

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第 22 条（放射性廃棄物の廃棄施設）に係る説明書

2020 年 12 月 8 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗研究所高速実験炉部

目 次

今回説明範囲

1. 要求事項の整理
2. 要求事項への適合性
 - 2.1 基本方針
 - 2.2 気体廃棄物の廃棄施設
 - 2.3 液体廃棄物の廃棄設備
 - 2.4 固体廃棄物の廃棄設備
 - 2.5 放射性気体廃棄物処理及び放出管理
 - 2.6 放射性液体廃棄物処理及び放出管理
 - 2.7 放射性固体廃棄物処理
 - 2.8 通常運転時における一般公衆の実効線量評価
 - 2.9 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 22 条）への適合性説明

(別紙)

- 別紙 1 : 「炉心の変更」に関する基本方針
- 別紙 2 : 気体廃棄物処理設備に係る放射線モニタの種類、設置場所及び測定線種
- 別紙 3 : 液体廃棄物処理設備における放射性液体廃棄物の漏えい防止措置
- 別紙 4 : 液体廃棄物処理設備における放射性液体廃棄物の漏えいの検出及び拡大防止措置
- 別紙 5 : 放射性液体廃棄物の移送に係る原子炉施設と大洗研究所廃棄物管理施設の境界
- 別紙 6 : 廃液運搬車を用いた放射性液体廃棄物の受入れ等
- 別紙 7 : 放射性液体廃棄物 B が放射性液体廃棄物 A に混入した場合の対応
- 別紙 8 : 放射性固体廃棄物の貯蔵方法

別紙 9 : 放射性気体廃棄物の発生量の推定における Ar-41 及び C-14 の取扱い

2.5 放射性気体廃棄物処理及び放出管理

2.5.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量

(1) 放射性気体廃棄物の発生源

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッダに集約された後、廃ガスクーラー及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。

(2) 放射性気体廃棄物の推定発生量

放射性気体廃棄物の発生量の推定にあたっては、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定するものとする。なお、廃ガスには、アルゴンガス、窒素ガス及び冷却材中不純物の放射化により生成された放射性核種が含まれる。このうち、比較的半減期の長いものは、Ar-41及びC-14であるが、その放出量は、上記で仮定する放射性気体廃棄物と比較して無視できる程度である【放射性気体廃棄物の発生量の推定におけるAr-41及びC-14の取扱い:別紙9参照】。

全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^l)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_o})$$

ここで $(R_i^l)_w$: 全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

F_f : 破損燃料割合 0.01

K : 1 秒当たりの核分裂数 (fission/s)

Y_i : 核種 i の核分裂収率

λ_i : 核種 i の崩壊定数 (1/s)

T_0 : 最高燃焼度に対応する積算運転時間 (s)

また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量は以下の式により計算する。

$$(R_i^c)_w = F_f \cdot K \cdot Y_i \cdot \lambda_i$$

ここで $(R_i^c)_w$: 継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッドに集約された後、廃ガスクーラー及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排気筒に送られる。貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $5.9 \times 10^{14} \text{Bq/y}$ 及び約 $8.7 \times 10^8 \text{Bq/y}$ である(第 2.5.1 表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあつては、1 次冷却材中に存在するよう素の $10^{-3}\%$ が 1 次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率を 90% とした。

また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が $1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ 未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 $3.4 \times 10^{13} \text{Bq/y}$ 及び約 $3.1 \times 10^7 \text{Bq/y}$ となる(第 2.5.2 表参照)。

なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用要素において被覆管が開孔した場合に、1 次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1 次アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 $8.3 \times 10^{12} \text{Bq/y}$ 及び約 $1.0 \times 10^7 \text{Bq/y}$ である(第 2.5.3 表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の 1% に相当する量が、1 次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分に小さく、無視できる程度である。

