103. JMTR における高速中性子照射量の評価法

桜井^V文雄*, 新保^V利定*

(1982年 7月12日 受理)

(1982年 12月1日 再受理)

Evaluation Method of Fast Neutron Irradiation Dose in JMTR

By Fumio SAKURAI and Toshisada NIIBO

The neutron fluence above 1.0 MeV or 0.1 MeV is routinely reported as the fast neutron irradiation dose value for materials irradiation experiments in the Japan Materials Testing Reactor (JMTR). The radiation damage of materials is, however, affected by not only the amount of the neutron fluence but also the neutron energy spectrum. Therefore, in the radiation damage studies of materials the neutron irradiation dose values should be expressed in the exposure parameter containing the information of the neutron energy spectrum.

This report describes some exposure parameters such as displacement per atom and damage fluence, and correlations between these parameters and the neutron fluence above 1.0 MeV in the JMTR. These parameters have deep connection with changes in the physical properties of materials under neutron irradiation.

The neutron irradiation dose values in the JMTR can be evaluated in some kinds of exposure parameters containing the information of the neutron energy spectrum from the neutron fluence above 1.0 MeV measured by using the $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ monitor.

KEYWORDS: neutron fluence, neutron spectra, radiation damage, damage function, equivalent fission neutron fluence, damage fluence, equivalent DIDO Ni fission neutron fluence, dpa, gas production rates, radiation doses, irradiation, neutron beams

I. 緒 言

JMTRにおいては、軽水炉や高速増殖炉の安全性向上のため、また高温ガス炉や核融合炉の研究開発のため種々の材料試料が照射試験されている。これらの材料試料の照射試験結果(中性子照射損傷)の解析は、中性子照射量および照射温度等をパラメータとして行われている。材料の中性子照射損傷に影響を与える中性子照射量として、JMTRでは1.0 MeV以上または0.1 MeV以上の中性子フルエンス値を提供してきた。しかし、材料の受ける中性子照射量の程度は、単に1.0 MeV以上または0.1 MeV以上の中性子フルエンス値に依存するばかりでなく、照射中性子のエネルギースペクトルにも深く関係している。したがって、原子炉材料の中性子照射損傷の研究において、特に以下に示す場合においては、材料の受けた中性子照射量としては、1.0 MeV以上または0.1 MeV以上の

中性子フルエンス値では不十分であり、照射中性子のエネルギースペクトルの情報を含む照射量が必要となる。

- (1) 中性子エネルギースペクトルの異なる原子炉で照射された材料の中性子照射損傷の相互比較を行う。
- (2) JMTRのような材料試験炉で得たデータから、実際の原子炉で使用された場合の材料の健全性を判断する。

以前から黒鉛の照射試験においては、中性子エネルギースペクトルの黒鉛の損傷に与える影響を考慮して、各原子炉における中性子照射量を英国DIDO炉における中性子照射量に換算して示す方法(Equivalent DIDO Ni fission neutron fluence, Φ^{EDN})が使用されている。また鉄鋼材料の照射試験においては、中性子エ

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

エネルギースペクトルの情報を含む照射量として、損傷中性子フルエンス (Damage fluence, Φ_{dam}), または中性子により原子が正規の格子位置からはじき出される原子 1 個当りの数 (Displacement per atom, dpa) 等が最近使用されるようになってきた。

本報においては、各種材料の中性子照射量を Φ^{EDN} , Φ_{dam} や dpa 等の中性子エネルギースペクトルの情報を含む照射量によって評価する方法、およびこれら照射量と JMTR の各照射領域における 1.0 MeV 以上の中性子フルエンス値との関係を示す。

II. 1.0 MeV 以上の中性子フルエンス

現在 JMTR においては、材料試料に対して原則として 1.0 MeV 以上の中性子フルエンス値 $\Phi(>1.0$

MeV) を提供している。材料試料と一緒にフルエンスモニタとして Fe ワイヤを照射し、その $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応によって生ずる ^{54}Mn の γ 線 (835 keV) を Ge(Li) 検出器を用いて測定して放射化反応率を求める。そして、この放射化反応率から次式により $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ を決定する。

$$\Phi(>1.0 \text{ MeV}) = \frac{t(RR)_{\text{exp}}^{54}}{(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0}} \quad (1)$$

$$(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0} = \frac{\int_0^{\infty} \sigma_{\text{Fe}}(E) \phi(E) dE}{\int_{1.0 \text{ MeV}}^{\infty} \phi(E) dE} \quad (2)$$

ここで、 $\phi(E)$: 照射位置における中性子エネルギースペクトル

$\sigma_{\text{Fe}}(E)$: $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の断面積

