

【公開版】

提出年月日	令和元年 12 月 26 日 R 1
日本原燃株式会社	

M O X 燃 料 加 工 施 設 に お け る
新 規 制 基 準 に 対 す る 適 合 性

安全審査 整理資料

第 15 条 : 設計基準事故の拡大の防止

目次

1章 基準適合性

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

1.2 要求事項に対する適合性

1.3 規則への適合性

2. 設計基準事故に係る方針

2.1 安全評価に関する基本方針

2.2 設計基準事故の選定

2.3 解析に当たって考慮する事項

2.4 設計基準事故の評価

2.5 結論

2章 補足説明資料

2章 補足説明資料

MOX燃料加工施設 安全審査 整理資料 補足説明資料リスト
第15条:設計基準事故の拡大の防止

MOX燃料加工施設 安全審査 整理資料 補足説明資料				備考
資料No.	名称	提出日	Rev	
補足説明資料1-1	設計基準事故の選定について			
補足説明資料1-2	グローブボックス排気設備停止時におけるグローブボックスの温度評価	<u>12/26</u>	<u>0</u>	
補足説明資料1-3	放射性物質の放出量の評価について	<u>12/26</u>	<u>0</u>	

令和元年 12 月 26 日 R0

補足説明資料 1 - 2 (15 条)

グローブボックス排気設備停止時における グローブボックスの温度評価

本施設では、グローブボックス内の負圧維持のために換気する設計であることから、換気設備によりMOXの崩壊熱を除去する。換気設備のグローブボックス排風機には予備機を設け、当該排風機が故障した場合には自動的に予備機に切り替わる設計とする。また、グローブボックス排風機は、外部電源喪失時には非常用所内電源設備から電力を自動的に供給する設計であるため、グローブボックス内の負圧を維持できる。

ここでは、全交流電源が喪失し、グローブボックス排気設備が停止した際、崩壊熱による閉じ込め機能の不全に至るおそれのある事象のうち、最も発熱量の大きいスクラップ貯蔵設備において、崩壊熱が最も厳しくなるよう再処理施設において再処理する使用済燃料の燃焼条件及び冷却期間を設定することにより発熱量 $30\text{W/kg}\cdot\text{Pu}$ を想定し、評価を実施した。（評価モデルは図1参照）

なお、スクラップ貯蔵設備は、表1に示すようにグローブボックス内に設置する貯蔵施設のうち最も発熱量の大きい設備である。また、プルトニウムの発熱量($30\text{W/kg}\cdot\text{Pu}$)は、再処理後の経過時間を制限せず、最大となる崩壊熱量(再処理後約30年)を安全側の評価となるように設定した値である。（再処理施設のウラン・プルトニウム混合酸化物貯蔵設備の条件と同じ値）

図2に示す評価結果よりグローブボックスのパネル（ポリカーボネイト）の健全性を確保するための制限温度（荷重たわみ温度 135°C ）に達するまでに1週間以上を要し、閉じ込め機能の不全に至るまでに

時間的な余裕がある。なお、ポリカーボネイトの融点は 240℃であり、評価結果と比較すると温度は低く、融点に達することはない。

表 1 貯蔵施設（グローブボックス）の発熱量

設備名称	最大プルトニウム貯蔵量(t・P u)	発熱量(kW)
原料MOX粉末缶 一時保管設備	0.18 (最大貯蔵能力0.3t・HM, プルトニウム富化度60%)	5.4
粉末一時保管設備	1.46 ^(注1)	43.8
ペレット一時保管 設備	0.306 (最大貯蔵能力1.7t・HM, プルトニウム富化度18%)	9.18
スクラップ貯蔵設 備	1.62 ^(注2)	48.6
製品ペレット貯蔵 設備	1.134 (最大貯蔵能力6.3t・HM, プルトニウム富化度18%)	34.02