2.5.2 放射性気体廃棄物の放出管理

気体廃棄物中の希ガス及びヨウ素の放出管理目標値は、以下のように設定する。

希ガス $6.2 \times 10^{14} \text{Bq/y}$

ヨウ素 (I-131 換算*) $8.9 \times 10^8 \text{Bq/y}$

* I-131、I-132、I-133、I-134 及び I-135 の吸入摂取による小児の実効線量係数を使用

第2.5.1表 貯留タンクを経由して放出（間欠放出）される核分裂生成ガス

核種	核分裂収率 (%)	半減期	ガンマ線 エネルギー (MeV)	貯留タンクへの 年間注入量*1 (Bq/y)	貯留タンク14日間 冷却後の排出量*1 (Bq/y)	主排気筒からの 年間放出量*1 (Bq/y)	
希ガス	Kr-83m	0.43	0.0025	5.0×10^{10}	~0	~0	
	Kr-85m	0.86	0.159	1.8×10^{12}	~0	~0	
	Kr-85	0.20	0.0022	1.2×10^{13}	1.1×10^{13}	1.1×10^{13}	
	Kr-87	1.58	0.793	3.2×10^{10}	~0	~0	
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	1.2×10^{12}	~0	~0
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	~0
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	~0
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	5.3×10^{13}	2.4×10^{13}	2.4×10^{13}
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	3.0×10^{13}	4.1×10^{11}	4.1×10^{11}
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.5×10^{15}	5.5×10^{14}	5.5×10^{14}
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	6.2×10^2	~0	~0
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	6.0×10^{13}	4.4×10^2	4.4×10^2
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	~0
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.9×10^2	~0	~0
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	~0
	合計 (Bq)				3.6×10^{15}	5.9×10^{14}	5.9×10^{14}
	合計 (MeV・Bq)				1.8×10^{14}	2.6×10^{13}	2.6×10^{13}
	よ う 素	I-131	3.70		2.9×10^{10}	8.7×10^9	8.7×10^8
		I-132	5.13		1.4×10^7	~0	~0
I-133		6.81		2.1×10^9	2.9×10^4	2.9×10^3	
I-134		7.42		1.5×10^5	~0	~0	
I-135		6.39		3.0×10^8	~0	~0	
合計 (Bq)				3.2×10^{10}	8.7×10^9	8.7×10^8	

*1: 1×10^{-1} Bq/y 以下については、「~0」とする。

第 2.5.2 表 貯留タンクをバイパスして放出（連続放出）される核分裂生成ガス

核種		主排気筒からの 年間放出量*1 (Bq/y)
希ガス	Kr-83m	2.4×10^{10}
	Kr-85m	3.3×10^{11}
	Kr-85	1.4×10^{10}
	Kr-87	2.2×10^{10}
	Kr-88	3.5×10^{11}
	Kr-89	~0
	Kr-90	~0
	Xe-131m	2.7×10^{11}
	Xe-133m	4.8×10^{11}
	Xe-133	2.7×10^{13}
	Xe-135m	2.0×10^3
	Xe-135	5.6×10^{12}
	Xe-137	~0
	Xe-138	1.1×10^3
	Xe-139	~0
		合計 (Bq)
	合計 (MeV・Bq)	3.4×10^{12}
ヨウ素	I-131	1.8×10^7
	I-132	5.3×10^5
	I-133	8.7×10^6
	I-134	1.4×10^4
	I-135	3.9×10^6
		合計 (Bq)