Fig. 1 Core configuration of JMTR

(RR) $_{\text{exp}}^{\text{Fe}}$: $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の放射化

反応率

 t : 照射時間

(2)式で示される $(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0}$ は 1.0 MeV 以上の中性子に対する $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の実効断面積を示す。中性子エネルギースペクトル $\phi(E)$ は 1 次元輸送方程式計算コード ANISN^①を用いて求めたものである。Fig. 1 に JMTR の炉心配置図を示す。炉心内で材料試料の照射に利用されている場所は、主に燃料領域内照射孔 (Fuel Region), Be 反射体 1 層 (Be-1 Reflector), Be 反射体 2 層 (Be-2 Reflector), Al 反射体 1 層 (Al-1 Reflector) および 各ループ装置 (OGL-1 Loop 等) である。以上の各照射領域における中性子エネルギースペクトルを Fig. 2(a)~(e) に示す。また Fig. 3 に $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の断面積^②を示す。Table 1 は各照射領域における $(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0}$ の値を示す。

(a) Fuel region

(b) Be-1 reflector region

(c) Be-2 reflector region

(d) Al-1 reflector region

(e) OGL-1 loop

Fig. 2(a)~(e) Neutron spectra in JMTR irradiation regions

Fig. 3 Neutron cross section for $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ reactionTable 1 Effective cross section above 1.0 MeV for $^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$ reaction

Region	$(\sigma_{Fe})_{1.0}$ (mb)
Fuel region	81.0
Be-1 reflector	73.0
Be-2 reflector	64.5
Al-1 reflector	57.5
OGL-1 loop	78.5

JMTR においては、上述したように $(\sigma_{Fe})_{1.0}$ の算出に ANISN コードを用いて求めた中性子エネルギースペクトルを使用している。この妥当性を検証するため、JMTR の臨界実験装置 CF (Critical Facility) において、箔放射化法 (Multi-foil Activation Method) と unfolding コード SAND II⁽³⁾ により各照射領域の中性子エネルギースペクトルを実験的に決定した。そして、これらの実験的に決定した中性子エネルギースペクトルを用いて $(\sigma_{Fe})_{1.0}$ を求め、Table 1 に示した値と比較した。この結果、両者は実験的に決定した中性子エネルギースペクトルの精度内に一致していることが確認できた⁽⁴⁾。

材料によっては、 $\phi(>1.0 \text{ MeV})$ ではなく、0.1 MeV 以上の中性子フルエンス値 $\phi(>0.1 \text{ MeV})$ 、または 0.18 MeV 以上の中性子フルエンス値 $\phi(>0.18 \text{ MeV})$ が要求される場合もある。このような中性子フルエ

ンス値は、Table 2 に示すスペクトル指標を用いて $\phi(>1.0 \text{ MeV})$ から得る。

Table 2 Neutron spectrum indices

Region	$\frac{\phi(>0.1 \text{ MeV})}{\phi(>1.0 \text{ MeV})}$	$\frac{\phi(>0.18 \text{ MeV})}{\phi(>1.0 \text{ MeV})}$
Fuel region	2.20	2.02
Be-1 reflector	2.31	2.08
Be-2 reflector	2.62	2.29
Al-1 reflector	2.77	2.44
OGL-1 loop	2.80	2.48

Ⅲ. はじき出し断面積

本章においては、はじき出し損傷の機構について述べ、さらに JMTR で頻繁に照射試験されているいくつかの材料のはじき出し断面積に関して、中性子照射損傷評価コード TENJIN⁽⁵⁾ を用いて計算した結果を示す。

1. はじき出し損傷の機構

エネルギー E を持つ入射粒子 (中性子) はターゲット原子の 1 つと衝突し、これにエネルギー T を与える。この T が原子のはじき出しに必要な最低エネルギー (displacement energy) E_d 以上の場合、原子は正規の格子点からはじき出される。 E_d の値はターゲット物質の結晶性に依存する。 E_d 以上のエネルギーを中性

子から受け取ることによってはじき出されたターゲット原子を1次はじき出し原子(primary knock-on atom, PKA)と呼ぶ。 $T \gg E_d$ の場合は、PKAが入射粒子のように振舞ってさらに2次、3次、…とカスケード的にはじき出し過程を繰り返す。1個のPKAから最終的にはじき出される原子の数 $\nu(T)$ をはじき出し損傷関数という。この $\nu(T)$ を用いて、はじき出し断面積 $\sigma_{\text{dam}}(E)$ は次式のように示される。

$$\sigma_{\text{dam}}(E) = \sum_i \sigma^i(E) \int_{E_d}^{T_{\text{max}}} W^i(E, T) \nu(T) dT \quad (3)$$

