

HTTR 原子炉施設
設置許可基準規則への適合性について
第 22 条(放射性廃棄物の廃棄施設)

令和 2 年 6 月 12 日

日本原子力研究開発機構 大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

第 22 条：放射性廃棄物の廃棄施設

< 目次 >

1. 基本方針

- 1.1 要求事項の整理
- 1.2 設置許可申請書における記載
- 1.3 設置許可申請書の添付書類における記載
 - 1.3.1 安全設計方針
 - 1.3.2 気象等
 - 1.3.3 設備等

2. HTTR 原子炉施設

放射性廃棄物の廃棄施設（気象及び通常時の被ばく評価について）（適合性説明資料）

< 概 要 >

試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則の要求事項を明確化するとともに、それら要求に対する HTTR 原子炉施設の適合性を示す。

1. 基本方針

1.1 要求事項の整理

放射性廃棄物の廃棄施設について、設置許可基準規則第 22 条の要求事項を明確化する（表 1）。

表 1 設置許可基準規則第 22 条 要求事項

設置許可基準規則 第 22 条（放射性廃棄物の廃棄施設）	備考
<p>工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。</p> <p>二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。</p> <p>三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。</p>	

1.2 設置許可申請書における記載

1.2.1 位置、構造及び設備

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

H T T Rから発生する放射性廃棄物は、次のように取り扱う。

気体廃棄物は、必要に応じて減衰させた後、放射性物質の濃度を測定し、排気筒から放出する。

液体廃棄物は、廃液槽に回収し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

固体廃棄物は、放射性物質の飛散防止措置を施し、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。一部の固体廃棄物については、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、必要に応じて廃棄物管理施設へ引き渡す。

注) ここでいう「廃棄物管理施設」とは、平成4年3月30日付けで廃棄物管理の事業の許可を受けた大洗研究所の廃棄物管理施設をいう。(以下同じ)

(1) 気体廃棄物の廃棄施設

(i) 構造

気体廃棄物の主要な発生源は、1次ヘリウム純化設備、燃料取扱設備、原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備等から発生する放射性廃ガスである。気体廃棄物の廃棄施設は、原子炉建家内の気体廃棄物B処理系と気体廃棄物A処理系から構成する。

気体廃棄物B処理系では、1次ヘリウム純化設備等で発生した気体廃棄物を減衰タンクにより、短半減期核種を十分崩壊減衰させた後、気体廃棄物A処理系へ送る。気体廃棄物A処理系では、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備等で発生した気体廃棄物及び気体廃棄物B処理系からの気体廃棄物を放射性物質の濃度が低いことを確認し、排気筒から放出する。

減衰タンク

基 数	2
容 量	約 10 m ³ /基

(ii) 廃棄物の処理能力

気体廃棄物B処理系では、減衰タンクで、放射性廃ガスを約30日間貯留できる。

(iii) 排気口の位置

排気筒位置	原子炉の炉心中心から北東約 45 m
排気口地上高さ	約 80 m(標高約 116.5 m)

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

液体廃棄物の主要な発生源は、燃料取扱設備、使用済燃料貯蔵設備、加圧水冷却設備、補助冷却水系等によるものである。

原子炉建家内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備で発生する洗浄、分析室等の液体廃棄物は、原子炉建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。その後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

原子炉建家内の加圧水冷却設備、補助冷却水系等で発生する液体廃棄物及びシャワー室排水等の液体廃棄物は、原子炉建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

使用済燃料貯蔵建家内で発生する液体廃棄物は、使用済燃料貯蔵建家内の廃液槽に回収及び一時貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

液体廃棄物の処理に係る設備は、これらの設備から液体状の放射性物質が漏えいすることを防止し、及び敷地外への管理されない放出を防止できる設計とする。

(ii) 廃棄物の処理能力

原子炉建家内のそれぞれの廃液槽の容量は、通常運転時に発生が予想される液体廃棄物の最大量に十分対処できる大きさとする。また、使用済燃料貯蔵建家内の廃液槽の容量は、使用済燃料等の貯蔵保管時等に発生が予想される液体廃棄物の最大量に十分対処できる大きさとする。

(iii) 排水口の位置

本原子炉施設の排水口の位置は、機械棟の中和処理設備の放流管が機械棟東側の一般排水管と接続する位置とする。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

固体廃棄物の主要な発生源は、使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、フィルタ類、雑固体等である。

可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、必要に応じて廃棄物管理施設へ引き渡す。その他の固体廃棄物は、放射能レベルに応じて区分し、ドラム缶等の容器に収納した後、原子炉建家内にある保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(ii) 廃棄物の処理能力

使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル、原子炉建家内の貯蔵プール及び照射物貯蔵ピットは、それぞれの固体廃棄物を貯蔵保管するに十分な能力を有するものを設ける。

固体廃棄物保管室は、固体廃棄物を廃棄物管理施設へ引き渡すまでの間、発生が予想される最大の量を保管するに十分な能力を有する。固体廃棄物保管室の保管能力を以下に示す。

固体廃棄物保管室

保管能力

200L ドラム缶換算：約 150 本相当

1.3 設置許可申請書の添付書類における記載

1.3.1 安全設計方針

(1) 設計方針

添付書類八

1. 安全設計

1.1 安全設計の方針

1.1.1 安全設計の基本方針

1.1.1.1 放射線被ばく

通常運転時、原子炉施設周辺の一般公衆及び原子炉施設の従事者に対し、「原子炉等規制法」に基づき定められている線量限度を超える放射線被ばくを与えないように設計する。

さらに、国際放射線防護委員会の勧告の精神を尊重し、原子炉施設から放出される放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆に対する線量を、合理的に達成できる限り低くするとの考え方にに基づき設計する。

(2) 適合性

(放射性廃棄物の廃棄施設)

(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。

一 周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

二 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。

三 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

適合のための設計方針

- 一 気体廃棄物の廃棄施設は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。
 - (1) 燃料取扱設備のパージガス等の気体廃棄物 A は、フィルタにより微粒子、放射性元素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
 - (2) 1 次ヘリウム純化設備のコールドチャコールトラップ再生オフガス等の気体廃棄物 B は、減衰タンクに一定期間(約 30 日)貯留することにより、放射能を減衰させた後、気体廃棄物 A を処理する系を通して、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
 - (3) 気体廃棄物の廃棄施設を設置している区域からの排気空気は、換気空調設備の原子炉建家 I 系換気空調装置により、微粒子用フィルタ等を通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。
- 二 液体廃棄物の廃棄設備は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を適切に考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による周辺公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できる設計とする。原子炉施設から生じる液体廃棄物は、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

液体廃棄物の廃棄設備からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽を収納している機器室の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が室外に漏えいし難い構造にし、かつ、漏えいの拡大を防止するため、廃液槽の周辺には堰等を設ける設計とする。廃液運搬車に設ける廃液移送容器は、液体廃棄物が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するため、周辺には受け皿を設ける設計とする。
- 三 原子炉施設には、放射性固体廃棄物の焼却、固型化等の処理を行う設備はない。

1.3.2 気象等

添付書類六 2-V 気象 (主に平成 25 年までのデータ)

2.5 安全解析に使用する気象条件

安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。

2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討

安全解析に使用した気象データは、2009年1月から2013年12月における5年間のデータの平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため2003年から2013年の高さ80m地点における気象データについて異常年検定を行った。

検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した2003年1月から2013年12月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定により行った。

この検定では、過去11年のうちから1年を選び、注目する標本年とし、残りの10年間を他の標本年として(6-1)式により F_0 を求め、有意水準5%で棄却検定する。

$$F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \dots\dots\dots (6-1)$$

$$\bar{X} = \sum_{i=1}^n X_i / n$$

$$S^2 = \sum_{i=1}^n (X_i - \bar{X})^2 / n$$

\bar{X} : 注目する標本年を除く10年分のデータの平均値

X_0 : 注目する標本年のデータ

n : 10

検定の結果は、第2.5.1表及び第2.5.2表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。2003年から2008年の6年で棄却された項目は8件であった。一方、安全解析に使用した2009年から2013年の5年で棄却された項目は9件であり、当該5年間が残りの6年と比べて特に多いということにはならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表していると判断できる。

第 2.5.1 表 異常年の検定 (年別の風向 F₀ 値)

測定高さ : 80m

年	風向	N	NNE	NE	ENE	E	ESE	SE	SSE	S	SSW	SW	WSW	W	WNW	NW	NNW	CALM
2003		1.43	0.42	14.77*	1.80	0.18	0.14	4.23	1.82	0.39	1.57	0.82	1.79	5.59*	1.68	3.12	0.02	1.07
2004		6.02*	4.32	0.42	0.18	0.70	0.30	0.18	4.41	1.53	4.49	0.33	0.47	0.98	0.73	0.46	0.49	0.41
2005		1.63	1.27	0.08	0.68	0.49	0.28	0.49	0.37	1.62	0.20	0.35	1.39	2.01	8.56*	0.04	0.76	0.25
2006		1.08	0.40	0.00	0.00	2.87	8.46*	0.00	0.41	3.25	1.14	1.59	0.07	0.07	0.15	0.10	0.05	7.10*
2007		0.20	1.73	0.20	0.18	0.49	0.00	3.20	0.05	0.56	0.00	0.19	0.38	0.02	0.14	1.64	1.02	0.05
2008		0.23	0.47	0.11	0.00	0.40	0.02	0.05	0.06	0.26	2.24	6.10*	1.47	0.00	0.15	0.59	2.08	0.82
2009		0.20	2.72	0.06	1.66	1.42	0.97	0.14	1.24	0.23	0.29	0.00	0.18	1.16	1.41	0.84	3.15	0.90
2010		0.47	0.06	0.10	0.14	0.23	0.74	2.06	0.16	0.24	1.60	1.56	7.46*	1.49	0.24	0.99	1.48	2.03
2011		0.00	0.95	2.05	1.23	1.14	0.08	1.54	0.09	0.23	0.70	1.94	0.00	0.06	0.02	0.02	0.16	0.35
2012		2.00	0.06	1.40	9.13*	4.07	2.31	0.65	4.19	1.29	0.14	0.24	0.03	0.82	0.91	4.03	2.71	0.64
2013		0.01	0.12	0.51	0.26	0.33	1.56	0.24	0.40	2.37	0.13	0.17	0.85	0.77	0.74	0.65	0.22	0.13

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

第 2.5.2 表 異常年の検定 (年別の風速階級 F₀ 値)

測定高さ : 80m

年	風速階級	風速階級 : m/s										
		0~0.4	0.5~0.9	1.0~1.9	2.0~2.9	3.0~3.9	4.0~4.9	5.0~5.9	6.0~6.9	7.0~7.9	8.0~8.9	9.0以上
2003		1.07	1.01	4.88	1.03	2.23	0.20	0.10	0.82	3.01	0.95	0.85
2004		0.41	0.07	0.14	1.54	0.08	0.01	0.87	0.15	0.04	0.15	1.55
2005		0.25	1.24	0.05	1.28	0.00	0.42	3.50	1.29	0.10	0.06	0.40
2006		7.10*	0.73	0.83	0.03	0.22	0.02	0.00	0.00	2.70	0.00	0.10
2007		0.05	2.45	0.07	0.01	0.02	0.32	0.25	0.01	0.03	0.26	0.26
2008		0.82	0.14	0.85	0.00	0.11	0.04	2.43	0.65	0.13	0.52	0.66
2009		0.90	7.71*	0.29	0.08	1.32	4.93	3.49	0.63	0.66	11.46*	0.06
2010		2.03	0.17	0.50	1.19	0.00	1.89	0.20	3.02	0.55	0.13	1.59
2011		0.35	0.50	0.50	0.54	0.04	0.01	0.66	0.11	0.01	0.15	1.86
2012		0.64	0.11	0.86	7.31*	4.87	6.03*	0.00	7.24*	6.97*	3.83	0.90
2013		0.13	0.19	4.33	0.89	5.29*	0.61	1.12	0.30	0.20	0.09	3.84

*印は棄却された項目を示す。(F(0.05)=5.12)

2.5.2 放出源の有効高さ

原子炉施設の通常運転時に排気筒より放出される放射性物質が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために行う大気拡散計算は、「気象指針」に従い放出源の有効高さを用いて行った。大洗研究所の場合、原子炉施設周辺の地形は、ほぼ平坦であると判断されるので、放出源の有効高さとしては、排気筒の地上高さに吹上げ高さを加えたものを使用した。

JMTR 及び HTTR 原子炉施設から周辺監視区域境界までの距離及び有効高さは、第 2.5.3 表に示すとおりである。

第 2.5.3 表 通常時の被ばく評価に用いる周辺監視区域境界までの距離及び排気筒の有効高さ

施設名	JMTR		HTTR	
	排気筒から敷地境界までの距離 (m)	有効高さ (m)	排気筒から敷地境界までの距離 (m)	有効高さ (m)
着目方位				
S	720	91	600	88
SSW	460	89	480	86
SW	350	89	370	87
WSW	300	92	330	89
W	160	95	350	91
WNW	160	95	430	91
NW	130	91	390	88
NNW	110	91	420	88
N	130	91	850	88
NNE	200	90	1,040	88
NE	890	91	1,060	88
ENE	940	96	830	92
E	890	94	780	91
ESE	970	94	820	91
SE	1,130	92	890	89
SSE	1,090	90	790	88

2.5.3 通常運転時の被ばく評価に使用する気象条件

原子炉施設の通常運転時に放出される放射性気体廃棄物が、敷地周辺に及ぼす影響を評価するために、必要な統計量を求める。気象条件は、年変動の影響を少なくするために、2009年1月から2013年12月の5年間の風向、風速及び大気安定度の観測データを使用し、次に示す「気象指針」による方法によって、1年ごとに計算した5年分の統計量を平均して求めた。

(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和 ($S_{d,s}$)

有風時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (${}_w S_{d,s}$) は、(6-2)式により求める。

$${}_w S_{d,s} = \sum_{i=1}^N \frac{{}_{d,s} \delta_i}{U_i} \dots\dots\dots (6-2)$$

N : 実観測回数

U_i : 時刻 i における風速 (m/s)

${}_{d,s} \delta_i$: 時刻 i において風向 d、大気安定度 s の場合 ${}_{d,s} \delta_i = 1$
 その他の場合 ${}_{d,s} \delta_i = 0$

静穏時における風向別大気安定度別風速逆数の総和 (${}_c S_{d,s}$) は、(6-3)式により求める。

$${}_c S_{d,s} = \frac{{}_c N_{d,s}}{{}_c U} \dots\dots\dots (6-3)$$

$${}_c N_{d,s} = \frac{N'_d}{\sum_{d=1}^{16} N'_d} \cdot {}_c N_s \dots\dots\dots (6-4)$$

${}_c N_{d,s}$: 風向 d に配分された静穏時大気安定度 s の出現回数

N'_d : 風速 0.5~2.0m/s の風向 d の出現回数

${}_c N_s$: 静穏時大気安定度 s の出現回数

${}_c U$: 静穏時の風速(0.5m/s)

$$S_{d,s} = {}_w S_{d,s} + {}_c S_{d,s} \dots\dots\dots (6-5)$$

(2) 風向別大気安定度別風速逆数の平均 ($\bar{S}_{d,s}$)

$$\bar{S}_{d,s} = \frac{1}{N_{d,s}} \cdot S_{d,s} \dots\dots\dots (6-6)$$

$N_{d,s}$: 風向 d、大気安定度 s の総出現回数

$$N_{d,s} = {}_w N_{d,s} + {}_c N_{d,s} \dots\dots\dots (6-7)$$

${}_w N_{d,s}$: 有風時の風向 d、大気安定度 s の出現回数

(3) 風向出現頻度

風向出現頻度は(6-8)式、(6-9)式によりそれぞれ計算する。

$$f_d = 100 \cdot \sum_{i=1}^N \frac{{}_d \delta_i}{N} \dots\dots\dots (6-8)$$

$$f_{dt} = f_d + f'_d + f''_d \dots\dots\dots (6-9)$$

- f_d : 風向 d の出現頻度 (%)
 N : 実観測回数(回)
 ${}_d\delta_i$: 風向が d の場合 ${}_d\delta_i = 1$ 、その他の場合 ${}_d\delta_i = 0$
 f'_d 、 f''_d : 風向 d に隣接する風向 d'、d'' の出現頻度 (%)
 f_{dt} : 風向 d、d'、d'' の出現頻度の和 (%)

静穏時については、風速は 0.5m/s とし、風向別大気安定度別出現回数は静穏時の大気安定度別出現回数を風速 0.5~2.0m/s の風向出現頻度に応じて比例配分して求める。

なお、大気安定度、風向及び風速のいずれか 1 つでも欠測があれば、当該時刻は欠測扱いとした。

また、欠測を除いた期間について得られた統計は、欠測期間についても成り立つものとし、1年間の値に換算している。

以上の計算から求めた高さ 10m 及び 80m の風向出現頻度 (f_d 、 f_{dt}) 及び風向別大気安定度別出現回数 ($N_{d,s}$) を第 2.5.5 表(1)及び第 2.5.5 表(2)に、風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 ($S_{d,s}$ 及び $\bar{S}_{d,s}$) を第 2.5.6 表(1)及び第 2.5.6 表(2)に示す。

第 2.5.5 表(1) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (10m 高)
(2009 年 1 月~2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度		風向別大気安定度別出現回数					
	(%)		($N_{d,s}$)					
	f_d	f_{dt}^{*1}	A	B	C	D	E	F*2
N	5.3	17.2	5.3	57.5	6.6	214.1	1.8	176.9
NNE	8.2	33.7	2.9	54.1	17.6	451.3	18.6	166.2
NE	20.3	36.5	5.3	187.2	208.2	1,150.2	63.4	147.2
ENE	8.0	36.0	13.7	192.8	49.8	287.1	13.4	143.1
E	7.7	17.4	81.7	288.3	14.8	170.1	2.8	109.9
ESE	1.7	9.8	40.6	59.2	0.6	23.6	0.0	20.3
SE	0.5	2.8	12.8	14.1	0.0	9.7	0.0	7.5
SSE	0.6	7.0	11.8	16.2	0.4	11.9	0.0	11.7
S	5.9	12.7	27.3	124.0	73.4	169.8	19.6	94.9
SSW	6.3	22.3	11.9	51.6	28.8	232.0	41.8	180.9
SW	10.2	27.8	8.3	82.7	80.0	378.4	51.0	285.9
WSW	11.3	28.5	11.6	143.8	43.6	324.2	26.6	430.6
W	7.1	19.9	12.3	114.6	13.2	200.8	2.6	271.5
WNW	1.5	10.5	4.4	29.4	0.2	46.2	0.0	52.1
NW	1.9	7.1	6.2	39.6	0.6	68.8	0.2	48.4
NNW	3.7	10.9	5.5	62.3	2.2	143.3	1.2	107.2

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.5 表(2) 風向出現頻度及び風向別大気安定度別出現回数 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向出現頻度 (%)		風向別大気安定度別出現回数 (N _{d,s})					
	fd	f _{dir} *1	A	B	C	D	E	F*2
N	7.1	28.8	1.7	55.0	10.8	341.1	7.8	203.3
NNE	11.9	30.9	1.3	51.8	76.0	742.1	29.0	134.9
NE	11.8	29.5	3.7	134.6	135.6	608.5	39.2	100.7
ENE	5.8	21.2	11.3	145.6	44.8	204.7	15.2	79.1
E	3.7	13.2	19.9	126.6	11.2	103.6	3.6	53.8
ESE	3.7	13.3	34.3	140.3	9.4	90.6	2.0	48.0
SE	5.9	14.3	110.5	203.3	17.8	122.7	1.0	56.4
SSE	4.6	14.8	12.2	69.7	58.0	162.8	13.0	87.0
S	4.3	14.8	6.2	30.5	17.4	162.9	34.2	119.2
SSW	5.9	15.3	4.9	49.0	47.6	221.9	39.4	151.1
SW	5.1	14.6	3.1	54.6	54.0	210.3	22.6	100.9
WSW	3.5	12.8	5.1	54.8	22.4	103.6	15.2	101.5
W	4.2	12.4	11.7	99.8	17.8	102.0	11.4	118.5
WNW	4.7	16.9	16.1	97.5	4.4	114.3	1.6	176.4
NW	8.0	22.4	12.7	99.7	2.2	232.7	0.6	346.0
NNW	9.7	24.8	7.1	100.9	8.4	345.2	3.8	374.4