(注1) プルトニウム質量は、崩壊熱を考慮し、1.46t・P uを上限とする。

(注2) プルトニウム質量は、崩壊熱を考慮し、1.62t・P uを上限とする。

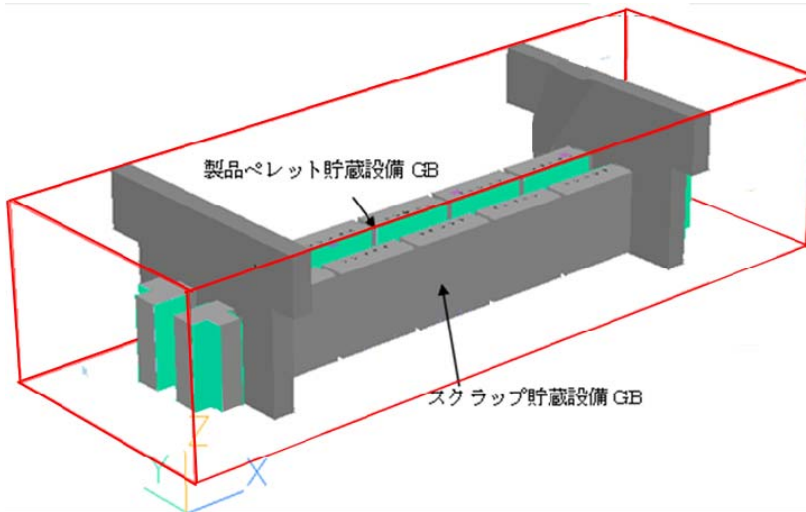


図1 評価モデル

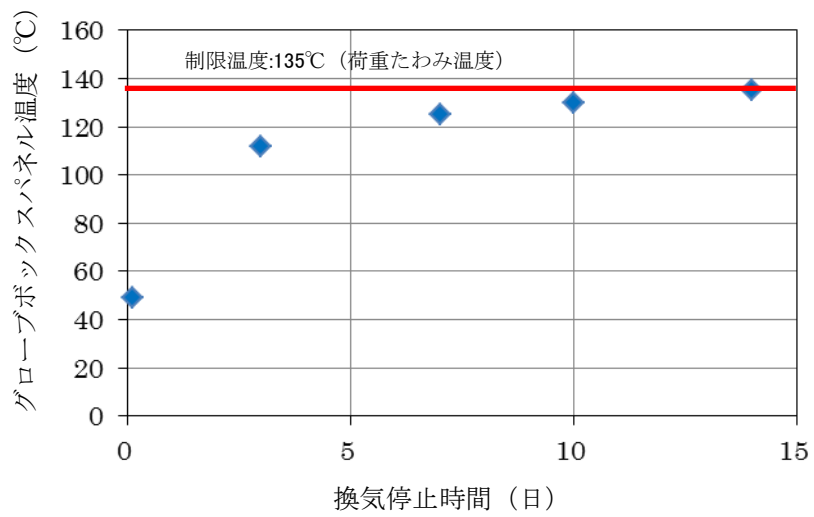


図2 評価結果

令和元年 12 月 26 日 R0

補足説明資料 1 - 3 (15 条)

放射性物質の放出量の評価について

設計基準事故における敷地境界の実効線量評価については、MOX粉末が気相中に移行し、浮遊したMOX粉末が高性能エアフィルタを通過して放出されるMOX粉末の放出量を評価する。

大気拡散の計算に使用する放出源は、排気口の地上高さ及び排気口からの吹上げを考慮せずにより厳しい評価となるよう地上放出とする。

空気中に浮遊し、燃料加工建屋外に放出されたMOX粉末が大気拡散して敷地境界に到達し、吸入により体内に取り込まれるとしたモデルを用いて実効線量の評価を行う。

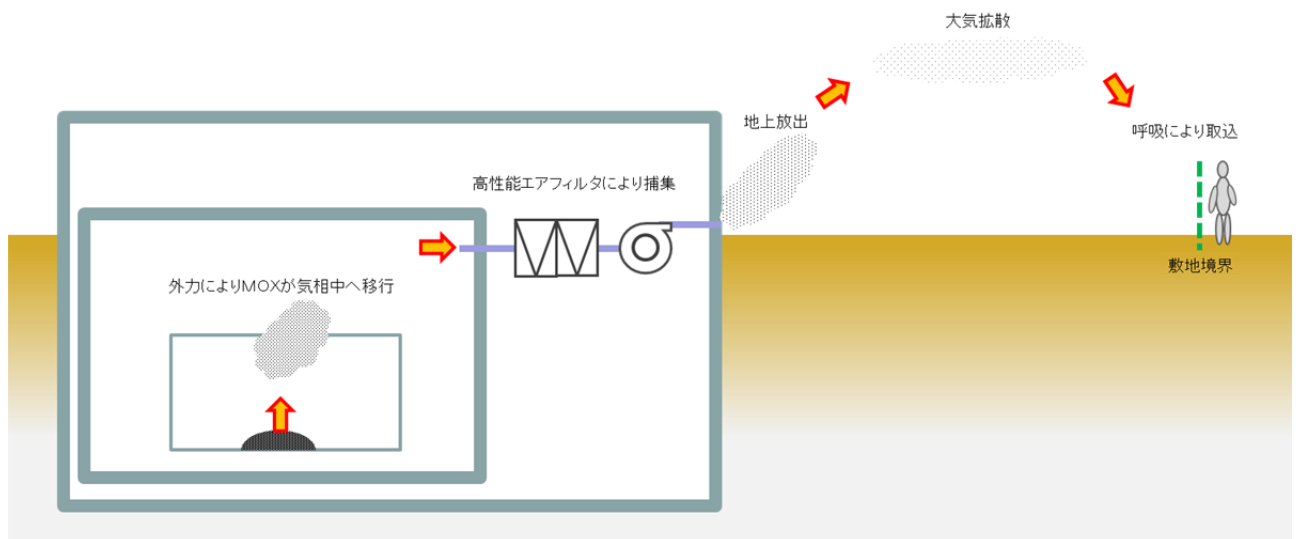


図1 評価モデルのイメージ

1. 計算について

敷地境界における吸入による実効線量の算出は、以下の式により算出する。

$$D_m = R \times \chi / Q \times \sum_i \{Q_i \times (H_{50})_i\}$$

D_m : 吸入による実効線量(Sv)

R : 呼吸率(m^3/s)