ここで、 $\nu(T)$: はじき出し損傷関数

$\sigma^i(E)$: 中性子反応 i の断面積

$W^i(E, T)$: 中性子反応 i によるPKAの
エネルギー・スペクトル関数

E_d : はじき出しに必要な最低エネルギー

E : 中性子のエネルギー

T : PKAのエネルギー(T_{max} は T の
最大値)

はじき出し損傷関数は、中性子反応の種類には依存しない。Lindhardら⁽⁶⁾は、はじき出し損傷関数 $\nu(T)$ を次のように示した。

$$\nu(T) = \beta \frac{L(\epsilon)}{\epsilon} \cdot \frac{T}{2E_d} \quad (4)$$

$$L(\epsilon) = \epsilon [1 + K_L g(\epsilon)]^{-1} \quad (5)$$

$$\epsilon = A_L T \quad (6)$$

$$g(\epsilon) = \epsilon + 0.40244 \epsilon^{3/4} + 3.4008 \epsilon^{1/6} \quad (7)$$

$$K_L = \frac{0.1334 Z^{2/3}}{A^{1/2}} \quad (8)$$

$$A_L = \frac{0.01151}{Z^{2/3}} \quad (\text{eV}^{-1}) \quad (9)$$

ここで、 E_d : 実効はじき出ししきいエネルギー

A, Z : 物質(1種類の原子から成る)原子
の質量数および原子番号

(4)式中の $L(\epsilon)/\epsilon$ はエネルギー T のPKAの損傷効率であり、はじき出しに寄与するエネルギーの全エネルギー損失 T に対する割合を示す。 β は原子間の衝突を剛体問題として取り扱ったことに対する補正係数であり、値は0.8である。

PKAのエネルギー・スペクトル関数⁽⁷⁾に関しては、弾性散乱および (n, γ) 反応に対しては厳密に取り扱った。その他の中性子反応に対しては、重心系における等方散乱を仮定して蒸発モデルにより取り扱った。この重心系における等方散乱の仮定は、核分裂炉のような中性子エネルギーが比較的低い場合は妥当である。

2. はじき出し断面積の計算

JMTRにおいては、何種類もの材料試料が照射試験されている。これらのうちFe, Ni, Cr, Mo, SUS 316, SUS 304, 黒鉛, NbおよびVのはじき出し断面積を計算した。これらの計算において、PKAを作り出す中性子反応として弾性散乱, 非弾性散乱, $(n, 2n)$, (n, p) , (n, α) および (n, γ) 反応を考慮した。

SUS 316の組成は、重量百分率でFe 68.5%, Cr 17.0%, Ni 12.0%, Mo 2.5%であり、SUS 304の組成はFe 71.7%, Cr 19.0%, Ni 9.3%である。このように合金組成を持つ材料のはじき出し断面積を求める場合、本来なら異種原子衝突として計算しなければならない⁽⁸⁾。しかし本報では、SUS 316, SUS 304の構成元素は質量数, 原子番号がほぼ同じくらいなので、これらを純金属とみなして計算した。この取扱いの誤差は1%程度である⁽⁹⁾。

本計算において、各種中性子反応断面積はENDF/B-IV⁽⁹⁾の核データを、またMoの (n, p) , (n, α) 反応断面積に関してはKEDAK 3⁽⁹⁾の核データを使用した。実効はじき出ししきいエネルギーはNorgett⁽¹¹⁾およびEtherington⁽¹²⁾らの提唱する値を用いた。以上のようにして求めた各種材料のはじき出し断面積のうちFe, SUS 316および黒鉛についてFig. 4(a)~(c)に示す。

IV. 中性子エネルギー・スペクトルの 情報を含む照射量

中性子エネルギー・スペクトルの情報を含む照射量として、Equivalent fission neutron fluence, Damage fluence, Equivalent DDO Ni fission neutron fluence, Displacement damage および Gas production について検討し、さらにこれらの各照射量と、JMTRの各照射領域における1.0 MeV以上の中性子フルエンス値との関係を求めた。

1. Equivalent Fission Neutron Fluence

JMTRでは、第II章で述べたように、1.0 MeV以上の中性子フルエンスを測定するためのフルエンスモニタとして、 $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応を利用している。この放射化反応率から次式を用いてEquivalent fission neutron fluence Φ'_{F_0} を決定する⁽¹³⁾。

$$\Phi'_{F_0} = \frac{\lambda(RR)_{F_0}^{F_0}}{\delta_{F_0}} \quad (10)$$

$$\delta_{F_0} = \frac{\int_0^\infty \sigma_{F_0}(E) \chi(E) dE}{\int_0^\infty \chi(E) dE} \quad (11)$$