*1) 着目風向及びその隣接 2 風向の出現頻度の和

*2) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(1) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (10m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 S _{4s} 及び平均 $\overline{s_{4s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$	S _{4s}	$\overline{s_{4s}}$
N	4.29	0.87	51.89	0.90	2.55	0.37	259.26	1.20	0.72	0.24	247.07	1.39
NNE	2.58	0.86	44.12	0.81	6.12	0.35	302.61	0.67	7.26	0.39	201.58	1.21
NE	4.24	0.80	91.07	0.48	62.67	0.30	430.43	0.37	22.74	0.36	160.88	1.09
ENE	10.09	0.73	109.16	0.56	18.16	0.38	236.55	0.83	5.41	0.40	169.44	1.18
E	57.12	0.69	182.45	0.63	6.53	0.44	186.59	1.09	1.20	0.43	165.21	1.50
ESE	32.33	0.78	51.76	0.87	0.28	0.19	36.63	1.55	0.00	0.00	36.47	1.79
SE	12.30	0.96	15.48	1.08	0.00	0.00	15.59	1.58	0.00	0.00	13.44	1.82
SSE	10.47	0.88	15.45	0.95	0.18	0.18	17.54	1.48	0.00	0.00	19.33	1.65
S	20.54	0.75	66.88	0.54	23.92	0.33	114.80	0.68	8.17	0.42	99.35	1.05
SSW	9.45	0.79	38.34	0.74	8.94	0.31	154.08	0.66	17.04	0.41	179.97	0.99
SW	7.57	0.91	54.83	0.66	21.51	0.27	229.43	0.60	19.35	0.38	324.36	1.13
WSW	8.69	0.75	111.76	0.77	13.44	0.31	335.92	1.03	9.11	0.34	541.41	1.25
W	9.77	0.79	112.28	0.97	4.25	0.32	279.60	1.38	0.92	0.29	383.28	1.40
WNW	4.66	1.00	35.09	1.18	0.09	0.09	76.76	1.65	0.00	0.00	88.17	1.68
NW	5.62	0.88	48.09	1.21	0.25	0.24	105.72	1.53	0.06	0.06	76.62	1.58
NNW	4.41	0.83	63.73	1.02	0.85	0.28	193.09	1.33	0.46	0.23	160.48	1.49

*1) 大気安定度 F は G を含む

第 2.5.6 表(2) 風向別大気安定度別風速逆数の総和及び平均 (80m 高)
(2009 年 1 月～2013 年 12 月)

風向	風向別大気安定度別風速逆数総和 $S_{d,s}$ 及び平均 $\overline{S_{d,s}}$											
	A		B		C		D		E		F*1	
	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$	$S_{d,s}$	$\overline{S_{d,s}}$
N	1.27	1.04	23.81	0.43	1.87	0.17	80.06	0.23	1.18	0.52	51.92	0.25
NNE	1.21	0.95	22.11	0.42	12.59	0.16	130.03	0.17	4.50	0.15	41.65	0.31
NE	1.98	0.53	40.92	0.30	22.38	0.16	109.02	0.18	6.43	0.16	33.46	0.33
ENE	5.79	0.51	47.40	0.32	8.35	0.18	55.09	0.27	2.65	0.18	26.12	0.33
E	8.70	0.43	44.17	0.34	2.34	0.21	35.62	0.34	0.80	0.24	19.77	0.37
ESE	12.78	0.37	46.42	0.33	1.86	0.20	29.99	0.33	0.34	0.13	18.96	0.40
SE	26.55	0.24	49.52	0.24	2.31	0.13	38.86	0.31	0.25	0.50	19.84	0.35
SSE	5.48	0.45	22.05	0.31	7.22	0.13	39.64	0.24	1.79	0.14	24.43	0.28
S	3.18	0.46	13.99	0.46	2.79	0.16	39.06	0.24	5.50	0.16	31.82	0.27
SSW	2.54	0.53	20.73	0.42	7.96	0.17	50.14	0.22	5.89	0.15	38.32	0.25
SW	2.17	0.73	24.79	0.45	10.22	0.19	46.41	0.22	3.45	0.15	31.86	0.31
WSW	3.72	0.72	27.08	0.49	4.99	0.22	38.58	0.37	2.17	0.14	35.68	0.35
W	5.54	0.45	42.26	0.42	2.49	0.14	33.94	0.33	1.54	0.14	38.08	0.32
WNW	6.20	0.38	39.51	0.40	0.43	0.09	41.33	0.36	0.22	0.47	51.00	0.29
NW	4.35	0.35	36.36	0.36	0.23	0.08	67.30	0.29	0.09	0.08	85.31	0.25
NNW	2.83	0.44	33.92	0.33	0.97	0.11	85.81	0.25	0.46	0.12	84.12	0.22

*1) 大気安定度 F は G を含む

1.3.3 設備等

添付書類八

2. 原子炉施設の配置

2.2 設計方針

(1) 原子炉施設の敷地内の配置は、平常運転時に線量が原子炉施設の設計との関連において、次の方針を満たす設計とする。

- a. 周辺監視区域境界での線量が、「線量告示」に定められている線量限度を下回るものとする。
- b. 原子炉施設の周辺の一般公衆の線量を、合理的に達成できる限り低くするものとする。

2.5 建家及び構築物

2.5.7 排気筒

排気筒は、原子炉建家の北東に設置し、その位置は敷地境界より約 320m 離れている。排気筒の地上高さは約 80m である。

2.6 評価

(1) 周辺監視区域境界での線量は、添付書類九に示すように線量限度を下回る。

11. 放射性廃棄物の廃棄施設

11.1 概要

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子炉施設で発生する放射性廃棄物进行处理する施設であり、本施設の設計は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の考え方を考慮して、周辺環境に放出する放射性廃棄物による原子炉施設周辺の一般公衆の線量が、合理的に達成できる限り低くなるように濃度及び量を低減できるものとする。

放射性廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物の廃棄施設、液体廃棄物の廃棄設備及び固体廃棄物の廃棄設備より構成する。

これらの設備は、次のような機能を有する。

- (1) 気体廃棄物は、気体廃棄物 B と気体廃棄物 A に区別して回収し、1 次ヘリウム純化設備の再生オフガス等の気体廃棄物 B は、減衰タンクに貯留して放射能を減衰させた後、気体廃棄物 A を処理する系を通して放射性物質の濃度を監視しながら排気筒より放出する。

気体廃棄物の廃棄施設の系統を第 11.1.1 図に示す。

- (2) 液体廃棄物は、その発生源により区別して液体廃棄物の廃棄設備の廃液槽に回収し、一時貯留後、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

濃度区分を超える液体廃棄物が発生した場合は、ポリエチレン瓶等の容器に回収し、容器内で除染、減容、固型化等を行い、いずれかの濃度区分に属する液体廃棄物又は固体廃棄物とした後、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

液体廃棄物の廃棄設備の系統を第 11.1.2 図に示す。

- (3) 固体廃棄物は、その種類別にドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。本原子炉施設に特有な固体廃棄物については、原子炉建家内の貯蔵プール、照射物貯蔵ピット及び使用済燃料貯蔵建家の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。また、大型の固体廃棄物は、ビニールシート等で包装する等汚染拡大防止の措置を講じる。

固体廃棄物の廃棄設備の系統を第 11.1.3 図に示す。

11.2 気体廃棄物の廃棄施設

11.2.1 概要

気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物の回収、放射性物質の除去、減衰及び放射性物質の濃度を監視しながら大気への放出を行うもので、気体廃棄物 B 処理系と気体廃棄物 A 処理系から構成する。

気体廃棄物 B 処理系では、気体廃棄物 B を減衰タンクに一時貯留し短半減期核種を崩壊減衰させた後、気体廃棄物 A 処理系へ送る。気体廃棄物 A 処理系では、気体廃棄物 B 処理系からの気体廃棄物及び気体廃棄物 A を、フィルタユニットにより、微粒子、放射性イオン等除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒より放出する。

気体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

- (1) 気体廃棄物 B

1 次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップ、コールドチャコールトラ

ップの再生オフガス等

(2) 気体廃棄物 A

燃料取扱設備の燃料交換時における置換ガス、使用済燃料取扱設備で発生した気体廃棄物等

11.2.2 設計方針

気体廃棄物の廃棄施設は、次の方針により設計する。

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物を適切にろ過、貯留、減衰、管理等を行うことにより、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できるようにする。
- (2) 気体廃棄物 A は、フィルタユニットにより微粒子、放射性よう素等を除去した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出するようにする。
- (3) 気体廃棄物 B は、減衰タンクに一定期間貯留することにより、放射能を減衰できるようにする。

11.2.3 主要設備の仕様

気体廃棄物の廃棄施設の設備仕様を第 11.2.1 表に示す。

11.2.4 主要設備

(1) 減衰タンク

減衰タンクは、気体廃棄物 B を圧縮機で加圧して貯留し、放射能を減衰させる。減衰タンクの容量は、30 日間貯留できるように約 10m³のものを 2 基設ける。

(2) フィルタユニット

フィルタユニットは、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵し、気体廃棄物 A と気体廃棄物 B 処理系からの気体廃棄物から、微粒子、放射性よう素等を除去する。

11.2.5 評価

- (1) 気体廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物を適切にろ過、貯留、減衰等を行うことにより、周辺環境に放出する放射性物質の濃度及び量を、合理的に達成できる限り低くすることができる。
- (2) 放射性物質の放出に際しては、「12.2 放射線管理設備」の排気モニタリング設備により放射性物質の濃度を監視しながら、排気筒から放出するようにしている。
- (3) 気体廃棄物 B は、気体廃棄物 B を減衰タンクに 30 日間貯留することにより、放射能を減衰させることができる。

11.3 液体廃棄物の廃棄設備

11.3.1 概要

液体廃棄物の廃棄設備は、液体廃棄物の回収、一時貯留を行う設備である。貯留した液体廃棄物は、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。原子炉建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、加圧水冷却設備、補助冷却水系等の機器ドレン、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、燃料取扱及び貯蔵設備の廃液、分析室ドレン等である。

使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。

11.3.2 設計方針

液体廃棄物の廃棄設備は、次の方針により設計する。

- (1) 加圧水冷却設備、補助冷却水系の機器ドレン等の放射性物質の濃度の低い液体廃棄物は、機器ドレン系、床ドレン系及び使用済燃料貯蔵建家ドレン系の各廃液槽に受入れ、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。
- (2) 燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等の放射性物質の濃度が比較的高い液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に受入れ、放射性物質の濃度を測定する。その後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。
- (3) それぞれの廃液槽を収納している室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するために廃液槽の周辺には堰等を設けることとする。
- (4) それぞれの廃液槽には、漏えい検知装置を設け、万一漏えいが生じた場合でも、早期発見することにより、漏えいの拡大を防止できるようにする。

11.3.3 主要設備の仕様

液体廃棄物の廃棄設備の設備仕様を第 11.3.1 表に示す。

11.3.4 主要設備

- (1) 原子炉建家内の液体廃棄物の廃棄設備

原子炉建家内の液体廃棄物の廃棄設備は、次に示す機器等により構成する。これ

らの機器を収納する室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設ける。また、それぞれの廃液槽には、漏えい検知装置等を設ける。

a. 洗浄廃液ドレン系廃液槽

燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等による廃液を回収する。

b. 機器ドレン系廃液槽

加圧水冷却設備、補助冷却水系等の機器ドレン、換気空調設備の凝縮水等を回収する。

c. 床ドレン系廃液槽

原子炉建家内の床ドレン、シャワー室排水、手洗排水等を回収する。

d. 廃液移送ポンプ

各廃液槽内の液体廃棄物を排水口から一般排水管へ放出するため、及び廃液運搬車に移送するために使用する。

(2) 使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の廃棄設備

使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の廃棄設備は、次に示す機器等により構成する。これらの機器を収納する室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設ける。

また、廃液槽には、漏えい検知装置等を設ける。

a. 使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽

使用済燃料貯蔵建家内で発生する洗浄廃液、機器ドレン、床ドレン、手洗排水等を回収する。

b. 廃液移送ポンプ

使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽内の液体廃棄物を排水口から一般排水管へ放出するため、及び廃液運搬車に移送するために使用する。

11.3.5 評価

- (1) 放射性物質の濃度の低い液体廃棄物は、それぞれの廃液槽に受入れ、放射性物質の濃度を測定することとしている。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡すこととしている。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出することとしている。
- (2) 放射性物質の濃度が比較的高い液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に受入れ、放射性物質の濃度を測定する。その後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (3) それぞれの廃液槽を収納している室内部の床面及び壁面は、液体状の放射性物質が漏えいし難い構造にし、廃液槽の周辺には堰等を設置し、漏えいの拡大を防止で

きる。

- (4) それぞれの廃液槽は、漏えい検知装置等により、万一漏えいが生じた場合でも、早期発見することにより、漏えいの拡大が防止できる。

11.4 固体廃棄物の廃棄設備

11.4.1 概要

固体廃棄物の廃棄設備では、固体廃棄物の回収、分類、ドラム缶等の容器への収納及び保管を行う。ドラム缶等の容器への収納及び操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止する。また、本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B については貯蔵保管する。

固体廃棄物の主要な発生源は、次に示すとおりである。

- (1) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B
使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、監視試験片等
- (2) 使用済フィルタ
1 次ヘリウム循環機のフィルタ、補助ヘリウム循環機のフィルタ、換気空調設備のフィルタ、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタ等
- (3) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A
布、紙等の雑固体廃棄物

11.4.2 設計方針

固体廃棄物の廃棄設備は、次の方針により設計する。

- (1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の貯蔵プールに一時保管した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。
- (2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」の照射物貯蔵ピット、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡す。
- (3) 上記の(1)及び(2)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A は、固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。保管に当たっては、ドラム缶、廃棄物容器等に収納して汚染の拡大防止措置を講じる。ただし、ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止の措置を講じる。また、可燃性の固体廃棄物については、金属製保管箱等に収納する。

11.4.3 主要設備の仕様

原子炉建家内の貯蔵プール及び照射物貯蔵ピット並びに使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルの設備仕様は、「8.7 燃料取扱及び貯蔵設備」に示すとおりである。

固体廃棄物保管室の設備仕様を第 11.4.1 表に示す。

11.4.4 主要設備

(1) 貯蔵プール

使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。

(2) 照射物貯蔵ピット

使用済の制御棒、監視試験片等を貯蔵保管する。

(3) 使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セル

使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、使用済の制御棒、監視試験片等の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B を貯蔵保管する。

(4) 固体廃棄物保管室

(1)、(2)及び(3)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A を保管する。

11.4.5 評価

- (1) 本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱状ブロックの $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (2) 使用済の制御棒、監視試験片等は、貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (3) 上記の(1)及び(2)以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A は、ドラム缶等の容器に収納した後、固体廃棄物保管室へ保管し、発生状況に応じて随時、廃棄物管理施設へ引き渡すようにしている。
- (4) ドラム缶等の容器への収納、操作に際しては、放射性物質の散逸等を防止することができる。

第 11.2.1 表 気体廃棄物の廃棄施設の設備仕様

圧縮機		
形 式		容積形
台 数		2
流 量		約 15 Nm ³ /h/台
減衰タンク		
基 数		2
内 容 積		約 10 m ³ /基
最高使用圧力		0.98 MPa[gage] (10 kg/cm ² g)
排風機		
形 式		遠心式
台 数		2
流 量		約 40 Nm ³ /h/台
フィルタユニット		
基 数		2
流 量		約 40 Nm ³ /h/基
構 成		粗フィルタ 微粒子フィルタ よう素除去フィルタ

第 11.3.1 表 液体廃棄物の廃棄設備の設備仕様

原子炉建家	
洗浄廃液ドレン系廃液槽	
基 数	1
容 量	約 5 m ³
廃液移送ポンプ	
形 式	片吸込うず巻型
台 数	2
機器ドレン系廃液槽	
基 数	1
容 量	約 5 m ³
廃液移送ポンプ	
形 式	片吸込うず巻型
台 数	2
床ドレン系廃液槽	
基 数	2
容 量	約 5 m ³ /基
廃液移送ポンプ	
形 式	片吸込うず巻型
台 数	2
ドレンピット	
基 数	1
ドレンピットポンプ	
台 数	1
ドレンピット(格納容器内)	
基 数	1
ドレンピットポンプ(格納容器内)	
台 数	1

(つづき)