*1 : $1 \times 10^{-1} \text{Bq/y}$ 以下については、「~0」とする。

第2.5.3表 限界照射試験用要素から放出される核分裂生成ガス

核種	核分裂収率 (%)	半減期	ガンマ線エネルギー (MeV)	貯留タンクへの年間注入量*1 (Bq/y)	貯留タンク14日間冷却後の排出量*1 (Bq/y)	主排気筒からの年間放出量*1 (Bq/y)	
希ガス	Kr-83m	0.43	0.0025	4.3×10^8	~0	~0	
	Kr-85m	0.86	0.159	1.5×10^{10}	~0	~0	
	Kr-85	0.20	0.0022	2.5×10^{12}	2.5×10^{12}	2.5×10^{12}	
	Kr-87	1.58	76.3min	0.793	2.7×10^8	~0	
	Kr-88	2.10	2.8h	1.95	9.9×10^9	~0	
	Kr-89	2.59	3.18min	2.067	~0	~0	
	Kr-90	2.57	32.32s	1.325	~0	~0	
	Xe-131m	0.052	11.9d	0.02	7.5×10^{11}	3.4×10^{11}	
	Xe-133m	0.21	2.25d	0.042	2.6×10^{11}	3.5×10^9	
	Xe-133	6.84	5.29d	0.045	3.4×10^{13}	5.5×10^{12}	
	Xe-135m	1.40	15.65min	0.432	5.3×10^0	~0	
	Xe-135	7.12	9.08h	0.25	5.1×10^{11}	3.7×10^0	
	Xe-137	6.22	3.83min	0.181	~0	~0	
	Xe-138	5.51	14.17min	1.183	2.5×10^0	~0	
	Xe-139	4.32	39.5s	0.85	~0	~0	
	合計 (Bq)				3.8×10^{13}	8.3×10^{12}	8.3×10^{12}
	合計 (MeV・Bq)				1.8×10^{12}	2.6×10^{11}	2.6×10^{11}
	放射性元素	I-131	3.70		3.4×10^8	1.0×10^8	1.0×10^7
		I-132	5.13	8.06d	1.2×10^5	~0	~0
I-133		6.81	2.28h	1.8×10^7	2.5×10^2	2.5×10^1	
I-134		7.42	20.8h	1.3×10^3	~0	~0	
I-135		6.39	52.6min	2.6×10^6	~0	~0	
合計 (Bq)		6.61h		3.6×10^8	1.0×10^8	1.0×10^7	

*1: 1×10^{-1} Bq/y 以下については、「~0」とする。

放射性気体廃棄物の発生量の推定における

Ar-41 及び C-14 の取扱い

1. Ar-41 について

MK-Ⅲ性能試験で測定したカバーガス中のAr-41の放射能濃度は、約 $2.6 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ であった^[1]。一方、放射性気体廃棄物の発生量の推定に用いた条件におけるカバーガス中の希ガス（Kr, Xe）の放射能濃度は、約 $2.0 \times 10^9 \text{Bq/cm}^3$ （ \approx 約 $1.3 \times 10^{16} \text{Bq}$ （カバーガス中の希ガスの放射能）/約 6.5m^3 （カバーガス体積））である。Ar-41の放射能濃度は、上記条件におけるカバーガス中の希ガスの放射能濃度と比較して十分に小さく、無視できる。

なお、Ar-41の主な生成経路には、カバーガス中のAr-40の(n, γ)反応及び冷却材中に不純物として存在するK-41の(n, p)反応がある。既許可では、代表的なAr-41の生成経路として前者を記載していた。ただし、Ar-41の生成経路としては、後者の寄与も無視できるものではないことから、本申請では、冷却材中の不純物の放射化によっても生成することを明記する。

その他、カバーガス中には、冷却材及びその不純物に由来する希ガス核種として、Ar-37、Ar-39及びNe-23があるが、Ar-37及びAr-39については生成量がAr-41と同程度であり、Ne-23については生成量が比較的大きいものの半減期が約37秒と短く、主排気筒から排気されるまでに十分に減衰することから、これらの核種についても無視できる。

2. C-14 について

C-14はリークジャケット及び安全容器内の窒素ガスの放射化（N-14の(n, p)反応）により生成される。リークジャケット及び安全容器の炉中心高さにおける全中性子束を $9.8 \times 10^{11} \text{n/cm}^2/\text{s}$ 、(n, p)反応の断面積を0.24barnとし、窒素ガスが $250^\circ\text{C} \cdot 1.1$ 気圧（約111kPa[abs]）の条件で存在するとして計算すると、C-14の単位体積あたりの生成速度は、約 $2.8 \times 10^{-5} \text{Bq/s/cm}^3$ となる。

C-14は、原子炉起動時に、リークジャケット及び安全容器内の温度の上昇に伴って、圧力が増加した際に、当該圧力を所定の範囲に制御するため、内部の窒素ガスとともに、気体廃棄物処理設備に排出される。当該廃ガスは、遮へいコンクリート冷却系等より排出される廃ガスとともに、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。

1サイクル（60日）の原子炉運転中に生成されるC-14は、約 $1.5 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$ となる。廃ガス貯留タンクには、1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスも貯留される。C-14が希釈されることなく、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵された場合であっても、当該濃度は、上述のカバーガス中のAr-41の放射能濃度（約 $2.6 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ ）を下回るレベルであり、十分に小さく、無視できる。

[1] 前田幸基他、「高速実験炉「常陽」MK-Ⅲ性能試験 総合報告書」、JNC TN9410 2003-011、2004