

海外返還廃棄物の受入れに係る安全性について

(安全性チェック・検討会 報告書)

(案)

平成 2 2 年 月

海外返還廃棄物の受入れに係る安全性チェック・検討会

目 次

<u>I. はじめに</u>	1
<u>II. 「海外返還廃棄物等の受入れ」の概要について</u>	3
1. 海外返還廃棄物に関する経緯	3
2. 海外返還廃棄物の受入れの概要	4
<u>III. 廃棄物の仕様等について</u>	8
1. 海外返還廃棄物の仕様	8
2. 六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体の仕様	24
3. 低レベル放射性廃棄物の貯蔵期間について	28
4. 廃棄物に係る品質保証について	28
<u>IV. 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の安全性について</u>	33
1. 施設概要	33
2. 施設の安全性	38
(1) 放射線しゃへい対策	38
(2) 放射性物質の閉じ込め機能	38
(3) 火災・爆発防止対策	39
(4) 耐震性	39
(5) 冷却	43
(6) 飛来物対策	44
(7) その他の安全対策	45
(8) その他の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターとの相違点	45
3. 線量評価	46
4. 要員の確保・育成	46
5. 品質保証活動	47
<u>V. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物貯蔵に係る安全性について</u>	48
1. 計画概要	48
2. 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との仕様の違いと安全性の考え方	48
(1) 放射線しゃへい対策	48
(2) 放射性物質の閉じ込め機能	49

(3) 火災・爆発防止対策	49
(4) 耐震性	50
(5) 冷却	50
(6) 飛来物防護	50
3. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要	51
4. 施設の安全性への影響	54
<u>VI. 英国からの廃棄物の交換による返還に係る妥当性について</u>	<u>55</u>
1. 放射性廃棄物の交換の概要	55
2. 交換に係る指標の妥当性について	56
3. 交換により返還される廃棄物の処分について	62
<u>VII. 返還低レベル廃棄物輸送時の安全性について</u>	<u>63</u>
1. 輸送容器の概要	63
2. 輸送物の安全設計	65
3. 輸送の安全対策	67
<u>VIII. 日本原燃（株）における防災管理等について</u>	<u>70</u>
1. 日本原燃（株）の防災管理体制	70
2. 日本原燃（株）におけるモニタリング活動の例	71
3. 新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化	73
<u>IX. 総合評価</u>	<u>75</u>
1. 廃棄物の仕様等について	75
(1) 海外返還廃棄物の仕様	75
(2) 六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体の仕様	75
(3) 低レベル放射性廃棄物の貯蔵期間	75
(4) 廃棄物に係る品質保証について	76
2. 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の安全性について	77
(1) 施設の安全性	77
(2) 線量評価	79
(3) 要員の確保・育成	79
(4) 品質保証活動	80
3. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物貯蔵 に係る安全性について	80

(1) 高レベル放射性廃棄物との仕様の違いと安全性の考え方	80
(2) 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要	82
(3) 施設の安全性への影響	82
4. 英国からの廃棄物交換による返還に係る妥当性について	83
5. 返還低レベル廃棄物輸送時の安全性について	83
(1) 輸送容器の概要	83
(2) 輸送物の安全設計	84
(3) 輸送の安全対策	84
6. 日本原燃(株)における防災管理等について	85
(1) 日本原燃(株)の管理体制	85
(2) 日本原燃(株)におけるモニタリング活動の例	85
(3) 新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化	85
7. 今後の留意点	86
8. まとめ	87
<u>海外返還廃棄物の受入れに係る安全性チェック検討会構成及び検討経過</u>	<u>88</u>

図表目次

表Ⅱ. 1. 1	高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の返還数量及び実績	4
表Ⅱ. 1. 2	低レベル放射性廃棄物の返還数量及び返還計画	4
図Ⅱ. 2. 1	「海外返還廃棄物の受入れ」の概要	6
図Ⅱ. 2. 2	海外返還廃棄物の受入れに係る電気事業者及び日本原燃(株)の 想定スケジュール	7
表Ⅲ. 1. 1	仏国から返還される低レベル放射性廃棄物及び六ヶ所再処理工場 にて製造されるハル等圧縮体の仕様	9
図Ⅲ. 1. 1	放射性廃棄物処分の基本的考え方	10
図Ⅲ. 1. 2	放射性廃棄物の区分と放射能濃度の関係	11
図Ⅲ. 1. 3	CSD-Cの製造工程	13
図Ⅲ. 1. 4	CSD-Bの製造工程概要	15
表Ⅲ. 1. 2	ワールドクルーシブルメルターの特徴	16

表Ⅲ. 1. 3	事業者による廃棄物の安定性評価 (CSD-C)	19
表Ⅲ. 1. 4	事業者による廃棄物の安定性評価 (CSD-B)	21
表Ⅲ. 1. 5	固化ガラス化学組成範囲の比較	23
図Ⅲ. 2. 1	ハル等圧縮体の製造工程概要	26
表Ⅲ. 2. 1	廃棄物の安定性確保のための管理 (ハル等圧縮体)	27
図Ⅲ. 4. 1	返還廃棄物に係る品質保証体系－仏国 AREVA NC 社	30
図Ⅲ. 4. 2	返還廃棄物に係る品質保証体系－英国 Sellafield Ltd 社	30
図Ⅳ. 1. 1	施設配置図	34
表Ⅳ. 1. 1	低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の概要	35
図Ⅳ. 1. 2	低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設工程概要図	36
図Ⅳ. 1. 3	貯蔵ピット概要図	37
図Ⅳ. 2. 1	放射線しゃへの概要	38
図Ⅳ. 2. 2	設計に用いる地震動	40
図Ⅳ. 2. 3	低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の概念図	42
図Ⅳ. 2. 4	冷却空気の流れの比較	43
図Ⅳ. 2. 5	飛来物対策の想定概要	44
図Ⅳ. 2. 6	低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の飛来物対策	45
図Ⅳ. 2. 7	高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの飛来物対策	45
図Ⅴ. 3. 1	高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要	53
図Ⅵ. 2. 1	機能追加の概要	53
表Ⅴ. 4. 1	「高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との仕様の違いと安全性の考え方」に対する対応	54
図Ⅵ. 1. 1	英国からの提案の概要	55
図Ⅵ. 1. 2	交換比率の算定に用いる指標 (ITP) の計算方法について	56
図Ⅵ. 1. 3	交換廃棄物の算出方法について	56
表Ⅵ. 2. 1	英国 Sellafield Ltd 社から提示されたインベントリの例	59
図Ⅵ. 2. 2	高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の ITP 計算 (軽水炉の例)	60
図Ⅵ. 2. 3	低レベル放射性廃棄物の ITP 計算 (軽水炉の例)	60
表Ⅶ. 1. 1	輸送容器の仕様概要	64

図Ⅶ. 2. 1	輸送物試験条件の例	66
図Ⅶ. 3. 1	仏国・英国から六ヶ所村への輸送	69
図Ⅷ. 1. 1	日本原燃（株）の連絡・公表体制	71
図Ⅷ. 2. 1	地震観測ポイント	72
図Ⅷ. 2. 2	放射線モニタリングポイント	73
図Ⅷ. 3. 1	新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化策の例	74

参考資料

用語集	89
-----------	----

I. はじめに

エネルギー資源に恵まれない我が国は、将来にわたり経済活動を維持、発展させていくために、エネルギーの安定確保や環境保全の観点から、原子燃料サイクル事業を円滑に進めていくことを国策としている。

青森県では原子燃料サイクル事業について、国のエネルギー政策、原子力政策に沿う重要な事業であるとの認識の下、安全確保を第一義として、その立地に協力してきたところである。

現在、六ヶ所村において、ウラン濃縮工場、低レベル放射性廃棄物埋設センター、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター及び再処理工場の一部（使用済燃料受入れ・貯蔵施設）が稼動しており、再処理設備本体については、本格操業を目指してアクティブ試験を実施している。

海外返還廃棄物の受入れについては、平成22年3月1日及び3月2日に、国及び電気事業連合会、日本原燃（株）から青森県に対し要請があり、3月6日には、直嶋経済産業大臣自らが来県し要請したところである。その際、青森県としては、県民の安全、安心に関わる事項として、核燃料サイクルの推進などについて政府の方針を確認し、直嶋経済産業大臣から、国として国際的信用を維持するための要請である旨、核燃料サイクルを推進する旨、地層処分相当の低レベル放射性廃棄物について青森県を最終処分地にしない旨、また、最終処分地の立地選定に向け、あらゆる機会を捉え、国が前面に立ち取り組む旨の確約を得た。

青森県としては、直嶋経済産業大臣自らが来県し、我が国の国際的な信用のため国が前面に立って要請されたこと、また、青森県からの確認事項に対して確約をいただいたことを重く受け止め、六ヶ所村長の意向も踏まえ、海外返還廃棄物の受入れについて、専門家による安全性チェック・検討を行うこととし、平成22年3月23日「海外返還廃棄物の受入れに係る安全性チェック・検討会」を設置した。

本検討会は、国及び電気事業連合会、日本原燃（株）から要請のあった海外返還廃棄物の受入れについて、安全確保のために取ろうとする基本的考え方及び主要な安全対策が、専門的知見、国内外の経験等に照らして妥当であり、実施可能であるかについて検討を行った。

したがって、本検討会は、国が行う安全審査とは、趣旨・性格を異にするものであ

るが、科学的・技術的知見を踏まえた国の「核燃料施設安全審査基本指針」及び「再処理施設安全審査指針」等に基づく安全評価、閉じ込めの機能、放射線監視等に係る安全性を考慮に入れ、検討を進めた。

また、情報公開の観点から、〇回に及ぶ検討会については、すべて公開で行い、検討作業の透明性を図るよう努めた。

本報告書は、安全性チェック・検討会の検討結果についてまとめたものである。

Ⅱ. 「海外返還廃棄物等の受入れ」の概要について

電気事業連合会及び日本原燃（株）が青森県に要請を行った「海外返還廃棄物の受入れ」の計画の概要は次のとおりである。

1. 海外返還廃棄物に関する経緯

電気事業者は、仏国 AREVA NC 社（旧 COGEMA 社）及び英国 Sellafield Ltd 社（旧 BNFL 社）に使用済燃料の再処理を委託しており、これに伴って発生した放射性廃棄物は、日本へ返還されることになっている。このうち、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の返還は、仏国からは平成 7 年より開始され、平成 19 年に終了しており、返還された 1,310 本の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて一時貯蔵管理されている。また、英国からの返還も、平成 22 年より開始されている（表Ⅱ. 1. 1 参照）。

今後返還される低レベル放射性廃棄物（以下「返還低レベル廃棄物」という。）については、仏国分として、固型物収納体（以下「CSD-C」という。）（最大約 4,400 本[※]）及び低レベル放射性廃棄物ガラス固化体（以下「CSD-B」という。）（最大 28 本[※]）の 2 種類の廃棄物を、平成 25 年から返還開始する計画としている。

また、英国分については、低レベル放射性廃棄物〔セメント固化体（約 2,700 本）、雑固体（約 5,100 本）〕を高レベル放射性廃棄物ガラス固化体（約 70 本[※]）に交換して返還する提案を受けているとのことである（表Ⅱ. 1. 2 参照）。


※返還数量は、現在の想定値とのことである。

表Ⅱ. 1. 1 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の返還数量及び実績

海外再処理事業者	返還数量	返還実績
仏国 AREVA NC 社	1,310 本	計 12 回の輸送を実施し、返還終了
英国 Sellafield Ltd 社	約 850 本*	平成 22 年から返還開始

*英国からの廃棄物交換を受け入れた場合の約 70 本は含まない。

表Ⅱ. 1. 2 低レベル放射性廃棄物の返還数量及び返還計画

海外再処理事業者	廃棄物名称	返還数量	返還計画
仏国 AREVA NC 社	固型物収納体 (CSD-C)	最大約 4,400 本 (現在見通し 1,700 本～2,600 本)	平成 25 年 返還開始 を計画
	低レベル放射性廃棄物 ガラス固化体 (CSD-B)	最大約 28 本 (現在見通し 10 本程度)	
英国 Sellafield Ltd 社	セメント固化体:約 2,700 本 雑固体:約 5,100 本	 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体 約 70 本	廃棄物交 換を計画

2. 海外返還廃棄物の受入れの概要

(1) 海外からの返還低レベル放射性廃棄物の受入れ

電気事業者は、海外からの返還廃棄物について、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に続き、低レベル放射性廃棄物についても計画的な返還を実現するための受入れ及び貯蔵を計画している。

仏国 AREVA NC 社から返還される低レベル放射性廃棄物については CSD-C 及び CSD-B の形態で平成 25 年から返還開始する計画である。

また、英国 Sellafield Ltd 社からの低レベル放射性廃棄物については、放射線による影響が等価となることを条件として、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に替えて返還する計画である。

なお、受け入れた返還廃棄物は、最終的な処分に向けて搬出されるまでの

期間、適切に一時貯蔵するとしている。

(2) 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の新設

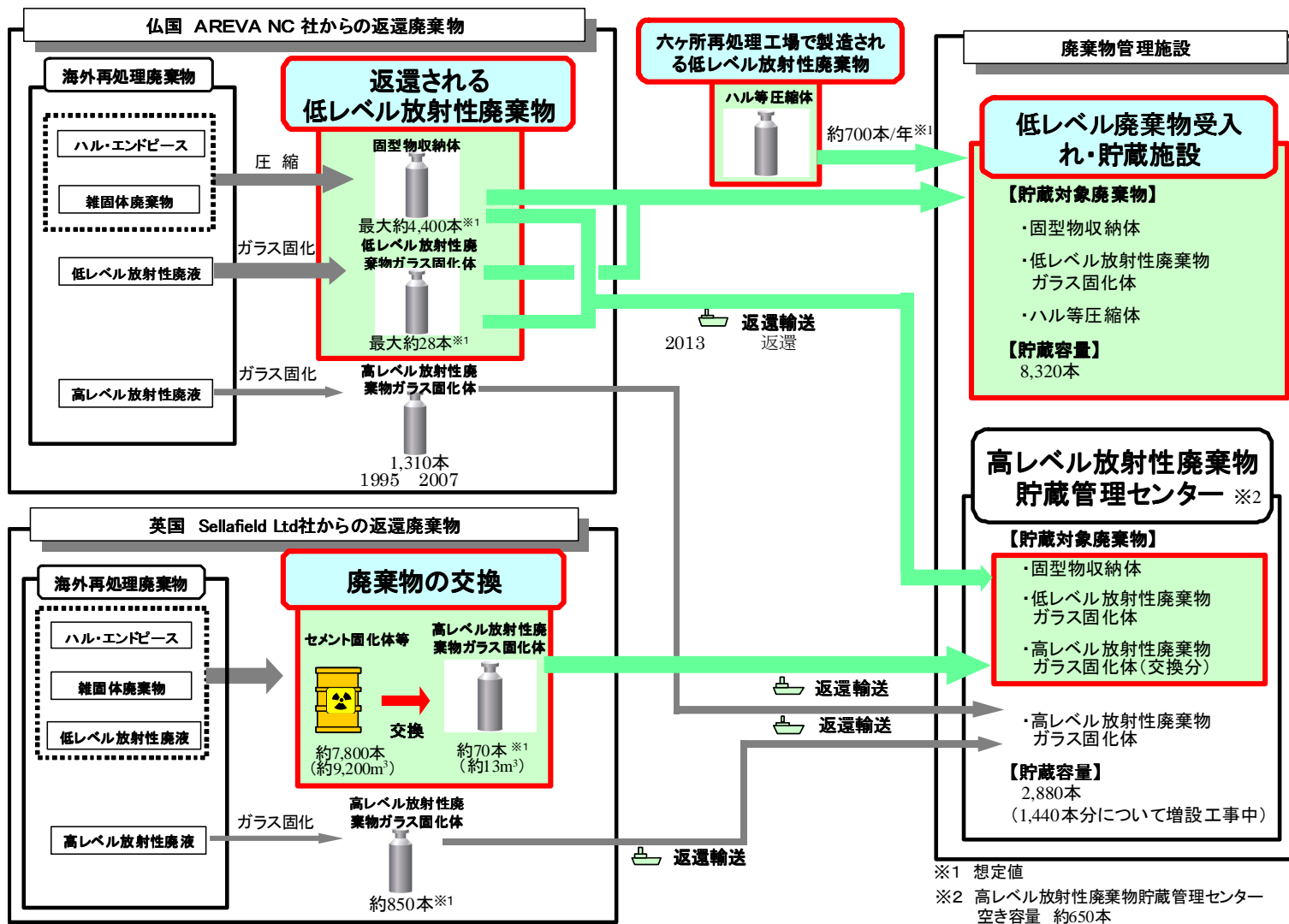
日本原燃（株）は、電気事業者の要請に基づき再処理事業所に低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設を建設し、仏国から返還される低レベル放射性廃棄物を同施設内にて受け入れ、貯蔵する計画としている。

また、同施設では六ヶ所再処理工場から発生する低レベル放射性廃棄物の一種である、ハル等圧縮体の貯蔵も行う計画としている。

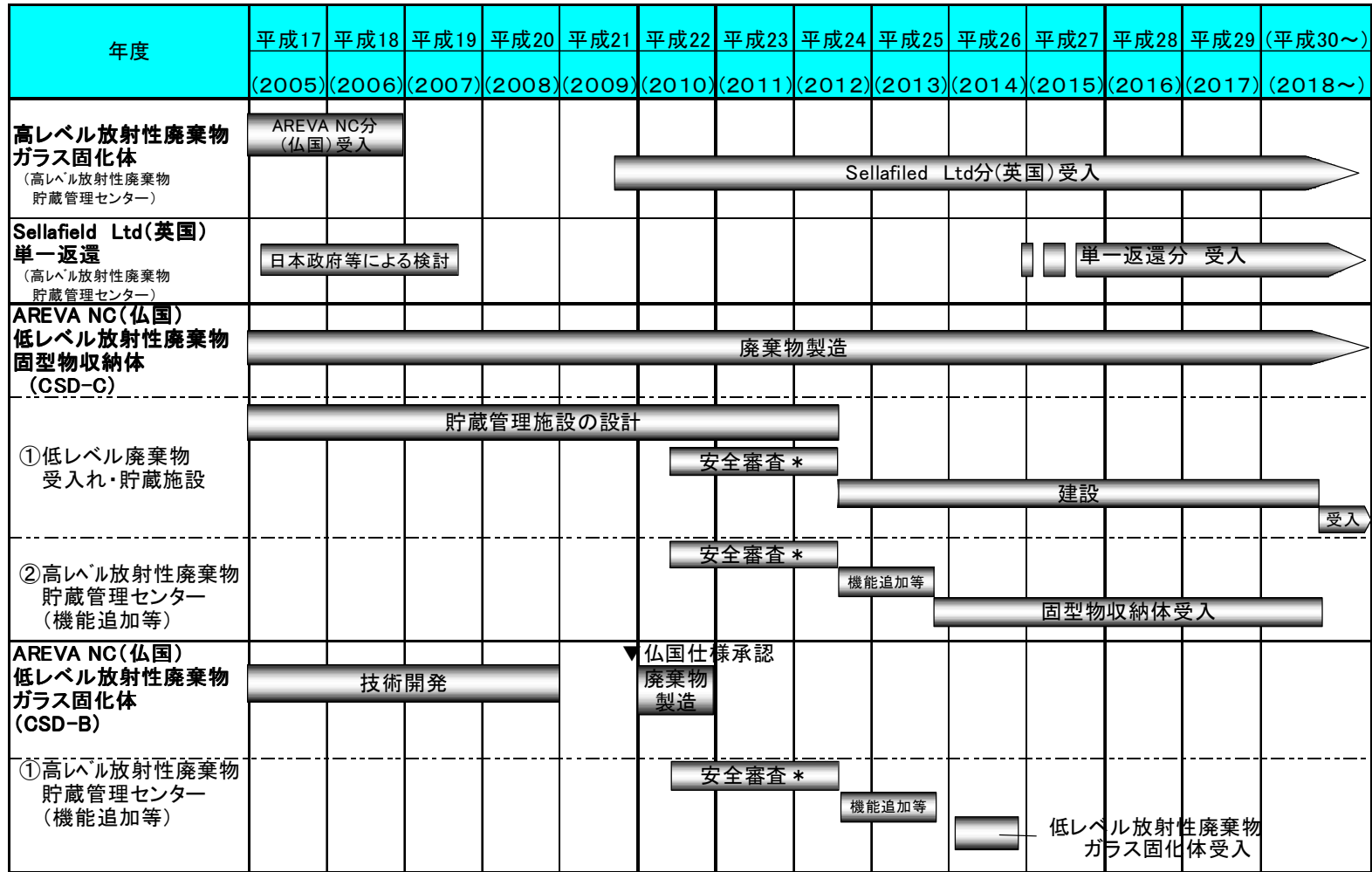
(3) 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物の受入れ、貯蔵

電気事業者は、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設について、種々の工期短縮化方策を講じたとしても、平成 25 年の返還開始までに操業を開始することは困難であると想定している。このため、日本原燃（株）は、電気事業者の要請に基づき、平成 25 年からの返還開始を実現するため、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターに機能追加等を実施し、平成 25 年から低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設が操業するまでの間に仏国から返還される低レベル放射性廃棄物を、同管理センターで受け入れ、貯蔵する計画としている。

海外返還廃棄物の受入れについて、電気事業者及び日本原燃（株）が想定している概要を図Ⅱ． 2． 1 に、全体スケジュールを図Ⅱ． 2． 2 に示す。



図Ⅱ. 2. 1 「海外返還廃棄物の受入れ」の概要



* 事業者による想定期間

図Ⅱ. 2. 2 海外返還廃棄物の受入れに係る電気事業者及び日本原燃(株)の想定スケジュール

Ⅲ. 廃棄物の仕様等について

海外返還廃棄物の受入れについて、安全確保のために行おうとする基本的考え方及び主要な安全対策の妥当性を検討する上で、廃棄物自体が貯蔵に適した安定した性状であるかについて確認を行った。また、日本原燃（株）が計画している低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設には、六ヶ所再処理工場にて製造されるハル等圧縮体も貯蔵する計画のため、これも併せて確認を行った。

1. 海外返還廃棄物の仕様

(1) 特徴





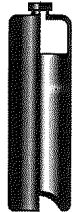
仏国から返還される計画となっている低レベル放射性廃棄物には、固型物収納体（以下「CSD-C」という。）及び低レベル放射性廃棄物ガラス固化体（以下「CSD-B」という。）の2種類がある。これらの仕様は、表Ⅲ. 1. 1の通りである。

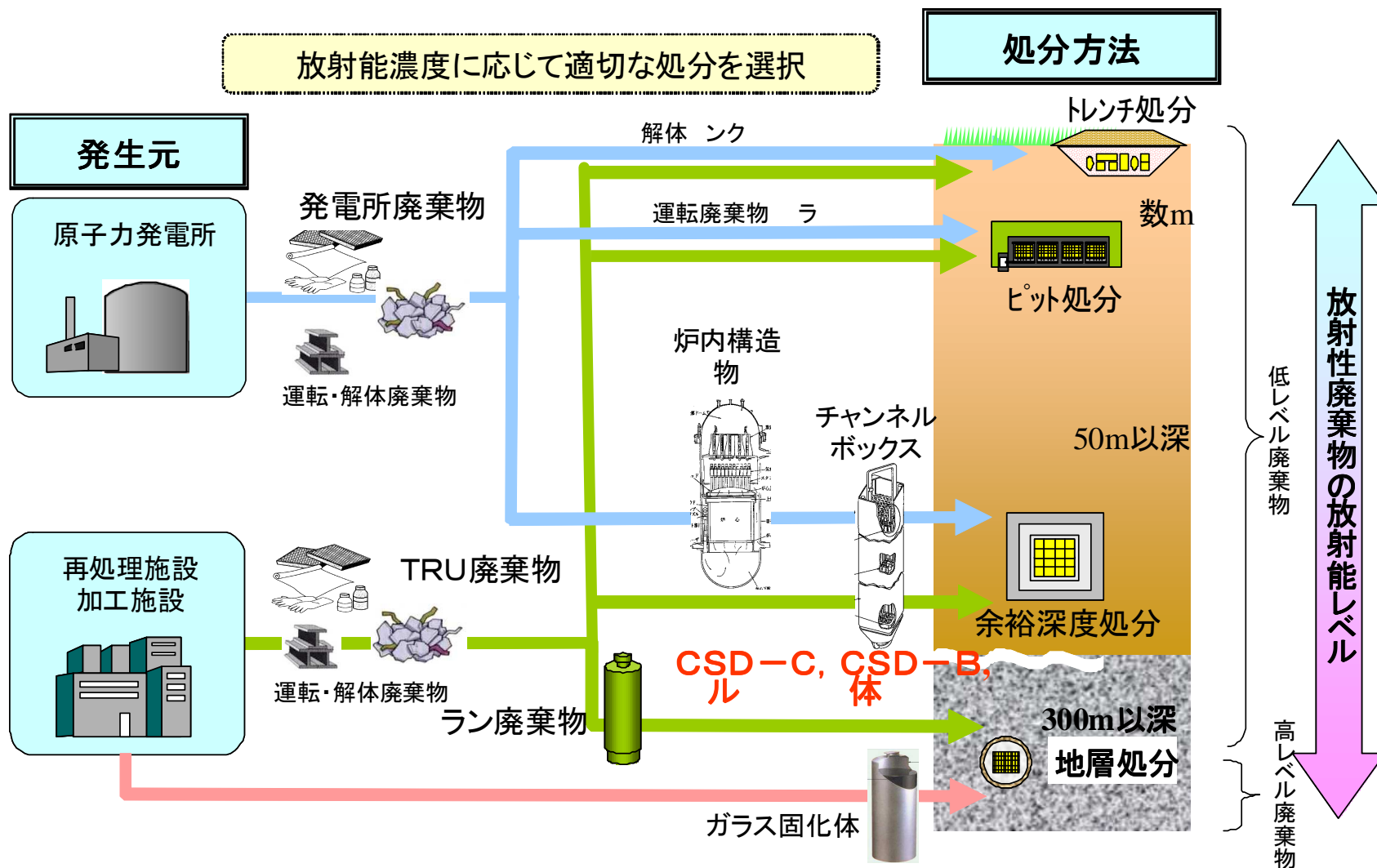
CSD-C 及び CSD-B の仕様について、寸法・外形は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同一であり、最大放射能濃度と最大発熱量は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より1～2桁程度低い。CSD-Cの最大重量は約850kgであり、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比較して、約300kg重い。CSD-Bの最大重量は約550kgであり高レベル放射性廃棄物ガラス固化体とほぼ同じである。

