

令和 6 年 1 月 15 日
 日本原子力研究開発機構
 臨界ホット試験技術部

●実験装荷物のメンテナンスに関して、
 運転で生じる棒状燃料中の FP 及び実験用装荷物の放射化について、
 (1) 基本炉心と異なる核種はあるか

<回答>

実験用装荷物のうちで被ばくに寄与する核種としては、デブリ構造材模擬体（鉄）の材料であるステンレス鋼の放射化核種^[1]である Co-60 と Fe-55 のうち、 γ 線源である Co-60 が挙げられる。なお、コンクリートの代表的な放射化核種^[1]である H-3 は β 線源であり、問題にならない。その他、実験用装荷物に使用されている他の材料（アルミニウム、ジルコニウム及び鉛）について、鉛とジルコニウムは、下表のようにコバルトと比較して微視的中性子捕獲断面積が 2 桁、巨視的中性子捕獲断面積が 1 桁小さく、コバルトの評価に包含される。また、アルミニウムについては、放射化で生成される Al-28 は半減期が 2.245 min^[2]であり、短時間で減衰する（30 分後には約 1 万分の 1 となる）ため無視できる。

放射捕獲断面積の比較

材料	密度 ρ	原子量 $M^{[3]}$	個数密度 n (10^{24} 個/cm ³) $\rho / M \times N_A$	微視的 中性子捕獲 断面積 $\sigma^{[2]}$ (barn = 10^{-24} cm ²)	巨視的 中性子捕獲 断面積 Σ (cm ⁻¹) $n \times \sigma$
コバルト (SUS304 中)	0.08 ^{[3]†}	58.93	8.10E-04	37.21	3.01E-02
アルミニウム	2.70 ^[5]	26.98	6.02E-02	0.2303	1.39E-02
鉛	11.34 ^[4]	207.20	3.29E-02	0.1534	5.05E-03
ジルコニウム (ジルカロイ-4 中)	6.44 ^[6]	91.22	4.25E-02	0.1957	8.31E-03

アボガドロ数 $N_A = 6.02 \times 10^{23}$ ^[3]

†ステンレス鋼の密度 (SUS304, 7.93 g/cm³) ^[3]の 1 wt%と仮定して評価。

(2) 400 μ Sv/h を切って入室インターロックが解除された時点での線源の内訳を定量的に示すこと。

<回答>

線量率が 400 μ Sv/h を下回って以降、炉室(S)の放射線量率が 200 μ Sv/h 以下となると遮蔽扉のインターロックが解除される。この時点の線源の内訳を評価する。基本炉心の運転後の線量評価結果(図1及び図2)によると、1運転当たりの最大積算出力である 0.1 kWh で運転した場合、炉心から 4 m¹の位置の放射線量率が 200 μ Sv/h を下回るまで約 10 h を要し、このときに炉心から放出される核分裂生成物由来の γ 線は 1.5×10^{11} 本/s である。

一方、上記の運転で炉心において核分裂により発生する中性子を 1 核分裂当たり 2.5 個とし、核分裂連鎖反応の継続に使用される 1 個を除いた中性子 1.5 個が、すべて放射化に寄与して Co-60 を生成したとすると、Co-60 の数は以下の式で求められる。なお、1 核分裂当たりの熱エネルギー発生量は 200 MeV (= 8.9×10^{-18} kWh) とする。

$$\frac{0.1 \text{ kWh}}{8.9 \times 10^{-18} \text{ kWh}} \times 1.5 = 1.7 \times 10^{16}$$

Co-60 は、崩壊の際にエネルギーがそれぞれ 1.173 MeV, 1.332 MeV である 2 本の γ 線を放出する[2]。Co-60 の崩壊定数を 4.2×10^{-9} (1/s)[2]とした場合、下式のとおり、放射化由来の γ 線の放出率は 1.4×10^8 本/s である。

$$1.7 \times 10^{16} \times 4.2 \times 10^{-9} \text{ (1/s)} \times 2 \text{ (本)} = 1.4 \times 10^8 \text{ (本/s)}$$

以上より、放射線量率 200 μ Sv/h になったときの放射化由来の γ 線は、核分裂生成物由来の γ 線に対して、多めに見積っても $1.4 \times 10^8 / 1.5 \times 10^{11} = 0.093\%$ 程度である。また、実効線量としては 1%未満(下式のとおり、約 1.9 μ Sv/h (200 μ Sv/h の 1%未満))である。

$$\Phi = \frac{1.4 \times 10^8}{4\pi(400)^2} = 7.0 \times 10^1 \text{ (本/s/cm}^2\text{)}$$

$$E = \Phi \times 3600 \times f = 1.9 \text{ (\mu Sv/h)}$$

ただし

Φ : 炉心から 4 m (400 cm)地点のフルエンス (本/s/cm²)