使用済燃料貯蔵建家

使用済燃料貯蔵建家ドレン系廃液槽

基 数 2

容 量 約 2 m³/基

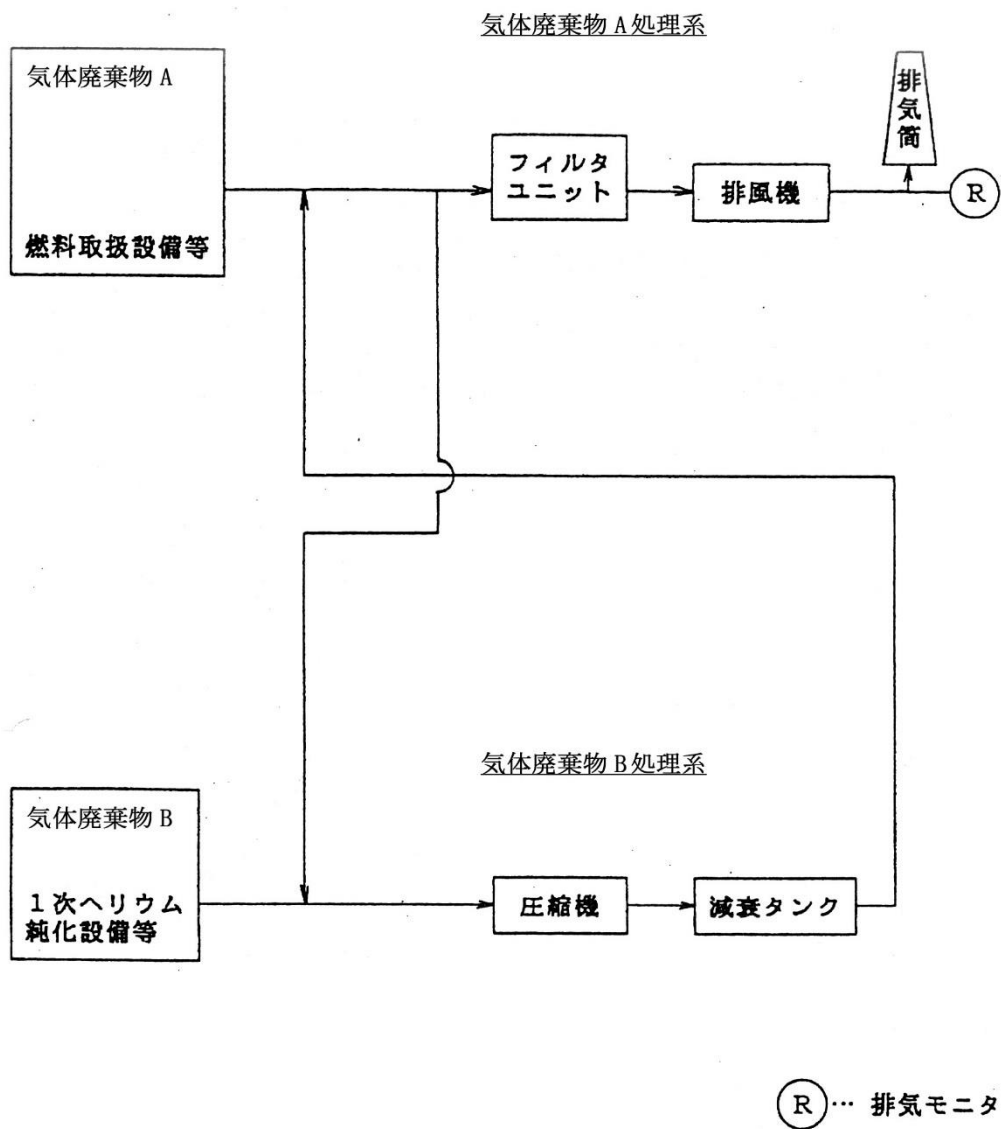
廃液移送ポンプ

形 式 片吸込うず巻型

台 数 2

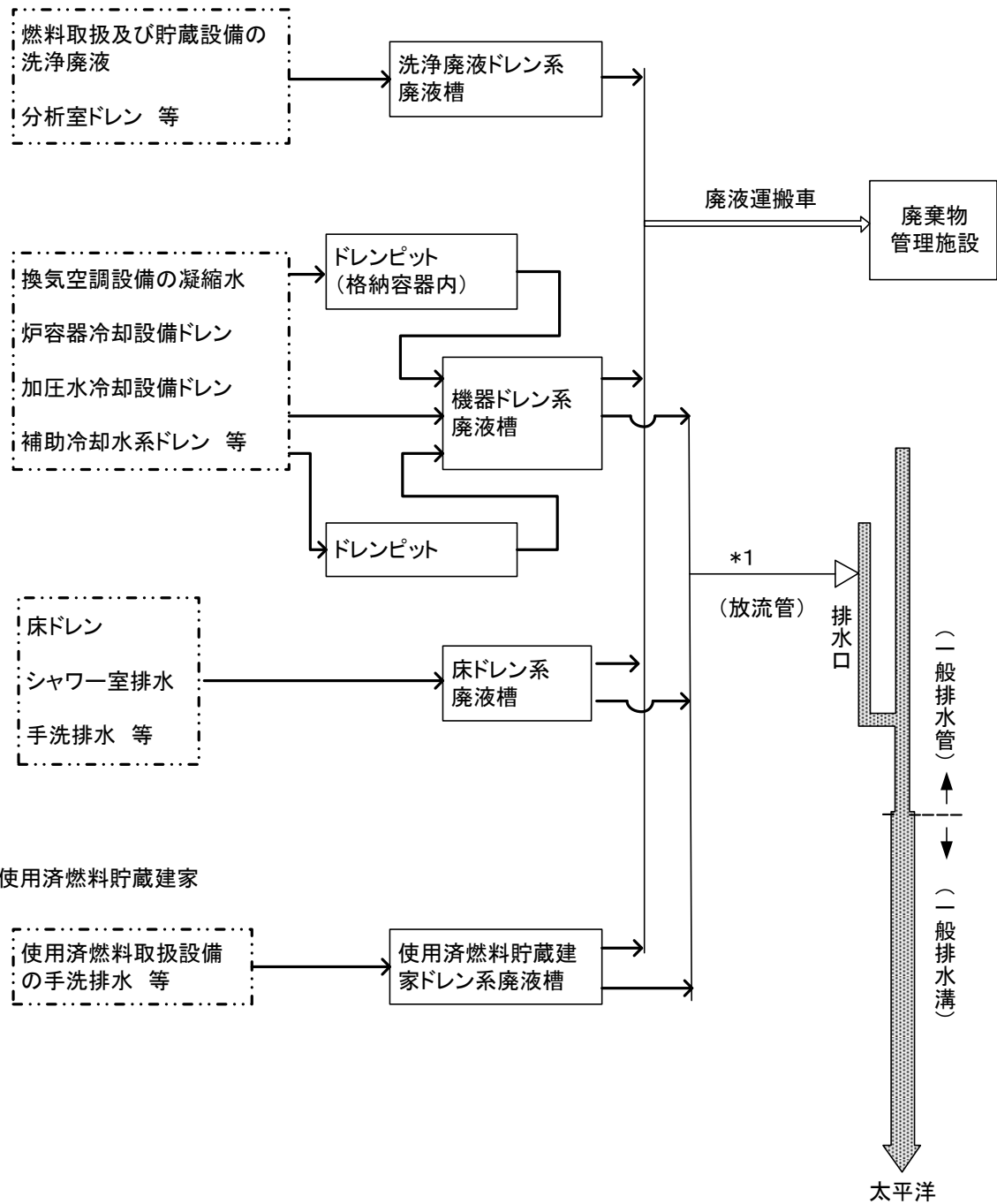
第 11.4.1 表 固体廃棄物保管室の設備仕様

設置場所	構造	保管能力
原子炉建家 地下 2 階	空間容積：約 50m ³ (床面積：約 25m ² 、高さ：約 2m)	200L ドラム缶換算：約 150 本相当 (ドラム缶、金属製保管箱、ペール缶等)



第 11.1.1 図 気体廃棄物の廃棄施設系統説明図

原子炉建家

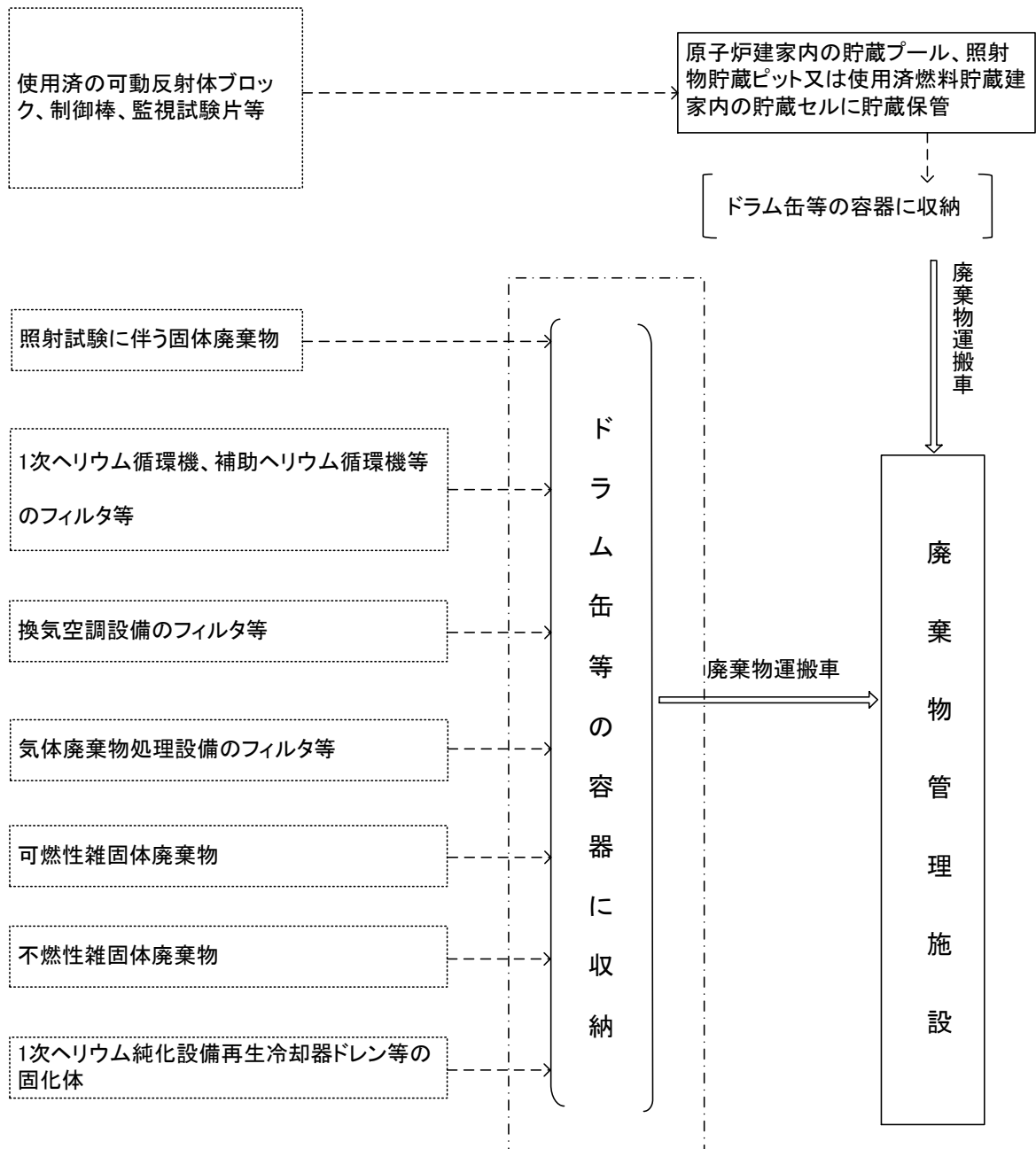


注) *1は「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に
基づく線量限度等を定める告示」で定める濃度限度以下の液体廃棄物

→ : 配管による移送

⇒ : 廃液運搬車による移送

第 11.1.2 図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図



注) ⇒ : 廃棄物運搬車による移送
 □ : 固体廃棄物保管室へ保管

第 11.1.3 図 固体廃棄物の廃棄設備系統説明図

添付書類九

4. 放射性廃棄物処理

4.1 放射性廃棄物処理の基本的考え方

放射性廃棄物の廃棄施設については、「原子炉等の設置、運転等に関する規則」の規定に基づき設計管理を行うことはもとより、廃棄物の原子炉施設外への放出に際しては、次のような厳重な管理を行い、周辺監視区域外での空気中又は水中の放射性物質の濃度が、「線量告示」(第8条)に定める周辺監視区域外の濃度限界を超えないようにする。

更に、大洗研究所(北地区)周辺の一般公衆の実効線量を合理的に達成できる限り低くするように、放射性廃棄物の廃棄施設の設計を行うとともに、放射性物質の放出に際しては、気体廃棄物及び液体廃棄物について、それぞれの大洗研究所(北地区)の放出管理目標値を超えないように努める。

(1) 気体廃棄物処理計画

気体廃棄物は、各原子炉施設の放射性廃棄物の廃棄施設において、気体廃棄物中の放射性物質の濃度及び量を低減した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

(2) 液体廃棄物処理計画

液体廃棄物は、各原子炉施設においていくつかの系統にまとめて廃液槽に回収し、放射性物質の濃度区分に応じて、配管又は廃液運搬車により、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合がある。

放射性物質の濃度区分については、次のとおりとする。

(以下、超ウラン元素であってアルファ線を放出する放射性物質を「 α 放射性物質」といい、それ以外の放射性物質を「 $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質」という。)

- a. 放出前廃液 : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満
(濃度限度以下のものを含む。)
 - b. 液体廃棄物 A : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 未満
(ただし、主な放射性物質が短半減期であって、100 時間以内に当該濃度未満になることが明らかなものを含む。)
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満
 - c. 液体廃棄物 B : トリチウムを除く $\beta \cdot \gamma$ 放射性物質の濃度 ; $3.7 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 未満
トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 未満
 - d. 液体廃棄物 C : トリチウムの濃度 ; $3.7 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ 未満
- ただし、 α 放射性物質の濃度は $1 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 未満とする。

(3) 固体廃棄物処理計画

固体廃棄物は、各原子炉建家内の適切な場所において放射能レベルに応じて区分し、ドラム缶等の容器に収納した後、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家内で貯蔵保管するか、又は廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

放射能レベル区分については、次のとおりとする。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 未満のもの。

$\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が 2mSv/h 以上のもの。

α 固体廃棄物 A : 容器表面の線量当量率が 500 μ Sv/h 未満でかつ容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 未満のもの。

α 固体廃棄物 B : 容器表面の線量当量率が 500 μ Sv/h 以上か、又は容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37MBq 以上、プルトニウムとして 1g 未満、核分裂性物質として 4g 未満のもの。

容器*1 個当たりの α 放射性物質の量が 37kBq 未満のものは、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 又は B の基準を適用する。

注)* : 容器の基準容積は 200 とする。

4.3 H T T R 原子炉施設における放射性廃棄物処理

4.3.2 液体廃棄物処理

4.3.2.1 液体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する液体廃棄物の発生源としては、次のものがあり、これらの中に含まれる主な放射性物質は、1次冷却材中に放出された核分裂生成物である。

- (1) シャワー室ドレン、手洗排水
- (2) 床ドレン
- (3) 炉容器冷却設備等機器ドレン
- (4) 原子炉格納容器機器ドレン
- (5) 液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン
- (6) 燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液
- (7) 分析室ドレン

これらのうち、(1)及び(2)の液体廃棄物は床ドレン系廃液槽に、(3)及び(4)の液体廃棄物は機器ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。

(5)から(7)までの液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定した後、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ引き渡す。

使用済燃料貯蔵建家からの液体廃棄物は、使用済燃料建家ドレン系廃液槽に貯留し、放射性物質の濃度を測定する。測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。また、測定した放射性物質の濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下の場合、当該液体廃棄物は廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移

送して引き渡す、若しくは排水口より一般排水管へ放出する。
液体廃棄物の廃棄設備系統を第4.3.2図に示す。

4.3.3 固体廃棄物処理

4.3.3.1 固体廃棄物の発生源

原子炉の通常運転時において発生する固体廃棄物には、次のものがある。

- (1) 換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類
- (2) 1次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ等
- (3) 使用済の可動反射体ブロック、制御棒、監視試験片等
- (4) 可燃性あるいは不燃性の雑固体
- (5) 照射試験に伴う固体廃棄物
- (6) 1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等の固化体

これらのうち、(1)については、ポリエチレン包装等により放射性物質の放散防止の処置を行った後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(2)については、ドラム缶等の容器ごと密閉して、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(3)については、原子炉建家内の貯蔵プール、照射物貯蔵ピット又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して廃棄物管理施設へ引き渡す。

(4)については、専用の廃棄物容器(カートンボックス等)に収納のうえ必要に応じてポリエチレン等で包装し、又はビニールシート等で梱包・密閉した後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(5)については、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B の場合は、容器に密閉して、 $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A の場合は(4)と同様に措置して、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

(6)については、1次ヘリウム純化設備再生冷却器ドレン等を固化処理したもので、容器に密閉した後、保管廃棄施設の固体廃棄物保管室に保管し、廃棄物管理施設へ引き渡す。

4.3.3.2 固体廃棄物の発生量

固体廃棄物をその発生源で大別し、年間の発生量をまとめると第4.3.7表に示すとおりとなる。

第 4.3.7 表 固体廃棄物の年間推定発生量

(HTTR)

発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
換気空調設備及び気体廃棄物の廃棄施設等のフィルタ類	約 22
1次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機等のフィルタ類等	約 0.4
使用済の可動反射体ブロック、制御棒等	約 9
可燃性あるいは不燃性の雑固体	約 100
照射試験に伴う固体廃棄物	約 1

5. 通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の実効線量評価

各原子炉施設より放出される気体廃棄物及び液体廃棄物中の放射性物質による一般公衆の線量を「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」⁽¹⁾に基づき、また、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」⁽²⁾を参考として、評価する。

5.1 実効線量の評価

5.1.1 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量

5.1.1.3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される放射性希ガスからの γ 線による実効線量を第5.1.8表に示す。上記の原子炉施設から放出される放射性希ガスの γ 線による年間実効線量が最大となる地点は、JMTR原子炉施設の排気筒の南西350mの周辺監視区域境界で、その値は約4.9 μ Sv/yである。

5.1.2 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量

5.1.2.3 計算結果

大洗研究所（北地区）の全施設から放出される液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の計算結果を第5.1.12表に示す。海産物摂取による年間の実効線量は約4.2 μ Sv/yである。

5.1.3 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量

5.1.3.3 計算結果

JMTR及びHTTR原子炉施設から放出される気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量の計算結果は、次のとおりである。

放射性よう素の年平均地表空気中濃度が最大となるのは、HTTR原子炉施設の排気筒の北西方向520mの地点である。

また、上記の最大濃度地点における実効線量の計算結果を第5.1.15表に示す。気

体廃棄物中の放射性よう素による実効線量が最大となるのは、幼児で約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ （JMTR原子炉施設からの寄与は無視し得る程度）である。

5.1.4 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

5.1.4.3 計算結果

HTTR原子炉施設から放出されるトリチウムの年平均地表空気中濃度は、HTTR原子炉施設の排気筒の西南西方向610mの地点の地点で最大となり、その濃度は約 $6.6 \times 10^{-8} \text{Bq/cm}^3$ である。この地点におけるトリチウムによる実効線量は約 $0.21 \mu\text{Sv/y}$ である。

5.3 実効線量の評価結果

大洗研究所（北地区）の原子炉施設より放出される気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量、放射性よう素の吸入及び経口摂取による実効線量並びにトリチウムの吸入摂取及び皮膚浸透による実効線量は、それぞれ約 $4.9 \mu\text{Sv/y}$ 、約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ 及び約 $0.21 \mu\text{Sv/y}$ である。一方、大洗研究所（北地区）より放出される液体廃棄物中の放射性物質の経口摂取による実効線量は約 $4.2 \mu\text{Sv/y}$ であり、前記の値と合算すると約 $9.4 \mu\text{Sv/y}$ となる。

2. HTTR 原子炉施設
放射性廃棄物の廃棄施設
(気象及び通常時の被ばく評価について)
(適合性説明資料)

1. 概要

本資料は、試験研究用等原子炉施設の設置許可基準規則第22条（放射性廃棄物の廃棄施設）に適合していることを示すものである。

2. 要求事項について

『試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年十二月六日原子力規制委員会規則第二十一号）』

【 第二十二条（放射性廃棄物の廃棄施設） 】

工場等には、次に掲げるところにより、通常運転時において放射性廃棄物を廃棄する施設（放射性廃棄物を保管廃棄する施設を除く。）を設けなければならない。

第一号 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度を十分に低減できるよう、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものとする。

第二号 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。

第三号 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

『試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（制定 平成25年11月27日 原規研発第1311271号 原子力規制委員会決定）』

- 1 第1号に規定する「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable（以下「ALARA」という。）の考え方の下、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くすることをいう。
- 2 第2号に規定する「液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和56年9月28日原子力安全委員会決定）を参考とすること。

3. 基本的な考え方

第一号 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度は「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」（昭和50年5月13日原子力委員会決定）を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くなっており、試験研究用等原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有している。

第二号 液体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する施設から液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止し、及び工場等外へ液体状の放射性廃棄物が漏えいすることを防止できる。

第三号 固体状の放射性廃棄物の処理に係るものにあつては、放射性廃棄物を処理する過程において放射性物質が散逸し難いものとする。

4. 気象について

気象データのうち地域のデータについては、主に平成 25 年（2013 年）までの気象データに更新した。更新に際して、従来データを参照していた小名浜測候所が平成 20 年に無人化され、小名浜特別気象観測所に移行したため、同地点における雲量、積雪、雷日数、霜の初終日、雪の初終日のデータがなくなった。しかしながら、直近の気象観測施設である水戸地方気象台のデータはそろっており、HTTR の保安に必要な気象データを担保できている。

一方、敷地の気象データについては、2009 年 1 月から 2013 年 12 月（平成 21 年 1 月から平成 25 年 12 月）の気象データに基づいて評価を行った。「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、「1 年間の気象試料を用いて解析する」ものとしているが、その一方で「2 年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に活用することが望ましい」とされており、大洗研究所ではこれまで 5 年間の気象データに基づく解析を行ってきた。今回も、同様の解析を行うにあたり、まず、2003 年から 2013 年の気象データに基づき、解析対象期間中の気象データの異常年検定を実施した。その結果、今回の解析対象としたデータにおいて、統計的に棄却すべきデータが特に多いとは評価されず、適切な代表性を有していると判断された。

また、気象データに基づく相対濃度（ χ/Q ）、相対線量（ D/Q ）の評価に必要な原子炉施設の気体廃棄物放出地点から敷地境界までの距離については、東北地方太平洋沖地震後に行った測定の結果を適用した。その結果、従来の設置許可の数値と数メートル程度異なる箇所が生じた。これらに基づき、通常時及び設計基準事故時の施設周辺の相対濃度及び相対線量の評価を行ったところ、最大値点の変動及び最大値のわずかな増加が見られたが、HTTR 施設の安全評価に大きな影響は見られなかった。

5. 通常時の被ばく評価について

通常時の被ばく評価は、前項に示した気象データ等の更新等及び線量換算係数の詳細化による変更を行った。

線量換算係数等の詳細化については、気体廃棄物のよう素による実効線量の評価における呼吸率、放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数及び放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数について、従来は「成人、幼児、乳児」の三分区であったところ、「成人、15 才児、10 才児、5 才児、1 才児、3 か月児」の六区分に細分化した。呼吸率に関しては、ICRP Publication 71 (Age-dependent Doses to Members of Public from Intake of Radionuclides : Part 4 Inhalation Dose Coefficients)を、線量換算係数に関しては、ICRP Publication 72 (Age-dependent Doses to the Members of the Public

from Intake of Radionuclides - Part 5 Compilation of Ingestion and Inhalation Coefficients)を参照した。

通常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価については、以下の4経路について評価を行った。通常運転時の気体廃棄物および液体廃棄物の発生量に変更はない。また、液体廃棄物中の放射性物質による実効線量の評価においては、放射性よう素は評価対象核種に含んでいないため、前記の実効線量換算係数の変更の影響はない。

- (1) 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量
- (2) 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量
- (3) 気体廃棄物中のよう素による実効線量
- (4) 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量