廃棄物の起源は、CSD-Cはハル・エンドピース及び雑固体廃棄物（金属成分のみで構成）、CSD-Bは低レベル放射性廃液である。

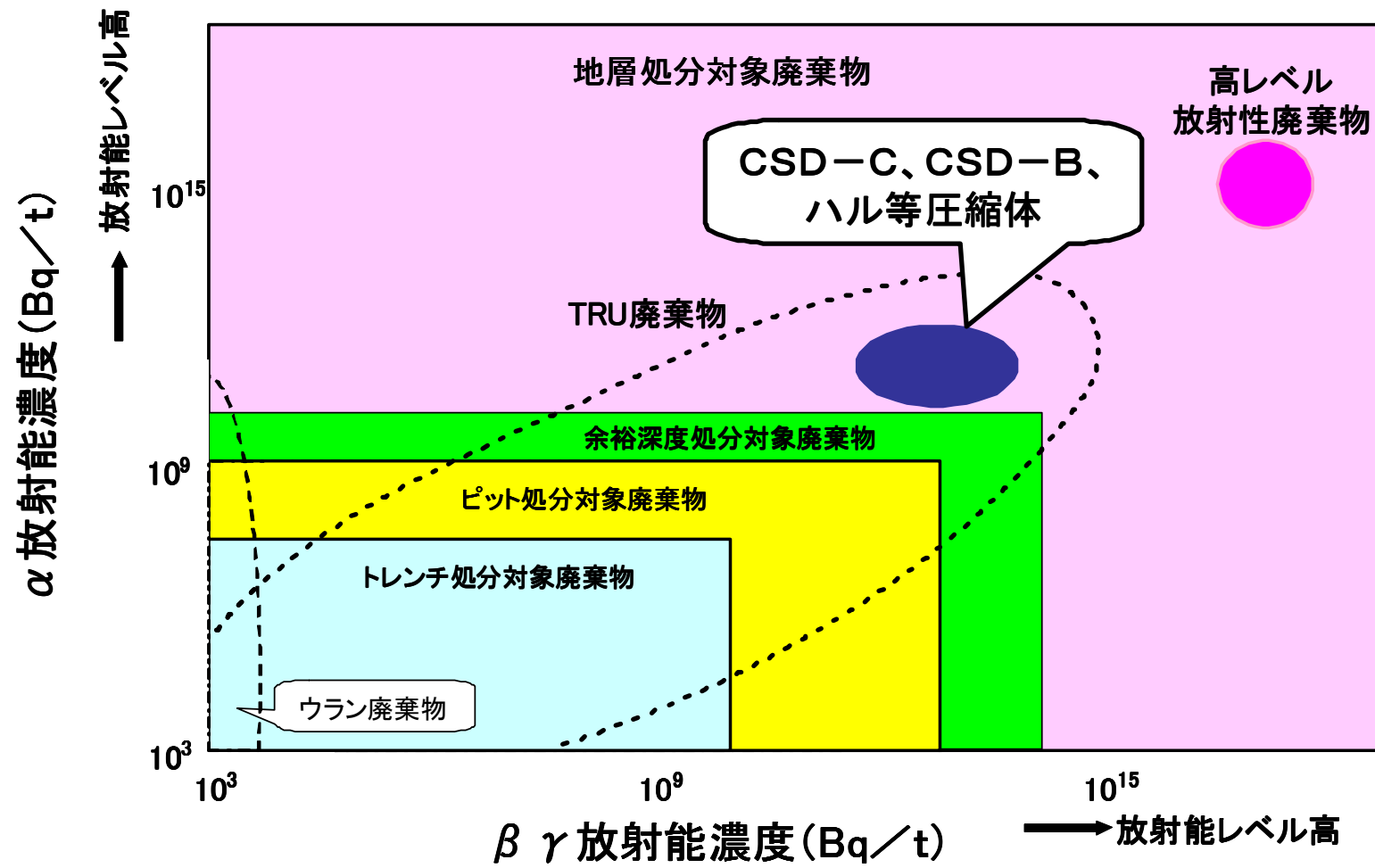
CSD-B 及び CSD-C の処分区分は、ともに特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律（以下「最終処分法」という。）に定める第二種特定放射性廃棄物にあたることから、地層処分となる（図Ⅲ. 1. 1、図Ⅲ. 1. 2参照）。

表Ⅲ. 1. 1 仏国から返還される低レベル放射性廃棄物及び六ヶ所再処理工場にて製造されるハル等圧縮体の仕様

種類	仏国から返還される 低レベル放射性廃棄物		六ヶ所再処理工場で製造される 低レベル放射性廃棄物	<参考> 高レベル放射性廃棄物		
	固型物収納体 (CSD-C)	低レベル放射性 廃棄物ガラス固化体 (CSD-B)	ハル等圧縮体	高レベル放射性廃棄物 ガラス固化体 (CSD-V)[仏国分]	高レベル放射性廃棄物 ガラス固化体 (SL)[英国分]	
形状 (外径×高さ)	 約430mm × 約1340mm 容器肉厚 約5mm	 約430mm × 約1340mm 容器肉厚 約5mm	 約430mm × 約1340mm 容器肉厚 約5mm	 約430mm × 約1340mm 容器肉厚 約5mm	 約430mm × 約1340mm 容器肉厚 約5mm	
最大放射 能濃 度 (Bq/本)	アルファ線を 放出する放射 性物質	6.2×10^{12}	6.2×10^{12}	7.9×10^{12}	3.5×10^{14}	3.5×10^{14}
	アルファ線を 放出しない放射 性物質	7.4×10^{14}	7.4×10^{14}	1.6×10^{15}	4.5×10^{16}	4.5×10^{16}
主な 放射性核種	Co, Cs, Sr, Pu, Cm, ³ H, Kr	Cs, Sr, Eu, Am, Cm	Co, Cs, Sr, Pu, Cm, ³ H, Kr	Cs, Sr, Ru, Am, Cm	Cs, Sr, Ru, Am, Cm	
最大発熱量 (W/本)	90	90	260	2,000	2,500	
廃棄物 の起源	ハル・エンドピース 雑固体廃棄物(金属)	低レベル放射性廃液	ハル・エンドピース	高レベル放射性廃液	高レベル放射性廃液	
容器を含む 最大重量 (kg/本)	850	550	880	550	550	
受入れ本数	最大 約4,400本	最大 約28本	最大 約700本/年	1,310本	約850本	



図Ⅲ. 1. 1 放射性廃棄物処分の基本的考え方



図Ⅲ. 1. 2 放射性廃棄物の区分と放射能濃度の関係

(2) 製造工程

① CSD-C の製造工程

仏国 AREVA NC 社における CSD-C の製造工程の概要を以下に示す(図Ⅲ. 1. 3 参照)。

a. ハル・エンドピースと雑固体廃棄物の受入れ

ハル・エンドピースは、せん断施設にてドラムに収納し直接又は一時貯蔵を経て、CSD-C の製造施設に受け入れる。雑固体廃棄物は、発生する各施設にて廃棄物の種類に応じた形態の容器に収納し、CSD-C の製造施設に受け入れる。

b. ハル・エンドピースと雑固体廃棄物の缶への充填

ハル・エンドピースまたは雑固体廃棄物を所定量、缶に充填する。

c. 乾燥

加熱した窒素ガスにより、缶に充填したハル・エンドピースまたは雑固体廃棄物を、窒素ガスの出口での湿度が所定の値以下になるまで、乾燥する。

d. 圧縮

圧縮装置により、缶ごとに圧縮を行う。

e. 容器への充填

圧縮した缶（固型物）を容器に充填する。

f. 容器の蓋溶接

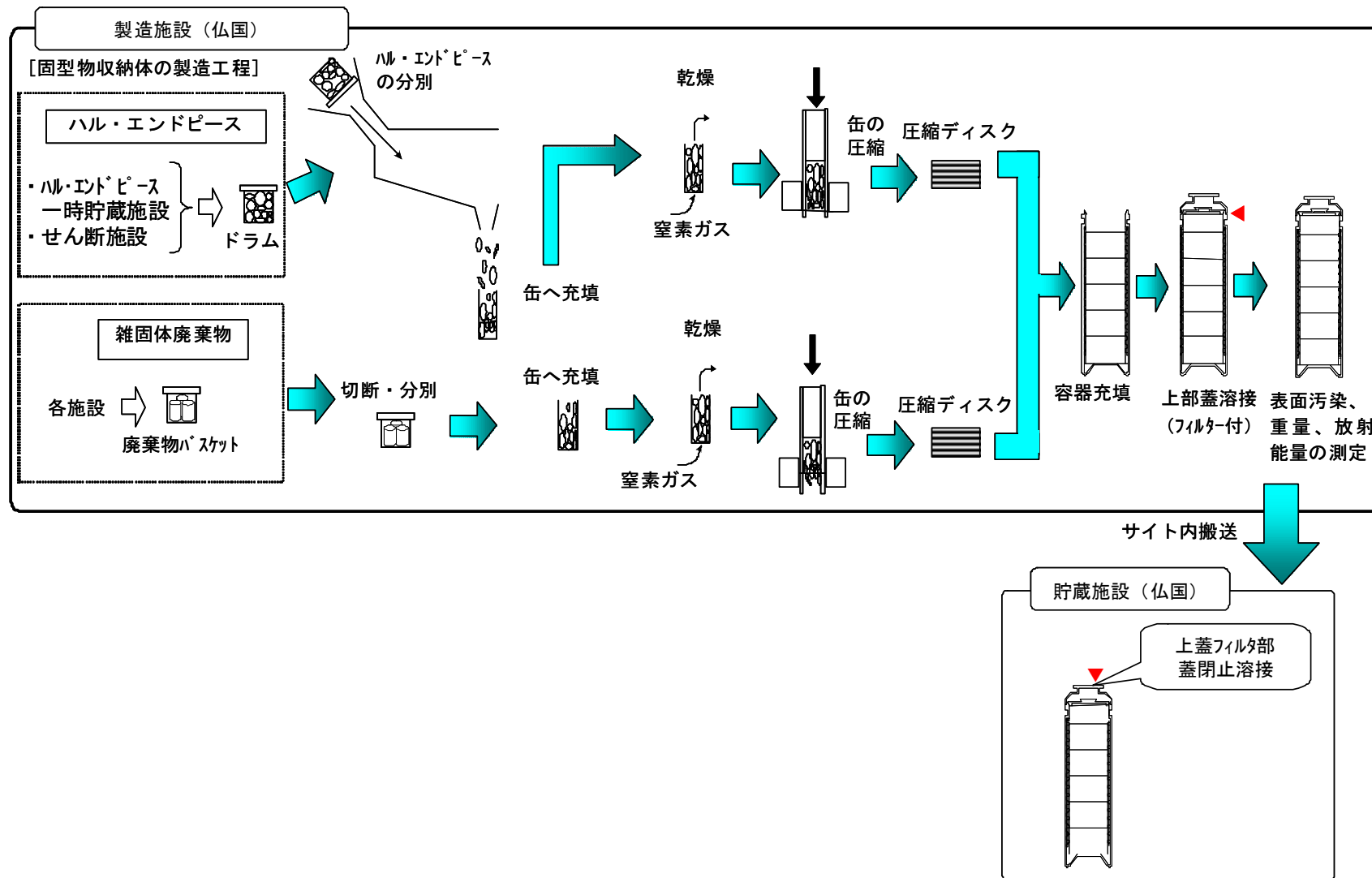
容器上部に蓋を溶接により取り付ける。

g. CSD-C の測定

CSD-C の表面汚染、重量、放射エネルギーの測定を行う。

h. 貯蔵施設への搬送

CSD-C を、移送容器を用いて貯蔵施設へ搬送する。なお、日本への返還時に、上蓋フィルタ部の上蓋フィルタ部に閉止蓋を取付け、溶接を行う。閉止溶接を行う。



図Ⅲ. 1. 3 CSD-Cの製造工程

② CSD-B の製造工程

CSD-B の製造工程では、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同様に、放射性廃液（CSD-B の場合は低レベル放射性廃液）をか焼し、ガラス成分（ガラスフリット）と共に熔融した後、ステンレス鋼製容器に注入する。

製造工程の概要を以下に示す（図Ⅲ. 1. 4 参照）。高レベル放射性廃棄物ガラス固化体で使用している製造プロセスのうち、熔融炉のみを既存のホットクルーシブルメルターから新規にコールドクルーシブルメルターに変更している（表Ⅲ. 1. 2 参照）。

a. 廃液移送

仏国 AREVA NC 社における使用済燃料の再処理に伴い発生する低レベル放射性廃液は、ガラス固化施設の供給タンクに移送される。

b. 廃液調整

廃液組成の調整のため、調整溶液が供給タンクに注入される。

c. か焼

定量供給装置から供給された廃液は、か焼炉へ供給され、強熱されて、水分等が蒸発し灰状の粉体となる。

d. 熔融・注入

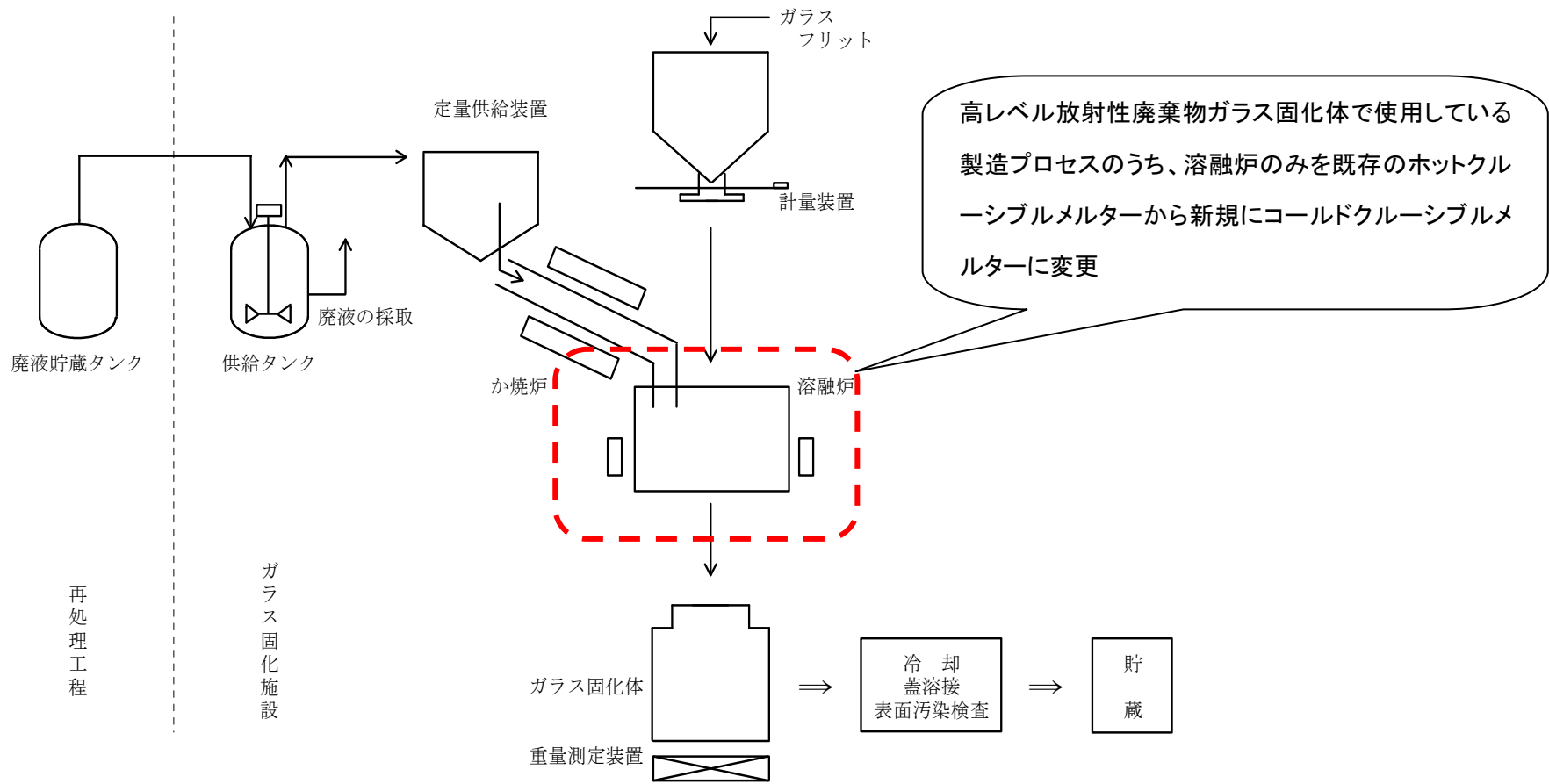
か焼物はガラスフリットとともに熔融炉で混合・熔融される。熔融されたガラスはステンレス鋼製容器に注入される。注入されたガラスが冷却された後、蓋の溶接が実施される。

e. CSD-B の測定

CSD-B の表面汚染、重量等を測定する。

f. 貯蔵施設への搬送

CSD-B を搬送し、貯蔵施設にて貯蔵する。



図Ⅲ. 1. 4 CSD-Bの製造工程概要

表Ⅲ. 1. 2 コールドクルーシブルメルターの特徴

	コールドクルーシブルメルター (CCM)	ホットクルーシブルメルター (HCM)
概念図		
製造する廃棄物	CSD-B	高レベル放射性廃棄物ガラス固化体
概要	<p>溶融炉の周囲にコイルを設置、高周波によりガラス中に渦電流を発生させてガラス自体を加熱、溶融する。溶融炉の炉壁も渦電流により発熱するが冷却水により冷却している</p>	<p>溶融炉の周囲にコイルを設置、高周波により炉壁に渦電流を発生させて溶融炉自体を加熱、ガラスを溶融する</p>
CCMの特徴	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 従来のHCMよりも高い温度で溶融する。(廃液組成の違いや廃棄物充填量の向上を考慮) ➤ 炉壁をより低温で運転可能となり、炉の耐久性が向上する 	

(3) 廃棄物自体の安定性評価について

電気事業者は、CSD-C 及び CSD-B の仕様について、廃棄物自体の安定性の観点から、以下により評価したとしている。

廃棄物が安全に貯蔵されるのに適した性状であることを評価するために、原子力安全委員会放射性廃棄物安全規制専門部会報告「海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について」（昭和 62 年 8 月原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月一部改訂）においては、

- ・ 安定な固化体であること
 - ・ 容器が十分な耐食性を有するものであること
- をその態様に応じて評価することが要求されている。

電気事業者は、貯蔵期間中の容器の耐食性や閉じ込め性の他、例えば CSD-C については燃料被覆管（ジルカロイ）せん断時に発生するジルカロイ微粉による発火、CSD-B については、廃液中の化学組成が高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の場合とは若干異なることを踏まえ、均質な安定したガラス固化体となるか、といった観点から下記の通り評価項目を選定している。

- ・ 固化ガラスの安定性（CSD-B のみ）
- ・ 耐放射線性
- ・ 熱的安定性
- ・ 容器の耐食性（内面、外面）
- ・ 閉じ込め性

電気事業者による評価結果は CSD-C については表Ⅲ. 1. 3、CSD-B については表Ⅲ. 1. 4 の通りであり、廃棄物自体が安定な特性を有していると評価している。

なお、返還低レベル廃棄物の安全性については、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会で検討が行われており、CSD-C については、「返還低レベル放射性廃棄物のうち固型物収納体（CSD-C）の安全性に係る検討報告書」（平成 20 年 3 月）において、「CSD-C の基本的安全性については、安全委員会報告に基づき検討した結果、固型化材料を用いて、容器に固型化していないものの、安定性を有している廃棄体、容器であると

考えられ、CSD-C の貯蔵時の安全性については、廃棄体と貯蔵施設との組合せによって技術的に確保することが可能であると考え」とされている。CSD-B については、本年 6 月 17 日に開催された同小委員会にて「基本的安全性が確保されるものと認められる」との評価が「返還低レベル廃棄物 (CSD-B) の安全性について」(案) として報告・了承され、今後パブリックコメントを経て取りまとめられることとなった。

表Ⅲ. 1. 3 事業者による廃棄物の安定性評価 (CSD-C)

評価項目	評価内容	評価結果
耐放射線性	CSD-C には、燃料被覆管等の金属以外に水素発生の評価対象となる微量の水分子及び有機物が含まれるため、これらから放射線分解により発生する水素による燃焼のリスクを評価 また、放射線分解ガスによる容器の内圧上昇が、容器の機械的強度の観点から、容器の健全性に影響しないこと（最大許容応力を上回らないこと）を評価	①CSD-C 容器内部の水素濃度が空気中における水素の燃焼下限濃度である4%を上回らないことを基準とし、残留水分と有機物の制限値を評価 ②残留水分と有機物に関する AREVA NC 社の製造品質記録を確認することにより、CSD-C 容器内部の水素濃度が4%を超えないことを確認した上で返還することとしており、水素による燃焼のリスクはないと評価 ③なお、雑固体廃棄物は配管及び弁等の金属のみに限定しているので、ガス発生に影響しないと評価 ④放射線分解ガスによる圧力上昇を算出した結果、容器の最大許容応力に比べて十分に小さいことから、容器健全性への影響はないと評価
熱的安定性	CSD-C には、燃料被覆管（ジルカロイ）のせん断時に発生するジルカロイ微粉が含まれていることから、貯蔵条件においてジルカロイ微粉による発火がないことを評価	①仏国 AREVA NC 社が実施したジルカロイ微粉を含む模擬固型物の加熱試験結果により、500℃まで加熱しても発火しないことを確認 ②CSD-C の発熱量は 90W 以下であることが保証されており、貯蔵時の温度は500℃よりも十分に低いと評価
容器耐食性 (容器内面)	貯蔵期間中に、容器が十分な耐食性を有していることを評価 具体的には、容器内面における、異種金属接触による腐食（ガルバニック腐食）と CSD-C 内の有機物の放射線分解により発生する可能性のある塩化水素による腐食を評価	①ガルバニック腐食は、容器内の水分により金属がイオン化することが必要であるが、容器内部には容器に接触する水分がほとんど存在しないため、発生しないと評価 ②塩化水素による腐食は、仏国 AREVA NC 社が実施した塩素を含む有機物の共存化における照射試験（CSD-C を模擬した雰囲気）にて、容器材料の表面に、腐食が観察されていないことを確認
容器耐食性 (容器外面)	貯蔵期間中に、容器が十分な耐食性を有していることを評価 具体的には、容器外面の耐食	① CSD-C 容器と同様な材質（JIS SUS316L 相当）の耐食性に係る文献値と、容器及びフィルタ部閉止蓋の厚さを考慮しても、容器の健全性は維持で

評価項目	評価内容	評価結果
	<p>性は、貯蔵期間中の容器外面の腐食量が容器厚さよりも十分に小さいことを評価</p> <p>また、容器外面で発生する可能性のある、貯蔵期間中における塩害による腐食を評価</p>	<p>きると評価</p> <p>②また、貯蔵中に CSD-C 容器に直接接触する収納管内の空気については、空調フィルタで塩粒子が除去されたものであり、容器の腐食は起こらないと評価</p>
閉じ込め性	<p>CSD-C に含まれるハル・エンドピースからはトリチウムやクリプトン等の極微量の揮発性放射性核種が放出されるので、容器により、放射性物質の閉じ込め性を有していることを評価</p> <p>なお、容器自体は十分な耐食性を有しているため、容器の閉じ込め性は、溶接部の健全性を示すことにより評価</p>	<p>①容器材料は、JIS SUS316L 相当のステンレス鋼を用いていることを確認</p> <p>②充填後の溶接の健全性については、溶接パラメータで管理されることを確認</p> <p>③なお、CSD-C の閉じ込め性は、日本又は仏国のいずれかにおいて高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同等の測定を行う計画</p>

表Ⅲ. 1. 4 事業者による廃棄物の安定性評価 (CSD-B)

評価項目	評価内容	評価結果
<p>固化ガラスの安定性</p>	<p>CSD-B が均質なガラス固化体となることを確認 具体的には、AREVA NC 社の技術開発プロセスを確認することにより評価</p>	<p>①廃液組成変動幅を考慮して設定した模擬物を使用して、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同様に、均質な固化ガラスになる仕様の幅を決めていることを確認 (表Ⅲ. 1. 5 参照) ②実規模のコールドクルーシブル溶融炉を用いた試験により、実規模においても製造できることを実証し、均質なガラス固化体となることを確認。ガラスの浸出率、熱伝導率、その他の安定性に絡むパラメータについても確認。 ③併せて、均質な固化ガラスを製造することができる運転条件を確認し、管理パラメータとして設定していることを確認 ④①で述べた仕様の幅と③で述べたパラメータの範囲内に管理すれば均質なガラス固化体になると評価</p>
<p>耐放射線性</p>	<p>高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の評価に基づき、放射線照射による固化ガラスの体積膨張及びアクチニド元素のα崩壊で生成されるヘリウムガスの蓄積を想定して、CSD-B の容器の健全性に与える影響を評価</p>	<p>①高レベル放射性廃棄物ガラス固化体では、貯蔵期間を考慮した場合、α線による固化ガラスの体積膨張を想定しても、容器の健全性への影響は小さい。また、生成されるヘリウムガスの全量がプレナム部に放出されると保守的に想定しても、ヘリウムガスの放出量は小さく、容器の健全性に対してヘリウムガスの放出が与える影響は小さいと過去に評価されている。 ②CSD-B の放射性核種濃度は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より 1~2桁程度低いいため、CSD-B の固化ガラスの体積膨張及びヘリウム放出量は十分小さく、容器の健全性に対してほとんど影響を与えないと評価</p>
<p>熱的安定性</p>	<p>貯蔵期間中に、ガラスの結晶化による浸出特性の劣化が閉じ込め性の観点から重要であるため、CSD-B の中心温度が最低結晶化温度 (575℃) よりも十分低いことを評価</p>	<p>①CSD-B の発熱量は 90W以下であることが保証されており、貯蔵中の中心温度が最低結晶化温度 (575℃) に対して十分に低いと評価</p>

