



廃棄物の合理的処理処分方策の基本的考え方 -廃棄物処理の加速に向けた検討結果-

参考資料

令和2年1月29日

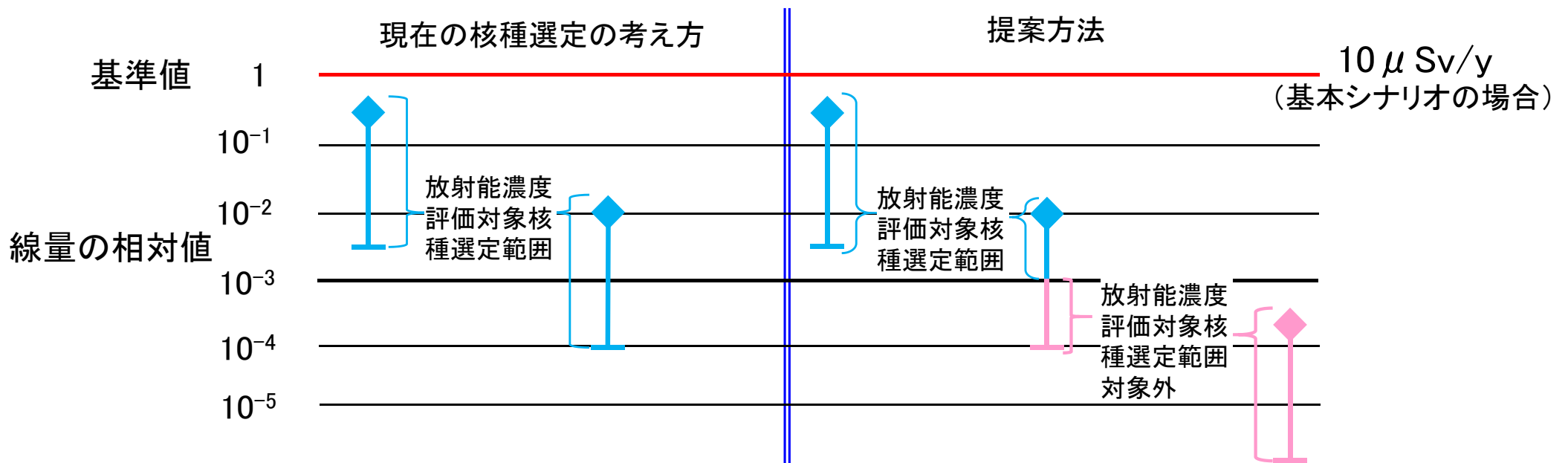
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

4章 参考資料

4章【参考】放射能評価対象核種の選定方法 (1/11)

放射能濃度評価対象核種の選定に際しては、従来は最大線量を示す核種に対する線量の最大値の1%以内の線量を示す核種を選定しているが*、十分低い線量以下のみを示す核種まで選定しなくても安全性は確保できることから、放射能濃度評価対象核種の相対評価による選定に加え、絶対評価による選定方法を提案する。

*経済産業省原子力安全・保安院(2012):放射性廃棄物に含まれる放射性物質について(内規)



研究施設等廃棄物に含まれる可能性のある半減期30日以上
の核種は220核種

全ての核種の線量が基準線量の1/1,000以下
であれば、基準線量を超えることはない。

放射能濃度評価対象核種選定の下限を基準線量の1/1,000とし、これ以下の核種は放射能濃度評価対象核種として選定しない。

基本シナリオの場合: $10 \mu\text{Sv/y} \times 1/1,000 \times 220 = 2.2 \mu\text{Sv/y} < 10 \mu\text{Sv/y}$

4章【参考】 検討対象核種(2/11)

■ 本検討での対象核種

研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計において一般的な環境条件でトレンチ処分の被ばく線量評価を実施済みである*。この評価結果から放射能濃度評価対象核種であった以下の核種を選定し、本検討での対象核種とした。なお、U-234, U-235, U-238は規制基準が決まっていないため本検討対象から除外した。

- 地下水移行シナリオである河川水シナリオ、井戸水飲用シナリオ
 - H-3, C-14, Ni-63, Sr-90, Cl-36, Tc-99, Cs-137, Pu-239, Am-241
- 跡地利用の建設、居住シナリオ
 - H-3, C-14, Cl-36, Co-60, Ni-63, Sr-90, Tc-99, Ag-108m, Cs-137, Eu-152, Pu-239, Am-241
- 対象核種に対して本検討で設定した放射能インベントリ及び放射能濃度

核種	半減期 (y)	放射能 (Bq)	放射能濃度 (Bq/t)
H-3	1.23E+01	1.90E+11	9.91E+06
C-14	5.73E+03	1.91E+09	9.95E+04
Cl-36	3.01E+05	2.99E+07	1.56E+03
Co-60	5.27E+00	2.55E+11	1.33E+07
Ni-63	1.00E+02	4.53E+10	2.36E+06
Sr-90	2.88E+02	1.63E+09	8.51E+04

核種	半減期 (y)	放射能 (Bq)	放射能濃度 (Bq/t)
Tc-99	2.11E+05	1.02E+08	5.32E+03
Ag-108m	4.18E+02	2.90E+07	1.51E+03
Cs-137	3.01E+01	8.41E+09	4.38E+05
Eu-152	1.35E+02	3.24E+09	1.69E+05
Pu-239	2.41E+04	4.38E+07	2.28E+03
Am-241	4.32E+02	6.73E+08	3.50E+04

* 研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計JAEA-Technology 2012-031(2012)



4章【参考】 検討対象核種の放射能インベントリ (3/11)

発生施設区分	原子炉系	TRU及びβγ系	加速器、RI協会	全体平均
本数(200ℓドラム缶換算本数)	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04
重量	2.11E+04	1.74E+04	2.04E+04	1.92E+04
核種	施設別総放射能(Bq/t)			
H-3	1.11E+07	1.09E+07	1.32E+07	9.91E+06
Be-10	1.72E+02	6.00E+01	5.29E-05	6.87E+01
C-14	2.08E+05	1.51E+05	1.35E+03	9.95E+04
Na-22	7.64E+04	2.66E+04	8.44E+04	5.64E+04
Al-26	----	----	2.63E+02	8.04E+01
Cl-36	1.68E+02	4.36E+01	4.88E+03	1.56E+03
K-40	2.19E+00	3.57E-04	----	7.20E-01
Ca-41	8.71E+03	6.86E+01	5.82E-01	2.88E+03
Mn-53	----	----	7.43E-01	2.27E-01
Mn-54	2.83E+05	9.84E+04	----	1.13E+05
Fe-55	5.15E+05	1.79E+05	9.38E+03	2.09E+05
Fe-59	----	----	----	----
Co-58	9.70E+03	3.40E+03	----	3.88E+03
Fe-60	----	----	6.02E-03	1.84E-03
Co-60	1.89E+07	9.20E+06	1.69E+07	1.33E+07
Ni-59	3.60E+04	5.84E+03	1.21E+04	1.67E+04
Ni-63	4.62E+06	9.01E+05	2.14E+06	2.36E+06
Zn-65	1.27E+02	4.40E+01	----	5.06E+01
Se-79	1.73E+00	2.61E+00	1.73E-04	1.10E+00
Rb-87	6.80E-03	2.87E-04	----	2.30E-03
Sr-90	1.21E+04	3.64E+05	2.25E+04	8.51E+04
Y-90	----	----	----	1.20E+00
Y-91	----	----	----	1.78E-20
Zr-93	1.39E+00	1.34E+01	2.06E+01	9.51E+00
Zr-95	----	----	----	8.50E-17
Nb-94	4.02E+02	1.71E+02	6.24E+00	1.69E+02
Nb-95	----	7.83E-01	----	1.60E-01
Nb-95m	----	----	----	4.52E-20
Mo-93	1.53E+03	3.34E+01	2.80E+00	5.12E+02
Tc-97	----	----	----	----
Tc-98	4.31E-07	2.38E-05	----	5.00E-06
Tc-99	5.60E+01	8.11E+01	1.63E+04	5.32E+03

発生施設区分	原子炉系	TRU及びβγ系	加速器、RI協会	全体平均
本数(200ℓドラム缶換算本数)	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04
重量	2.11E+04	1.74E+04	2.04E+04	1.92E+04
核種	施設別総放射能(Bq/t)			
Ru-106	----	----	8.44E+03	2.59E+03
Rh-102	----	----	----	----
Rh-106	----	----	----	2.92E-01
PD-107	7.17E-03	9.41E-01	7.64E-06	1.95E-01
Ag-108m	4.42E+03	2.56E+02	1.54E+01	1.51E+03
Ag-110m	2.26E+01	7.86E+00	----	9.04E+00
Cd-109	----	4.53E+00	9.19E+03	2.81E+03
Cd-113m	2.21E+00	3.35E+02	----	6.92E+01
Sn-121m	----	----	----	----
Sn-123	----	----	----	4.25E-12
Sn-126	2.22E+01	1.24E+01	----	9.82E+00
Sb-125	----	----	3.38E+03	1.03E+03
Te-125m	----	----	----	3.72E-03
Te-127	----	----	----	2.07E-13
Te-127m	----	----	----	2.10E-13
Te-129	----	----	----	1.89E-40
Te-129m	----	----	----	2.92E-40
I-129	1.48E-02	7.02E-02	2.85E-02	2.79E-02
Cs-134	2.37E+02	8.24E+01	2.81E+03	9.56E+02
Cs-135	1.67E-02	9.18E+01	2.25E+01	2.56E+01
Cs-137	3.40E+04	7.14E+05	9.19E+05	4.38E+05
BA-133	3.69E+04	1.97E+03	1.43E+04	1.69E+04
Ba-137m	----	----	----	1.57E+00
LA-138	1.16E-01	3.10E-05	----	3.80E-02
Ce-141	----	----	----	4.78E-40
Ce-144	----	----	----	7.97E-03
Pr-144	----	----	----	5.84E-04
ND-144	7.49E-11	7.64E-09	----	1.58E-09
PM-145	4.47E+01	9.05E+00	1.83E-03	1.66E+01
PM-146	6.77E-02	1.12E+01	1.11E-07	2.31E+00
Pm-147	----	----	2.44E+07	7.46E+06
Sm-146	4.89E-07	1.53E-06	1.50E-11	4.73E-07



4章【参考】 検討対象核種の放射能インベントリ (4/11)

発生施設区分	原子炉系	TRU及びβγ系	加速器、RI協会	全体平均
本数(200ℓドラム缶換算本数)	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04
重量	2.11E+04	1.74E+04	2.04E+04	1.92E+04
核種	施設別総放射能(Bq/t)			
Sm-147	3.51E+00	9.52E-04	----	1.16E+00
Sm-151	----	----	----	7.17E-03
Eu-150	3.46E-07	5.68E-05	1.88E-05	1.75E-05
Eu-152	4.99E+05	7.55E+03	1.05E+04	1.69E+05
Eu-154	3.49E+04	6.35E+04	8.63E+01	2.45E+04
Eu-155	8.60E+00	2.99E+00	7.13E+00	5.64E+00
Ho-166M	5.59E+01	1.84E+01	3.23E-03	2.21E+01
Hf-178M	----	1.31E-01	----	2.67E-02
Hf-182	3.89E-01	2.67E-01	1.06E-12	1.82E-01
Ta-182	1.09E+02	3.79E+01	----	4.36E+01
Re-186m	----	----	----	----
Os-194	1.15E-04	6.66E-04	----	1.74E-04
Tl-208	----	----	----	2.92E+01
Pb-202	----	----	----	----
Pb-205	3.61E+02	1.22E-02	1.72E-07	1.19E+02
Pb-210	1.29E-03	4.79E-07	----	4.25E-04
Bi-207	----	----	1.09E+02	3.33E+01
Bi-210m	6.11E+00	1.04E-04	----	2.01E+00
Bi-212	----	----	----	8.23E+01
Ra-226	4.07E-03	1.64E-06	----	1.34E-03
Ra-228	7.16E+02	2.46E-01	----	2.35E+02
Ac-227	2.76E-02	3.54E-05	----	9.07E-03
Th-229	3.95E-03	5.48E-05	----	1.31E-03
Th-230	4.80E-01	3.56E-04	----	1.58E-01
Th-231	----	----	----	5.84E+01
Th-232	2.06E+00	2.95E-05	----	6.76E-01
Pa-231	6.69E-02	2.70E-04	----	2.20E-02
Pa-233	----	----	----	6.11E-01
Pa-234m	----	----	----	8.50E+02
U-232	1.94E-01	1.21E-01	----	8.77E+01
U-233	2.14E+00	7.31E+00	----	2.20E+00

発生施設区分	原子炉系	TRU及びβγ系	加速器、RI協会	全体平均
本数(200ℓドラム缶換算本数)	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04	5.00E+04
重量	2.11E+04	1.74E+04	2.04E+04	1.92E+04
核種	施設別総放射能(Bq/t)			
U-234	6.86E-02	1.17E+04	----	2.62E+04
U-235	2.18E+02	5.44E+02	----	1.13E+03
U-236	6.60E-03	1.05E+00	----	5.85E+02
U-237	----	----	----	3.98E-03
U-238	6.75E+03	3.18E+03	----	2.15E+04
Np-235	----	----	----	----
Np-236	1.21E-07	1.96E-05	----	4.05E-06
Np-237	7.48E-03	2.56E+01	----	6.10E+00
Np-239	----	----	----	3.45E-04
Pu-236	----	----	----	7.70E-05
Pu-238	8.26E+01	1.39E+04	----	2.86E+03
Pu-239	1.61E+01	1.11E+04	----	2.28E+03
Pu-240	3.53E+01	7.13E+03	----	1.47E+03
Pu-241	----	----	----	2.26E+02
Pu-242	1.47E-01	2.42E+01	----	5.00E+00
Pu-244	3.83E-08	4.85E-06	----	1.00E-06
Am-241	1.62E+02	5.52E+03	1.11E+05	3.50E+04
Am-242	----	----	----	1.91E-04
Am-242m	2.89E-01	4.15E+01	----	8.58E+00
Am-243	1.08E+00	1.71E+02	----	3.53E+01
Cm-242	----	----	----	1.59E-04
Cm-243	1.17E+00	1.93E+02	----	3.98E+01
Cm-244	1.65E+02	2.28E+04	----	4.71E+03
Cm-245	1.13E-02	1.69E+00	----	3.49E-01
Cm-246	2.27E-02	7.08E-01	----	1.52E-01
Cm-247	1.41E-07	2.86E-06	----	6.29E-07
Cf-248	8.43E-06	1.46E-05	----	5.76E-06
BK-247	----	----	----	----
Cf-249	5.93E-05	6.25E-05	----	3.23E-05
Cf-250	7.48E-04	1.53E-03	----	5.58E-04
Cf-251	1.39E-05	1.38E-05	----	7.40E-06



4章【参考】研究施設等廃棄物の発生施設別 放射能濃度評価対象核種(5/11)

研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計*での一般的な環境条件下でのトレンチ処分の被ばく線量評価に対し、発生施設別及び全体平均放射能インベントリを設定した場合の最大被ばく線量から2桁以内の核種を抽出して以下の表に示した。

発生施設区分		原子炉系				TRU及びβγ系				加速器、RI協会				合計			
		河川水	井戸水	建設	居住	河川水	井戸水	建設	居住	河川水	井戸水	建設	居住	河川水	井戸水	建設	居住
核種	H-3	1.1E-02	6.2E+01	3.0E-07	1.5E-01	1.1E-02	6.1E+01	2.9E-07	1.5E-01	1.3E-02	7.4E+01	3.6E-07	1.8E-01	1.0E-02	5.6E+01	2.7E-07	1.3E-01
	C-14	1.2E-02	4.7E-01	1.3E-06	1.3E-02	8.6E-03	3.4E-01	9.5E-07	9.2E-03	7.7E-05	3.1E-03	8.5E-09	8.2E-05	5.6E-03	2.3E-01	6.3E-07	6.1E-03
	Cl-36	1.3E-07	3.0E-03	8.0E-08	8.3E-04	3.4E-08	1.6E-04	2.1E-08	2.1E-04	3.8E-06	1.8E-02	2.3E-06	2.4E-02	1.2E-06	5.7E-03	7.4E-07	7.7E-03
	Co-60	0.0E+00	0.0E+00	1.8E-01	6.0E-02	0.0E+00	0.0E+00	8.5E-02	2.9E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.6E-01	5.4E-02	0.0E+00	0.0E+00	1.2E-01	4.2E-02
	Ni-63	9.5E-07	1.8E-01	1.9E-05	2.0E-02	1.8E-07	3.5E-02	3.6E-06	3.9E-03	4.4E-07	8.3E-02	5.5E-07	9.3E-03	4.8E-07	9.1E-02	9.5E-06	1.0E-02
	Sr-90	2.2E-08	5.9E-02	3.1E-06	2.0E-01	6.5E-07	1.8E+00	9.4E-05	6.1E+00	4.0E-08	1.1E-01	5.8E-06	3.7E-01	1.5E-07	4.2E-01	2.2E-05	1.4E+00
	TC-99	2.8E-08	1.4E-04	2.0E-09	3.8E-04	4.0E-08	2.0E-04	2.9E-09	5.5E-04	8.1E-06	4.1E-02	5.9E-07	1.1E-01	2.6E-06	1.3E-02	1.9E-07	3.6E-02
	Ag-108m	6.4E-09	8.6E-05	1.8E-02	4.9E-03	3.7E-10	5.0E-06	1.1E-03	2.8E-04	2.2E-11	3.0E-07	6.4E-05	1.7E-05	2.2E-09	3.0E-05	6.3E-03	1.7E-03
	Cs-137	2.6E-39	4.1E-04	1.7E-02	6.6E-03	5.6E-38	8.5E-03	3.5E-01	1.4E-01	7.2E-38	1.1E-02	4.5E-01	1.8E-01	3.4E-38	5.2E-03	2.1E-01	8.5E-02
	Eu-152	7.1E-18	1.9E-04	1.2E-01	3.0E-02	1.1E-19	2.8E-06	1.8E-03	4.5E-04	1.5E-19	3.9E-06	2.4E-03	6.3E-04	2.4E-18	6.3E-05	3.9E-02	1.0E-02
	Eu-154	3.2E-24	1.0E-05	2.0E-03	5.2E-04	5.8E-24	1.8E-05	3.7E-03	9.4E-04	7.9E-27	2.5E-08	5.0E-06	1.3E-06	2.2E-24	7.0E-06	1.4E-03	3.6E-04
	U-234	5.8E-10	1.1E-06	2.1E-07	8.5E-07	9.8E-05	1.9E-01	3.5E-02	1.4E-01	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	5.2E-11	4.2E-01	7.9E-02	3.3E-01
	U-235	1.4E-07	6.7E-04	2.1E-03	7.7E-03	3.4E-07	1.7E-03	5.3E-03	1.9E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	7.2E-07	3.5E-03	1.1E-02	4.0E-02
	U-238	5.0E-06	1.0E-02	3.5E-02	1.4E-01	2.3E-06	4.7E-03	1.7E-02	6.7E-02	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.6E-05	3.2E-02	1.1E-01	4.5E-01
	Pu-239	8.3E-09	4.8E-05	5.6E-06	2.4E-06	5.8E-06	3.3E-02	3.9E-03	1.7E-03	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	1.2E-06	6.8E-03	8.0E-04	3.4E-04
Am-241	1.2E-11	3.8E-05	4.9E-05	1.8E-05	4.0E-10	1.3E-03	1.7E-03	6.0E-04	8.0E-09	2.6E-02	3.3E-02	1.2E-02	2.5E-09	8.2E-03	1.1E-02	3.8E-03	

