

発明の名称 未臨界度を監視する方法

特許請求の範囲

➤ 請求項目

事故原子炉、自発核分裂核種を含む核燃料取扱施設及び使用済燃料長期保管施設内の FP ガスを捕集し、その放出ガンマ線を計測することにより、FP ガス中のクリプトンとキセノン核種の比率を求め未臨界度を推定する臨界監視の方法。

要約書

➤ 課題

自発核分裂核種を含む核燃料を取り扱う施設で、(1) 事故原子炉のように多くの構造材により遮蔽されていて、中性子を測定するのが困難な施設や、(2) 臨界接近時に中性子の立ち上がり急激で、作業従事者の退避の時間的余裕をとりづらい施設及び (3) 通常は臨界になる可能性はほとんどないが、長期間に亘る核燃料の保管により、被覆材が破損したりして核燃料が移動・偏析した場合を想定して臨界監視しなければならない施設、の臨界監視の方法。

➤ 解決手段

簡単化した一例を示す。自発核分裂と中性子連鎖反応による誘発核分裂 (^{235}U の場合) で、FP ガス中の核種組成が異なることに着目し、希ガスから放出されるガンマ線を測定しクリプトンとキセノンの比を求め、その結果得られる自発と誘発の核分裂の比率 $R_0(\text{Kr}/\text{Xe})$ を導出し未臨界度 $\frac{1-k_{eff}}{k_{eff}}$ を推定する。

➤ 効果

原子炉事故炉心の熔融燃料の取り出し作業者並びに核燃料取扱施設の従事者の臨界事故時の早期退避及び、使用済燃料の長期保管施設の臨界安全確保に役立つ。

➤ 選択図及び表

図 1, 2, 3, 4

表 1, 2, 3

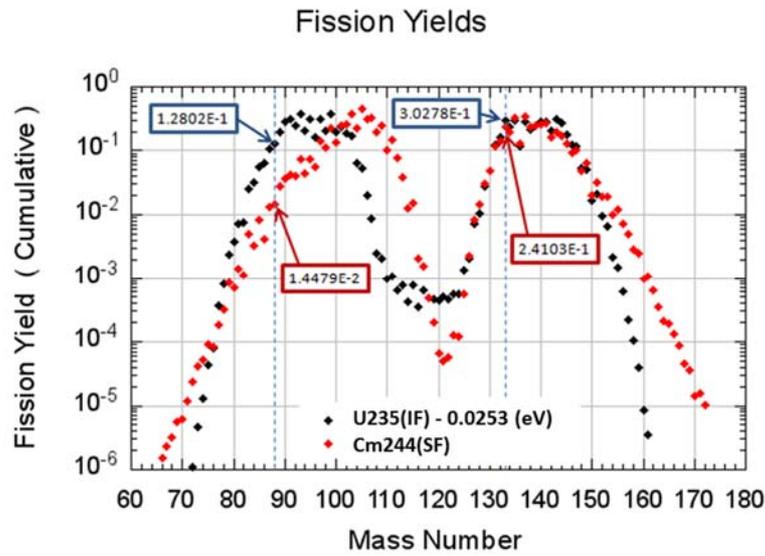


図1 核分裂生成物収率の差異

- ▶ ^{244}Cm による自発核分裂と ^{235}U の熱中性子による核分裂の収率分布は大きく異なる。
- ▶ 質量数 88 と 133 を例にとると収率の比は ^{244}Cm , ^{235}U の場合はそれぞれ 1.34, 1.90 となり大きく異なっている。

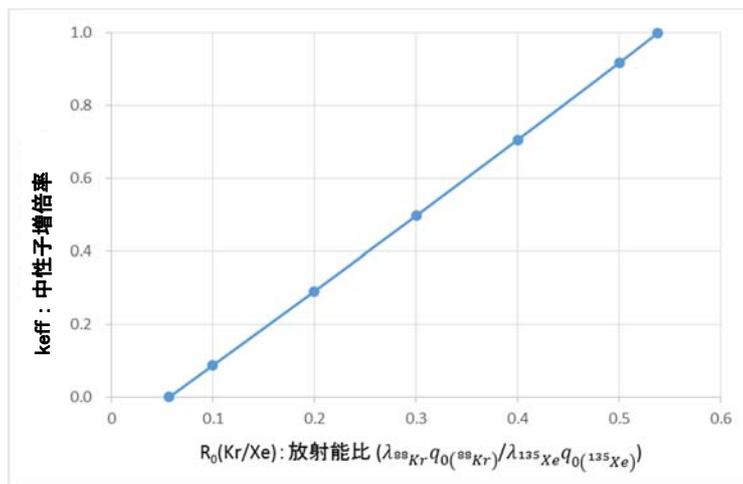


図2 ^{88}Kr と ^{135}Xe の放射能比と中性子増倍率

$$\lambda_{Xe} \times q_0(Xe) = Y_{Cm}(Xe) \times \frac{S_0(Cm)}{\nu_{SF}} + Y_U(Xe) \times \frac{S_0(Cm)}{\nu_{IF}} \times \frac{keff}{1 - keff}$$

$$\lambda_{Kr} \times q_0(Kr) = Y_{Cm}(Kr) \times \frac{S_0(Cm)}{\nu_{SF}} + Y_U(Kr) \times \frac{S_0(Cm)}{\nu_{IF}} \times \frac{keff}{1 - keff}$$

$$R_0(Kr/Xe) \equiv \frac{\lambda_{Kr} \times q_0(Kr)}{\lambda_{Xe} \times q_0(Xe)}, \quad q_0: \text{equilibrium number density of nuclides}$$