ここで、 $\chi(E)$ は核分裂中性子エネルギー・スペクトル

Fig. 4(a) Fe

Fig. 4(b) SUS 316

(c) C

Fig. 4(a)~(c) Displacement cross sections of Fe, SUS316 and C

であり、本計算においては次式で示される Watt の式を使用した。

$$\chi(E) = 0.484 \exp(-E) \sinh(\sqrt{2E}) \quad (12)$$

(11)式からわかるように、 σ_{Fe} は核分裂中性子エネルギースペクトルに対する $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応の平均断面積を示す。(1), (10)式より、 Φ'_{Fe} を $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ によって示せば、

$$\Phi'_{Fe} = \frac{(\sigma_{Fe})_{1.0}}{\sigma_{Fe}} \Phi(>1.0 \text{ MeV}) \quad (13)$$

となる。また、(2)式から $(\sigma_{Fe})_{1.0}/\sigma_{Fe}$ の値は各照射領域の中性子エネルギースペクトルに依存することがわかる。したがって、JMTR の各照射領域における $(\sigma_{Fe})_{1.0}/\sigma_{Fe}$ の値をあらかじめ求めておけば、Fe モニタの測定によって得られる $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ から(13)式を用いて Φ'_{Fe} を知ることができる。Table 3に JMTR の各照射領域における Φ'_{Fe} と $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ との関係を示す。

2. Damage Fluence

Damage fluence Φ_{dam} は、中性子照射による材料の損傷(はじき出し損傷)と高速中性子フルエンスを関連づける照射量として使用されている。これは材料のは

Table 3 Normalized ratios of equivalent fission neutron fluence determined with Fe monitor to neutron fluence above 1.0 MeV

Region	$\Phi'_{Fe}/\Phi(>1.0 \text{ MeV})$
Fuel region	1.04
Be-1 reflector	0.938
Be-2 reflector	0.829
Al-1 reflector	0.739
OGL-1 loop	1.01

じき出し損傷に注目して決定する Equivalent fission neutron fluence であり、次式で定義される⁽¹³⁾。

$$\Phi_{dam} = \frac{t \int_0^\infty \sigma_{dam}(E) \phi(E) dE}{\sigma_{dam}} = \langle \text{DAR} \rangle \Phi'_{Fe} \quad (14)$$

ここで、 $\sigma_{dam}(E)$ ははじき出し断面積
 $\langle \text{DAR} \rangle$ は Damage to Activation Ratio と呼ばれるスペクトル指標⁽¹³⁾である。フルエンスモニタとして $^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$ 反応を利用する場合、次式で示される。

$$\langle \text{DAR} \rangle = \frac{\bar{\sigma}_{dam}}{\sigma_{dam}} / \frac{\bar{\sigma}_{Fe}}{\sigma_{Fe}} \quad (15)$$

ここで、 $\phi_{\text{dam}}, \phi_{\text{Fe}}$ は(11)式で定義される核分裂中性子エネルギー・スペクトルに対する平均断面積を示し、 $\bar{\sigma}_{\text{dam}}, \bar{\sigma}_{\text{Fe}}$ は各照射位置の中性子エネルギー・スペクトルに対する平均断面積を示す。Table 4 に JMTR の各照射領域における各種材料の $\langle \text{DAR} \rangle$ の値を示す。さ

らに、(13), (14)式より ϕ_{dam} は

$$\phi_{\text{dam}} = \langle \text{DAR} \rangle \frac{(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0}}{\bar{\sigma}_{\text{Fe}}} \quad \phi(>1.0 \text{ MeV}) \quad (16)$$

と表わせる。Table 5 に各照射領域における ϕ_{dam} と $\phi(>1.0 \text{ MeV})$ との関係を示す。

Table 4 Damage to activation ratios for typical materials irradiated in JMTR

Material	DAR				
	Fuel region	Be-1 reflector	Be-2 reflector	Al-1 reflector	OGL-1 loop
Fe	1.48	1.56	1.93	2.12	—
Ni	1.57	1.74	2.19	2.39	—
Cr	1.54	1.70	2.03	2.28	—
Mo	1.87	2.10	2.71	3.06	—
SUS 316	1.50	1.64	2.00	2.18	—
SUS 304	1.50	1.63	1.99	2.17	—
Graphite	2.10	2.40	3.22	—	3.07
Nb	1.59	1.73	—	—	—
V	1.59	1.75	—	—	—

Table 5 Normalized ratios of damage fluence for typical materials irradiated in JMTR to neutron fluence above 1.0 MeV