最大線量を示す核種

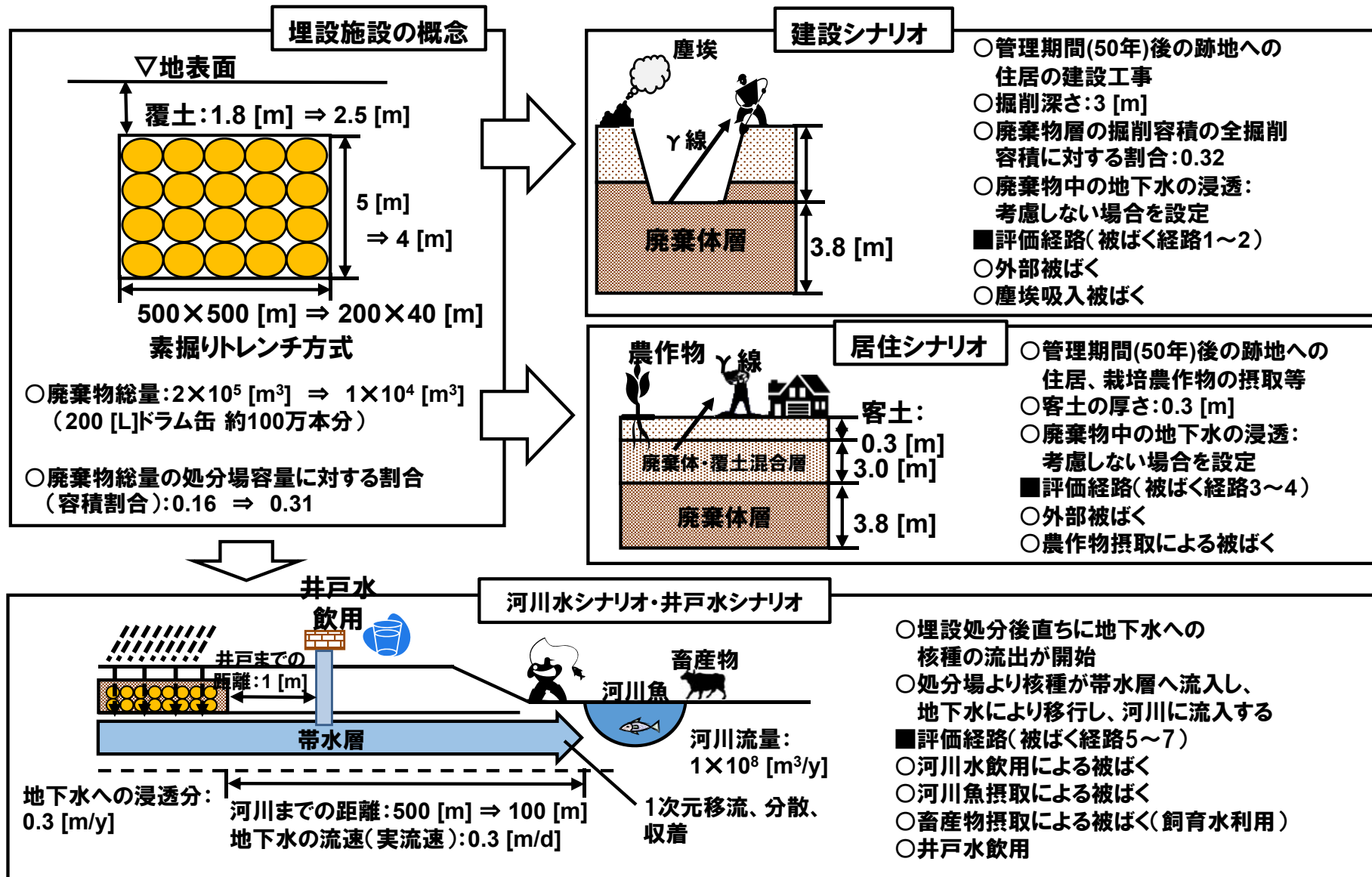
最大線量の10%以内の線量を示す核種

最大線量の1%以内の線量を示す核種

* 研究施設等廃棄物浅地中処分施設の概念設計JAEA-Technology 2012-031(2012)

** ウランも同じ基準で評価したが、基準が決まっていないため以降の検討からは除外する。

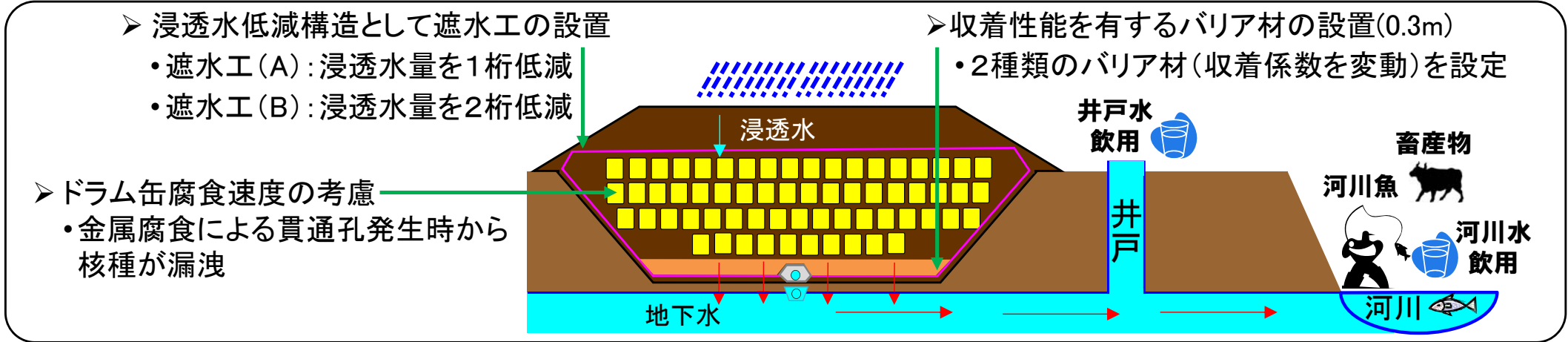
4章【参考】被ばく線量試算シナリオ (6/11)



井戸水飲用を変動シナリオとして追加した。

4章【参考】埋設施設の設定 (7/11)

■ 研究施設等廃棄物の埋設事業において設置を検討している付加機能型トレンチ埋設施設 (遮水工の設置) に対し、より安全性を高めた埋設施設の検討



試算ケース

試算ケース	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
浸透水低減層	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y
バリア材	なし		低収着性能			高収着性能			
容器漏洩抑制*	・容器が腐食し、35年後に漏洩開始と設定 ・核種の溶出率は約0.004(1/y)(腐食による容器の開口部の広がる速度より仮定)								

バリア材で設定した分配係数(m³/kg)

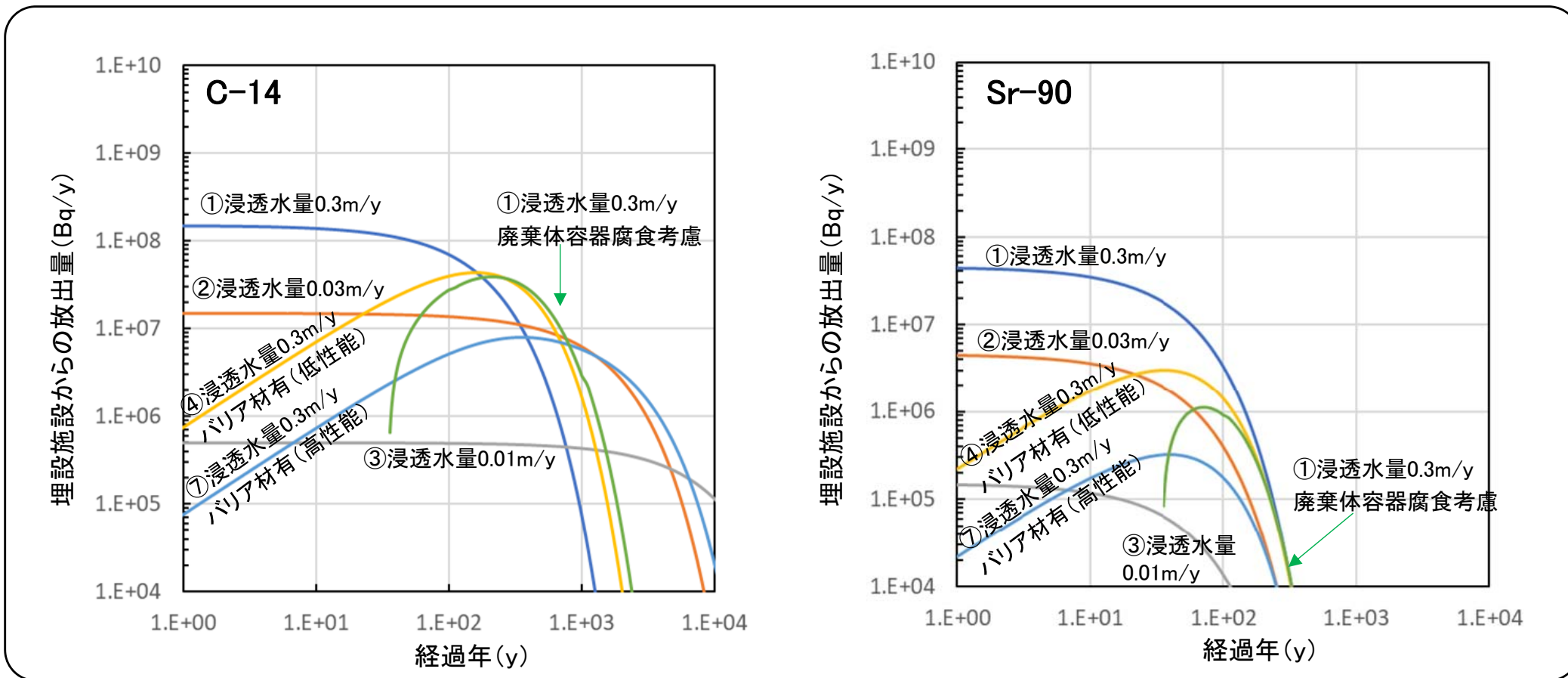
核種	H-3	C-14	Cl-36	Ni-63	Sr-90	Tc-99	Cs-137	Pu-239
低収着性能	0E+00	1E-01	1E-02	1E+00	1E-01	1E-02	1E+00	1E+00
高収着性能	0E+00	1E+00	1E-01	1E+01	1E+00	1E-01	1E+01	1E+01

・バリア材(核種収着層:C-14の例)
 : 分配係数の高い層(0.1、1(m³/kg))を設置
 ・ S.C.Sheppard et al., Applied Geochemistry, vol.13, pp.43-47, (1988).
 ・ R. S. Rundberg and Y. Albinsson, LA-UR-91-3244 (1991).
 等から仮に設定

*日本原子力研究所(1984):放射性廃棄物封入容器安全性実証試験「腐食安全性実証試験」報告書(科学技術庁委託事業)

**廃棄物層の分配係数は、JAEA-Technology 2013-039を参考に保守的に設定した。

■ 各試算ケースにおける埋設施設直下への放出量(Bq/y)の比較の例 (C-14、Sr-90の場合)



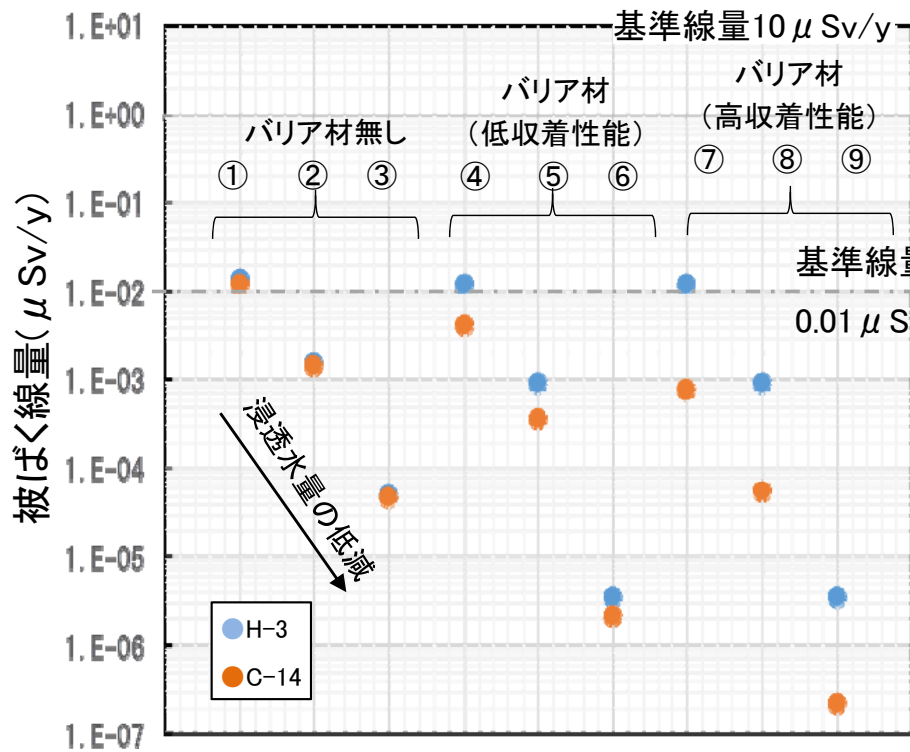
◆ 評価結果

浸透水量の低減により核種放出量が低減するとともに、バリア材における核種の移行遅延効果によりピーク時期の遅延効果が確認された。

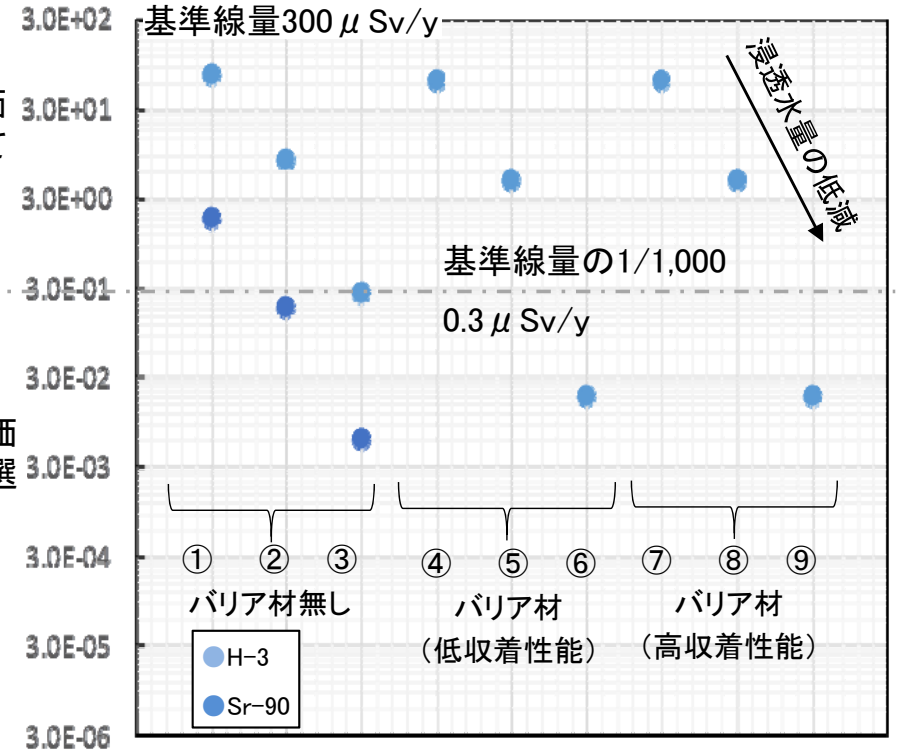
廃棄体容器の腐食を考慮することにより核種の放出時期が遅くなるとバリア材の設置と同様の効果となることが確認された。

- 各試算ケースにおける河川水シナリオでの被ばく線量
- 最大線量値核種の最大値と比較して線量が1パーセント以上である核種を表示

河川水シナリオ (基本シナリオ)



井戸水シナリオ (変動シナリオ)

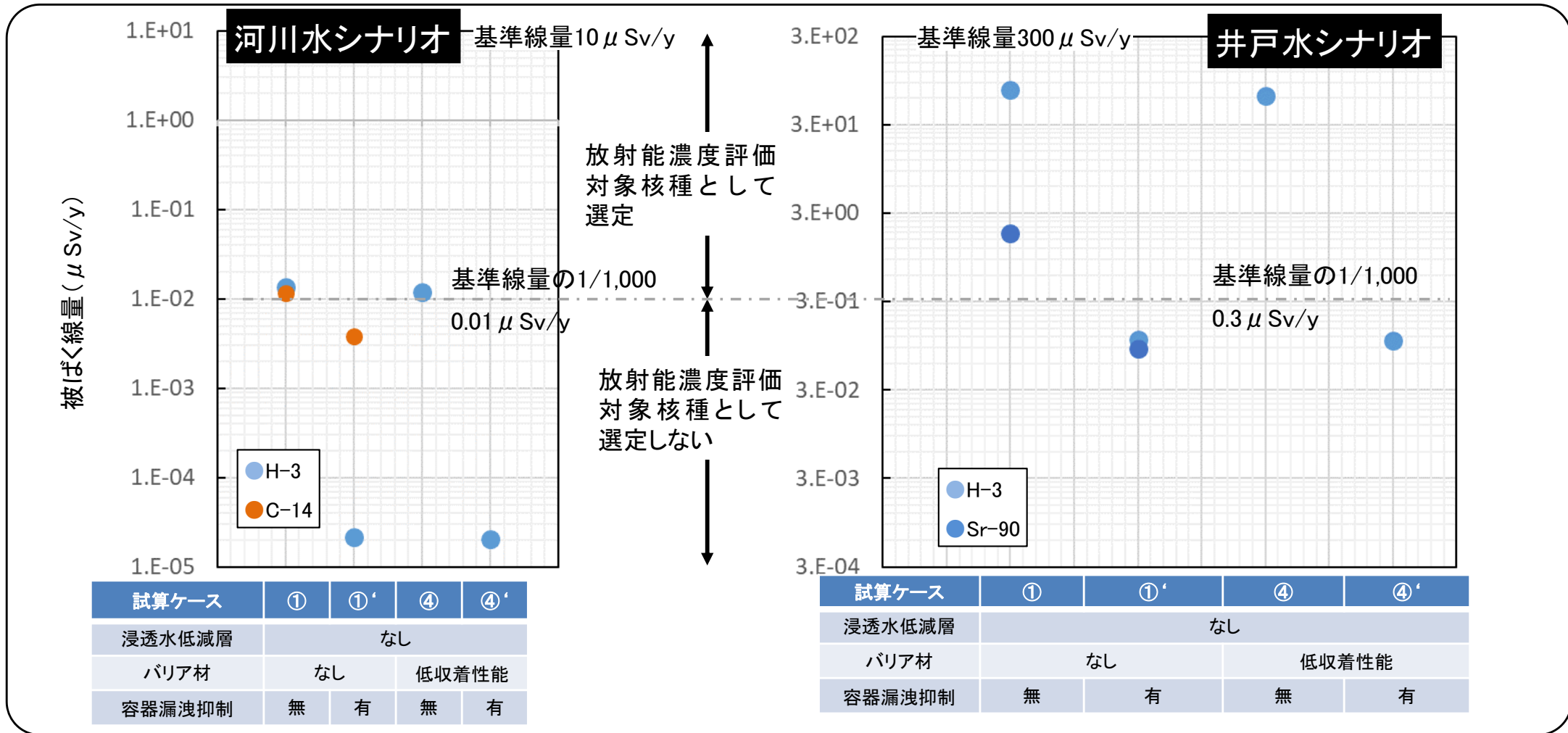


◆ 評価結果

遮水工の設置、バリア材の設置により被ばく線量低減効果を確認した。

絶対評価を導入することにより放射能濃度評価対象核種の絞り込みが可能となる見通しを確認した。

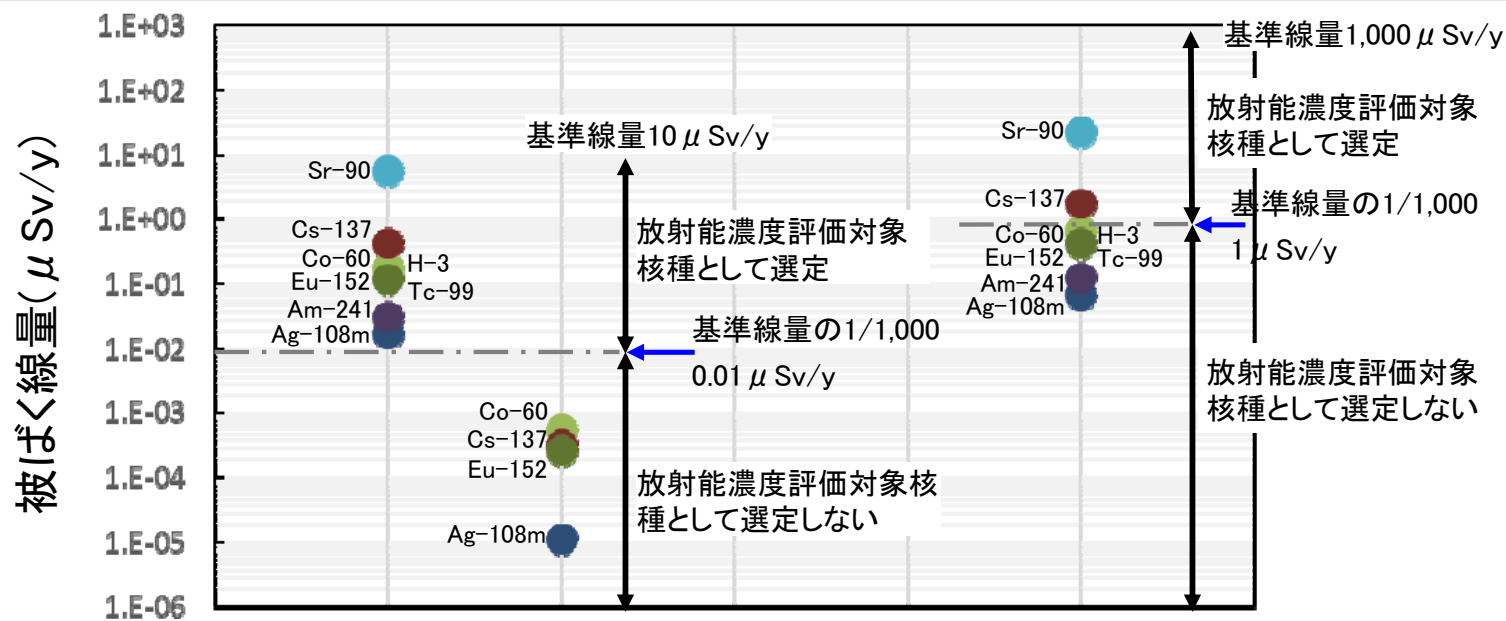
- ドラム缶腐食速度を考慮した場合の・河川水・井戸水シナリオでの被ばく線量
- 最大線量値核種の最大値と比較して線量が1パーセント以上である核種を表示



◆ 評価結果

- ドラム缶腐食の考慮による被ばく線量低減効果を確認した。
- 絶対評価を導入することにより放射能濃度評価対象核種の絞り込みが可能となる見通しを確認した。

- 跡地利用シナリオ (建設・居住シナリオ) 及び人為事象シナリオでの被ばく線量
- ✓ 外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土の設置
- ✓ 最大線量値核種の最大値と比較して線量が1パーセント以上である核種を表示