評価項目	評価内容	評価結果
容器耐食性 (容器内面)	<p>貯蔵期間中に、容器が十分な耐食性を有していることを評価</p> <p>具体的には、充填時・貯蔵時の容器内面の腐食量が容器厚さよりも十分に小さいことを評価</p>	<p>①仏国 AREVA NC 社の試験により、CSD-B の充填時・貯蔵時における容器内面の腐食については、腐食量の厚さはわずかであることを確認</p>
容器耐食性 (容器外面)	<p>貯蔵期間中に、容器が十分な耐食性を有していることを評価</p> <p>具体的には、充填時・貯蔵時の容器外面の腐食量が容器厚さよりも十分に小さいことを評価</p> <p>また、容器外面で発生する可能性のある、貯蔵期間中における塩害による腐食を評価</p>	<p>①仏国 AREVA NC 社の試験により、CSD-B の充填時・貯蔵時における容器外面の腐食については、腐食量の厚さはわずかであることを確認</p> <p>②また、貯蔵中に CSD-B 容器に直接接触れる収納管内の空気については、空調フィルタで塩粒子が除去されたものであり、容器の腐食は起こらないと評価</p>
閉じ込め性	<p>CSD-B からは、ルテニウムやセシウムの極微量の揮発性放射性核種が放出される可能性があるため、容器により、放射性物質の閉じ込め性を有していることを評価</p> <p>なお、容器自体は十分な耐食性を有していると評価しているため、容器の閉じ込め性は、溶接部の健全性を示すことにより評価</p>	<p>①容器材料は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体で使用している JIS SUS309S 相当のステンレス鋼と同様の材料を用いることを確認</p> <p>②充填後の溶接の健全性については、溶接パラメータで管理されることを確認</p> <p>③なお、CSD-B の閉じ込め性は、日本又は仏国のいずれかにおいて高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同等の測定を行う計画</p>

表Ⅲ. 1. 5 固化ガラス化学組成範囲の比較

	CSD-B	高レベル放射性廃棄物 ガラス固化体 (仏国分)
固化ガラス 化学組成範囲 (保証値)	$45 \text{ wt}\% \leq \text{SiO}_2 \leq 52 \text{ wt}\%$	$42.4 \text{ wt}\% < \text{SiO}_2 < 51.7 \text{ wt}\%$
	$12 \text{ wt}\% \leq \text{B}_2\text{O}_3 \leq 16.5 \text{ wt}\%$	$12.4 \text{ wt}\% < \text{B}_2\text{O}_3 < 16.5 \text{ wt}\%$
	$11 \text{ wt}\% \leq \text{Na}_2\text{O} \leq 15 \text{ wt}\%$	$8.1 \text{ wt}\% < \text{Na}_2\text{O} < 11.0 \text{ wt}\%$
	$4 \text{ wt}\% \leq \text{Al}_2\text{O}_3 \leq 13 \text{ wt}\%$	$3.6 \text{ wt}\% < \text{Al}_2\text{O}_3 < 6.6 \text{ wt}\%$
	$0 \text{ wt}\% \leq \text{TE} \leq 5.25 \text{ wt}\%$	$60.0 \text{ wt}\% < \text{SiO}_2 + \text{B}_2\text{O}_3 + \text{Al}_2\text{O}_3$
	$0 \text{ wt}\% \leq \text{REE} \leq 3.5 \text{ wt}\%$	$\text{Fe}_2\text{O}_3 < 4.5 \text{ wt}\%$
	$0.7 \text{ wt}\% \leq \text{ZrO}_2 \leq 4 \text{ wt}\%$	$\text{NiO} < 0.5 \text{ wt}\%$
	$0 \text{ wt}\% \leq \text{Others} \leq 4 \text{ wt}\%$	$\text{Cr}_2\text{O}_3 < 0.6 \text{ wt}\%$
	$\text{SiO}_2 + \text{Al}_2\text{O}_3 \leq 61 \text{ wt}\%$	$\text{P}_2\text{O}_5 < 1.0 \text{ wt}\%$
	$71 \text{ wt}\% \leq \text{SiO}_2 + \text{B}_2\text{O}_3 + \text{Na}_2\text{O} \leq 80.5 \text{ wt}\%$	$1.6 \text{ wt}\% < \text{Li}_2\text{O} < 2.4 \text{ wt}\%$
	$0.7 \text{ Al}_2\text{O}_3 - \text{TE} \leq 5 \text{ wt}\%$	$2.2 \text{ wt}\% < \text{ZnO} < 2.8 \text{ wt}\%$
	$0.9 \leq \text{B}_2\text{O}_3 / \text{Na}_2\text{O}$	$3.5 \text{ wt}\% < \text{CaO} < 4.8 \text{ wt}\%$
	$\text{Others} \leq 0.127 (\text{B}_2\text{O}_3 + \text{Na}_2\text{O})$	$\text{RuO}_2 + \text{Rh} + \text{Pd} < 3.0 \text{ wt}\%$
$2.4 \leq \text{Al}_2\text{O}_3 / \text{TE}$	$7.5 \text{ wt}\% < (\text{FP} + \text{Zr} + \text{アクチニド})$ 酸化物及び金属性粒子 $< 18.5 \text{ wt}\%$	

TE : 遷移元素の酸化物 (主に Fe_2O_3 と Cr_2O_3)、Ru 酸化物、金属粒子 (Rh、Pd)

REE : 希土類の酸化物 (主に CeO_2 と Gd_2O_3) 及びアクチニド (U、Pu、Np、Cm、Am) の酸化物

Others : MoO_3 、 P_2O_5 、 SO_3 、BaO

2. 六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体の仕様

(1) 特徴

六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体の仕様を表Ⅲ. 1. 1 に示す。

CSD-C 及び CSD-B と同一の寸法・外形のステンレス鋼製容器に収納された廃棄物であり、重量は最大 880kg、最大放射能濃度は α 線を出すものについて 7.9×10^{12} Bq/本、 α 線を出さないものについて 1.6×10^{15} Bq/本、最大発熱量は 260W/本である。再処理する使用済燃料の燃焼度、冷却期間の違い等により、放射能量、発熱量等の数値は、返還低レベル廃棄物より大きなものとなっている。

ハル・エンドピースを廃棄物の起源とし、六ヶ所再処理工場で最大約 700 本/年製造される。

その処分区分は、最終処分法に定める第二種特定放射性廃棄物にあたることから、地層処分に相当する（図Ⅲ. 1. 1、図Ⅲ. 1. 2 参照）。

(2) 製造工程

現在計画しているハル等圧縮体の製造工程の概要を以下に示す（図Ⅲ. 2. 1 参照）。

a. ハル・エンドピースの受入れ

ハル・エンドピースを収納したドラムを、ハル・エンドピース貯蔵建屋または前処理建屋から第 2 低レベル放射性廃棄物処理建屋（今後建設を計画）に受け入れる。

b. ハル・エンドピースの缶への充填

ハルとエンドピースを所定量、缶に充填する。

c. 乾燥

残留水分の管理に必要なパラメータを定め、所定の値を満足するよう、加熱ガスにより、缶に充填したハル・エンドピースを乾燥する。

d. 圧縮

缶ごとに蓋をして圧縮装置により圧縮する。

e. 容器への充填

圧縮した缶（固型物）を容器に充填する。

f. 容器の蓋溶接

容器上部に蓋を溶接により取り付ける。

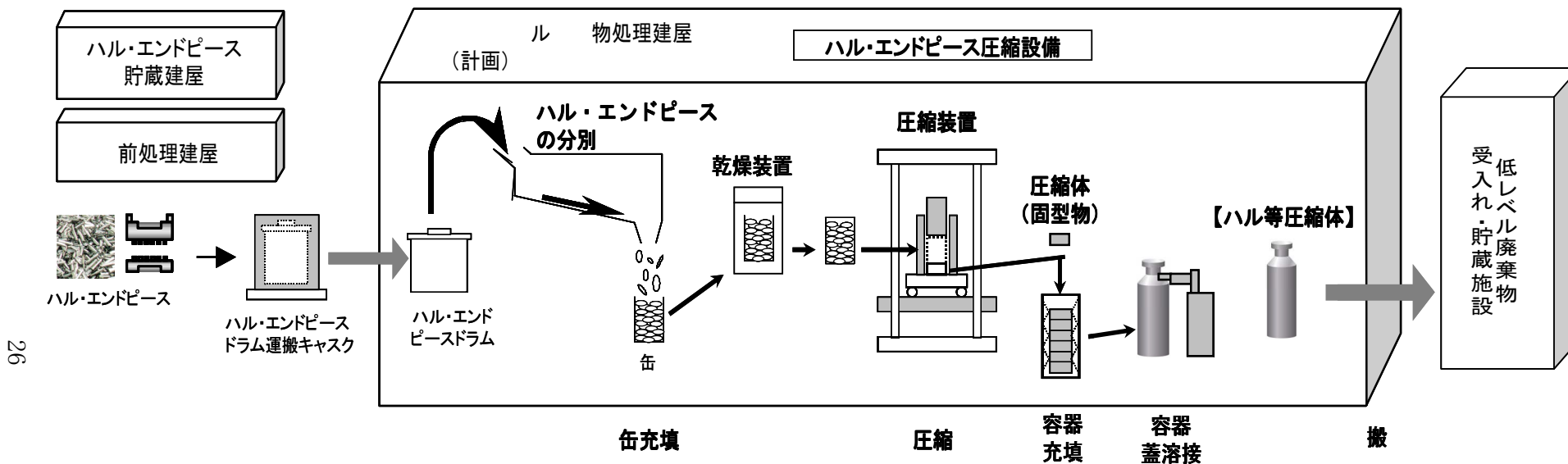
g. ハル等圧縮体の測定

ハル等圧縮体の表面汚染等、必要な測定を行う。

h. 貯蔵施設への搬送

製造したハル等圧縮体を低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設へ搬送する。

【現在計画しているハル等圧縮体の製造工程の概要】



図Ⅲ. 2. 1 ハル等圧縮体の製造工程概要

(3) 廃棄物自体の安定性確保のための管理について

ハル等圧縮体が安全に貯蔵されるのに適した性状とするために、管理項目を明確にし、的確な管理を行うとしている（表Ⅲ． 2． 1 参照）。

例えば、ハル等圧縮体容器内部の水素濃度が、空気中における水素の燃焼下限濃度である 4%を上回らないことを基準として、残留水分の管理を行うことなどを計画している。

表Ⅲ． 2． 1 廃棄物の安定性確保のための管理（ハル等圧縮体）

管理項目		管理内容
耐放射線性	残留水分、有機物の放射線分解により発生する水素の濃度	燃料被覆管（ハル）等の金属以外に少量の残留水分が含まれるため、放射線分解により発生する水素濃度を空気中における水素の燃焼下限濃度である 4%を上回らないよう、廃棄物製造時に残留水分を制限する （有機物は、再処理工程やハル等圧縮体の製造工程等で混入しない設計としている）
熱的安定性	ジルカロイ微粉による発火	燃料被覆管のせん断時に発生するジルカロイ微粉が含まれていることから、ジルカロイ微粉の発火温度を十分下回る貯蔵温度となるよう設計する
容器耐食性（容器内面）	容器内面の腐食の原因となる水分等	容器内面における異種金属接触による腐食（ガルバニック腐食）が発生しないよう、廃棄物製造時に残留水分を制限する
容器耐食性（容器外面）	容器外表面の腐食の原因となる外気（塩分）	収納管内で貯蔵し、直接冷却空気と接しないようにする
閉じ込め性	容器の放射性物質の閉じ込め性	閉じ込め性を確保するため、容器の材質をステンレス鋼とし、容器本体及び容器上蓋を溶接する

3. 低レベル放射性廃棄物の貯蔵期間について

仏国からの返還低レベル廃棄物及び六ヶ所再処理工場からのハル等圧縮体は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に比べ発熱量が1～2桁低いことから、技術的には、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体のような30～50年にわたる冷却期間を設定する必要はない。

電気事業者は、廃棄物の搬出に関しては、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力報告書「原子力立国計画」（平成18年8月）において、地層処分相当の廃棄物は、高レベル放射性廃棄物との「併置処分の実現により、処分場数の低減、処分地選定手続きや一部施設の共有化による合理化等の経済性の向上が見込まれる」とされていることを踏まえ、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と併せて、返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体を最終処分場に搬出したいとし、それまでの間適切に貯蔵したいとしている。

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」（平成20年3月閣議決定）では、特定放射性廃棄物の最終処分は、平成40年代後半を目途として開始するとしており、電気事業者は、廃棄物が貯蔵中において十分な安定性を有していることを評価している（表Ⅲ. 1. 3及び表Ⅲ. 1. 4参照）。

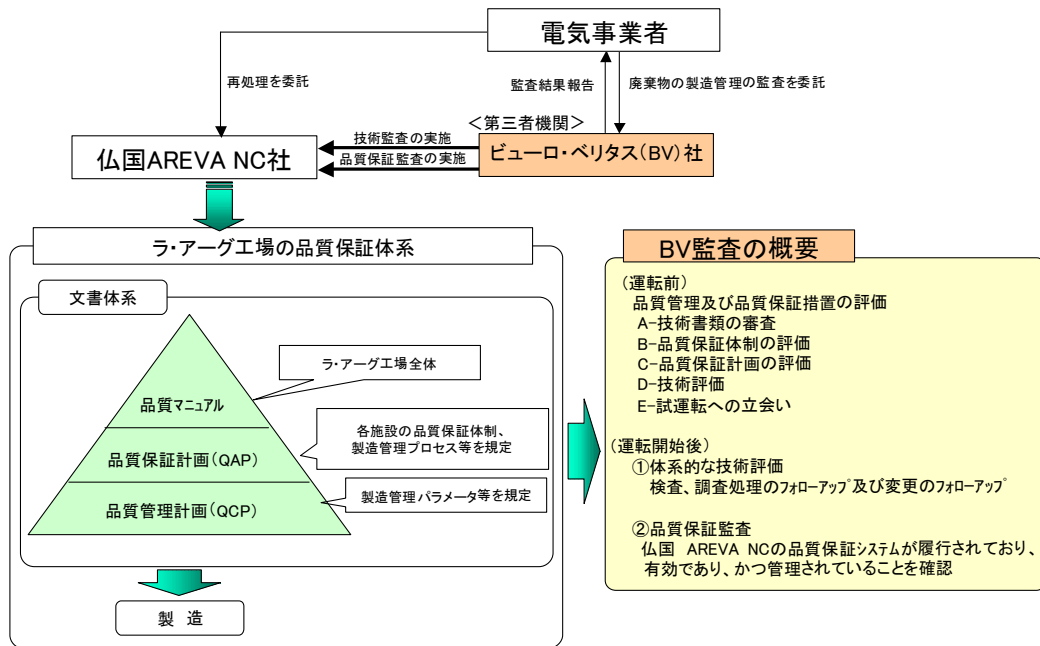
4. 廃棄物に係る品質保証について

(1) 返還低レベル廃棄物に係る品質保証について

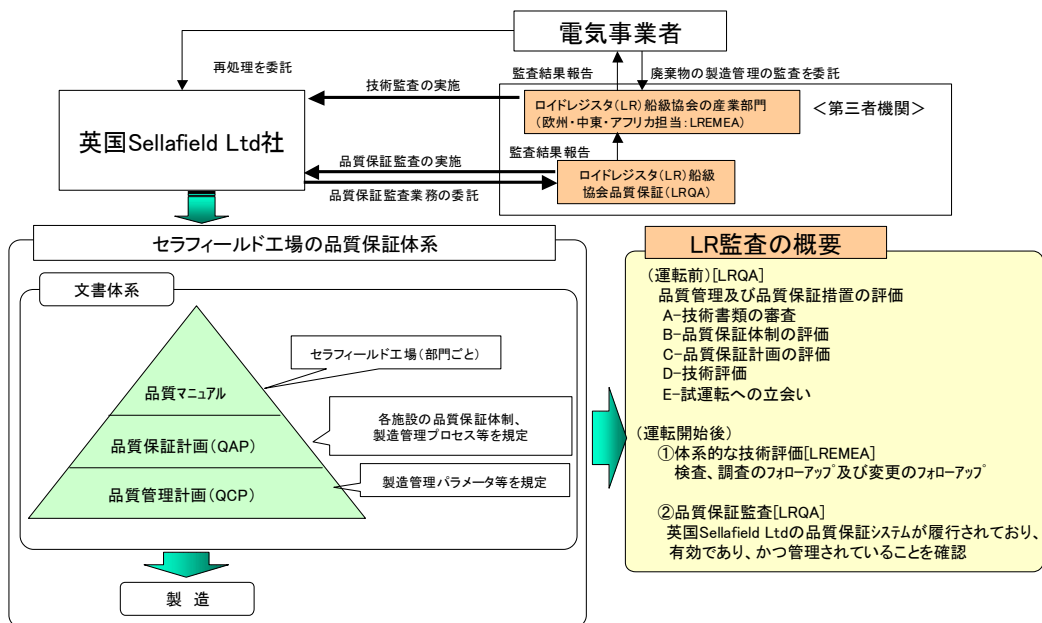
仏国にからの返還低レベル廃棄物（CSD-C及びCSD-B）については、電気事業者とAREVA NC社の間で仕様を定め、AREVA NC社の品質保証体系の中で製造が実施されている。電気事業者は、仕様の範囲内で製造されていることを確認するために第三者機関であるビューロ・ベリタス（BV）社に委託し、製造記録の確認や一定頻度の製造立会いなどの監査を実施しており、BV社より監査結果の報告を受けることとなっている。日本への返還の際には、返還対象となるCSD-CやCSD-Bの製造品質記録を電気事業者が確認することとしている。上記の体系に従い、電気事業者は、仏国AREVA NC社の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体を1,310本返還した実績がある。

なお、英国における高レベル放射性廃棄物ガラス固化体についても、同様の体系の中で、Sellafield Ltd 社が製造を行い、電気事業者が第三者機関としてロイドレジスタ（LR）社に委託し、監査を実施している。仏国及び英国の返還廃棄物に係る品質保証体系をそれぞれ図Ⅲ．４．１及び図Ⅲ．４．２に示す。

これら返還低レベル廃棄物の品質保証システムについては、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会で検討が行われており、CSD-C については、「返還低レベル放射性廃棄物のうち固型物収納体（CSD-C）の安全性に係る検討報告書」（平成 20 年 3 月）において、「十分な品質保証活動のもと返還が行われると考えられる」とされている。また、CSD-B については、本年 6 月 17 日に開催された同小委員会にて「電気事業者が第三者機関に委託して行う CSD-B の製造管理や品質保証に係る考え方は適切であること、品質マネジメントシステムが適切に構築されていることを確認した」との評価が、「返還低レベル廃棄物（CSD-B）の安全性について」（案）として報告・了承され、今後パブリックコメントを経て取りまとめられることとなった。



図Ⅲ. 4. 1 返還廃棄物に係る品質保証体系－仏国 AREVA NC 社



図Ⅲ. 4. 2 返還廃棄物に係る品質保証体系－英国 Sellafield Ltd 社

(2) ハル等圧縮体に係る品質保証について

① 日本原燃（株）における品質保証活動

日本原燃（株）は、施設の設計、工事、運転及び保守の各段階において、（社）日本電気協会の「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111）」に基づき、品質保証計画を定め、品質保証計画書として文書化するとともに、品質マネジメントシステムの確立、実施、維持及びその有効性の継続的な改善を推進しているとしている。

「品質保証計画書」は、再処理施設保安規定においても策定することが規定されており、施設の安全の達成、維持、向上を目的として、「品質マネジメントシステム」、「経営者の責任」、「資源の運用管理」、「業務の計画及び実施」、「評価及び改善」を規定している。

また、日本原燃（株）では、過去の経験から、以下の観点に基づく、品質保証体制の改善・強化を実施している。

- ・ トップマネジメントによる品質保証の徹底
- ・ 再処理事業部の品質マネジメントシステムの改善
- ・ 品質保証を重視した人員配置と人材育成
- ・ 協力会社を含めた品質保証活動の徹底

② ハル等圧縮体に係る品質保証

六ヶ所再処理工場で製造するハル等圧縮体については、廃棄物製造施設での品質管理、検査等により、必要な条件を満たすことの確認を行うこととし、再処理事業変更許可申請書及び再処理工場に関する設計及び工事の方法の変更認可申請に必要な記載を行い、再処理事業所再処理施設保安規定またはその下部規定等に定めることを計画している。

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設側では、再処理工場からハル等圧縮体を受け入れる前に、法令※に基づく記録の写しの提出を受け、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設において管理可能な仕様を満たすことを確認することとしている。

※「核燃料物質等の工場又は事業所の外における廃棄に関する規則」第2条第1項第2号

前号の規定により放射性廃棄物を廃棄する場合には、当該廃棄施設を設置した使用者等に、当該放射性廃棄物に関する記録の写しを交付すること。

IV. 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の安全性について

日本原燃（株）が海外返還廃棄物の受入れ、貯蔵を行うための施設として計画している「低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設」の安全確保に対する基本的考え方及び安全対策について、確認を行った。

1. 施設概要

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設では、Ⅱ章で示したとおり、仏国から返還される固型物収納体（以下「CSD-C」という。）、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体（以下「CSD-B」という。）及び六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体を、最終的な処分がなされるまでの間、適切に管理する計画としている。

(1) 施設の位置

再処理事業所内の南西位置に設置予定としている。施設の配置を図IV. 1. 1に示す。

(2) 施設の概要

施設の貯蔵容量、建屋の大きさ等の概要を表IV. 1. 1に示す。

(3) 施設の工程概要

本施設における仏国からの返還低レベル廃棄物の受入れ工程は、以下の通りとなっている（図IV. 1. 2参照）。

- ① 輸送容器の受入れ
- ② 輸送容器の移送
- ③ 輸送容器からの廃棄物の抜出し
- ④ 廃棄物の検査
- ⑤ 廃棄物の搬送
- ⑥ 貯蔵

また、ハル等圧縮体については、第2低レベル放射性廃棄物処理建屋（計画）から搬送され、同様に収納管に貯蔵される。

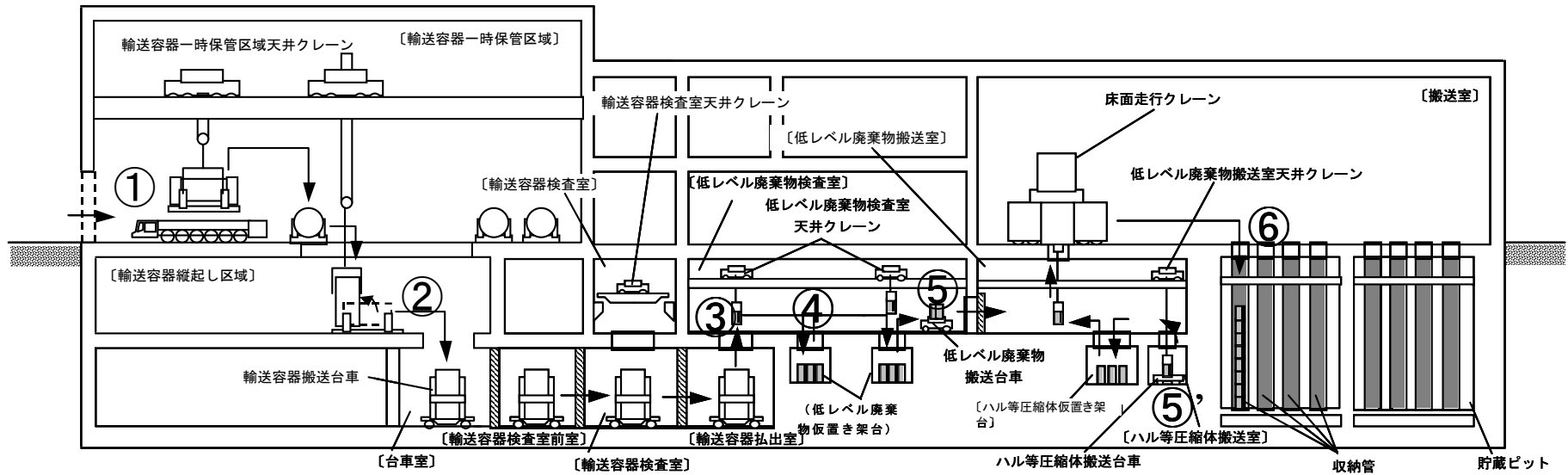
貯蔵ピットの概要図を図IV. 1. 3に示す。



図IV. 1. 1 施設配置図

表IV. 1. 1 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の概要

貯蔵容量	8,320 本
輸送容器 仮置き基数	18 基 (TN®843 型輸送容器または TN®28VT 型輸送容器)
建屋	約 85m (東西方向) × 約 80m (南北方向) × 約 20m (地上高さ) 地上 2 階・地下 3 階 鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨鉄筋コンクリート造、鉄骨造及び鋼板コンクリート造)
貯蔵方式	貯蔵ピットの収納管に 10 段積み 1,280 本/基×6 基 640 本/基×1 基
冷却方式	間接自然空冷貯蔵方式 ※高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターと同様



