

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：長岡技術科学大学の
新専攻設置及び福島事故後の
原子力と教育

技術報告：東海発電所の廃止措置の現状と課題
研究施設等廃棄物埋設事業の進捗状況について
原子力施設における遠隔保守技術

財団法人 原子力研究バックエンド推進センター

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility
Decommissioning Technology Center

No. 47 2013

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッションング(廃止措置)技術の確立をめざした活動及び研究施設等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行っています。

事業の内容

デコミッションングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッションングに関する技術・情報を提供します。



デコミッションングに関する人材を養成します。



研究施設等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する調査等を行います。



デコミッションング及び研究施設等廃棄物の処分地の立地等処理処分事業に関する普及啓発活動を行います。

デコミッショニング技報

第47号 (2013年3月)

目 次

巻 頭 言

長岡技術科学大学の新専攻設置及び福島事故後の原子力と教育	1
	鈴木達也

技術報告

東海発電所の廃止措置の現状と課題	2
	荻込 敏、山内豊明
研究施設等廃棄物埋設事業の進捗状況について	10
	宮本陽一
原子力施設における遠隔保守技術	29
	高橋常悦

Journal of the RANDEC

No.47 Mar. 2013

CONTENTS

Technical Report

The present status of the Tokai NPP decommissioning and its future issues	2
Satoshi KARIGOME, Toyoaki YAMAUCHI	
Progress on the disposal project of LLW generated from research, industrial and medical facilities	10
Yoichi MIYAMOTO	
Remote maintenance technology in nuclear facilities	29
Tsuneyoshi TAKAHASHI	

The present status of the Tokai NPP decommissioning and its future issues

Satoshi KARIGOME, Toyoaki YAMAUCHI
J.RANDEC, No.47 (Mar.2013) page2~9, 15 Figures,
1 Tables

The decommissioning of the first Japanese commercial nuclear power plant, the Tokai NPP, started in December 2001. The Japan Atomic Power Company is going forward with this project, which will serve as a pioneer for future development of decommissioning work at similar commercial NPPs. The ongoing decommissioning work at Tokai, will enable us to accumulate important experience and knowledge in this field.

This paper describes the present status of the Tokai NPP decommissioning project and its future issues after the Great East Japan Earthquake Disasters.

Progress on the disposal project of LLW generated from research, industrial and medical facilities

Yoichi MIYAMOTO
J.RANDEC, No.47 (Mar.2013) page10~28, 15
Figures, 6 Tables

Low level nuclear wastes (LLW) are generated from the R&D of the nuclear energy, medical and industrial use of radioisotope as well as NPP in Japan. The LLW is stored and accumulated in each facility. The issues will affect R&D facility operations because of no organization assigned a role of waste disposal and repository operation. Therefore, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was assigned to the implementing

organization for the disposal with the amendment of JAEA Act in 2008. JAEA had started their activity on the promoting of the disposal project of these LLW following to JAEA's "Executing plan for the disposal project of LLW from research institutes etc." based on the "Basic plan of promotion for the disposal project of LLW from research institutes etc." decided by government. This report summarizes the conceptual design of the disposal facility and reviewing the procedure and criteria for site selection for the disposal project.

Remote maintenance technology in nuclear facilities

Tsuneyoshi TAKAHASHI
J.RANDEC, No.47 (Mar.2013) page29~35, 11
Figures, 4 Tables

In the nuclear facilities in Japan, it is generally required to engineer all the process equipment to permit easy, safe and efficient maintenance while such equipment is operated by remote control within the plant. As typical maintenance machine, there are tow-arm manipulators, power manipulators, and in-cell cranes. It is also important that such manipulator could be repaired and maintained by remote maintenance. For this purpose, all the core items of the manipulator could be separated into several modules by design.

Our system has piled up experience and practical achievements for many years and it has been gained a reputation for high reliability of the remote maintenance technology.

長岡技術科学大学の新専攻設置及び福島事故後の原子力と教育



国立大学法人 長岡技術科学大学
原子力安全系教授 鈴木 達也

昨年4月に長岡技術科学大学の大学院修士課程に原子力システム安全工学専攻が設置されました。東日本大震災で発生した津波による東京電力福島第一原子力発電所の事故後、最初に設置された原子力教育を行なう専攻です。事故前は、原子力カルネッサンスと呼ばれ、大学においても新たな原子力関連の学科や専攻が作られました。長岡技術科学大学の専攻設置計画も震災前のことですので、当初はこの原子力カルネッサンスの流れに沿ったものだったと言えます。しかしながら、震災が起きて状況は一変しました。長岡技術科学大学以外にも原子力関連の学科・専攻の設置を計画していたところは震災後、設置を延期しております。長岡技術科学大学も文部科学省より原子力関連の専攻設置の意向を震災後、再確認されたと伺っております。原子力に関する逆風が吹く中で学生が集まるのかどうか危惧されたのがその大きな理由でしょう。長岡技術科学大学では学内外でアンケート調査をし、震災後も柏崎刈羽原子力発電所に近い長岡（長岡技術科学大学は発電所から15km圏内です）に原子力関連の高等教育機関が必要であるという結論になったようです。その折には地元から専攻設置に対して強い支持があったとも伺っております。幸いなことに4月に専攻が出来たときには、通常の大学院生募集時期よりも半年近く遅く募集をしたにもかかわらず、多くの学生が入学してくれました。

さて、東日本大震災により福島で原子力発電所の事故が起きましたが、世界規模での原子力の重要性はいささかも衰えておりません。まず、発展途上国では環境汚染を最小限に抑えてエネルギーを確保するためには原子力を利用するしかないことは、隣国の状況を見れば一目瞭然です。これら原子力を必要とする国家に安全な原子力システムを導入するのを、日本が手助けすべきではないでしょうか。一方、日本に目を向けても、製造業などが十分に国際競争力を維持できるだけの価格で電力を安定に供給するためには、原子力発電に頼らざるを得ないことは明白でしょう。東日本大震災の後、原子力の安全性について、改めて議論されております。安全性確保が原子力発電所の再稼働を阻止する名目として使われるのはあってはならないことですが、原子力発電の有効性を理解した上で、多くの国民が安心して原子力の恩恵を受けることが出来るようにするために議論することは大変良いことであると思っています。この安全性の議論によって、廃炉の重要性も増していくのではないのでしょうか。原子力の安全性および安心を維持していくためには、古くなった原子炉を廃炉にして新しい原子炉を作る方が良いのです。古い原子炉が安全で無いといっているのではありません。新しい原子炉の方が新たな技術が導入され、より安全性が高いと考えるのが普通でしょう。原子力発電所に適し、また実際に作ることが出来る場所はそれほど多くはありません。スクラップアンドビルドで性能（安全性を含む）を高めたものに置き換えるのが適当でしょう。また、スクラップアンドビルドにより、原子力産業界の技術力の維持と発展にもつながるものと考えております。

さて、原子力の教育に戻りますが、原子力に求められるものが、東日本大震災以前に比べより次元が高いものになっていると思われれます。特に安全に関わる要請に関しては今までに無いほど高まっていると言えるでしょう。それらの要求に応えるためには、多くの優秀な技術者を育てなくてはなりません。そのために、長岡技術科学大学の原子力システム安全工学専攻が教育の担い手になれるよう頑張っていきたいと思っております。

東海発電所の廃止措置の現状と課題

菊込 敏*、山内 豊明*

The present status of the Tokai NPP decommissioning and its future issues

Satoshi KARIGOME*, Toyoaki YAMAUCHI*

我が国初の商業用原子力発電所である東海発電所は2001年12月から解体撤去作業を実施している。日本原子力発電(株)は原子力発電の廃止措置においてもパイオニアとして廃止措置に係る諸制度を整備し、諸課題を解決しつつ経験を蓄積し、このプロジェクトを進めている。本報告では、震災後における東海発電所廃止措置の現状と今後の課題について紹介する。

The decommissioning of the first Japanese commercial nuclear power plant, the Tokai NPP, started in December 2001. The Japan Atomic Power Company is going forward with this project, which will serve as a pioneer for future development of decommissioning work at similar commercial NPPs. The ongoing decommissioning work at Tokai, will enable us to accumulate important experience and knowledge in this field.

This paper describes the present status of the Tokai NPP decommissioning project and its future issues after the Great East Japan Earthquake Disasters.

1. はじめに

前報の「東海発電所廃止措置の計画と現状」報告(デコミッショニング技報No.43)と同時期に東日本大震災が発生した。東海発電所も震災の影響を受けたものの、現在では廃止措置作業を再開している。本稿では震災の影響と現状、そしてこれまでの廃止措置の経験を紹介した上で、今後の課題を整理する。

東海発電所(黒鉛減速・炭酸ガス冷却型 電気出力16.6万kWe)は、日本で最初の商業用原子力発電所として英国より導入され、1966年7月に営業運転を開始した。約32年の営業運転を経て、経済性等の理由により、1998年3月末運転を終了した。その後、約3年をかけて全ての燃料を英国の

再処理施設に搬出し、2001年12月から解体撤去作業を進めている。現状の廃止措置工程はFig.1の通り。

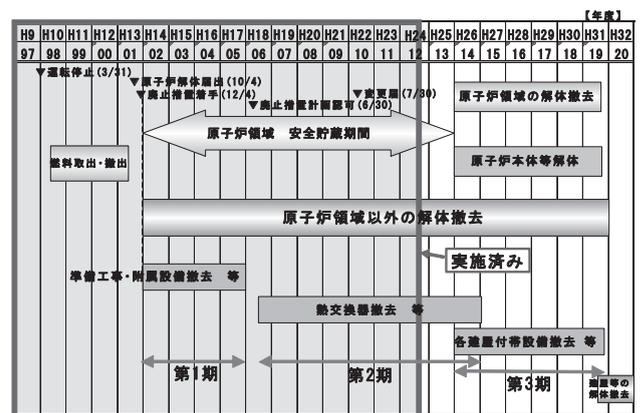


Fig.1 Tokai NPP decommissioning schedule

* : 日本原子力発電株式会社 廃止措置プロジェクト推進室
(The Japan Atomic Power Company, Decommissioning Project Department)

東海発電所は、日本で初めて商業用原子力発電所を廃止するプロジェクトとして、安全規制、廃棄物処理処分及び費用等の制度整備を作業と並行して進めている。さらに、安全かつ合理的な廃止措置の実証という役割を担い、東海発電所での経験を軽水炉廃止措置に役立てることを意識して進めている。

2. 東日本大震災の影響とその後の状況

2.1 震災時の状況

2011年3月11日14時46分三陸沖を震源とするM9.0の東日本大震災が発生した。同時刻、東海発電所では熱交換器の解体工事等を実施していた。東海地区でも震度6弱の揺れを受け、その後5.0～5.4m高の津波の襲来を受けた (Fig.2, 3)。

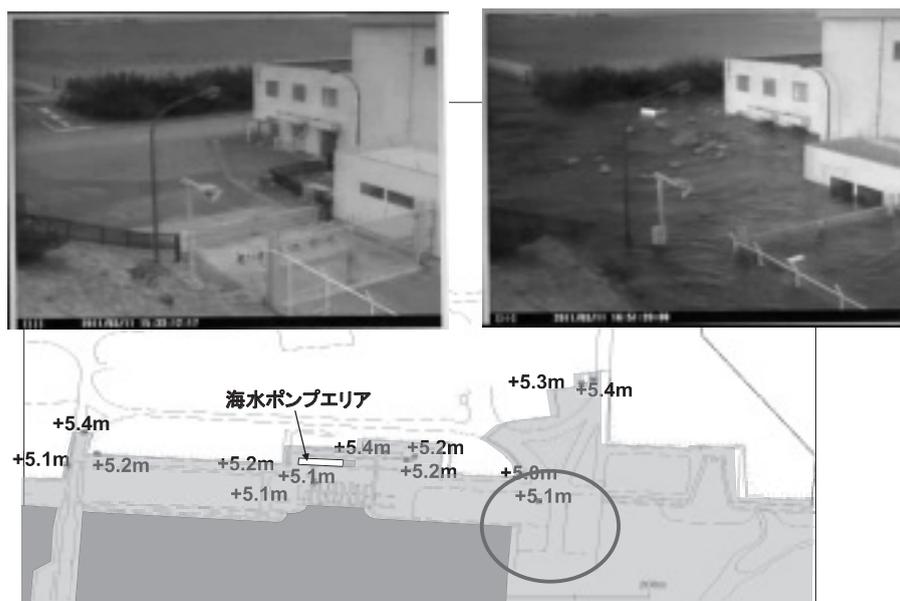


Fig.2 View of TSUNAMI raid on Tokai NPP

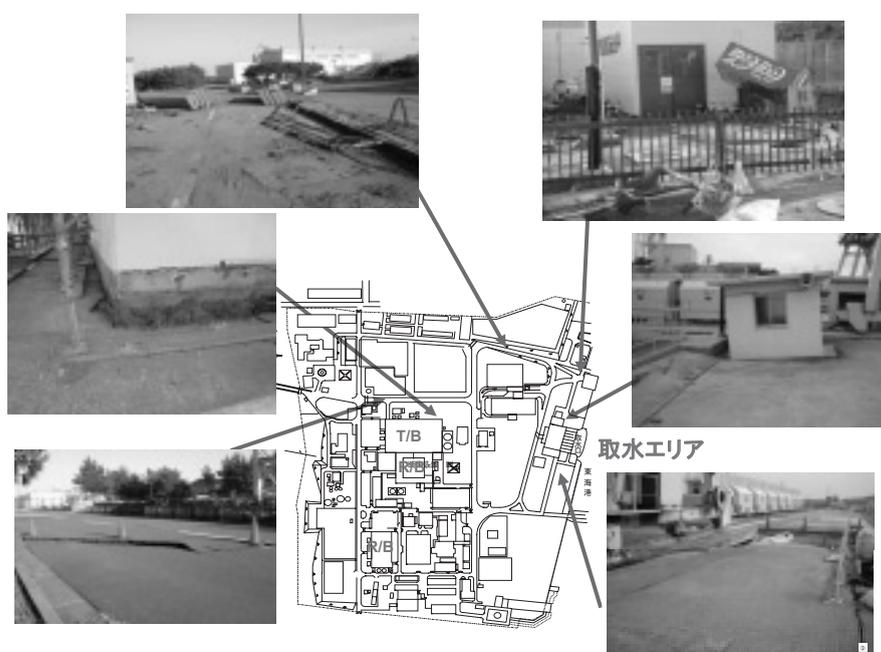


Fig.3 Damage in Tokai NPP

東海発電所の工事現場では直ちに作業を中止し、作業員は避難を行った。地震による送電系統の損傷により、照明等の電源が喪失したが、人的被害や大きな混乱なく避難が行われた。東海発電所では既に全ての使用済燃料は搬出されていたため、非常用ディーゼル発電機も不要となり、解体撤去されていた。そのため、外部電源喪失により、全ての電源が喪失することになった。また、地震に伴う液状化のため、敷地内で40~50cmの地盤沈下が生じたものの、原子炉建屋自体は損傷等することなく、地震による揺れに対しては健全性を維持できている。解体工事中であった熱交換器(重量750t)はジャッキ装置によって屋上から吊り下げられていた状態であったため、地震によって大きく揺すられ、触れ止め装置を塑性変形させたものの、熱交換器本体や遠隔解体装置の損傷は免れている (Fig.4)。地震による設備関連被害としては、クレーンのレールの曲がり程度であった。東海発電所の主要施設は8m盤に設置されているため、5mの津波による影響を免れたが、4m盤にあった海水ポンプエリアについては1階面まで水没した。津波による影響で、洗濯等排水希釈用海水ポンプが機能喪失した。

2.2 震災後の復旧状況

地震後は頻発する余震もあり、しばらくは現場安全確認を行うだけで、解体工事は中断を余儀な

くされた。その後、速やかに海水ポンプ等の現場復旧を行い、2011年7月以降作業再開準備ができたところから、解体工事等を順次再開することができた。一方、クリアランス確認作業に関しては、後述するフォールアウトの影響のため、影響調査や国の検討会等を経たため、少し遅れて2012年7月から再開している。

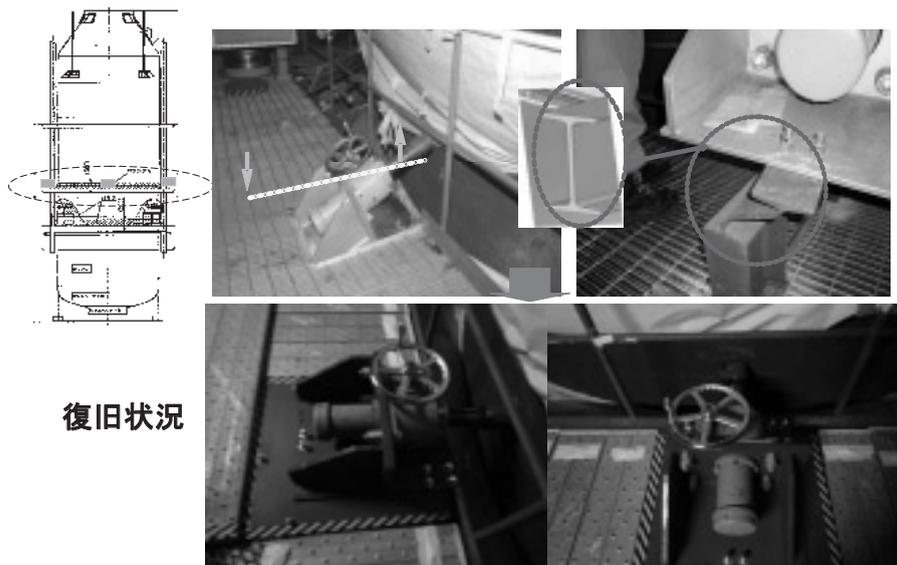
2.3 熱交換器撤去工事の状況

東海発電所の熱交換器 (SRU) は4基あり、熱交換器本体1基あたりの重量は750t、高さ25m、直径約6mと炭酸ガス冷却炉の熱交換器としては世界で最大級の大きさである。