実効線量評価結果の変更は主に以下の通りである。「(1) 放射性希ガスからの γ 線による実効線量」については、気象データの変更及び敷地境界距離の見直しにより最大線量評価地点が「JMTR 南西 380m 地点」から「JMTR 南西 350m 地点」に変更になった。「(2) 液体廃棄物の放射性物質による実効線量」について変更はない。「(3) 気体廃棄物中のよう素による実効線量」については、気象データの変更により最大濃度評価地点が「HTTR 北西 560m 地点」から「HTTR 北西 530m」に変更になった。また、線量換算係数の詳細化の影響も受けて実効線量は「幼児で約 $0.10 \mu\text{Sv/y}$ 」から「幼児で約 $0.14 \mu\text{Sv/y}$ 」に変更になった。その後審査の中で修正を要することが判明したため、最大濃度評価地点を「HTTR 北西 520m」に、その地点での実効線量を「幼児で約 $0.11 \mu\text{Sv/y}$ 」に補正する。「(4) 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量」については、気象データの変更により最大濃度評価地点が「HTTR 北西 550m」から「HTTR 西南西 610m」に変更になった。全経路で得られた実効線量を足し合わせた実効線量の合算評価値は $9.4 \mu\text{Sv/y}$ となり、従来の設置許可の値を変更する必要はないことが確認された。この値は、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標地に関する指針」に示されている、発電用原子炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける実効線量を年間 50 マイクロシーベルトとする線量目標値を満足する。なお、本設置許可申請においては、HTTR と JMTR の 2 つの原子炉施設があり、ここではそれぞれの原子炉に対する実効線量評価を重畳した。重畳にあたっては、各径路の評価のうち大きい評価値を与える炉の最大値付近にもう一方の炉による評価結果を重ね合わせて、最大値を与える点を探す手法を採用した。

なお、これらの評価結果は、2009 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間の気象データに基づく評価である。念のために各単一年の気象データに基づく評価を行ったところ、各単一年の実効線量値は 5 年評価の実効線量値に対して概ね $\pm 10\%$ の範囲でばらつき、5 年評価値が妥当であることを確認した。

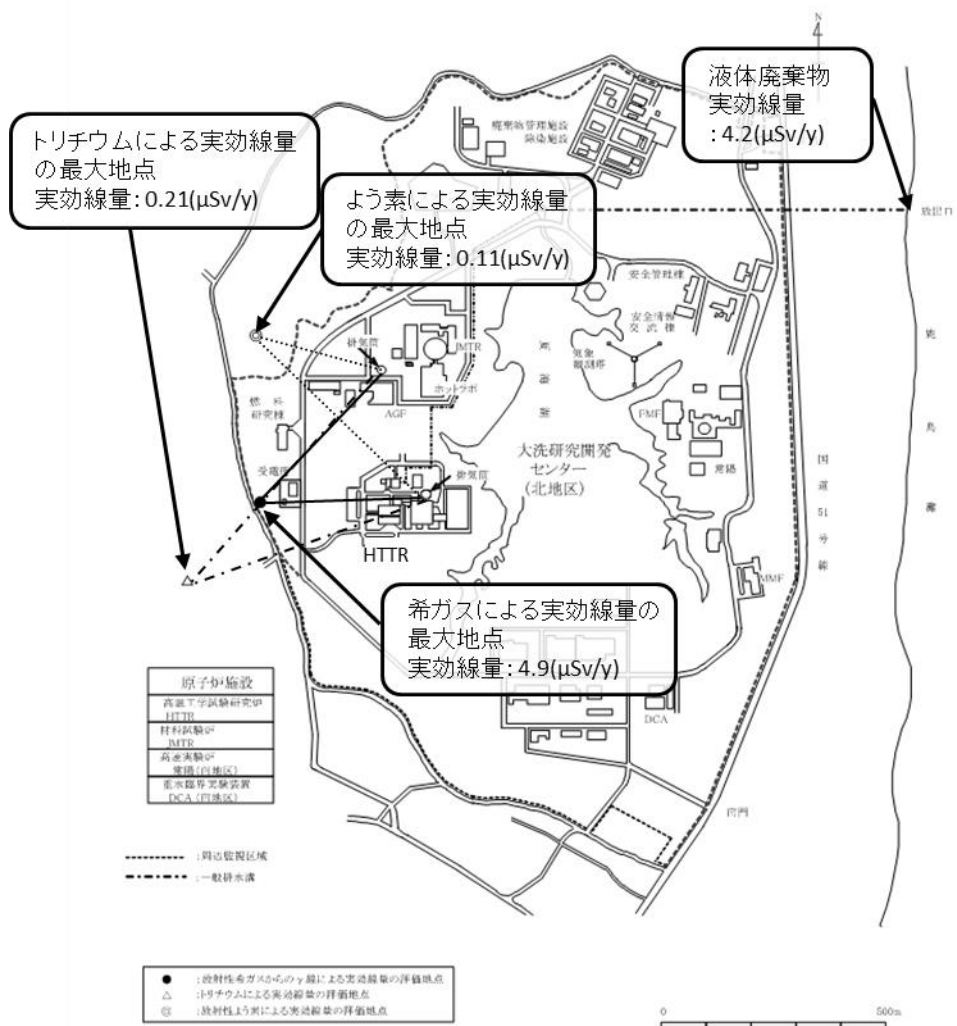


図1 放射性廃棄物による通常時の周辺公衆の被ばく評価結果

HTTR 原子炉施設

気象・社会環境及び通常時の被ばく評価について

- I 気象データ等の更新(風向・風速・大気安定度・敷地境界距離他)
- II 社会環境データの更新(最新化)
- III 線量換算係数の詳細化(年齢別実効線量換算係数等)



通常運転時及び設計基準事故時における被ばく線量の評価



I 気象データ等の更新に伴う主な変更

① 地域の気象データ

主に平成12年まで



主に平成25年まで

平成20年10月に小名浜測候所が小名浜特別地域気象観測所に移行した。それ以後の同所における雲量、積雪、雷日数、霜の初終日、雪の初終日のデータはないが、HTTRの保安に必要な情報は水戸のデータで担保できる。

② 敷地の気象データ

1996年～2000年



2009年～2013年

気象データの代表性の検討
2003年1月～2013年12月までの気象データを用いて異常年検定を実施
⇒ 2009年～2013年のデータは長期間の気象データを代表していると判断

「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」において、気象現象の年変動について、「1年間の気象資料にもとづく解析結果は、気象現象の年変動に伴って変動するものの、その程度はさほど大きくないので、まず、1年間の気象資料を用いて解析することとした。」「また、2年以上の気象資料が存在する場合には、これを有効に利用することが望ましい。」とされている。以上を受けて、2009年1月～2013年12月の5年間の気象データを安全解析に使用した。



③ 相対濃度、相対線量の変更

変更の理由: 気象データの更新及び敷地再測量結果に基づく χ/Q 及びD/Qの変更

再測量に基づく敷地境界までの距離の変更例

着目方位	通常時の被ばく評価に用いる距離	事故時(排気筒放出)被ばく評価に用いる距離	事故時(地上放出)被ばく評価に用いる距離
SSW	480m ➔ 480m	430m ➔ 430m	410m ➔ 400m
SW	370m ➔ 370m	340m ➔ 330m	310m ➔ 310m

χ/Q 及びD/Qの変更の例

1次冷却設備二重管破断事故					
(排気筒放出)			(地上放出)		
χ/Q (よう素) [h/m ²]	χ/Q (希ガス) [h/m ³]	D/Q[Gy/(MeV Bq)]	χ/Q (よう素) [h/m ²]	χ/Q (希ガス) [h/m ³]	D/Q[Gy/(MeV Bq)]
1.6×10^{-10} ➔ 1.6×10^{-10} (1.0)	1.6×10^{-10} ➔ 1.6×10^{-10} (1.0)	1.1×10^{-19} ➔ 1.2×10^{-19} (1.1)	1.8×10^{-7} ➔ 2.2×10^{-7} (1.2)	1.8×10^{-7} ➔ 2.2×10^{-7} (1.2)	6.2×10^{-18} ➔ 7.4×10^{-18} (1.2)

()は変更の割合

II 社会環境データの更新に伴う主な変更点

① 社会環境データ

主に平成12年まで ➔ 主に平成25年まで

変更の例 大洗研究所(北地区)から半径5km以内の人口
13,182人 ➔ 11,875人



III 線量換算係数の詳細化

ICRP Publication71 (Age-dependent Doses to Members of Public from Intake of Radionuclides : part 4 inhalation Dose Coefficients)などに基づく実効線量への換算係数の詳細化

幼児 ➔ 15才児、10才児、5才児の比較で評価
乳児 ➔ 1才児、3か月児の比較で評価

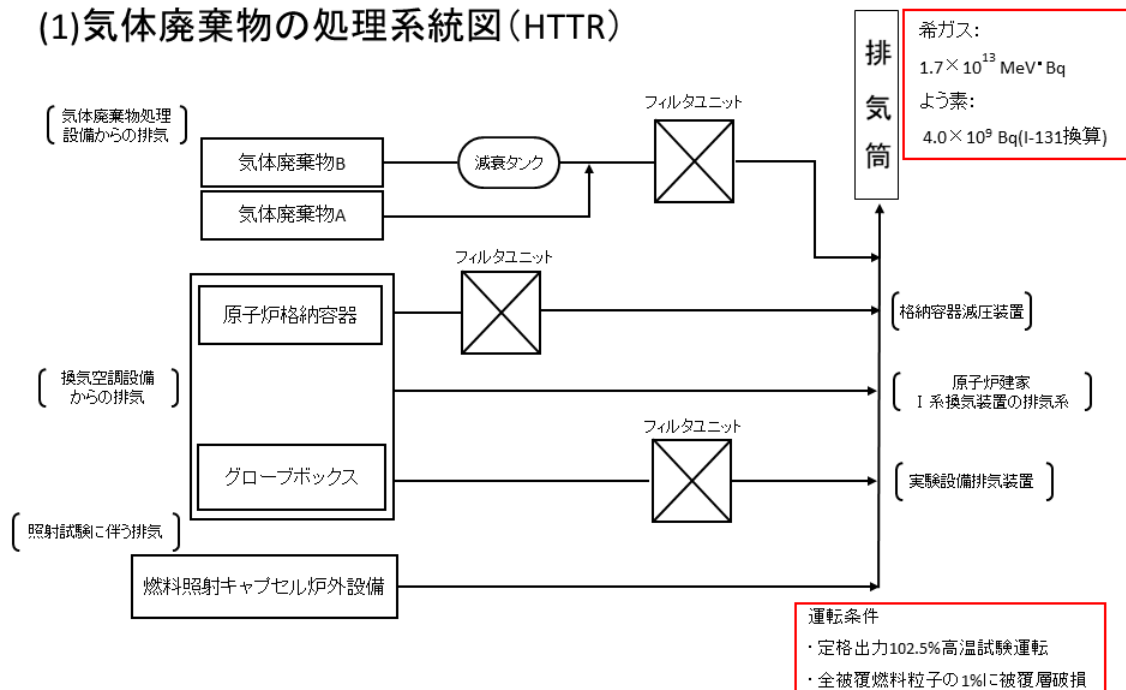
パラメータ	単位	数値
呼吸率	cm ³ /d	成人 2.22×10 ⁷ 幼児 8.72×10 ⁶ 乳児 2.86×10 ⁶
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq	成人 ¹³³ I 1.5×10 ⁻² ¹³³ X 2.9×10 ⁻³ 幼児 ¹³³ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ X 1.6×10 ⁻² 乳児 ¹³³ I 1.3×10 ⁻¹ ¹³³ X 3.5×10 ⁻²
放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq	成人 ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ¹³³ X 3.1×10 ⁻³ 幼児 ¹³³ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ X 1.7×10 ⁻² 乳児 ¹³³ I 1.4×10 ⁻¹ ¹³³ X 3.8×10 ⁻²



パラメータ	単位	数値	
呼吸率	cm ³ /d	成人	2.22×10 ⁷
		15才児	2.01×10 ⁷
		10才児	1.53×10 ⁷
		5才児	8.72×10 ⁶
		1才児	5.16×10 ⁶
		3か月児	2.86×10 ⁶
放射性よう素の吸入摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq		¹³³ I
		成人	1.5×10 ⁻²
		15才児	2.3×10 ⁻²
		10才児	3.5×10 ⁻²
		5才児	6.9×10 ⁻²
		1才児	1.2×10 ⁻¹
3か月児	1.3×10 ⁻¹		
放射性よう素の経口摂取による実効線量への換算係数	μSv/Bq		¹³³ I
		成人	1.6×10 ⁻²
		15才児	2.5×10 ⁻²
		10才児	3.8×10 ⁻²
		5才児	7.5×10 ⁻²
		1才児	1.3×10 ⁻¹
3か月児	1.4×10 ⁻¹		



(1) 気体廃棄物の処理系統図 (HTTR)



(2) 線量の評価方法

- ① 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量
➡ 気象データ等の更新による変更
- ② 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量 ➡ 変更なし
- ③ 気体廃棄物中のよう素による実効線量
➡ 気象データの更新による変更
➡ 線量換算係数の詳細化による変更
- ④ 気体廃棄物中のトリチウムによる実効線量
➡ 気象データの更新による変更

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第二十四条及び、同解釈第24条において、直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空気カーマが年間50マイクログレイ以下ならば、その線量を評価する必要はない、とされている。HTTRによる直接線量及びスカイシャイン線による線量は、敷地境界近傍において、空気カーマで年間 $2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$ 程度と評価しており、通常時の被ばくの評価に加える必要はない。

(3) 実効線量の新旧比較 (HTTR+JMTR)

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 ($\mu\text{Sv/y}$)	
	年平均地表面空気中濃度(Bq/cm^3)	最大値点	区分	線量換算係数($\mu\text{Sv/Bq}$)	体内摂取率		
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点	-			4.9 ↓ 4.9 (1.0)	
気体廃棄物 放射性 よう素	^{131}I 1.9×10^{-11} ^{133}I 2.4×10^{-11} ↓ ^{131}I 2.0×10^{-11} (1.1) ^{133}I 2.7×10^{-11} (1.1)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西520m地点	吸入摂取	幼児 ^{131}I 6.9×10^{-2} ^{133}I 1.6×10^{-2} ↓ ^{131}I 1.2×10^{-1} (1.7) ^{133}I 3.0×10^{-2} (1.8)	呼吸率(cm^3/d) 8.72×10^6 ↓ 5.16×10^6 (0.59)	5.3×10^{-3} ↓ 6.1×10^{-3} (1.2)	1.0×10^{-1} [幼児] ↓ 1.1×10^{-1} [幼児] (1.1)
			葉菜摂取	幼児 ^{131}I 7.5×10^{-2} ^{133}I 1.7×10^{-2} ↓ ^{131}I 7.5×10^{-2} (変更なし) ^{133}I 1.7×10^{-2} (変更なし)	摂取量(g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10^{-2} ↓ 1.9×10^{-2} (1.1)	
			牛乳摂取	幼児 ^{131}I 7.5×10^{-2} ^{133}I 1.7×10^{-2} ↓ ^{131}I 7.5×10^{-2} (変更なし) ^{133}I 1.7×10^{-2} (変更なし)	摂取量(mL/d) 500 ↓ 500 (変更なし)	8.1×10^{-2} ↓ 8.7×10^{-2} (1.1)	
				成人 吸入摂取	2.6×10^{-4} (変更なし)	呼吸率(cm^3/d) 2.22×10^7 (変更なし)	
トリチウム	6.2×10^{-8} ↓ 6.6×10^{-8} (1.1)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR西南西610m地点	吸入摂取	成人 2.6×10^{-4} (変更なし)	呼吸率(cm^3/d) 2.22×10^7 (変更なし)	1.9×10^{-1} ↓ 2.1×10^{-1} (1.1)	
液体廃棄物	-	-	-			4.2 (変更なし)	

()は変更の割合

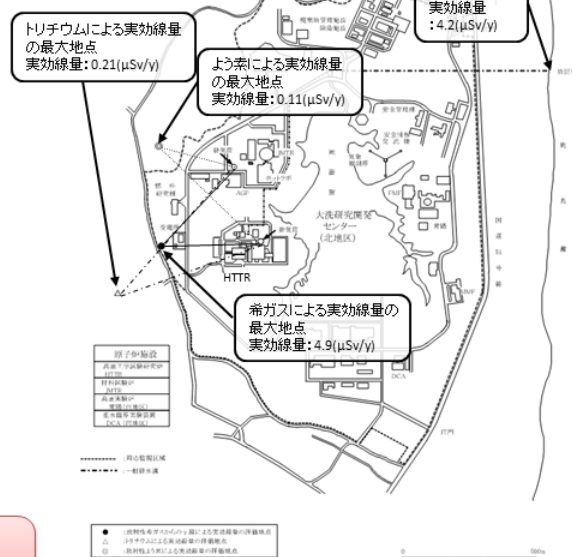


(4) 大洗研究所(北地区)の原子炉施設(HTTR・JMTR)に係る実効線量の評価結果

a. 評価方法

被ばく経路	評価方法
(1) 気体廃棄物中の放射性希ガスからの γ 線による実効線量	希ガスから放出されるガンマ線による外部被ばくを評価。各々の原子炉施設からの線量を重畳し、最大線量を与える1地点についての実効線量を評価値とする。
(2) 気体廃棄物中の放射性よう素、トリチウムによる実効線量	吸入摂取では、地表面における空気中濃度が最大となる地点に人が居住し、吸入することによる内部被ばくを評価。各々の原子炉施設からの線量を重畳し、最大線量を与える1地点についての実効線量を評価値とする。
	経口摂取では、最大濃度地点において葉菜及び牧草が存在するとし、濃度が最大となる葉菜及び牛乳を飲食することによる内部被ばくを評価。評価地点は上記と同様。
(3) 液体廃棄物中の放射性物質による実効線量	海洋に放出された放射性物質に起因する海産物を摂取することによる内部被ばくを評価。

b. 評価結果



c. まとめ

周辺公衆の実効線量: 約 $9.4 \mu\text{Sv/y}$
線量目標値 $50 \mu\text{Sv/y}$ を下回る



① 大洗研究所の全ての原子炉施設(HTRR・JMTR+常陽+DCA)に係る実効線量の評価結果

被ばく経路		合計の実効線量 (μSv/y)
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3 ➡ 5.3 (1.0)
	放射性よう素による内部被ばく	1.2×10^{-1} ➡ 1.4×10^{-1} (1.1)
	トリチウムによる内部被ばく	1.9 ➡ 1.9 (1.0)
液体廃棄物	放射性よう素以外の内部被ばく	5.0 (変更なし)
	放射性よう素による内部被ばく	3.7×10^{-2} (変更なし)
合計		1.3×10 ➡ 1.3×10 (1.0)

()は変更の割合

合計の実効線量は四炉の重畳評価結果を採用。

本申請で行った重畳評価手法：各被ばく経路のうち最大被ばく評価値をもたらず炉の最大被ばく評価地点の近傍で、他炉からの影響を積算し最大線量値を示す地点を探し、その線量評価値を用いる。

周辺公衆の実効線量：約13μSv/y
線量目標値50μSv/yを下回る



② 大洗研究所の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設及び廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価結果

被ばく経路	実効線量[μSv/y]			
	原子炉施設	核燃料物質使用施設*1	廃棄物管理施設*2	
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3 ➡ 5.3	2.9×10^{-1} ➡ 5.0×10^{-1}	8.1×10^{-6} ➡ 7.4×10^{-6}
	地表沈着による内部被ばく	-	2.3×10^{-2} ➡ 1.3×10^{-1}	- ➡ 1.6
	放射性よう素等による内部被ばく	2.1 ➡ 2.0	9.7×10^{-1} ➡ 2.5	2.5×10^{-2} ➡ 1.8
液体廃棄物による内部被ばく		5.1	3.9	-
放出放射性物質による実効線量	小計	1.3×10^1	7.0	3.4
	合計*3	2.4×10^1 *4		
直接γ線、スカイシャインγ線による外部被ばく		-	9.0×10^1	- ➡ 3.4×10^1
合計*3		1.1×10^2 ➡ 1.5×10^2 *5		

*1 核燃料物質使用施設：平成15年3月27日付け14諸文科第5279号(北地区)及び平成16年12月10日付け15諸文科第2850号(南地区)と、令和元年5月9日付け原規発第1905094号(北地区)及び令和元年5月9日付け原規発第1905093号(南地区)の評価値の比較 主な変更の要因は、評価手法の変更(地上放出時の吹上高さの評価、地表沈着における湿性・乾性沈着の考慮等)、合計手法の変更

*2 廃棄物管理施設：平成16年2月4日付け平成15・11・19原第1号と平成30年8月22日付け原規発第1808221号の比較 主な変更の要因は、減容処理施設の追加設置、評価手法の変更(気体廃棄物による内部被ばく評価手法の共通化等)