Material	$\phi_{\text{dam}}/\phi(>1.0 \text{ MeV})$				
	Fuel region	Be-1 reflector	Be-2 reflector	Al-1 reflector	OGL-1 loop
Fe	1.53	1.46	1.60	1.56	—
Ni	1.64	1.63	1.81	1.76	—
Cr	1.60	1.70	1.68	1.68	—
Mo	1.95	2.10	2.24	2.26	—
SUS 316	1.50	1.54	1.66	1.61	—
SUS 304	1.55	1.53	1.65	1.60	—
Graphite	2.18	2.40	2.67	—	3.10
Nb	1.65	1.73	—	—	—
V	1.65	1.64	—	—	—

3. Equivalent DIDO Ni Fission Neutron Fluence

これはある原子炉での黒鉛の中性子照射量を、英国 DIDO 炉における Ni モニタによって決定される Equivalent fission neutron fluence ($\phi'_{\text{Ni}}_{\text{DIDO}}$) に換算して評価する方法である。すなわち、Equivalent DIDO Ni fission neutron fluence ϕ^{BDN} は、ある原子炉の黒鉛に与える損傷と同程度の損傷を DIDO 炉において与えるために必要な Equivalent fission neutron fluence と定義される⁽¹³⁾。いま、ある黒鉛の中性子損傷の程度を $(\phi_{\text{dam}})_0$ とし、これを(14)式にならって JMTR および DIDO 炉における Damage fluence で表わすと次式となる。

$$\begin{aligned} (\phi_{\text{dam}})_0 &= \langle \text{DAR} \rangle_{\text{JMTR}} (\phi'_{\text{Fe}})_{\text{JMTR}} \\ &= \langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}} (\phi'_{\text{Ni}})_{\text{DIDO}} \end{aligned} \quad (17)$$

ここで $(\phi'_{\text{Fe}})_{\text{JMTR}}$ は(10)式で示され、 $\langle \text{DAR} \rangle_{\text{JMTR}}$ は黒鉛に対して(15)式によって与えられる値である。また $(\phi'_{\text{Ni}})_{\text{DIDO}}$ 、 $\langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}}$ は(10)、(15)式と同様に

$$(\phi'_{\text{Ni}})_{\text{DIDO}} = \frac{t(RR)_{\text{exp}}^{\text{Ni}}}{\bar{\sigma}_{\text{Ni}}} \quad (18)$$

$$\langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}} = \frac{\bar{\sigma}_{\text{dam}}}{\bar{\sigma}_{\text{dam}}} \bigg/ \frac{\bar{\sigma}_{\text{Ni}}}{\bar{\sigma}_{\text{Ni}}} \quad (19)$$

ここで、 $(RR)_{\text{exp}}^{\text{Ni}}$: ^{58}Co の γ 線(811 keV)を測定して決定する $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応の放射化反応率

σ_{Ni} : $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ 反応の断面積

σ_{dam} : 黒鉛のはじき出し断面積である。 $\langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}}$ の値は 1.81 と報告されている⁽¹⁴⁾。(17)式から, JMTR における Φ^{BDN} は

$$\Phi^{\text{BDN}} \equiv \langle \Phi_{\text{Ni}} \rangle_{\text{DIDO}} = \frac{\langle \text{DAR} \rangle_{\text{JMTR}}}{\langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}}} \langle \Phi_{\text{Fe}} \rangle_{\text{JMTR}} \quad (20)$$

となる。さらに(13)式を用いて Φ^{BDN} を $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ で表わせば,

$$\Phi^{\text{BDN}} = \frac{\langle \text{DAR} \rangle_{\text{JMTR}}}{\langle \text{DAR} \rangle_{\text{DIDO}}} \cdot \frac{(\sigma_{\text{Fe}})_{1.0}}{\sigma_{\text{Fe}}} \Phi(>1.0 \text{ MeV}) \quad (21)$$

となる。Table 6 に Φ^{BDN} と $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ との関係を示す。

Table 6 Normalized ratios of equivalent DIDO Ni fission neutron fluence to neutron fluences above 1.0 MeV and 0.18 MeV

Region	Φ^{BDN}	
	$\Phi(>1.0 \text{ MeV})$	$\Phi(>0.18 \text{ MeV})$
Fuel region	1.21	0.60
Be-1 reflector	1.25	0.60
Be-2 reflector	1.47	0.64
OGL-1 loop	1.72	0.61