最初の熱交換器の撤去工事は、熱交換器本体をジャッキ装置で吊下げ、下部から順次遠隔切断装置で切断撤去するジャッキダウン工法を採用した (Fig.5)。

遠隔切断装置は、熱交換器建屋3階上部に円筒形の熱交換器を囲むようにリング状のモノレールを敷設し、そこに遠隔切断装置 (一次切断装置) を2台設置している (Fig.6)。

同装置の操作はすべて建屋外に設置した制御室よりコンピュータ制御で操作することができ、駆動源には油圧を使用している。また、装置のアームの先端には切断目的に合わせてガス切断機、油圧ディスク切断機、電動ディスク切断機を交換して取付けることができる構造となっている。



復旧状況

Fig.4 Deformation and restoration of swinging stop

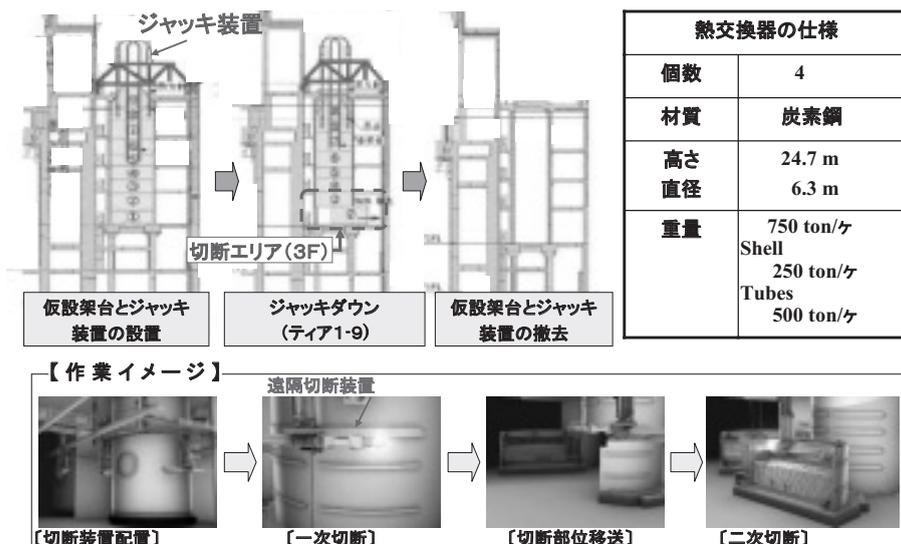


Fig.5 SRU dismantling method

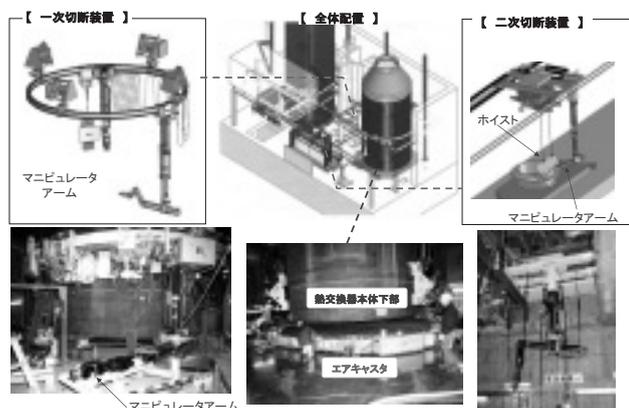


Fig.6 SRU Remote dismantling



Fig.7 SRU primary cutting

熱交換器の切断撤去は、熱交換器を上下9分割のティアに分け、下部から順次切断撤去していく。本体からティアを切り離す一次切断を行い、そこで切り離れたティアをエアークヤスタ（搬送台車）で移動し、収納容器に入るサイズまで細断する二次切断に分けて実施している（Fig.7, 8）。

本工事は、2010年8月から熱交換器下部の撤去作業を開始している。上述の通り、震災に伴い一時中断したものの、復旧、総点検を実施した後、2011年7月から再開している。

これまでの一連の作業により、遠隔切断装置の操作性、制御性、切断能力、視認性、監視性能、汚染拡大防止措置、切断片搬送等の遠隔操作技術を実証するとともに多くのノウハウを取得した。

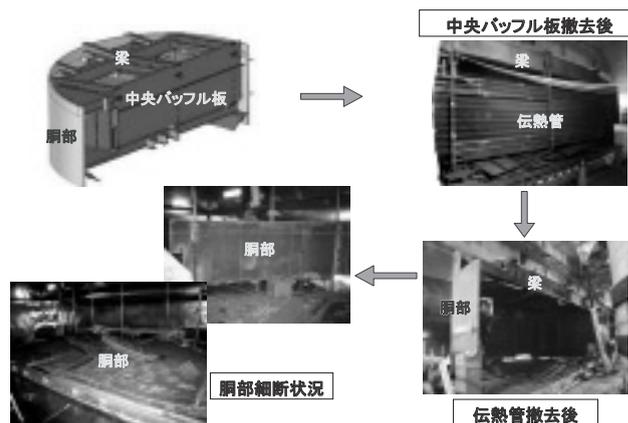


Fig.8 SRU secondary cutting work

これらの知見については、ノウハウ集として整理しており、遠隔解体装置を使用する今後の原子炉

解体や他発電所の廃止措置工事等に活かしていきたいと考えている。

3. フォールアウトの影響と対応

もうひとつの震災影響として、東京電力福島第一原子力発電所の事故由来の放射性物質のフォールアウトがある。

3.1 フォールアウトの影響

福島第一原子力発電所の事故により放出された放射性物質は、希ガスを含んだ放射性プルーム等として東海発電所のモニタリングポストにおいて観測された (Fig.9)。隣接する東京大学の研究炉「弥生」では、測定値が原子力災害対策特別措置法の通報基準を超えて国に報告するレベルまで観測されたが、東海発電所ではギリギリそのレベルには達しなかった。その違いの理由はモニタリングポストを設置している環境条件によるものと考えられる。

最初のピーク以降、降雨による放射性物質の地表沈着効果でいくつかのピークが生じている。全体のレベルとしては、徐々に短半減期核種の減衰効果により、減少傾向になっている。事故後3ヶ月時点では、短半減期核種は減衰して影響が小さくなっており、影響の殆どはCs-134/137によるものとなっている。

フォールアウトの影響は福島県内を中心に東北、関東地方に広範囲にわたっており、東海発電所のある東海地区でも発電所の内外問わず一様に影響している (Fig.10)。東海地区の影響レベル

は、表面5cm厚さの土壌を考慮すると、クリアランスレベル相当を超えるものとなっている。一方、発電所は震災による電源喪失で換気系が止まり、放射性プルーム通過時に外気取り入れがなかったことから、建屋内の影響レベルは少なくなっている。

以上の状況から、東海発電所において、施設復旧後の早い段階で下記のフォールアウト影響調査を行った (Fig.11, Table 1)。

- 調査期間：2011年7月20日～29日
 - 測定場所：東海発電所建屋外(外壁、地面)、建屋内(壁、床、機器表面)
 - 対象核種：Cs-134/137
 - 測定：可搬型Ge、スミヤ、ダストサンプラー
- この影響調査の結果、以下のことが整理された。

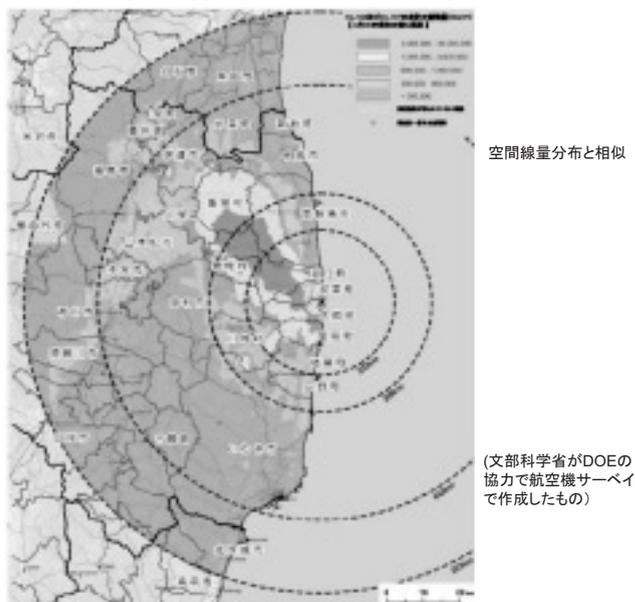


Fig.10 Cs-134,137 concentration distribution around Fukushima

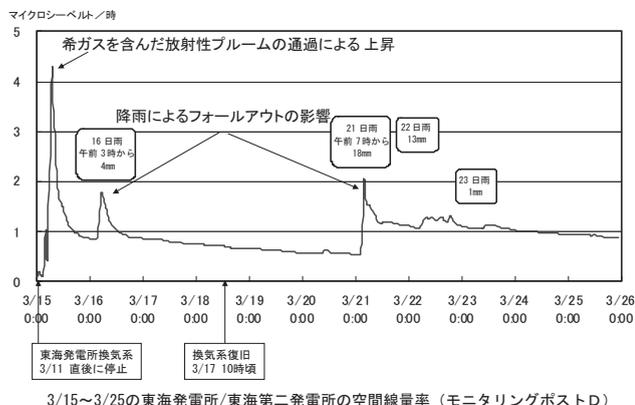


Fig.9 Air dose rate after the accident

Table 1 Actual fallout impact

区分	測定対象	測定数※	測定方法	表面汚染密度及び空気中の放射性物質濃度	
				Cs-134	Cs-137
建屋外	外壁	2 (0)	可搬型Ge	N. D.	N. D.
	地面 (7スファルト)	2 (2)	可搬型Ge	0.9~1.2 (Bq/cm ²)	N. D. ~1.3 (Bq/cm ²)
	ダスト	2 (0)	ダスト	N. D.	N. D.
建屋内	壁面	3 (0)	スミヤ	N. D.	N. D.
	床面	14 (1)	スミヤ	N. D. ~0.05 (Bq/cm ²)	N. D. ~0.06 (Bq/cm ²)
	機器類	5 (2)	スミヤ	N. D. ~0.04 (Bq/cm ²)	N. D. ~0.03 (Bq/cm ²)
	室内全面	3 (3)	可搬型Ge	0.04~0.07 (Bq/cm ²)	0.03~0.08 (Bq/cm ²)
	ダスト	4 (0)	ダスト	N. D.	N. D.

※ () 内は検出数、1核種のみ検出の場合も含む。
 N. D. 可搬型Ge：外壁、地面：0.61~0.93(Bq/cm²)、室内全面：0.011~0.015(Bq/cm²)
 スミヤ：0.019~0.026(Bq/cm²)
 ダスト：2.6×10⁻⁷~3.4×10⁻⁷(Bq/cm²)



Fig.11 Survey of fallout impact

- ・ 建屋内の床、機器表面にフォールアウトが僅かに検出されたが、クリアランスレベルの1/10程度と小さい。
- ・ 屋外の壁面の影響は既に除去されている。
- ・ 地面のレベルはクリアランス相当レベルを超えている。
- ・ ダストでの検出はなく、放射性物質の再浮遊はないものと考えられる。

当社は上記調査結果を原子力安全・保安院に報告して、その扱いを相談した。その検討過程で原子力安全基盤機構は独自に発電所内外の土壌測定を実施した。その結果を Fig.12 に示すが、いずれもクリアランス相当レベルを超えており、今後のサイト開放基準の検討や判断をする際のベースデータとして重要なデータになると認識している。

3.2 フォールアウト影響への対応

環境へ放出された放射性物質の影響への対応については、震災前の法律では想定していなかったが、政府により対策が検討され、2011年8月30日「平成二十三年三月十一日に発生した東北地方太平洋沖地震に伴う原子力発電所の事故により放出された放射性物質による環境の汚染への対処に関する特別措置法」(以下、特措法という)が制定された。

特措法によれば、事故施設内並びに原子炉等規

制法及び放射線障害防止法に基づき放射性廃棄物となったものを除きフォールアウトの影響を受けたものは、8000Bq/kgまでは一般の廃棄物処分施設で処分してもよいとされた。この8000Bq/kgの基準とこれまでのクリアランスレベル100Bq/kgの基準それぞれの考え方の違いを以下に整理するが、いずれも安全上の制限ではない。

- ・ 100Bq/kg
原子力施設等から管理された線源の搬出を考えた場合、様々な処分・再利用シナリオを考え、他の線源との重畳も考慮して無視できる線量10 μSv/yから導出した値。
- ・ 8000Bq/kg
現存被ばく源となっている環境汚染に対し

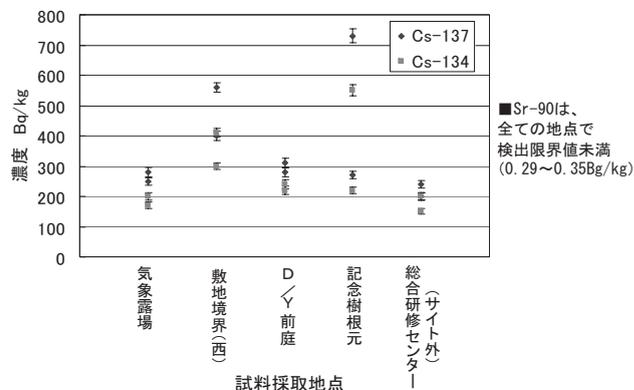


Fig.12 Soil survey result (by JNES)

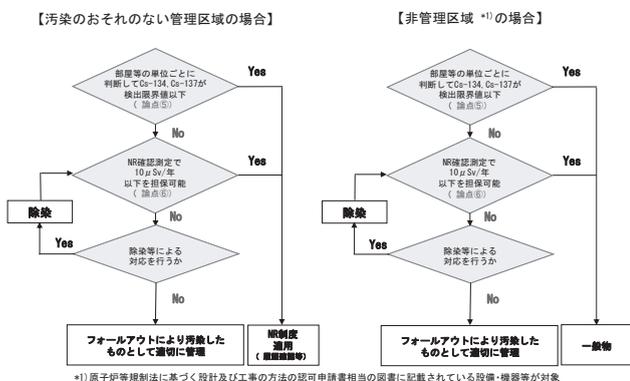
て、廃棄物を処理することで将来の被ばくを低減するため、廃棄物処理法の施設で処理処分する場合、一般公衆の被ばく基準 1 mSv/y 等から導出した値。

但し、処分場跡地利用については制約条件が生じる。

特措法に基づき、福島県内では環境汚染のある区域の除染が進められている。一方、原子力施設内に対して、原子力安全・保安院は2013年3月30日にガイドラインを発出して、以下の措置を規定している (Fig.13)。

- ・クリアランス対象については、フォールアウトの影響を合算して判断すること。
- ・放射性廃棄物でない廃棄物 (以下、NRという) については、従前の記録等による判断の後、フォールアウト影響を確認するための測定を実施して、その影響が $10 \mu\text{Sv/y}$ 以下であることを確認して搬出すること。
- ・従来、管理区域外のものについてはNR判断の対象にしていなかったが、管理区域外であっても原子炉等規制法の設工認で認可を受けた施設等については、管理区域内と同様にフォールアウトの影響が $10 \mu\text{Sv/y}$ であることを確認して搬出すること。
- ・フォールアウトの影響で搬出できなかったものは、当面放射性廃棄物とは区分して施設内で保管すること。

上記のうち、クリアランスの確認作業について



汚染のおそれのない管理区域、非管理区域におけるNR判断方法
Fig.13 NR operation taken into account fallout impact

はより保守的になるもののクリアランス対象物に対するフォールアウト影響は小さいことから、ガイドラインに従って作業を再開している。一方、NRの運用、特に管理区域外の一部に対しての拡大適用については、8000Bq/kgと100Bq/kgの使い分けなど課題が多いものと認識しており、運用の可能性も含めてその取扱いについて喫緊の課題と考え、速やかな再開を望んでいる。

4. 様々な廃止措置経験

原発は計画段階を含めて10年以上廃止措置に関わる技術検討及び実務の中で、様々な経験を積んできている。廃止措置の制度という観点では、安全規制やクリアランスの制度の構築に協力してきた。そして、事業者としての経験については、将来の原子力発電所の廃止措置に役立つよう廃止措置ノウハウ集を作成している。

ここでは、事業者として経験したいいくつかの事例の概要を紹介する。

①汚染分布評価におけるデータ誤入力

平成22年に廃止措置計画書等で使用している中性子フルエンス率計算に係る入力誤りが発見された。そのため、廃止措置計画書作成に係る全ての解析評価について総点検を実施したところ、別の入力誤りや計算ミスが認められた。それら一連の計算は10年以上前に許認可で使用するとは意識しないまま品質保証チェックをされていない研究成果等であり、そのまま解体届から廃止措置計画に用いていたものであった。そこで、当社では解析計算にかかる品質保証システムを整備した上で体制を作って再計算を行った。結果として、廃止措置計画書に与える影響は少なかったものの、長期間の再解析と廃止措置計画書の変更認可手続きが必要となった。今後は、この経験を生かし廃止措置に係る解析計算の品質保証システムを維持するとともに、解析計算のやり方を合理化するなど改善点を摘出した (Fig.14)。

②遠隔解体装置の扱い

熱交換器の遠隔解体装置は自動プログラムにより解体するシステムである。その調整運転の段階で、切断用のアームを伸ばした場合にプロ

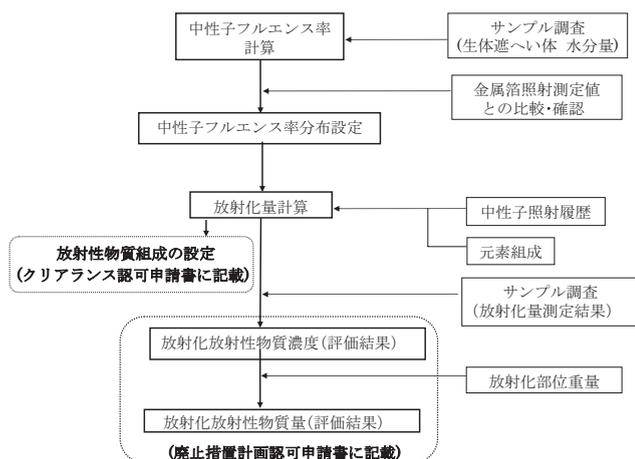


Fig.14 Radioactivity evaluation flow for decommissioning plan

グラム上の切断線と現場の切断線に差異が生じる傾向が判明した。その原因調査の結果、切断用のアームの自重（約4 t）で遠隔切断装置のレールに撓みが生じてアームの先端部の位置に誤差が生じることが判った。そのため、モノレールのサポートを補強することでモノレールの撓みが生じないように対策を行った。遠隔解体装置を用いて導線が長い狭隘部の解体を行う場合はサポートの安定性にも十分配慮する必要があることが判った（Fig.15）。