*3 線量の合計には、各変更許可における一般公衆の線量評価値を積算する合算評価を採用。

*4 大洗研究所の原子力施設からの放射性廃棄物による周辺公衆の実効線量は約24μSv/y
線量目標値50μSv/yを下回る

*5 核燃料物質使用施設と廃棄物管理施設からの直接γ線及びスカイシャインγ線による実効線量を合算すると約150μSv/y
公衆の線量限度1mSv/yを下回る。



HTTR 原子炉施設
気象・社会環境及び通常時・事故時の
被ばく評価について

- ・総合評価の位置付けについて、大洗研究所南地区を申請書上どのように扱うのか整理して説明すること。
- ・大洗研究所には複数の原子炉施設や使用施設が立地していることを踏まえ、研究所における敷地境界の設定の考え方を整理して説明すること。関連して、それらの施設の被ばく評価について、評価の目的、位置づけ及び判断基準等を整理して説明すること。

<回答>

大洗研究所、同研究所（北地区）及び同研究所（南地区）には、原子炉施設等に係る複数の設置変更許可が存在することから、当局による指導もあり、それらすべての影響を考慮した通常時の実効線量を評価して各設置変更許可申請に記載してきた。その際には、設置変更許可申請時点において、最新の関連する施設の設置変更許可の実効線量評価を参照し、それらの影響を考慮してきた。複数施設からの実効線量の評価にあたっては、同一の線量評価経路を用いる場合には重畳評価¹⁾を行い、線量評価経路が異なる場合には合算評価²⁾を行っている。その結果、放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量は、研究所（北地区、南地区を含む）全原子炉施設等についても、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」の線量目標値である実効線量年間 50 マイクロシーベルトを下回ると評価した。また、直接γ線・スカイシャインγ線による外部実効線量を加えても、法令に定める公衆の線量限度である実効線量年間 1 ミリシーベルトを下回ると評価した。（別紙参照）なお、大洗研究研究所、同研究所（北地区）、同研究所（南地区）とも、敷地は同一であり、敷地境界も同じくしている。

これらの評価は、研究所（北地区、南地区を含む）内の複数の原子炉施設等の設置変更許可の実効線量を寄せ合わせたものである。また、今回の申請において参照した、大洗研究研究所（南地区）原子炉施設、同研究所（北地区）核燃料物質使用施設及び同研究所（南地区）核燃料物質使用施設の設置変更許可は新規基準に基づく審査を受けたものではなく、気象観測年も統一されていない。

したがって、審査会合でいただいたコメントも受け、別許可の値を引用する「添付書類九 5.2 大洗研究研究所（北地区）及び同研究所（南地区）における実効線量評価」については、参考として取り扱うこととしたい。なお、各許可とも通常時被ばくに係る線源条件に変更の予定はない。また気象条件については、地域の気象は 1961 年以後大きな変動は認められず、また敷地内の気象については 10 年単位で異常年がないことを継続的に確認してきた。したがって、各許可の通常時被ばく評価結果に大きな変動はないと考えられ、それぞれの現行許可に基づき研究所（北地区）原子炉施設と線量の寄せ合わせを行うことは妥当であるとする。

- 1) 重畳評価：線量評価地点を特定し、その地点における各施設からの実効線量の影響を積算する方法
- 2) 合算評価：各施設からの実効線量のそれぞれの最大値を積算する方法

(1) 周辺監視区域外の線量

申請書添付書類九

第 5.2.4 表 大洗研究所（北地区）及び同所（南地区）の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設並びに大洗研究所の廃棄物管理施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)		
		原子炉施設	核燃料物質使用施設	廃棄物管理施設
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3	5.0×10^{-1}	7.4×10^{-6}
	地表沈着による外部被ばく	-	1.3×10^{-1}	1.6
	放射性よう素及び粒子状物質等による内部被ばく	2.0	2.5	1.8
液体廃棄物による内部被ばく*		5.1	3.9	-
直接 γ 線・スカイシャイン γ 線による外部被ばく		-	9.0×10^1	3.4×10^1
小 計		1.3×10^1	9.7×10^1	3.8×10^1
合 計		1.5×10^2		

注) *:大洗研究所（北地区）における液体廃棄物の線量評価は、原子炉施設（北地区）と核燃料物質使用施設（北地区）で重複しており、原子炉施設（北地区）側で集計している。また、大洗研究所における液体廃棄物の評価は、原子炉施設（北地区）、原子炉施設（南地区）及び核燃料物質使用施設（北地区）と重複しており、それぞれ原子炉施設及び核燃料物質使用施設側で集計している。

適用する基準

「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則等の規定に基づき、線量限度等を定める告示」

（周辺監視区域外の線量限度）

第三条 周辺監視区域外の線量限度は、次のとおりとする。

- 一 実効線量について一年間につき一ミリシーベルト

(2) 放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける実効線量

申請書添付書類九

第 5.1.8 表 放射性希ガスのγ線による実効線量

施設名	放出モード	実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)
JMTR	連続放出	4.6
	小計	4.6
HTTR	連続放出	0.45
	間欠放出 (年 5 回)	8.2×10^{-3}
	間欠放出 (年 6 回)	4.3×10^{-4}
	間欠放出 (年 12 回)	7.5×10^{-5}
	小計	0.46
	合計	4.9*

注) *: JMTR と HTTR の寄与による実効線量の合計の最大値

第 5.1.15 表 気体廃棄物中の放射性よう素による実効線量
(単位: $\mu\text{Sv/y}$)

摂取経路	成人	幼児	乳児
吸入摂取	3.1×10^{-3}	5.8×10^{-3}	6.1×10^{-3}
葉菜摂取	8.0×10^{-3}	1.9×10^{-2}	1.4×10^{-2}
牛乳摂取	7.4×10^{-3}	8.7×10^{-2}	7.4×10^{-2}
合計	1.9×10^{-2}	1.1×10^{-1}	9.4×10^{-2}

第 5.2.1 表 大洗研究所 (北地区) 及び同所 (南地区) の全原子炉施設による実効線量

被ばく経路		実効線量 ($\mu\text{Sv/y}$)				合計
		大洗研究所 (北地区)		大洗研究所 (南地区)		
		JMTR	HTTR	高速 実験炉 (常陽)	重水臨界 実験装置 (DCA)	
気体 廃棄物	放射性希ガスによる 外部被ばく	5.3				5.3
	放射性よう素 による 内部被ばく	吸入摂取	7.1×10^{-3}			1.4×10^{-1}
		葉菜摂取	2.3×10^{-2}		-	
		牛乳摂取	1.1×10^{-1}			
	トリチウムによる 内部被ばく (吸入摂取)	-	2.1×10^{-1}	-	1.7	1.9
液体 廃棄物	放射性物質 (放射性 よう素以外) による 内部被ばく (経口摂取)	4.2		7.7×10^{-1}		5.0
	放射性物質 (よう素) による内部被ばく (経口摂取)	-		3.7×10^{-2}		3.7×10^{-2}
合計						1.3×10^1

放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける実効線量の評価結果

大洗研究所 (北地区) 原子炉施設 年間 約 $9.4 \mu\text{Sv}$

大洗研究所 (南地区) 原子炉施設 年間 約 $5.1 \mu\text{Sv}^*$

*) 平成 14 年 10 月 9 日付け 14 文科科第 387 号

大洗研究所内全原子炉施設 年間 約 $13 \mu\text{Sv}$

適用する基準

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」
 発電用軽水型原子炉施設の通常運転時における環境への放射性物質の放出に伴う周辺公衆の受ける線量を低く保つための努力目標として、施設周辺の公衆の受ける線量についての目標値を実効線量で年間 50 マイクロシーベルトとする。

参考: 大洗研究所内全原子炉施設等 (核燃料物質使用施設、廃棄物管理施設含む)

年間 約 $24 \mu\text{Sv}$

(3) 直接線及びスカイシャイン線による空気カーマ

南地区、北地区の原子炉施設とも、直接線及びスカイシャイン線による空気カーマの目標値に比べて十分小さく設計されている。

適用する基準

「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」
第 24 条 空気カーマで一年間当たり 50 マイクログレイ以下となるよう設計及び管理することとし、その旨明記する場合は、申請に当たってその線量を評価する必要はない。

2015年4月30日審査会合におけるコメント

- ・直接線量及びスカイシャイン線量による空気カーマが年間 $2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$ 程度であることの内容について説明すること。
- ・廃棄設備、使用済燃料等の評価結果についても追加すること。(6月26日審査会合におけるコメント)

<回答>

HTRRの遮蔽設計では、通常運転時における原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線については、建物のコンクリート壁等によって十分遮蔽されるよう設計され、人の居住の可能性のある原子炉施設敷地境界外の最大となる場所において年間 $50 \mu\text{Gy}$ 以下となることを目標としている。

人の居住の可能性のある原子炉施設敷地境界外の最大となる場所における直接線量及びスカイシャイン線量は、空気カーマで年間 $2 \times 10^{-3} \mu\text{Gy}$ 程度と十分小さい値である。以下に内容を示す。

核物質防護情報が含まれているため公開できません。

図1 HTRR原子炉建家断面図

1. 考慮する主な線源

- ・炉心
- ・1次系機器等
(中間熱交換器、1次加圧水冷却器、補助冷却器及び二重管で原子炉格納容器内に収納)
- ・1次ヘリウム純化設備 (サービスエリア内に収納)
- ・気体廃棄物処理設備 (管理区域内に収納)
- ・使用済燃料貯蔵設備
(原子炉建家内使用済燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵建家内使用済燃料貯蔵設備)
- ・保管廃棄施設 (管理区域内に収納)

2. 計算条件

対象設備	線源条件	遮蔽条件等
炉心	出力 100%運転時	図 2 参照
1次系機器等	・燃料破損率 1% ・運転年数 20年 ・稼働率 60%	コンクリート厚さ 1.3m
1次ヘリウム純化設備	・燃料破損率 1% ・運転年数 20年 ・稼働率 60%	コンクリート厚さ 2m+1m+1.9m
気体廃棄物処理設備	減衰タンク最大量	
使用済燃料貯蔵設備	10日間冷却後、最大貯蔵量の約2炉心分(原子炉建家内)	コンクリート厚さ 2m
	2年間冷却後、最大貯蔵量の約10炉心分(使用済燃料貯蔵建家内)	コンクリート厚さ 1.7m
保管廃棄施設	200Lドラム缶換算約150本相当 ・ドラム缶1本：表面線量率が2mSv/hとなるドラム缶 ・ドラム缶149本相当：表面線量率が0.3μSv/h(過去10年間の平均値)となるカートンボックス	コンクリート厚さ 0.5m(地下2階～屋根)

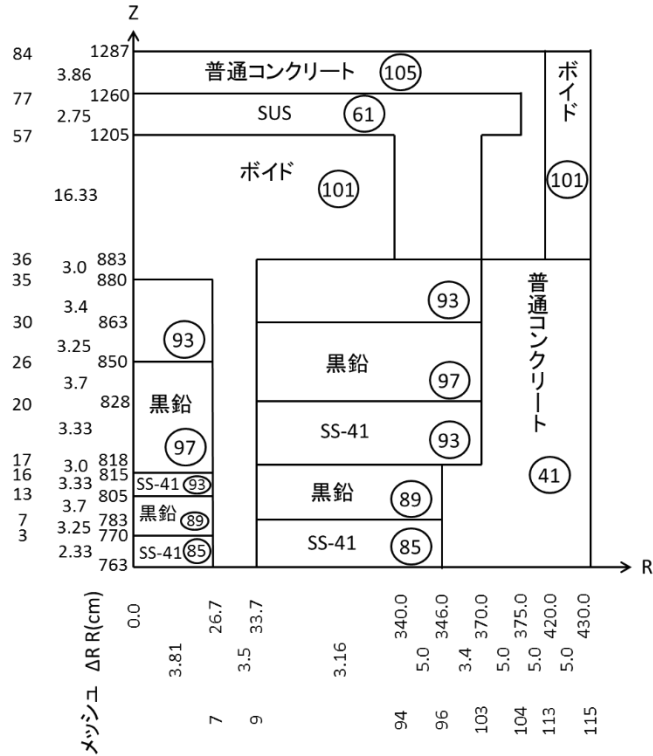
3. 計算結果

- ・炉心・・・・・・・・・・・・・・・・2.5 × 10⁻⁴ μGy/y
- ・1次系機器等・・・・・・・・・・1.31 × 10⁻³ μGy/y
- ・1次ヘリウム純化設備・・・・2.4 × 10⁻¹⁶ μGy/y
- ・気体廃棄物処理設備・・・・5.5 × 10⁻¹⁷ μGy/y
- ・使用済燃料貯蔵設備・・・・6.7 × 10⁻⁶ μGy/y (原子炉建家内)
- ・・・・・・・・・・・・2.1 × 10⁻⁵ μGy/y (使用済燃料貯蔵建家内)
- ・保管廃棄施設・・・・・・・・1.3 × 10⁻⁷ μGy/y

合計・・・・・・・・・・約 1.6 × 10⁻³ μGy/y

以上の結果から、約 1.6 × 10⁻³ μGy/y を丸めて年間 2 × 10⁻³ μGy 程度としている。

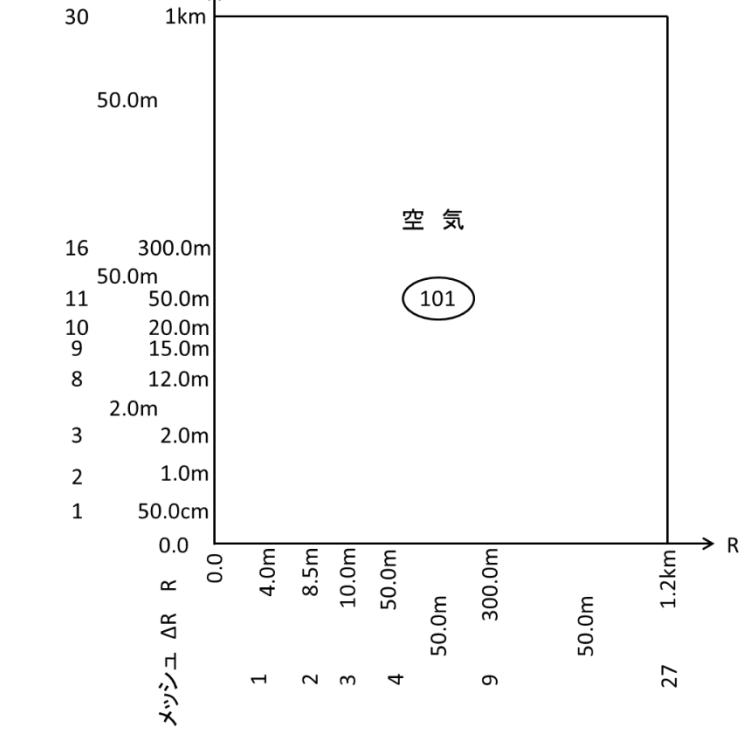
メッシュ ΔZ Z(cm)



※ ○ Cross section material id.

炉心上部から 1F 床面までの評価モデル

メッシュ ΔZ Z



※ ○ Cross section material id.

1F 床面以降の評価モデル

図 2 炉心の評価モデル

敷地を共有する他の原子炉施設等との
被ばくの合算評価

大洗研究所（北地区）及び大洗研究所（南地区）の全原子炉施設の影響を考慮した実効線量については $13\mu\text{Sv/y}$ と評価され、変更の必要はなかった。この値は、実効線量で年間 50 マイクロシーベルトとする線量目標値を満足する。なお、全原子炉施設の影響を考慮した実効線量の評価においては、各設置許可の原子炉施設における評価結果を重畳した。また、大洗研究所の全原子炉施設、全核燃料使用施設等及び廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量については、放出された放射性廃棄物による実効線量は $24\mu\text{Sv/y}$ と評価され、実効線量で年間 50 マイクロシーベルトとする線量目標値を満足することを確認した。また、核燃料物質使用施設等及び廃棄物管理施設からの直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線による外部被ばくを考慮すると、実効線量は「 0.11mSv/y 」から「 0.15mSv/y 」に変更になった。変更の主な要因は、核燃料物質使用施設等及び廃棄物管理施設の設置許可における線量値の変更である。この実効線量値は、法令に定める公衆の線量限度を下回る。なお、全原子炉施設、全核燃料使用施設等及び廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価においては、合算によりそれぞれの最大値を足し合わせる手法を採用した。

① 大洗研究所の全ての原子炉施設(HTRR・JMTR+常陽+DCA)に係る実効線量の評価結果

被ばく経路		合計の実効線量 (μSv/y)
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3 → 5.3 (1.0)
	放射性よう素による内部被ばく	1.2×10^{-1} → 1.4×10^{-1} (1.1)
	トリチウムによる内部被ばく	1.9 → 1.9 (1.0)
液体廃棄物	放射性よう素以外の内部被ばく	5.0 (変更なし)
	放射性よう素による内部被ばく	3.7×10^{-2} (変更なし)
合計		1.3×10 → 1.3×10 (1.0)

()は変更の割合

合計の実効線量は四炉の重畳評価結果を採用。

本申請で行った重畳評価手法：各被ばく経路のうち最大被ばく評価値をもたらす炉の最大被ばく評価地点の近傍で、他炉からの影響を積算し最大線量値を示す地点を探し、その線量評価値を用いる。

周辺公衆の実効線量：約13μSv/y

線量目標値50μSv/yを下回る



② 大洗研究所の全原子炉施設、全核燃料物質使用施設及び廃棄物管理施設の影響を考慮した実効線量の評価結果

被ばく経路		実効線量[μSv/y]		
		原子炉施設	核燃料物質使用施設*1	廃棄物管理施設*2
気体廃棄物	放射性希ガスによる外部被ばく	5.3 → 5.3	$2.9 \times 10^{-1} \rightarrow 5.0 \times 10^{-1}$	$8.1 \times 10^{-6} \rightarrow 7.4 \times 10^{-6}$
	地表沈着による内部被ばく	-	$2.3 \times 10^{-2} \rightarrow 1.3 \times 10^{-1}$	- → 1.6
	放射性よう素等による内部被ばく	2.1 → 2.0	$9.7 \times 10^{-1} \rightarrow 2.5$	$2.5 \times 10^{-2} \rightarrow 1.8$
液体廃棄物による内部被ばく		5.1	3.9	-
放出放射性物質による実効線量	小計	1.3×10^1	7.0	3.4
	合計*3	2.4×10^1 *4		
直接γ線、スカイシャインγ線による外部被ばく		-	9.0×10^1	- → 3.4×10^1
合計*3		$1.1 \times 10^2 \rightarrow 1.5 \times 10^2$ *5		

*1 核燃料物質使用施設:平成15年3月27日付け14諸文科第5279号(北地区)及び平成16年12月10日付け15諸文科第2850号(南地区)と、令和元年5月9日付け原規規発第1905094号(北地区)及び令和元年5月9日付け原規規発第1905093号(南地区)の評価値の比較 主な変更の要因は、評価手法の変更(地上放出時の吹上高さの評価、地表沈着における湿性・乾性沈着の考慮等)、合計手法の変更

*2 廃棄物管理施設:平成16年2月4日付け平成15・11・19原第1号と平成30年8月22日付け原規規発第1808221号の比較 主な変更の要因は、減容処理施設の追加設置、評価手法の変更(気体廃棄物による内部被ばく評価手法の共通化等)

*3 線量の合計には、各変更許可における一般公衆の線量評価値を積算する合算評価を採用。

*4 大洗研究所の原子力施設からの放射性廃棄物による周辺公衆の実効線量は約24μSv/y
線量目標値50μSv/yを下回る

*5 核燃料物質使用施設と廃棄物管理施設からの直接γ線及びスカイシャインγ線による実効線量を合算すると約150μSv/y
公衆の線量限度1mSv/yを下回る。

単一年評価と複数年評価の被ばく線量評価値の比較

表1 現行許可（1996年～2000年）と申請分（2009年～2013年）の

気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)			
	年平均地表空気中濃度 (Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率				
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点	-			4.9 ↓ 4.9 (1.0)			
		¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 2.0×10 ⁻¹¹ (1.1) ¹³³ I 2.7×10 ⁻¹¹ (1.1)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西520m地点	吸入摂取	幼児	¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率 (cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 6.1×10 ⁻³ (1.2)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.1×10 ⁻¹ [幼児] (1.1)
					1才児				
				葉菜摂取	幼児	¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 1.9×10 ⁻² (1.1)	
牛乳摂取	幼児	¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (mL/d) 500 ↓ 500 (変更なし)		8.1×10 ⁻² ↓ 8.7×10 ⁻² (1.1)				
	トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 6.6×10 ⁻⁸ (1.1)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR西南西610m地点	吸入摂取 成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.1×10 ⁻¹ (1.1)		
液体廃棄物	-	-	-			4.2 (変更なし)			