Reed ら⁽¹⁵⁾は, いくつかの原子炉における Φ^{BDN} と 0.18MeV 以上の中性子照射量の比 $\Phi^{\text{BDN}}/\Phi(>0.18 \text{ MeV})$ を求め, この値は炉型(中性子エネルギースペクトル)にはあまり依存せず, ほぼ 0.65 の値を取ると報告している。JMTR においてもこの値を求めて Table 6 に示した。JMTR における $\Phi^{\text{BDN}}/\Phi(>0.18 \text{ MeV})$ の値は 0.60~0.64 となり, 中性子エネルギースペクトル依存性を示している。今回のように $\Phi^{\text{BDN}}/\Phi(>0.18 \text{ MeV})$ の値に中性子エネルギースペクトル依存性が見られたのは, 現在は核データが充実し, かつ計算コードの発

達により詳細な中性子エネルギースペクトルが得られるようになったためである。

4. Displacement Damage

Displacement per atom (dpa) は中性子照射や重イオン照射等によって, 原子が正規の格子位置よりはじき出される原子 1 個当りの数である。中性子照射の場合 dpa は次式によって表わされる。

$$\text{dpa} = t \int_0^{\infty} \sigma_{\text{dam}}(E) \phi(E) dE \quad (22)$$

この dpa は, 中性子エネルギーに依存した損傷の程度を表わす中性子照射量として使用されている。本報では, JMTR の各照射領域において各種材料試料を 1 sec 照射した場合の dpa, すなわち Displacement damage rate, dpa/sec を計算して Table 7 に示す。この計算において使用した各照射領域の中性子エネルギースペクトル $\phi(E)$ は, 1.0 MeV 以上の中性子フラックス $\phi(>1.0 \text{ MeV})$ が

$$\phi(>1.0 \text{ MeV}) = \int_{1.0 \text{ MeV}}^{\infty} \phi(E) dE = 1.0 \times 10^8 \quad (n/\text{cm}^2 \cdot \text{s}) \quad (23)$$

を満足するものである。以上より Fe モニタの測定から得られる $\Phi(>1.0 \text{ MeV})$ と Table 7 を用いて, JMTR の各領域で照射した材料中の dpa を知ることができる。

dpa は原子の正規の格子位置からのはじき出し数という損傷の程度に関連した照射量として非常に有効である。中性子照射損傷を重イオンや電子線による照射損傷と比較する場合, 1.0 MeV 以上または 0.1 MeV 以上の中性子フルエンス値は何の意味も持たない。このような場合は, 中性子照射量, 重イオン照射量および電子線照射量を dpa で評価することによって相互比較が可能となる。

Table 7 Displacement damage rates in typical materials irradiated in JMTR

Material	Effective displacement threshold energy (eV)	Displacement damage rate ($\times 10^{-8}$ dpa/sec)				
		Fuel region	Be-1 reflector	Be-2 reflector	Al-1 reflector	OGL-1 loop
Fe	40	1.44	1.47	1.55	1.59	—
Ni	40	1.51	1.58	1.73	1.75	—
Cr	40	1.41	1.47	1.59	1.61	—
Mo	62	0.703	0.736	0.827	0.875	—
SUS 316	40	1.43	1.46	1.56	1.59	—
SUS 304	40	1.44	1.48	1.57	1.60	—
Graphite	47	1.04	1.11	1.30	—	1.37
Nb	60	0.973	0.993	—	—	—
V	43	1.67	1.74	—	—	—

This shows the values of displacement damage rate per unit fast flux ($>1.0 \text{ MeV}$, $1 \times 10^{13} n/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$).

5. Gas (He, H) Production

各照射領域で照射した材料中の He および H の生成

率(atom parts per million/sec, appm/sec)を次式により求め、Table 8 に示す。

Table 8 Gas production rates in typical materials irradiated in JMTR

Material	Gas production rate ($\times 10^{-9}$ appm/sec)									
	Fuel region		Be-1 reflector		Be-2 reflector		Al-1 reflector		OGL-1 loop	
	He	H	He	H	He	H	He	H	He	H
Fe	3.15	62.9	3.71	61.9	3.54	55.4	3.42	52.3	—	—
Ni	47.3†	816	50.4†	773	46.8†	682	44.9†	643	—	—
Cr	1.03	16.5	1.28	17.5	1.23	16.1	1.19	15.4	—	—
Mo	1.27	11.9	1.54	11.6	1.49	10.5	1.44	9.93	—	—
SUS 316	8.04†	144	8.84†	139	8.29†	123	7.96†	116	—	—
SUS 304	6.85†	124	7.59†	120	7.13†	106	6.85†	100	—	—
Graphite	11.6	0.00	14.5	0.00	14.0	0.00	—	—	10.6	0.00
Nb	0.597	5.66	0.695	6.24	—	—	—	—	—	—
V	0.192	9.39	0.262	10.3	—	—	—	—	—	—

This shows the values of gas production rate per unit fast flux (>1.0 MeV, 1×10^{13} n/cm²·s).