③ 廃液処理系からの漏水等

平成24年3月、東海発電所の廃液処理系に廃液を移送したところ移送先のタンクの水位が低下する事象が発生した。原因調査の結果、普段使用していなかったタンクからの連絡配管が腐食により建屋内に漏水していたことが判明し

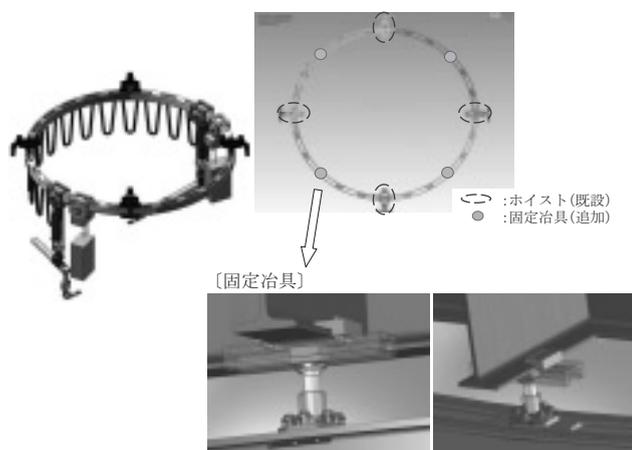


Fig.15 Reinforcement of monorail

た。当該事象を鑑み、発電所内の配管等の総点検を実施した。その結果、ダストサンプラー配管に腐食による開孔が発見された。廃液処理系配管については速やかに隔離措置を講じることとした。また、ダストサンプラー設備については、今後も機能が必要であるため、より合理的なローカルサンプラーを代替装置として準備することで対応した。廃止措置が長期化することにより、設備等の劣化程度を把握した上で、解体の優先順位や代替装置の導入などの計画に反映する必要がある。

5. まとめ

東海発電所は2001年12月に廃止措置を開始し、現在までで10年以上経つ。放射能レベルが比較的低い領域の解体撤去から、大型機器である熱交換器の解体を進めており、さまざまな経験を積んできている。

今後の廃止措置作業では放射能レベルがより高くなるとともに、大型の解体廃棄物を取り扱うことになる。それらの実施に当たっては、より困難な状況になるかもしれないが、これまでの経験を生かして安全第一に、より合理的な廃止措置を目指していきたい。また、我が国の原子力発電のパイオニアである東海発電所の廃止措置で得られた技術ノウハウについては、今後の軽水炉の廃止措置に活用していくことが重要であると考えている。

原子力発電を取り巻く状況は震災以降大きく変わり流動的な状況となっているが、発電所の廃止措置は避けることができない措置であり、廃止措置の重要性は今後ますます大きくなっていくと思われる。

参考文献

- 1) 文部科学省及び米国エネルギー省航空機による航空機モニタリングの測定結果（平成23年5月6日）。
- 2) 経済産業省原子力安全・保安院
 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故に係るフォールアウトによる原子力施設における資材等の安全規制上の取扱いに係る第2回意見聴取会(平成24年1月26日)」 資料1-2.

研究施設等廃棄物埋設事業の進捗状況について

宮本 陽一*

Progress on the disposal project of LLW generated from research, industrial and medical facilities

Yoichi MIYAMOTO *

我が国においては、原子力発電所以外にも様々な原子力施設や放射性同位元素使用施設等があり、これらの施設から低レベル放射性廃棄物（研究施設等廃棄物）が発生している。このような研究施設等廃棄物は、現在に至るまで処分されることなく各機関等に累積保管されており、原子力の研究開発等の実施に支障をきたす懸念が高まっている。そこで、研究施設等廃棄物の処分を早急かつ確実に実施するため、2008（平成20）年に独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）が法的に実施主体として位置づけられた。これを受けて、原子力機構では、国が定めた埋設処分業務の実施に関する基本方針に即して、埋設処分業務の実施に関する計画を策定し、国の認可を受け、処分事業への取り組みを開始した。現在までに、この実施計画に従い、埋設事業の実施に際して必要な埋設施設の概念設計及び立地選定のための基準・手順の検討等を進めて来ている。本報告では、これらの概要について紹介する。

Low level nuclear wastes (LLW) are generated from the R&D of the nuclear energy, medical and industrial use of radioisotope as well as NPP in Japan. The LLW is stored and accumulated in each facility. The issues will affect R&D facility operations because of no organization assigned a role of waste disposal and repository operation. Therefore, Japan Atomic Energy Agency (JAEA) was assigned to the implementing organization for the disposal with the amendment of JAEA Act in 2008. JAEA had started their activity on the promoting of the disposal project of these LLW following to JAEA's "Executing plan for the disposal project of LLW from research institutes etc." based on the "Basic plan of promotion for the disposal project of LLW from research institutes etc." decided by government. This report summarizes the conceptual design of the disposal facility and reviewing the procedure and criteria for site selection for the disposal project.

1. はじめに

我が国では、原子力の研究開発の黎明期より、放射性同位元素の使用、核燃料物質の使用等により低レベル放射性廃棄物が発生している。このう

ち、実用発電用原子炉等以外から発生する低レベル放射性廃棄物は、研究施設等廃棄物と称され、最終的な埋設処分がなされることなく各発生機関等で長期にわたり保管されている状況である。このため、近い将来、原子力の研究開発等に支障を

*：独立行政法人 日本原子力研究開発機構 埋設事業推進センター
(Japan Atomic Energy Agency, Low-Level radioactive Waste Disposal Center)

きたす懸念が高まっている。このため、2008（平成20）年の国会において独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、「原子力機構」）法が改正され、原子力機構がこのような研究施設等廃棄物の埋設処分の実施主体として位置付けられた。原子力機構法に基づき、国は「埋設処分業の実施に関する基本方針」（文部科学大臣、経済産業大臣 平成20年12月25日、以下「基本方針」）として、埋設処分業務の対象とすべき放射性廃棄物の種類や埋設処分地の選定、事業運営に関する事項等に係わる基本方針を定めた。原子力機構は、この基本方針に即して「埋設処分業務の実施に関する計画」（原子力機構 平成21年11月13日認可、平成24年3月28日認可変更、以下「実施計画」）を策定し、国の認可を受け、埋設処分事業に取り組んでいる。

現在までに、実施計画で提示したコンクリートピット、トレンチ埋設施設及びその他の附属施設の概念設計を終えるとともに、埋設施設を立地する地点の選定に係る手順及び基準の策定に係る検討を進めて来ている。本報告では、概念設計の概要について示すとともに、埋設施設を立地する地点の選定に係る手順及び基準の検討状況を示す。

2. 浅地中埋設処分施設の概念設計の概要

2.1 概念設計の手順

研究施設等廃棄物の浅地中埋設処分施設の概念設計¹⁾では、埋設施設・設備の設計に先立ち、埋設対象廃棄物の性状、数量、放射能インベントリ、立地条件等の前提条件を設定し、これに基づき廃棄物の受入れ、確認、定置手法及び操業工程の検討を行い、必要となる全ての施設、設備、機器類の抽出を行った。設計では、抽出した施設、設備類の耐震及び構造強度、一般公衆の被ばく線量の評価、費用の積算、配置設計等を行い、その結果を踏まえてより合理的な施設の設備仕様、レイアウト等を決定した。

立地条件の設定は、現状では研究施設等廃棄物の埋設施設に係る立地場所が選定されていないことから、我が国における一般的な立地条件に基づいて設定した²⁾。

2.2 前提条件の設定

2.2.1 埋設対象廃棄体の数量及び性状

概念設計における埋設施設は、実施計画に基づき、廃棄体約60万本に相当する規模とした。廃棄体数量の内訳としては、原子力機構のピット処分約19万本、トレンチ処分約24万本、他発生者のピット処分約3万本、トレンチ処分約14万本として設定した。

また、埋設対象廃棄体の性状は、原子力機構の廃棄体化処理方法を踏まえ、廃棄物の主な性状に応じて以下に示す処理が想定されるものとして、溶融固化体、金属、雑固体、均一・均質固化体、コンクリート類に区分し、予定数量調査結果から各廃棄体性状の割合を算定した（Table 1）。

- ①可燃物及び難燃物は焼却等の処理を経て溶融処理の後にセメント等による充填固化
- ②金属や雑固体は圧縮処理等の後にセメント等による充填固化等
- ③廃液は濃縮後にセメント等の固型化材で均一・均質固化処理
- ④コンクリート類は固化処理が不要

2.2.2 埋設対象廃棄体の放射能インベントリ

廃棄体中の放射能インベントリは、予定数量調査結果を踏まえ各事業者の廃棄体中の放射能濃度と重量の集計結果から算定した。

研究炉の運転、核燃料物質や放射性同位元素の使用形態に応じた特徴的な放射性廃棄物が発生するため、廃棄体中に含まれる放射性核種組成は各原子力施設の種類毎に類似性を有するものと考えられる。このことから、廃棄体中の放射性核種組成と放射能濃度を原子力施設毎に評価した。その結果を、埋設事業の先事例や廃棄物に含まれる核種の特徴を踏まえ、下記の区分毎に集計した。

Table 1 Classification and grouping of waste forms (単位：%)

事業者名	処分方法 ピット/ トレンチ	溶融体 (可燃物)	溶融体 (難燃物)	不燃物				均一・均 質固化体 (液体等)
				金属	雑固体	可燃/難燃 /不燃の区 別をして いない	コンク リート類	
原子力機構	ピット	2.6	1.3	41.4	11.0	0.0	10.7	33.0
	トレンチ	1.4	1.2	12.3	5.8	0.0	74.2	5.0
他発生者	ピット	1.9	0.5	35.9	6.4	13.6	41.4	0.2
	トレンチ	0.8	0.6	18.3	3.6	3.4	72.2	1.1
全体割合	ピット	2.5	1.2	40.6	10.4	1.9	14.9	28.5
	トレンチ	1.2	1.0	14.4	5.0	1.2	73.5	3.6

- ①原子炉系：原子炉施設
- ②TRU及びβ・γ系：核燃料物質使用施設(ホトロボ等)、再処理施設、RI使用施設等
- ③U系：U取扱施設(加工施設、核燃料物質使用施設として専らウランを取扱う施設)
- ④加速器系：加速器施設

また、RI協会の廃棄体中の放射能インベントリは、原子力安全委員会「放射性同位元素使用施設等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方」³⁾において示されているRI協会の廃棄体中の放射性核種組成と

放射能濃度に溶融処理時の残存率を考慮したデータ⁴⁾を用いて埋設対象廃棄体の総重量を乗じることにより算出した。なお、埋設対象廃棄体の放射能インベントリの対象核種は、原子力安全委員会「低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について」⁵⁾の参考資料3に示されたピット処分及びトレンチ処分の基準線量相当濃度に対して、5桁の範囲にある放射性核種としたものである。求めた対象核種と放射能インベントリをTable 2に示す。

Table 2 Radioactivity inventory in the waste forms to be disposed of into the near surface disposal facilities

【トレンチ】							【コンクリートピット】						
汚染源分類	原子炉系	TRU・β・γ系	U系	加速器系	RI協会	合計	汚染源分類	原子炉系	TRU・β・γ系	U系	RI協会	合計	
本数 ^{*1}	1.14E+05	8.60E+04	7.15E+04	4.96E+04	6.01E+04	3.81E+05	本数 ^{*1}	4.48E+04	1.49E+05	1.04E+03	2.44E+04	2.19E+05	
重量[t]	4.81E+04	2.99E+04	2.36E+04	1.04E+04	3.43E+04	1.46E+05	重量[t]	2.30E+04	8.11E+04	4.91E+02	1.40E+04	1.19E+05	
核種	施設別総放射能(Bq)					総放射能(Bq)	核種	施設別総放射能(Bq)					総放射能(Bq)
H-3	5.35E+11	3.25E+11	----	5.89E+11	----	1.45E+12	H-3	1.95E+14	8.48E+13	----	----	2.80E+14	
Be-10	8.25E+06	1.79E+06	----	2.37E+00	----	1.00E+07	Be-10	1.56E+08	1.89E+07	----	----	1.75E+08	
C-14	9.99E+09	4.51E+09	----	1.07E+04	6.05E+07	1.46E+10	C-14	5.15E+12	4.05E+12	----	3.78E+08	9.20E+12	
Al-26	----	----	----	1.13E-01	1.18E+07	1.18E+07	Al-26	----	----	----	7.35E+07	7.35E+07	
Cl-36	8.10E+06	1.30E+06	----	5.31E+00	2.18E+08	2.28E+08	Cl-36	2.76E+09	1.06E+09	----	1.37E+09	5.19E+09	
Ca-41	4.19E+08	2.05E+06	----	1.19E+00	2.60E+04	4.21E+08	Ca-41	6.59E+10	2.91E+07	----	1.63E+05	6.59E+10	
Co-60	9.08E+11	2.75E+11	----	1.48E+11	6.09E+11	1.94E+12	Co-60	1.09E+14	1.59E+14	----	3.81E+12	2.72E+14	
Ni-59	1.73E+09	1.74E+08	----	5.40E+08	----	2.44E+09	Ni-59	1.10E+11	1.35E+11	----	----	2.44E+11	
Ni-63	2.22E+11	2.69E+10	----	2.01E+10	7.56E+10	3.45E+11	Ni-63	1.36E+13	1.51E+13	----	4.73E+11	2.91E+13	
Se-79	8.34E+04	7.78E+04	----	7.74E+00	----	1.61E+05	Se-79	3.61E+06	5.66E+07	----	----	6.02E+07	
Sr-90	5.83E+08	1.09E+10	1.75E+05	2.65E-02	1.01E+09	1.25E+10	Sr-90	3.66E+11	9.47E+12	----	6.30E+09	9.84E+12	
Zr-93	6.67E+04	4.01E+05	----	4.94E-01	9.24E+05	1.39E+06	Zr-93	4.81E+06	1.68E+08	----	5.78E+06	1.79E+08	
Nb-94	1.93E+07	5.11E+06	----	2.79E+05	----	2.47E+07	Nb-94	6.16E+08	1.37E+09	----	----	1.99E+09	
Mo-93	7.38E+07	9.98E+05	----	1.25E+05	----	7.49E+07	Mo-93	5.43E+08	1.02E+08	----	----	6.45E+08	
Tc-99	2.69E+06	2.42E+06	4.27E+07	1.34E+04	7.30E+08	7.78E+08	Tc-99	4.35E+08	2.54E+09	----	4.57E+09	7.54E+09	
Ag-108m	2.13E+08	7.65E+06	----	6.91E+05	----	2.21E+08	Ag-108m	2.63E+10	6.57E+08	----	----	2.69E+10	
Cd-113m	1.06E+05	1.00E+07	----	----	----	1.01E+07	Cd-113m	1.35E+08	5.71E+09	----	----	5.85E+09	
Sn-126	1.07E+06	3.69E+05	----	----	----	1.44E+06	Sn-126	5.90E+06	1.92E+08	----	----	1.98E+08	
I-129	7.10E+02	2.10E+03	----	1.22E-09	1.28E+03	4.08E+03	I-129	4.33E+05	6.43E+09	----	7.98E+03	6.43E+09	
Cs-135	8.02E+02	2.74E+06	----	7.13E-04	1.01E+06	3.75E+06	Cs-135	9.49E+05	1.24E+08	----	6.30E+06	1.31E+08	
Cs-137	1.63E+09	2.13E+10	3.34E+06	8.11E+00	4.11E+10	6.41E+10	Cs-137	8.98E+11	1.51E+13	----	2.57E+11	1.62E+13	
BA-133	1.78E+09	5.88E+07	----	7.18E+03	6.38E+08	2.47E+09	BA-133	1.71E+12	1.68E+08	----	3.99E+09	1.71E+12	
Eu-152	2.40E+10	2.25E+08	----	1.90E+04	4.70E+08	2.47E+10	Eu-152	3.12E+12	3.88E+10	----	2.94E+09	3.16E+12	
Eu-154	1.68E+09	1.90E+09	1.01E+04	7.15E+02	3.86E+06	3.58E+09	Eu-154	8.19E+11	1.25E+12	----	2.42E+07	2.07E+12	
Ho-166M	2.69E+06	5.49E+05	----	1.44E+02	----	3.24E+06	Ho-166M	4.58E+08	4.13E+07	----	----	5.00E+08	
Hf-182	1.87E+04	7.97E+03	----	4.73E-08	----	2.67E+04	Hf-182	3.03E+05	5.90E+04	----	----	3.62E+05	
Pb-210	6.21E+01	1.43E-02	----	----	----	6.21E+01	Pb-210	3.22E+02	1.30E+00	----	----	3.23E+02	
Bi-207	----	----	----	3.31E-04	4.87E+06	4.87E+06	Bi-207	----	----	----	3.05E+07	3.05E+07	
Ra-226	1.96E+02	4.88E-02	----	----	----	1.96E+02	Ra-226	1.08E+03	2.57E+05	----	----	2.58E+05	
Ra-228	3.44E+07	7.36E+03	----	----	----	3.44E+07	Ra-228	1.95E+08	1.99E+09	----	----	2.18E+09	
Th-232	9.89E+04	8.80E-01	----	----	----	9.89E+04	Th-232	1.13E+04	3.22E+07	6.68E+08	----	7.00E+08	
U-232	9.34E+03	3.60E+03	1.28E+07	----	----	1.28E+07	U-232	4.06E+05	1.64E+06	----	----	2.05E+06	
U-233	1.03E+05	2.18E+05	----	----	----	3.21E+05	U-233	2.30E+07	2.17E+05	----	----	2.32E+07	
U-234	3.30E+03	3.48E+08	3.49E+09	----	----	3.84E+09	U-234	2.39E+06	2.44E+08	2.85E+08	----	5.31E+08	
U-235	1.05E+07	1.62E+07	1.39E+08	----	----	1.66E+08	U-235	3.95E+07	4.88E+08	1.28E+07	----	5.40E+08	
U-236	3.18E+02	3.13E+04	8.55E+07	----	----	8.55E+07	U-236	4.27E+05	3.25E+07	----	----	3.30E+07	
U-237	----	----	5.83E+02	----	----	5.83E+02	U-237	----	----	----	----	----	
U-238	3.25E+08	9.49E+07	2.73E+09	----	----	3.15E+09	U-238	1.22E+09	1.49E+10	5.61E+08	----	1.67E+10	
Np-237	3.60E+02	7.64E+05	1.28E+05	----	----	8.93E+05	Np-237	4.88E+05	1.62E+08	----	----	1.62E+08	
Pu-238	3.97E+06	4.14E+08	7.77E+05	----	----	4.18E+08	Pu-238	5.28E+09	3.01E+11	----	----	3.07E+11	
Pu-239	7.73E+05	3.33E+08	1.75E+05	----	----	3.34E+08	Pu-239	9.18E+08	1.11E+11	----	----	1.12E+11	
Pu-240	1.70E+06	2.13E+08	2.49E+05	----	----	2.15E+08	Pu-240	2.33E+09	1.37E+11	----	----	1.39E+11	
Pu-241	----	----	3.30E+07	----	----	3.30E+07	Pu-241	----	3.69E+12	----	----	3.69E+12	
Pu-242	7.07E+03	7.24E+05	6.22E+02	----	----	7.32E+05	Pu-242	9.69E+06	4.58E+08	----	----	4.67E+08	
Am-241	7.80E+06	1.65E+08	4.66E+05	----	4.95E+09	5.13E+09	Am-241	3.56E+09	7.42E+10	----	3.10E+10	1.09E+11	
Am-242m	1.39E+04	1.24E+06	2.80E+01	----	----	1.25E+06	Am-242m	1.68E+07	1.13E+09	----	----	1.15E+09	
Am-243	5.19E+04	5.11E+06	5.05E+01	----	----	5.17E+06	Am-243	6.90E+07	3.20E+09	----	----	3.27E+09	
Cm-243	5.64E+04	5.76E+06	3.73E+01	----	----	5.82E+06	Cm-243	7.77E+07	3.56E+09	----	----	3.64E+09	
Cm-244	7.92E+06	6.81E+08	2.56E+01	----	----	6.88E+08	Cm-244	9.13E+09	4.08E+11	----	----	4.18E+11	
Cm-245	5.43E+02	5.06E+04	2.60E-01	----	----	5.11E+04	Cm-245	6.83E+05	3.03E+07	----	----	3.10E+07	