()は変更の割合

表2 現行許可（1996年から2000年）と2009年（単年）の

気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)			
	年平均地表空気中濃度 (Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率				
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点	-			4.9 ↓ 5.7 (1.2)			
		¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ (1.0) ¹³³ I 2.6×10 ⁻¹¹ (1.1)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西550m地点	吸入摂取	幼児	¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率 (cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 5.8×10 ⁻³ (1.1)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.1×10 ⁻¹ [幼児] (1.1)
					1才児				
				葉菜摂取	幼児	¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 1.8×10 ⁻² (1.1)	
牛乳摂取	幼児	¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (mL/d) 500 ↓ 500 (変更なし)		8.1×10 ⁻² ↓ 8.4×10 ⁻² (1.0)				
	トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 6.3×10 ⁻⁸ (1.0)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR北西550m地点	吸入摂取 成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.0×10 ⁻¹ (1.1)		
液体廃棄物	-	-	-			4.2 (変更なし)			

()は変更の割合

表3 現行許可（1996年から2000年）と2010年（単年）の
気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)		
	年平均地表面空気中濃度 (Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率			
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点		-		4.9 ↓ 4.9 (1.0)		
	¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 2.1×10 ⁻¹¹ (1.1) ¹³³ I 2.8×10 ⁻¹¹ (1.2)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西490m地点	吸入摂取	幼児 ¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ 1才児 ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率 (cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 6.3×10 ⁻³ (1.2)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.2×10 ⁻¹ [幼児] (1.2)	9.4 ↓ 9.5 (1.0)
			葉菜摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 1.9×10 ⁻² (1.1)		
			牛乳摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (mℓ/d) 500 ↓ 500 (変更なし)	8.1×10 ⁻² ↓ 9.0×10 ⁻² (1.1)		
				成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)		
トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 6.7×10 ⁻⁸ (1.1)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR北西490m地点	吸入摂取	成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.1×10 ⁻¹ (1.1)	
液体廃棄物	-	-		-		4.2 (変更なし)		

()は変更の割合

表4 現行許可（1996年から2000年）と2011年（単年）の
気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)		
	年平均地表面空気中濃度 (Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率			
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点		-		4.9 ↓ 4.6 (0.94)		
	¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 2.1×10 ⁻¹¹ (1.1) ¹³³ I 2.8×10 ⁻¹¹ (1.2)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西540m地点	吸入摂取	幼児 ¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ 1才児 ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率 (cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 6.4×10 ⁻³ (1.2)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.2×10 ⁻¹ [幼児] (1.2)	9.4 ↓ 9.2 (0.98)
			葉菜摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 2.0×10 ⁻² (1.2)		
			牛乳摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量 (mℓ/d) 500 ↓ 500 (変更なし)	8.1×10 ⁻² ↓ 9.1×10 ⁻² (1.1)		
				成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)		
トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 6.8×10 ⁻⁸ (1.1)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR北西540m地点	吸入摂取	成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率 (cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.1×10 ⁻¹ (1.1)	
液体廃棄物	-	-		-		4.2 (変更なし)		

()は変更の割合

表5 現行許可（1996年から2000年）と2012年（単年）の

気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)		
	年平均地表面空気中濃度(Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率			
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点		-		4.9 ↓ 4.1 (0.84)		
	¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ (1.0) ¹³³ I 2.6×10 ⁻¹¹ (1.1)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西500m地点	吸入摂取	幼児 ¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ 1才児 ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率(cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 5.9×10 ⁻³ (1.1)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.1×10 ⁻¹ [幼児] (1.1)	9.4 ↓ 8.6 (0.91)
			葉菜摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量(g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 1.8×10 ⁻² (1.1)		
			牛乳摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量(mL/d) 500 ↓ 500 (変更なし)	8.1×10 ⁻² ↓ 8.5×10 ⁻² (1.0)		
トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 6.5×10 ⁻⁸ (1.0)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR北西550m地点	吸入摂取	成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率(cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.0×10 ⁻¹ (1.1)	
液体廃棄物	-	-		-		4.2 (変更なし)		

()は変更の割合

表6 現行許可（1996年から2000年）と2013年（単年）の

気象データの変更に基づく被ばく線量評価値の比較

項目	気象データ等の更新による変更		線量換算係数の詳細化による変更			実効線量の変更 (μSv/y)		
	年平均地表面空気中濃度(Bq/cm ³)	最大値点	区分	線量換算係数 (μSv/Bq)	体内摂取率			
放射性希ガス	-	JMTR南西380m地点 ↓ JMTR南西350m地点		-		4.9 ↓ 5.0 (1.0)		
	¹³¹ I 1.9×10 ⁻¹¹ ¹³³ I 2.4×10 ⁻¹¹ ↓ ¹³¹ I 2.0×10 ⁻¹¹ (1.1) ¹³³ I 2.6×10 ⁻¹¹ (1.1)	HTTR北西560m地点 ↓ HTTR北西530m地点	吸入摂取	幼児 ¹³¹ I 6.9×10 ⁻² ¹³³ I 1.6×10 ⁻² ↓ 1才児 ¹³¹ I 1.2×10 ⁻¹ (1.7) ¹³³ I 3.0×10 ⁻² (1.8)	呼吸率(cm ³ /d) 8.72×10 ⁶ ↓ 5.16×10 ⁶ (0.59)	5.3×10 ⁻³ ↓ 6.0×10 ⁻³ (1.1)	1.0×10 ⁻¹ [幼児] ↓ 1.1×10 ⁻¹ [幼児] (1.1)	9.4 ↓ 9.6 (1.0)
			葉菜摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量(g/d) 50 ↓ 50 (変更なし)	1.7×10 ⁻² ↓ 1.9×10 ⁻² (1.1)		
			牛乳摂取	幼児 ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² ¹³³ I 1.7×10 ⁻² ↓ ¹³¹ I 7.5×10 ⁻² (変更なし) ¹³³ I 1.7×10 ⁻² (変更なし)	摂取量(mL/d) 500 ↓ 500 (変更なし)	8.1×10 ⁻² ↓ 8.8×10 ⁻² (1.1)		
トリチウム	6.2×10 ⁻⁸ ↓ 8.0×10 ⁻⁸ (1.3)	HTTR北西550m地点 ↓ HTTR西南西610m地点	吸入摂取	成人	2.6×10 ⁻⁴ (変更なし)	呼吸率(cm ³ /d) 2.22×10 ⁷ (変更なし)	1.9×10 ⁻¹ ↓ 2.5×10 ⁻¹ (1.3)	
液体廃棄物	-	-		-		4.2 (変更なし)		

()は変更の割合

気体廃棄物、液体廃棄物及び固体廃棄物について、発生源及び処理系統の全体像を示して説明すること。例えば、気体廃棄物については 1 次冷却系から排気筒までの具体的な放出経路について、液体廃棄物については、一般排水までの具体的な放出経路、固体廃棄物については廃棄物の発生源、一時保管場所から廃棄物管理施設までの持ち込みの流れについて説明すること。

3. 放射性廃棄物の発生源及び処理系統

3.1 気体廃棄物について

原子炉の通常運転時において発生する気体廃棄物の発生源としては、次のものがある。HTTR 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図を第 3.1.1 図に示す。

(1) 気体廃棄物の廃棄施設からの排気

原子炉の通常運転に伴い発生する気体廃棄物については低放射性気体廃棄物である気体廃棄物 A 及び高放射性気体廃棄物である気体廃棄物 B から構成され、それぞれの発生源としては次のものがある。気体廃棄物の廃棄施設系統説明図を第 3.1.2 図に示す。

i. 気体廃棄物 B

原子炉の運転に伴い発生する気体廃棄物 B として 1 次ヘリウム純化設備におけるコールドチャコールトラップ、モレキュラーシーブトラップの再生オフガス、1 次ヘリウムサンプリング設備のオフガス等があげられる。

発生した気体廃棄物 B は、気体廃棄物の廃棄施設の減衰タンクに 30 日間貯留して短半減期核種を減衰させた後、気体廃棄物 A 処理系へ送られ、フィルタユニットを経て排風機から排気筒へ送られ、大気へ放出する。

-参考-

気体廃棄物 B は、減衰タンクに一時（30 日間）貯留して短半減期核種を崩壊減衰させた後、放出することとしている。このため、添付書類九の気体廃棄物の放出量の評価において、例えば、放射性よう素では、I-131（半減期 8.02 d）、I-132（半減期 2.295h）、I-133（半減期 20.8h）、I-134（半減期 52.5m）、I-135（半減期 6.57h）の 5 核種のうち、I-131 以外は十分な減衰が見込めるため、I-131 による放出量を評価している（添付書類九 第 4.3.4 表 気体廃棄物中の放射性よう素の放出量 参照）。また、I-131 は、30 日の減衰期間により、放出量が約 1/10 に低減される。

ii. 気体廃棄物 A

原子炉の運転に伴い発生する気体廃棄物 A として、燃料設備の燃料交換時における置換ガス、使用済燃料取扱設備で発生した気体廃棄物等があげられる。

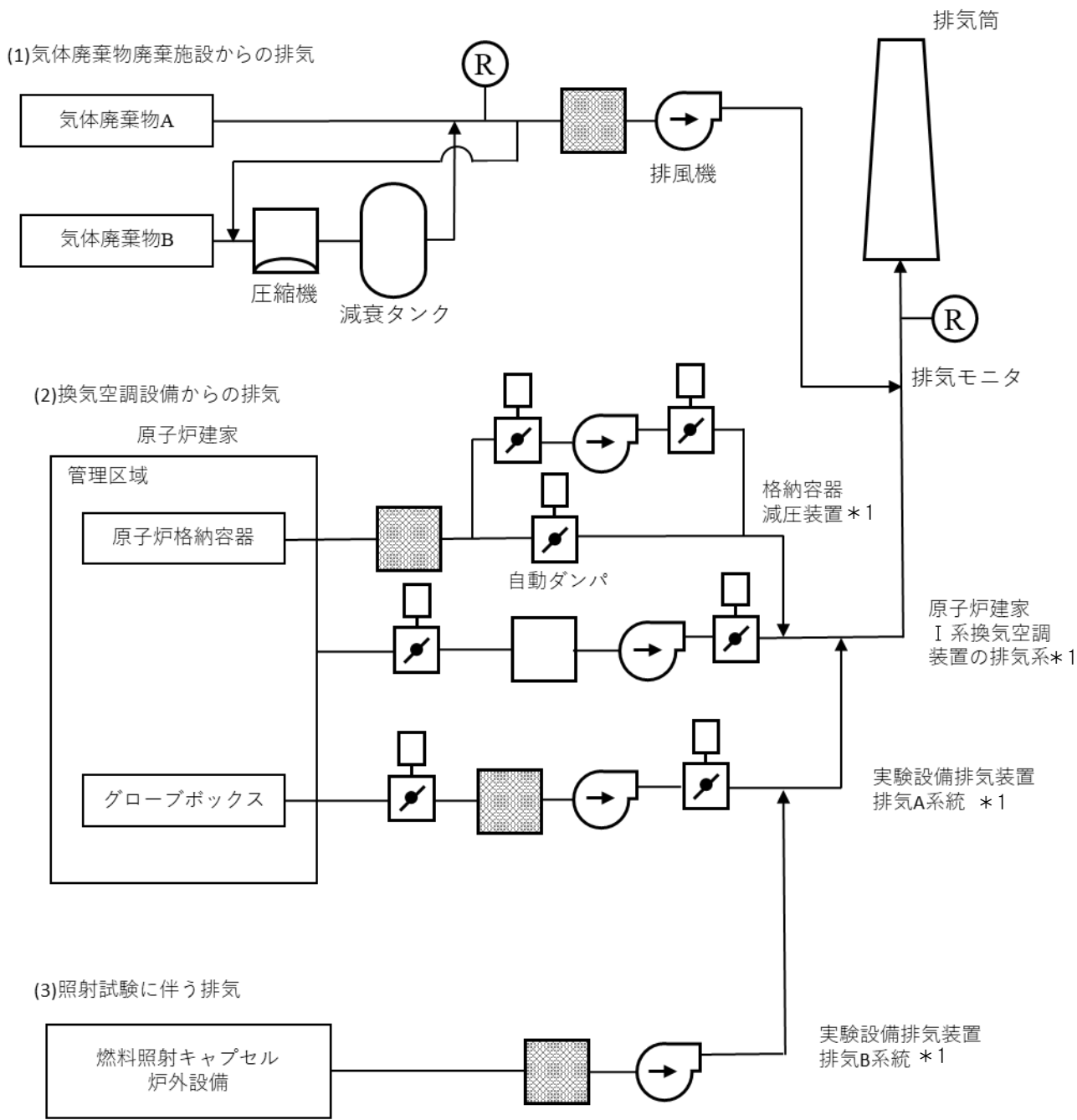
発生した気体廃棄物 A は、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタユニットにより、放射性よう素及び微粒子等を除去した後、排風機により排気筒へ送られ大気へ放出する。なお、気体廃棄物 A 処理系では、フィルタユニットの上流側で常時放射線レベルが監視されており、高放射性気体廃棄物である気体廃棄物 B が混入し、放射線レベルが規定値を超える場合には、自動的に気体廃棄物 B 処理系に送られる。

(2) 換気空調設備からの排気

原子炉建家 I 系換気空調装置等によって原子炉建家内の換気を行うことによる排気があり、微粒子フィルタを通した後、排気筒から放出する。また、格納容器減圧装置によって、原子炉運転中及び停止直後に原子炉格納容器内の間欠排気を行うことによる排気があり、フィルタユニットを通した後、排気筒から放出する。原子炉建家 I 系換気空調装置等系統説明図を第 3.1.3 図に、格納容器減圧装置系統説明図を第 3.1.4 図に示す。

(3) 照射試験に伴う排気

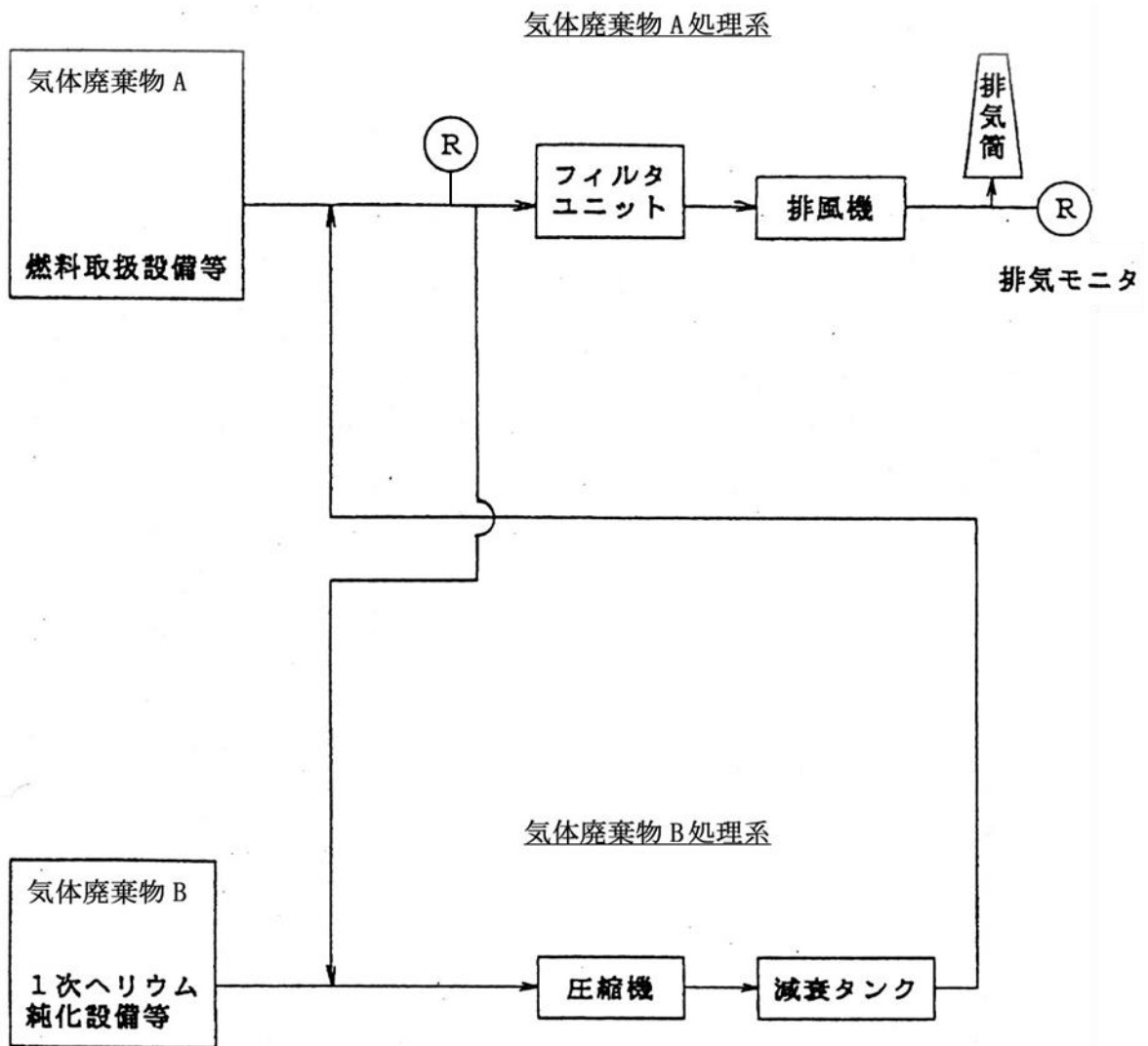
燃料照射試験に伴い、照射試料から照射キャプセル内に核分裂生成物が放出され、スweepガスにより、コールドチャコールトラップ等を経て排気筒より放出する。また、照射キャプセルのスweepガス配管から漏えいした場合には、核分裂生成物は、実験設備換気空調装置排気 A 系統に送られフィルタユニットを経て排気筒より放出する。燃料照射キャプセル炉外装置系統説明図を第 3.1.5 図に、実験設備換気装置系統説明図を第 3.1.6 図に示す。



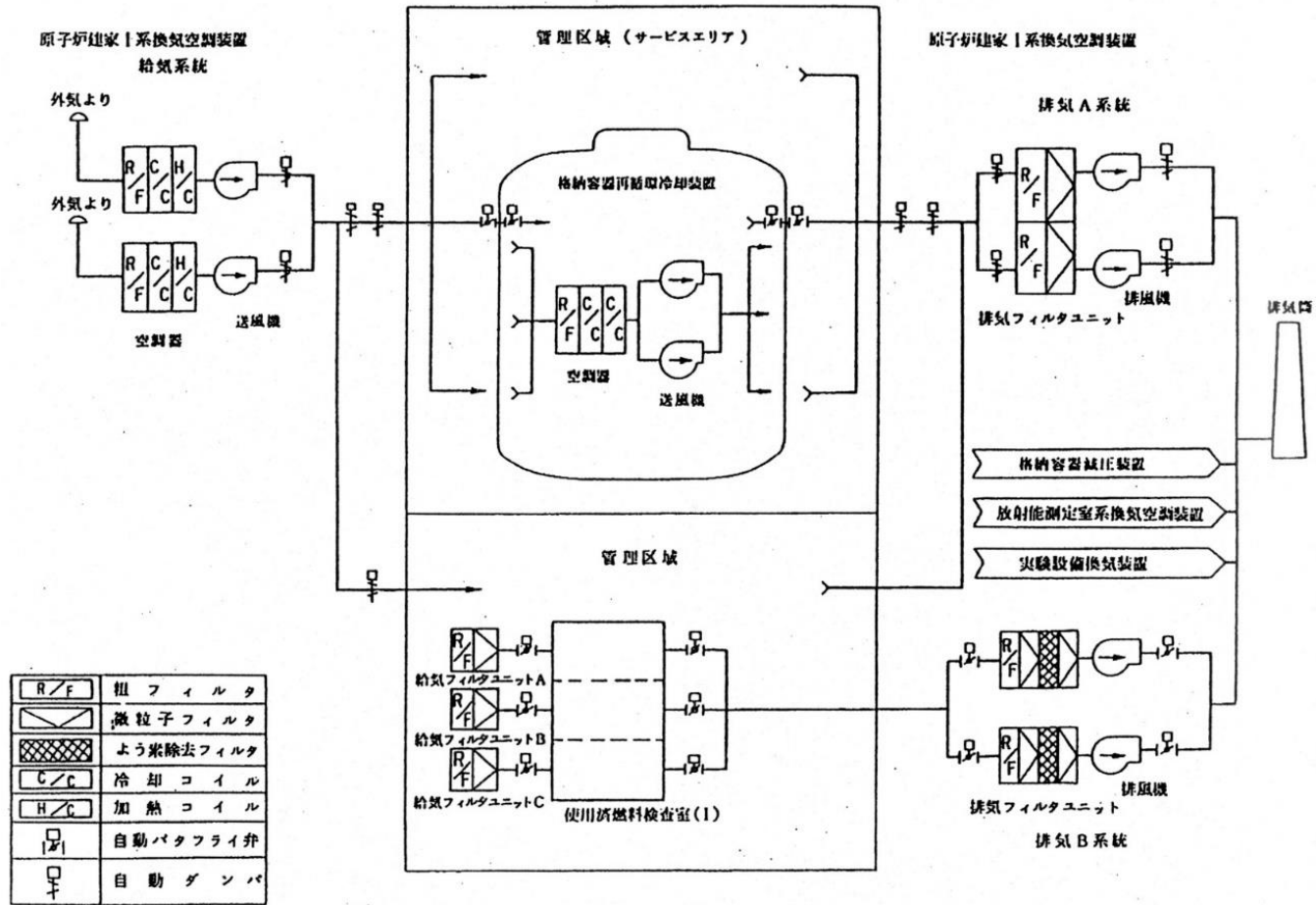
* 1: 換気空調設備(原子炉建家 I 系、格納容器減圧装置、実験設備排気装置)からの排気は、気体廃棄物の廃棄施設(排気筒)から放出する。