† There are the He production rates from direct processes only; they do not include the two-step He production from ⁵⁸Ni.

$$\text{appm/sec} = 1 \times 10^6 \int_0^\infty \sigma_{\alpha,p}(E) \phi(E) dE \quad (24)$$

ここで、 $\sigma_{\alpha,p}(E)$ は (n, α) または (n, p) 反応の断面積であり、 $\phi(E)$ は(23)式を満足する。Table 8 における Ni または Ni を成分とする合金(SUS 304, SUS 316)の He 生成率には、熱中性子と Ni の 2 段反応 $^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}(n, \alpha)^{56}\text{Fe}$ による He を考慮していない。

Ni を熱中性子で照射すると、

ここで、 n_{th} : 熱中性子

の 2 段反応によって He が生成される。照射前の ^{58}Ni の原子数を $^{58}\text{Ni}(0)$ とすると、熱中性子フラックスが ϕ_{th} の原子炉で t sec 照射したとき生成される He 原子の数 $N_{He}(t)$ は次式で示される。

$$N_{He}(t) = \frac{\sigma_1 \sigma_2}{\sigma_2 - \sigma_1} ^{58}\text{Ni}(0) \phi_{th} \left[\frac{1 - \exp(-\sigma_1 \phi_{th} t)}{\sigma_1 \phi_{th}} + \frac{\exp(-\sigma_2 \phi_{th} t) - 1}{\sigma_2 \phi_{th}} \right] \quad (27)$$

ここで σ_1, σ_2 はそれぞれ(25), (26)式の中性子反応断面積を示す。 σ_1 は 4.2 b であるが、 ^{58}Ni は天然に存在しないため σ_2 は確定していない。この断面積についてはいろいろの値が出されているが、Ganesan の報告している 13.62 b⁽¹⁰⁾ を用いると、(27)式は McElroy らの実験式⁽¹⁷⁾

$$N_{He}(\text{atoms/g of Ni}) = 9.8 \times 10^{-10} (\phi_{th} t)^{1.68} \quad (28)$$

と良く一致する。高中性子束熱中性子炉を用いて Ni を含む核融合炉構造材の研究をする場合、この熱中性子との 2 段反応による He 生成量の評価は非常に重要である。

V. 各種原子炉における Displacement Damage Rate および Gas Production Rate

JMTR の燃料領域(1.0 MeV 以上の中性子フラックスの平均値 $= 1.5 \times 10^{14}$ n/cm²·s)において照射した材料中の Displacement damage rate および Gas production rate を Table 7, 8 を使用して求め、Oak Ridge Research Reactor (ORR), High Flux Isotope Reactor (HFIR), Experimental Breeder Reactor-II (EBR-II) および核融合炉の第 1 壁(エネルギー負荷率 $= 1$ MW/m²)の値⁽¹⁸⁾とともに Table 9 に示す。JMTR と ORR は材料照射に関しては、同程度の性能を持っていることがわかる。また核融合炉の場合は、核分裂炉に比較して Gas production rate が非常に大きい。これは核融合炉第 1 壁における中性子の大半が 14 MeV 近傍の高いエネルギーを持つためである。

また、JMTR は年間約 5 サイクル運転され、1 サイクル運転時の $\Phi(>1.0$ MeV) の値は、燃料領域内照射孔で 3×10^{20} n/cm², Be 反射体 1 層で 1×10^{20} n/cm², Be 反射体 2 層で 3×10^{19} n/cm², Al 反射体 1 層で 9×10^{18} n/cm² 程度である。

Table 9 Displacement damage rates and gas production rates for typical nuclear facilities

Material	Effective displacement threshold energy (eV)	JMTR (Fuel region)			ORR (C-3)			HFIR (PTP)		
		dpa ($\times 10^{-7}$ dpa/sec)	He ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	H ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	dpa ($\times 10^{-7}$ dpa/sec)	He ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	H ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	dpa ($\times 10^{-7}$ dpa/sec)	He ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	H ($\times 10^{-7}$ appm/sec)
Fe	40	2.16	0.473	9.44	2.13	0.623	10.7	10.2	2.84	52.4
Ni	40	2.27	7.10†	122	2.25	8.88†	136	11.0	42.5†	671
Cr	40	2.12	0.155	2.48	2.41	0.227	3.14	11.6	0.990	14.9
SUS 316	40	2.15	1.21†	21.6	2.18	1.53†	24.2	10.4	7.23†	119
Nb	60	1.46	0.0896	0.849	1.43	0.155	1.10	6.77	0.715	5.14
V	43	2.51	0.0288	1.41	2.65	0.0468	1.90	12.8	0.182	9.08