*1:200ℓドラム缶換算

*1:200ℓドラム缶換算

2.2.3 立地条件

既設の原子力施設においては、一般的に、立地場所の環境条件の項目は以下に大別することができると思われる。

(1) 排除関連項目

津波、地崩れのように、埋設施設の設計等により安全を確保することが合理的でなくその項目の影響を受けない立地場所を選定することにより安全を確保することが適切と考えられる環境項目

(2) 設計関連項目

降雨量、地下水流速、河川までの距離などのように埋設施設の設計等によって安全を確保することが合理的と考えられる環境項目

そこで、埋設施設の立地条件の設定においては、種々の立地指針等を参考として環境項目を抽出し、排除関連項目及び設計関連項目に大別し、排除関連項目の影響を受けないような立地場所を想定した種々の安全評価事例を参考として具体的な設計関連項目を抽出した。そして、抽出した項目について、具体的な分布状況や定量的な状況あるいは線量評価のために設定された評価パラメータ等に関して公開文献、既存報告書⁵⁾、公的機関等のWebsサイト等から最小値、最大値を調査し、その結果を基に平均的と考えられる条件を我が国

における一般的な埋設施設の立地条件として設定した。抽出した排除関連項目及び設計関連項目をTable 3に、埋設施設の地質等に関して設定した条件をFig.1示す。

2.2.4 安全規制等の法令要件

埋設施設に受け入れを計画している廃棄体につ

Table 3 Extraction of main items to be excluded and to be considerable in the conceptual design

立地環境に係る項目		設計関連項目	排除関連項目	
自然環境	○ 地震(地震動) ○ 台風・豪雨 ○ 異常寒波・豪雪	○	-	
	○ 活断層 ○ 津波 ○ 地滑り ○ 陥没 ○ 高潮 ○ 洪水	-	○	
	○ 火山活動	○	(○)	
	地質及び地形等	○ 地質及び地形	○	-
		○ 断層	-	○
		○ 地盤 ○ 地耐力	○	(○)
	気象	○ 風向・風速 ○ 降水量・浸透水量	○	-
		水象及び水理	○ 地下水(水質・流速・移動距離) ○ 井戸水(使用水量等) ○ 河川水(流量等)	○
	○ 地下水(水位)		○	○
	社会環境		○ 近隣工場等における火災・爆発等 ○ 河川水・地下水等の利用状況 ○ 農業、畜産業、漁業等食物に関する土地利用等の状況 ○ 人口分布等	○
○ 石炭・鉱石等の天然資源		○	○	
○ 交通		○	○	

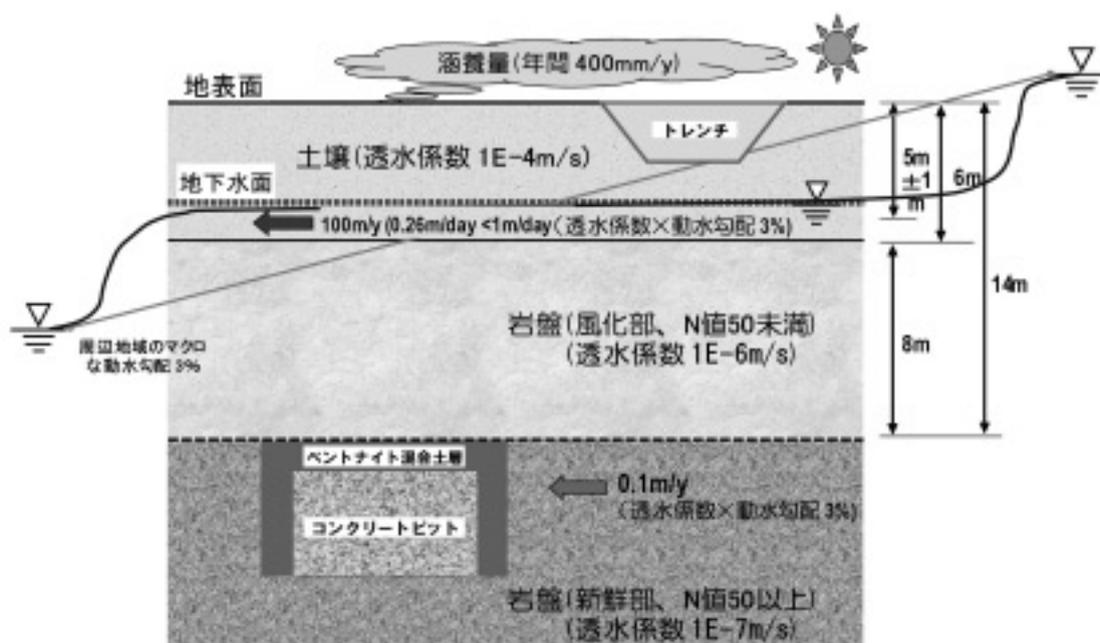


Fig.1 A schematic view of setting on subsurface environment

いて、その発生施設の事業許可規制区分の範囲を、

- ①原子炉等規制法の研究炉、研究開発段階炉、核燃料使用施設、再処理事業、加工事業及び廃棄物管理事業
- ②放射線障害防止法(RI法)のRI使用、詰替、貯蔵、廃棄施設及び加速器施設
- ③医療法の病院等
- ④臨床検査医師法の衛生検査所
- ⑤薬事法の医薬品製造所等
- ⑥獣医療法の飼育動物の診療施設

としていることから、これらに規定、又は規定が予定されている

- 埋設施設の立地条件
- トレンチ及びピット処分施設の技術基準
- 埋設対象廃棄体の技術基準
- 埋設施設の操業基準 等

に係る法令要件を設定した。

また、これに併せ原子力安全委員会で策定された「第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方」⁶⁾(以下、「第二種埋設審査指針」という)、原子炉立地審査指針⁷⁾、耐震設計審査指針⁸⁾、陸地処分の安全規制に関する基準値⁹⁾等の関連する部分を準拠して設定した。なお、第二種埋設審査指針においては、非放射性の有害物質の影響については、必要に応じ国又は関連機関が定める規定に準じて考慮されなければならないことが示されていることから、廃棄物の処理及び清掃に関する法律の関連する法令要件の一部を準用して設定した。

2.3 埋設施設の設計

前項で設定した前提条件等に基づき、埋設作業の実施に対する安全を確保しつつ、合理的な操業を可能とすることに必要となる埋設施設及びその関連施設、設備、機器等の抽出を行い、それらの使用目的、必要性等の要求基本性能を整理、検討して施設・設備の設計を実施した。以下に主な施設の実施結果を示す。

2.3.1 受入検査施設

(1) 施設の機能要件 (設計条件)

- ・200ℓドラム缶、簡易袋状容器、角型容器等廃

棄体の単体及び輸送容器での受入

- ・一時貯蔵 (最大取扱量: 18,000本/年)
- ・廃棄体の自動移送、確認検査 (外観、ID)
- ・埋設施設への廃棄体の払出し
- ・埋設地 (管理区域) への作業員出入り管理
- ・自己発生放射性廃棄物の管理

(2) 施設の設計仕様

(a) 廃棄体の受入・一時貯蔵

【輸送容器受入れ (船舶輸送)】

- ・廃棄体容器は、200ℓドラム缶、角型容器及び簡易袋状容器
- ・年4回程度の輸送を想定した一時貯蔵エリアの確保
- ・廃棄体は輸送容器に入れて輸送

【単体受入れ (陸上輸送)】

- ・廃棄体容器は、200ℓドラム缶、角型容器及び簡易袋状容器
- ・一時貯蔵量は、1日当たりの定置数量から必要量を確保
- ・廃棄体と輸送容器を兼用

(b) 廃棄体の確認検査及び払出

【輸送容器入り廃棄体】

- ・専用のトラックヤード及び廃棄体移送、確認ラインを設け、輸送容器の開閉と空容器をハンドリング

【ピット払出用200ℓドラム缶】

- ・専用のトラックヤード及び廃棄体移送、確認ラインを設け、1本毎に外観、ID検査を実施
- ・定置作業のため、8本毎に横転し払出し

【トレンチ払出用200ℓドラム缶、角型容器、簡易袋状容器】

- ・専用のトラックヤード及び廃棄体移送、確認ラインを設け、1本毎に外観、ID検査を実施
- ・定置作業のため縦置のまま払出し

受入れ検査施設の俯瞰図を Fig. 2 に示す。

2.3.2 コンクリートピット埋設設備

(1) 施設の機能要件 (設計条件)

- ・200ℓドラム缶、角型容器等の複数の廃棄体容器への対応が必要
- ・廃棄体埋設計画変更へ柔軟に対応するため、コンクリートピットの区画・規模は、ドラム缶及び角型容器等が併置できる設計



Fig.2 Bird's-eye view of the waste package reception and inspection facility

- ・ 必要な遮へい（操業時）の確保
- ・ 管理期間終了後の安全確保

(2) 施設の設計仕様

(a) コンクリートピット本体 (Fig.3)

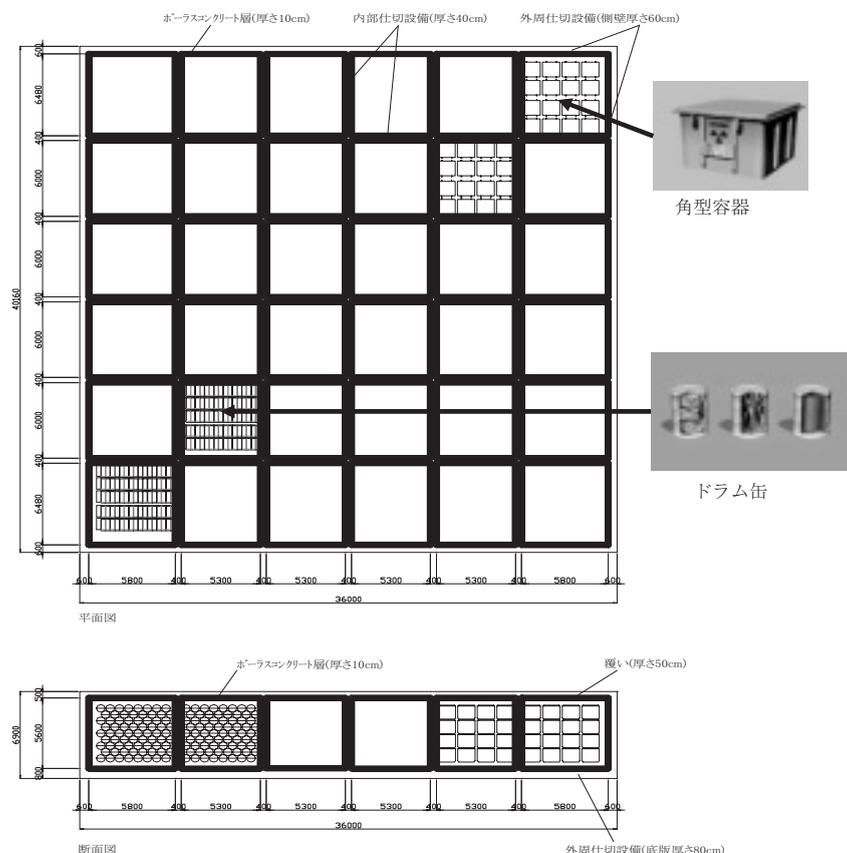


Fig.3 A schematic view of the concrete pit facility

- ・ 1ピット当たり36区画、各区画は200ℓドラム缶又は角型容器のどちらかを定置
- ・ 約40m×約36m×約7mのピットを18基設置
- ・ 8基及び10基毎に覆土を行う配置
- ・ 1基当たり12,960本のドラム缶を定置（ドラム缶：8行×5列×9段、角形：4行×4列×4段）
- (b) 廃棄体の定置作業
 - ・ 200ℓドラム缶は8本毎
 - ・ 角型容器は1体毎に定置
 - ・ 屋根付きの定置クレーンにより定置
- (c) 施設の施工と覆土
 - ・ 新鮮岩盤内に掘削してピットを設置
 - ・ 地下水の浸入量低減のためピット周囲をベントナイト混合土で覆土
 - ・ 側部覆土及び上部覆土は、現地発生 of 岩盤、岩盤風化部及び土砂を利用することを想定

2.3.3 トレンチ埋設設備

(1) 施設の機能要件 (設計条件)

- ・ 取扱対象廃棄体は、200ℓドラム缶、簡易袋状容器、角型容器等で、複数の廃棄体容器への対応が必要
- ・ 廃棄物処理法との整合性を考慮 (遮水シート等の設置)
- ・ 地下水面よりも上に設置
- ・ 操業期間中の安全確保
- ・ 管理期間終了後の安全確保

(2) 施設の設計仕様

トレンチ埋設設備は、機能要件に基づき付加機能型トレンチと安定型トレンチの以下に示す2種類の仕様のトレンチを設置するものとした (Fig.4)。()内は長さの異なるトレンチでの数値。

(a) 付加機能型トレンチ

- ・ 埋設施設底面、側面及び上面に2重遮水シートを設置するとともに、浸出水・地下水の集水機能を設置
- ・ 3段まで定置可能としたが、1段目は集水管を設置しているため、一部定置不可の箇所を設定

- ・ 約43m×約230m (200m) ×約6.7mのトレンチを施設全体で6基設置

- ・ 1基当たり約20,200本 (約17,500本) のドラム缶を定置

(b) 安定型トレンチ

- ・ 遮水シートは設置しないが、地下水集水機能を設置

- ・ 3段まで定置可能とし、角形容器、袋状容器のどちらも対応できるものとして設計

- ・ 約45m×約160m (150m) ×約6.5mのトレンチを施設全体で12基設置

- ・ 1基当たり約23,600本 (約21,500本) のドラム缶相当の廃棄物を定置可能

(c) 廃棄体の定置と覆土

- ・ 地下水面 (4mと設定) より上に設置
- ・ 上部覆土は、2.5mとし現地発生土を使用
- ・ 中間覆土は、25cmとし、廃棄物の定置毎に実施
- ・ トレンチ1基の全面を覆う雨水浸入防止テントを設置し、テント内で定置から覆土作業を予定



Fig.5 Outline of shielding calculation for the waste package reception and inspection facility

2.4 埋設施設の遮へい設計、耐震及び構造計算

2.4.1 受入検査施設

(1) 施設の遮へい設計

受入検査施設の遮へい設計に際しては、原子炉等規制法及び放射線障害防止法の線量基準を満足するものとし、施設内の各部屋においては、作業員の立ち入り時間区分に基づき設計基準線量率を設定して、これに必要な壁厚等の遮へい能力を、また、施設外壁については、保守的に放射線障害防止法で規定される事業所内の居室等を人が居住する区域の線量基準 (250 μ Sv/3月 (13w \times 5 d \times 8 h)) \approx 0.5 μ Sv/h) を用いて、これに必要な壁厚等の遮へい能力を算定した。受入検査室内壁の遮へい計算の概要を Fig.5 に示す。

(2) 耐震及び構造強度

受入検査施設の耐震及び構造強度計算においては、耐震設計審査指針を参考に重要度分類をCクラスとし、水平地震力は、地震層せん断力係数 C_i を0.2として重要度分類に応じた係数1.0を乗じ、施設の振動特性、地盤の種類等を加味して設定した。設定した地震力、自重等により、建築基準法関連法令等の基準に定められた一次設計を行った。また、二次設計として、建屋の構造を4層に分割し、それぞれの層の安全性を確認、評価した (Table 4)。

Table 4 Result of the structural calculation on the waste package reception and inspection facility