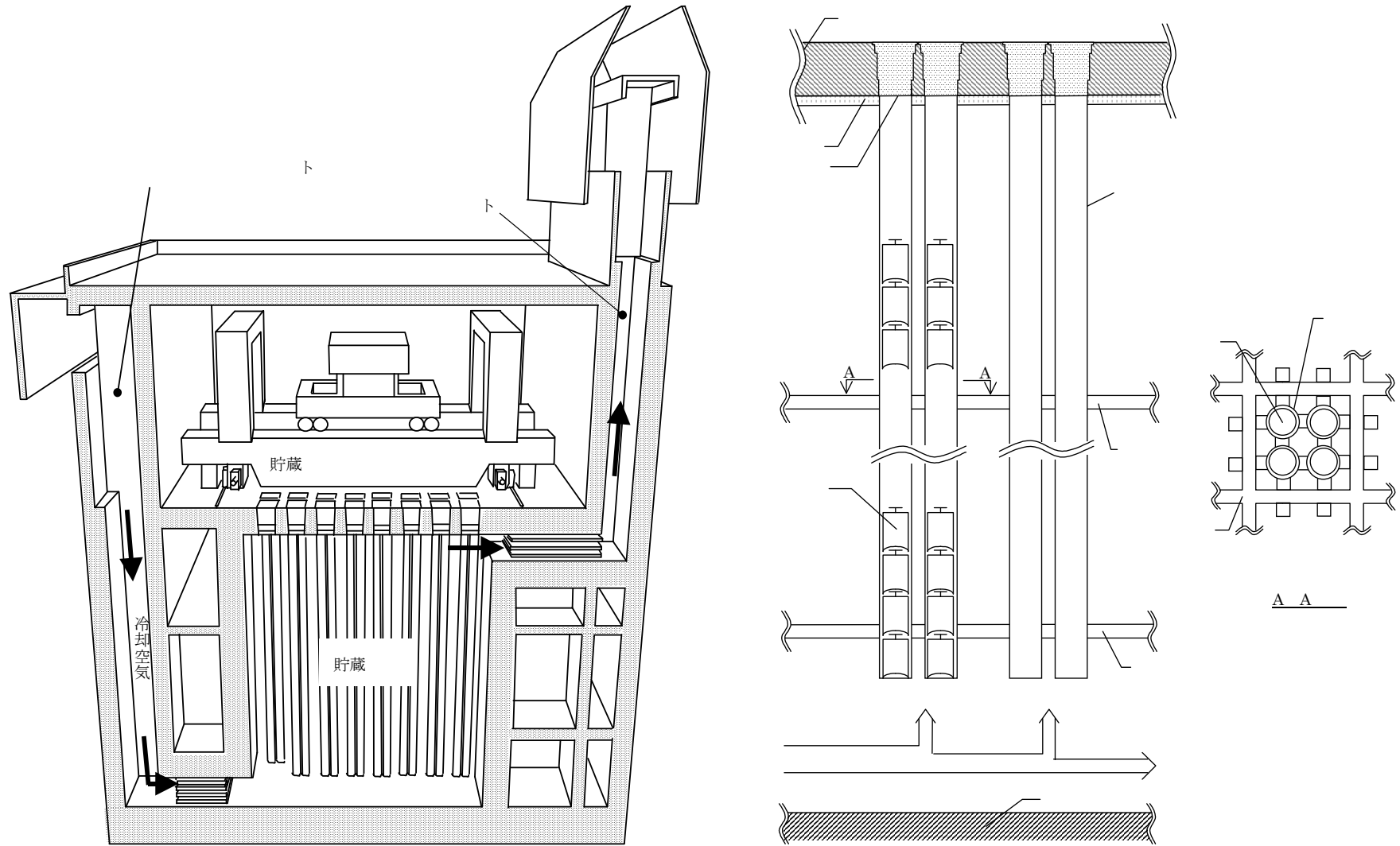
＜返還低レベル廃棄物の受入れ・貯蔵工程＞

- ①輸送容器の受入 ②輸送容器の移送 ③輸送容器からの廃棄物の拔出し
 ④廃棄物の検査 ⑤廃棄物の移送 ⑥貯蔵

＜ハル等圧縮体の受入れ・貯蔵工程＞

- ⑤'廃棄物の移送 ⑥貯蔵

図IV. 1. 2 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設工程概要図



図IV. 1. 3 貯蔵ピット概要図

2. 施設の安全性

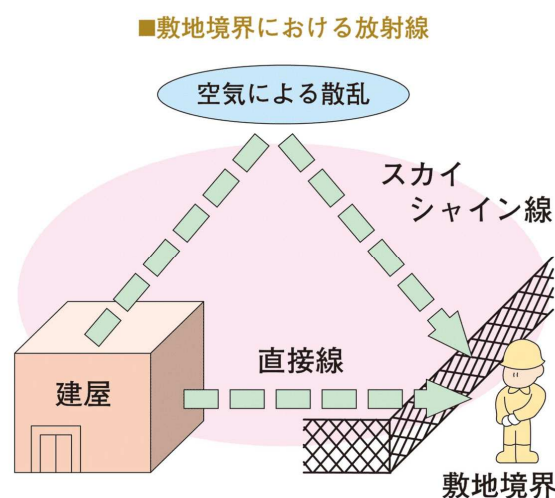
低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設について日本原燃（株）は、施設の安全性を確保するため、放射線しゃへい、放射性物質の閉じ込め、火災及び爆発の防止並びに耐震性など、原子力安全委員会が策定した「核燃料施設安全審査基本指針」及び「再処理施設安全審査指針」等の各種指針類に基づき設計している。

その安全性についての確認結果を以下に示す。

(1) 放射線しゃへい対策

貯蔵区域や検査室などを厚い壁で覆うことにより、通常運転時、施設定期検査時等において放射線業務従事者等が受ける線量が、法令に定める線量限度^{*}を超えないようにするとともに、本施設からの平常時の直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の受ける実効線量（図IV. 2. 1 参照）が法令に定められた実効線量限度（年間 1mSv）を十分に下回るよう設計している。

※平成 12 年科学技術庁告示第 13 号



図IV. 2. 1 放射線しゃへいの概要

(2) 放射性物質の閉じ込め機能

本施設で受入れ・貯蔵する廃棄物（CSD-C, CSD-B 及びハル等圧縮体）は、放射性物質をステンレス鋼製容器内に閉じ込め、その閉じ込め性が確認されたもののみとしていることから、廃棄物自体を発生源とする気体廃棄物の発生はないとしているが、さらに、念のため施設内が負圧となる設計としている。

なお、万一、容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のある放射性核種を踏まえたモニタリング設備を設置するとしている。

具体的には、CSD-C 及びハル等圧縮体については、クリプトン及びトリチウム等の測定を、CSD-B については、セシウム及びルテニウムの測定ができる設備を設置するとしている。

また、本施設から発生する液体廃棄物は廃水貯蔵設備に保管廃棄するため施設外への放出はないとしている。

(3) 火災・爆発防止対策

消防法及び建築基準法を満足する以下の火災・爆発防止対策を行うとしている。

- ① 主要な設備及び機器は、可能な限り不燃性及び難燃性材料を使用する設計とする。
- ② 火災の発生を防止するために、着火源の排除及び可燃性物質の漏えい防止対策を講ずる設計とする。
- ③ 火災の拡大を防止するために、適切な検知、警報系統及び消火設備を設けるとともに、火災による影響の軽減のために防火区画を設定し、消火設備との組合せにより延焼を防止できる設計とする。

なお、受け入れる返還低レベル廃棄物のうち、CSD-C については燃料被覆管等の金属以外に、少量の残留水分及び有機物が含まれる。そのため、これらの放射線分解により水素が発生する性質があるが、電気事業者は、容器内部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度(4%)を超えないことを基準とし、AREVA NC 社の製造品質記録にて確認したうえで返還することとしている。

また、ハル等圧縮体についても、容器内部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度(4%)を超えることがないように製造・管理を行うとしている。

以上のことから、受け入れる返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体についても火災・爆発の恐れがないとしている。

(4) 耐震性

本施設は、原子力安全委員会が平成 18 年 9 月に改訂した「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(以下「新耐震指針」という。)を満足するよう、以下の方針により、十分な耐震性を持たせるとしている。

- ① 耐震設計上重要な施設は、敷地周辺の地質、地質構造並びに地震活動性

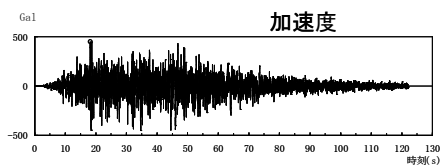
等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、その安全機能が損なわれることのないように設計する。

- ② 施設は、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点からなされる耐震設計上の区分ごとに適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるように設計する。即ち、施設の耐震設計上の重要度を、地震により発生する可能性のある放射線による影響の観点から分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行う。
- ③ 建物・構築物は十分な支持性能をもつ地盤に設置する。

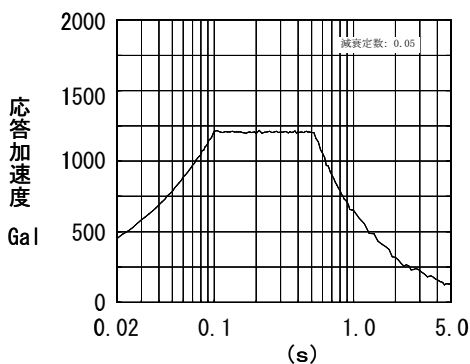
新耐震指針に基づいて敷地における地震動評価を行い、経験的手法（応答スペクトル）及び震源の面的な広がり を考慮した断層モデルによる手法を用いて評価し、基準地震動 Ss-1（震源を特定して策定する地震動）及び基準地震動 Ss-2（震源を特定せず策定する地震動）を策定している。

各地震動は、図IV. 2. 2に示すような加速度波形であり、最大加速度（水平方向）は450Galとしている。

**基準地震動Ss-1
（震源を特定して策定する地震動）**

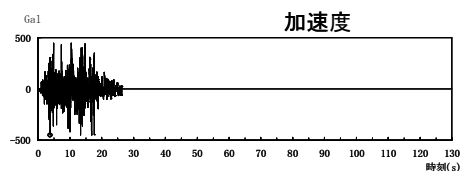


設計用模擬地震波
（加速度波形）

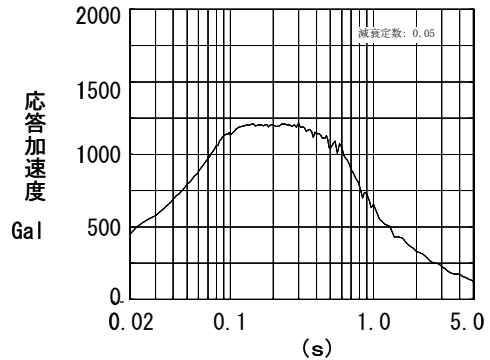


応答スペクトル

**基準地震動Ss-2
（震源を特定せず策定する地震動）**



設計用模擬地震波
（加速度波形）



応答スペクトル

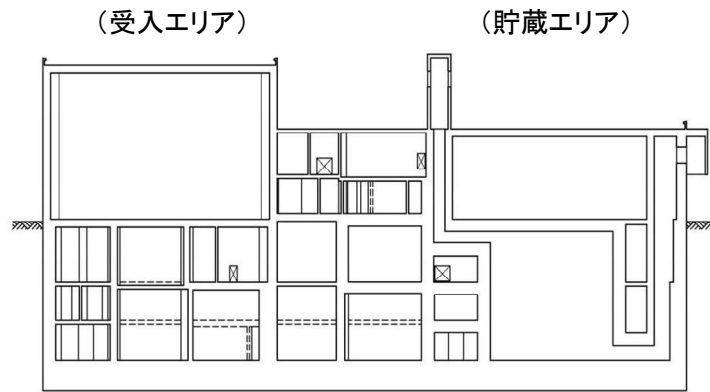
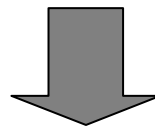
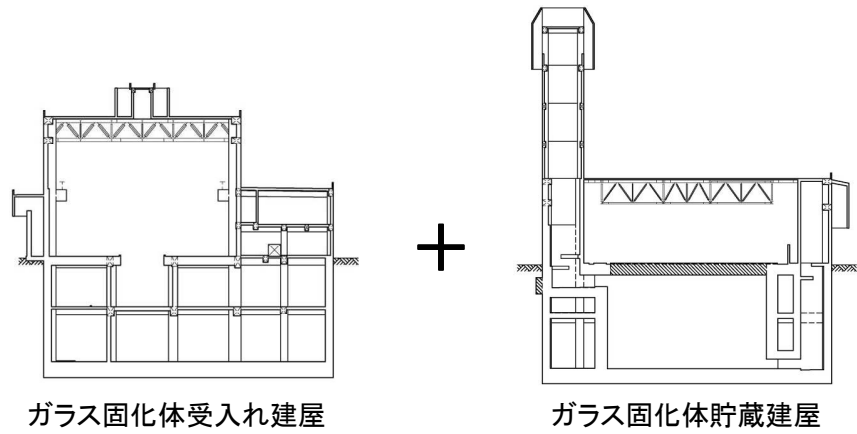
図IV. 2. 2 設計に用いる地震動

また、本施設の設計においては、平成 20 年 9 月 4 日に経済産業省原子力安全・保安院より発出された「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」を踏まえて、

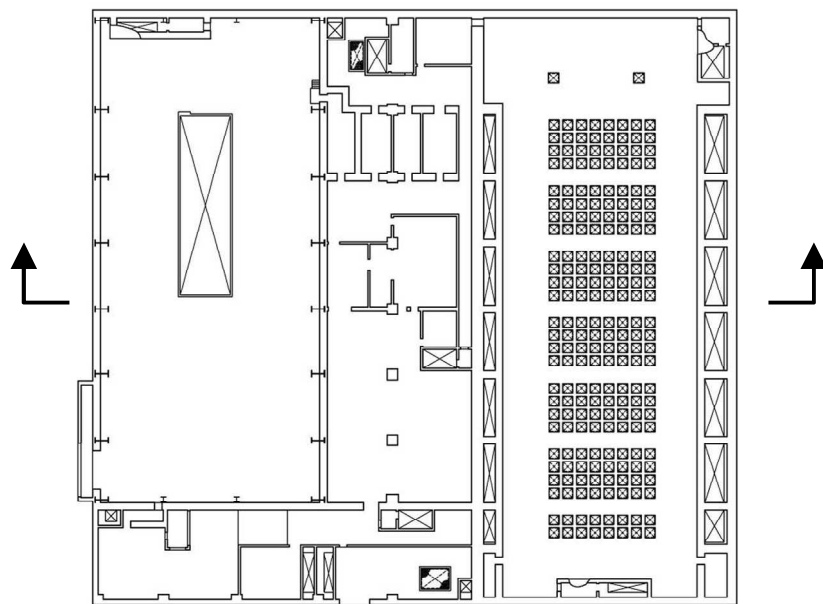
- ① 新潟県中越沖地震と同様の地震発生様式（内陸地殻内地震）である出戸西方断層、横浜断層による地震の地震動評価を実施する際に、短周期レベルの不確かさを考慮
- ② 柏崎刈羽原子力発電所と同様の地質構造（褶曲構造や厚い堆積層）がないことを確認

といった対応を行うほか、建屋構築物間の相対変形に追従できるように設計するとしている。

新設する建物の構造は、鉄筋コンクリート造（一部、鉄骨造および鋼板コンクリート造）とし、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは別棟であった貯蔵エリアと受入エリアの 2 つの機能を一つの建屋に収納して平面形状を大きく正方形に近い形とし（図Ⅳ. 2. 3 参照）、耐震安定性を確保するとしている。



断面図



平面図

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設(概念図)

図IV. 2. 3 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の概念図

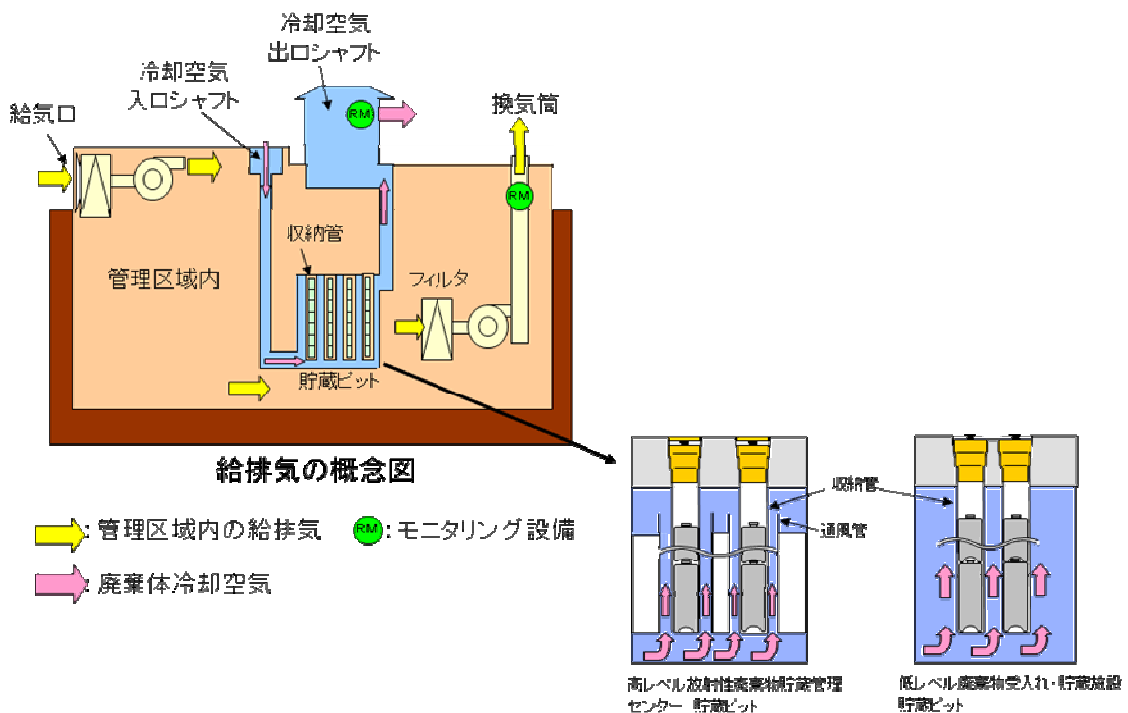
(5) 冷却

返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体は貯蔵ピットの天井スラブに懸架支持された収納管に収納するとしている。

返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体の崩壊熱の除熱にあたっては、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの設計・建設実績を踏まえ、運転・保守性などの観点から、合理的な貯蔵方式として間接自然空冷貯蔵方式を採用するとしている。

ただし、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は発熱量が大きいいため、収納管の外側に通風管を設置し、冷却空気の流れを整流し、除熱性能を高めているが、返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体は、発熱量が高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に比べて1～2桁程度低いいため、通風管を設置せず、収納管を4本組としたコンパクトな設計にするとしている（図IV. 2. 4参照）。

これにより適切に除熱することで、CSD-C及びハル等圧縮体についてはジルカロイ発火点、CSD-Bについてはガラスの最低結晶化温度に対し、十分な余裕の確保が、また、貯蔵区域を構成する天井及び側壁のコンクリートの健全性の確保ができるとしている。



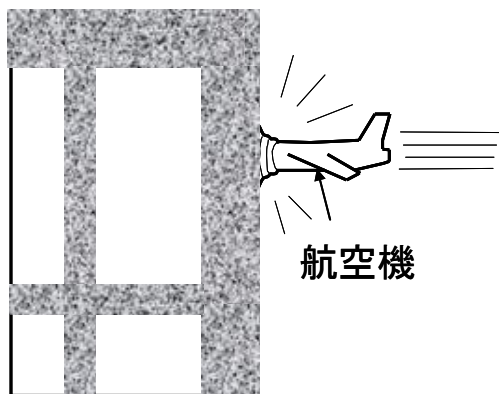
図IV. 2. 4 冷却空気の流れの比較

(6) 飛来物対策

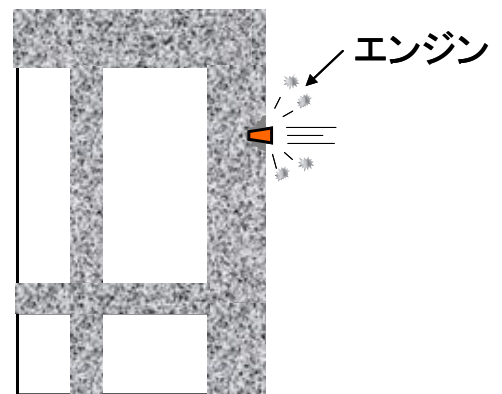
三沢対地訓練区域で多くの訓練飛行が行われているという立地地点固有の社会環境等に配慮し、仮に訓練飛行中の航空機が墜落することを想定したときに、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えるおそれのある施設を建物・構築物で防護し、航空機に対して貫通が防止でき、かつ、航空機による衝撃荷重に対して健全性を確保できるように設計するとしている。

全体的破壊に対する防護としては、航空機そのものの衝突に対して健全性が保てるような設計に、また局部的破壊に対する防護としては、一番重い部分であるエンジンの衝突に対しても、局部的破壊（貫通）にいたらないような設計にするとしている（図IV. 2. 5参照）。

全体的破壊に対する防護

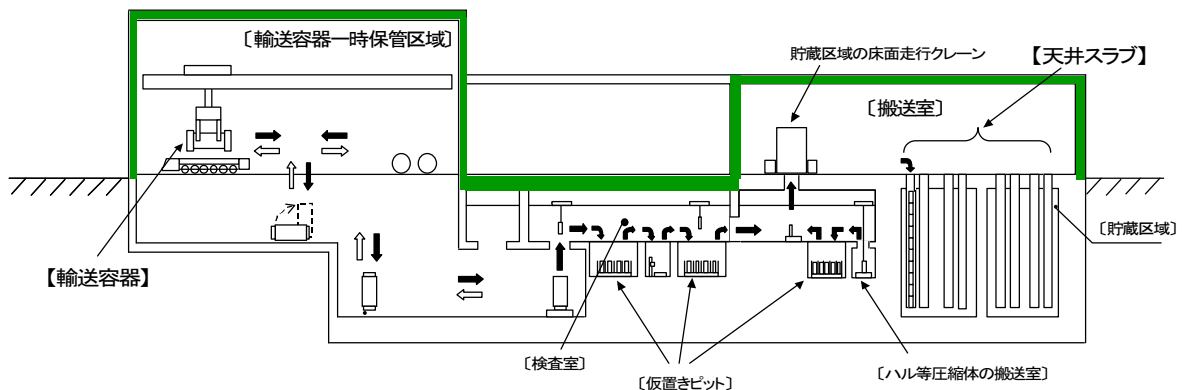


局部的破壊に対する防護



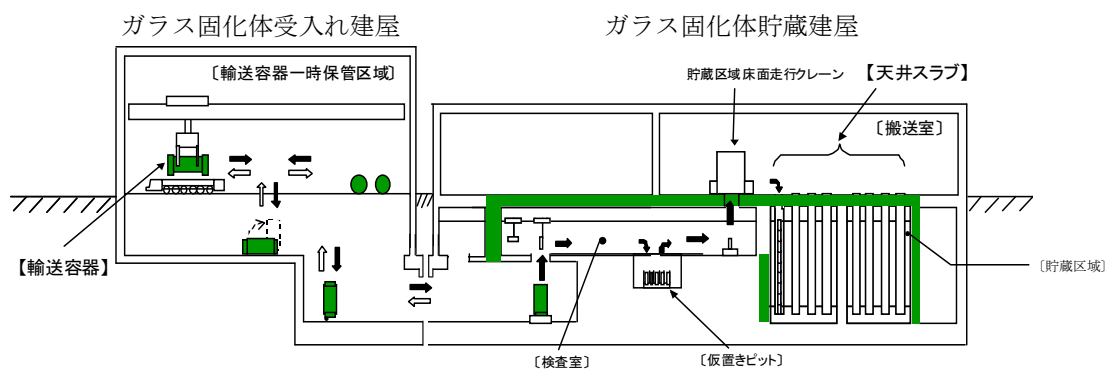
図IV. 2. 5 飛来物対策の想定概要

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターは、輸送容器自体又は貯蔵ピット及び検査室の壁・天井スラブにより防護しているが、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設は輸送容器の防護機能を前提としておらず、廃棄物を取り扱う区域の外壁及び屋根により防護するとしている（図IV. 2. 6及び図IV. 2. 7参照）。



■ 飛来物防護のための 天井、床、壁、輸送容器
 ➡ 輸送容器及びハル等圧縮体等の移送
 ⇐ 空の輸送容器の移送

図IV. 2. 6 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の飛来物対策



■ 飛来物防護のための 天井、床、壁、輸送容器
 ➡ 輸送容器及びハル等圧縮体等の移送
 ⇐ 空の輸送容器の移送

図IV. 2. 7 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの飛来物対策

(7) その他の安全対策

本施設の低レベル放射性廃棄物を取り扱うクレーン等には、ワイヤーの二重化など十分な安全対策を施すことにより、低レベル放射性廃棄物の落下防止策を施すとともに、吊り上げ高さを、落下試験により廃棄物の健全性の維持が確認されている高さである9m以内にする事としている。また、仮に、低レベル放射性廃棄物の落下による容器の損傷を想定した場合においても、一般公衆に過度の被ばくを与えることはないとしている。

(8) その他の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターとの相違点

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは、建屋東側に換気筒を設置し

ているのに対し、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設では、建屋屋根（屋上）に換気筒を設置するとしている。両施設とも換気口の放出濃度は、法令に定められた周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度限度*を下回るよう設計するとしている。

※昭和 63 年科学技術庁告示第 20 号

3. 線量評価

(1) 放射性気体廃棄物の放出による線量

本施設で受入れ・貯蔵する低レベル放射性廃棄物は、放射性物質をステンレス鋼製容器内に閉じ込めていることから、低レベル放射性廃棄物自体を発生源とする気体廃棄物の発生はないとしている。

(2) 放射線による一般公衆の線量

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の貯蔵ピットに最大管理能力である 8,320 本の低レベル放射性廃棄物が収納され、かつ輸送容器一時保管区域に低レベル放射性廃棄物を収納した輸送容器 18 基（想定される最大取扱基数）が保管されているとして、直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の一般公衆の実効線量を評価するとしている。

(3) 線量評価結果

本施設では閉じ込め性の確認された廃棄物だけを受入れ・貯蔵するため、低レベル放射性廃棄物自体を発生源とする気体廃棄物の発生はないとしており、本施設からの気体廃棄物の放出に係る一般公衆の線量は無視できるとしている。

また、本施設からの直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の実効線量についても、法令に定める線量限度（年間 1mSv）*を大きく下回り年間 10 μ Sv 以下であるとしている。

※平成 12 年科学技術庁告示第 13 号

4. 要員の確保・育成

日本原燃（株）は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の受入れ・貯蔵の実績を有しており、返還廃棄物の受入れ・貯蔵に係る必要な要員が確保・育成されているとしている。これらに加え、必要に応じて低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設に必要な要員を、計画的に確保するとともに、実務経験等を通じ、知識の習得・向上を図ることができるとしている。

5. 品質保証活動

日本原燃（株）では、過去の経験から、以下の観点に基づく、品質保証体制の改善・強化を実施しているとしている。

- ・ トップマネジメントによる品質保証の徹底
- ・ 再処理事業部の品質マネジメントシステムの改善
- ・ 品質保証を重視した人員配置と人材育成
- ・ 協力会社を含めた品質保証活動の徹底

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の設計、建設、運転、保守等についても、「Ⅲ. 4. (2) ①日本原燃における品質保証活動」の記載と同様適切な品質保証活動を実施できるとしている。

V. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物貯蔵に係る安全性について

事業者は、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設が操業するまでの間、返還低レベル廃棄物を、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターに受入れ、貯蔵を行う計画としている。そこで、その際の、安全確保に対する基本的考え方及び安全対策について、検討を行った。

1. 計画概要

仏国からの返還低レベル廃棄物の返還は、平成 25 年から開始される計画であるのに対し、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の操業開始時期は平成 30 年度頃となると想定されている。このため、平成 25 年から低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設が操業するまでの間の返還低レベル廃棄物を、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて、装置の機能追加等を実施の上、受け入れ、最終的な処分に向けて搬出されるまでの期間、適切に一時貯蔵する計画としている。

2. 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との仕様の違いと安全性の考え方

返還低レベル廃棄物は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで取扱・貯蔵されている高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比較して、寸法・外形は同一であり、最大放射能濃度及び最大発熱量は、1～2 桁程度低い。固型物収納体（以下「CSD-C」という。）については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に比べて重いものの、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの多くの機器の設計条件は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の重量に対し余裕があり、CSD-C の重量も包含することから、安全な取扱・貯蔵が可能であるとしている。

また、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの放射性廃棄物の最大管理能力は 2,880 本であるのに対し、仏国 AREVA NC 社から返還された高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は 1,310 本、英国 Sellafield Ltd 社から返還される高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は約 850 本であり、総計は約 2,160 本である。さらに、VI章において後述する英国からの廃棄物の交換に基づく高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の約 70 本を考慮しても、貯蔵する高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の総計は約 2,230 本と想定される。

(1) 放射線しゃへい対策

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの貯蔵ピットに最大管理能力である 2,880 本の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体が収納され、かつ輸送容器一時保管区域に高レベル放射性廃棄物ガラス固化体を収納した輸送容器 22 基（想定される最大取扱基数）が保管されているとして、高レベル放射性

廃棄物貯蔵管理センターからの直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の線量を評価した結果、年間約 $8\mu\text{Sv}$ であり、法令^{*}に定められた実効線量限度（年間 1mSv ）を十分に下回る。

返還低レベル廃棄物は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比較して最大放射能濃度が 1~2 桁程度低く、核種組成を考慮しても、施設のしゃへい設計に影響を与えるものではないことから、上記の評価に変更は生じないとしている。

※平成 12 年科学技術庁告示第 13 号

(2) 放射性物質の閉じ込め機能

受入れ・貯蔵する廃棄物（CSD-C、低レベル放射性廃棄物ガラス固化体（以下「CSD-B」という。））は、放射性物質をステンレス鋼製容器内に閉じ込められており、その閉じ込め性が確認されたもののみを受入れ・貯蔵することとしていることから、廃棄物自体を発生源とする気体廃棄物の発生はないとしている。ただし、もともと高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターには建屋換気設備が設置されており、施設内は負圧となっている。

なお、万一、容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のある核種を踏まえたモニタリング設備を設置するとしており、従来のセシウム、ルテニウムに加えて、CSD-C から放出される可能性があるクリプトン、トリチウム等を測定できるようにしている。

(3) 火災・爆発防止対策

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは、消防法及び建築基準法を満足する以下の火災・爆発防止対策を施している。

- ① 主要な設備及び機器は、可能な限り不燃性及び難燃性材料を使用している。
- ② 火災の発生を防止するために、着火源の排除及び可燃性物質の漏えい防止対策を講じている。
- ③ 火災の拡大を防止するために、適切な検知、警報系統及び消火設備を設けるとともに、火災による影響の軽減のために防火区画を設定し、消火設備との組合せにより延焼を防止している。

また、受け入れる返還低レベル廃棄物のうち、CSD-C については、燃料被覆管等の金属以外に少量の残留水分及び有機物が含まれる。そのため、これらの放射線分解により水素が発生する性質があるが、電気事業者は、容器内

部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度(4%)を超えないことを基準とし、AREVA NC 社の製造品質記録にて確認したうえで受け入れるため、火災・爆発の恐れがないとしている。

(4) 耐震性

返還低レベル廃棄物のうち CSD-B については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同等の重量であるとしている。また、返還低レベル廃棄物のうち CSD-C については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に比して重いものの、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの多くの機器の設計条件は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の重量に対し余裕があり、CSD-C の重量も包含するとしている。貯蔵設備（収納管）については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体 9 本貯蔵時と重量が同等となるように収納管 1 本あたりに貯蔵する CSD-C を例えば 5 本以下に制限する計画としている。これらのことから、耐震上安全な取扱・貯蔵が可能であるとしている。

なお、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターは、昭和 56 年に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に基づき設計、建設された施設であるが、平成 18 年 9 月に改訂された同指針（以下「新耐震指針」という。）に照らして耐震安全性評価（耐震バックチェック）を実施し、新耐震指針においても耐震安全性を確保できるとしている。

(5) 冷却

返還低レベル廃棄物は、発熱量が高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より 1～2 桁程度低いため、現状の除熱設計に影響を与えるものではないとしている。

また、ジルカロイ発火点、ガラスの最低結晶化温度に対し十分安全性を確保しているとしている。

(6) 飛来物防護

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて受け入れる輸送容器 (TN[®]28VT 型輸送容器) は、防護機能を有しているため、同センターの輸送容器一時保管区域は、輸送容器で防護する設計である（図 IV. 2. 6 参照）。

また、高レベル放射性廃棄物管理センターの貯蔵区域は、貯蔵区域の天井スラブで防護する設計である。

なお、返還低レベル廃棄物の輸送用に新設する輸送容器 (TN[®]843 型輸送容器) は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは使用しないとしている。

3. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要は、以下の通りである（図V. 3. 1参照）。

(1) 受入検査・測定装置

返還低レベル廃棄物の受入れ・貯蔵にあたっては、日本又は仏国のいずれかにおいて、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同等の検査・測定を行うとしている。

日本において、返還低レベル廃棄物の検査・測定を実施する場合、必要に応じて測定レンジの変更、測定対象核種の追加など機能追加等を行うとしている。

(2) 放出管理設備

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設と同様、「再処理施設安全審査指針」の基本的な考え方を適用し、施設から放出される放射性物質の濃度及び量を測定又は算出可能な設計とするとしている。

測定核種については、万一、廃棄物の容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性がある放射性核種を踏まえたモニタリングをすすとしている。

具体的には、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは、万一、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のあるセシウム及びルテニウムを測定する設備が設置されていることから、これらに加え、CSD-Cの閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のあるクリプトン及びトリチウム等が測定できる設備を設置するとしている。

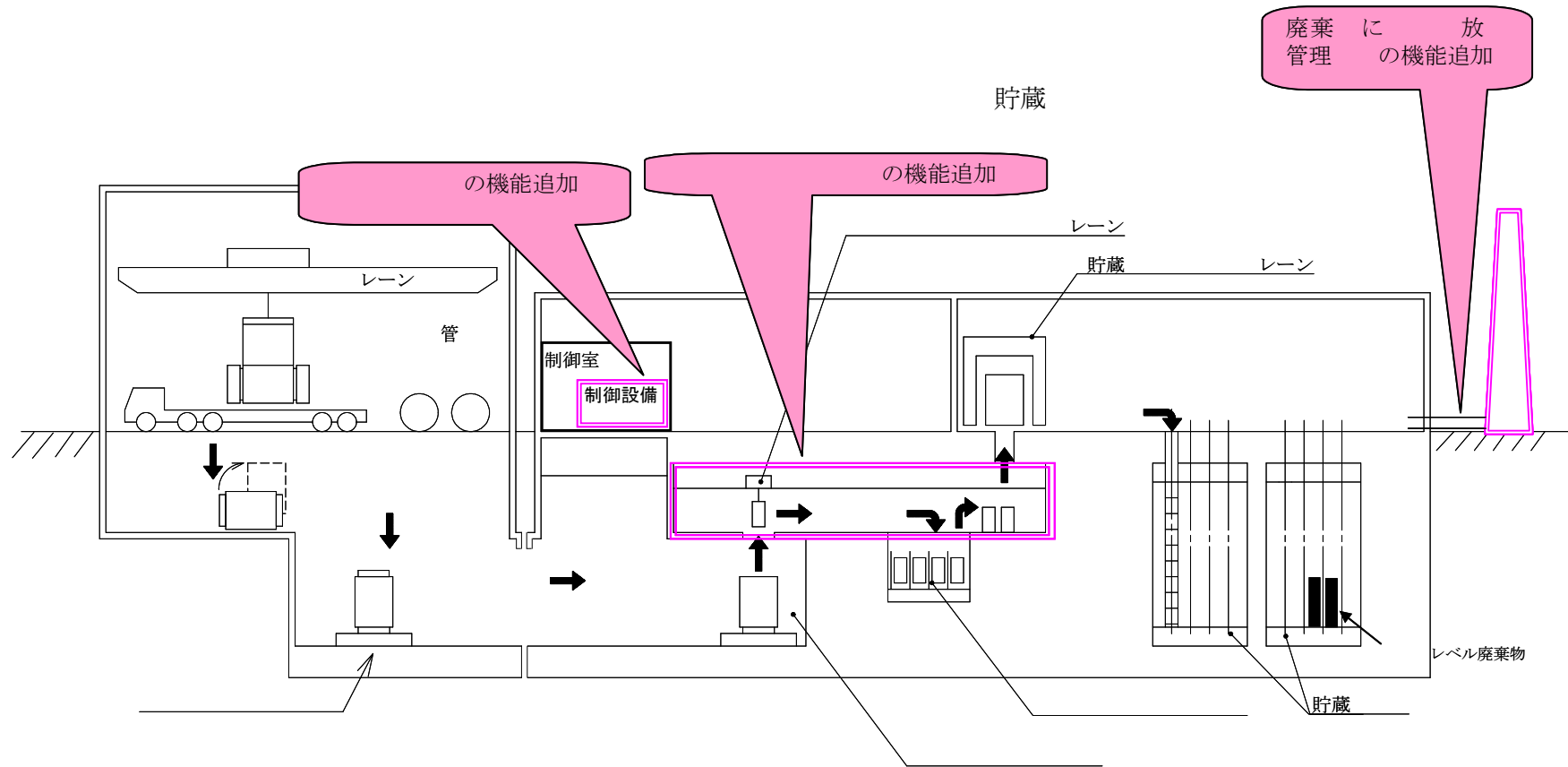
(3) ソフトウェアの機能追加等

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に加えて、CSD-C及びCSD-Bを取り扱うことに伴い、それぞれをハンドリング（搬送、検査・測定等）ができるようにするため、制御設備のソフトウェアの機能追加を行うとしている。

また、同センターでは、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体、CSD-C及びCSD-Bの複数種の廃棄物を取り扱うこととなるため、以下のシステムにより、廃棄物の取り違えを防止するとしている。

- ① 受入れ前に、制御設備（計算機）に、輸送容器ごとに廃棄物の識別番号を入力し、制御設備上において管理する。

- ② 廃棄物を輸送容器から取り出す際及び検査の際に、制御設備の監視画面に表示されている廃棄物の識別番号と、実際の廃棄物の識別番号を確認する。
- ③ 必要に応じて、廃棄物の検査・測定結果と製造時の記録を同一画面に表示することを計画する。
- ④ CSD-C については、収納管 1 本あたりに収納する本数を制限するため、制御設備で管理することを計画する。



図V. 3. 1 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要

4. 施設の安全性への影響

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて返還低レベル廃棄物を一時貯蔵するにあたっては、既に一時貯蔵を行っている高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と返還低レベル廃棄物の仕様の比較をもとに、表V. 4. 1および上記3. の機能追加等の対応をなすとしている。

以上のことから、仏国より返還される低レベル廃棄物を高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて受け入れ、最終的な処分に向けて搬出されるまでの期間、適切に一時貯蔵することが可能であるとしている。

表V. 4. 1 「高レベル放射性廃棄物ガラス固化体との仕様の違いと安全性の考え方」に対する対応

放射線しゃへい対策	核種組成を考慮しても、現状の施設のしゃへい設計に含まれる。(施設対応不要)
放射性物質の閉じ込め機能	施設内を負圧としている。(施設対応不要) 念のため、セシウム、ルテニウムに加えて、クリプトン、トリチウム等を測定できるようにする。(放出管理設備の追加)
火災・爆発防止対策	消防法及び建築基準法を満足する火災・爆発防止対策を施しており、受け入れる返還低レベル廃棄物も、火災・爆発の恐れがない。(施設対応不要)
耐震性	クレーン等の取扱機器の設計条件は、CSD-C の重量も包含する。(施設対応不要) 収納管 1 本あたりに貯蔵する CSD-C の本数を制限する。(ソフトウェアの機能追加) 以上より、耐震上安全な取扱・貯蔵が可能である。
冷却	現状の施設の冷却設計に含まれる。(施設対応不要) また、ジルカロイ発火点、ガラスの最低再結晶化温度に対し十分安全性を確保している。(施設対応不要)
飛来物防護	輸送容器が防護機能を有している。また、貯蔵区域の天井スラブで防護することから、廃棄物に影響されない。(施設対応不要)

VI. 英国からの廃棄物の交換による返還に係る妥当性について

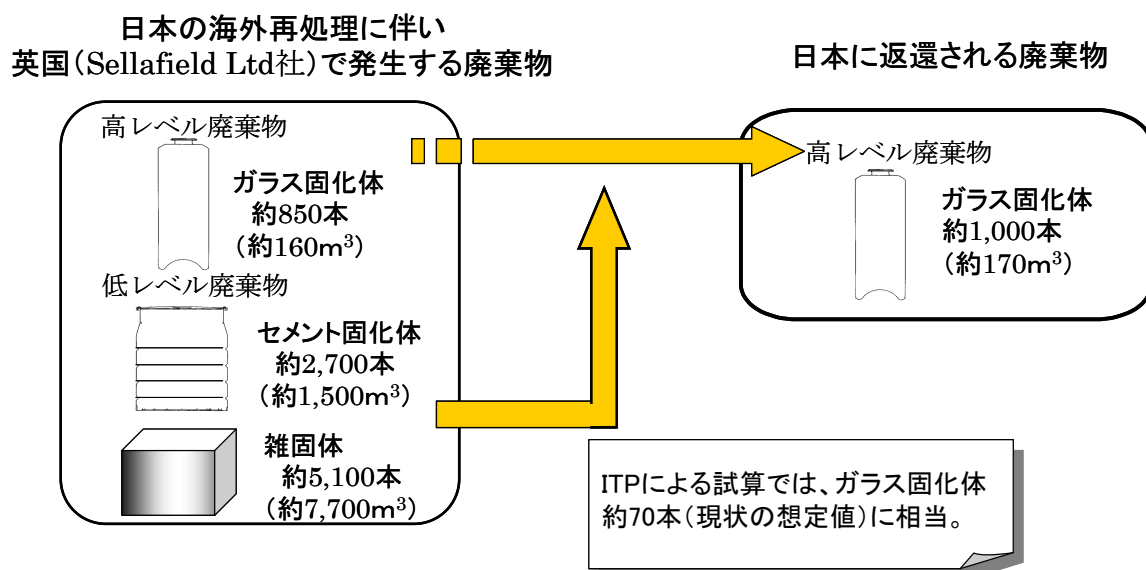
英国からの、低レベル放射性廃棄物との交換による高レベル放射性廃棄物の受入れについて、その妥当性の検討を行った。

1. 放射性廃棄物の交換の概要

英国から返還される低レベル放射性廃棄物については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に交換して返還する（以下、「単一返還」という。）ことが英国から提案された（図VI. 1. 1 参照）。この提案を受け日本では原子力委員会新計画策定会議及び総合資源エネルギー調査会電気事業分科会 原子力部会での検討の結果、この英国からの提案を受け入れることは妥当であると評価された。

また交換に際しては、放射線による影響が等価であることを判断基準とし、累積影響度指数（ITP：Integrated Toxic Potential）という指標を用いることが適当であるとされた（図VI. 1. 2 参照）。その指標を用いると、英国から返還される低レベル放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体約70本（現状の想定値）に相当するとしている（図VI. 1. 3 参照）。

電気事業者は、この提案を受け入れ、英国から返還される低レベル放射性廃棄物を高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に交換して高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて受け入れ、貯蔵することを計画している。なお、交換される放射性廃棄物は、既に、日本原燃（株）にて受入れ・貯蔵を行っている高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と全く同一の仕様であり、本提案の採用による施設の改造等の必要はないとしている。



図VI. 1. 1 英国からの提案の概要

累積影響度指数 (ITP: Integrated Toxic Potential) は、単一返還における交換比率の指標として、英国が提案しているものである。

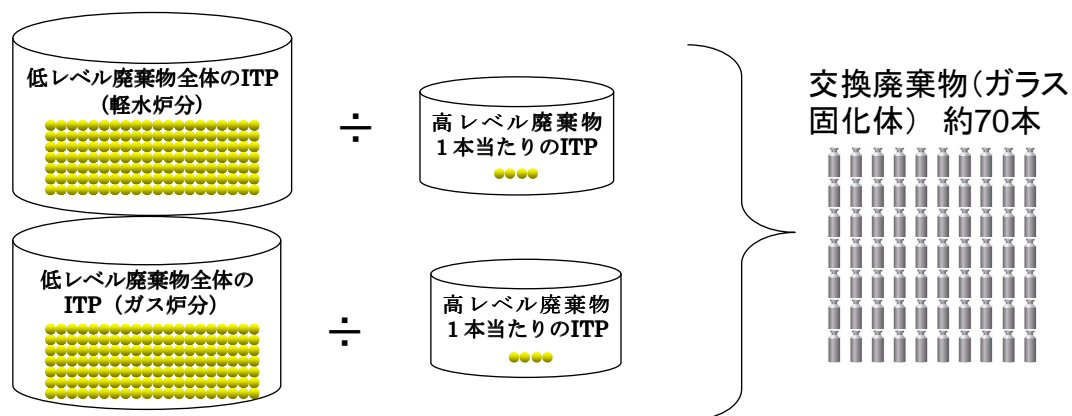
ITPとは、放射性物質による人への潜在的な影響を評価するための指標であり、放射性廃棄物中の放射性物質が水に溶けて希釈され、飲用に際して安全であると考えられるのに必要な希釈水の量(時間積分値)で示される。

$$ITP = \int_{500年}^{10万年} \left[\sum \frac{\text{廃棄物中の核種毎の放射能量 (Bq)}}{\text{核種毎の年間1mSvに相当する経口摂取限度 (Bq)}} \times \text{標準人の年間の水摂取量 (m}^3\text{)} \right] dt$$

2006～2007年放射性廃棄物小委員会での議論を経て、特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律施行規則第2条に、環境への影響の程度を計算する指標として規定

図VI. 1. 2 交換比率の算定に用いる指標 (ITP) の計算方法について

- 「低レベル廃棄物全体のITP」÷「高レベル廃棄物1本当たりのITP」
＝交換廃棄物(ガラス固化体)の本数
- 軽水炉分と同様にガス炉分の交換廃棄物の本数を算出し、その合計が約70本となる。



図VI. 1. 3 交換廃棄物の算出方法について

2. 交換に係る指標の妥当性について

(1) 単一返還に係る日本での検討経緯

平成8年頃から英国より、英国 Sellafield Ltd 社に委託した再処理に伴い発生した低レベル放射性廃棄物については、放射線影響が等価な高レベル

放射性廃棄物ガラス固化体に交換して返還することが提案された。平成 16 年に英国政府が廃棄物の交換による返還を認めたことを受けて、日本国内でも具体的な検討が開始された。その経緯を以下に示す。

① 「原子力政策大綱」(平成 17 年 10 月閣議決定)における方針

「原子力政策大綱」において、以下の方針が示された。

- ・ 提案には、国内に返還される廃棄物量が低減し、それに伴い輸送回数が低減すること及び海外から返還される低レベル放射性廃棄物の最終処分までの我が国における貯蔵管理施設の規模が縮小できる等の効果が見込まれる。
- ・ このため、国は、電気事業者の検討結果を受け、英国提案の廃棄物を交換する指標の妥当性等を評価し、これらの提案が受け入れられる場合には、そのための制度面の検討等を速やかに行うべきである。

② 「原子力立国計画」(平成 18 年 8 月)

「原子力政策大綱」による方針を受け、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会報告書「原子力立国計画」(平成18年8月)において、単一返還について以下の通り評価をしている。

- ・ 輸送時のセキュリティ上のリスク低減や関係諸国との調整事務の軽減、経済的なメリットなどにおいて、我が国にとっても有益なものであると認められる。
- ・ 廃棄物の交換比率の算定に用いる指標 (ITP) は、他の代替指標 (処分時の線量、放射エネルギー) と比較して評価を行ったところ、一定の合理性を有しており、放射線による影響が等価であることを確認するための契約上の指標として適当であると認められる。

その上で、次の通り基本方針を示している。

- ・ 電気事業者が廃棄物の交換による返還のイギリス提案を受け入れることは妥当。
- ・ 実際の交換にあたっては、我が国も交換本数を確認することが重要。
- ・ 国民及び関係者との相互理解や協力を得ることが重要。

また、必要な措置として以下のことを挙げている。

- ・ 交換後の高レベル放射性廃棄物を、最終処分法の対象と規程するような制度的措置。
- ・ 国は、交換本数の確認を行うための措置。
- ・ 交換後の高レベル放射性廃棄物に係る貯蔵費用等を再処理等積立金法の積立金の対象とするための措置。

③ 検討結果を受けた制度上の対応

平成 19 年 6 月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」の改正が行われ、特定放射性廃棄物に「代替取得により取得した物」が追加され低レベル放射性廃棄物との交換廃棄物についても、他のガラス固化体と同じように最終処分がなされる対象となった。

(2) 単一返還のメリットについて

単一返還によるメリットとしては、以下のことが挙げられている。

① 輸送回数の減

国内に返還される低レベル放射性廃棄物の物量が約 7,800 本（約 9,200m³）から、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体約 70 本（約 13m³）へ大幅に低減することから、輸送回数が約 25 回から 1 回程度に低減する

② 貯蔵量の低減（貯蔵施設の縮小化）

貯蔵量が約 9,200m³から約 13m³に減少することから、貯蔵施設の建設が不要となる。

③ 処分場規模の縮小

廃棄物の専有面積が約 13,800m²から約 3,500m²に低減することから、処分場の面積が縮小される。

(3) 交換指標の妥当性について

① 累積影響度指数（ITP）

累積影響度指数（ITP）は、単一返還における交換比率の指標として、英国が提案しているものである。ITP は、放射性物質による人への潜在的な影響を評価するための指標であり、放射性廃棄物中の放射性物質が水に溶けて希釈され、飲用に際して安全であると考えられるのに必要な希釈水の量（時間積分値）で示される（図VI. 1. 2 参照）。

ITP による廃棄物交換の概要は、電気事業者が英国 Sellafield Ltd 社に委託した再処理に伴い発生した低レベル放射性廃棄物の総 ITP を計算し、それと等価となる高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に交換するというものである。

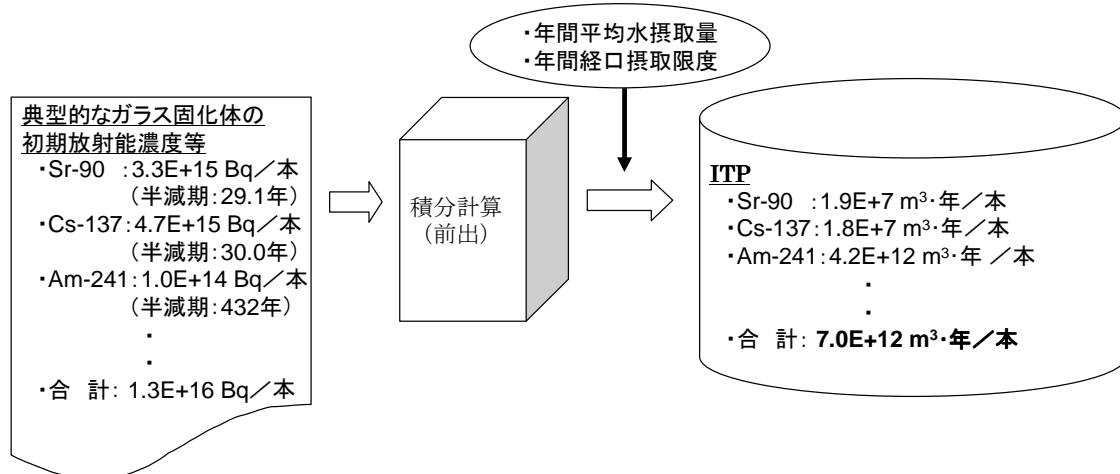
具体的な計算方法としては、まず典型的なガラス固化体 1 本あたりの初期放射能濃度（表VI. 2. 1 参照）等から、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体 1 本あたりの ITP を計算する（図VI. 2. 1 参照）。次に、セメント固化体（ハル・エンド）等の 11 種類の低レベル放射性廃棄物について

典型的な初期放射能濃度（表VI. 1. 1 参照）等から ITP を算出し、日本の電気事業者が委託した再処理に伴い発生した低レベル放射性廃棄物全量について合算した総 ITP（図VI. 2. 2 参照）を算出する。この低レベル放射性廃棄物の総 ITP を、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体 1 本あたりの ITP で割ることにより、交換される高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の本数が決定されるとしている。