	フィルタユニット
	フィルタユニット (よう素除去フィルタ含む)

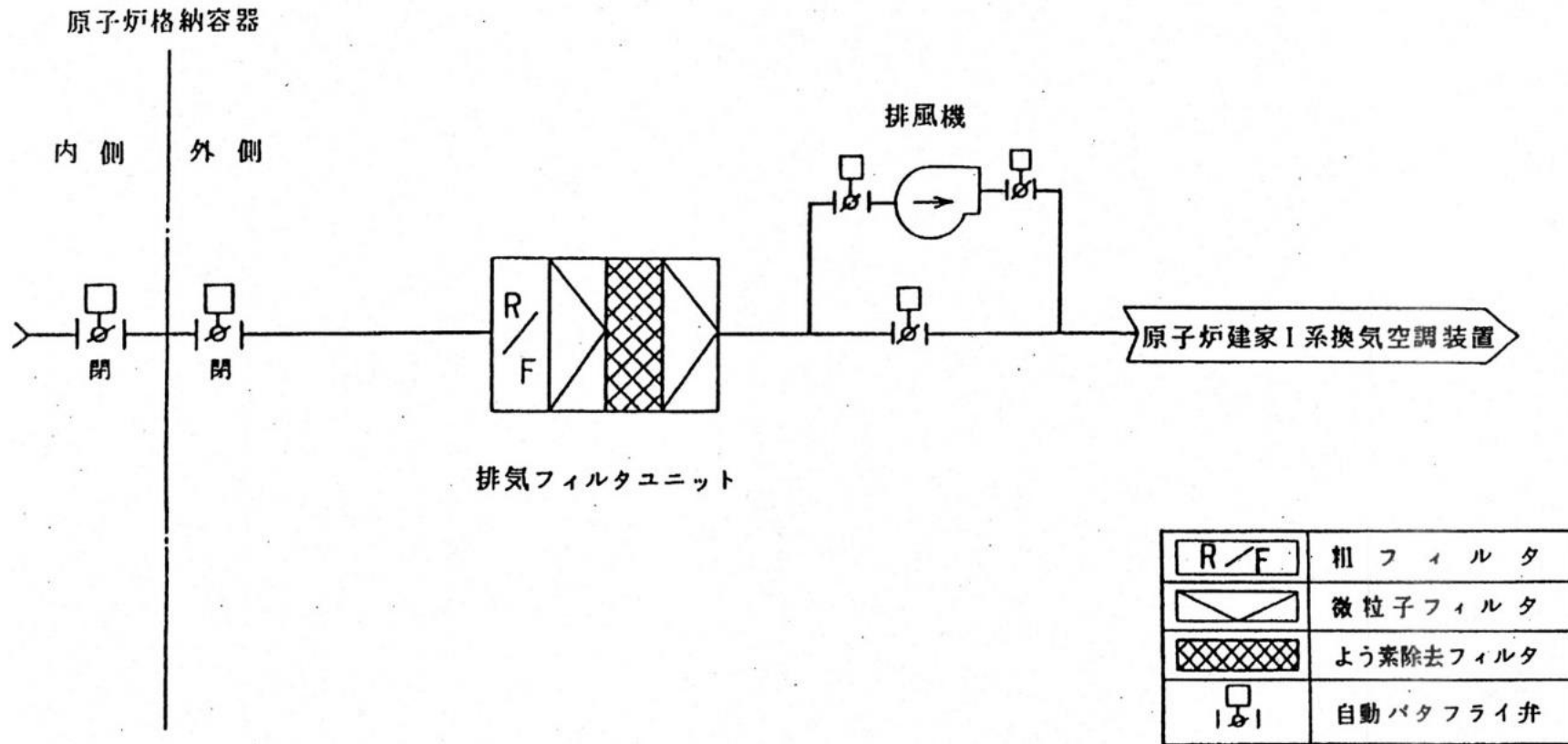
第 3. 1. 1 図 HTTR 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図



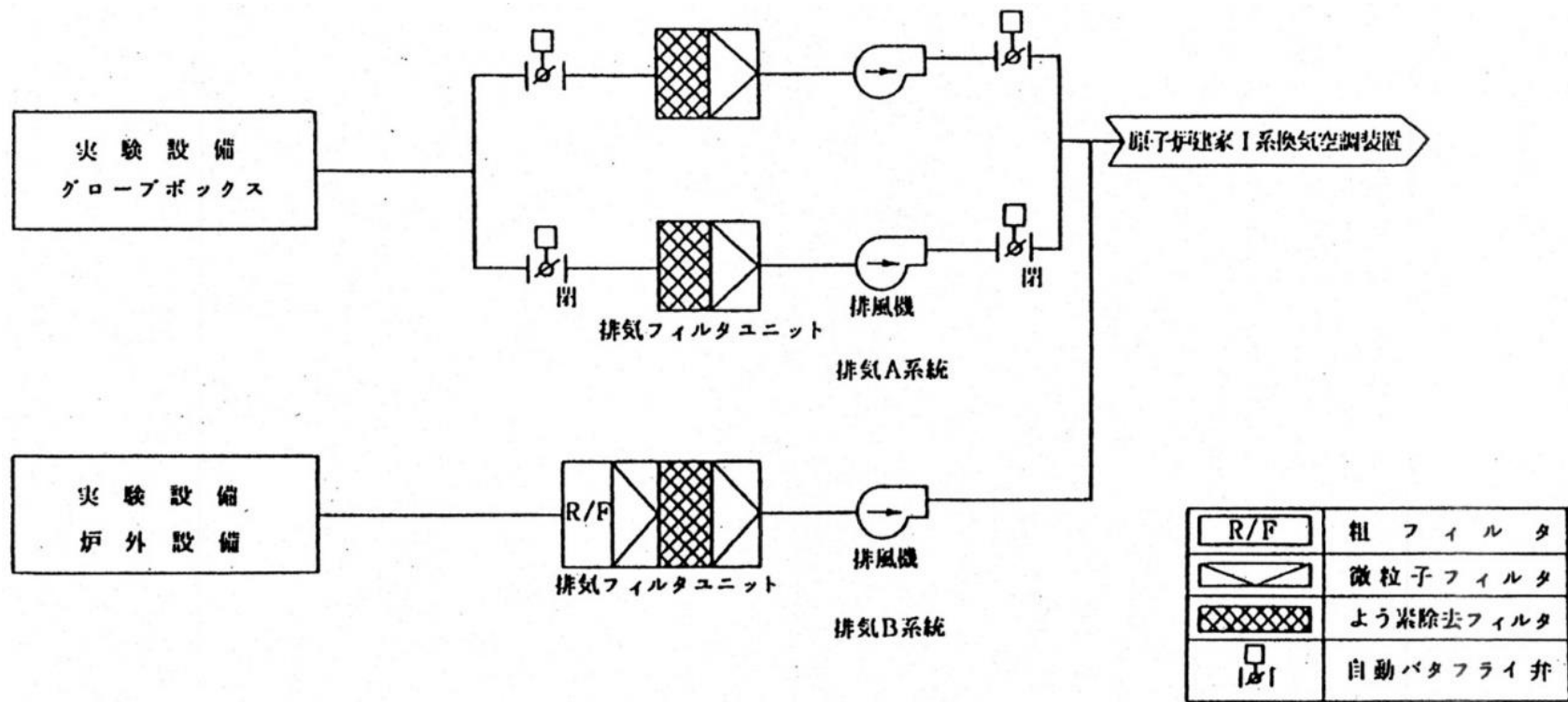
第 3.1.2 図 気体廃棄物の廃棄施設系統説明図



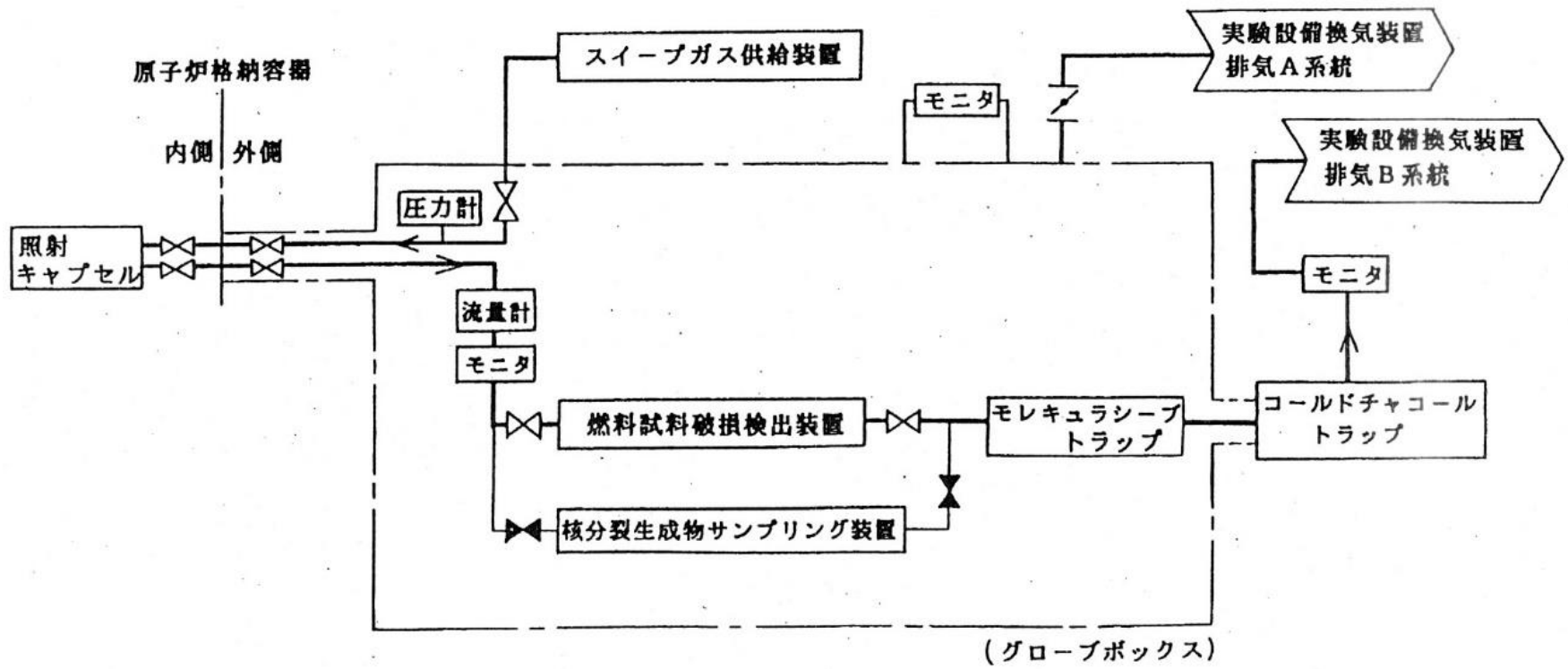
第 3.1.3 図 原子炉建家 I 系換気空調装置等系統説明図



第 3. 1. 4 図 格納容器減圧装置系統説明図



第 3. 1. 5 図 実験設備換気装置系統説明図



第 3.1.6 図 燃料照射キャプセル炉外装置系統説明図

3.2 液体廃棄物について

(1) 発生源及び処理系統

原子炉の通常運転時において原子炉建家内において発生する液体廃棄物の発生源としては加圧水冷却設備、炉容器冷却設備、補助冷却水系等のドレン、換気空調設備の凝縮水、原子炉建家の床ドレン、シャワー室排水、手洗排水、燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等である。

また、使用済燃料貯蔵建家内の液体廃棄物の主要な発生源は、燃料取扱及び貯蔵設備等の廃液、床ドレン、手洗排水等である。

これらの液体廃棄物のうち、加圧水冷却設備等の機器ドレン及び手洗排水等の放射性物質の濃度が低い液体廃棄物は、機器ドレン系、床ドレン系及び使用済燃料貯蔵建家ドレン系の各廃液槽に受け入れ、放射性物質の濃度を測定する。測定の結果、廃液中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という）に定める濃度限度を超える液体廃棄物は廃棄物管理施設へ移送して引き渡し、濃度限度以下の液体廃棄物は、排水口から大洗研究所敷地内の一般排水管へ放出する。一般排水管へと放出された液体廃棄物は、濃度限度以下で放出された各施設からの液体廃棄物と一般排水溝で合流し、敷地境界を経由して海洋へと放出される。

燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液、分析室ドレン等の放射性物質の濃度が比較的高い液体廃棄物は、洗浄廃液ドレン系廃液槽に受け入れ、廃液運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

廃液運搬車に設ける廃液移送容器は、液体廃棄物が漏えいし難い構造にし、漏えいの拡大を防止するため、周辺には受け皿を設計としている。

液体廃棄物の廃棄設備系統を第 3.2.1 図に示す。

(2) 処理能力について

通常運転時に発生が予想される液体廃棄物については、添付書類九 第 4.3.6 表 液体廃棄物の年間推定発生量が記載されている。

床ドレン系の発生量は、年間約 570m³（シャワー室ドレン、手洗排水及び床ドレンの合計）であり、一日あたりでは約 1.6m³となる。廃液槽は 5m³を 2 基設けており、放射性物質の濃度の測定に必要な期間は一日程度であるため、廃液槽を切り替えることにより処理は十分可能である。

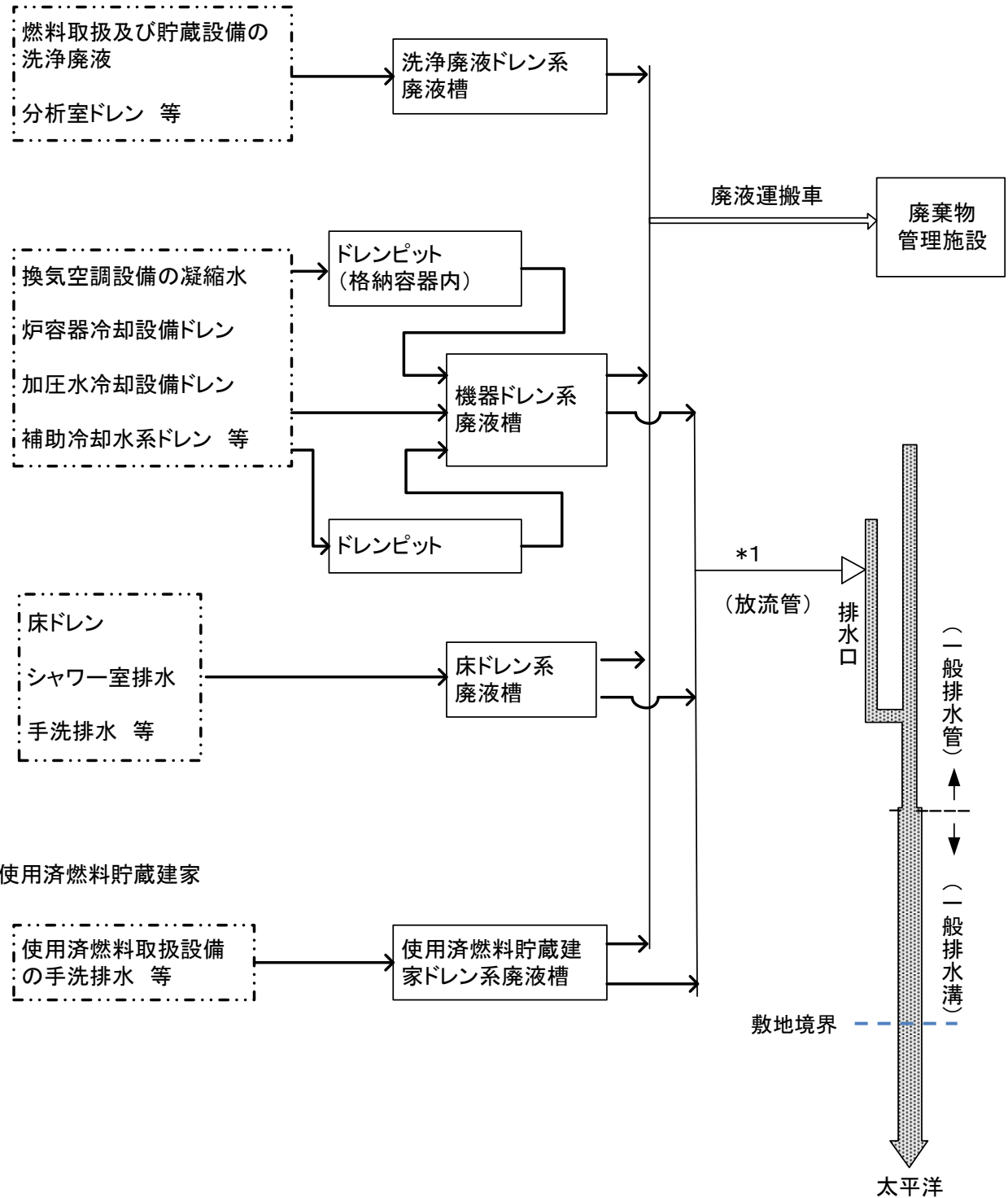
同様に機器ドレン系及び洗浄廃液ドレン系についても発生量はそれぞれ年間 230m³（炉容器冷却設備等機器ドレン及び原子炉格納容器内機器ドレンの合計）及び 25m³（液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン、燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液及び分析室ドレンの合計）であり、機器ドレン系についてはドレンピット（CV 内ドレン：1m³×1 基、機器ドレン：1.5m³×1 基）及び廃液槽（5m³×1 基）、洗浄廃液については廃液槽（5m³×1 基）により、十分処理できる設計となっている。

第 4.3.6 表 液体廃棄物の年間推定発生量（添付書類九より抜粋）

(HTTR)

発 生 源	発 生 量 (m ³ /y)
シャワー室ドレン、手洗排水	約 550
床 ド レ ン	約 20
炉容器冷却設備等機器ドレン	約 130
原子炉格納容器内機器ドレン	約 100
液体廃棄物の廃棄設備機器ドレン	約 10
燃料取扱及び貯蔵設備の洗浄廃液	約 5
分 析 室 ド レ ン	約 10

