)^{152\text{m}}\text{Eu}$ の核反応断面積は 3000 b であることから、この場合 Dy よりも Eu の方がコンバータとして有望である。

^{252}Cf 熱中性子ラジオグラフィにおける像検出法として期待されるものにイメージ・インテンシファイアによる像増強技術がある^{9), 20)}。その原理図を図 9 に示すが、像を適当な時間、蓄積するようくふうすれば、 $10^5 \text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ 以下の熱中性子束密

4. ^{252}Cf 熱中性子ラジオグラフィ装置とその応用

持ち運べるという ^{252}Cf 中性子源の特徴を生かして、日本原子力研究所で設計された可搬型 ^{252}Cf 中性子ラジオグラフィ用ホイットツェの断面図を図 10 に示す²¹⁾。装置は基本的に 4 つの要素、すなわち ^{252}Cf 中性子源 (S)、中性子減速材 (X)、中性子および γ 線遮蔽材、およびコリメータ (P) より構成されている。 ^{252}Cf 中性子源の形状は外径 7.8 mm、長さ 10 mm で、 ^{252}Cf の量は $500\mu\text{g}$ (10GBq (270mCi)) で、中性子放出率は 1.2

図10 可搬型 $500\mu\text{g}^{252}\text{Cf}$ 熱中性子ラジオグラフィ用ホイッツァの断面図

図11 可搬型 $500\mu\text{g}^{252}\text{Cf}$ 熱中性子ラジオグラフィ装置による撮影状況

$\times 10^9 \text{n} \cdot \text{s}^{-1}$ である。減速材にはパラフィン、中性子遮蔽材にはホウ素入りパラフィン、 γ 線遮蔽材としては鉛が用いられている。遮蔽材の厚さは Stoddard²²⁾ の計算結果を基にして決められている。本装置の特性を表3に示す。像検出器位置(装置表面)において得られる熱中性子束密度は $1.7 \times 10^3 \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ($L=400 \text{ mm}$,

表3 可搬型 $500\mu\text{g}^{252}\text{Cf}$ 熱中性子ラジオグラフィ用ホイッツァの特性

線源	$500\mu\text{g}^{252}\text{Cf}$
L/D 比	13, 20
照射野	$80\text{ mm} \phi$ ($L=400 \text{ mm}$)
熱中性子束密度	$1.7 \times 10^3 \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ (検出器位置, $L/D=20$)
Cd 比 (In 箔)	3.8
n/γ 比	$1.2 \times 10^5 \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{mR}^{-1}$
ホイッツァ表面での放射線量率	中性子; $29.4 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$ } γ線; $39.5 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$ } (合計) $68.9 \text{ mrem} \cdot \text{h}^{-1}$
寸法	$85 \text{ cm} \phi \times 110 \text{ cm}$
重量	845 kg

図12 NE-426 シンチレータと組み合わせたX線フィルムSakura-C8D(上側)およびFuji-400(下側)によって得られた各種インジケータのラジオグラフ(使用装置は図10のもの, $L/D=45$)

$D=20 \text{ mm}$) である。この装置は通常は ^{252}Cf 汎用実験施設²³⁾ で用いられているが、その重量は845 kg であり、移動が比較的簡単であり、必要に応じて施設外へ持ち出すことができる。施設内で使用されている状況を図11に示す。

本装置を用いて、これまで ^{252}Cf 熱中性子ラジオグ

図13 ルーサイトの階段に直径が異なるナイロン糸を並べて作った感度インジケータ

図14 a 核融合実験装置に用いる水素イオン取出し電極（銅製、たくさんの水冷細管がある）

図14 b 図14 a に示した水素イオン取出し電極のラジオグラフ

上側：熱中性子ラジオグラフ（使用装置は図10のもの、 $L/D=45$ ）

下側：X線ラジオグラフ（120kV）

ラフィに関する基礎および応用研究が実施され、実用面からみて価値のある成果が得られている。図12は各種のビーム純度インジケータおよび感度レベル・インジケータのラジオグラフである。用いた像検出器は先に述べた NE-426 シンチレータと X線フィルムの組合せであり、 $L/D=45$ ($D=20$ mm) で得られたラジオグラフである。フィルムの種類（Sakura-C8D, Fuji-400）によって分解能が著しく異なることが分かる。ビーム純度インジケータ（図12のラジオグラフで右側下）によって測定した熱中性子含有量は70%である。またフィルムとして C8D を用いると、図13に示した感度（分解能）インジケータのラジオグラフ（図12において中央下）から、3.2mm 厚さのルーサイト階段上の直径0.25mmのナイロン糸が検出可能なことが分かる。多くの火工品検査においては、この性能で十分といわれている。なお、本装置のコリメータ(P)の内張りをカドミウムからリチウム入りフレキシブル・シートに変えるなどして、模擬火薬中の $25\mu\text{m}$ のすき間が検出されている。図14 b は核融合実験装置に用いられる銅製の水素イオン取り出し電極（図14 a）の熱中性子および X線ラジオグラフである。過熱を防止するため多くの水冷細管が設けられているが、ろう付け個所の閉塞状態が検出され、 ^{252}Cf 熱中性子ラジオグラフィの有用性が実証された。