評価項目	一次設計 (許容応力度計算)			二次設計 (水平耐力計算)
	層間変形角	剛性率	偏心率	保有水平耐力 ^注
基準値 (建築基準法)	1/200以下	6/10以上	15/100以上	(各階の保有水平耐力 Q_u) / (各階の必要保有水平耐力 Q_{un}) \geq 1
受入検査建屋の評価値	1/2000以下	0.7~1.1	0.1~0.29	1.25

注：剛性率、偏心率が規定値外であった場合に評価

2.4.2 コンクリートピット埋設設備

コンクリートピットの耐震及び構造強度計算においては、重要度分類をCクラスとし、水平地震力を受入検査施設と同様に設定した。設定した地震力、自重、土圧等により、覆土前と覆土後の状態においてコンクリートピットを構成する外周仕切設備 (底壁及び側壁)、内周仕切り設備、覆い及びピット全体について、2次元フレーム解析によるそれぞれの当該断面力の算定・照査を実施した (Fig.6)。算定・照査の実施に当たっては、廃棄体 (ドラム缶、角型容器) の定置条件に応じて、最も不利となる変形パターンを考慮し、ピット躯体でのそれぞれの発生応力を算定した (Fig.6)。その結果、発生応力度が、全ての箇所ですべて許容応力度を下回り、ピットの安全性を確認した。

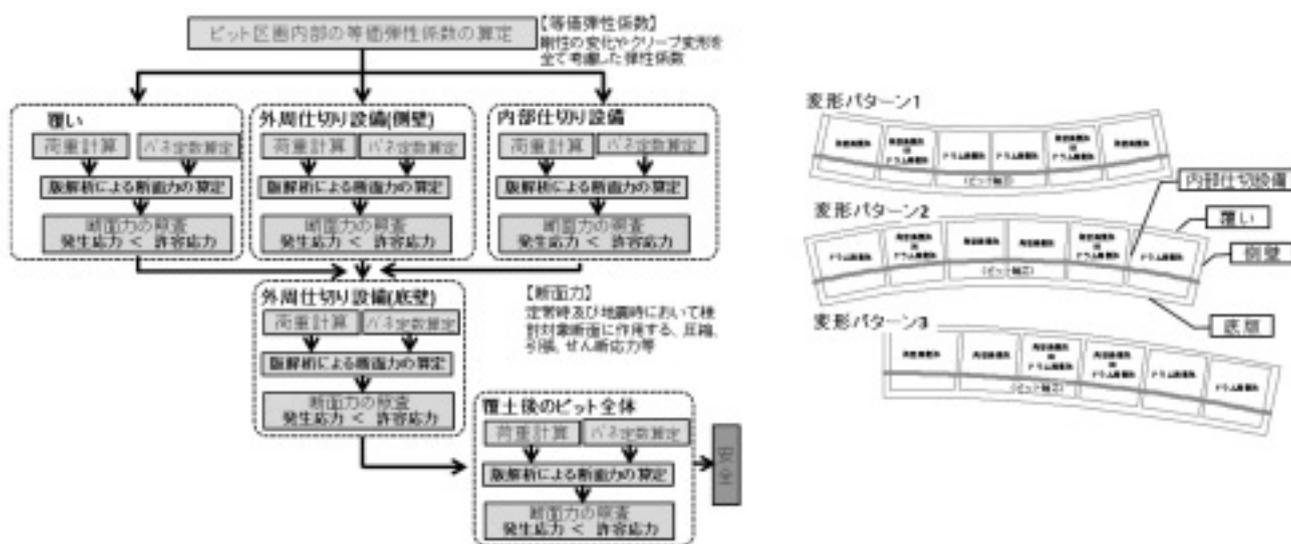


Fig.6 Procedure of the structural calculation on the concrete pit

2.5 操業中及び管理期間終了後の一般公衆の被ばく線量評価

埋設施設の概念設計に当たっては、施設の操業期間（最終覆土前までの期間）中における敷地周辺の一般公衆の被ばく線量と、埋設施設の管理期間（最終覆土後、トレンチ処分は約50年、ピット処分は約300年）終了後における敷地周辺の一般公衆の被ばく線量について計算・評価し、その結果に基づき関連する施設、設備等の施設設計及び配置設計を行った。

2.5.1 操業中の被ばく線量の評価及び施設の配置設計

操業中の敷地周辺の一般公衆の被ばく線量及び埋設施設の配置設計は以下の手順により実施した。計算の対象とした施設は、受入検査施設、トレンチ埋設設備及びコンクリートピット埋設設備とし、計算に際しては、共通的な事項となる設計基準、線源条件等をあらかじめ設定し施設毎に計算を行い、計算結果を集約し事業所全体として取りまとめて評価した。なお、敷地周辺の評価に当たっては、評価点を敷地（1,250m×800m）中心からの16方位での敷地境界上の点とした。

(1) 設計基準及び計算条件

- ・線量基準は、発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針に定められた線量目標値 $50 \mu\text{Sv/y}$ と設定
- ・計算線種は、施設からの直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線の2種類とした
- ・ピット処分対象廃棄体の表面の線量当量率を 2 mSv/h と設定
- ・トレンチ処分対象廃棄体の表面の線量当量率を $10 \mu\text{Sv/h}$ と設定
- ・ γ 線エネルギースペクトルは、 1.25MeV 、 200% （Co-60相当）とした

(2) 計算方法

- ・計算コードは、直接 γ 線がQAD-CGGP2R、スカイシャイン γ 線がDot-3
- ・直接 γ 線の計算に際しては、各施設における廃棄体（線源）を1箇所に集約して体積が等価な球形状となるように線源をモデル化
- ・スカイシャイン γ 線の計算に際しては、各施設の天井面からの漏洩角度線束を求める線源

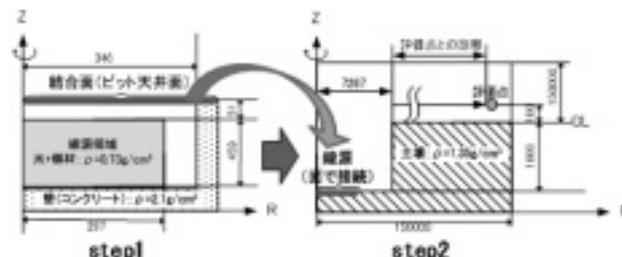


Fig.7 A schematic showing the source and geometric variables used in skyshine calculations for concrete pit

を評価（step 1）し、step 1で求めた漏洩角度線束を線源として接続し、評価点でのスカイシャイン γ 線を求める空気散乱領域での計算（step 2）

コンクリートピット埋設設備における計算体系の概要をFig.7に示す。

(3) 計算結果及び配置設計

各施設中心からの距離に応じた、直接 γ 線及びスカイシャイン γ 線の計算結果に基づき各施設の配置設計を行い、敷地境界における評価点での線量の評価結果をFig.8に示す。評価の結果、16方位で線量が最大となる評価点は⑨で $43 \mu\text{Sv/y}$ であり、評価点⑧と⑨間が敷地境界での最大の線量となるものと想定されることから、⑧と⑨間を更に細分化して最大値を求めた結果、 $47 \mu\text{Sv/y}$ となった。これにより、敷地周辺の一般公衆の被ばく線量がその目標値を下回ることが確認できた。

2.5.2 管理期間終了後の被ばく線量の評価

管理期間終了後の被ばく線量の評価は、コンクリートピット及びトレンチ埋設施設の合理的な設計結果の安全性を確認するため、管理期間終了後

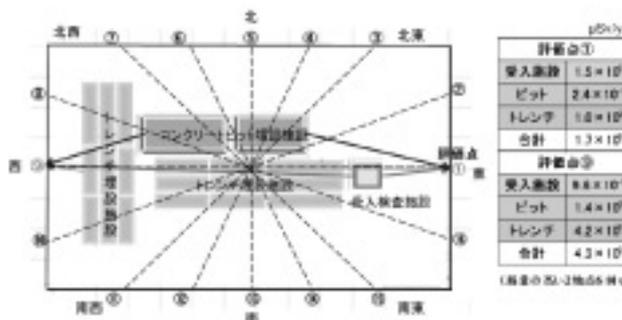


Fig.8 Estimated dose profile at the site boundary

において埋設した放射性廃棄物に起因する一般公衆の被ばく線量について以下の手順により評価した。なお、評価シナリオの整理検討にあたっては、第二種埋設審査指針に従うこととし、原子炉クリアランス報告書⁹⁾、低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について⁵⁾及び極低レベル放射性廃棄物安全評価学会標準¹⁰⁾などの標準的な線量評価事例、また、先行施設の線量評価事例を参考とした。

(1) 評価シナリオの検討

第二種埋設審査指針では、評価シナリオを基本シナリオ、変動シナリオ、稀頻度事象シナリオ、人為事象シナリオの4つのシナリオ群に区分している。また、指針制定の検討のなかで、ピット処分については、基本シナリオ、変動シナリオ、人為事象シナリオの3つのシナリオ群が評価対象とされ、トレンチ処分については、基本シナリオ、変動シナリオが評価対象とされていることから、本概念設計においてもこれを準用することとした。また、各シナリオでのめやす線量についても、基本シナリオでは $10 \mu\text{Sv/y}$ 、変動シナリオで

は $300 \mu\text{Sv/y}$ 、さらに人為事象シナリオでは被ばくを想定する人に応じて 1mSv/y 又は事象当たり 10mSv 又は 100mSv を準用することとした。立地に係る前提条件及び廃棄体中の放射能インベントリの評価に基づき、対象廃棄体の浅地中処分の安全評価期間は、管理期間終了後1万年程度以内で十分であると考えられ、この期間においては、我が国の長期自然事象（プレート運動、気候変動）は比較的安定している。したがって、評価期間は1万年程度と想定し、基本シナリオの自然環境の状態設定としては現在の状態が継続することを前提として評価経路を設定した。

一方、1万年程度の期間を超えた長期自然事象としては、隆起侵食等の不確かさや変動要因などによる潜在的な影響が想定される。このため、1万年を超えて生じる長期的な状態設定の変化に係る影響については、基本シナリオに対する変動シナリオとしてその影響を確認することとして評価経路を設定した。なお、基本及び変動シナリオで用いられるガス移行シナリオについては、施設への安全性に影響を及ぼすようなガス圧上昇の可能

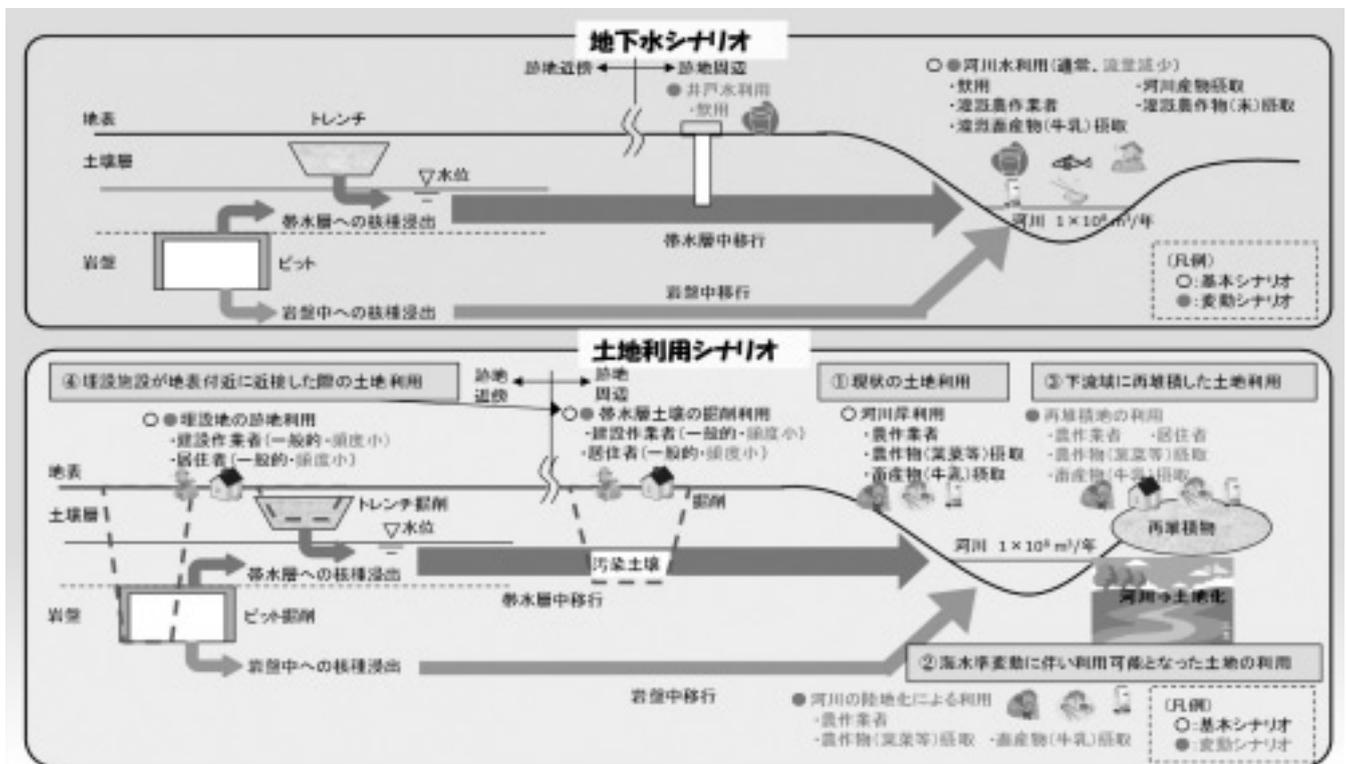


Fig.9 Various exposure pathways in each scenario

性は小さいと考えられるため実施しないこととした。各評価シナリオで用いた評価経路の概念をFig.9に示す。

(2) 評価モデル及びパラメータの設定

前項で設定した安全評価シナリオ、施設の状態設定及び評価経路に従い、立地条件及び埋設施設的设计結果に基づき、線量の計算モデルの構築及び計算に用いるパラメータを設定した。

線量評価モデルは、以下のように設定した。

- ・施設から地下水への放射性物質の浸出モデルは、分配平衡モデル
- ・地下水中の放射性物質の移行は、先行施設事業許可申請における線量評価を参照し、1次元の移流による移行モデル
- ・コンクリートピット埋設設備からの浸出水量は、土壌、岩盤及び施設等においてそれぞれ透水性が異なり、それぞれの媒体における地下水の移動量の収支を取った量を設定する必要があることから、2次元地下水流動解析を

用いて算定

- ・生活環境では、農作物への移行係数や生物の濃縮・移行係数を用いて環境内における核種移行を評価

また、評価パラメータで、施設設計の結果又は立地条件の設定結果以外から設定するものは、原子力安全委員会でのクリアランスレベルの検討¹¹⁾及び先行埋設施設の線量評価事例^{12, 13)}や埋設施設等の線量評価に関する文献¹⁴⁾をもとに設定した。コンクリートピット埋設設備における地下水流動解析モデルの概要をFig.10に示す。

(3) 線量の計算

被ばく線量の計算は、ピット処分におけるベントナイト混合土層の浸入水量の抑制効果を反映し、移流や拡散による放射性核種の移行を評価できる解析ツールGoldSim¹⁵⁾を用いた。本解析ツールでは、評価モデルを1次元体系で土壌層及び岩盤から河川に至る核種移行を移流として行った。

Table 5 Results of calculation evaluation dose in each exposure pathway

シナリオ (対象施設)	移行経路	評価経路	被ばく形態	評価対象とする経路										
				基本		重量	変動			人為				
				ピット	トレンチ	ピット+トレンチ	長期変動 事象	可能性の 小さい事象	人工バリア 機能喪失	可能性の 小さい事象	ピット			
地下水シナリオ (ピット/トレンチ)	地下水中移行	河川水利用	飲用	経口摂取	3.1E-02	2.6E-03	3.4E-02	1.1E-01	-	3.1E-02	-	-		
			河川産物摂取	経口摂取	1.3E+00	2.4E-02	1.3E+00	1.3E+00	-	1.3E+00	-	-		
			灌漑農作業	外部・吸入	3.0E-02	3.8E-04	3.0E-02	9.4E-02	-	3.0E-02	-	-		
			灌漑農作物(米)摂取	経口摂取	5.1E-03	1.1E-03	5.2E-03	4.1E-01	-	3.4E-02	-	-		
		灌漑畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	1.3E-02	8.8E-04	1.3E-02	1.3E-02	-	1.3E-02	-	-			
		井戸水利用	飲用	経口摂取	-	-	-	-	-	2.7E+00	-			
土地利用シナリオ (ピット/トレンチ)	①現状の土地利用	河川岸利用	農作業	外部・吸入	1.7E-03	3.1E-05	1.7E-03	9.4E-03	-	2.2E-03	-	-		
			農作物(葉菜等)摂取	経口摂取	5.0E-04	6.2E-04	5.0E-04	3.6E-03	-	5.0E-04	-	-		
			畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	2.0E-03	1.3E-04	2.0E-03	2.0E-03	-	2.0E-03	-	-		
		河川の陸地化 による利用	農作業	外部・吸入	-	-	-	9.4E-03	-	-	-	-		
			農作物(葉菜等)摂取	経口摂取	-	-	-	3.6E-03	-	-	-	-		
			畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	-	-	-	2.0E-03	-	-	-	-		
	帯水層土壌の 掘削・再堆積 地の利用	農作業	外部・吸入	-	-	-	3.7E-02	-	-	-	-			
		居住者	外部・吸入	-	-	-	1.0E-02	-	-	-	-			
		農作物(葉菜等)摂取	経口摂取	-	-	-	3.8E-03	-	-	-	-			
			畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	-	-	-	6.6E-03	-	-	-	-		
	④埋設施設が地表付近に 近接した際の土地利用	埋設地	埋設地の掘削 利用	建設作業	外部・吸入	-	2.6E-01	-	-	1.7E+01	-	9.5E-01	-	
				居住者(農作物(葉菜等)摂取を含む)	外部・吸入・ 経口摂取	-	1.3E-01	-	-	5.5E+00	-	4.6E-01	-	
地下水中移行		帯水層土壌の 掘削利用	建設作業	外部・吸入	-	-	-	-	6.4E-01	-	2.2E-02	-		
			居住者(農作物(葉菜等)摂取を含む)	外部・吸入・ 経口摂取	-	-	-	-	1.8E-01	-	6.4E-02	-		
人為事象 シナリオ (ピット)	移行経路短絡シナリオ (施設貫通ボアリング)	地下水中移行	河川水利用	飲用	経口摂取	-	-	-	-	-	-	4.3E-03		
				河川産物摂取	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	1.9E-01	
				農作業	外部・吸入	-	-	-	-	-	-	-	3.5E-04	
			灌漑農作物摂取	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	-	1.7E-04	
			灌漑畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	-	1.6E-03	
			河川岸利用	農作業	外部・吸入	-	-	-	-	-	-	-	-	2.4E-04
				農作物摂取	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	-	8.1E-05
				畜産物(牛乳)摂取	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	-	2.7E-04
			帯水層土壌の 掘削利用	建設作業	外部・吸入	-	-	-	-	-	-	-	-	2.3E+00
		居住者(農作物(葉菜等)摂取を含む)		外部・吸入・ 経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	-	6.1E-01	
		井戸水利用		井戸水飲用	経口摂取	-	-	-	-	-	-	-	3.8E+01	