原子炉建家



注) *1は「線量告示」で定める濃度限度以下の液体廃棄物

→ : 配管による移送

⇨ : 廃液運搬車による移送

第 3.2.1 図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図

3.3 固体廃棄物について

原子炉の通常運転時において発生する固体廃棄物には次のものがある。

(1) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B

使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック、制御棒、監視試験片等

(2) 使用済フィルタ

1次ヘリウム循環機、補助ヘリウム循環機、換気空調設備、気体廃棄物の廃棄施設のフィルタ等

(3) $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A

布、紙等の雑固体廃棄物

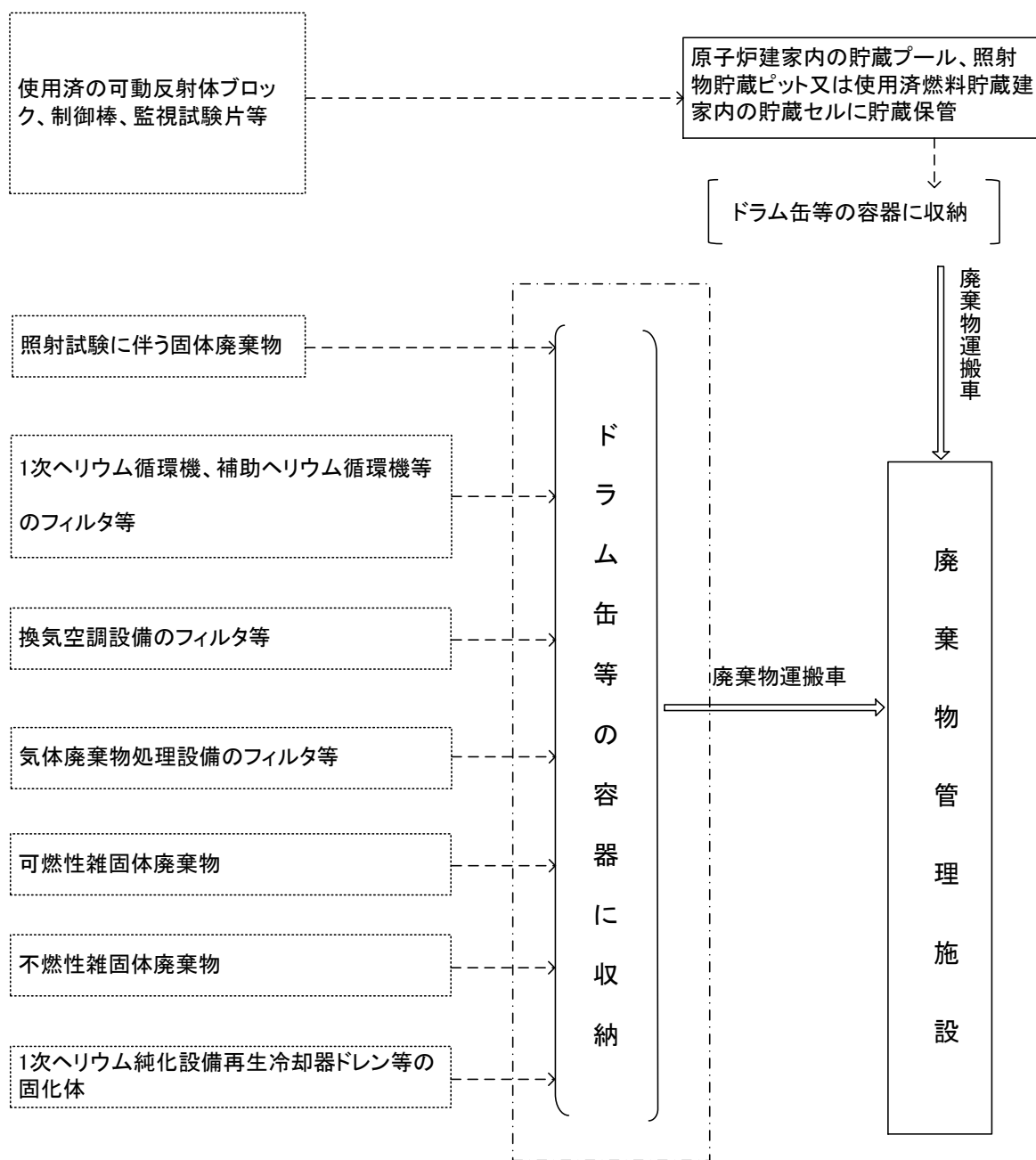
これらのうち、本原子炉施設に特有な使用済の可動反射体ブロック、制御棒案内ブロック等の六角柱ブロックの $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は燃料取扱及び貯蔵設備の貯蔵プールに一時保管した後、使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

使用済の制御棒、監視試験片等は燃料取扱及び貯蔵設備の照射物貯蔵ピット、貯蔵プール又は使用済燃料貯蔵建家内の貯蔵セルに貯蔵保管し、ドラム缶等の容器に収納して、廃棄物運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

上記以外の $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 A 及び $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物 B は固体廃棄物保管室へ保管し、廃棄物運搬車により廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。保管にあたっては、ドラム缶、廃棄物容器等に収納して汚染の拡大防止措置を講じる。ただし、ドラム缶、廃棄物容器に封入することが著しく困難なものについては、ビニールシート等で包装し汚染拡大防止措置を講じる。また、可燃性の固体廃棄物については、金属製保管箱等に収納する。

なお、固体廃棄物の回収、分類、ドラム缶等の容器への収納及び保管に際して、散逸し難いものとして設計しているものはないが、固体廃棄物保管室へ保管する固体廃棄物については、廃棄物容器等に収納のうえ、必要に応じてポリエチレン等で包装し、又はビニールシート等で梱包・密封することにより、汚染の拡大防止措置を講じている。また、固体廃棄物はビニールシート等で梱包・密封して汚染拡大防止措置を講じ、廃棄物管理施設へ移送して引き渡す。

固体廃棄物の廃棄設備系統を第 3.3.1 図に示す。



注) ⇔ : 廃棄物運搬車による移送
 □ : 固体廃棄物保管室へ保管

第 3. 3. 1 図 固体廃棄物の廃棄設備系統図

コメント事項

申請書 8-11-1

線量告示濃度限度以下の廃水については、一般排水管へ放出する場合があるとしているが、どうやって測定、判断しているのか。また、一般排水路放出以降、どの様に処理されるのか、公衆被ばく影響が無いと言えるのか。申請書において示すこと。

【回答】

第 5.1 図に示す一般排水管へ放出する廃液については、以下の方法により放出を行っている。

- ① 原子炉建家内の加圧水冷却設備、補助冷却水系等で発生する液体廃棄物及びシャワー室排水等の液体廃棄物は、原子炉建家内の廃液槽に一時貯留する。排出の際は、廃液槽内の廃液をサンプリングし、第 5.1 表に示す放射性物質の濃度測定方法により放射性物質の濃度を測定する。測定の結果、廃液中の放射性物質の濃度が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」（以下「線量告示」という）に定める濃度限度を超えるものは廃棄物管理施設へ移送して引き渡し、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する。
- ② 使用済燃料貯蔵建家内で発生する液体廃棄物は、使用済燃料貯蔵建家内の廃液槽に一時貯留する。排出の際は、廃液槽内の廃液をサンプリングし、第 5.1 表に示す放射性物質の濃度測定方法により放射性物質の濃度を測定する。測定の結果、廃液中の放射性物質の濃度が濃度限度以上のものは廃棄物管理施設へ移送して引き渡し、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する。

一般排水管へ放出する廃液については、以上の方法により放射性物質の濃度を測定し、濃度限度以下であることを確認したうえで放出を行っていることから、一般公衆への被ばく影響は無い。

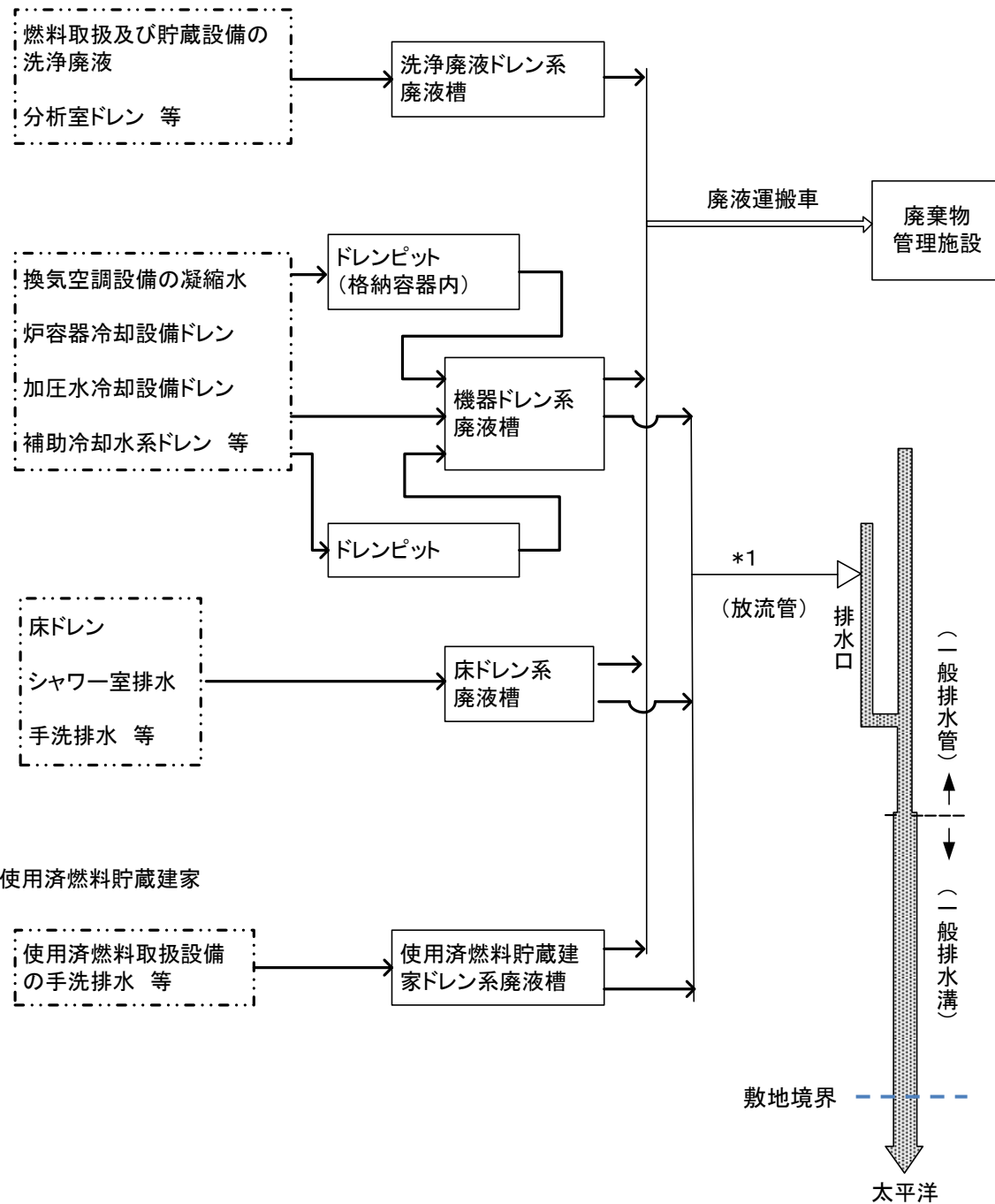
なお、放流管、排水口を経由して一般排水管へ放出する際は特段の処理を行っておらず、放射性物質の濃度が濃度限度以下であることが確認された廃液はそのまま放出している。

一般排水管へと放出された液体廃棄物は、濃度限度以下で放出された各施設からの液体廃棄物と一般排水溝で合流し、敷地境界を経由して海洋へと放出される。

第 5.1 表 放射性物質の濃度測定方法

放射性物質の種類	測定装置
ガンマ線放出核種	Ge 半導体スペクトロメータ
トリチウム	液体シンチレーション計数装置
全ベータ放射能	プラスチックシンチレーション計数装置又は ガスフロー型GM計数装置
全アルファ放射能	ZnS (Ag) シンチレーション計数装置

原子炉建家



注) *1は「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」で定める濃度限度以下の液体廃棄物
 → : 配管による移送
 ⇨ : 廃液運搬車による移送

第 5.1 図 液体廃棄物の廃棄設備系統説明図

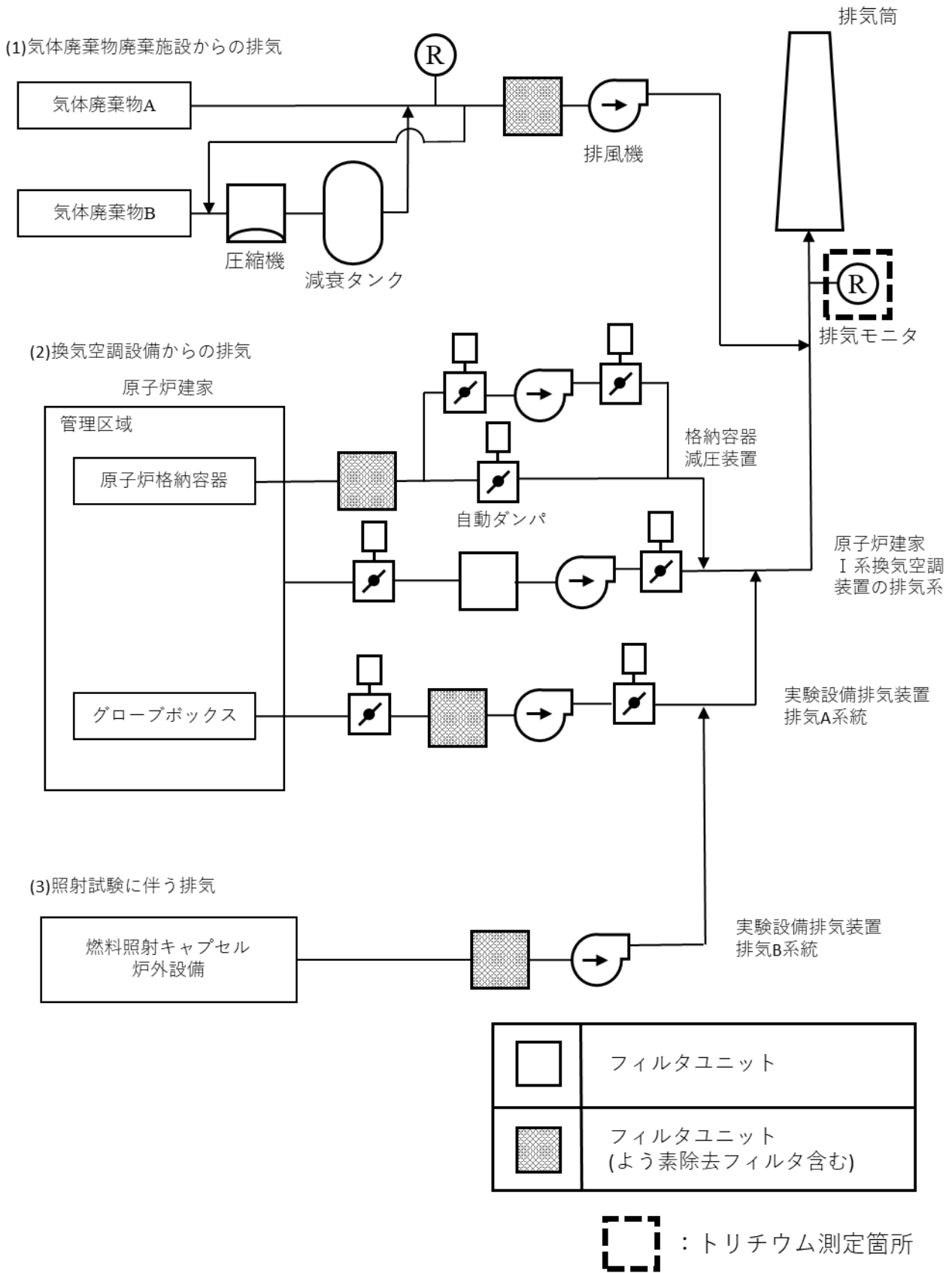
トリチウムの管理について

気体のトリチウムに関して、1次冷却材中には核分裂反応による生成のほか、一次冷却材及び炉内黒鉛構造物等の不純物である³He、Li及びBの放射化反応により生成されるトリチウムが含まれる。また、トリチウム生成回収試験を実施する場合には照射中に1次冷却材中に漏えいするトリチウムが含まれる。この1次冷却材に含まれるトリチウムは1次ヘリウム純化設備のモレキュラーシーブトラップにより低減除去される。モレキュラーシーブトラップは60日間の連続運転後、50日間の貯留期間を経過してから再生するものとし、この再生の際に発生するオフガスは気体廃棄物の減衰タンクにおいて30日間貯留され、排気筒から放出される。

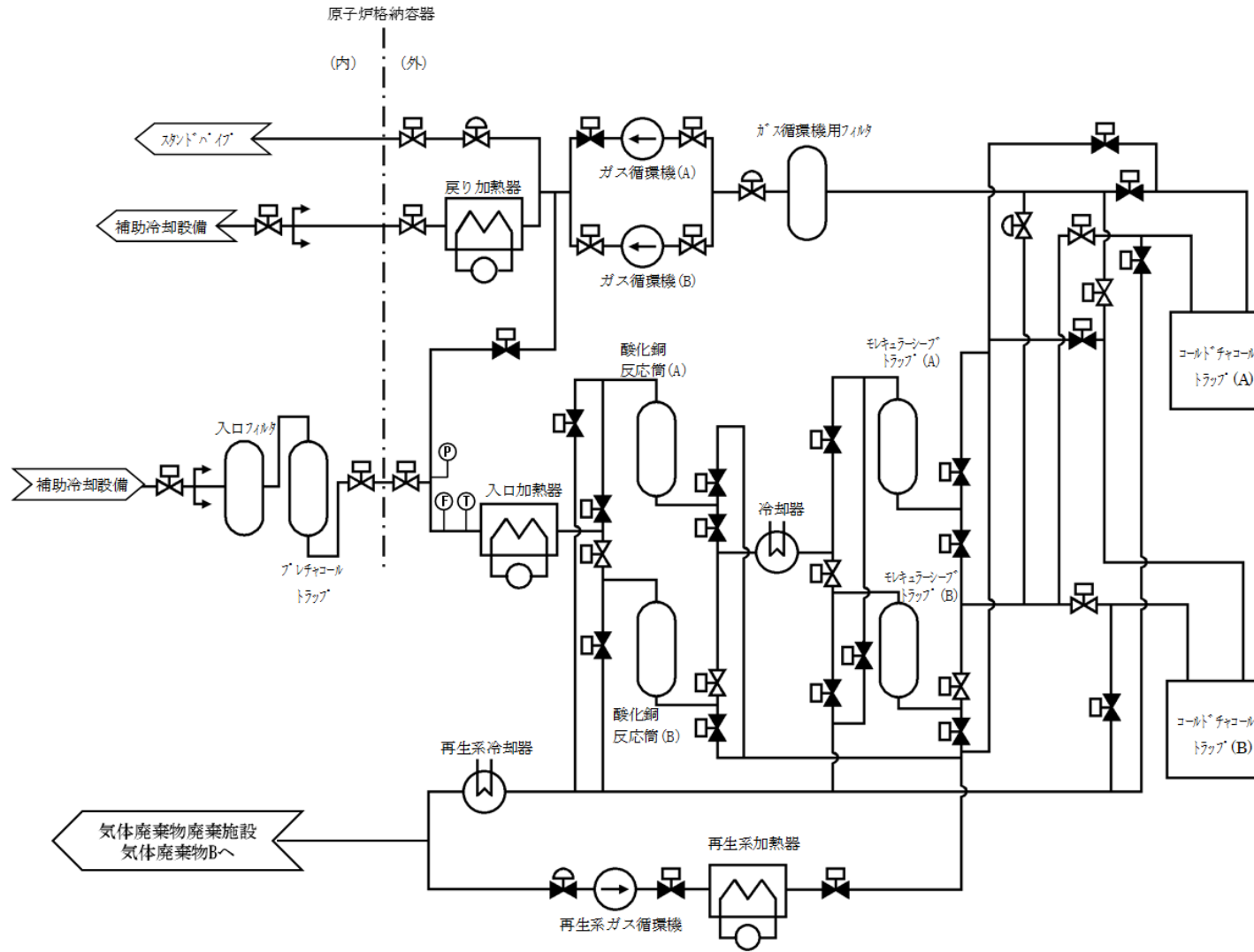
また、通常運転時に系統から漏えいするトリチウムに関して、原子炉格納容器内については、格納容器減圧装置により排気筒から放出される。原子炉格納容器外については原子炉建家I系換気空調装置により排気筒から放出される。

排気筒から放出されるトリチウムに関しては、排気モニタリング設備のトリチウム測定用の排気モニターでトリチウム濃度を連続監視しており、放出管理目標値を超える濃度になる場合には警報を発報する設計となっている。HTTR原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図を第4.1図に、1次ヘリウム純化設備系統図を第4.2図に示す。

液体廃棄物では換気空調設備の格納容器再循環冷却装置において発生する凝縮水及びモレキュラーシーブトラップを再生する際に再生系冷却器において発生する凝縮水にトリチウムが含まれると考えられる。格納容器再循環冷却装置において発生する凝縮水は機器ドレン系廃液槽に受け入れ、放射性物質の濃度を測定した後、廃液運搬車により廃棄物管理施設に引き渡す。モレキュラーシーブトラップを再生する際に再生系冷却器において発生する凝縮水については、ドレン回収容器等に回収し、廃棄物管理施設に引き渡す。なお、濃度限度以下のものは、排水口から一般排水管へ放出する場合があります。この際、放出管理目標を超えないことを確認している。なお、これまでの実績においては、気体廃棄物及び液体廃棄物中のトリチウムの放出管理目標値 1.1×10^{13} 、 3.7×10^{12} Bq/yに対し、十分小さいことを確認している。



第 4.1 図 HTTR 原子炉施設の気体廃棄物の廃棄施設系統図



第 4.2 図 1 次ヘリウム純化設備系統図