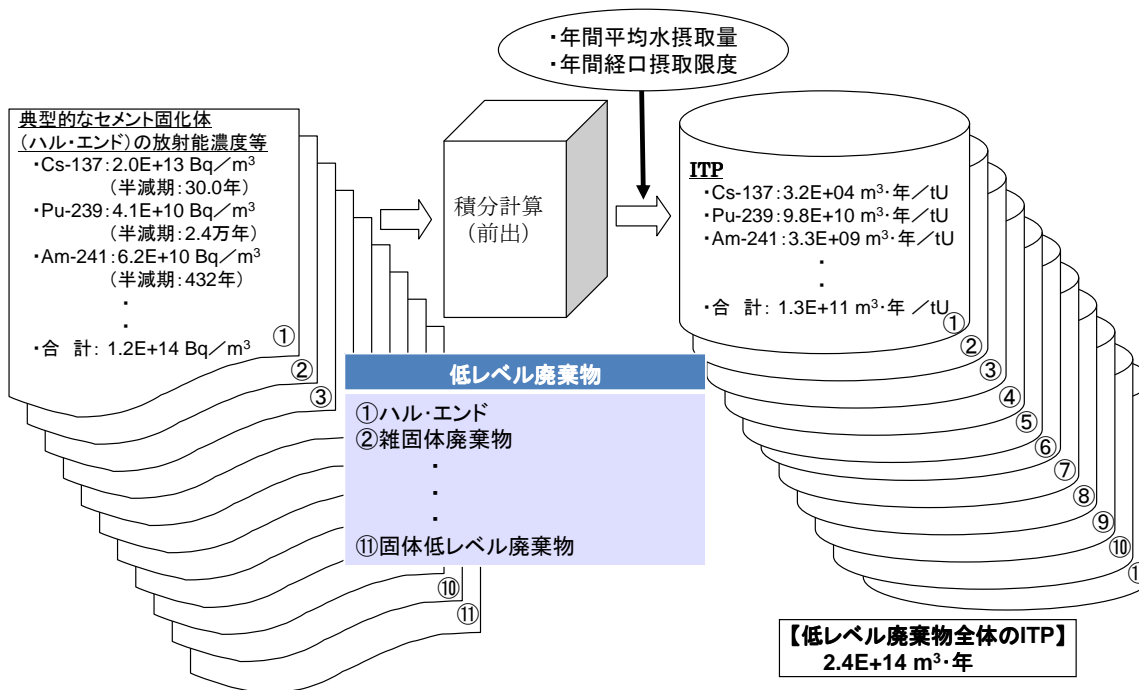
表VI. 2. 1 英国 Sellafield Ltd 社から提示されたインベントリの例

	高レベル放射性廃棄物ガラス固化体(Bq/本)	セメント固化体(Bq/m ³)
H-3	—	6.0E+12
C-14	—	1.6E+10
Cl-36	—	4.6E+07
Co-60	3.7E+12	2.4E+13
Ni-59	—	8.1E+10
Ni-63	—	8.4E+12
Sr-90	3.3E+15	2.0E+12
Y-90	3.3E+15	2.0E+12
Tc-99	9.0E+11	5.3E+08
Ru-106	1.1E+14	1.1E+13
Sb-125	3.9E+13	1.1E+13
I-129	—	1.1E+06
Cs-134	1.3E+14	1.2E+12
Cs-137	4.7E+15	2.0E+13
Ba-137m	4.4E+15	1.9E+13
Eu-154	1.2E+14	3.4E+11
Np-237	1.2E+10	—
Np-239	6.0E+11	—
Pu-238	8.2E+10	9.8E+10
Pu-239	2.0E+10	4.1E+10
Pu-240	3.9E+10	4.2E+10
Pu-241	2.5E+12	4.1E+12
Am-241	1.0E+14	6.2E+10
Am-243	6.0E+11	2.6E+08
Cm-244	3.8E+13	1.1E+11
合計	1.3E+16	1.2E+14

※ハル・エンドピースのセメント固化体の例である。



図VI. 2. 2 高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の ITP 計算 (軽水炉の例)



図VI. 2. 3 低レベル放射性廃棄物の ITP 計算 (軽水炉の例)

② 交換指標の妥当性について

ITP の交換指標としての妥当性の検討は、次のように行われた。

○ 放射性廃棄物小委員会報告書（平成 18 年 6 月）

総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会放射性廃棄物小委員会報告書では、ITP の他に、処分時の線量、放射エネルギーをそれぞれ交換指標とした場合を比較評価し、ITP が一定の合理性を有していると考えられると評価している。

また、それぞれの指標を採用した場合に交換される高レベル放射性廃棄物の本数を見ても、ITP で計算した場合が、我が国にとって最も有利になるとの見通しが電気事業者により示されている旨が記されている。

○ 原子力立国計画（平成 18 年 8 月）

総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会報告書「原子力立国計画」（平成 18 年 8 月）では、ITP について、

- ・ 人への潜在的な影響を評価することが可能であること
- ・ 廃棄物の物理的形態、化学的形態の差異による影響を受けないこと
- ・ 計算方法が簡便であること

等から、廃棄物交換に用いる指標として、一定の合理性を有しており、放射線による影響が等価であることを確認するための契約上の指標として適当であると認められるとしている。

(4) 廃棄物交換に係る法令要求事項

最終処分法及び同施行規則において、代替取得（単一返還）により取得する物については、同施行規則で定める方法（ITP）により計算した放射線による環境への影響の程度が、「当該代替取得の対象となった被汚染物」の「環境への影響の程度に比して大きくない」ものに限ると規定されている。

このため電気事業者は、上記規定に基づき自ら廃棄物交換前後の「環境への影響の程度」（ITP 評価結果）を評価した上で、代替取得分のガラス固化体を受け入れることとしている。具体的には、交換後の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体を輸入した翌年 3 月に、電気事業者は原子力発電環境整備機構に交換比率の妥当性を検証・評価した結果を添付し、拠出金申請をするとしている。

3. 交換により返還される廃棄物の処分について

前述の通り、「原子力立国計画」において示された必要な措置として、平成 19 年 3 月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」の改正が行われ、低レベル放射性廃棄物との交換により取得した高レベル放射性廃棄物ガラス固化体についても、従来の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同じように最終処分がなされる対象となっている。

VII. 返還低レベル廃棄物輸送時の安全性について

海外返還廃棄物の受入れにおいては、廃棄物の輸送安全対策も重要な事項であることから、これらについての確認を行った。

電気事業者は、仏国からの返還低レベル廃棄物の海外からの輸送に際して、1本あたりの発熱量が高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より1～2桁程度低いことから、廃棄物収納本数を従来より増やした新たな輸送容器（TN*843型輸送容器）を現在設計中であるとしている。

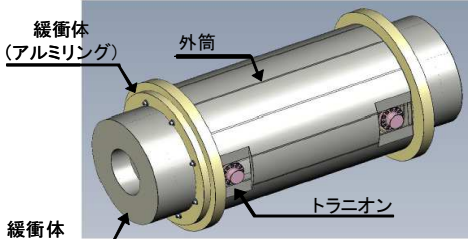
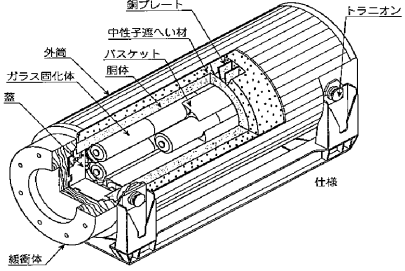
このため、新たな輸送容器を用いた返還低レベル廃棄物の輸送の安全性についても重要となることから、これらについても確認を行った。

1. 輸送容器の概要

輸送方法は、これまでの高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の輸送に準じ、安全性を確保し、陸上輸送、海上輸送を併用することとしている。

なお、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは既存のTN*28VT型輸送容器を、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設ではTN*843型輸送容器あるいはTN*28VT型輸送容器を使用する予定としている（表VII. 1. 1参照）。

表VII. 1. 1 輸送容器の仕様概要

	低レベル放射性廃棄物用 輸送容器（新設）：TN [®] 843	高レベル放射性廃棄物用 輸送容器（既存転用）：TN [®] 28VT													
概観図															
収納可能体数	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>36本収納用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CSD-C</td> <td>36本(12本×3段)</td> </tr> </tbody> </table>		36本収納用	CSD-C	36本(12本×3段)	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>28本収納用</th> <th>20本収納用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CSD-C</td> <td>20本(5本×4段)</td> <td>12~14本(3~4本×4段)</td> </tr> <tr> <td>CSD-B</td> <td>28本(7本×4段)</td> <td>20本(5本×4段)</td> </tr> </tbody> </table>		28本収納用	20本収納用	CSD-C	20本(5本×4段)	12~14本(3~4本×4段)	CSD-B	28本(7本×4段)	20本(5本×4段)
	36本収納用														
CSD-C	36本(12本×3段)														
	28本収納用	20本収納用													
CSD-C	20本(5本×4段)	12~14本(3~4本×4段)													
CSD-B	28本(7本×4段)	20本(5本×4段)													
外形寸法	約Φ3.0m×6.1m	約Φ2.4m×6.6m													
最大輸送物重量	約120トン（空容器約90トン）	約115トン（空容器約100トン）													
取扱予定施設	低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設	高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センター 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設													

2. 輸送物の安全設計

輸送物の安全設計においては、放射性物質の閉じ込め、しゃへい等、我が国の法令（事業所外運搬規則等）に規定される安全要件に適合することを基本としている。

なお、既存の TN*28VT 型輸送容器については、本来、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体輸送用に設計、製造されたものであり、それを返還低レベル廃棄物輸送にも使用する計画としている。返還低レベル廃棄物の寸法・外形は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同一であり、最大放射能濃度及び最大発熱量は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比べ 1~2 桁程度低いことから輸送容器の改造は不要であるものの、固型物収納体（CSD-C）の重量は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より約 300kg 重いことから、輸送時の収納本数を制限することとしている。

(1) 放射性物質の閉じ込め（密封性）

適切な閉じ込め設計を行い、一般及び特別の試験条件下（図Ⅶ. 2. 1 参照）で、容器の密封性を評価し、漏えい率が基準値以下に保たれることを確認することとしている。

(2) 放射線しゃへい

適切なしゃへい設計を実施し、輸送物表面及び表面から 1m の点での線量率が、一般及び特別の試験条件下においてそれぞれ基準値を超えないことを確認することとしている。

(3) 臨界防止

- ① 事故時（輸送物落下等）においても、輸送物が未臨界であることを基本としている。
- ② 核的制限値を超えないことを担保するため、落下衝撃（9m 落下）時の容器内部構造への影響を解析により確認することとしている。

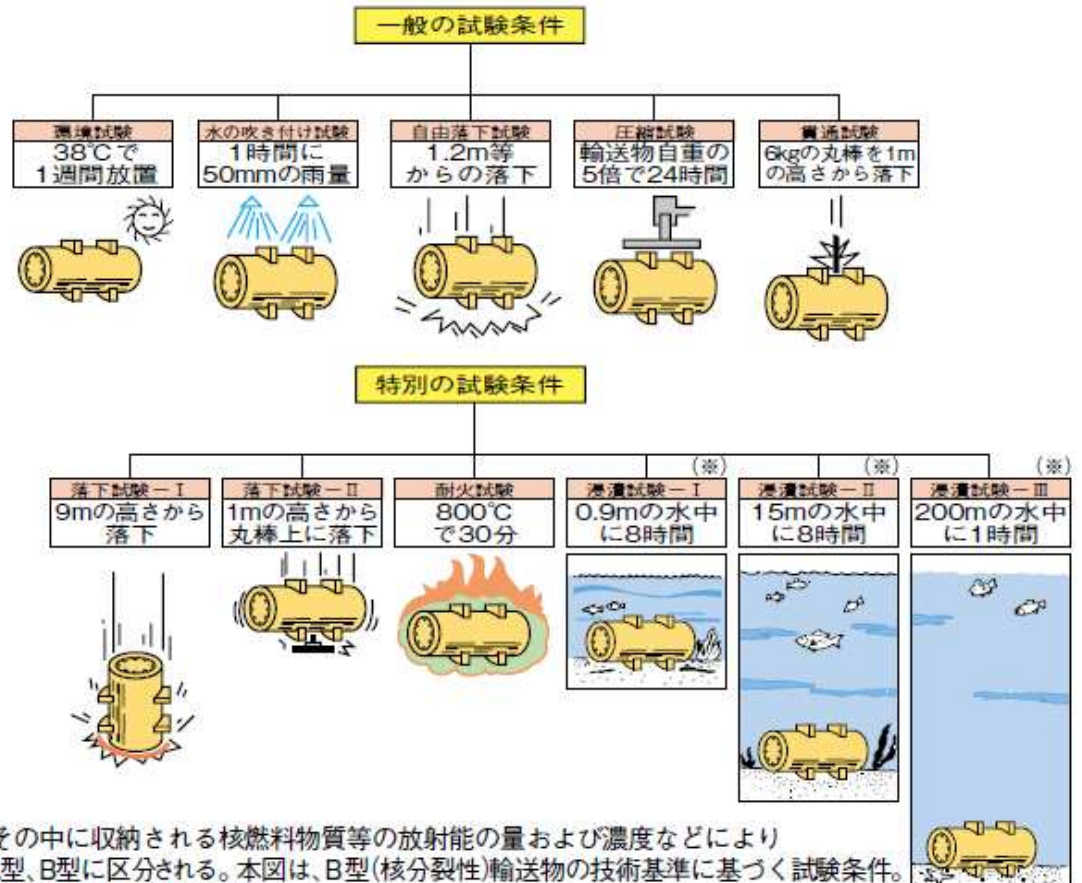
(4) 崩壊熱除去

返還低レベル廃棄物の崩壊熱を除去できるよう適切な設計を行い、輸送物表面における温度について熱解析により確認することとしている。

(5) 輸送時の安全性

船及び車両輸送時における適切な輸送物固縛設計を行い、固縛装置の構造健全性について構造解析により確認することとしている。

輸送容器の安全性



- (注) 輸送容器は、その中に収納される核燃料物質等の放射能の量および濃度などによりIP型、L型、A型、B型に区分される。本図は、B型(核分裂性)輸送物の技術基準に基づく試験条件。
- (※) 浸漬試験-I：核分裂輸送物
 浸漬試験-II：収納物の放射能量 $10^5 A_2$ 値以下
 浸漬試験-III：収納物の放射能量 $10^5 A_2$ 値以上

図VII. 2. 1 輸送物試験条件の例
 (出典：電気事業連合会ホームページ)

3. 輸送の安全対策

返還低レベル廃棄物の輸送では、以下の諸対策を講じ、輸送の安全確保を行うこととしている（図VII. 3. 1参照）。

(1) 輸送設備

① 輸送容器

詳細については、今後の設計で具体化することとしているが、放射性物質の閉じ込め、しゃへい等、我が国の法令に規定される安全要件に適合する容器を使用することとしている。

② 輸送船

返還低レベル廃棄物の海上輸送には、核燃料等運搬船の構造及び設備等に関する特別基準を満たした船を使用することとしている。

③ クレーン

むつ小川原港のクレーンを使用することとしている。

④ 輸送車両

返還低レベル廃棄物の輸送車両には、公道輸送可能なトレーラタイプの専用車両を使用し、むつ小川原港より専用道路を使用して搬入することとしている。

(2) 輸送方法

① 海上輸送

輸送船のむつ小川原港への入出港に当たっては、必要な安全対策を講じるとともに、港長の指導・助言の下、安全・確実に行うこととしている。

② 荷役

輸送物は、むつ小川原港のクレーンにより、輸送船から輸送車両に1個ずつ積載し、適切に固縛することとしている。

③ 陸上輸送

輸送中は、輸送隊列に警備車両等を配置し、輸送車両の進行状況等を確認し、安全かつ円滑な交通を確保することとしている。

④ 放射線管理

輸送船、輸送車両等には、放射線管理設備を設置しているほか、放射線管理者を乗船、乗車させ放射線管理に万全を期することとしている。

(3) 輸送従事者等への安全教育

各輸送従事者及び警備員に対し、事前に放射性物質等の安全輸送に関する十分な教育を実施することとしている。

(4) 輸送時の連絡体制

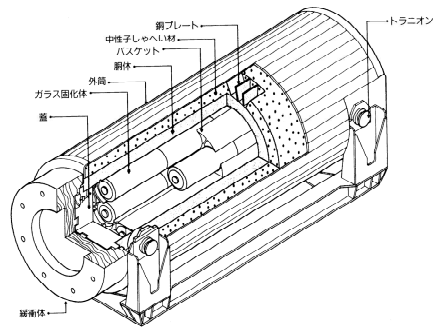
関係機関への連絡は、連絡体制に従い行うこととしている。

(5) 非常時の対応措置

万一の事故等非常時に備え、輸送従事者に事前に教育を行い、非常時の対応方法の徹底を図るとともに、非常時対応に必要な資機材を配備及び輸送中携行することとしている。



専用輸送船の一例



輸送容器の一例



むつ小川原港での荷揚げ作業



専用輸送車両(むつ小川原港→受入れ・貯蔵施設)

図VII. 3. 1 仏国・英国から六ヶ所村への輸送

VIII. 日本原燃（株）における防災管理等について

平成19年に発生した新潟県中越沖地震では、原子力施設における防災対策に対して様々な教訓を与えるものであった。

この教訓を踏まえ、周辺住民に不安感を与えないという観点を中心に、最近の知見に基づき、日本原燃（株）の防災管理体制、トラブル等発生時の情報提供・公表、モニタリング活動等について確認を行なった。

1. 日本原燃（株）の防災管理体制

(1) 防災管理体制

日本原燃（株）では、原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力災害の発生及び拡大を防止し、復旧を図るために必要な業務等を定めた「原子力事業者防災業務計画」を定めており、同計画に基づき、社長を本部長とする「原子力防災組織」の設営、社外関係機関への連絡に係る通信機材、放射線モニタリング活動の放射線測定設備等の防災資機材の整備などを行うことにより、災害発生時に迅速かつ適切な活動ができるよう、防災管理体制が整備されているとしている。

(2) 訓練及び準備

日本原燃（株）では、迅速な対応が可能となるよう、以下のような対応を講じているとしている。

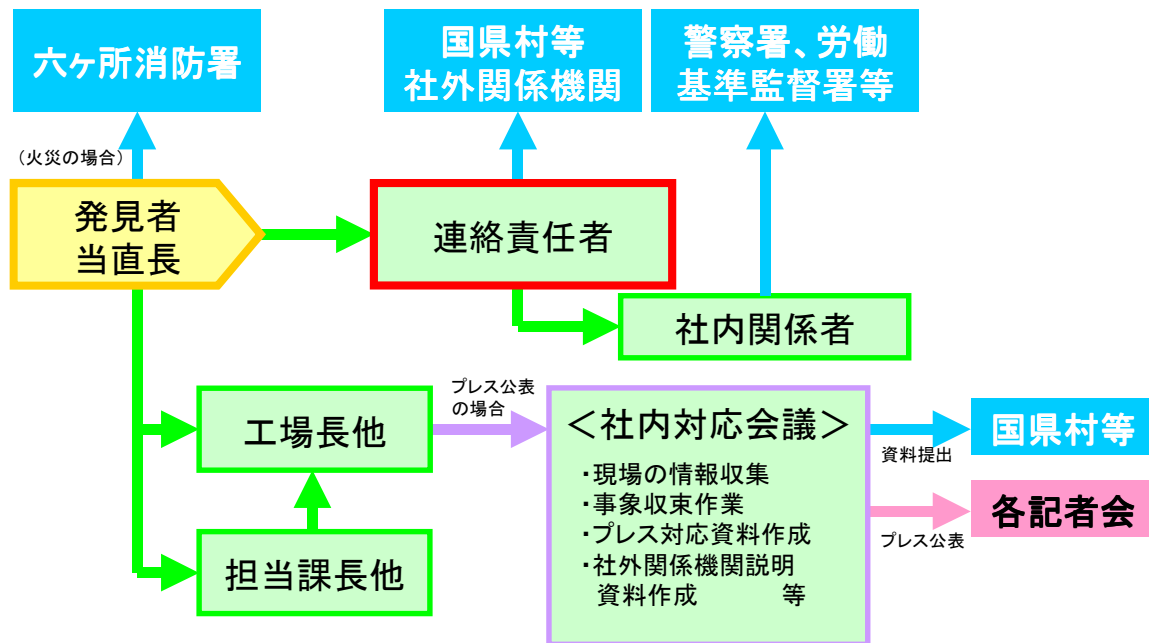
- ① 災害発生時に社内対応会議の対策活動が的確に実施できることを確認するため、1回/年以上対応訓練を実施。
- ② 火災時の初期消火活動が迅速かつ適切に実施できるよう、消火専門隊を有する自衛消防隊を組織し（24時間体制、事業所内に常駐）、地元消防機関との連携を強化。
- ③ 自衛消防隊組織の活動を適切に行えるよう、化学消防ポンプ車、資機材搬送車のほか、人身災害発生時に備えた緊急搬送車を配備。

(3) トラブル等発生時における情報提供・公表

トラブル等が発生した際における社外関係機関への連絡及び公表については、「トラブル等対応要領」を定め、同要領に基づき活動することにより、迅速かつ的確な活動ができる体制が整備されているとしている。

例えば、再処理事業所に「連絡責任者」が置かれ、宿直体制がしかれていることから、迅速かつ的確な社内外関係機関への連絡、社内対応会議の招集及び報道機関への迅速な情報提供ができるしくみが構築されている（図Ⅷ. 1. 1参照）。

また、災害時においても優先的に使用可能となる「緊急時電話回線」を整備し、的確な通信手段が確保されている。



図Ⅷ. 1. 1 日本原燃（株）の連絡・公表体制

2. 日本原燃（株）におけるモニタリング活動の例

(1) 地震発生時のモニタリング活動

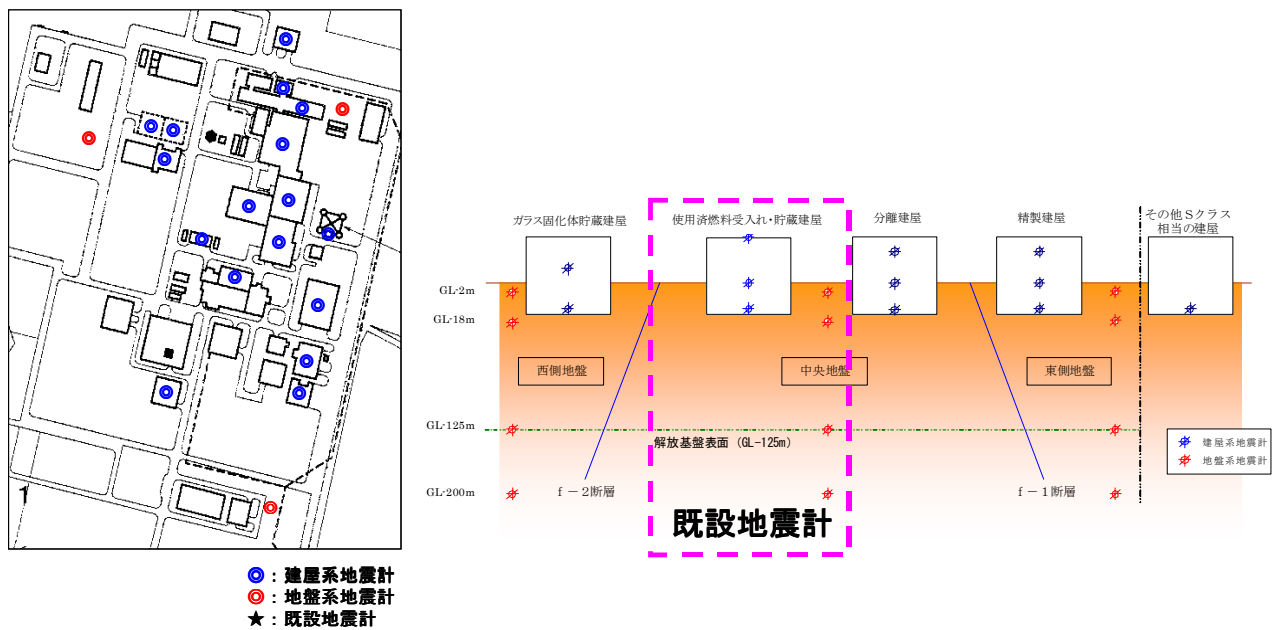
青森県内において震度4以上*の地震が発生した場合には、制御室において速やかに保安上重要な警報の発報の有無を確認するとしている。

また、六ヶ所村において震度4以上*を観測した場合には、現場点検を実施し、異常の有無を確認するとしている。

なお、再処理事業所では、放射線管理員も含め交代勤務としており、放射性物質の漏えい等の状況を正確に確認できる体制が構築されているとしている。

さらに、新潟県中越沖地震を踏まえ、平成 20 年 3 月から新設地震計の運用が開始されており、再処理事業所内の代表観測点における最大加速度値は、構内ネットワークを介して中央制御室、再処理事務所において表示され、迅速に確認できるよう対策が施されている（図Ⅷ. 2. 1 参照）。

※気象庁発表

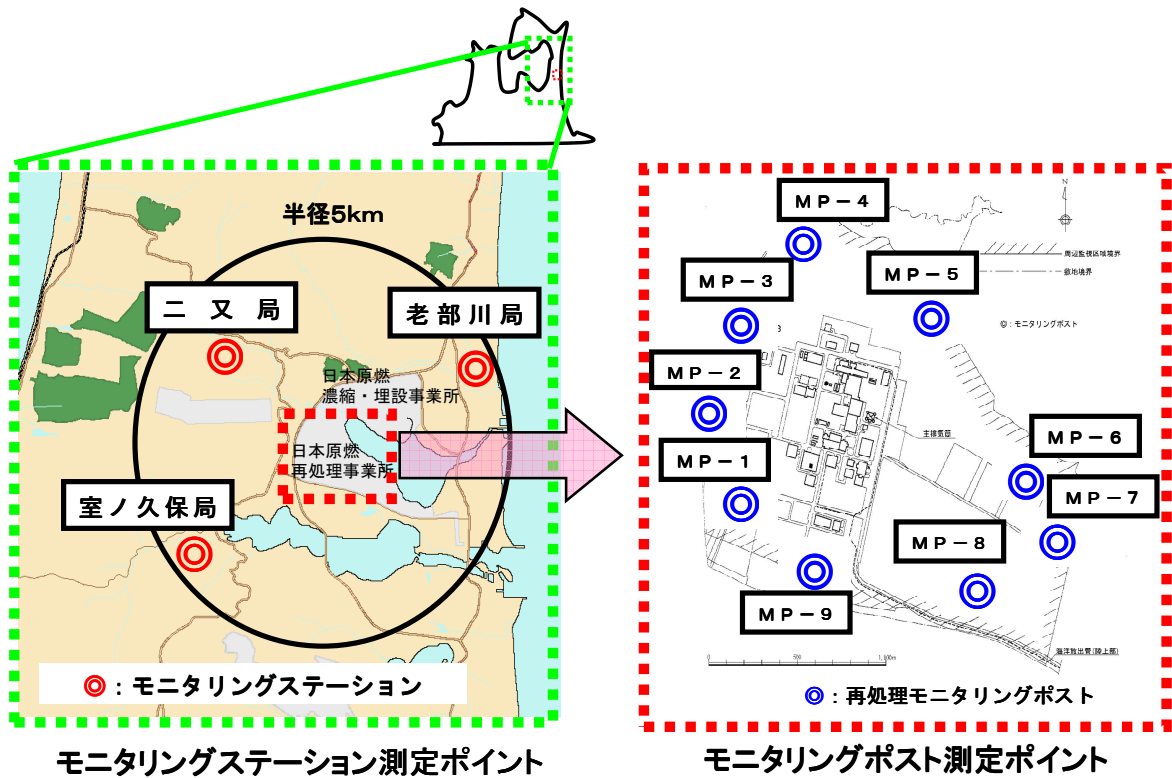


図Ⅷ. 2. 1 地震観測ポイント

(2) 放射線モニタリング活動

施設から放出される放射性物質の濃度は、換気筒に設置した排気モニタリング設備により、常時監視するとしている。

放出状況に異常が確認された場合又は原子力災害が発生した場合には、周辺監視区域境界付近に設置したモニタリングポスト（9 地点）による監視及びモニタリングカーによる測定を実施するとしている。なお、この他に、村内にはモニタリングステーション（3 地点）を設置し、村内の放射線状況を監視できるとしている（図Ⅷ. 2. 2 参照）。