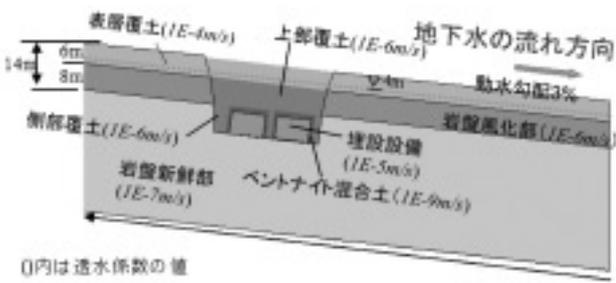


Fig.10 A schematic viewing of groundwater flow analysis

(4) 計算結果

設定した評価シナリオ等に基づく評価経路での計算結果を Table 5 に示す。これらの結果、コンクリートピット埋設施設及びトレンチ埋設施設に対するすべての評価シナリオについて、線量の計算結果はめやす線量を下回ったことから、概念設計による埋設施設の安全性を確認した。

2.6 施設の全体配置

以上の設計結果から埋設施設及び附属施設等の関連施設を含めた敷地全体の配置を Fig.11 に示す。敷地内には、埋設施設以外にも管理棟や受変電設備、さらには掘削土置き場も想定した。必要となる敷地面積は、概ね100haとなった。

3. 埋設施設の立地の選定に係る基準及び手順の検討

3.1 検討の進め方

国が定めた基本方針では、「埋設施設の立地の選定については、手続きの透明性を確保し、公正な選定を行うことを基本とし、原子力機構は、実



Fig.11 Bird's-eye view of the disposal site

施計画において、埋設施設の立地の選定に係る手順及び基準を明確に定め、これを公表するとともに、当該手順等に沿って、埋設施設の立地の選定を行う。」としている。これに則り、原子力機構では、埋設施設の立地の選定に係る基準及び手順の策定に際し、十分な客観性を確保するため、外部の有識者等で構成される埋設施設設置に関する技術専門委員会（以下、技術専門委員会）を設置した。技術専門委員会では、原子力関連施設設置の先行事例等を分析・整理した上で、埋設施設設置に関する立地基準及び手順の検討を行い、その結果を取りまとめ、これを受け、原子力機構は立地の選定に係る基準及び手順を策定することとしている。

3.2 立地手順及び基準の検討方針

国の基本方針では、『研究施設等廃棄物については、現在、処分がなされず、各事業者において長期間にわたり保管されている状況にあり、近い将来、研究開発等に支障をきたす懸念が高まっていることを指摘し、研究施設等廃棄物について、早急かつ確実な処分事業の実施に向けた社会的な要請が高まっている。』としており、早急かつ確実な埋設事業の実施が必要な状況にあることが掲げられている。さらに、埋設処分業務を進める際の基本的考え方としては、

- 安全の確保
- 事業の透明性及び信頼の確保
- 立地地域の理解と共生
- 発生者による応分の負担と協力
- 合理的な処分の実施

が挙げられている。また、埋設処分地の選定に関する事項としては、

- 原子力機構は、埋設施設の立地の選定に係る基準を定めるに当たっては、原子力安全委員会が作成した「放射性廃棄物埋設施設の安全審査の基本的考え方」（昭和63年3月／平成5年1月、平成13年3月一部改訂）において示された、埋設施設の敷地及びその周辺における自然環境や社会環境等に関する基本的立地条件を踏まえる
- 埋設処分業務を円滑に実施する観点から、一定規模の事業用地確保の容易さ、廃棄体

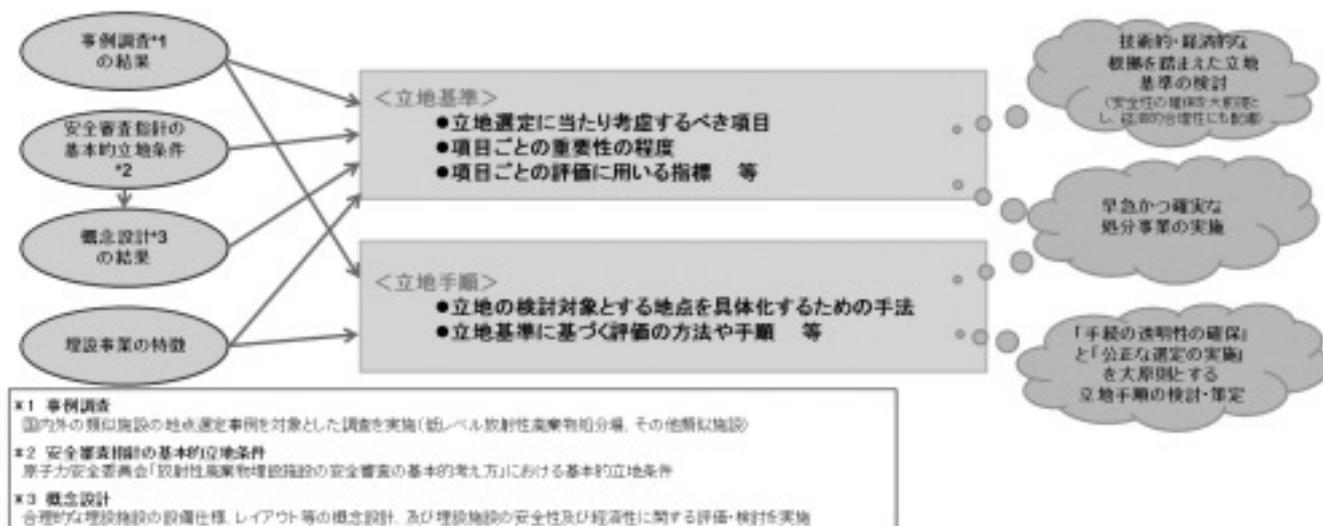


Fig.12 Reviewing policy of the siting process and the criteria of site selection

の輸送の利便性等に関する基準についても定める

- 埋設施設の立地について、当該地点の属する地方自治体（市区町村及び都道府県）の了解を得る
- 国は、研究施設等廃棄物の処分を推進する立場から、処分事業の実施主体である原子力機構と一体となって、埋設施設の立地のための必要な活動に取り組む

ことが挙げられている。

一方、実施計画においても、『埋設施設を立地する地点の選定については、手続きの透明性を確保し、公正な選定を行うことを基本とする。』を掲げるとともに、立地基準については、

- 立地する地点において安全性を確保した上で経済的合理性を持った埋設施設の設置ができるよう、原子力機構は、概念設計の結果等に基づき、安全審査指針の基本的立地条件等を踏まえ、立地選定に当たり考慮すべき項目とその重要性の程度や項目ごとの評価に用いる指標を定めた立地基準を策定する
- 概念設計等の結果に基づいて、地形を踏まえた事業用地の面積等の具体的な基準の策定を行う

こととし、立地手順については、

- 手続の透明性の確保と公正な選定の実施を

大原則として、埋設事業の特徴や類似施設の先行事例等を踏まえながら、立地の検討対象とする地点を具体化するための手法、立地基準に基づく評価の方法や手順について検討を行い、これを策定する

こととしている。

以上に基づき、埋設施設の立地の選定に係る立地基準及び立地手順を検討するに際して、技術専門委員会は、Fig.12に示す検討方針を定め、安全性と事業の透明性及び信頼の確保を大前提とし、経済的合理性への配慮及び早急かつ確実な処分事業の実施を念頭に置くこととした。

また、埋設施設の立地基準の検討に際しては、埋設施設の概念設計結果に基づき、「安全審査の基本的考え方」に示された基本的立地条件を踏まえると共に、埋設事業の特徴や類似施設の先行事例等も参考にして検討を行っている。なお、技術専門委員会で使用した資料及び議事録については、原子力機構 埋設事業推進センターのWebサイトで公開している。

3.3 技術専門委員会の検討状況

3.3.1 立地基準の検討

(1) 国内外の事例調査

立地基準の検討にあたっては、類似施設の立地に関する国内外の先行事例を参考としつつ、埋設施設の設置候補地を選定するための立地基準を検

Table 6 Draft items to be considered for the criteria of the site selection

大項目	中項目	小項目	細目	
(A)安全性	(A1) 自然環境	(A11) 自然現象	(A111) 火山	適合性評価項目
			(A112) 津波	
			(A113) 陥没	
			(A114) 洪水	
	(A12) 地質及び地形等	(A121) 断層 (活断層)		
(A2) 社会環境	(A22) 石炭、鉱石等の天然資源			
(B)環境保全	(B1) 土地利用に係る規則・計画	(B11) 自然環境	比較評価項目	
		(B12) 土地利用		
	(B2) 文化財の保護	(B21) 文化財		
(C)経済性・利便性	(C1) 事業用地	(C11) 用地面積		
		(C12) 用地取得及び造成工事費等に係る費用		
		(C13) 用地形状		
	(C2) 輸送の利便性	(C21) 利用可能な港湾からの距離		
		(C22) 幹線道路からのアクセス		
	(C3) 事業の効率性			
(D)社会的要件	(D1) 用地取得の容易性	(D11) 規制解除		
		(D12) 用地取得の交渉		
	(D2) 地域社会の受容性	(D21) 地域産業への影響		
		(D22) 自然景観の保全		
		(D23) 輸送経路		
		(D24) 地域社会の理解と協力		

討する際の基準項目について、網羅的な検討が行われた。

ここでは、国際原子力機関 (IAEA) が提唱した浅地中処分安全要件である“Safety Standard Series No.WS-R-1(IAEA, 1999)”¹⁶⁾を整理し、我が国の先行事例として、第二種埋設審査指針⁶⁾に示された基本的立地条件を踏まえるとともに、国内外の類似施設として、高レベル放射性廃棄物処分場の立地基準、我が国におけるその他の類似施設の立地基準に関する事例として、使用済燃料中間貯蔵施設、産業廃棄物処分施設、国際熱核融合実験炉の各立地事例について調査し、事例に基づく基準項目の網羅的な抽出を行っている。

(2) 立地の選定にあたり考慮すべき項目

埋設施設の立地に際しては、安全の確保と地域社会の理解が不可欠であり、また、事業の早期実現及び経済的合理性の確保が埋設事業に求められる要件として整理した上で、網羅的に抽出した項目を「安全性」、「環境保全」、「経済性・利便性」、「社会的要件」の4つの大項目に当てはめ、更に中項目、小項目に分類して整理し、立地の選定にあ

たり必要と考えられる項目をTable 6のように整理している。

安全性に関する項目については、概念設計及び立地環境条件に関する技術的検討結果を踏まえ、断層運動、火山活動等の大規模事象などの影響評価が必要と考えられる項目及び地形、地質・地質構造、水理特性等の工学的対策での対応が合理的と考えられる項目等とに対象を分けて検討された。環境保全については、関連法令を考慮し、土地利用、自然環境・文化財保護等の観点から項目等を検討整理している。経済性・利便性については、埋設事業の特徴を考慮し、用地取得、輸送、事業運営の効率性等の観点から項目等を挙げている。また、社会的要件については、周辺地域への影響に係る項目等を検討している。

技術専門委員会では、これらの項目をさらに、適合性評価項目と比較評価項目に分類し、それぞれの評価の方法を議論している。

(3) 評価の方法

Table 6の上段に示した適合性評価項目は、評価の対象地域が埋設施設を立地する上で適してい

るか否かを判定するものであって、どの項目も同等に重要なものとして位置づけている。

一方、比較評価項目は、適合と判定された地域が複数存在する場合に、それらの地域間の好ましさの度合いを比較する基準として適用される。これらの評価項目は、事業の透明性及び信頼を確保する上で、経済的合理性への配慮及び早急かつ確実な処分事業の実施の観点から、それぞれの相対的な重み付けを定めておくことが必要であるものの、一般に定量的に判定することが困難であり、不確定な状況や多様な価値基準を含むようなものが含まれていることから、このような問題に対して意思決定を分かりやすく行う数理解析手法の1つとして、階層的意決定手法 (Analytic Hierarchy Process; 以下「AHP法」という¹⁷⁾) を適用して比較評価項目の重要度を設定することを提案している。

適合性評価の指標については、その地域が適合か不適合かの二者択一の判定を行う際の拠り所として、一般要件となる「基本的考え方」と、具体的な評価のための基準となる「評価の指標」、並びに、評価に用いる各種文献資料について検討・整理している。

比較評価の指標については、A、Bの2段階で構成し、Aでは「基本的考え方」をより具体的に示し、Bはそれ以外の場合と単純に区分し、中間的な判断の余地を排除することにより、人間の主観による判断の“ゆらぎ”を極力低減できるよう配慮された。

なお、立地の選定の段階における評価は、基本的には文献調査から得られる情報によることが効率的であり、現地調査のデータなどを必要とする詳細な評価は、立地が決定した後に行う安全審査に向けた立地環境調査の段階で行われることが合理的であるとしている。

3.3.2 立地手順の検討

(1) 国内外の事例調査

立地の検討対象地点を具体化するための手法を検討する際の参考として、国内外の低レベル放射性廃棄物処分の事例を中心に立地事例の調査検討が行われた。しかし、これらは必ずしも同じレベルで対比できるものではなく、それぞれ固有の要

素を含んでいて明確に区分することが困難なことから、技術専門委員会では立地活動の最初の始め方の相違から、立地選定方式を4つに区分することを試みている (Fig.13)。

(2) 検討対象とする地点を具体化するための手法

先行事例における立地手順の特徴を整理した結果等を踏まえ、技術専門委員会は、地点を具体化するための手順案の検討に際して以下の要件を満たすことが必要であるとしている。

(a) 自治体の負担軽減

検討対象地点を具体化するプロセスは直ちに立地に結びつくものではなく、説明会や勉強会への参加に向けた募集や協力要請を行うというアプローチで臨むことが好ましい。また、自治体はどの段階でも検討対象地点具体化のプロセスへの参加を取りやめることができることを明記しておく必要がある。

(b) 協力要請地点の選定に係る公正性・透明性の確保

協力要請については、Webや書簡送付等を通じてすべての自治体に協力を要請する、あるいは選定した地点が、埋設事業の効率的な運営体制が整えられる地点である等、選定理由を明確にすることが必要である。

(c) 迅速で合理的な埋設事業の推進

検討対象地点の具体化プロセスへの参加要領等において、あらかじめプロセスに要する期間を定めておくことが必要である。

以上の要件を踏まえ、技術専門委員会は、複数の手順案を示しているが、その一例をFig14に示す。ここでは、検討対象地点の具体化のプロセスへの参加を「募集」あるいは「協力要請」する方式と、これら両方を併用した「協力要請・募集型」の複数の手順の議論が行われた。

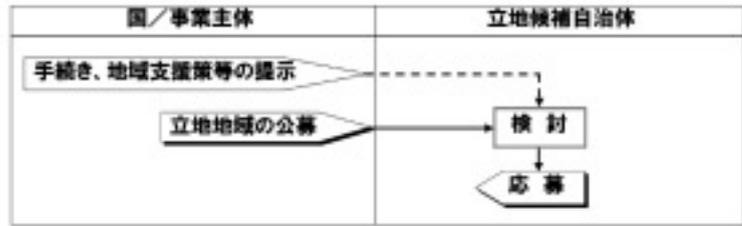
これらの方式については、国と原子力機構が今後の社会情勢を十分に踏まえて決めることが適切とし、手順の案としてまとめられることとなった。

立地基準に基づく評価の手順については、「立地基準に基づいて評価選定を行う手順への移行」について当該自治体の了承が得られれば、立地基準に基づく検討対象地点の評価を行い、埋設施設設置候補地を選定した後、当該自治体に対し立地

【方式A】

事業主体が自治体を公募し、応募の中から立地自治体を選定し決定する方式

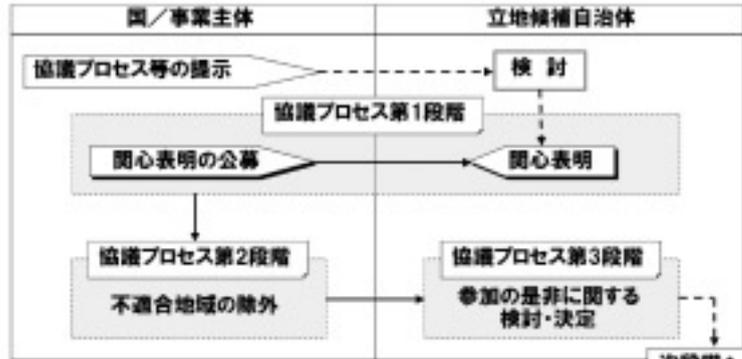
- ・応募の意思決定を行う自治体の責任が重くなる可能性がある。



【方式B】

事業主体が関心を有する自治体を公募し、関心表明を行った地点すべてと協議・調整の上、立地地点を決定する方式 (英国の事例)

- ・協議から始めて地域社会の納得性を高め、立地そのものの協議に移行。
- ・施設の建設開始までは、いつでも撤退できる仕組み。



*2008年8月の公募以来、英国の西カンブリア地域パートナーシップの協議プロセスは、全6段階の第3段階が終了し第4段階への参加の是非に関する協議進行中であったが、2013年1月30日にカンブリア州議会が参加しないことを決定、西カンブリア地域の協議プロセスは終了している。