成人の活動時の呼吸率を $1.2m^3/h^{(1)}$ とする。

χ/Q : 相対濃度(s/m^3)

地上高 10m (標高 69m) における 2013 年 4 月から 2014 年 3 月までの 1 年間の観測資料を使用して求めた $8.1 \times 10^{-5} s/m^3$ を用いる。

Q_i : i 核種の大気放出量(Bq)

$(H_{50})_i$: i 核種の吸入摂取による 50 年の預託実効線量係数(Sv/Bq)

「ICRP Publication 72」⁽²⁾の実効線量係数を用い、本施設で取り扱うMOXは不溶性の酸化物であることから吸収タイプSを適用し、以下の値を用いる。

2. 計算における核組成について

プルトニウム同位体組成は以下のとおり設定する。

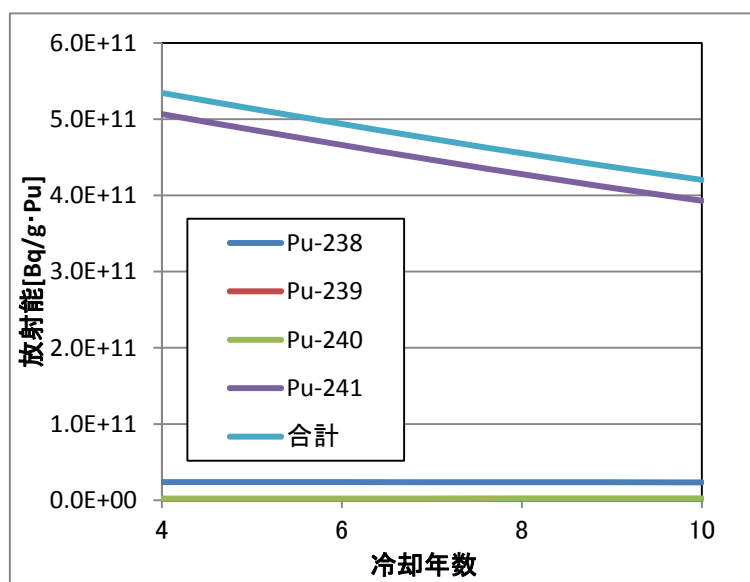
再処理する使用済燃料の燃焼条件（燃料型式，初期濃縮度，燃焼度及び比出力）及び冷却期間をパラメータとして，ORIGEN-2 コードで吸入による被ばくがより厳しい評価となるよう，以下のとおりとし，各プルトニウム核種の放出量を求める。

再処理する使用済燃料の冷却期間については，4年から10年の間で被ばくの観点で厳しくなるようにプルトニウム同位体組成を設定して

いる。仮に使用済燃料の冷却期間をより長く設定したとしても、半減期が短く比放射能が大きい核種であるプルトニウム-238 及びプルトニウム-241 の割合が減少するため、実効線量は低下する結果となる。

このため、冷却期間が長い使用済燃料を再処理して本施設で取り扱ったとしても、以下に示すプルトニウム同位体組成による実効線量を超えることはない。

表1 冷却年数と各核種の放射能の変化について



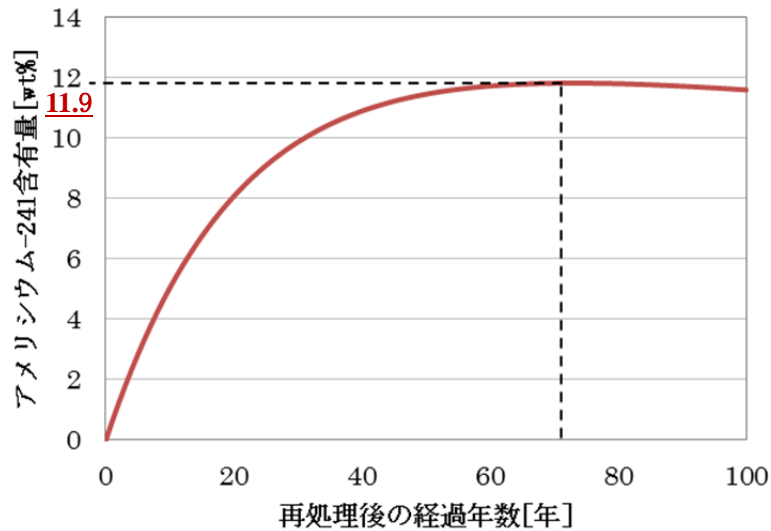
また、プルトニウム以外の組成として、再処理後の蓄積を考慮し、アメリシウム-241 をプルトニウム質量に対する比で 4.5% と設定している。

プルトニウム（アメリシウム-241 を含む。）に比べて、ウラン、不純物として含まれる核分裂生成物等については、公衆の被ばくへの寄与が小さいことから評価の対象外としている。

なお、アメリシウム-241 の質量比が最大となるのは 11.9% であり、

再処理してから73年後である。

表2 再処理後の経過年数に対するアメリシウム-241含有量の推移



3. 参考文献

- (1) 原子力安全委員会. 発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針. 1990.
- (2) ICRP. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides:Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients. ICRP Publication 72. 1996.