外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土を設置した場合の跡地利用シナリオ

基本シナリオ

- 建設発見シナリオ
 - : 廃棄物を掘削しないコンクリート板上部までの掘削作業
- 跡地居住シナリオ
 - : 掘削しない状態における埋設地表層の利用

人為事象シナリオ (大規模掘削シナリオを想定)

- 建設シナリオ
 - : 廃棄物層底面までの掘削作業
- 居住シナリオ
 - : 掘削した埋設地における居住及び家庭菜園

外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土	無	有	有
シナリオ	基本シナリオ	基本シナリオ	人為事象シナリオ

◆ 評価結果

- 外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土による被ばく線量低減効果を確認した。
- 絶対評価を導入することにより放射能濃度評価対象核種の絞り込みが可能となる見通しを確認した。

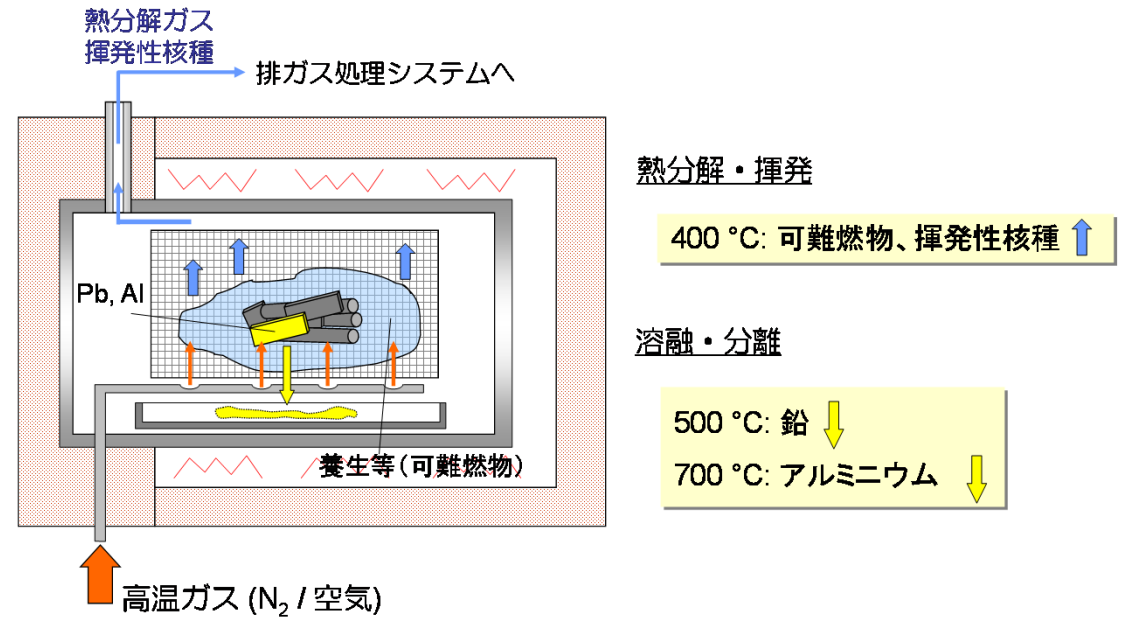
■ か焼技術

● 技術概要

- 廃棄物を600°C前後に加熱することにより、H-3、C-14等を廃棄物から揮発・分離できる。
- これに加えて、可難燃物の分解、鉛・アルミニウムの分離も可能。

● 期待される効果

- 廃棄物中の主なβ核種がなくなるため、廃棄体の非破壊γ線測定のみで放射能濃度評価ができる可能性がある。
- 更に、可難燃物、鉛等の分別も不要となる。



か焼処理のイメージ



か焼前(模擬廃棄物)



か焼後

● 米国 テキサス処分場

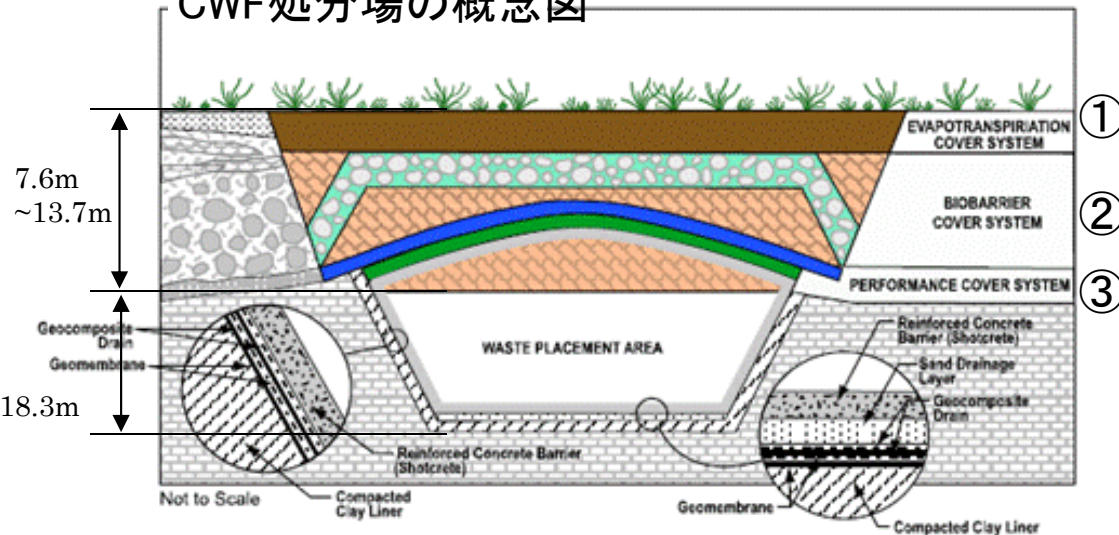
■ 操業開始: 2011年 (廃棄物の受入は2012年開始)

■ 対象廃棄物: クラスA、クラスB、クラスCのLLW、
11e.(2)副生成物廃棄物

■ 処分容量: 民間用(CWF): 約 53万m³

連邦用(FWF): 約382万m³ (2013年12月末時点)

CWF処分場の概念図



埋設施設は多層のカバーシステムを設置

- ① 地形の変形を抑制するカバーシステム
- ② 生物、草の根の侵入の抑制や掘削時の発見に役立つカバー
- ③ 浸透水の浸入及び浸出を抑制するカバーシステム

鉄筋コンクリート層、低透水性粘土層、遮水シート層、排水層(砂層)

● 米国 クライブ処分場

■ 操業開始 : 1988年

■ 対象廃棄物: クラスAの廃棄物が対象

■ 処分場容量: 670万m³

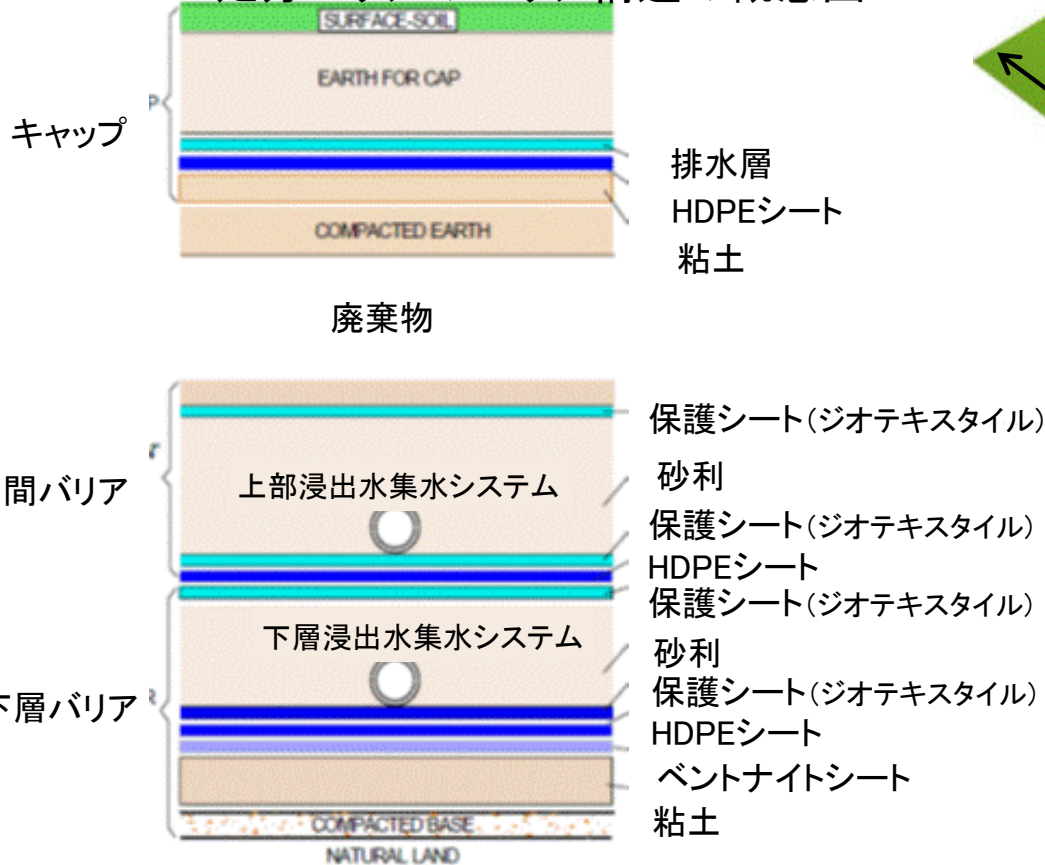
層の種類	層の厚さ	物質
① 侵食を防ぐバリア	46cm	直径の平均が3.2cm以上の小石
② 上部フィルター	15cm	砂と砂利の層
③ 圧縮した土壌による保護層	31cm	土層
④ 下部フィルター (透水係数3.5cm/s以上)	15cm	砂と砂利の層
⑤ 上部ラドンバリア層 (透水係数5.0E-8cm/s)	31cm	粘土層
⑥ 下部ラドンバリア層 (透水係数1.0E-6cm/s)	31cm	粘土層
⑦ 廃棄物層	13.1m以下	(安全評価では土層として代表)
⑧ 底部粘土層 (透水係数1.0E-6m/s)	61cm	粘土層

● スペイン エルカブルル処分場

(VLLW処分エリア)

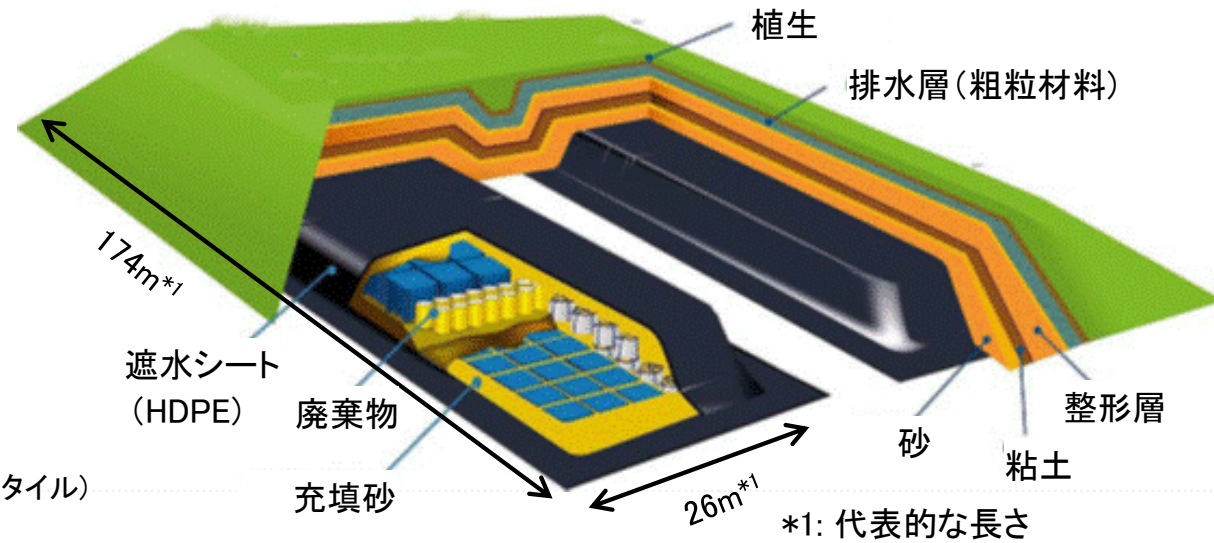
- 国内で発生した極低レベル放射性廃棄物
- 操業開始: 2008年 (VLLWの処分開始)
- 処分量 : VLLW 約1万m³ (2016年末)

VLLW処分エリアのバリア構造の概念図



● 仏国 モルビリエ処分場

- 国内で発生した極低レベル放射性廃棄物
- 操業開始: 2003年
- 処分容量: 65万m³



4章【参考】海外での放射能濃度評価 対象核種選定の例

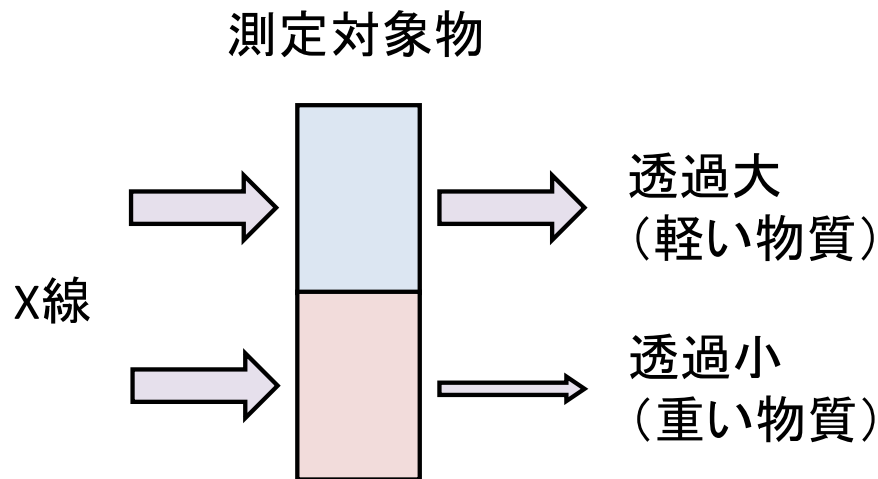
国際機関、国、事業者	放射性核種のスクリーニング方法
米国NRC “Guidance for Conducting Technical Analyses for 10 CFR Part 61 (2016)”	事業者は、性能目標で規定される制限値の10%より低い線量となる核種について制限を設定しなくてよい。 このような重要でないと考えられる核種の全てからの寄与の合計は、個々の性能目標の制限値の10%を超えないようにすべきである。
英国ドリッグ処分場 “The 2011 Environmental Safety Case Waste Acceptance (2011)”他	核種毎に処分場における規制基準に基づく、埋設許容放射エネルギー(Li)と放射濃度を評価。 各核種の放射能濃度が英国のLLWの放射能濃度限度(α :4GBq/t、 β γ :12GBq/t)とした際の埋設総放射能(li)に対して、 $li / Li < 0.05$ であれば、その核種の埋設許容放射エネルギーを規定しない。 コンテナにおける各核種の放射能濃度は、LLWの放射能濃度限度(li)(α :4GBq/t、 β γ :12GBq/t)以下で管理する(その濃度で管理した際に、廃棄物の発生源等も考慮して評価すれば、規制基準を超えることが無いと説明されている。)。
IAEA Tecdoc-1380 “Derivation of activity limits for the disposal of radioactive waste in near surface disposal facilities (2003)”	核種iの埋設放射能(又は放射能濃度)限度 $Q_{i,l}$ と核種iの埋設放射能(又は放射能濃度) Q_i が $\sum(Q_i / Q_{i,l}) \leq 1$ (ドリッグでは、上記の考え方について本書を引用。)

5章 参考資料

■透過X線ラジオグラフィ

● 測定原理

- X線が物質に入射すると、吸収されて消滅したり、散乱されたりするが、一部は透過する。
- X線の透過は、物質が軽いほど大きく、重いほど小さくなる(図1)。
- これらの性質を利用して、X線により物質内部の密度分布を透視することができ、一般的には重い物質の方が判別しやすい。
- X線のエネルギーを高くすると、大きな物質も透視できるようになる(図2)。



重い物質によるX線の減少量大きい

図1 密度によるX線透過率の違いのイメージ

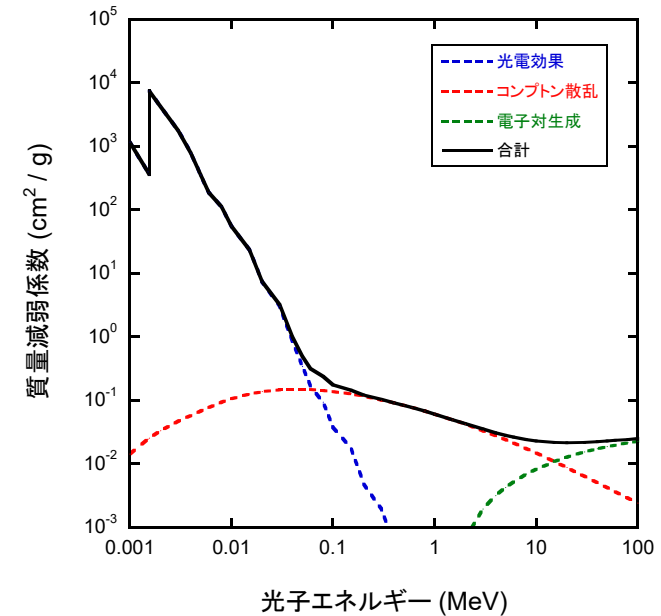


図2 光子と物質との反応過程(例: ^{13}Al)

E. Storm and H. I. Israel, Nucl. Data Tables **A7**, 565-681 (1970)のデータを基に作成

■ 後方散乱X線ラジオグラフィ

● 測定原理

- X線の散乱は、軽い元素ほど主要な現象になる(図1)。
- このため、X線の透過画像では判別しにくい軽い元素の分布は、後方散乱X線では比較的に見やすくなる。
- また、X線が後方散乱する割合は、X線のエネルギーが高いほど小さくなる(図2)。

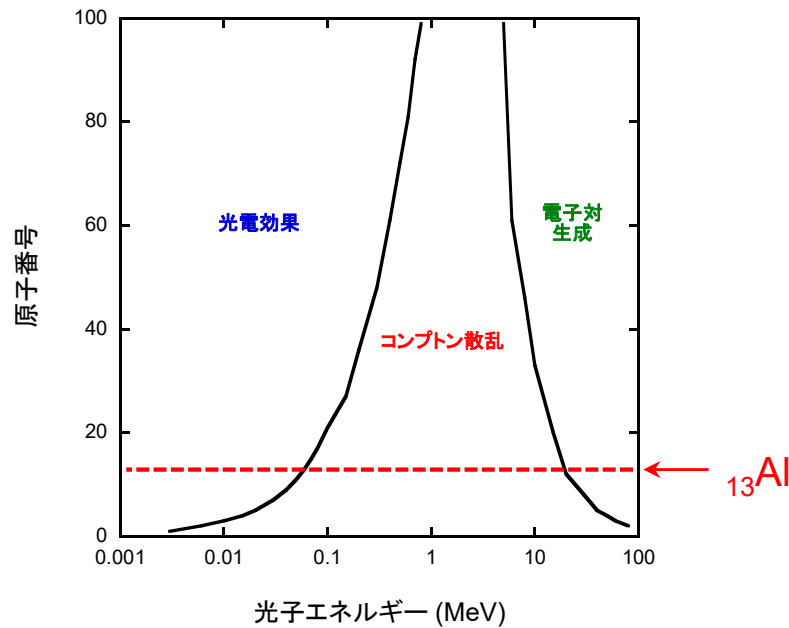


図1 原子番号による主要な反応過程の変化

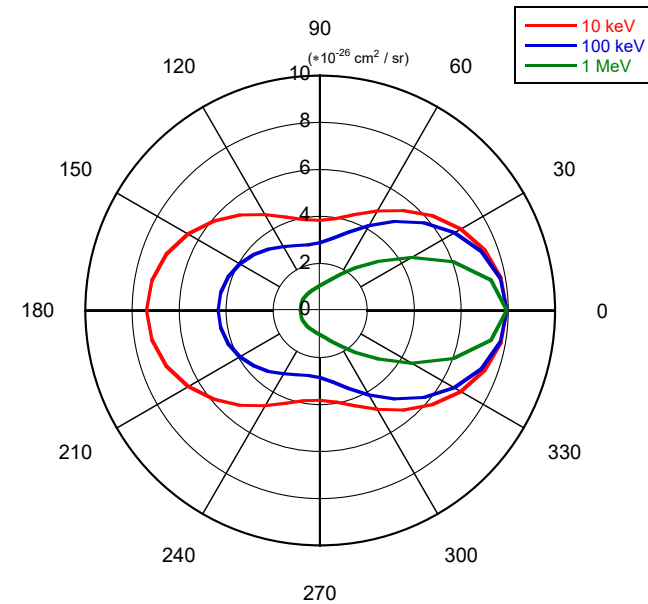


図2 コンプトン散乱角度

C. M. Davisson and R. D. Evans, Rev. Mod. Phys. **24**, 79-107 (1952)の式(クライン-仁科の公式)により計算

■ X線CT(コンピューター断層撮影)

● 測定原理

- 様々な方向から取得したX線の透過画像から(図1)、計算により物質内部の断層画像を構成する。
- 高さを変化させて取得した断層画像を積み上げることにより、物質全体の空間的な密度分布を構成することができる。
- 測定の方角及び高さの刻みを多くするほど得られる立体画像は鮮明になるが、鮮明な立体画像を得ようとするほど時間がかかる。
- 加速器を利用して発生させるエネルギーの高いX線を利用することにより、金属廃棄物を収納したドラム缶といったX線が透過しにくい廃棄物の立体画像を得ることができる。