【方式C】

事業主体が自治体を抽出・選定し、立地を申し入れ、合意を得る方式

- ・申し入れ地点の決定過程について透明性が求められる。
- ・応募に選択の余地があり、自治体の負担が軽減される可能性がある。



【方式D】

事業主体が協議したい自治体を抽出し、協議を申し入れ、すべての自治体と協議・調整の上、合意を得る方式 (ベルギーの事例)

- *ベルギーの地域パートナーシップでの協議には、国/事業主体からの参加は1名程度であり、ほとんどが地域に委ねられた。したがって、右図の統合プロジェクト報告書では、地域としての意思決定の結果が示されている。この報告書の評価を、国/事業主体が行って最終的な立地地域を決定した。
- なお、地域パートナーシップ締結の申し入れから、立地地域の決定までには約7年の歳月を要している。

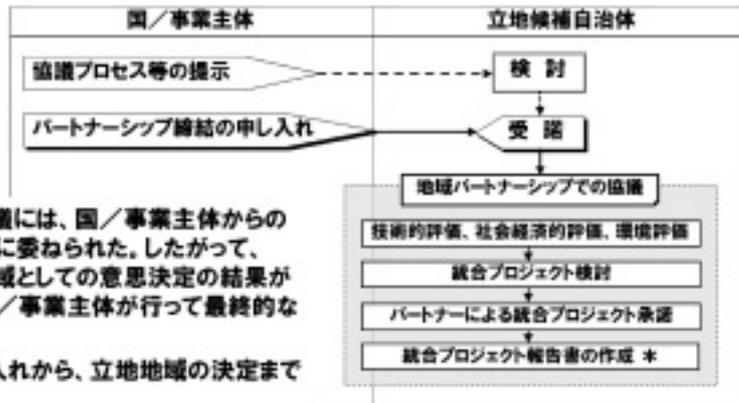


Fig.13 Classified site selection scheme derived from the results of surveillance on some precedents

の申し入れを行う流れとして整理されている (Fig.15)。
 (3) 地域とのコミュニケーションの方策の検討
 上記のように埋設施設の立地の選定に係る立地基準及び立地手順を検討してきたが、社会的要

件、特に地域社会の理解と協力についての議論がかなり集中したことや、2012年の夏以降の原子力を取り巻く社会情勢などの変化を考慮すると、立地の手順として地域の理解と協力が得られるような方策についてさらに追加検討が必要であると

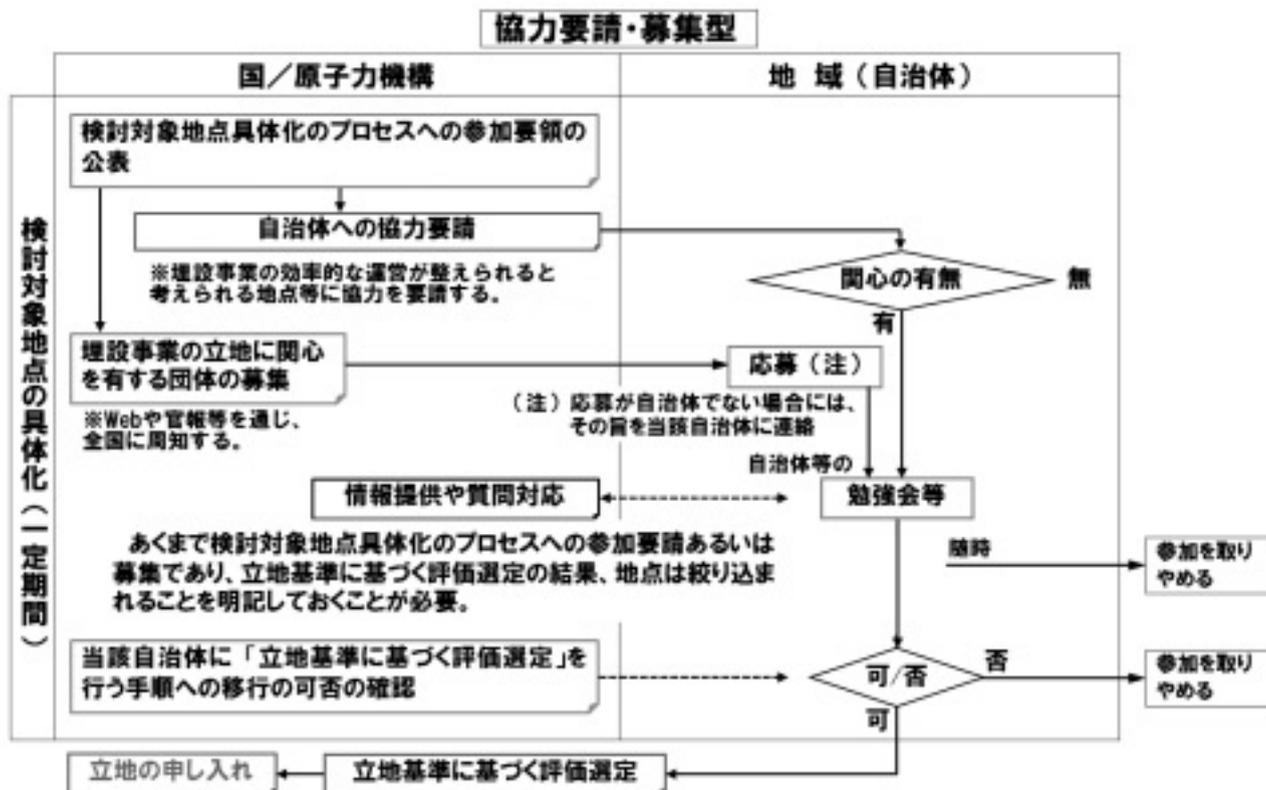


Fig.14 Example of proposed site selection procedure for the LLW disposal business

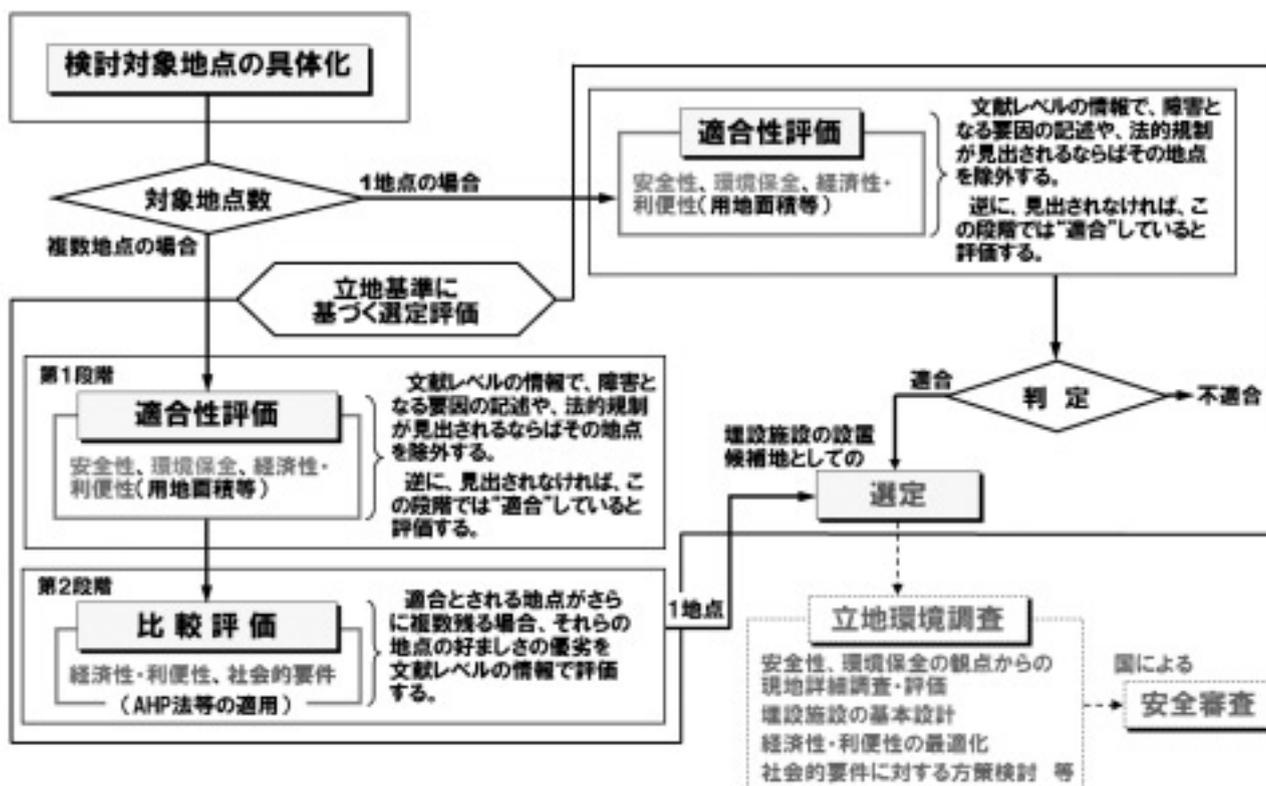


Fig.15 Flow chart of the site evaluation based on the criteria after the site selected

て、地域との十分なコミュニケーションの考えを取り入れた立地手順及び基準について検討を始めている。

(4) 今後の検討予定

今後、技術専門委員会での審議・検討並びに取りまとめを受け、原子力機構では、実施計画に盛り込むべき埋設施設の立地の選定に係る基準及び手順の策定を行う予定である。

4. おわりに

原子力機構では、研究施設等廃棄物処分に向け、種々の活動として、本報告で述べた以外にも、廃棄体基準や輸送処理に係る検討、処分事業費に係る検討等を進めている。これらの活動とともに、多くの関係機関のご協力を得て、一日でも早く処分地の立地選定を進め、処分の実現を図ることを目指している。

参考文献

- 1) 天澤弘也, 他, “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).
- 2) 天澤弘也, 他, “研究施設等廃棄物の概念設計に供する前提条件の調査及び設定,” JAEA-Technology 2010-043(2011).
- 3) 原子力安全委員会, “放射性同位元素使用施設等から発生する放射性固体廃棄物の浅地中処分の安全規制に関する基本的考え方,” (平成16年1月26日).
- 4) 独立行政法人原子力安全基盤機構, “平成21年度放射性廃棄物処分に関する調査(浅地中埋設処分に関する調査)報告書,” (平成23年3月).
- 5) 原子力安全委員会, “低レベル放射性固体廃棄物の埋設処分に係る放射能濃度上限値について,” (平成19年5月).
- 6) 原子力安全委員会, “第二種廃棄物埋設の事業に関する安全審査の基本的考え方,” (平成22年8月9日).
- 7) 原子力安全委員会, “原子炉立地審査指針及びその適用に関するめやすについて,” (平成元年3月).
- 8) 原子力安全委員会, “発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針,” (平成18年9月).
- 9) 原子力安全委員会, “主な原子炉施設におけるクリアランスレベルについて,” (平成11年3月).
- 10) 日本原子力学会, “日本原子力学会標準 極めて放射能レベルの低い放射性廃棄物処分の安全評価手法:2006,” AESJ-SC-F007, (2006).
- 11) 原子力安全委員会, “ウラン取扱施設におけるクリアランスレベルについて,” (平成21年10月).
- 12) 日本原燃株式会社, “六ヶ所低レベル放射性廃棄物埋設センター廃棄物埋設事業許可申請書,” (1997).
- 13) 日本原子力研究開発機構, “日本原子力研究所東海研究所廃棄物埋設事業許可申請書,” (1993).
- 14) U.S.NRC, “Draft Environmental Impact Statement on 10 CFR Part 61 - Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste-,” NUREG-0782, Vol.4 (1981).
- 15) Golder Associates, “GoldSim Contaminant Transport Module, Users Guide,” Golder Associates Inc. (2001).
- 16) IAEA, “Safety Standard Series No.WS-R-1,” (1999).
- 17) 日本科学技術連盟, “AHPの理論と実践,” (2000).

原子力施設における遠隔保守技術

高橋 常悦*

Remote maintenance technology in nuclear facilities

Tsuneyoshi TAKAHASHI*

原子力関連施設では遠隔操作により、プロセス機器を容易に、かつ効率よく保守できるように設計・製作することが要求されている。これらの保守を行う機器として両腕型マニピュレータ、パワーマニピュレータ、セル内クレーンがある。また、マニピュレータ自身のメンテナンスも遠隔保守できることが重要である。このため、マニピュレータを構成する要素はモジュールに分割できるように設計している。明電舎のシステムは長年にわたって経験と実績を積み上げてきて、高い信頼を得ている。

In the nuclear facilities in Japan, it is generally required to engineer all the process equipment to permit easy, safe and efficient maintenance while such equipment is operated by remote control within the plant. As typical maintenance machine, there are tow-arm manipulators, power manipulators, and in-cell cranes. It is also important that such manipulator could be repaired and maintained by remote maintenance. For this purpose, all the core items of the manipulator could be separated into several modules by design.

Our system has piled up experience and practical achievements for many years and it has been gained a reputation for high reliability of the remote maintenance technology.

1. まえがき

原子力施設では、作業員の被曝低減や施設の稼働率向上の観点から、プロセス機器の操作、点検、交換作業などは遠隔機器で行うことが望まれる。

ここで言う、遠隔機器とは両腕型マニピュレータ、パワーマニピュレータ、セル内クレーンなどから構成される。

明電舎ではこれらの遠隔機器を提供しているが、この機器自身も遠隔保守ができるよう考慮された設計となっている。

以下に明電舎の遠隔機器を紹介する。

原子力施設における遠隔機器の配置例を Fig.1 に示す。

また、明電舎が設計・製作した原子力施設向け特殊機器についてもあわせて紹介する。

2. 遠隔機器

2.1 両腕型マニピュレータ

両腕型マニピュレータは、人間の腕の形状を模したスレーブアームと人間が操作するマスターアームで構成されている。本機器の操作性上の特長は、スレーブアームにかかる力をオペレータに

*：株式会社 明電舎 社会システム事業部(MEIDENSHA CORPORATION, Social Infrastructure Systems Business Unit)

本誌では、技術的用語“マニピュレータ”はJIS原子力用語（JISZ4001）に基づき使用している。（商品名を記載する場合は除く）

（編集委員会事務局）

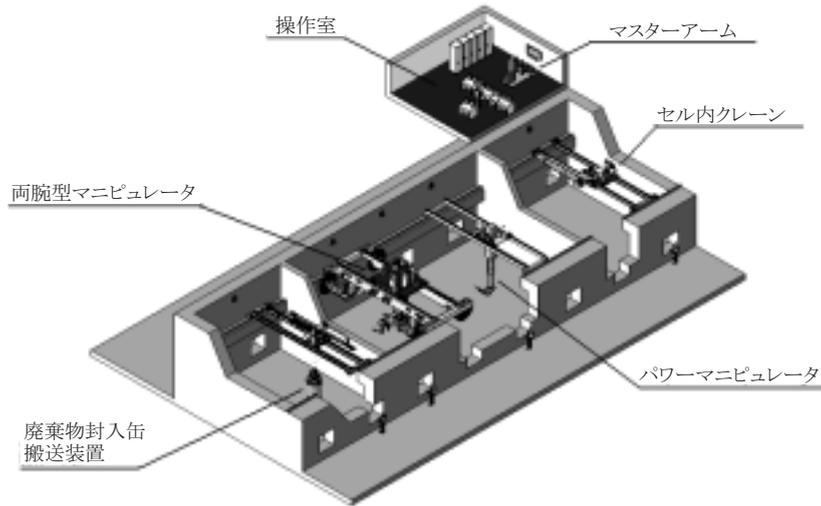


Fig.1 Conceptual diagram of a processing facility and the remote maintenance equipment

伝える機能（カフィードバック）を有しており、力感覚を必要とする複雑な作業や、繊細な作業を行える点である。また、非常に器用に動く4自由度手首機構を有することによりオペレータの作業時における疲労を極力抑えることができる点である。さらに機構上の特長として、スレーブアームを分割モジュール型で構成し、自身の遠隔保守を容易にした点である。

人間の立ち入ることのできない厳しい環境下で使用されるスレーブアームは、万一故障した際にも容易に復旧できるよう設計、製作されていなければならない。本マニピュレータはスレーブアームの一部が故障した場合、健全なマニピュレータを使用した遠隔作業による簡単な作業で故障部分を切り放し、交換できるよう11個の分割モジュールにより構成されている。各々の分割モジュールは遠隔ボルトと呼ばれる遠隔での取り扱いが容易な形状をしたボルトで連結されており、マニピュレータで把持したり、セル内クレーンのフックに吊り下げて使用するインパクトレンチを使用して容易に分割、組立ができるように設計されている。また、故障の発生箇所を容易に発見できるように故障診断機能を装備している。

両腕型マニピュレータスレーブアームを Fig.2 に両腕型マニピュレータスレーブアームモジュール分割図を Fig.3 に、マスターアームを Fig.4 にそれぞれ示す。