E : 実効線量 (Sv/h)

f : 2 MeV の γ 線に対する実効線量換算係数 7.45×10^{-6} (μ Sv \cdot cm²)^[4]

¹ 炉心から線量率計までの距離は約 6.3 m だが、線量低下までの時間を長くし、放射化由来の γ 線を多く見積るため実機より近い距離で評価する。

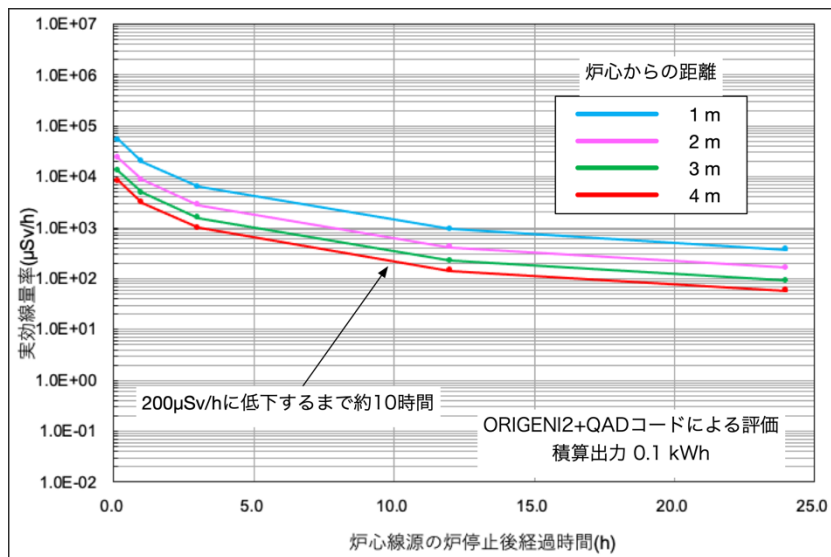


図1 基本炉心の停止後の実効線量率評価結果

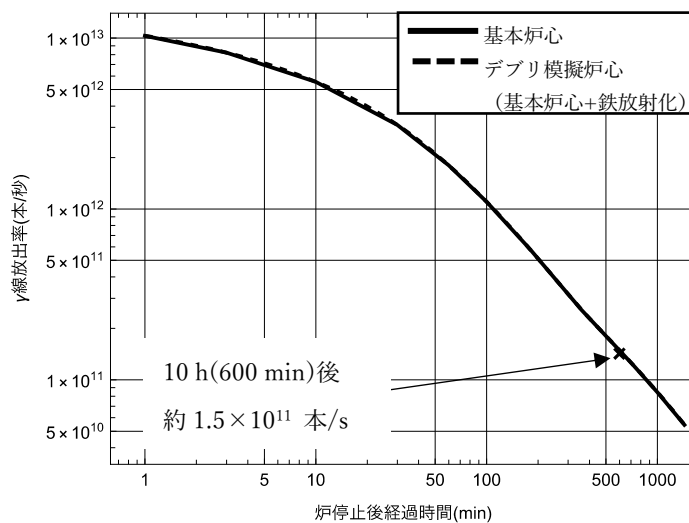


図2 0.1 kWh 積算出力運転後の γ 線放出率

(3)実験用装荷物をハンドリングする観点から見た場合、炉心から 1 m の距離における実験用装荷物の放射化物由来の実効線量はどの程度になるか。

<回答>

(2)の回答における放射化物由来の実効線量の比率（約 1 %未満）は距離によらず同じである。本評価の条件において炉心から 4 m の距離で放射線量率が $200 \mu\text{Sv/h}$ であるとき、1 m の距離ではその 16 倍の 3.2 mSv/h であり、実験用装荷物の放射化物由来の放射線量率は $32 \mu\text{Sv/h}$ 未満と見積られる。

このような場合、作業時間によっては 1 回の作業で実効線量が 1 mSv を超えるため、時間減衰を待って作業する。

参考文献

- [1] 永田ら、「JMTR 原子炉施設に残存する放射化汚染物の放射エネルギー評価」、JAEA-Technology 2022-017、日本原子力研究開発機構、(2022).
- [2] (公社)日本アイソトープ協会、「アイソトープ手帳 12 版」、(2020).
- [3] 奥野ら、「臨界安全ハンドブック・データ集第 2 版」、JAEA-Data/Code 2009-010、日本原子力研究開発機構、(2009).
- [4] (公財)原子力安全技術センター、「放射線施設の遮蔽計算実務（放射線）データ集」、(2015).
- [5] 国立天文台、「理科年表 2023」、(2023).
- [6] 小室ら、「断面積セット作成プログラム MAIL3.0 使用手引書」、JAERI-M 90-126、日本原子力研究所、(1990).