図Ⅷ. 2. 2 放射線モニタリングポイント

3. 新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化

日本原燃（株）では、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震の教訓を踏まえ、以下のような体制の強化等の措置を講じたとしている。

- ① 社内対応会議の要員は、六ヶ所村において震度6弱以上の地震が発生した場合、招集されなくとも自主的に出社することをルール化。
- ② 緊急時復旧活動拠点となる、緊急時対策室の扉を耐震対応型に改修済。また、免震構造の新緊急時対策建屋を新設（建設中）（図Ⅷ. 2. 1 参照）。
- ③ 震災時のような路面状態が悪い不整地においても高い機動性を発揮できる小型消防車を導入（図Ⅷ. 2. 1 参照）。

- ④ 危険物貯蔵施設等へ消防車がアクセスする道路について、地盤調査結果をもとに、補強対策工事を実施。
- ⑤ モニタリングポストの耐震性向上工事を実施。
- ⑥ 緊急時の通信手段として、衛星電話を導入。



新緊急時対策建屋（仮称）
完成予想図



小型消防車

図Ⅷ. 3. 1 新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化策の例

IX. 総合評価

返還廃棄物の受入れに係る安全性について、電気事業連合会及び日本原燃(株)が示した安全確保等についての確認結果を、専門的知見を基に検討を行った。

1. 廃棄物の仕様等について

海外返還廃棄物の受入れに係る安全性の検討において大前提となる、貯蔵を前提とした廃棄物の安定性についての検討を行った。

(1) 海外返還廃棄物の仕様

電気事業者は、固型物収納体（以下「CSD-C」という）及び低レベル放射性廃棄物ガラス固化体（以下「CSD-B」という）の仕様について、廃棄物自体の安定性の観点から、評価を行っており、廃棄物の安定性については原子力安全委員会放射性廃棄物安全規制専門部会報告、「海外再処理に伴う返還廃棄物の安全性の考え方等について」（昭和62年8月原子力安全委員会決定、平成13年3月一部改訂）において、「安定な固化体であること」、「容器が十分な耐食性を有するものであること」が要求されていることから、固化ガラスの安定性（CSD-Bのみ）、耐放射線性、熱的安定性、容器の耐食性（内面、外面）、閉じ込め性、の項目を選定し、それぞれについて評価を行ったところ、廃棄物自体が安定性を有していると評価している。

また、返還低レベル放射性廃棄物の安全性については、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会でも確認が行われている。

(2) 六ヶ所再処理工場から発生するハル等圧縮体の仕様

日本原燃(株)が、ハル等圧縮体自体の安定性が確保できるよう、耐放射線性、熱的安定性、容器の耐食性（内面、外面）、閉じ込め性といった必要な管理項目を明確にし、それぞれに定められた基準等に沿って的確な管理を行うとしている。

(3) 低レベル放射性廃棄物の貯蔵期間

返還低レベル放射性廃棄物及びハル等圧縮体は、技術的には、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体のような30～50年にわたる冷却期間を設定する必要はないとされている。地

層処分相当の低レベル放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と併置処分することにより、「併置処分の実現により処分場の低減、処分施設の手続きや一部施設の共有化による合理化等の経済性の向上が見込まれる」（「原子力立国計画」平成18年）とされていることから、電気事業者は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と併せて、返還低レベル廃棄物及びハル等圧縮体を最終処分場へ搬出することとし、それまでの間適切に貯蔵したいとしている。

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画」（平成20年3月閣議決定）では、特定放射性廃棄物の最終処分は、平成40年代後半を目途として開始するとしており、電気事業者は、最終処分に係るスケジュールを踏まえ、廃棄物が貯蔵中において十分な安定性を有していることを評価している。

(4) 廃棄物に係る品質保証について

仏国からの返還低レベル廃棄物(CSD-C及びCSD-B)については、電気事業者とAREVA NC社との間で仕様を定め、AREVA NC社の品質保証体系の中で製造が実施されており、電気事業者は、仕様の範囲内で製造されていることを、第三者機関ビューロ・ベリタス(BV)社に監査を委託して確認する。日本への返還に際しては、製造品質記録を電気事業者が確認することとしている。これら品質保証体系に従って、日本の電気事業者は、仏国AREVA NC社の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体を1,310本返還した実績がある。

英国における高レベル放射性廃棄物ガラス固化体については、第三者機関としてロイドレジスタ(LR)社がBV社と同様の活動を実施しており、品質保証体系については仏国と同様である。

また、返還低レベル廃棄物に係る品質保証については、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会廃棄物安全小委員会でも確認が行われている。

日本原燃(株)では、施設の設計、工事、運転及び保守の各段階において、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111)」に基づき、品質保証計画を定め、品質保証計画書として文書化するとともに、品質マネジメントシステムの確立、実施、維持及びその有効性の継続的な改善を推進している。

六ヶ所再処理工場で製造するハル等圧縮体については、廃棄物製造施設での品質管理、検査等により、必要な条件を満たすことの確認を行うこととし、再処理事業変更

許可申請書及び再処理工場に関する設計及び工事の方法の変更認可申請に必要な記載を行い、再処理事業所再処理施設保安規定またはその下部規定等に定めることを計画している。

以上のことから、海外返還廃棄物、六ヶ所再処理工場で製造するハル等圧縮体のいずれについても、その安定性についての電気事業者の評価や管理に係る考え方、また製造にあたっての品質保証体系は、いずれも専門的知見、国内外の経験等に照らして妥当であり、貯蔵期間を踏まえても、廃棄物の安定性は確保されるものと考えられる。

2. 低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の安全性について

低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設について日本原燃（株）は、施設の安全性を確保するため、原子力安全委員会の「核燃料施設安全審査基本指針」及び「再処理施設安全審査指針」等の各種指針類に基づき設計するとしており、その具体的な安全対策を以下のように確認した。

(1) 施設の安全性

① 放射線しゃへい対策

貯蔵区域や検査室などを厚い壁で覆うことにより、放射線業務従事者等が受ける線量が、法令に定める線量限度を超えないようにするとともに、本施設からの平常時の直接線及びスカイシャイン線による一般公衆の受ける実効線量が法令に定められた実効線量限度（年間 1mSv）を十分に下回るよう設計するとしている。

② 放射性物質の閉じ込め機能

本施設では閉じ込め性の確認がなされた廃棄物を受入れ・貯蔵するとしているが、念のため、施設内が負圧となる設計としている。なお、万一、容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のある放射性核種を踏まえたモニタリング設備を設置するとしている。

③ 火災・爆発防止対策

消防法及び建築基準法を満足する火災・爆発防止対策を行うとしている。なお、受け入れる返還低レベル廃棄物のうち、CSD-C については少量の残留水分及び有機物が含まれるが、事業者は、放射線分解により発生する容器内部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度 4%を超えないことを確認するとしている。

また、ハル等圧縮体についても、容器内部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度 4%を超えないよう製造・管理を行うとしている。

④ 耐震性

本施設は、原子力安全委員会が平成 18 年 9 月に改訂した「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を満足するよう、十分な耐震性を持たせるとしている。

また、本施設の設計においては、平成 20 年 9 月 4 日に経済産業省原子力安全・保安院より発出された「新潟県中越沖地震を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項について」を踏まえた対応を行うこととしている。

新設する建物の構造は、鉄筋コンクリート造（一部、鉄骨造および鋼板コンクリート造）とし、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは別棟であった貯蔵エリアと受入エリアの 2 つの機能を一つの建屋に収納して平面形状を大きく正方形に近い形とし、耐震安定性を確保するとしている。

⑤ 冷却

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの設計・建設実績、運転・保守性などの観点から、合理的な貯蔵方式として間接自然空冷貯蔵方式を採用し、CSD-C 及びハル等圧縮体についてはジルカロイ発火点、CSD-B についてはガラスの最低結晶化温度に対し、十分な余裕を確保できるとしている。

また、貯蔵区域を構成する天井及び側壁のコンクリートの健全性を確保するよう、適切に除熱できるとしている。

⑥ 飛来物対策

立地地点周辺の社会環境等に配慮して飛来物対策を行うこととし、廃棄物を取り扱う区域の外壁及び屋根により防護することにより、航空機に対して貫通が防止で

き、かつ、航空機による衝撃荷重に対して健全性を確保できるように設計している。

⑦ その他の安全対策

本施設の低レベル放射性廃棄物を取り扱うクレーン等には、ワイヤーの二重化などの落下防止策を施すとともに、吊り上げ高さを、落下試験により廃棄物の健全性の維持が確認されている高さである9m以内にすることとしている。また、仮に、低レベル放射性廃棄物の落下による容器の損傷を想定した場合においても、一般公衆に過度の被ばくを与えることはないとしている。

⑧ その他の高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターとの相違点

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは、建屋東側に換気筒を設置しているのに対し、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設では、建屋屋根（屋上）に換気筒を設置している。両施設とも換気口の放出濃度は、法令に定められた周辺監視区域外の空気中の放射性物質の濃度限度を下回るよう設計している。

(2) 線量評価

本施設では閉じ込め性の確認がなされた廃棄物を受入れ・貯蔵するとしており、低レベル放射性廃棄物自体を発生源とする気体廃棄物の発生はないとし、気体廃棄物の放出に係る一般公衆の線量は無視できるとしている。

また、本施設からの直接線及びスカイシャイン線による周辺監視区域外の実効線量についても、法令に定める線量限度（年間1mSv）を大きく下回り年間10 μ Sv以下であるとしている。

(3) 要員の確保・育成

日本原燃（株）は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の受入れ・貯蔵の実績を有しており、必要な要員が確保・育成されているとしている。これらに加え、必要に応じて低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設に必要な要員を、計画的に確保するとともに、実務経験等を通じ、知識の習得・向上を図ることができるとしている。

(4) 品質保証活動

日本原燃（株）では、過去の経験から、品質保証体制の改善・強化を実施しているとしており、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の設計、建設、運転、保守等についても、同様の品質保証体制を実施できるとしている。

以上のことから、低レベル廃棄物受入れ・貯蔵施設の安全対策は、専門的知見、国内外の経験等に照らして妥当であり、また一般公衆が受ける線量は十分低く抑えられ、安全性は確保されるものと考えられる。要員の確保・育成及び品質保証活動についても、適切に実施することは可能と考えられる。

3. 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物貯蔵に係る安全性について

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターに返還低レベル廃棄物を受け入れ、貯蔵する計画について、安全確保に対する基本的考え方及び安全対策について検討を行った。

(1) 高レベル放射性廃棄物との仕様の違いと安全性の考え方

返還低レベル廃棄物は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターで取扱・貯蔵されている高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比べて寸法・外形は同一であり、最大放射能濃度及び最大発熱量は1～2桁程度低いとしている。CSD-Cについては、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に比して重いものの、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの多くの機器の設計条件は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の重量に対し余裕があり、CSD-Cの重量も包含することから、安全な取扱・貯蔵が可能であるとしている。その具体的な安全対策を以下のように確認をした。

① 放射線しゃへい対策

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの貯蔵ピットに最大管理能力である2,880本の高レベル放射性廃棄物ガラス固化体が収納され、かつ輸送容器一時保管区域に高レベル放射性廃棄物ガラス固化体を収納した輸送容器22基(想定される最大取扱基数)を保管した場合を前提に、既に直接線及びスカイシャイン線による周

辺監視区域外の線量は年間約 $8\mu\text{Sv}$ と評価されているが、返還低レベル廃棄物の放射能濃度は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体よりも1~2桁程度低く、核種組成を考慮しても、施設のしゃへい設計に影響を与えるものではないとしている。

② 放射性物質の閉じ込め機能

返還低レベル廃棄物については閉じ込め性の確認がなされた廃棄物を受入れ・貯蔵するとしているが、もともと高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターには建屋換気設備が設置されており、施設内は負圧となっている。なお、万一、容器の閉じ込め性が喪失した場合に放出される可能性のある核種を踏まえたモニタリング設備を設置するとしており、従来のセシウム、ルテニウムに加えて、CSD-C から放出される可能性があるクリプトン、トリチウム等を測定できるようにするとしている。

③ 火災・爆発防止対策

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは、消防法及び建築基準法を満足する火災・爆発防止対策を施しているとしている。なお、受け入れる返還低レベル廃棄物のうち、CSD-C については少量の残留水分及び有機物が含まれるが、事業者は、放射線分解により発生する容器内部の水素濃度が空気中における燃焼下限濃度 4% を超えないことを確認している。

④ 耐震性

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターの多くの機器の設計条件は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の重量に対して余裕があり、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比較して約300kg 重いCSD-C の重量も包含するとしている。貯蔵設備（収納管）については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体9本貯蔵時と重量が同等となるように収納管1本あたりに貯蔵する本数を制限することで、耐震上安全な取扱・貯蔵が可能であるとしている。

なお、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターは、原子力安全・保安院の指示により耐震バックチェックを実施し、平成18年9月に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に適合していることを確認しているとしている。

⑤ 冷却

返還低レベル廃棄物は、最大発熱量が高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より 1～2 桁程度低いと見られるため、現状の除熱設計に影響を与えるものではないとしている。また、ジルカロイ発火点、ガラスの最低結晶化温度に対し十分安全性を確保しているとしている。

⑥ 飛来物対策

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて受け入れる輸送容器（TN[®]28VT 型輸送容器）は、防護機能を有しており、また、高レベル放射性廃棄物管理センターの貯蔵区域は、貯蔵区域の天井スラブで防護する設計としている。

なお、返還低レベル廃棄物の輸送用に新設する輸送容器（TN[®]843 型輸送容器）は、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターでは使用しないとしている。

(2) 高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける機能追加の概要

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターに返還低レベル廃棄物を受け入れるにあたり、(1) 受入検査・測定装置における測定レンジの変更、測定対象核種の追加などの機能追加（日本で検査・測定を行う場合）、(2) 放出管理設備の追加（新たにクリプトン、トリチウム等を測定する）、(3) ソフトウェアの機能追加等（高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に加え、返還低レベル廃棄物のハンドリングを可能に）を行うとしている。

また、同センターにおいて、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体に加え、CSD-C 及び CSD-B を取り扱うこととなるため、制御設備（計算機）上の管理等において、廃棄物の取り違えを防止する対策を講じるとしている。

(3) 施設の安全性への影響

高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおいて返還低レベル廃棄物を一時貯蔵するにあたっては、既に一時貯蔵を行っている高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と返還低レベル廃棄物の仕様の比較をもとに、必要な機能追加等を施すとし、仏国から返還される低レベル廃棄物を高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにて受け入れ、最終的な処分に向けて搬出されるまでの期間、適切に一時貯蔵することが可能であると

している。

以上のことから、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と返還低レベル廃棄物の仕様の違いを踏まえれば、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物の一時貯蔵に係る安全性に関する対応は、専門的知見、国内外の経験等に照らして妥当であると考えられる。

4. 英国からの廃棄物交換による返還に係る妥当性について

英国からの廃棄物の交換による返還については、累積影響度指数（ITP）が交換比率の指標として英国から提案された。ITP の交換指標としての妥当性については、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会及びその下の放射性廃棄物小委員会において議論が行われ、「一定の合理性を有しており、放射線による影響が等価であることを確認するための契約上の指標として適当であると認められる」とされている。

交換により返還される廃棄物の処分については、平成19年3月に「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」（以下「最終処分法」という）の改正が行われ、原子力発電環境整備機構による最終処分の対象に追加されている。

最終処分法及び同施行規則において、代替取得により取得するものについては、ITPにより計算した影響度が「代替取得の対象となった被汚染物」の「環境への影響の程度に比して大きくない」と規定されており、ITPを指標とした適正な交換がなされるべきことが法令要求事項となっている。

以上のことから、交換指標についてはその妥当性が確認されているとともに、当該指標に基づき適正な交換が行われるよう制度が整備されていること、また、国内における最終処分の対象とされていることから、廃棄物の交換による返還に係る妥当性については問題がないと考えられる。

5. 返還低レベル廃棄物輸送時の安全性について

廃棄物の輸送安全対策について、以下の検討を行った。

(1) 輸送容器の概要

返還低レベル廃棄物の輸送にあたっては、低レベル放射性廃棄物輸送容器（新設）

と高レベル放射性廃棄物輸送容器（既存転用）を使用する予定としている。

(2) 輸送物の安全設計

輸送物の安全設計においては、放射性物質の閉じ込め、しゃへい等、事業所外運搬規則等に規定される安全要件に適合することを基本としている。

臨界防止については、輸送物落下等の事故時においても、輸送物が未臨界であることを基本とし、落下衝撃（9m落下）時の容器内部構造への影響を解析により確認している。

また、輸送時の安全性を担保するため、船及び車両輸送時における適切な輸送物固縛設計を行い、固縛装置の健全性について構造解析により確認することとしている。

なお、既存の TN²⁸VT 型輸送容器については、本来、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体輸送用に設計、製造されたものであり、それを返還低レベル廃棄物輸送にも使用する計画としている。返還低レベル廃棄物の寸法・外形は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と同一であり、最大放射能濃度及び最大発熱量は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体と比べ 1～2 桁程度低いことから輸送容器の改造は不要であるものの、CSD-C の重量は高レベル放射性廃棄物ガラス固化体より約 300kg 重いことから、輸送時の収納本数を制限している。

(3) 輸送の安全対策

輸送にあたっては、陸上輸送と海上輸送を併用し、海上輸送にあたっては、むつ小川原港入港時に必要な安全対策を確実に実施することとしている。陸上輸送にあたっては、公道輸送可能なトレーラタイプの専用車両を使用するとともに、隊列に警備車両等を配置するなど、安全かつ円滑な交通を確保することとしている。また、各輸送従事者及び警備員に、十分な教育を実施することとしている。

以上のことから、返還低レベル廃棄物輸送時の安全性については、これまでの高レベル放射性廃棄物ガラス固化体の輸送の経験を踏まえ、適切に実施することが可能であると判断される。

6. 日本原燃(株)における防災管理等について

平成19年に発生した新潟県中越沖地震による、原子力施設における防災対策に対する様々な教訓を踏まえ、周辺住民に不安感を与えないという観点を中心に、最近の知見に基づき、日本原燃(株)の防災管理体制、トラブル等発生時の情報提供・公表、モニタリング活動等について確認した。

(1) 日本原燃(株)の管理体制

日本原燃(株)では、原子力災害対策特別措置法に基づき、「原子力事業者防災業務計画」を定めており、同計画に基づき迅速かつ適切な活動ができるよう、防災管理体制が整備されているとしている。また、災害発生時に迅速な対応が可能となるよう、年1回以上の対応訓練を実施するとともに、消火専門隊を有する自衛消防隊を組織し、その適切な活動に資するため、化学消防ポンプ車、資機材搬送車や人身災害発生時に備えた緊急搬送車を配備しているとしている。

トラブル等が発生した際における社外関係機関への連絡や公表に向け、「トラブル等対応要領」に基づき、迅速かつ的確な活動ができる体制が整備されているとしている。

(2) 日本原燃(株)におけるモニタリング活動の例

青森県内において震度4以上の地震が発生した場合には、速やかに制御室において保安上重要な警報の発報の有無を確認するとともに、六ヶ所村において震度4以上を観測した場合には、現場点検を実施し、異常の有無を確認している。

さらに、新潟県中越沖地震を踏まえ、平成20年3月から新設地震計の運用が開始されており、再処理事業所内における最大加速度値は、構内ネットワークを介して中央制御室、再処理事務所において確認できるように対策が施されている。

また、施設から放出される放射性物質の濃度は、換気筒に設置した排気モニタリング設備により、常時監視するとともに、異常が確認された場合や原子力災害が発生した場合には、周辺監視区域境界に設置したモニタリングポストによる監視及びモニタリングカーによる測定を実施している。

(3) 新潟県中越沖地震の教訓を踏まえた体制の強化

日本原燃(株)では、新潟県中越沖地震の教訓を踏まえ、①社内対応会議の要員は、六ヶ所村において震度6弱以上の地震が発生した場合、招集されなくとも自主的に出

社、②緊急時対策室の扉を耐震対応型に改修済みであり、免震構造の新緊急時対策建屋を建設中、③路面状態が悪い不整地においても高い機動性を発揮できる小型消防車の導入、④地盤調査結果をもとに、危険物貯蔵施設等へ消防車がアクセスする道路の補強対策工事を実施、⑤モニタリングポストの耐震性向上工事を実施、⑥緊急時通信手段として衛星電話を導入、といった各種の体制強化等の措置を講じたとしている。

以上のことから、日本原燃（株）において実施されている新潟県中越沖地震を踏まえた最新の知見に基づく対応は適切に行われており、災害発生時においても迅速かつ適切な対応を行うことが可能であると考えられる。

7. 今後の留意点

本検討会は、海外返還廃棄物の受入れについて、電気事業者及び日本原燃（株）における安全確保のため基本的考え方及び主要な安全対策が、専門的知見や国内外の経験等に照らして妥当であり、実施可能であるかどうかを県民の目線に立って検討を行ったものである。

高レベル放射性廃棄物ガラス固化体は、仏国及び英国より既に合計 1,338 本の輸送実績があり、また、これまでその貯蔵に関しても、安全に行われてきた。今回新たに返還される低レベル放射性廃棄物（CSD-C、CSD-B）は、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体よりも 1～2 桁程度低い放射能濃度であるが、事業者は、これに油断することなく、安全対策等、慎重に対応していくことが必要である。

また、高レベル放射性廃棄物貯蔵管理センターにおける返還低レベル廃棄物の一時貯蔵については、高レベル放射性廃棄物ガラス固化体とともに、外観の似ている低レベル放射性廃棄物が貯蔵されることになるので、取り違えを起ささないよう、しっかりと確認し管理していくことが必要である。

海外返還廃棄物の品質については、海外の事業者により製造が行われ、日本の事業者が直接その状況を確認することが出来ないことから、廃棄物の品質保証にあたっては製造を行う海外再処理事業者、監査を行う第三者機関及び日本の電気事業者の、三者間の密なコミュニケーションを継続することなどにより、品質保証体系の質的水準の維持・向上に努めるとともに、その結果を十分に説明することが肝要である。

コールドクルーシブルメルターにより製造される CSD-B は、性能保証値の範囲に管理

されることにより安定性と安全性は確保されると思われるが、なお、技術の進歩に当って最新の知見を反映することも必要である。

地震発生時の時系列に沿った対応体制の確立は極めて大切であり、その際、地震観測データを含めて、放射能の放出の有無など、種々のモニタリング情報を有効に活用する必要がある。例えば、施設の異常の有無（現場点検）や、その結果を踏まえた迅速な報道対応を行うことが必要である。また、原子力関連施設の耐震設計では、適切な安全余裕の確保がなされていることを踏まえ、地震時の対応体制も地震の大きさに応じた多段階の体制、住民の理解が肝要である。

8. まとめ

以上、述べたとおり、計画されている海外返還廃棄物の受入れに係る安全確保の基本的考え方は、専門的知見、国内外の経験等に照らして妥当であり、安全評価、閉じ込めの機能、放射線監視等の安全審査指針等の基本的考え方に沿うとともに、平成 18 年 9 月に改訂された「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を満足するよう、十分な耐震性を持たせるとしていることから、安全性は確保されるものと考えられる。

また、計画されている主要な安全対策は、我が国や諸外国の技術基準、実績、技術開発状況等に鑑みて、技術的に十分実施可能であると考えられる。

廃棄物の交換による返還に関しては、累積影響度指数（ITP）という指標を用いて交換を行うことには一定の合理性があり、国内における最終処分の対象とされていることをはじめとして、必要な諸制度が整備されていることから、返還に係る妥当性については問題がないと考えられる。

以上、本検討会としては、海外返還廃棄物の受入れに係る安全性は確保できるものと考えているが、電気事業者及び日本原燃（株）においては、今後とも安全対策等、慎重に対応するとともに、品質保証体系の質的水準の維持・向上に努めるなど、より一層安全確保に向けて万全の体制で取り組み、県民の安全・安心の視点に立って不断の努力を続けるよう望むものである。

海外返還廃棄物の受入れに係る安全性チェック検討会構成及び検討経過

1 構成

(主査)	山村 修	青森県原子力施設に関する技術顧問
	高橋 邦明	独立行政法人日本原子力研究開発機構バックエンド推進部門 ユニット長
	田辺 博三	公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター技術参事
	藤田 智成	財団法人電力中央研究所原子力技術研究所上席研究員
	源栄 正人	東北大学大学院教授工学研究科・災害制御研究センター長

2 検討経過

平成22年3月30日(火)	第1回検討会開催(於・東京)
4月15日(木)	第2回検討会開催(於・六ヶ所) 現地調査(むつ小川原港、日本原燃(株)再処理事業所)
5月31日(月)	第3回検討会開催(於・青森)
6月29日(火)	第4回検討会開催(於・青森)

参考資料

用語集

ア行	-----	90
カ行	-----	92
サ行	-----	96
タ行	-----	100
ナ行	-----	102
ハ行	-----	103
マ行	-----	105
ヤ行	-----	106
ラ行	-----	106