両腕型マニピュレータの仕様を Table 1 に示す。

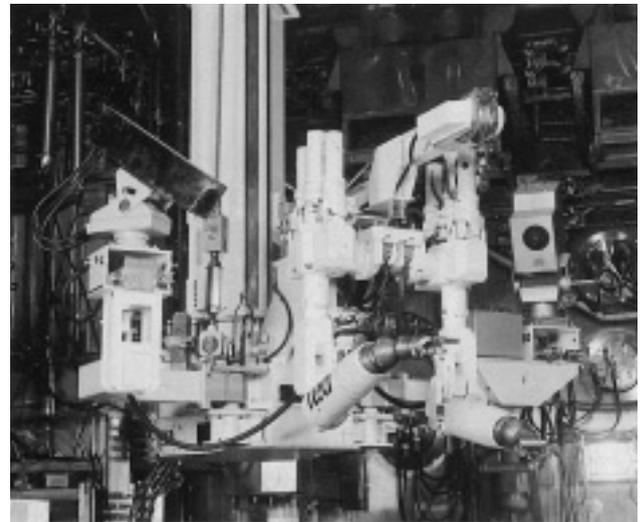


Fig.2 Two-arm manipulator

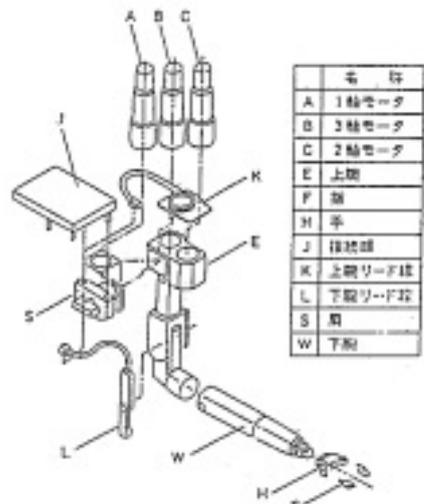


Fig.3 Section diagram of two-arm manipulator

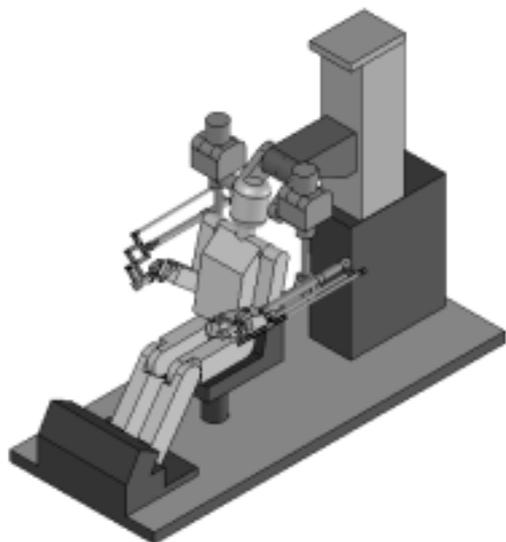


Fig. 4 Master arm

Table 1 Specification of two-arm manipulator

軸	軸名称	動作範囲	動作速度	備考
1	肩部 回転	+135° ~-45°	40° /sec	カフィード バック有
2	肘部 回転	+45° ~-60°	60° /sec	カフィード バック有
3	肘部 曲げ	+60° ~-115°	60° /sec	カフィード バック有
4	手首部 曲げ	±70°	75° /sec	カフィード バック有
5	手首部 曲げ	±70°	75° /sec	カフィード バック有
6	手首 回転	3回転	160° /sec	カフィード バック有
7	ハンド 開閉	0~90mm	30mm /sec	—

マスターアームは基本的にはスレーブアームと相似形であり、直感的な操作が可能である。また、オペレータが操作する際にはマスターアームが軽く動くことが重要である。このため、低摩擦、低慣性を重要視した設計となっている。

2.2 パワーマニピュレータ

パワーマニピュレータは、原子力施設の遠隔保守、設備の除染、解体作業など、主に重量物を取扱う作業に用いるものである。取扱荷重は60kg、100kgの2機種があり、取扱う重量により最適な

機種を選定できる。制御方式は、オペレータの疲労を軽減するため、①各関節ごとに単独の操作を行わせる関節動作方式、②6軸の関節を同時に駆動させて、前後、上下の複合動作をスイッチ一つで操作できる直交座標系動作方式、③手先の姿勢を変えないで手先を任意の方向に直進動作させる手先直行座標系動作方式、の三つの操作方式を任意に選択することが可能である。

パワーマニピュレータ100kgタイプを Fig.5 に、また、Table 2 にパワーマニピュレータの仕様を示す。



Fig. 5 Power manipulator (100kg Type)

Table 2 Specification of power manipulator

型式	NS6-60U		NS7-100U	
ハンドリング重量	60kg		100kg	
肩回転	1軸	±180	1軸	±180
		12°/sec		12°/sec
肩曲げ	2軸	0~120°	2軸	-132°~42°
		7°/sec		7°/sec
肘曲げ	3軸	±120°	3軸	±117°
		10°/sec		12°/sec
手首回転	—	—	4軸	±132°
		—		20°/sec
手首曲げ	4軸	±130°	5軸	±128°
		22°/sec		20°/sec
ハンド回転	5軸	±190°	5軸	∞
		30°/sec		14°/sec
ハンド開閉	6軸	0~120mm	7軸	0~200mm
		12mm/sec		10mm/sec
本体重量	350kg		400kg	

2.3 セル内クレーン

セル内クレーンは巻上装置、ブリッジ、制御装置で構成され、セル内の上部を移動（走行、横行）

し、重量物の吊り上げ及び移動を行うものである。シーブブロックに専用のアタッチメントや、吊治具を装着することにより、様々な対象物の搬送作業やインパクトレンチ等を使用した保守作業を遠隔で行うことが可能である。

セル内クレーンは耐震性はもとより、万一の機器故障時を想定し、駆動系モータ、減速機、ケーブルに対して二重化対策なども可能である。また、構成する機器は、モジュール化を採用し、メンテナンスの容易化を図っている。

セル内クレーン分割モジュールを Fig.6 に示す。

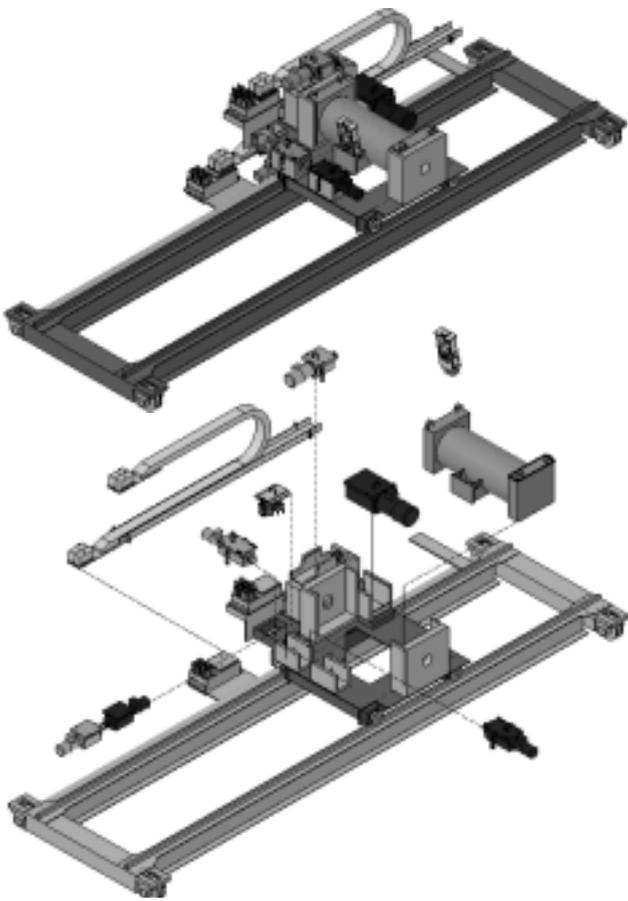


Fig. 6 Separable modules of the in-cell crane

2.4 耐放射線性

これまで述べた各機器の使用構成部品(モータ、位置センサ、力センサなど)や使用材料(電線、グリース、塗料など)については、 γ 線による放射線照射試験を実施済みであり、対放射線性が 10^6 Gyの機器も製作可能である。

3. 原子力施設向け特殊機器

3.1 廃棄物封入缶搬送装置

廃棄物封入缶を搬送するための装置で、セル内クレーンに取り付け、蓋の装着及び搬送作業に用いる。機能としては、廃棄物封入缶蓋取付ボルトの自動締め付け機能、センサによる蓋及び封入缶の確実な結合・分離確認機能を有している。

廃棄物封入缶搬送装置の外観を Fig.7 に示す。



Fig. 7 Waste encapsulated container carrier

3.2 堆積物除去装置

溶融炉の点検時、炉内に堆積したスラッジを機械的に除去するロボットアームを開発し、原子力施設に納入した。

ロボットアームは、耐放射線性に加えて、以下の機能を有している。

- ①機械的除去に伴い生じる衝撃に耐え得る強度
- ②狭い開口 ($\phi 300$ mm) から炉内へ挿入
- ③高精度の炉内各部へのアクセス

本要件を同時に満たすため、6つの軸で構成される多関節型のロボットアームを設計・製作した。

このロボットアームは、遠隔作業をサポートする機能として、カメラの死角を補う3Dグラフィック及び3Dグラフィックとリンクした衝突防止機能を具備し、安全に作業が行えるよう考慮されている。また、故障時においてもロボットアームの姿勢を遠隔操作により調節して抜き出せる救援機構を具備している。装置外観を Fig.8 に、仕様を Table 3 に示す。

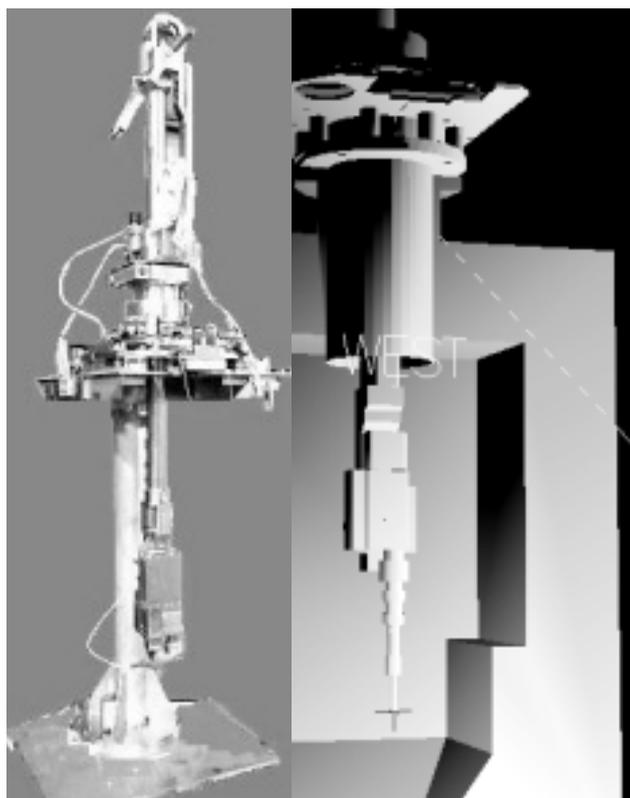


Fig. 8 Removal device inside tank

Table 3 Specification of removal device inside tank

X軸 (1軸)	±95mm
Y軸 (2軸)	±85mm
Z軸 (3軸)	0～500mm
旋回 (4軸)	±90°
上下 (5軸)	±45°
伸縮 (6軸)	0～150mm
工具種類：グラインダー、チップャー、 ニードルスケーラ、ハンド 工具交換：遠隔交換型	

3.3 形状計測装置

ガラス溶融炉の炉内構造物である電極や耐火物の浸食状況を計測するため、形状計測装置を開発し、原子力施設に納入した。

3次元の計測装置としてはレーザーの距離センサーによる方式、カメラ使用ではカメラ2台によるステレオ方式、カメラとレーザーを用いた方式等があるが、市販の計測装置は耐放射線環境下では使用できない。そこで明電舎は耐放射線ITVカメラと投光ユニットを使用した非接触式の3次元計測装置を開発した。装置外観をFig.9に、仕様を

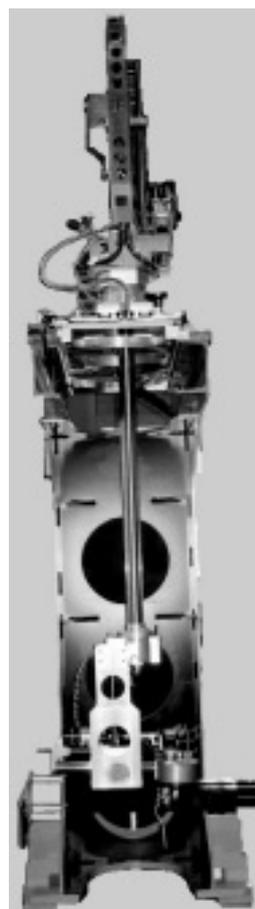


Fig. 9 Shape measuring device inside tank

Table 4に示す。

(1) 機構部

装置は7軸で構成されており、機構の先端部に耐放射線性ITVカメラ、投光ユニットが取り付けられている。

本装置は100kg以下の重量制限があり、部品の選定から加工まで細部に渡り軽量化を図り、98kg

Table 4 Specification of shape measuring device

X軸 (1軸)	±97mm
Y軸 (2軸)	±83mm
Z軸 (3軸)	0 ~500mm
旋回 (4軸)	±90°
チルト (5軸)	0 ~90°
伸縮 (6軸)	0 ~175mm
カメラ旋回 (7軸)	±90°
本体重量	98kg
検出精度	1 mm
投光ユニット	遠隔交換型

を実現した。更に、狭い部分 (投入口Φ300mm) に進入するために小型化を図る必要があり、かつ全範囲を精度よく計測可能なように軸の構成を従来と変更する必要があった。このため、ミラーを使用することにより、カメラとライン投光器の位置関係のコンパクト化を図った。また、ミラー (ガラス) は高放射線下では使用できないため、耐放射線性に優れた特殊なミラーを使用している。

更に、万一の故障時でも撤去可能なようにフェールセーフを考慮した設計としている。すなわち、途中停止した方がよい軸はブレーキをかけ、撤去姿勢が必要なものは自重でその姿勢をとれる構造になっている。

(2) 制御部

直流サーボモータと位置検出にポテンショメータを使用したソフトウェアサーボによる全軸同時制御である。

関節が7軸あるため、あらゆる姿勢で計測が可能である。

(3) 計測方式

3次元計測は三角測量の原理を使用している。

ここで一番の問題は取り込んだ映像の処理である。対象面の状態により反射等があり、1本のラインにならない場合がある。このためノイズ除去処理を行い、ラインパターンを抽出している。

また、計測においてはレンズの歪みも影響するため、レンズのひずみ補正を行っている。

動作を Fig.10 に、測定例を Fig.11 に示す。

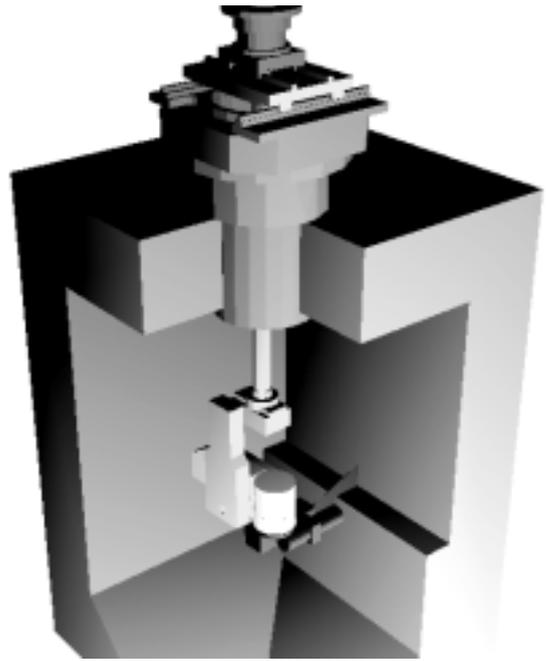


Fig. 10 Operation of measurement

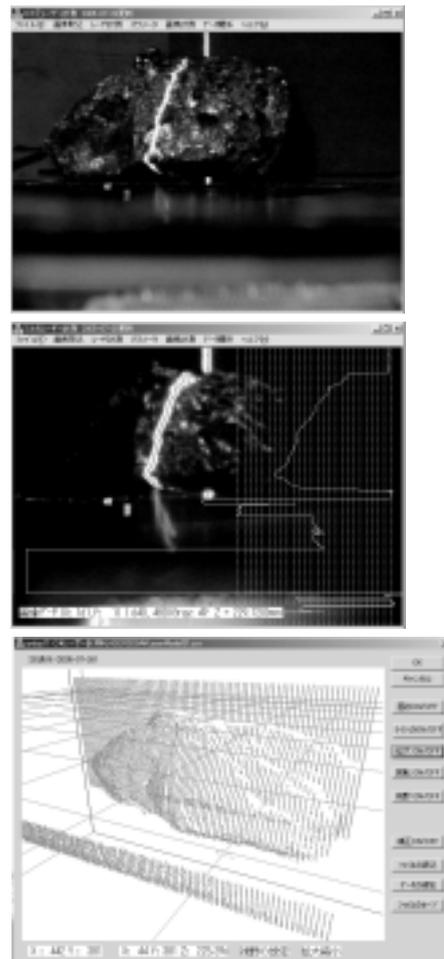


Fig. 11 The example of measurement

4. むすび

明電舎の原子力施設向け機器を紹介した。

高線量の厳しい環境でマンピュレータなどの遠隔機器を使用するには、遠隔機器自身の保守性の良さが重要な要素となる。また、耐放射線性や駆動系の二重化、耐震性も考慮する必要があるが、明電舎は長年にわたる経験と実績を積み上げ、高い信頼を得ている。

今後は東京電力福島第一原子力発電所の廃炉に

向けたニーズを考慮し、水中仕様や無線化についても要求に応じていく所存である。

今後とも蓄積した技術を最大限に活用し、よりよい製品を提供していく所存である。

参考文献

- 1) 高橋他, 「観察及び形状計測装置」, 明電時報 2007年, 5-6月号, 通巻314号.
- 2) 高橋他, 「原子力関連施設におけるメンテナンス」, 明電時報2008年, No. 2, 通巻319号.

RANDEC's Capability

Radioactive Waste Management and Nuclear Facility Decommissioning Technology Center (RANDEC) has contributed to the establishment of decommissioning technology, and promoted the investigation on radwaste treatment and disposal business including site selection of disposal places for radwaste from nuclear fuel facilities, research reactors etc..

The capability and service of RANDEC are ;

to implement decommissioning research, development and investigation.



to provide technical information on decommissioning.



to train for decommissioning.



to investigate radwaste treatment and disposal business including site selection of disposal place for radwaste from nuclear fuel facilities, research reactors etc..



to inform and enlighten the public about decommissioning and radwaste treatment and disposal business.

© デコミッションング技報 第47号

発行日 : 平成25年3月25日

編集・発行者: 財団法人 原子力研究バックエンド
推進センター

〒319-1107 茨城県那珂郡東海村豊白一丁目3-37
Tel. 029-283-3010
Fax. 029-287-0022

ホームページ: <http://www.randec.or.jp>
E-mail : decomi@randec.or.jp