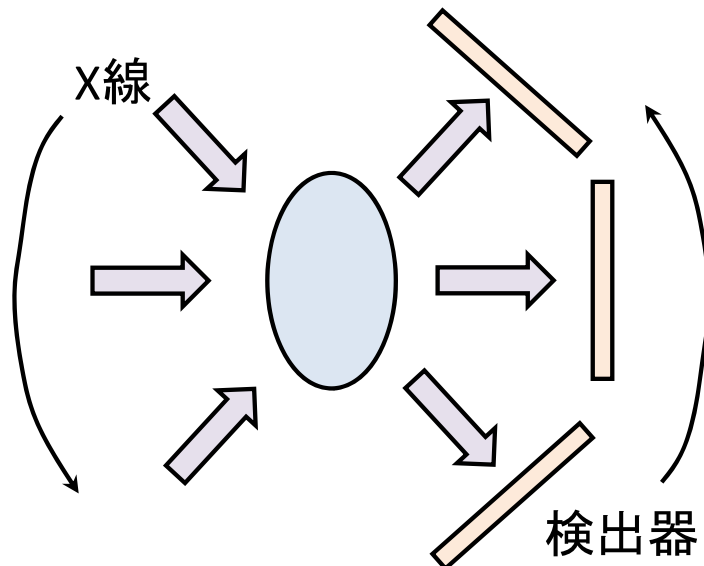


図1 X線CT装置のイメージ

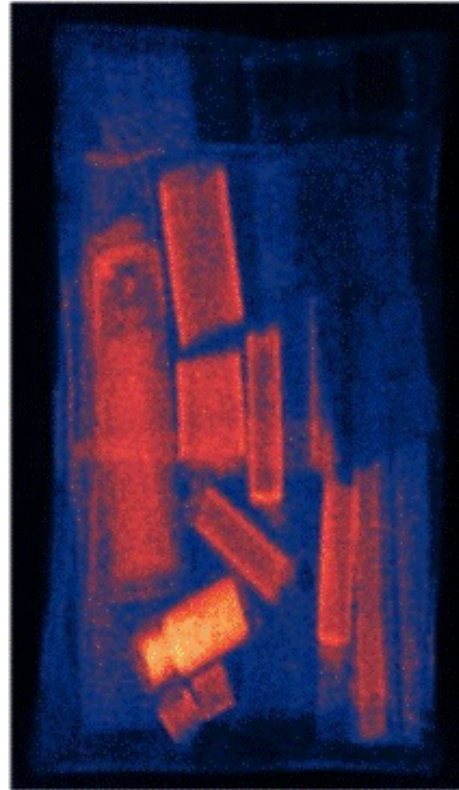
■ 原子力機構での適用例

擬廃棄物の透過・後方散乱画像

X線透過



後方散乱



- 3種類程度の密度分布で分類(左)
- 軽元素を強調。水が入っているポリエチレン瓶がわかる。(右)

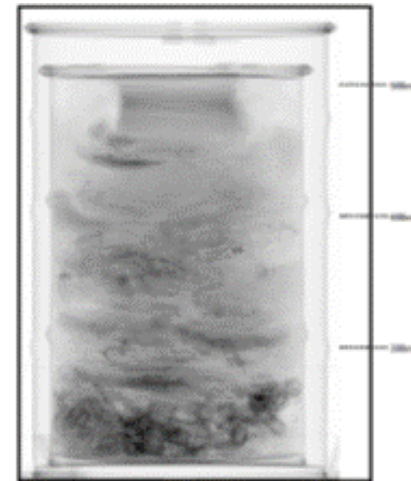
模擬廃棄物のX線CT画像



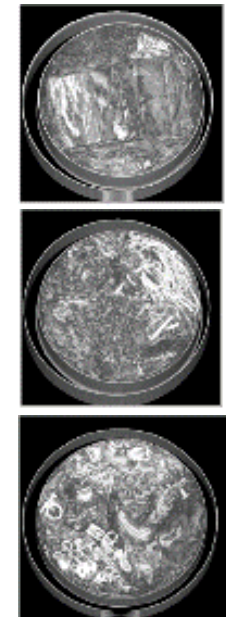
模擬ドラム缶廃棄物



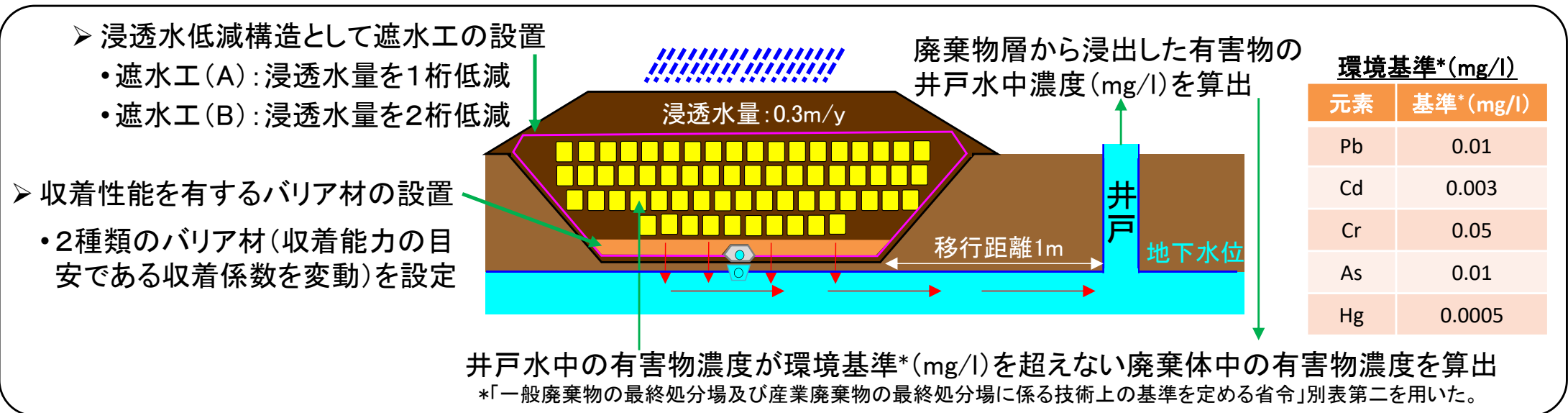
CT画像



- 内容物の3次元評価が可能。



- 4章で設定した埋設施設に対し直近の地下水中における有害物濃度を試算し、環境基準との比較検討から環境基準を遵守可能な廃棄体中の受入基準を試算



埋設施設での収着係数(m³/kg)

有害物質 元素	廃棄物層*1	核種収着層*2	
		低収着 性能	高収着 性能
Pb	1.67E+00	1.00E+01	1.00E+02
Cd	1.67E+00	1.00E+01	1.00E+02
Cr	6.70E-02	1.00E+02	1.00E+03
As	1.22E-01	1.00E+01	1.00E+02
Hg	1.00E-01	1.00E+01	1.00E+02

試算条件

試算ケース	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨
浸透水低減層	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y	なし 0.3m/y	遮水工(A) 0.03m/y	遮水工(B) 0.001m/y
バリア材	なし			低収着性能(厚さ0.01m、0.3m)			高収着性能(厚さ0.01m、0.3m)		

*1: 廃棄物層の収着係数は、JAEA-Research-2008-044、TRU核種を含む放射性廃棄物及びウラン廃棄物のトレンチ処分に対する濃度上限値の評価(受託研究)

*2: バリア材の収着係数は、Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, IAEA Technical Report Series No.364, IAEA(1994)を参考文献として、保守的に設定

■ 各試算ケースでの埋設施設での受入基準を試算結果

(単位: kg/200Lドラム缶本)

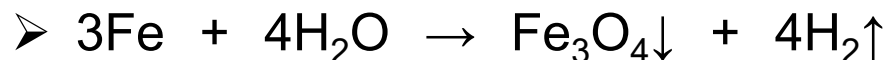
試算ケース		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	
浸透水低減層		なし	遮水工(A)	遮水工(B)	なし	遮水工(A)	遮水工(B)	なし	遮水工(A)	遮水工(B)	
バリア材 厚さ0.3m		なし			低収着性能			高収着性能			
バリア材 厚さ0.3m	有害物質 元素	Pb	1.8E-01	1.8E+00	5.3E+01	3.4E-01	5.0E+00	3.2E+03	1.2E+00	4.0E+01	3.2E+04
		Cd	5.3E-02	5.3E-01	1.6E+01	1.0E-01	1.5E+00	9.7E+02	3.6E-01	1.2E+01	9.6E+03
		Cr	4.0E-02	3.6E-01	1.1E+01	4.1E+00	4.1E+01	7.0E+03	4.0E+01	4.0E+02	7.0E+04
		As	1.4E-03	7.3E-03	2.0E-01	1.1E-01	1.1E+00	2.5E+02	8.4E-01	8.6E+00	2.5E+03
		Hg	5.7E-04	5.3E-03	1.6E-01	5.4E-03	5.4E-02	1.0E+01	4.2E-02	4.2E-01	1.0E+02
試算ケース		①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	
浸透水低減層		なし	遮水工(A)	遮水工(B)	なし	遮水工(A)	遮水工(B)	なし	遮水工(A)	遮水工(B)	
バリア材 厚さ0.01m		なし			低収着性能			高収着性能			
バリア材 厚さ0.01m	有害物質 元素	Pb	1.8E-01	1.8E+00	5.3E+01	1.9E-01	1.9E+00	1.4E+02	2.4E-01	2.6E+00	1.1E+03
		Cd	5.3E-02	5.3E-01	1.6E+01	5.6E-02	5.6E-01	4.1E+01	7.3E-02	7.8E-01	3.3E+02
		Cr	4.0E-02	3.6E-01	1.1E+01	2.1E-01	2.1E+00	2.4E+02	1.5E+00	1.5E+01	2.4E+03
		As	1.4E-03	7.3E-03	2.0E-01	1.9E-02	1.9E-01	1.0E+01	5.2E-02	5.2E-01	8.4E+01
		Hg	5.7E-04	5.3E-03	1.6E-01	8.4E-04	8.4E-03	4.3E-01	2.4E-03	2.4E-02	3.5E+00

全ての廃棄体に有害物が均一に含有されると仮定した。

■ アルミニウム及び鉄からの水素ガスの発生による影響評価

● アルミニウム、鉄からの水素ガスの発生メカニズム

アルミニウム又は鉄をセメントで固型化した場合、アルカリ環境となり水と反応して、アルカリ腐食による水素ガスが発生する。

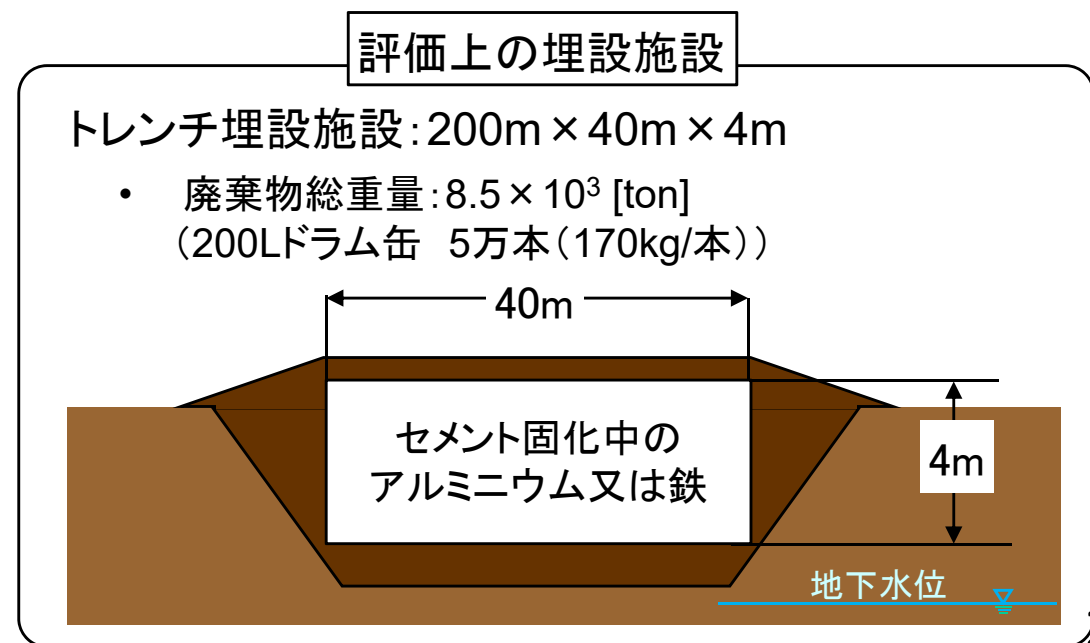


水素ガス(可燃性ガス)の発生量の評価が必要となる。



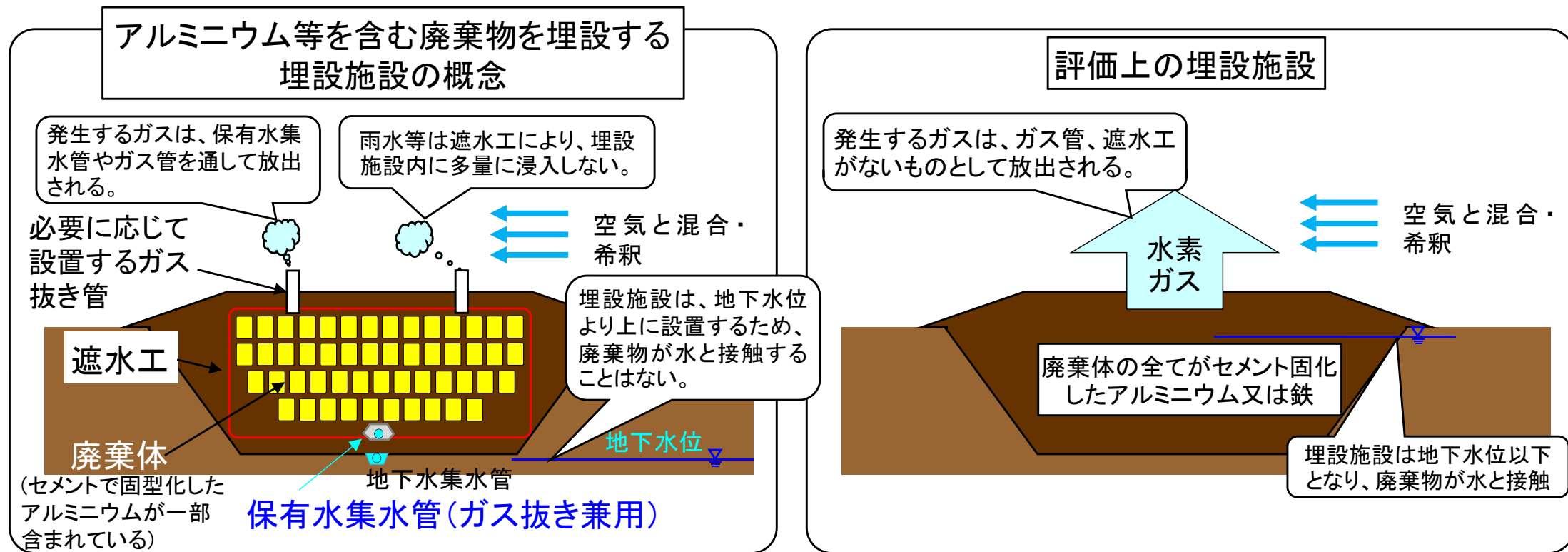
● トレンチ埋設施設でのガスの発生による影響評価の条件

- ✓ 埋設施設内の間隙水との反応によるアルカリ腐食によって発生する1年あたりの水素ガスの発生量を試算



■ アルミニウム及び鉄からの水素ガスの発生による影響評価における評価モデル

- アルミニウム等を含む廃棄物を埋設する埋設施設には、ガス抜き管、遮水工を設置することを検討(左図)
- 評価モデルでは、ガス発生量、被ばく線量評価の保守性と簡便性から覆土表面からガスが放出される設定(右図)



- ✓ ガス発生対策をした埋設施設(左図)では、ガス抜き管を通して少しずつガスが地表に放出される。
- ✓ 評価上(右図)では、発生した全量が覆土表面から即時に地表に放出される厳しい条件で評価した。
- ✓ 遮水工により廃棄物が地下水に接触することはないが(左図)、保守的に水に接触してアルカリ腐食が生じると仮定

■ アルミニウム及び鉄からの水素ガス発生量評価

- アルカリ腐食により水素ガスが一定の割合で発生するとして評価
- 腐食によるアルミニウムや鉄の減少を考慮しないとして評価
- 本評価では、保守的にアルミニウムまたは鉄をセメントで固化した場合を想定

評価式

$$\text{水素ガス発生量}[\text{m}^3/\text{yr}] = \text{金属重量}[\text{kg}] \times \text{比表面積}[\text{m}^2/\text{kg}] \times \text{ガス発生速度}[\text{Nm}^3(\text{gas})/\text{m}^2/\text{yr}]$$

*1: Nm³: ガスの体積を標準状態(20℃、1気圧)へ換算した単位

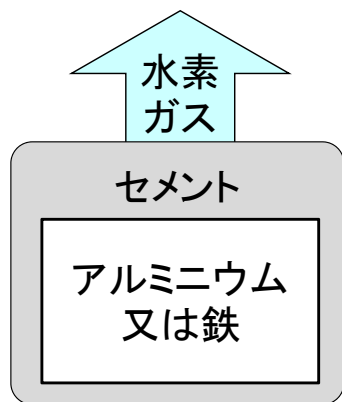


図 水素ガス発生 の体系

(評価上、セメント固化によるガスの閉じ込め未考慮)

- 廃棄物総重量

8.5 × 10³ [ton] (200Lドラム缶 5万本(170kg/本))

- 比表面積*2

アルミニウム 5 × 10⁻² [m²/kg]、鉄 8 × 10⁻² [m²/kg]

- ガス発生速度*3

アルミニウム 0.1 [Nm³(gas)/m²/yr]、鉄 1.0 × 10⁻⁴ [Nm³(gas)/m²/yr]

*2: 財団法人原子力環境整備センター; 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について(各種固体廃棄物), (1998)を参考に設定

*3: 三菱マテリアル(株)他; 低レベル放射性廃棄物の浅地中処分場におけるガス発生とその影響評価, (1997)

◆ 評価結果

水素ガス発生量: アルミニウム 4.6 × 10⁴ [m³ /yr]、鉄 72 [m³ /yr]

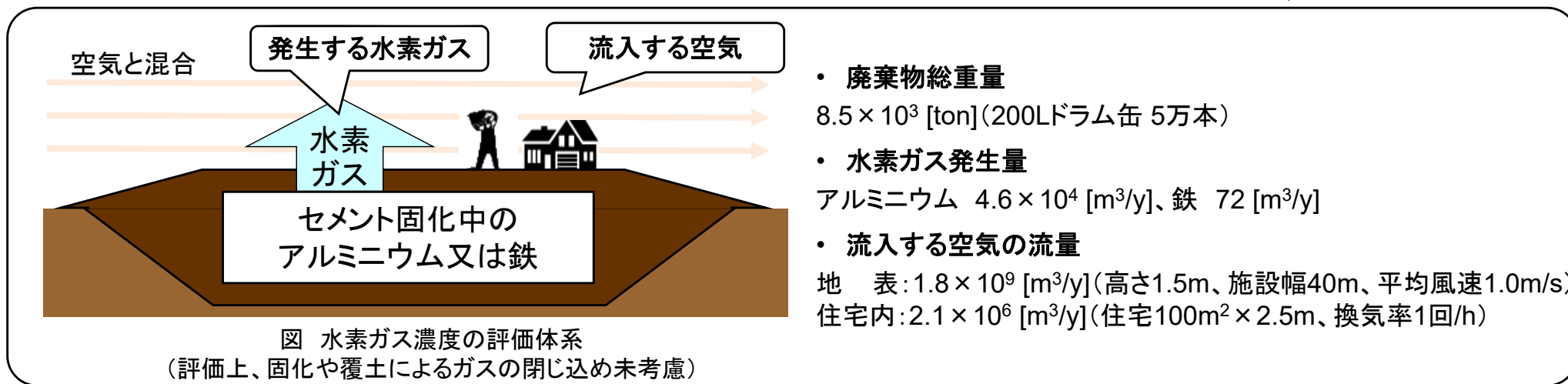
■ 水素ガスの爆発性の評価

➤ 本評価では保守的に発生した水素ガスが埋設施設表面に全量存在するとして評価

評価式

$$\text{空気中の水素ガス濃度 [\%]} = \text{水素ガス発生量}^* [\text{m}^3/\text{yr}] \div \text{流入する空気の流量} [\text{m}^3/\text{y}] \times 100$$

*住宅内は、埋設後50年後の埋設施設表面の水素ガス発生量Al: 4.6×10^4 [m^3/y]、鉄: 72 [m^3/y]に、住宅の面積と埋設施設の面積の比(住宅 $100\text{m}^2 \div$ 埋設施設 $8,000\text{m}^2$)を乗じた。



◆ 評価結果

管理期間中 (埋設1年後): 埋設施設表面 アルミニウム 3×10^{-3} [%]、鉄 4×10^{-6} [%]

管理期間終了直後(埋設50年後): 住宅内 アルミニウム 3×10^{-2} [%]、鉄 4×10^{-5} [%]