米国において宇宙航空部品や火工品の検査で実用に供されている装置は、5 mg (100 GBq (2.7 Ci)) 程度の ^{252}Cf を用いている。また、 ^{252}Cf 中性子源 (^{252}Cf , 1 mg 以上) を 93.4% の濃縮ウラン (^{235}U , 2kg) で取り囲み、その連鎖反応を利用して、 ^{252}Cf 30mg 以上に相当する高速中性子が放出されるようにくふうされた中性子増幅装置²⁴⁾が数台、火工品などの熱中性子ラジオグラフィに用いられている。これらの装置は可搬型ではなく、すえ置き型のものである。

5. おわりに

以上、 ^{252}Cf 中性子源を用いるラジオグラフィについて、熱中性子ラジオグラフィを中心に、実際の面から解説した。また低温中性子ラジオグラフィ、高速中性子ラジオグラフィ、像増強法など今後の課題についても部分的に述べた。

^{252}Cf としてどれくらいの中性子源を用いるのがよいが、今、判断することはむずかしいが、 ^{252}Cf 中性子源を用いるラジオグラフィの特徴が可搬性と操作の容易さにあるとすれば、数 mg 程度の ^{252}Cf を用いるのが妥当である。500 μg 程度の ^{252}Cf を用いても実用的な

応用があることを考えると、検査対象に応じて、0.5～5 mg の範囲の ^{252}Cf を用いる熱中性子ラジオグラフィ装置が普及していくと思われる。

文 献

- 1) Kallmann, H.: *Research*, **1**, 254 (1948)
- 2) たとえば, Berger, H.: *Neutron Radiography*, Elsevier Publishing Company, Amsterdam/London/New York (1965)
- 3) 小川一行, 若林信義: 応用物理, **33**, 334(1964)
- 4) 鶴野 晃, 鈴木 紘, 田畑俊夫: 日本原子力学会誌, **17**, 554 (1975)
- 5) Sato, O., Matsumoto, G.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, **14**, 300 (1977)
- 6) 平岡英一, 藤代正敏, 福田久衛, 辻井幸雄, 古田純一郎: 放射線, **5**, (3) 17 (1978)
- 7) Berger, H., ed.: *Practical Applications of Neutron Radiography and Gaging*, ASTM STP No. 586, American Society for Testing and Materials, Philadelphia (1976)
- 8) 野尻利明: *Radioisotopes*, **24**, 238 (1975)
- 9) Hawkesworth, M.R.: AERE-R-9211 (1978)
- 10) 小林昌敏: 日本非破壊検査協会編, 非破壊検査便覧, p.162, 日刊工業新聞社, 東京 (1978)
- 11) 小林昌敏: 日本化学会編, 化学総説, No.29, p.165, 学会出版センター, 東京 (1980)
- 12) 阿部俊彦, 榎本茂正, 浅田忠一, 他監修: 原子力ハンドブック, p.695, オーム社, 東京(1976)
- 13) Anderson, M.R. and Harris, D.H.C.: *Engineering*, Feb., 129 (1979)
- 14) Lewcock, A.I.: *Physics in Technology*, **10**, 74 (1979)
- 15) US Army Materials and Mechanics Research Center: Californium-252 Progress, No. 18, p.13 (1975)
- 16) Rapp, H., Rauchle, E. and Ruffner, D.: *Materials Evaluation*, **33**, 269 (1975)
- 17) 日本非破壊検査協会編: 図解非破壊検査用語辞典, p.103, 日刊工業新聞社, 東京 (1977)
- 18) 立川登, 和田延夫: 第16回理工学における同位元素研究発表会要旨集, p.38 (1979)
- 19) Kear, P.: AERE-M 2871 (1977)
- 20) Meier, H. Albrecht, W.: CONF-760436, Vol. II, V-15 (1976)
- 21) 和田延夫, 榎本茂正: 非破壊検査, **27**, (3) 165 (1978)
- 22) Stoddard, D.H. and Hootman, H.E.: USAEC-DP-1246 (1971)
- 23) 富永洋, 川上泰, 和田延夫, 他: *Radioisotopes*, **24**, 830 (1975)
- 24) Instrumentation Research Technology: TB-179