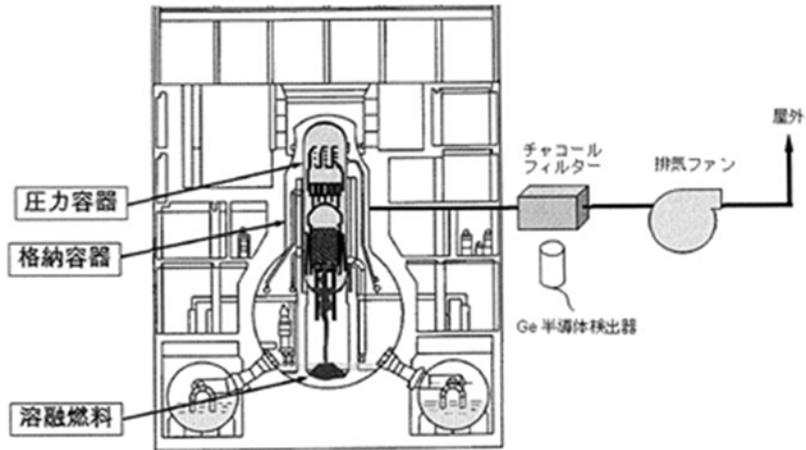


図3 事故炉心からのFPを測定している系統の模式図（実施例1）

- ▶ 福島第一原子力発電所等の燃料デブリ（核燃料と構造材の熔融体）を含む事故現場の中性子増倍率を推定できる。

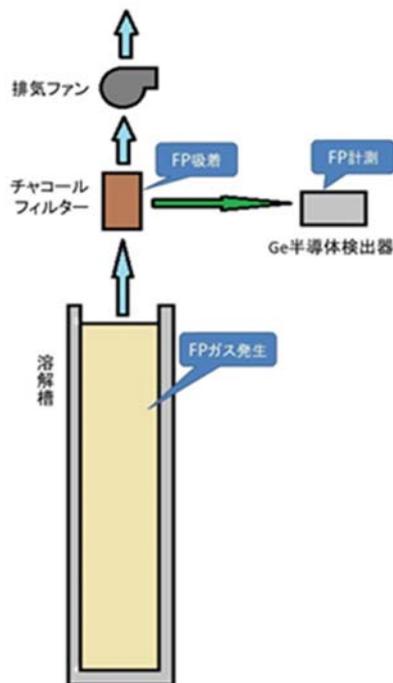


図4 再処理工程溶解槽の臨界監視模式図（実施例2）

- ▶ FPを常時観測し未臨界度を把握することにより燃料再処理工場等での臨界事故を防ぐことができる。

表 1 原子炉過酷事故時に検出される可能性のある放射性希ガス核種とその関連データ

核種 (半減期)	プレカーサー (半減期)	主な γ 線[MeV] (放出率[%])	^{235}U の 核分裂収率[%]	^{244}Cm の自発 核分裂収率[%]
$^{85\text{m}}\text{Kr}$ (4.48 h)	^{85}Br (2.9 m)	0.305 (14)	1.40±0.11	0.212±0.034
^{87}Kr (76 min)	^{87}Br (55.6 s)	0.403 (50)	2.60±0.05	0.364±0.164
^{88}Kr (2.84 h)	^{88}Br (16.6 s)	2.392 (35)	3.51±0.08	0.423±0.271
$^{131\text{m}}\text{Xe}$ (11.8 d)	^{131}I (8.04 d)	0.164 (1.9)	0.0318±0.009	0.033 ₁ ±0.010 ₁
$^{133\text{m}}\text{Xe}$ (2.19 d)	^{133}I (20.9 h)	0.233 (10)	0.196±0.125	0.175±0.111
^{133}Xe (5.25 d)		0.081 (37)	6.69±4.28	5.66±3.62
$^{135\text{m}}\text{Xe}$ (15.7 min)	^{135}I (6.61 h)	0.527 (81)	1.22±0.12	1.76±0.54
^{135}Xe (9.10 h)		0.250 (90)	6.52±0.05	7.47±0.30
^{138}Xe (14.1 min)	^{138}I (6.5 s)	0.258 (30)	6.29±0.09	6.53±1.04

K. Shibata, *et al.*, "JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,"

J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011)

表 2 実施例 1 熔融燃料の核種組成 (アクチニド核種重量)

アクチニド核種	炉心全体 (kg)
U-235	1.06E+03
U-238	6.48E+04
Pu-238	6.58E+00
Pu-239	2.68E+02
Pu-240	7.42E+01
Pu-241	6.54E+01
Pu-242	2.37E+01
Np-237	2.22E+01
Am-241	2.31E+00
Cm-242	2.95E-03
Cm-244	1.87E+00

表 3 実施例 2 使用済燃料再処理施設溶解槽の核種組成
(濃縮度 4.0% 燃焼度 40GWD/T, 4 年冷却時使用済燃料)

アクチニド核種	溶解槽中核種組成 (g/tonHM)
U-235	8.32E+03
U-238	9.35E+05
Pu-238	2.12E+02
Pu-239	4.88E+03
Pu-240	2.37E+03
Pu-241	1.06E+03
Pu-242	5.10E+02
Np-237	5.95E+02
Am-241	2.83E+02
Cm-242	4.26E-02
Cm-244	2.71E+01