Material	Effective displacement threshold energy (eV)	EBR-II (Row 2)			Fusion reactor†† (First wall)		
		dpa ($\times 10^{-7}$ dpa/sec)	He ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	H ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	dpa ($\times 10^{-7}$ dpa/sec)	He ($\times 10^{-7}$ appm/sec)	H ($\times 10^{-7}$ appm/sec)
Fe	40	9.93	2.80	35.3	3.62	34.9	151
Ni	40	11.0	29.7	424	3.87	130	397
Cr	40	11.4	1.32	11.7	3.58	32.6	100
SUS 316	40	10.3	5.73	77.1	3.61	45.4	169
Nb	60	7.51	0.685	4.13	2.31	9.18	33.3
V	43	12.4	0.398	7.28	3.63	15.0	78.2

† There are the He production rates from direct processes only; they do not include the two-step He production from ^{58}Ni .

†† Neutron wall loading: 1 MW/m²

VI. 結 論

中性子エネルギースペクトルの情報を含む照射量のいくつかを検討し、これらと JMTR の各照射領域における 1.0 MeV 以上の中性子フルエンス値との関係を求めた。これらの結果を利用すると、JMTR において照射試験した各種材料に対して、その中性子照射量を中性子エネルギースペクトルの情報を含む照射量で評価することができる。また、これら各種照射量を、中性子エネルギースペクトルの異なる原子炉において得た照射データの共通のパラメータとして使用すると、現在の核データおよび中性子エネルギースペクトル計算コードの精度から判断して、10~15% の精度 (relative accuracy)⁽¹⁹⁾ で各照射データを相互比較することが可能である。

さらに、原子炉構造材に及ぼす中性子照射効果の程度に関して、JMTR, ORR, HFIR, EBR-II および核融合炉間の比較を行なった。

終りに、本研究を進めるに当り有益なご助言、ご指導を頂いた日本原子力研究所試料試験炉部の日高丘平前部長、神原忠則部長、佐藤雅幸氏、小山田二郎氏および燃料工學部の白石健介氏に厚く謝意を表します。また、はじき出し断面積の計算に当りご尽力頂いた材料試験炉部の白石忠男氏に感謝します。

—参考文献—

- (1) ENGLE, W.W., Jr.: A User's Manual for ANISN, K-1693, (1967).
- (2) SCHENTER, R.E., MANN, F.N.: ENDF/B-V Dosimetry File, BNL/NC-17541 (ENDF-201), Tap No. 531 and Mat. No. 6430, (1980).
- (3) McELROY, W.N., et al.: AFWL-TR-67-41, (1967).
- (4) SAKURAI, K.: Measurement and evaluation of neutron spectra above 0.1 MeV in the JMTR, Nucl. Instrum. Methods, In press.
- (5) ARUGA, T., SHIRAIISHI, K.: To be published in JAERI-M report.
- (6) LINDHARD, J., et al.: Mat. Fys. Medd. Dan. Vid. Selsk., 33, No. 10 (1963).
- (7) DORAN, D.G.: Nucl. Sci. Eng., 49, 130 (1972).
- (8) GABRIEL, T.A., et al.: ibid., 61, 21 (1976).
- (9) DRAKE, M.K.: BNL-50274(T-601), (1970).
- (10) GOEL, D.: KFK-2386-2, (1977).
- (11) NORGETT, M.T., ROBINSON, M.T., TORRENS, I.M.: Nucl. Eng. Design, 33, 50 (1976).
- (12) ETHERINGTON, E.W., et al.: ibid., 33, 82 (1976).
- (13) ZIJP, W.L., RIEFFE, H.: RCN-161, (1972).
- (14) GENTHON, J.P., et al.: EUR-5274, (1975).
- (15) REED, D.L., EVERETT, M.R., BLACKSTONE, R.: Proc. IAEA Symp. Radiation Damage in Reactor Materials, IAEA, Vienna, Vol. 2, 115 (1969).
- (16) GANESAN, S.: J. Nucl. Mater., 62, 329 (1976).
- (17) McELROY, W.N., FARRER, H.: U.S.AEC Symposium Series (Ed. CORBETT, T.W., IANNIELLO, L.C.), Vol. 26, 187 (1972).
- (18) DAVIS, J.W., KULCINSKI, G.L., SUNG, T.Y.: DOE/ET-0058/1, (1978).
- (19) GREENWOOD, L.R.: J. Nucl. Mater., 108 & 109, 21 (1982).