→埋設施設表面の水素ガスの濃度と水素の爆発下限界(4%)と比較した結果、アルミニウム又は鉄が100%でも爆発下限界以下

■ 水素ガス中の³Hによる被ばく線量の評価 -³Hを含む水素ガスの放射エネルギーの評価-

- アルミニウム又は鉄がアルカリ腐食によって分解され、³Hを含む水素ガスが発生するとして評価
- 本評価では保守的に発生した水素ガスが埋設施設表面に全量存在するとして評価

評価式

$$\text{年間腐食量}[\text{kg}/\text{y}] = W_0 \times \text{比表面積}[\text{m}^2/\text{kg}] \times \text{腐食速度}[\text{m}/\text{yr}] \times \text{材質の密度}[\text{kg}/\text{m}^3]$$

$$t\text{年に発生する水素ガス中の}^3\text{H放射エネルギー}[\text{Bq}/\text{y}] = \text{年間腐食量}[\text{kg}/\text{yr}] \times R_T[\text{Bq}/\text{kg}] \times (1/2)^{(t/T_{1/2})}$$

$T_{1/2}$: ³Hの半減期12.3[y]

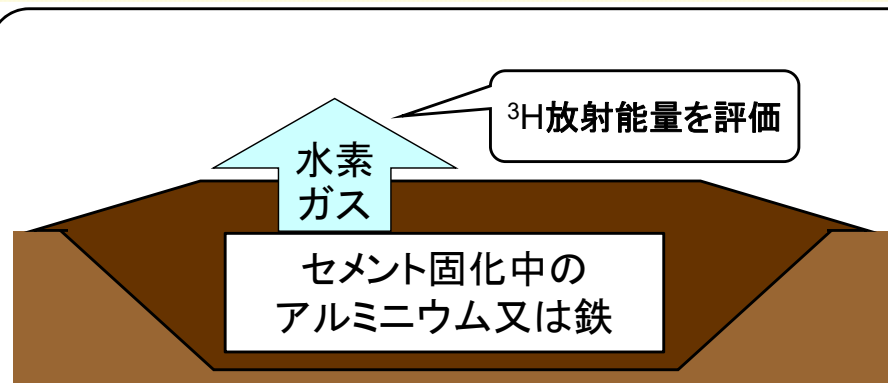


図 水素ガス中の³H放射エネルギーの評価体系
(評価上、固化や覆土によるガスの閉じ込め未考慮)

- 廃棄物総重量 W_0 8.5×10^3 [ton] (200Lドラム缶 5万本 (170kg/本))
- 比表面積*1 アルミニウム 5×10^{-2} [m^2/kg]、鉄 8×10^{-2} [m^2/kg]
- 腐食速度*2 アルミニウム 1.0×10^{-4} [m/yr]、鉄 1.0×10^{-8} [m/yr]
- 密度 アルミニウム $2,700$ [kg/m^3]、鉄 $7,900$ [kg/m^3]
- 物質中に含まれる³Hの放射能濃度 R_T $10\text{Bq}/\text{g}$

*1: 財団法人原子力環境整備センター; 低レベル放射性廃棄物処分用廃棄体製作技術について(各種固体廃棄物), (1998)を参考に設定

*2: 三菱マテリアル(株)他; 低レベル放射性廃棄物の浅地中処分場におけるガス発生とその影響評価, (1997)

◆ 評価結果

発生する水素ガス中の³Hの放射エネルギー:

- アルミニウム 1.1×10^9 [Bq/y] (管理期間中(埋設1年後))、 6.9×10^7 [Bq/y] (管理期間終了直後(埋設50年後))
鉄 5.0×10^5 [Bq/y] (管理期間中(埋設1年後))、 3.2×10^4 [Bq/y] (管理期間終了直後(埋設50年後))

■ 水素ガス中の³Hによる被ばく線量の評価

- 管理期間中の作業員及び管理期間終了直後の住宅の居住者が発生した³Hを含む水素ガスの吸入による内部被ばくを評価

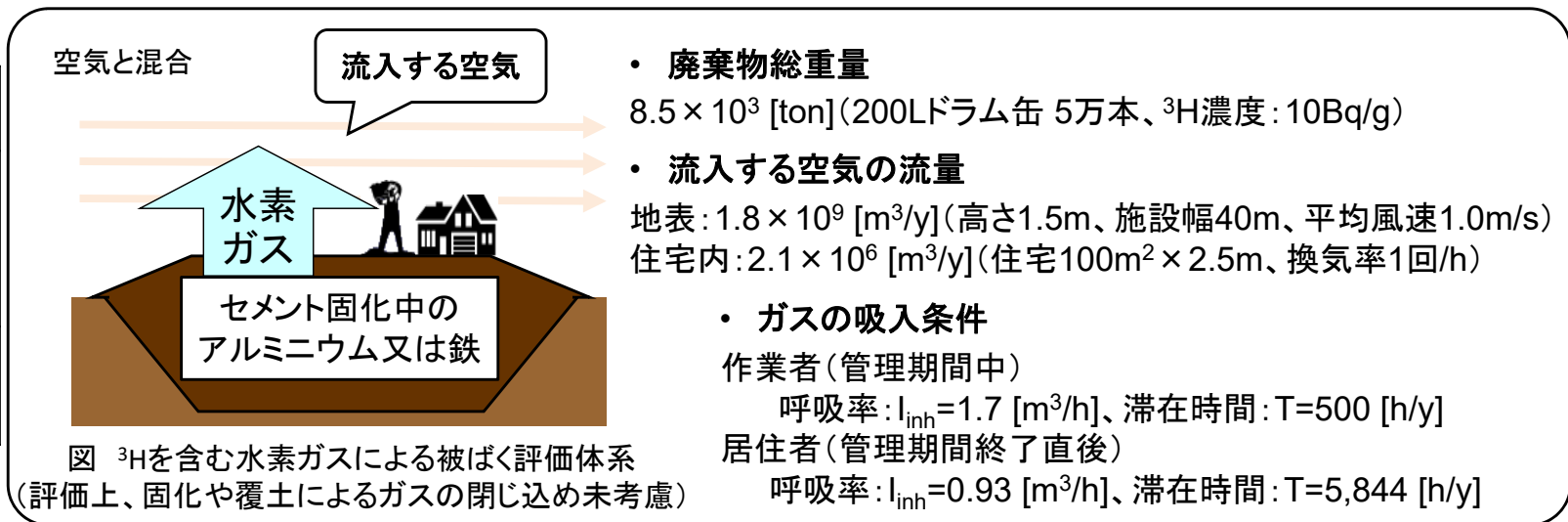
評価式

$$H [Sv/y] = t \text{年に発生する水素ガス中の} ^3\text{H放射能} [\text{Bq/y}] \div \text{流入する空気の流量} [\text{m}^3/\text{y}] \times I_{inh} \times T \times DCF_{inh}$$

*住宅内の放射能は、埋設後50年後の放射能(Al: 6.9×10^7 [Bq/y]、鉄: 3.2×10^4 [Bq/y])に、住宅の面積と埋設施設の面積の比(住宅100m²÷埋設施設8,000m²)を乗じた。

表 線量評価に用いたパラメータ

I_{inh}	呼吸率 [m ³ /h] (ICRP Pub.89を参考に設定)
T	滞在時間 [h/y] (作業員: IAEA TECDOC-401、 居住者: 災害廃棄物安全評価検討会・ 環境回復検討会 第1回合同検討会 参 考資料2 別添2より設定)
DCF_{inh}	内部被ばく換算係数 [Sv/Bq] ³ H: 4.5×10^{-11} [Sv/Bq] (ICRP Pub.72より設定)



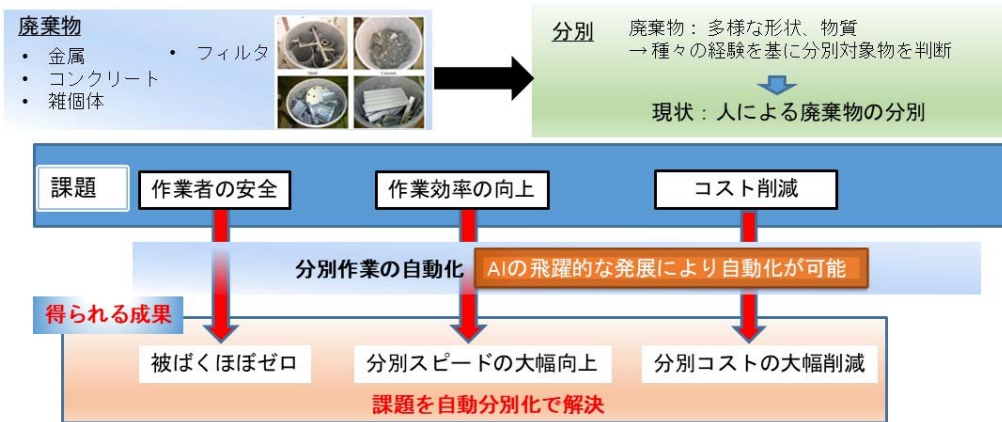
◆ 評価結果

埋設施設表面の作業員(管理期間中(埋設1年後)): アルミニウム 2.3×10^{-2} [μSv/y]、鉄 1.1×10^{-5} [μSv/y]
居住者 (管理期間終了直後(埋設50年後)): アルミニウム 1.0×10^{-1} [μSv/y]、鉄 4.6×10^{-5} [μSv/y]

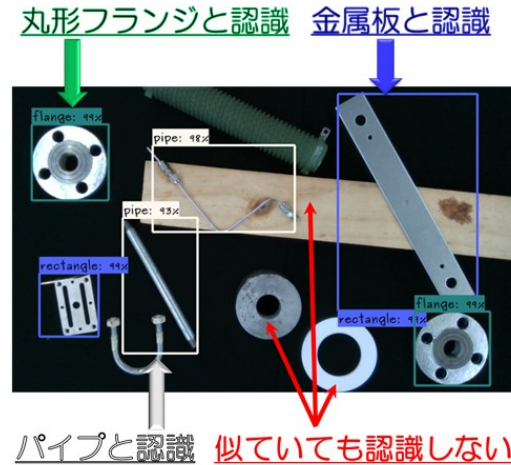
→ ³Hを含む水素ガスを吸入した場合の内部被ばく線量を評価(管理期間中及び管理期間終了直後)した結果、
本評価で設定したアルミニウム又は鉄が100%でも基準線量以下

■ 自動分別

● 廃棄物分別の課題と自動分別による解決



● 原子力機構での試験例

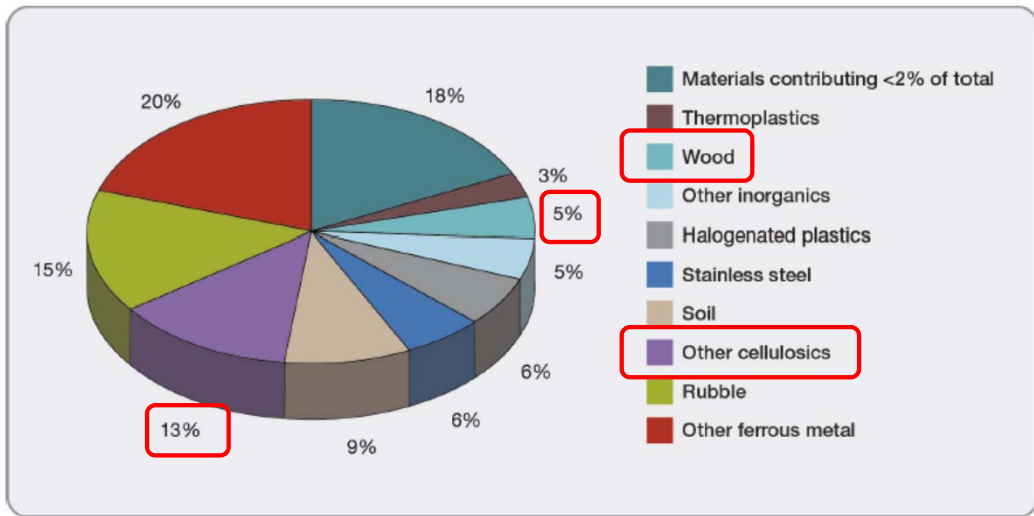


学習時間 (分)	403 (30種)
廃棄物分類数	3
画像取得作業	必要
物体識別率 (%)	~99
検出時間 (秒)	0.28
1 廃棄物あたりの画像取得量	100 枚

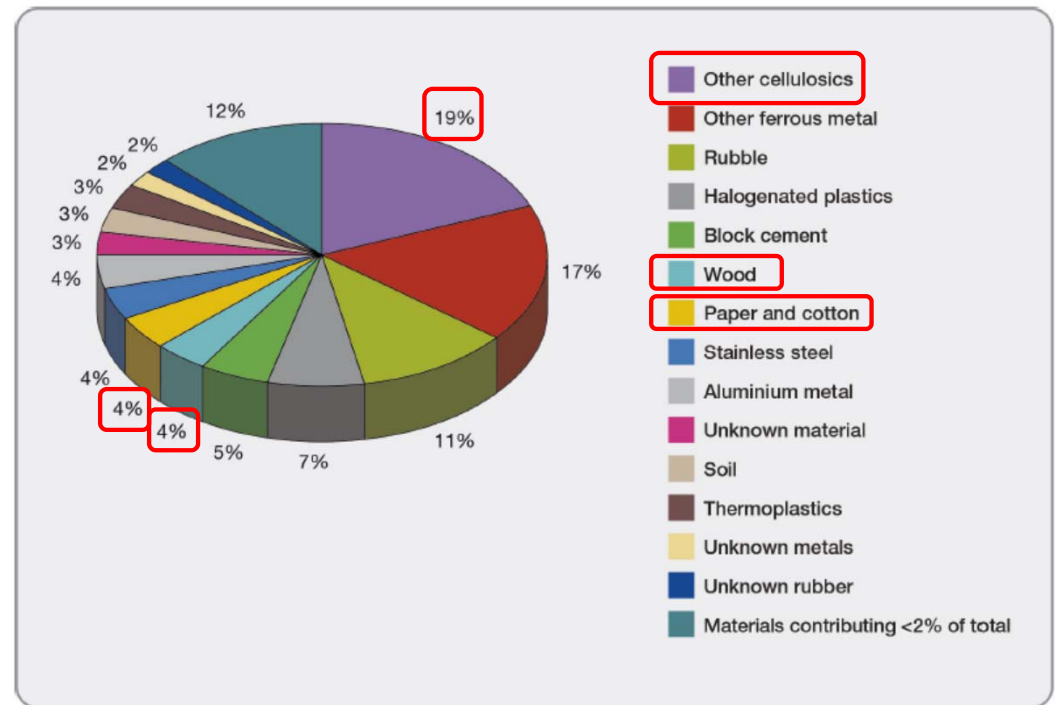
■ 中性子ラジオグラフィ・CT

検査技術	イメージング画像	概要	特徴 (1: 整備費、2: スピード、3: 精度、 4: 物質透過性、5: 開発要素)
中性子ラジオグラフィ・CT	<p>燃料ピンの外観 中性子イメージング像</p>	パルス中性子(meV~MeV)を使用し、広いエネルギー領域のイメージング画像を取得する。共鳴吸収を利用すれば元素(Pb, Cd, Cl, Al, Si, F)を選択的に評価できる。また、軽元素(H, C, N, O)に高感度であり、物質透過性も高い。	1: ~10億円 2: 20分程度(ラジオグラフィ+共鳴吸収) 3: 分類精度は高い 4: 物質透過性が高い(ドラム缶可) 5: 小型中性子源の開発が必要である。また、データ解析プログラムの高速化が必要である。

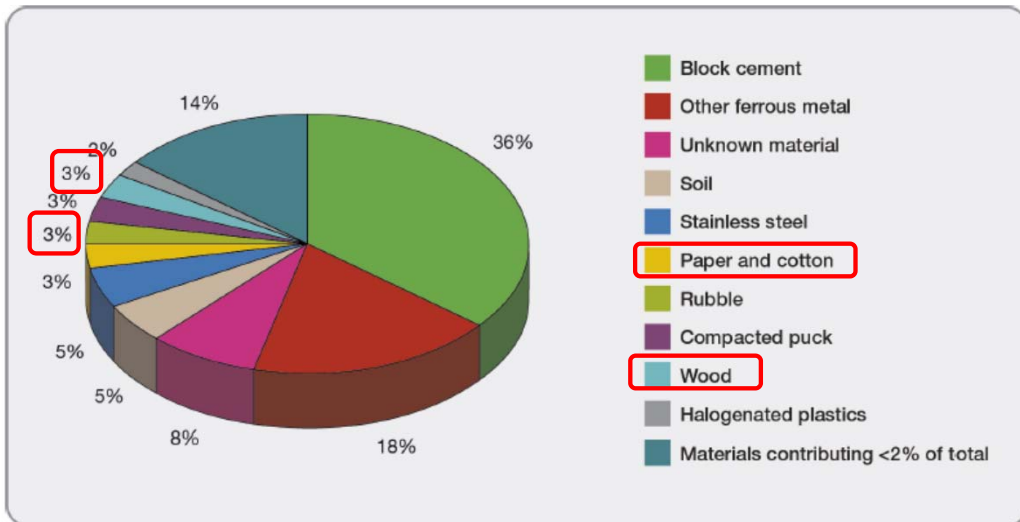
5章【参考】英国ドリッグにおける材質別廃棄物体積割合



トレンチ施設における材質体積割合(実績)

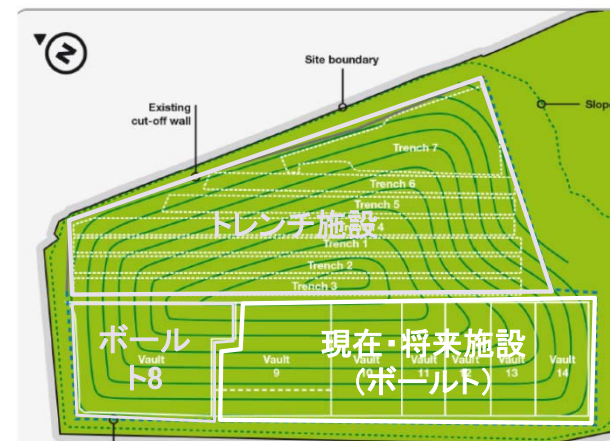


ボールド8における材質体積割合(2008年3月までの実績)



将来の廃棄物の処理後の材質体積割合(想定)

LLW Repository Ltd "The 2011 Environmental Safety Case Inventory" より引用



ドリッグ処分場の全体図



5章【参考】海外の埋設施設における有害物質等の埋設処分と管理の例(1/2)

● ドリッグ処分場における有害物質等の埋設処分と管理

主な物質の埋設廃棄物量

廃棄物体積(m³)

	トレンチ (埋設済み)		ポールト8 (2008年3月まで)		ポールト8(2008年4月以降)~ポールト14		ポールト14以降	
	数量	割合	数量	割合	数量	割合	数量	割合
Aluminium metal	1.61E+04		3.34E+03		2.44E+03		1.21E+02	
Asbestos	7.00E+03		6.96E+02		1.31E+04		2.90E+02	
Lead metal	2.79E+03	0.3%	3.79E+02	0.4%	9.04E+02	0.2%	6.18E+00	0.0%
Other Cellulosics	1.05E+05	12.9%	1.82E+04	19.0%	3.62E+02	0.1%	0.00E+00	0.0%
Other Ferrous Metal	1.68E+05		1.62E+04		1.13E+05		4.72E+04	
Paper and Cotton	1.27E+04	1.6%	4.12E+03	4.3%	2.43E+04	4.3%	1.54E+03	0.5%
Rubble	1.22E+05		1.09E+04		2.05E+04		1.25E+03	
Soil	7.20E+04		2.73E+03		3.62E+04		1.07E+04	
Stainless Steel	4.84E+04		3.46E+03		3.47E+04		8.58E+03	
Unknown Cellulosics	1.51E+03	0.2%	1.82E+02	0.2%	4.71E+03	0.8%	1.39E+03	0.5%
Wood	4.03E+04	5.0%	4.28E+03	4.5%	2.12E+04	3.7%	5.39E+02	0.2%
Incinerator ash	0.00E+00		0.00E+00		9.95E+02		1.02E+02	
Incinerator filter	0.00E+00		0.00E+00		9.95E+02		1.02E+02	
Smelting slag	0.00E+00		0.00E+00		3.74E+03		1.65E+03	
Smelting filter	0.00E+00		0.00E+00		3.74E+03		1.65E+03	
合計	8.14E+05		9.60E+04		5.70E+05		2.93E+05	

主な物質の監視基準

	単位	EAの処分場の環境評価の基準		飲料水の基準	ドリッグ処分場の評価基準		
		水	海水		浸出水	地下水	表層水
アルミニウム	ppb	--	--	200	200	200	200
アンモニア態窒素	ppb	15	21	500	21	15	15
砒素	ppb	50	25	10	25	10	10
ホウ素	ppm	2	7	1	7	1	1
カドミウム	ppb	0.08-0.25	0.2	5	0.2	0.08	0.08
クロム	ppb	3.4-4.7	0.6	50	0.6	3.4	3.4
シアン化合物	ppb	--	--	50	50	50	50
フッ化物	ppb	1000-5000	--	1500	1500	1000	1000
鉄	ppb	1000	1000	200	1000	200	200
鉛	ppb	7.2	7.2	10	7.2	7.2	7.2
水銀	ppb	0.05	0.05	1	0.05	0.05	0.05
硝酸塩	ppm	--	--	50	50	50	50
亜硝酸塩	ppb	--	--	100	100	100	100