【ア行】

アクチノイド元素

元素の周期表上、原子番号89のアクチニウム Ac から原子番号103 ローレンシウム Lr まで15元素をアクチノイドと総称し、アクチニウム自体を除く14元素をアクチノイド元素という。化学的・物理的特性が似ている。ウランやプルトニウムも含み、ウランより原子番号の大きいネプツニウム以降の元素を超ウラン元素ともいう。

α 線（アルファ線）

原子核がアルファ崩壊を起こしたときに放出される放射線のこと。ヘリウムの原子核である中性子と陽子が各2個ずつからなる。

α 崩壊（アルファ崩壊）

原子核の放射崩壊の一つ。ある原子核がヘリウムの原子核（中性子2個と陽子2個）を放出し崩壊する現象のこと。

アメリシウム

元素記号 Am、原子番号 95、超ウラン元素の一つ。質量数 243、半減期 8.0×10^3 年の α 崩壊をする核種のほか、9種の放射性核種が知られている。(出典：理化学辞典)

安全審査

原子炉施設又は核燃料施設を設置、運転する場合には、施設の設計、建設及び運転の各段階で、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の関係法令に基づく審査や検査などを受けなければならない。安全審査とは、原子力施設の設置あるいは変更を行おうとする場合に、原子力事業者が法の定める主務大臣によって施設や設備の基本設計など安全性に関わる審査（行政庁審査、あるいは一次審査）を受け、その結果についてさらに原子力委員会及び原子力安全委員会による審査（二次審査）を受けて、原子力施設設置あるいは変更の許可を得るまでをいう。

イオウ

元素記号 S、原子番号 16、原子量 32.064、周期表中第VI族、酸素族に属する元素。天然には遊離した状態で自然イオウとして産する。(出典：理化学辞典)

一般及び特別の試験条件

一般の試験条件とは、平常時の輸送条件に耐えうる能力を実証する試験となっており、水の吹きつけ試験、落下試験（0.3 m高さからの落下）、圧縮試験、貫通試験、環境試験がある。

特別の試験条件とは、輸送中の事故時の条件に耐えうる能力を立証する試験となっており、落下試験（9 m高さからの落下、1 m高さからの棒上落下）、対火試験（800℃、30分）、浸漬試験（15 m水深8時間、200 m水深1時間）、環境試験がある。

受入検査

廃棄物を受入れ・貯蔵施設に受入れる際、廃棄物の性状が、受入れ・貯蔵施設において管理できる性状であることを確認する検査のこと。

渦電流

金属板（アルミニウムなど）を強い磁界内で動かしたり、金属板の近傍の磁界を急激に変化させた際に、電磁誘導効果により金属内で生じる渦状の電流のこと。

ウラン廃棄物

ウラン濃縮工場や原子燃料加工工場等、原子燃料サイクルのうちウランを取り扱う施設の操業等に伴って、ウラン核種を含む低レベルの放射性廃棄物が発生する。こうした原子燃料サイクル関連のウランを取り扱う施設等から発生するウラン核種を含む固体状の廃棄物をウラン廃棄物と呼んでいる。（出典：原子力環境整備機構のホームページ）

FP

核分裂生成物（Fission Products）のこと。（核分裂生成物の項を参照のこと）

塩粒子

塩化ナトリウム、塩化マグネシウムなどの海洋又は塩湖の海水に由来する塩分から成る粒子のこと。

応答加速度

応答スペクトルの縦軸の応答加速度とは、ある固有周期、減衰定数を持つ1質点・1自由度系のモデルがある地震動にさらされたときの揺れ（加速度）の最大応答値を表す。

応答スペクトル

ある地震動によって様々な周期の建物等が最大でどの程度揺れるかを図示したものをいう。横軸に建物等の固有周期，縦軸に最大応答値（速度，加速度等）を取り，地震動の周波数特性を表す。

【力行】

海外再処理事業者

再処理を行う海外の事業者のこと。AREVA NC 社（仏国）と Sellafield Ltd 社（英国）がある。

核種毎の年間 1mSv に相当する経口摂取限度

経口によって摂取され，体内に取り込まれた後に複数の組織・臓器に分布している放射性核種から放出される放射線により，体内の組織及び臓器が1年間に受ける実質的な線量が 1 mSv(一般公衆の1年間の線量限度)に相当する放射性核種ごとの量をいう。

核的制限値

臨界を防止するために、核分裂性物質の量などを制限する値であり、具体的には容器等の形状寸法、質量、濃度等について定めているもの。

核燃料施設安全審査基本指針

核燃料施設に共通した安全審査の基本的考え方を原子力安全委員会がとりまとめたもの。(出典：核燃料施設安全審査基本指針「まえがき」より引用、一部修文)

核分裂生成物

核分裂によって生じた核種及びそれらからの一連の放射性崩壊により生じる核種の総称。(出典：図解 原子力用語辞典 原子力用語研究会編)

核燃料等運搬船の構造及び設備等に関する特別基準

使用済燃料等の運搬船の基準は、「船舶による危険物の運送基準等を定める告示」に定めており、二重船殻構造、耐座礁構造、衝突防護構造、船の動揺に対する固縛設備等の構造や設備を設けるように定めている。

核燃料物質

原子炉の中で核分裂反応を起こし得る核分裂性核種を核燃料物質という。ウラン²³³、ウラン²³⁵、プルトニウム²³⁹、プルトニウム²⁴¹などである。しかし、ウラン²³⁸、トリウム²³²のようにそれ自体は直接核分裂を起こさないが、1個の中性子を吸収して、プルトニウム²³⁹、ウラン²³³となるものは、核分裂性核種に含めている。

か焼

使用済核燃料の再処理に伴い発生する放射性廃液をガラスと共に熔融する前に、廃液を乾燥、脱硝する工程のこと。

ガス炉

冷却材として気体(炭酸ガスなど)を使用する原子炉のこと。国内の例としては東海発電所がある(平成22年6月時点で廃止措置中)。

ガラス固化体

放射性廃液をか焼し、得られたか焼体と固化材料であるガラスを混合して高温に加熱し、熔融物を容器に流し込んで固型化した廃棄体のこと。

ガラスフリット

粉末状のガラスのこと。ガラス固化体を製造する工程で核分裂生成物などと混合される。

ガルバニック腐食

異種金属が接触し、それらの電位差による電気化学的反応で生じる腐食のこと。

基準地震動 (Ss)

原子力施設の耐震設計において基準とする地震動。

施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動をいう。(出典：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針より引用、一部修文)

希土類

スカンジウム、イットリウム、ランタノイド元素のことで、周期表で第3族のうち、第4周期から第6周期までの元素の総称。

危険物貯蔵施設

法令に定められた危険物を貯蔵し、又は取り扱う施設のこと。(出典：危険物の規制に関する政令より引用、一部修文)

キュリウム

元素記号 Cm、原子番号 96、超ウラン元素の一つ。質量数 247、半減期 1.64×10^7 年の α 崩壊をする核種のほか、12 種類の放射性核種が知られている。(出典：理化学辞典)

クリプトン

元素記号 Kr、原子番号 36、原子量 83.80、希ガス元素の一つ。無色、無臭の気体。大気中に 1.1×10^{-4} 容量%存在する。(出典：理化学辞典)

クロム

元素記号 Cr、原子番号 24、原子量 51.996。常温で極めて安定、空気または水に侵されない。強熱すればハロゲン、イオウ、窒素、炭素、ケイ素、ホウ素などと直接反応する。(出典：理化学辞典)

軽水炉

普通の水を、原子炉内において核分裂後に放出される中性子の速度を下げるための材料として使用している原子炉のこと。現在国内で稼働中の全ての商業用原子炉はいずれも軽水炉である。一方、重水（重水素を含む水分子）を使用している原子炉は重水炉という。

ケイ素

元素記号 Si、原子番号 14、原子量 28.0855、シリコンとも呼ぶ。周期表中第IV族に属する非金属元素。天然に遊離状態では産出しないが、酸化物、ケイ酸塩として岩石中に多く産し、地殻中の主要成分で酸素に次いで多量に存在する。(出典：理化学辞典)

原子燃料サイクル

天然に存在するウラン、トリウム資源が採掘、精錬、転換、濃縮、加工されて原子燃料として原子炉で使用され、さらに原子炉から取り出された後、再処理、再加工され再び原子炉で使用され、残りが廃棄物として処理処分されるまでの一連の循環をいう。

原子力発電環境整備機構（NUMO）

高レベル放射性廃棄物（ガラス固化体）等の処分施設建設地の調査・選定から建設・操業・閉鎖等に至るまでの地層処分事業に取り組むために設立された組織。（出典：原子力環境整備機構のホームページ）

原子力災害対策特別措置法

原子力災害の特殊性にかんがみ、原子力災害に対する対策の強化を図り、もって原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的として制定された法律。（出典：原子力災害対策特別措置法）

原子力事業者防災業務計画

原子力災害予防対策、緊急事態応急対策及び原子力災害事後対策その他の原子力災害の発生及び拡大を防止し、並びに原子力災害の復旧を図るために必要な業務に関して定められており、原子力災害対策活動の円滑かつ適切な遂行に資することを目的としている。

原子力事業者は原子力災害対策特別措置法に基づき、原子力事業所毎に作成することが義務づけられている。（出典：原子力災害対策特別措置法より引用、一部修文）

原子力立国計画

『原子力政策大綱』（平成 17 年 10 月）の基本方針を実現するための具体的方策について、総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会において審議・検討を重ね、とりまとめたもの。（出典：原子力立国計画まえがきより引用、一部修文）

鋼板コンクリート造

従来の鉄筋コンクリートの鉄筋を鋼板に置き換え、鋼板パネルの内部にコンクリートを充填した構造のこと。

構造解析

構造物に対して、静的および動的な荷重が加わった状態で、対象物がどのように変化するのか、変位（歪みや形状など）や応力を定量的に分析評価するもの。

固縛

ロープ、ワイヤーなどで縛って固定すること。

高レベル放射性廃液

再処理施設で発生する高レベルの放射性廃液。放射性物質としてのウラン、プルトニウムの抽出回収残渣、核分裂生成物、アクチノイド、混入物としての硝酸、アルカリ塩、腐食生成物などが含まれる。(出典：図解 原子力用語辞典 原子力用語研究会編)

高レベル放射性廃棄物

多くの核分裂生成物と多少のアクチノイドを含む高レベルの放射性廃棄物。高レベル放射性廃液(高レベル放射性廃液の項参照)、あるいはこれを固化処理してできた固化体をいう。(出典：図解 原子力用語辞典 原子力用語研究会編)

コバルト

元素記号 Co、原子番号 27、原子量 58.9332、鉄族に属する金属元素。天然には主としてヒ素またはイオウと化合して産出し(主要鉱石は砒コバルト鉱 CoAs、輝コバルト鉱 CoAsS)、隕石中にも少量含まれることがある。(出典：理化学辞典)

【サ行】

再処理

原子炉で使用した使用済燃料の中には、燃え残りのウランや新しくできたプルトニウムなど燃料として再び使用できるものと、使用できない核分裂生成物が含まれている。これを使用できるものとできないものに分ける作業を再処理という。

再処理施設安全審査指針

再処理施設の安全審査上重要と考えられる基本事項について原子力安全委員会が取りまとめたもの。(出典：再処理施設安全審査指針「まえがき」より引用、一部修文)

最低結晶化温度

ガラスを加熱していくと、非晶質のガラスが相変化を生じ、結晶化が起こる。この結晶が現れる最低温度を最低結晶化温度と称する。

(参考) **非晶質**：原子核の配列が水晶やミョウバンのように長距離に渡り秩序だっていないが、極短距離において秩序だっており、熱力学的に安定な状態にある物質の状態のこと。アモルファス (amorphous)ともいう。太陽光発電

パネルに応用されている。

雑固体

再処理施設の操業に伴って発生する廃棄物のことであり、具体的には不要となったせん断刃、配管、ポンプ、弁等。

実効線量

臓器又は組織が放射線照射を受けたとき、これらに及ぼす全身的な影響の共通尺度として導入された実質的な線量。

JIS SUS316L

工業標準化法に基づいて制定される国家規格として定められたステンレス鋼（オーステナイト系）の一種類（耐粒界腐食性に優れる）。

JIS SUS309S

工業標準化法に基づいて制定される国家規格として定められたステンレス鋼（オーステナイト系）の一種類（耐熱・耐食性に優れる）。

ジルカロイ

原子番号40のジルコニウム（Zr）を含む合金で、中性子を吸収しにくい特性から、原子炉の燃料被覆管の材料として使用されている。粒径の小さいジルカロイ粉末が空気中に浮遊した状態では、高温で自然発火する可能性がある。再処理施設のせん断工程において使用済燃料をせん断する際に燃料被覆管（ジルカロイ）の微細な粉末が発生する。このジルカロイの微粉は回収して、ハルとともに圧縮して固型物収納体に収納する。

しゃへい

放射線をさえぎり、外部への放射線の影響を少なくすること。しゃへい材としては、水、コンクリート、鉛、鉄等が用いられる。

褶曲構造

層状の地層に水平方向の力が作用することなどにより、波状に曲がった地層をいう。

周辺監視区域

原子力施設の周囲をさく等により区画して立入を制限し、その外側のいかなる場所においても、その場所における線量が法令で規制している値を超えることがないように管理している区域をいう。（出典：核燃料物質又は核燃料物

質によつて汚染された物の廃棄物管理の事業に関する規則より引用、一部修文)

施設定期検査

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に定められており、施設の操業段階において、廃棄物管理施設の性能が技術基準に適合していることを確認するための検査をいう。

震源を特定して策定する地震動 (S s - 1)

敷地に大きな影響を与えると予想される地震 (検討用地震) ごとに、応答スペクトルに基づく地震動評価、断層モデルを用いた手法による地震動評価の双方を実施し、策定する地震動をいう。(出典：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針より引用、一部修文)

震源を特定せず策定する地震動 (S s - 2)

震源と活断層を関連付けることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に敷地の地盤物性を加味した応答スペクトルを設定し、これに地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮して策定する地震動をいう。(出典：発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針より引用、一部修文)

スカイシャイン線

放射性物質を内包している建屋の天井を通過して施設の外部へ漏れ出た放射線が、施設上方の空気で散乱されて地上に向かう放射線のこと。

ストロンチウム

元素記号 Sr、原子番号 38、原子量 87.62、アルカリ土類金属の一つ。天然に遊離した状態では産しない。カルシウムに比べてはるかに存在量が少ない。鉱石の種類も少なく、主なものは天青石 SrSO₄、ストロンチアン石 SrCO₃ で、ほかのアルカリ土類金属鉱石中にも少量ともなつて産出する。金属は塩化ストロンチウムそのままあるいは塩化ナトリウムを加えて融解し、電解して得られる。(出典：理化学辞典)

セシウム

元素記号 Cs、原子番号 55、原子量 132.9054、アルカリ金属の一つ。他のアルカリ金属にともなつて、極めて少量であるが広く産出する。主要鉱石はポルサイト CsAlSi₂O₆ であるが、紅雲母、カーナル石などにも少量含まれている。クロム酸セシウムをジルコニウムまたはケイ素、アルミニウムなどで還

元して得られる。銀白色の軟らかい金属。(出典：理化学辞典)

セメント固化体

液体状の放射性廃棄物をセメントとともに混練して、容器に固型化した廃棄体のこと。

セリウム

元素記号 Ce、原子番号 58、原子量 140.12、希土類元素の一つ。希土類の中で最も多量に存在する元素で、主要鉱石はセル石、ガドリ石などがある。(出典：理化学辞典)

設計用模擬地震波

設計用模擬地震波とは、実際の地震動波形と似た性質を持つようにコンピューターで計算して作成した人工的な波形をいう。

遷移元素

周期表で第3族から第11族の元素の総称のこと。

せん断施設

再処理施設において使用済燃料の燃料棒を数センチにせん断する施設のこと。

線量

物質に照射された放射線の化学的あるいは生物学的効果を定量的に評価するための放射線の量のこと。(出典：原子力用語辞典)

相対変形

地震力などの力を受けて構造物が変形したときに、ある1点を基準点とした場合の他点の動きを指す。基準点と他点は異なる構造物上に設定される場合もある。

測定対象核種

測定の対象となる原子核の種類のこと。

測定レンジ

測定が可能な範囲のこと。

【夕行】

耐食性

鋼の腐食に対する強さ。(出典：鉄鋼用語)

第二種特定放射性廃棄物

「特定放射性廃棄物の最終処分に関する法律」にて定義される、地層処分対象の TRU 廃棄物のこと。

耐放射線性

放射線に対する耐性のこと。

短周期レベル

地震時の震源スペクトルの、周期が比較的短い部分の大きさ。

(参考) 震源スペクトル：震源の強さの特性を、周期を横軸として表現したもの。

断層モデル

断層モデルとは、震源の断層面を、地震動を求める計算手法として用いるためにモデル化したものをいう。

地層処分

高レベル放射性廃棄物などの最終処分として、ガラス固化体などを地下300メートルより深い地層あるいは岩体中に隔離する方法のこと。

調整溶液

ガラス固化体が予め設定された化学組成になるように、ガラス固化される前に、対象廃液の組成を調製した溶液のこと。

直接線

放射性物質から放射される放射線のうち、空気の散乱等を受けずに直接到達するものをいう。

鉄骨造

構造上主要な骨組部分に、鋼材を用いて組み立てた構造のこと。(出典：建築大辞典より引用、一部修文)

鉄骨鉄筋コンクリート造

鉄骨骨組の周りに鉄筋を配し、コンクリートを打ち込んだ構造のこと。（出典：建築大辞典より引用、一部修文）

出戸西方断層

「新編 日本の活断層—分布図と資料」活断層研究会編（1991）では、六ヶ所村泊南方の棚沢川付近から同村出戸新町南方にかけて、ほぼN-S方向、長さ約4 kmとして図示・記載されている断層のこと。なお、事業者では地表地質調査結果等より、長さを棚沢川右岸から老部川（南）右岸付近までの約6 kmとして評価している断層のこと。

天井スラブ

スラブとは、面に垂直な荷重を支える板状のものをいい、天井スラブとは、上の階の鉄筋コンクリート構造の床スラブのこと。

低レベル放射性廃液

高レベル放射性廃液を除く廃液。

低レベル放射性廃棄物

高レベル放射性廃棄物を除く廃棄物。

特定放射性廃棄物の最終処分に関する計画

最終処分法に基づき、平成20年3月に閣議決定されたものであり、特定放射性廃棄物の量及びその見込みや、概要調査地区等の選定期間、処分施設の規模等が記載されている。

閉じ込め機能

返還廃棄物自体の安定性を評価するための指標の一つで、放射性物質を返還廃棄物の容器の中に閉じ込める機能。

TRU廃棄物

再処理施設やウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX）燃料加工施設の操業・解体に伴って発生する低レベル放射性廃棄物のこと、放射能レベルの低いものから比較的高いものまでの総称であり放射能レベルに応じて処分方法がことなる。また、TRUとはTRANSURANIUMの略称で、ウランより重い放射性核種の総称である。

トランニオン

金属キャスクのつり上げ等に用いるため、金属キャスクに取りつけられている金具。

トリチウム

三重水素のこと。質量数 3 の水素の同位体であり、元素記号として T と記載することもある。

トレンチ処分

放射能レベルの極めて低い放射性廃棄物を浅地中（地上又は地表から 50メートル未満）に掘削した土壌中に処分する方法のこと。

【ナ行】

内陸地殻内地震

陸側のプレートが海側のプレートから押され続けているうち、その内部にある岩盤が耐えきれなくなると、ずれ動いて起こる地震。

海洋プレートが沈み込んでいる大陸プレートの端の部分では、海溝から数百 km 離れた部分まで含む広い範囲に海洋プレートの押す力が及び、その力はプレートの内部や表層部にも現れるため、プレートの表層部ではあちこちでひび割れができる。このひび割れが断層であり、発生する地震を内陸地殻内地震という。

ニッケル

元素記号 Ni、原子番号 28、原子量 58.69、鉄族に属する金属元素。天然にはイオウ、ヒ素、アンチモンと結合して産し、主な鉱石は珪ニッケル鉱 $H_2(Ni, Mg)SiO_4 \cdot nH_2O$ 、紅砒ニッケル鉱 NiAs、針ニッケル鉱 NiS などがある。（出典：理化学辞典）

燃料被覆管

燃料（ペレット）の酸化や腐食を防止し、また、核分裂生成物等が外部に漏れることを防ぐため、燃料を覆うもの。燃料被覆管には、優れた耐食性と機械的特性を有するジルコニウム合金であるジルカロイが使用されている。

熱的安定性

返還廃棄物自体の安定性を評価するための指標の一つで、廃棄物の温度が上昇しても放射性物質を閉じ込める機能を損なわない性質のこと。

熱解析

熱伝導、対流、輻射等による熱の移動を解析し、構造物等の温度分布あるいは温度変化を評価すること。

ネプツニウム

元素記号 Np、原子番号 93、超ウラン元素の一つ。質量数 237、半減期 2.2×10^6 年の α 崩壊をする核種のほか、10 種の放射性核種が知られている。(出典：理化学辞典)

【ハ行】

発電用原子力施設に関する耐震設計審査指針

発電用原子炉施設の耐震設計に関する安全審査を行うに当たって、その設計方針の妥当性を評価するため、昭和 53 年 9 月、原子力安全委員会が、安全審査の経験を踏まえ、地震学、地質学等の知見を工学的に判断して定めた指針。

平成 18 年 9 月に全面的に見直しされた。

廃液組成

液体状放射性廃棄物の化学組成のこと。

パラジウム

元素記号 Pd、原子番号 46、原子量 106.42、白金族元素の一つ。白金、金、銀、銅中に含まれる。(出典：理化学辞典)

バリウム

元素記号 Ba、原子番号 56、原子量 137.33、アルカリ土類金属の一つ。天然に遊離の状態では産しない。カルシウムに比べてはるかに産量が少ない。(出典：理化学辞典)

ハル・エンドピース

ハルとは、再処理施設において使用済燃料の燃料棒を数センチにせん断し、溶解槽で溶解した際に溶け残った金属片（燃料被覆管）のこと。

エンドピースとは、使用済燃料のせん断時に切り除いた燃料の末端部分のこと。

ピット処分

放射能レベルの比較的低い放射性廃棄物を浅地中（地上又は地表から 50メートル未満）にコンクリート等の人工的な構造物を設けて処分する方法のこと。

品質保証活動

品質に関わる活動の計画、実施、評価及び改善を行うという、Plan-Do-Check-Actのサイクルを廻す活動をいう。

品質マネジメントシステム

事業者自らが、品質に関する方針と計画を策定し、それを実行し、事業者としての取り組みを自らチェックし、継続的に改善していくための仕事の仕組みのこと。

負圧

周囲の環境(通常は大気圧)よりも圧力が低い状態のこと。
核燃料物質や非密封の放射性同位元素を取扱う施設では、放射性物質の漏出や拡散を防止するため、施設内が常に外より低い圧力(負圧)になるように空気圧力を管理している。

プルトニウム

元素記号Pu、原子番号94、超ウラン元素の一つ。質量数244（半減期 8×10^7 年、 α 崩壊）の核種のほか、14種の放射性核種が知られている。（出典：理化学辞典）

プレナム部

充填した固化ガラスと容器上部の空間のこと。

Bq 及び Bq/t

Bq（ベクレル）は、放射能の単位。1 Bq は 1 秒間に 1 個の放射性壊変をする放射性物質の量を表す。

Bq/t（ベクレル/トン）は、単位重量当たりの放射能の強さを表す単位。

ヘリウム

元素記号He。原子番号2。希ガスの1つで、無色、無臭の気体。ヘリウムは、他の元素と化合せず、また、熱と放射線の作用に対して安定的であるため、原子炉の冷却材としても使用される。

崩壊熱

放射性物質が崩壊して放射線を出すときに、放射線の運動エネルギーが熱エネルギーに変わり発生する熱のことである。

放射線監視(放射線モニタリング)

放射線管理の目的で行われる全ての測定で、測定結果の評価、それに基づく措置を含む(出典：原子力用語辞典)

原子力施設では、通常運転で放出される放射性物質が、周辺環境に影響を与えていないことを確認するため、モニタリングポストなどで放射線監視している。

放射線分解ガス

放射線の影響により物質中の分子が分解することにより発生する気体。

CSD-C に含まれる、燃料被覆管等の金属以外の少量の残留水分及び有機物が放射線により分解され、水素、酸素、二酸化炭素等が発生する。

ホウ素

元素記号 B、原子番号 5、原子量 10.81。天然に遊離しては存在せず、ホウ酸またはホウ酸塩として産する。(出典：理化学辞典)

【マ行】

免震

地盤と建物の間に免震層を挿入して、地震時の地盤の揺れを建物に伝わりにくくする構造形式。免震層には、ゴムと鋼板を層状に重ね合わせた積層ゴムなどの免震装置が用いられる。

モニタリングポスト

原子力施設周辺の放射線を監視するため、周辺監視区域の境界付近に設置され、環境放射線を連続して測定する設備のこと。

モリブデン

クロム族に属す遷移元素の一つ。元素記号 Mo 原子番号 42。原子量 95.94。銀白色の固体金属。

【ヤ行】

ユーロピウム

元素記号E u、原子番号 63、原子量 151.96。
銀白色の金属。常温、常圧で安定な結晶構造。

横浜断層

「新編 日本の活断層—分布図と資料」活断層研究会編（1991）では、横浜町有畑東方から同町横浜東方にかけて、NNE—SSW方向、長さ約4 kmとして図示・記載されている断層のこと。なお、事業者では地表地質調査結果等より、長さを北川代沢から向平までの約15 kmとして評価している断層のこと。

余裕深度処分

放射能レベルの比較的高い放射性廃棄物を一般的と考えられる地下利用にたいして十分余裕をもった深度（例えば50～100メートル程度）に処分する方法のこと。

【ラ行】

ルテニウム

元素記号R u、原子番号 44、原子量 101.1。
銀白色の固体金属。白金属に属する遷移元素の一つ。

リチウム

元素記号L i、原子番号 3、原子量 6.941。
銀白色のやわらかい固体金属。アルカリ金属の一つ。

リン

元素記号P、原子番号 15、原子量 30.97。
常温では固体の窒素属に属する。

臨界

核分裂連鎖反応が一定の率で起こり続けていること。（出典：原子力用語辞典、抜粋）

ロジウム

元素記号R h、原子番号 45、原子量 102.9。

銀白色の固体金属。白金属に属する遷移元素の一つ。