LLW Repository Ltd “The 2011 Environmental Safety Case Inventory”より引用

LLW Repository Ltd “The 2011 Environmental Safety Case Assessment of Non-radiological Impacts”より引用

5章【参考】海外の埋設施設における有害物質等の埋設処分と管理の例 (2/2)

● テキサス処分場における有害物質等の埋設処分の評価

	廃棄物量の予測評価結果 (kg)			浸出水の基準*3 (ppm)
	CWF施設	FWF施設 (CDU施設*1)	FWF施設 (NCDU施設*2)	
アルミニウム	7.3E+6	4.8E+7	5.5E+7	---
砒素	3.8E+1	1.7E+3	8.2E+1	1.4
ホウ素	6.5E+4	3.1E+2	3.0E+2	---
カドミウム	5.5E+4	3.1E+2	5.2E+0	0.69
クロム	4.0E+5	1.3E+5	1.6E+5	2.77
シアン化合物	1.2E+1	3.0E+2	0.0E+0	1.2
フッ素	5.6E+3	1.8E+4	5.7E+1	---
鉄	1.3E+7	3.3E+7	6.8E+7	---
鉛	9.4E+3	7.8E+3	8.9E+3	0.69
水銀	1.2E+0	1.1E+1	1.9E-1	0.15

*1: 廃棄物を容器に封入することが義務付けられた施設

*2: 廃棄物を容器に入れないで埋設する施設

*3: EPAの基準 (40CFR268.40)

Application for license to authorize near-surface land disposal of low-level radioactive waste. Appendix 8.0-1 Texas Compact Inventory(2007)と8.0-2 Federal Facility Inventory(2007)から引用

● クライブ処分場における有害物質等の地下水放出基準

	地下水防護基準*1(ppm)
砒素	検出限界以下
カドミウム	0.005
クロム	0.1
シアン化合物	0.2
フッ化物	4.0
鉛	0.015
水銀	0.002
硝酸塩及び亜硝酸塩の窒素(合計)	10

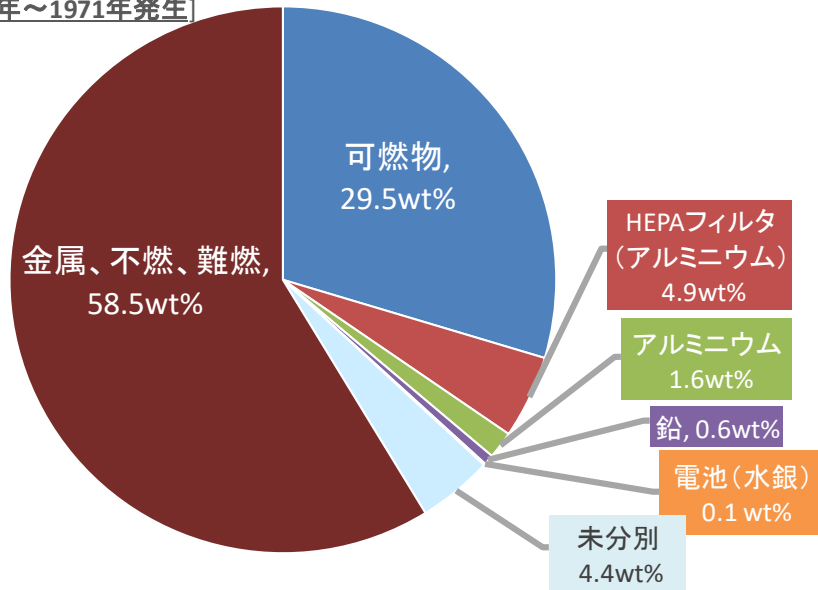
*1: ユタ州の地下水質基準 (R317-6-2) から導出した基準

Permit No.UGW450005, STATE OF UTAH DIVISION OF WATER QUALITY UTAH WATER QUALITY BOARD, Ground Water Quality Discharge Permit, (2012) から引用

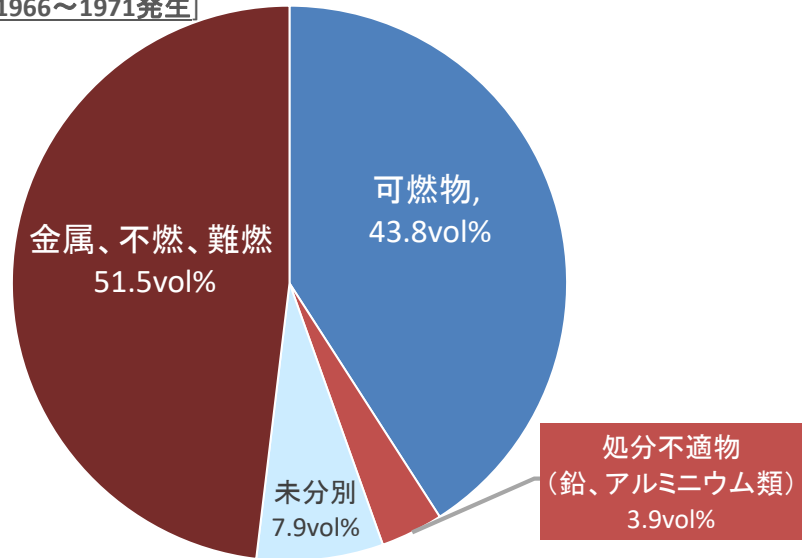
6章 参考資料

6章【参考】 圧縮体中の可燃物量の単位変換方法

圧縮体の内容物の重量割合
[1966年～1971年発生]



圧縮体の内容物の体積割合
[1966～1971発生]



- 圧縮体の内容物の重量割合

Lピットに保管している廃棄物の開缶調査を実施し、内容物の重量割合を算出した。

- 圧縮体の内容物の体積割合

開缶調査と併せて分別を実施し、分別後に発生したドラム缶本数の割合で、内容物の体積割合を算出した。なお、可燃物は圧縮封入している。

- 換算係数 (vol%/wt%) の設定方法

ドラム缶ごとの体積割合に関するデータを取得していなかったため、体積割合のデータを取得していた廃棄物の平均体積割合と平均重量割合の比を重量割合から体積割合へ換算する係数とした。

内容物	重量割合 (平均)	体積割合 (平均)	vol% / wt%
可燃物	29.5	43.8	1.48

■ 統計的推定による評価(試算)

● 設定条件

- 受入基準の目安値 20vol%は、p.35に示した「重量:体積」比を用いて13wt% として解析を行った。
- 米国のMARSSIMマニュアルの統計的検定手法を参考に評価を行った(NUREG-1575, Rev. 1; EPA 402-R-97-016, Rev. 1; DOE/EH-0624, Rev. 1)。
- 今回の評価は試算であり、今後、より精緻な推定を行うための検討を進めていく(以下の「今後検討していく課題」参照。)

● 評価方法

- まず、平均可燃物量が受入基準以下となる希釈(可燃物がほとんど入っていない廃棄体と混合埋設)を行った場合に、信頼性99%における符号検定による評価を行った。
- 希釈倍率は整数とし、符号検定により棄却された場合には希釈倍率を大きくしていき、信頼性99%を得るために必要な希釈倍率を評価する。

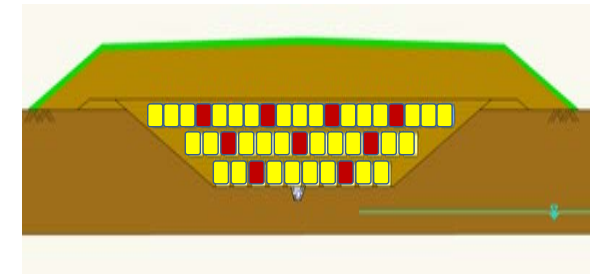
今後検討していく課題

● サンプルの代表性の確認

- 廃棄物の発生履歴(発生時期、発生施設、詰替えの有無等)により可燃物含有量がどの程度変化するかの確認
- 廃棄物の発生履歴による可燃物含有量変化と発生量割合を反映した代表サンプルの設定

● 正規分布等の特定の分布に当てはまらない分布への対応

- グループ分け(発生時期、発生施設、詰替えの有無等)による分布のピークの分離
- ノンパラメトリック検定等を利用した解析

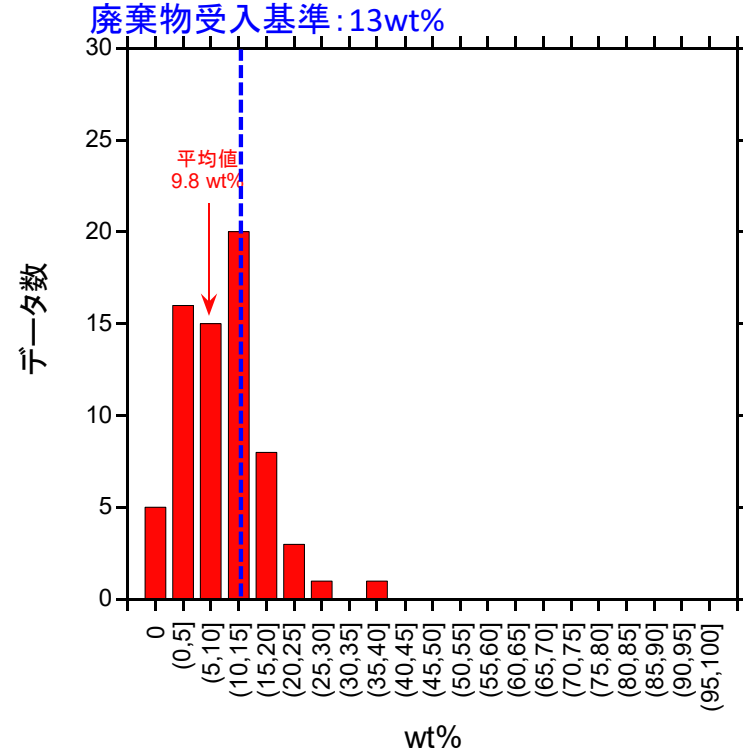
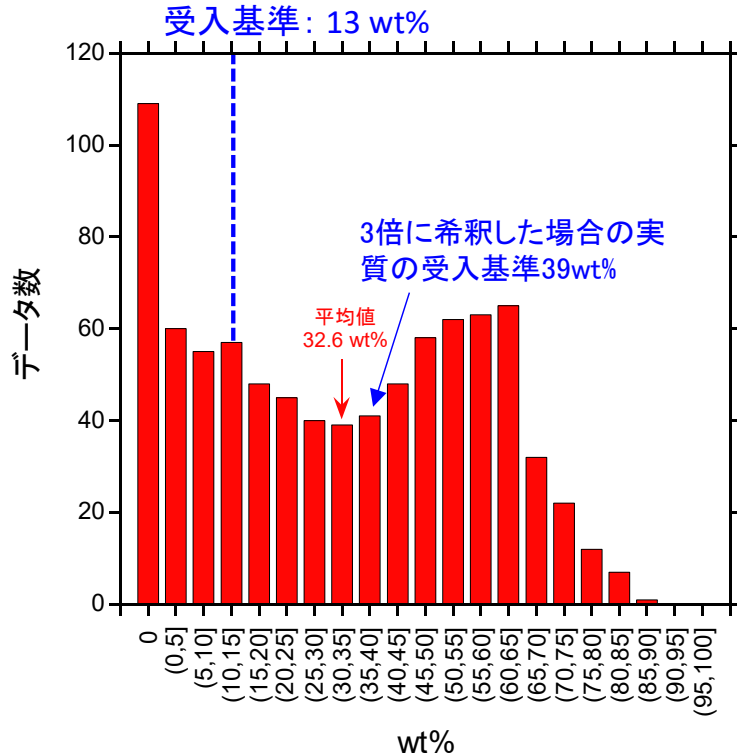


- 分別済廃棄体(可燃物がほとんど入っていないもの)
- タイプII 廃棄物廃棄体

混合埋設のイメージ

● 1977年以前の可燃物の評価

● 1978年以降の可燃物の評価



- 平均濃度を受入基準以下にするために、3倍希釈を設定 (実質の受入基準は $13\text{wt}\% \times 3 = 39\text{wt}\%$ になる)。
- 米国のMARSSIMマニュアルの統計的検定手法を参考に信頼性99%における符号検定による評価を行った (NUREG-1575, Rev. 1; EPA 402-R-97-016, Rev. 1; DOE/EH-0624, Rev. 1)。

- 平均値が受入基準を下回っているため、まず希釈なしの場合の評価を行う。
- 米国のMARSSIMマニュアルの統計的検定手法を参考に信頼性99%における符号検定による評価を行った (NUREG-1575, Rev. 1; EPA 402-R-97-016, Rev. 1; DOE/EH-0624, Rev. 1)。

→ 廃棄物の中央値(≒平均値)が受入基準を下回る。

→ 廃棄物の中央値(≒平均値)が受入基準を下回る。 37

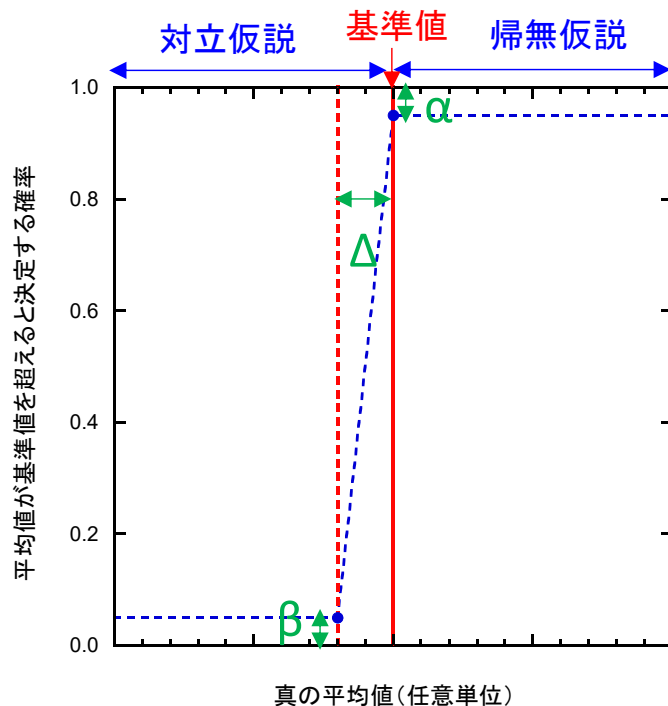
■ 統計的推定による評価について

- 基本的な考え方
 - ・ 対象廃棄物の内、ランダムにサンプリングした一部の廃棄物を分析する。
 - ・ 分析結果に基づき、廃棄物全体の平均濃度が廃棄物受入基準を下回ることを示す。
- 米国において、廃止措置における最終サーベイに関してサーベイ単位の平均汚染濃度がサイト解放基準を満足することを示すために用いられているMARSSIMマニュアルの統計的検定手法を参考に評価を行う。 (NUREG-1575, Rev. 1; EPA 402-R-97-016, Rev. 1; DOE/EH-0624, Rev. 1)
- 統計的検定においては、評価対象が基準値を超えるものと考え(帰無仮説という)、分析データが帰無仮説を十分な確からしさで否定した場合には、帰無仮説が間違っていたと判断する(対立仮説を採択する)。
 - ・ また、第一種の誤りの確率 α と第二種の誤りの確率 β を以下のように定義する。
 - 第一種の誤り(実際には平均値が基準を超えるのに、一部のサンプルの分析結果に基づき、平均値が基準を下回ると判定する)の確率: α
 - 第二種の誤り(実際には平均値が基準を下回るのに、一部のサンプルの分析結果に基づき、平均値が基準を超えると判定する)の確率: β

■ 必要なサンプル数について

- 部分的な分析データに基づくため、真の平均値がどのような値でも判断を誤る可能性を小さくすることはできず、基準値の下側に高い β 値になってしまう領域(グレー領域;幅を Δ とする)が存在する。
- 真の平均値が基準値の時に許容できる α の上限値と、グレー領域下端のときに許容できる β の上限値を設定する必要がある。
 - 最も厳しい場合で α 、 β ともに0.01(1%)とすることが推奨されている。

(EPA/240/B-06/001)



- 設定した条件を満たすのに必要なサンプル数は、許容し得る α 値と β 値に加えて、データのばらつきの推定値 σ 及び Δ 値に依存する。
- Δ 値は、 Δ/σ 比が1~3となることが推奨されている。
 - Δ 値を小さくすると、高い β 値が許容できる真値の範囲が小さくなり、これを満たすためにサンプル数は増加する。

(前ページからの続き)

- 設定した条件を満たすのに必要なサンプル数は、用いる検定手法により異なるが、MARSSIMでは、バックグラウンドがない場合において、符号検定を使用することとしている。
 - 符号検定は、データの分布を仮定しない検定手法(ノンパラメトリック検定)である。
 - 分布の中央値に対する検定であり、対称分布の場合に最も効果を発揮するものであるが、対称性が崩れた場合でも正しい判定ができる。

(NUREG-1505, Rev. 1)

- 符号検定に必要なサンプル数は以下の式で計算できる。

$$N = 1.2 \frac{(Z_{1-\alpha} + Z_{1-\beta})^2}{4(\Phi\left(\frac{\Delta}{\sigma}\right) - 0.5)^2}$$

- Z_x : 標準正規分布の x パーセンタイル値
- Φ : 標準正規分布の累積分布関数
- 係数1.2は、検定において望みの効果を得るため、及び使用できないデータの可能性を考慮して推奨されているもの。

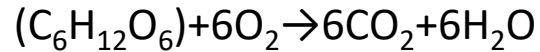
(NUREG-1505, Rev. 1)

- 例えば、 α 、 β が0.01、 $\Delta/\sigma = 1$ のとき、 $N = 57$ となる。

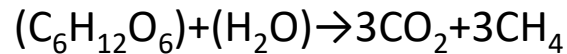
■ 可燃物からのメタンガスの発生による影響評価 -メタンガスの発生メカニズム-

可燃物を埋設した場合、可燃物は微生物による分解に伴いガスを発生しながら安定化する。

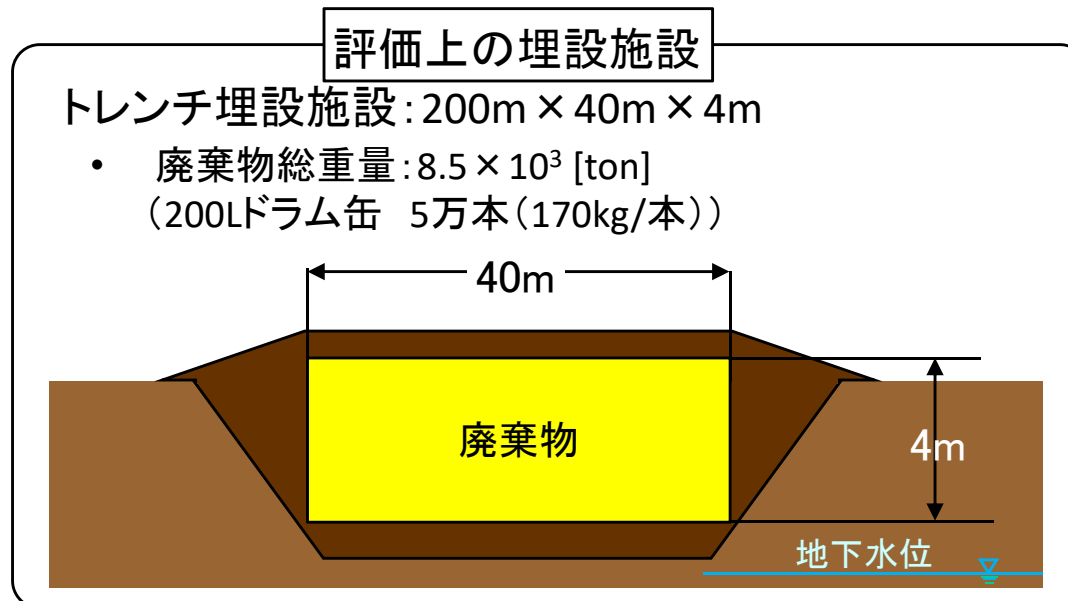
- 埋設施設内に酸素が多く存在する初期の反応(好気性分解)



- 埋設施設内の酸素が消費された後の反応(嫌気性分解)

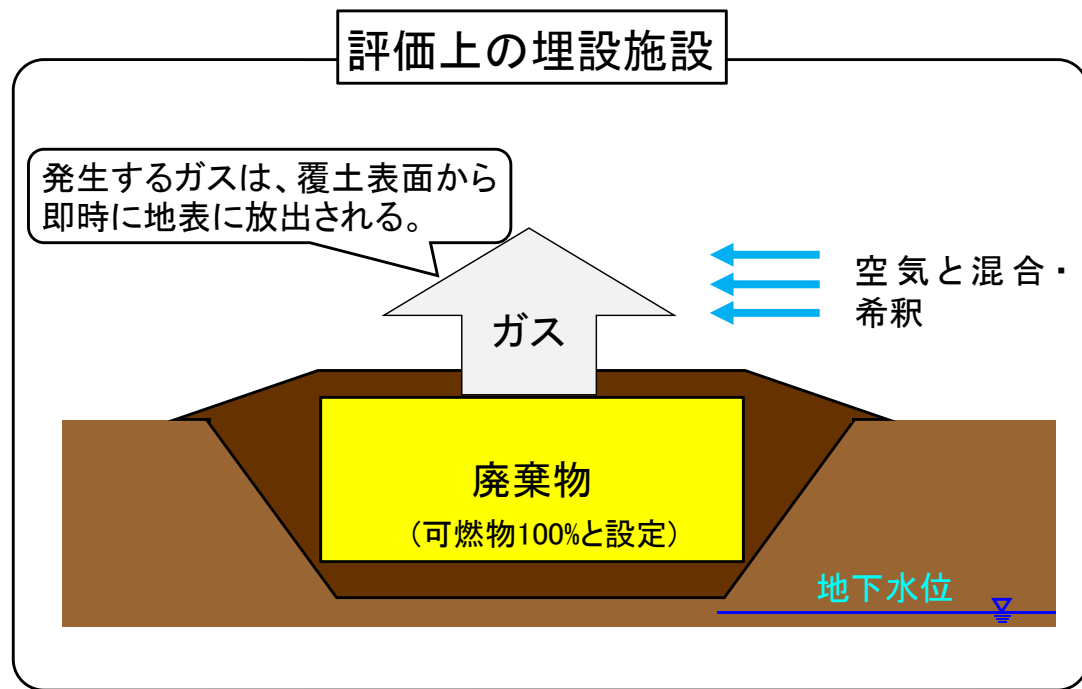
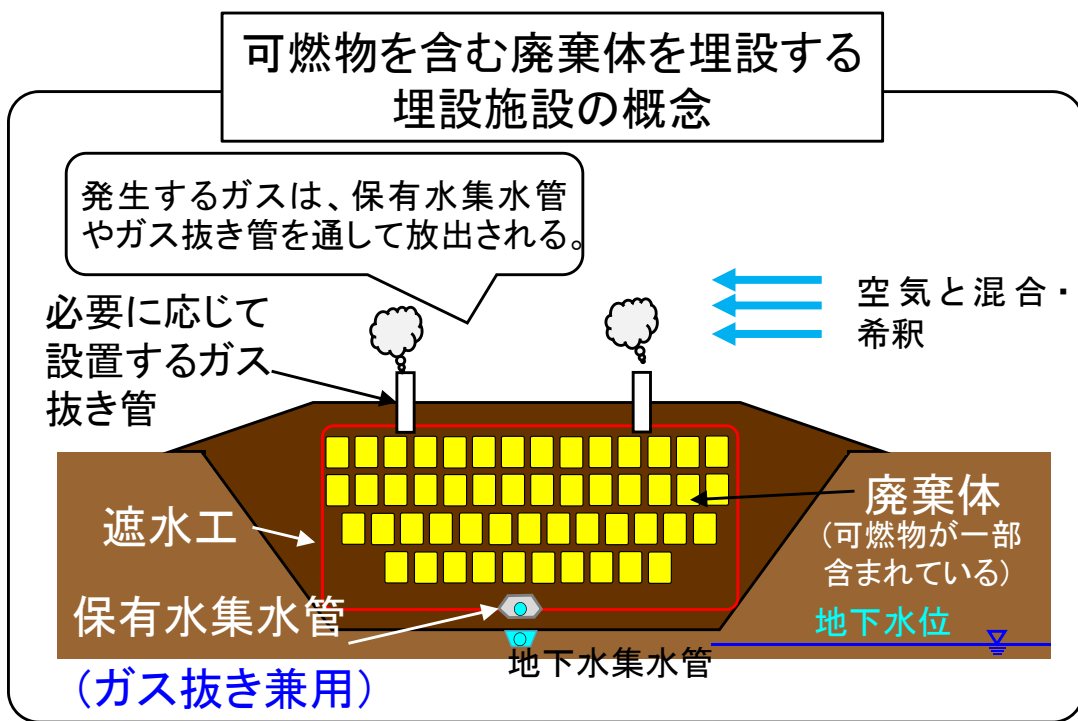


本評価では、嫌気性分解によるメタンガス(可燃性ガス)の年間あたりの発生量の評価を行う。



■ 可燃物からのメタンガス発生量の評価に用いるモデルの考え方

- 可燃物を含む廃棄体を埋設する埋設施設には、遮水工及び必要に応じてガス抜き管を設置することを想定(左図)
- 評価モデルでは、ガス発生量評価及び被ばく線量評価の保守性と簡便性から覆土表面から放出される設定(右図)



✓ 実際の埋設施設(左図)では、保有水集水管及び必要に応じて設置するガス抜き管を通して少しずつガスが地表に放出される。評価上(右図)では、発生した全量が覆土表面から即時に地表に放出される厳しい条件で評価した。

■ 可燃物からのメタンガス発生量の評価方法

- 可燃物を埋設施設に直接埋設した場合におけるメタンガスの発生量は、IPCCガイドラインの評価方法が広く利用されている。
- 同ガイドラインにおける一次分解モデル (First Order Decay : FOD法) を用いて以下の条件で年間あたりのメタンガス発生量を評価した。

評価式

$$\text{年間メタンガス発生量} [\text{m}^3/\text{y}] = W_0 \times \text{DOC} \times \text{DOC}_f \times \text{MCF} \times (e^{-k(t-1)} - e^{-kt}) \times F \times 16/12 \div 0.668$$

表 メタンガス発生量の評価に用いたパラメータ

W_0	廃棄物総重量 8.5×10^3 [ton] (200Lドラム缶 5万本)
DOC	対象廃棄物中の分解性炭素含有率 [-] (紙・繊維 0.24)
DOC_f	分解可能な廃棄物中の分解性炭素の割合 [-] (デフォルト値 0.5)
MCF	処分場の構造による好気分解補正係数 [-] (嫌気性管理固体廃棄物処分場 1.0)
k	分解速度定数 [1/y] (紙・繊維 0.06)
F	発生ガス中の CH_4 比率 [-] (デフォルト値 0.5)
16/12	CH_4/C の分子量比 [-]
0.668	CH_4 の密度 [kg/m ³] (理想気体: 20°C, 1気圧)

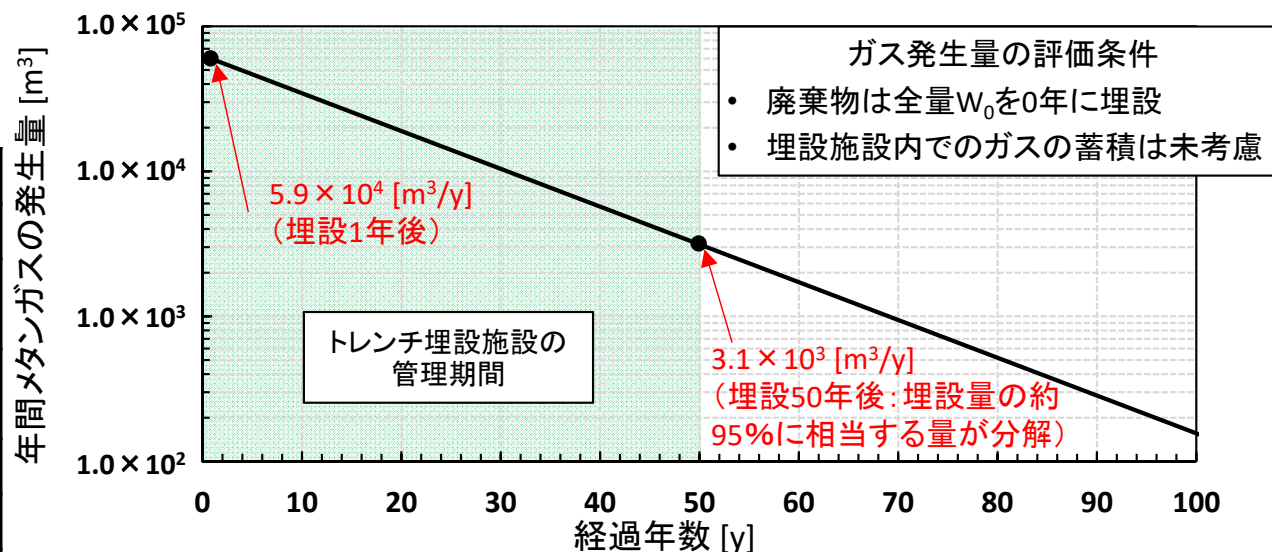


図 埋設以降のメタンガス発生量の変化

微生物による分解に伴って埋設された可燃物量が減少する。それに伴い発生するメタンガス量も減少する。

■ 可燃物からのメタンガス発生量の評価結果

➤ 本評価では保守的に、発生したメタンガスが埋設施設表面に全量存在するとして評価

評価式

$$\text{空气中的メタンガス濃度 [\%]} = \text{メタンガス発生量 [m}^3/\text{y]} \div \text{流入する空気の流量 [m}^3/\text{y]} \times 100$$

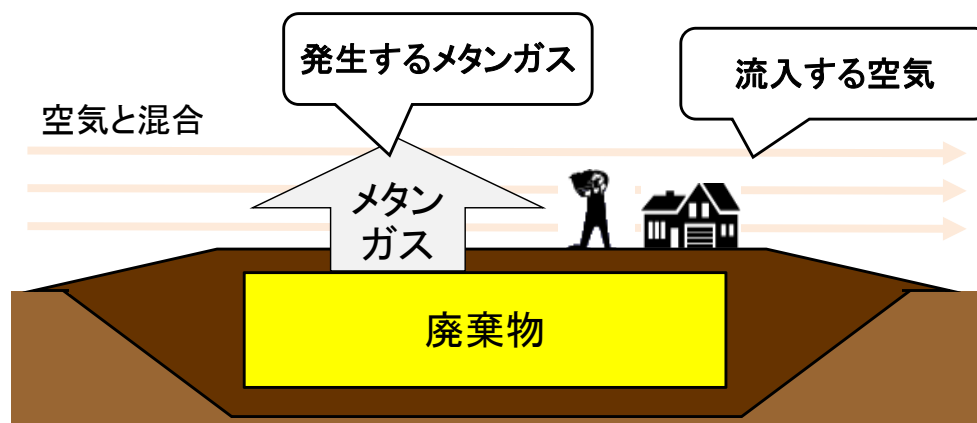


図 メタンガス濃度の評価体系
(評価上、固化や覆土によるガスの閉じ込め未考慮)

- 廃棄物総重量

8.5×10^3 [ton] (200Lドラム缶 5万本)

- メタンガス発生量

埋設施設表面: 5.9×10^4 [m³/y] (管理期間中(埋設1年後))

住宅内 : 3.1×10^3 [m³/y] (管理期間終了直後(埋設50年後))

※住宅内の発生量は、埋設施設表面のメタンガス発生量 3.1×10^3 [m³/y] に、住宅の面積と埋設施設の面積の比 (住宅100m² ÷ 埋設施設8,000m²) を乗じた。

- 流入する空気の流量

地 表: 1.8×10^9 [m³/y] (高さ1.5m、施設幅40m、平均風速1.0m/s)

住宅内: 2.1×10^6 [m³/y] (住宅100m² × 2.5m、換気率1回/h)

◆ 評価結果

管理期間中 (埋設1年後) : 埋設施設表面: 3×10^{-3} [%]

管理期間終了直後(埋設50年後): 住宅内 : 1×10^{-1} [%]

■ 可燃物からのメタンガス発生量評価結果に基づく爆発可能性の評価

廃掃法の規制下の最終処分場の廃止においては以下の基準やガイドラインがあり、同ガイドラインで定められた基準値と埋設施設表面等のメタンガス濃度を比較した。

- 最終処分場(遮断型を除く)における廃止の判定基準として、覆土下(ガス抜き管内)のメタンガス濃度が5%未満*¹ (メタンガスの爆発下限界5%)
- 労働災害の防止措置としてメタンガス濃度の発生基準値1.5%以下(爆発下限界(5%)の30%以下)*²

*1: 廃棄物最終処分場廃止基準の調査評価方法; 廃棄物学会廃棄物埋立処理処分研究部会(2002)

*2: 最終処分場跡地形質変更に係る施行ガイドライン; 環境省 廃棄物最終処分場跡地形質変更に係る基準検討委員会(2005)

表 埋設施設表面のメタンガス濃度と発生基準値との比較

評価条件	管理期間中 (埋設後1年目)	管理期間終了直後 (50年後)	最終処分場跡地形質変更に係る 施行ガイドラインでの発生基準値
	埋設施設表面	住宅内	
メタンガス濃度	3×10^{-3} [%]	1×10^{-1} [%]	≤ 1.5 [%]

◆ 評価結果

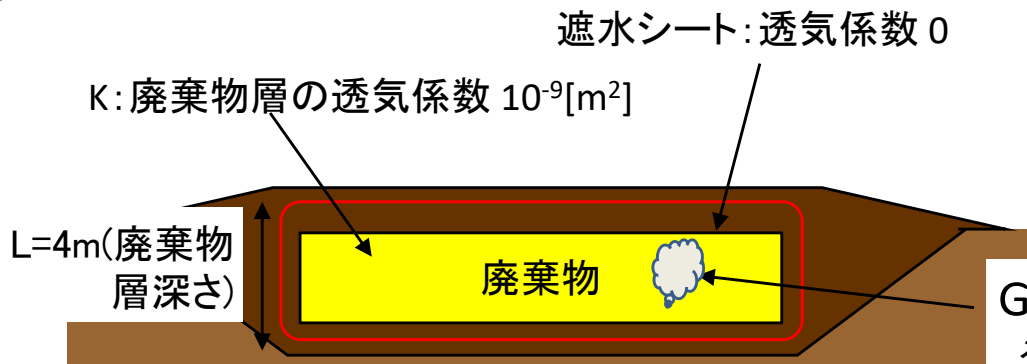
発生するメタンガス濃度(管理期間中及び管理期間終了直後)と廃掃法のガイドラインで定められたメタンガス濃度と比較した結果、仮に廃棄体中の可燃物が100%でも発生基準値以下であった。

■ 発生するメタンガスの遮水シート内の蓄圧の評価

- 埋設施設内で発生したメタンガスは、ガス抜き管を通して少しずつ埋設施設地表に放出されるが、仮に発生したメタンガスが遮水シート内に蓄積した場合の遮水シート内の圧力を評価
- 遮水シートからの透気がなく50年間発生するガスが蓄積と仮定

評価式

$$\text{メタンガスの発生圧力 [Pa]} = \mu [\text{Pa}\cdot\text{s}] \times G [\text{m}^3\text{-gas/s}\cdot\text{m}^3] \times L [\text{m}] \times L [\text{m}] \div k [\text{m}^2]$$



- 廃棄物層体積: $200\text{m} \times 40\text{m} \times 4\text{m}$
- メタンガス発生量
埋設施設内: $5.9 \times 10^4 [\text{m}^3/\text{y}]$ (埋設1年後～50年後まで)
- 発生ガスの粘性係数: $\mu = 1.5 \times 10^{-5} [\text{Pa}\cdot\text{s}]$

G: ガス発生速度 (廃棄物層単位体積あたり、単位時間あたりのガス発生量)
メタンガス発生量 \div (廃棄物層体積 \times 1年間)

図 メタンガス蓄積の評価体系

◆ 評価結果

- 埋設施設内のメタンガスの発生圧は $1.4 \times 10^{-2} [\text{Pa}]$ であり、仮にこれが50年間継続した場合でも $7 \times 10^{-1} [\text{Pa}]$ であった。
- 本評価において設定した可燃物からのガス発生量は大気圧 (0.1MPa) と比較しても十分小さい。ガス発生量は小さく、**通常の廃掃法の最終処分場のガス発生対策により対応可能**

メタンガス発生に伴い放出される放射エネルギーの評価

- 可燃物の分解に伴い発生するガスとともに、揮発性の放射性核種が放出されるとして評価
- 本評価では保守的に発生したガスが埋設施設表面に全量存在するとして評価

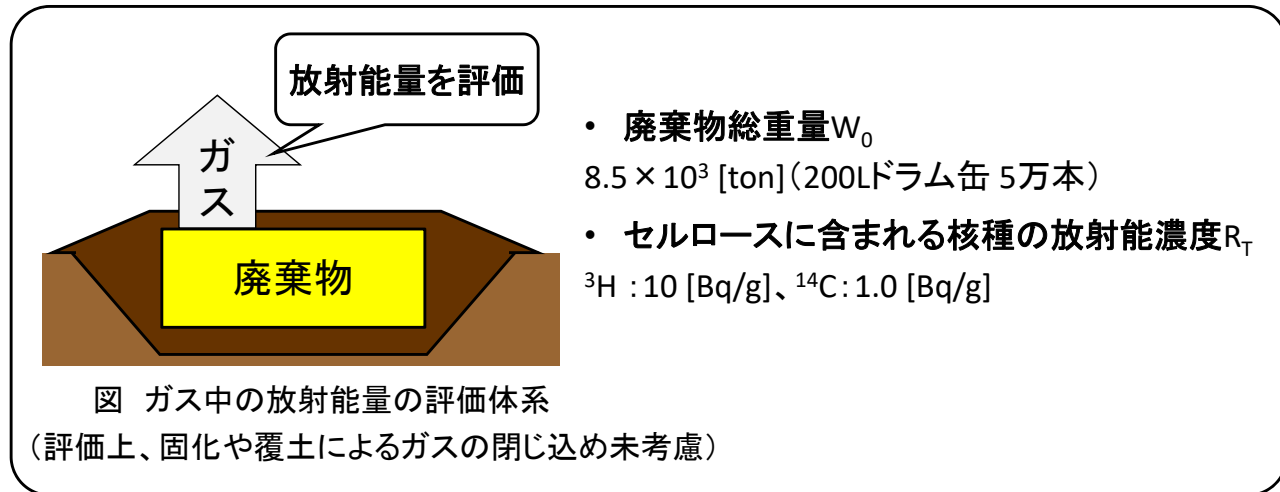
評価式

$$\text{年間セルロース分解量 [kg/y]} = W_0 \times DOC \times DOC_f \times MCF \times (e^{-k(t-1)} - e^{-kt}) \times 180/72$$

$$\text{年間ガス中の放射エネルギー [Bq/y]} = \text{年間セルロース分解量 [kg/y]} \times R_T \times (1/2)^{(t/T_{1/2})}$$

表 ガス中の放射エネルギーの評価に用いたパラメータ

DOC	対象廃棄物中の分解性炭素含有率 [-] (紙・繊維 0.24)
DOC _f	分解可能な廃棄物中の分解性炭素の割合 [-] (デフォルト値 0.5)
MCF	処分場の構造による好気分解補正係数 [-] (嫌気性管理固体廃棄物処分場 1.0)
k	分解速度定数 [1/y] (紙・繊維 0.06)
180/72	C ₆ H ₁₂ O ₆ /C ₆ の分子量比 [-]
T _{1/2}	核種の半減期 [y] (³ H : 12.33 [y]、 ¹⁴ C : 5,730 [y])



◆ 評価結果

- 管理期間中 (埋設1年後) : ³H 1.4×10^9 [Bq/y]、¹⁴C 1.5×10^8 [Bq/y]
- 管理期間終了直後(埋設50年後) : ³H 4.7×10^6 [Bq/y]、¹⁴C 7.8×10^6 [Bq/y]

メタンガス発生に伴い放出される被ばく線量の評価

- 管理期間中の作業員及び管理期間終了直後の住宅の居住者が、放射性物質を含むガスの吸入による内部被ばくを評価

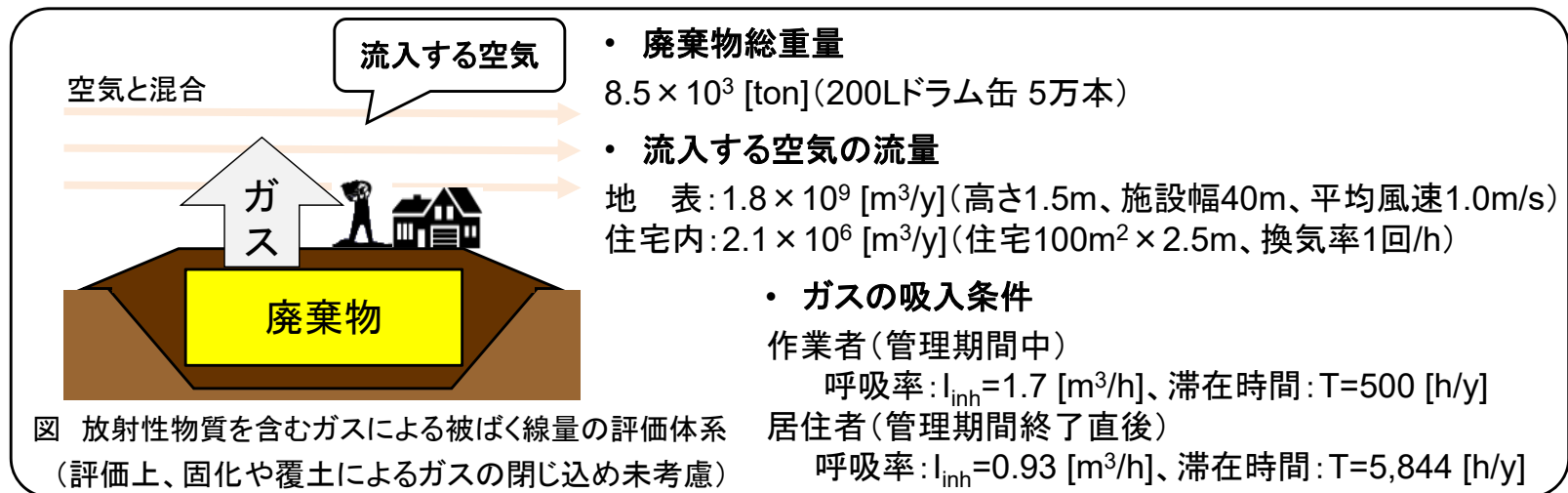
評価式

$$H[\text{Sv/y}] = t\text{年に発生するガス中の放射エネルギー}^* [\text{Bq/y}] \div \text{流入する空気の流量} [\text{m}^3/\text{y}] \times I_{inh} \times T \times DCF_{inh}$$

*住宅内の放射エネルギーは、埋設50年後の放射エネルギー($^3\text{H}: 4.7 \times 10^6 [\text{Bq/y}]$, $^{14}\text{C}: 7.8 \times 10^6 [\text{Bq/y}]$)に、住宅の面積と埋設施設の面積の比(住宅 $100\text{m}^2 \div$ 埋設施設 $8,000\text{m}^2$)を乗じた。

表 線量評価に用いたパラメータ

I_{inh}	呼吸率 [m^3/h] (ICRP Pub.89を参考に設定)
T	滞在時間 [h/y] (作業員: IAEA TECDOC-401、 居住者: 災害廃棄物安全評価検討会・ 環境回復検討会 第1回合同検討会 参 考資料2 別添2より設定)
DCF_{inh}	内部被ばく換算係数 [Sv/Bq] $^3\text{H}: 4.5 \times 10^{-11} [\text{Sv/Bq}]$ $^{14}\text{C}: 2.0 \times 10^{-9} [\text{Sv/Bq}]$ (ICRP Pub.72より設定)



◆ 評価結果 (^3H による被ばくと ^{14}C による内部被ばくの合算)

埋設施設表面の作業員(管理期間中(埋設1年後)): $1.7 \times 10^{-1} [\mu\text{Sv/y}]$

居住者 (管理期間終了直後(埋設50年後)): $5.1 \times 10^{-1} [\mu\text{Sv/y}]$

→ ^3H 及び ^{14}C を含むガスを吸入した場合の内部被ばく線量を評価(管理期間中及び管理期間終了直後)した結果、**仮に廃棄体中の可燃物が100%でも基準線量以下**

■ 可燃物の分解生成物による地下水シナリオでの被ばく線量への影響

- 可燃物の分解生成物が地下水中に溶出し、廃棄体中の放射性核種の移行が促進されることによる地下水シナリオに基づく被ばく線量への影響について評価した。

地下水シナリオによる線量への影響の設定

- 放射能濃度評価対象核種の選定で評価に用いた核種 (H-3, C-14, Ni-63, Sr-90, Cl-36, Tc-99, Cs-137, Pu-239, Am-241) のうち、覆土への収着係数に分解生成物の影響が認められる核種 (Ni-63, Am-241) を対象とした。
- 収着係数が1桁下がると設定し*1、基準線量相当濃度の低下による重要核種選定への影響について評価した。

基準線量相当濃度 (Bq/t) の変化

核種		河川水シナリオ		井戸水シナリオ	
		影響なし	影響あり	影響なし	影響あり
	半減期 (y)	[Bq/ton]			
Ni-63	1.0E+02	4.89E+13	1.26E+13	7.73E+09	1.71E+09
Am-241	8.1E+07	1.38E+14	8.69E+13	1.28E+09	4.29E+08
以下、参考					
H-3	1.2E+01	9.78E+09	—	5.35E+07	—
C-14	5.7E+03	1.76E+08	—	1.32E+08	—
Sr-90	2.9E+01	5.61E+12	—	6.13E+07	—

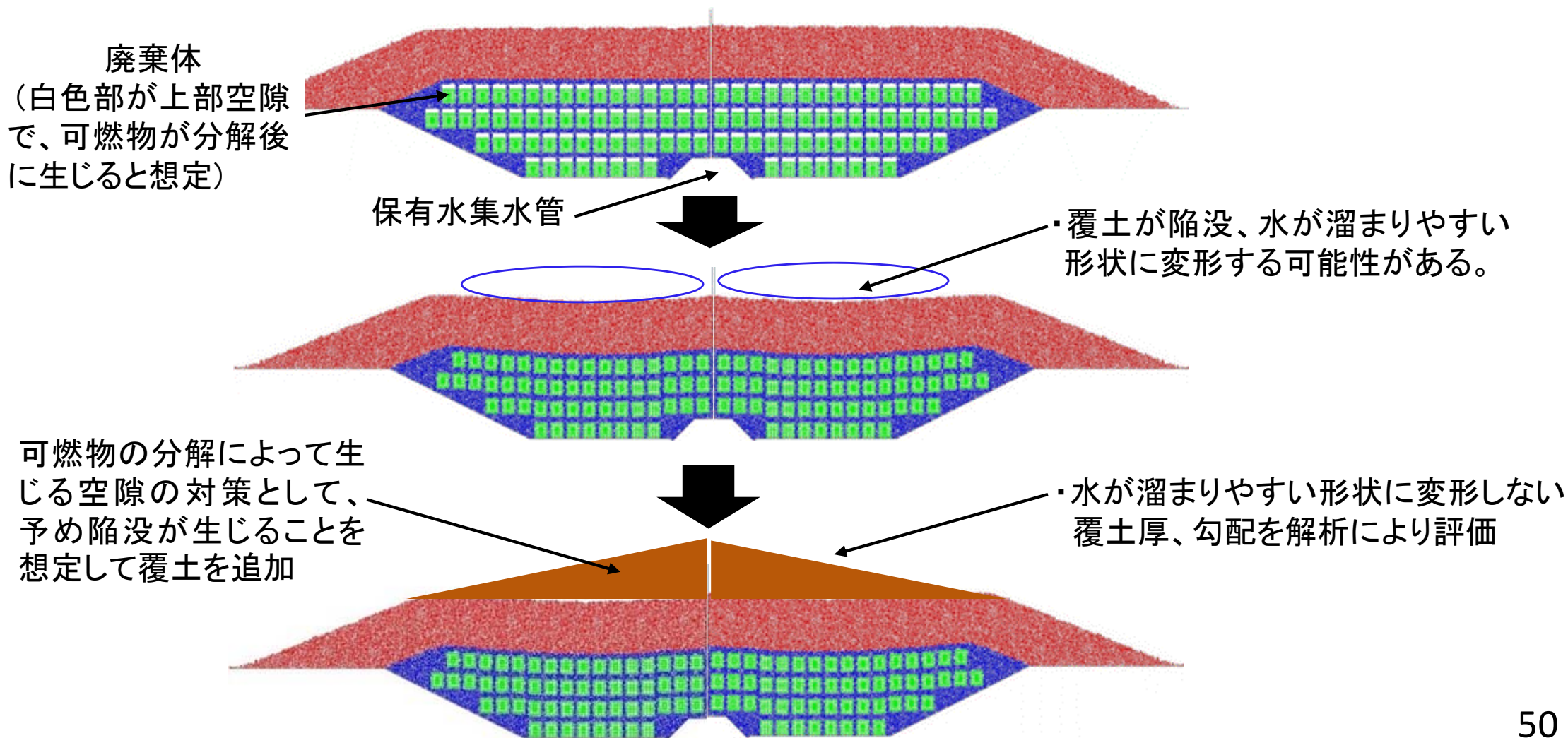
*1: 日本原燃(株)「廃棄物埋設施設における許可基準規則への適合性について」(2019年3月4日)から設定

◆ 評価結果

- 分解生成物の影響を考慮した場合にNi-63及びAm-241の基準線量相当濃度は低下するが、H-3、C-14、Sr-90等の基準線量相当濃度がより低いため、放射能濃度評価対象核種としての選定への影響は認められなかった。
- 可燃物の分解生成物による地下水中の放射性核種の移行への影響は大きくない見通しである。

■ 可燃物の分解に伴い発生する施設内空隙の覆土への影響

- 可燃物が分解し施設内に空隙ができると、将来埋設施設が陥没し水が溜まり易くなる。
- 陥没量を解析し(個別要素法)、許容できる廃棄体1体あたりの空隙率と、空隙の発生に伴う陥没に対する施設側の対策として覆土の厚さ、勾配を検討した。

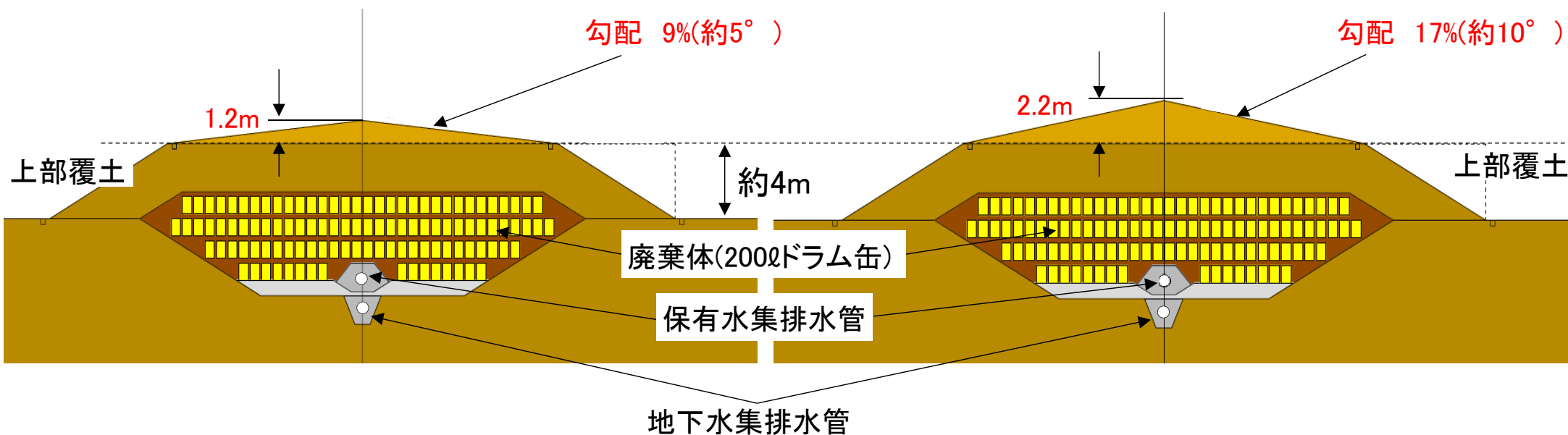


■ 施設内の廃棄体の空隙率に応じた覆土の検討結果

- 廃棄体内の空隙率(可燃物の占める体積割合)に応じて、埋設施設が陥没しないような覆土形状を解析により評価した。

廃棄体1体当りの空隙率20%の場合

廃棄体1体当りの空隙率30%の場合

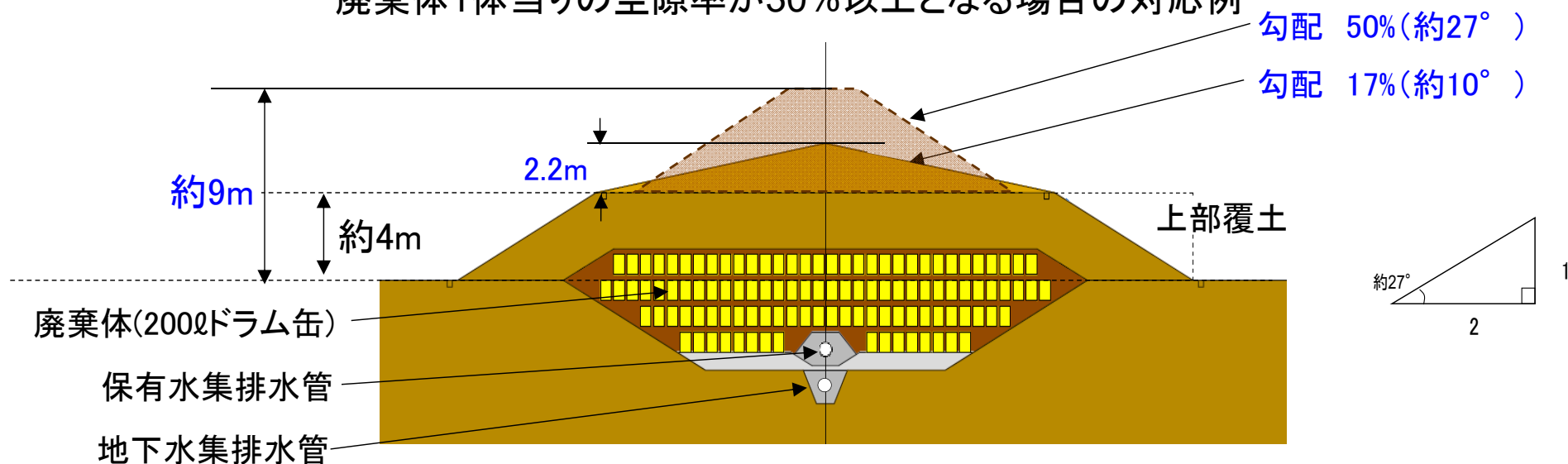


- ✓ 空隙率が大きい方が、覆土厚を厚く、また、勾配を大きくする必要がある。
- ✓ 勾配が大きくなると、地崩れ、侵食も考慮することになり、一定の勾配以下とする必要がある。
- ✓ このため、廃棄体内の空隙率を一定の基準値以下とする必要がある。

■ 施設内の廃棄体の空隙率に基づく受入基準の検討

- 一般的に土木上の盛土の法面の勾配の基準は、1:2(勾配50%)程度である。
- このため、空隙率が30%以上であっても、以下のような覆土とすることも考えられる。

廃棄体1体当りの空隙率が30%以上となる場合の対応例



- ✓ しかし、国内外の実績では、廃棄体における空隙率は、容器当り30%以下としている。
- ✓ 30%では、ドラム缶内の約27cmが空隙であり、4段積みとすると鉛直方向の空隙の高さは約1mとなる。
保守的にこれがそのまま陥没(陥没量:約1m)と仮定すると、上部覆土の粘土層(厚さ数十cm)などに影響が生じる。

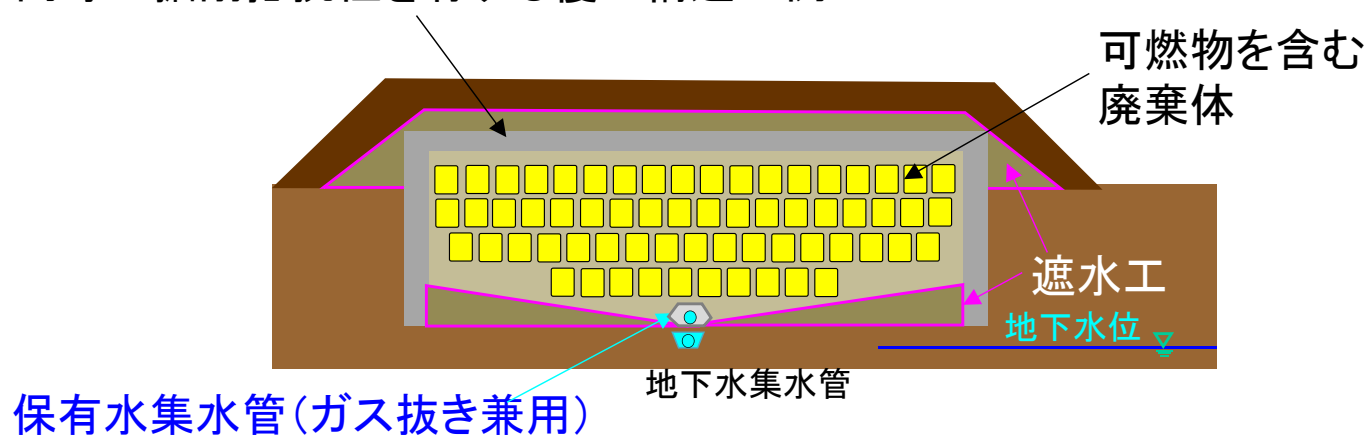
埋設施設内の空隙率は、覆土への影響等から約30%程度までとなる。

廃棄体中の充填剤の充填性の試験結果によると、可燃物の分解に関わらず約10%の空隙が生じることから、**廃棄体中の可燃物の受入基準を約20%と設定した。**

■ 外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土構造の場合

- 第二種廃棄物埋設施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈の改正により、外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する設備を設置したトレンチ処分が定められた。
- このような設備を覆土とする場合、ガス発生対策、空隙の対策としては、以下のような施設形態も考えられる。

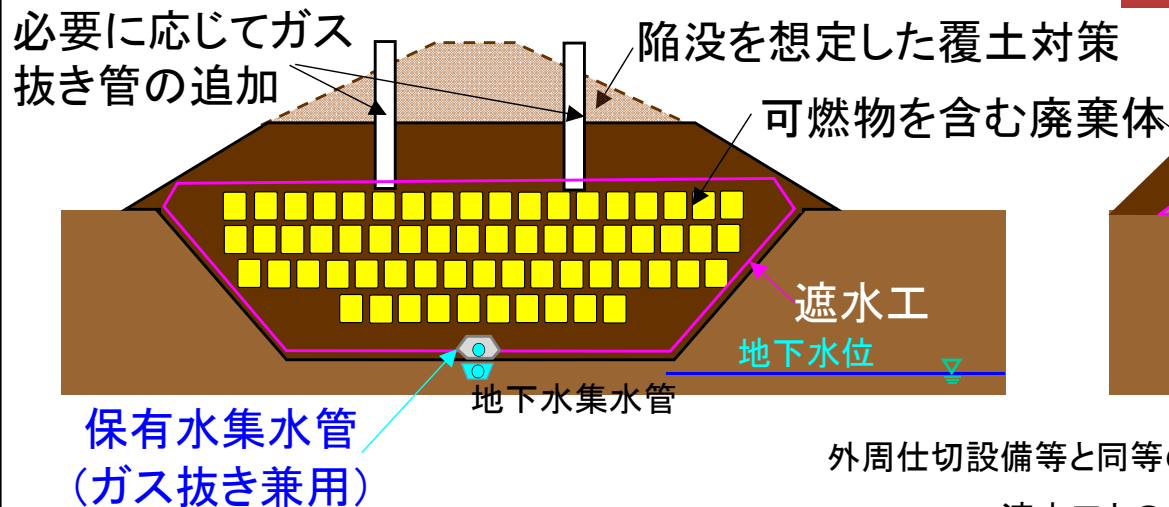
外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土構造の例



- ✓ コンクリート板等の設置により、施設内に空隙があっても陥没を抑制できると期待できる。
- ✓ 浸透水が入りにくくガス発生は少なくなり、保有水集水管の通気で施設内のガスが抜けることが期待される。
- ✓ 可燃物の分解生成物の生成も抑制されると期待される。
- ✓ 一方で、可燃物の全量が分解するのに要する期間は長くなると想定される。

4章で設定したトレンチ埋設施設構造において考慮すべき埋設施設構造

陥没を想定した覆土を設置する場合



外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土構造の場合



外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土構造の例

- ・遮水工との併用による浸透水低減効果(ガス発生抑制)
- ・陥没対策を兼用

※ 廃掃法の最終処分場では2,000~3,000m²に1本のガス抜き管を設置する自主基準があり、同様の対策を行うことも想定される。可燃物の分解が終了すれば、ガス抜き管は撤去可能である。

1. トレンチ埋設施設として、可燃物を含む廃棄物を埋設処分する場合には、将来の陥没量を予め見込んだ覆土対策、及び必要に応じてガス抜き管の設置を行う(左図)。
2. トレンチ埋設施設として、外周仕切設備等と同等の掘削抵抗性を有する覆土構造を設置する場合、陥没への対策とともに、浸透水低減効果を見込めるためガス発生そのものの抑制効果が期待できる(右図)。
3. また、トレンチ処分以外の処分方法も考えられる。

(2、3の対策の場合には、可燃物の受入基準も変わる可能性があるため必要に応じて今後検討する。)

6章【参考】海外の主な埋設施設における可燃物の埋設処分状況

国	処分場	廃棄物のレベル区分	可燃物の埋設処分の状況及び受入基準	出典
イギリス	ドリッグ	LLW	可燃物は、分解する物質として将来の空隙の要因となるとして考慮している。ドリッグのコンテナの内部空隙の基準は20vol%～35vol%(積み段数に依存)で、アクセスできない内部空隙は、10vol%未満なので、可燃物も潜在的な空隙とみなして基準を満足するようにする。	WSC-WAC-LOW v5. The2011 ESC Waste Acceptance.
	ENRMF(キングスクリフ)	VLLW	紙、プラスチックなどの可燃物に関する記載無し(EG指令に指定される可燃性物質の受け入れは禁止)。	Very Low Level Waste Service Guidance 2017
	クリフトンマーシュ	VLLW		
	リリーホールI	VLLW	紙、プラスチックなどの可燃物に関する記載無し。	
アメリカ	テキサスWCS	ClassA～C	容器に収納しないバルクの土壌の場合、有機物の量は、平均で5vol%未満。容器に収納しないバルクのデブリや瓦礫の場合、可燃物の量は5vol%未満。その他は記載無し。	Waste Acceptance Plan R9
	ハンフォードRichland	ClassA～C	受入基準に可燃物の記載無し。	https://www.usecology.com/Locations/All-Locations/US-Ecology-Washington.aspx
	クライブ	ClassA	受入基準に可燃物の記載無し。	BWF WAC Rev10
フランス	オーブ	LLW	国別報告書では、焼却してから受け入れることが説明されている。	合同条約 6 th 国別報告書
	モルビリエ	VLLW	国別報告書では、焼却しなくても受け入れられることが示されている。	合同条約 6 th 国別報告書
スウェーデン	オスカーシャム	VLLW	作業着、手袋、紙類、プラスチック、金属端材の極低レベル廃棄物を処分	諸外国における放射性廃棄物関連の施設・サイトについて(2018年版)及び合同条約 5 th 国別報告書
	スタズビック	VLLW		
	フォルスマルク	VLLW		
	リングスハルス	VLLW		