

デコミッショニング技報

Journal of the RANDEC

巻頭言：原子力新時代の定着を目指して
技術報告：伊方発電所1号機における炉内構造物の取替え
(CIR)
解体廃棄物リサイクル技術開発
高速炉冷却材ナトリウム廃液の固化技術開発試験
ドイツ・ヴィスムート社における鉱山跡措置
招待講演から：安全・安心社会を考える

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. 35 2007

RANDEC

RANDECは、原子力施設のデコミッショニング（廃止措置）技術の確立をめざした活動及びRI・研究所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

デコミッショニングに関する試験研究・調査を行います。



デコミッショニングに関する技術・情報を提供します。



デコミッショニングに関する人材を養成します。



RI・研究所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。



デコミッショニング及びRI・研究所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。

デコミッションング技報

第35号 (2007年 3月)

目次

巻頭言

| | |
|----------------------|-------|
| 原子力新時代の定着を目指して | 1 |
| | 鈴木 康文 |

技術報告

| | |
|------------------------------------|-------|
| 伊方発電所 1号機における炉内構造物の取替え (CIR) | 2 |
| | 内山 純一 |

| | |
|----------------------|------------------|
| 解体廃棄物リサイクル技術開発 | 10 |
| | 浅見 知宏、佐藤 博、畠山 睦夫 |

| | |
|------------------------------|-------------|
| 高速炉冷却材ナトリウム廃液の固化技術開発試験 | 22 |
| | 福村 信男、宮本 喜晟 |

| | |
|----------------------------|-----------------------|
| ドイツ・ヴィスマート社における鉱山跡措置 | 35 |
| | 齊藤 宏、高橋 邦明、宮坂 靖彦、山名 元 |

招待講演から

| | |
|-------------------|-------|
| 安全・安心社会を考える | 45 |
| | 鳥井 弘之 |

Journal of the RANDEC

No.35 Mar. 2007

CONTENTS

Technical Report

- The World's First All-in-one-piece Extraction and Replacement Work of PWR Reactor Internals 2
Junichi UCHIYAMA
- Development for the Recycle of Dismantled Metal Wastes by the Decommissioning of NPP10
Tomohiro ASAMI, Hiroshi SATO, Mutsuo HATAKEYAMA
- Technological Study of Radioactive Sodium Waste Solidification of Fast Reactor Coolant 22
Nobuo FUKUMURA, Yoshiaki MIYAMOTO
- Environmental Remediation Activities at WISMUT GmbH, Germany 35
Hiroshi SAITO, Kuniaki TAKAHASHI, Yasuhiko MIYASAKA,
Hajimu YAMANA

Invited Lecture

- Civil Literacy in Nuclear Energy Development45
Hiroyuki TORII

The world's first all-in-one-piece extraction and replacement work of PWR reactor internals

Junichi UCHIYAMA

J.RANDEC, No35(Mar.2007) page2~9, 9 Figures, 2 Tables

The upper and lower reactor internals of the 566 MW Ikata Power Station Unit No.1 of the Shikoku Electric Power Co., Inc. has been replaced as the world's first all-in-one-piece extraction and replacement work of its kind in a pressurized water reactor (PWR) by Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI). The same works have done subsequently in the Genkai Nuclear Power Station No.1 of the Kyushu Electric Power Co. Inc. and Ikata Unit No.2. This presentation introduces outline and features of the world's first work.

Development for Recycle of Dismantled Metal Wastes by Decommissioning of NPP

Tomohiro ASAMI, Hiroshi SATO,

Mutsuo HATAKEYAMA

J.RANDEC, No35 (Mar.2007) page10~21, 9 Figures, 5 Tables, 1 Photo

For recycle of dismantled metal wastes generated by the decommissioning of nuclear power plant, we examined a melting test for melting characterization of stainless steel scrap, designed the conceptual process to produce the recycle products, and developed a recycle cost evaluation code which is useful to make a rational planning for the waste management program (cost, determination of process, etc.) of these metal wastes. This report gives the summary of these development carried out from 2001 to 2005.

This work was performed under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

Technological Study of Radioactive Sodium Waste Solidification of Fast Reactor Coolant

Nobuo FUKUMURA, Yoshiaki MIYAMOTO

J.RANDEC, No35 (Mar.2007) page22~34, 5 Figures,

3 Tables, 9 Photos

A large amount of radioactive sodium waste which is very active chemically is produced when a sodium cooled fast reactor (FBR) is decommissioned. Then, this sodium should be conditioned and disposed safely and economically. From the view point of this the technological examination concerning the solidification of the mixture of high alkaline liquid waste and slag cement has been carried out. The high alkaline liquid waste is generated by conversion of radioactive sodium into sodium hydroxide(NaOH) for the stabilization processing. The results of examination show that the solidified sodium wastes with 30 wt% NaOH concentration and 0.7 NaOH (vol.)/ slag cement (wt), and 40 wt% NaOH concentration and 0.7,0.9 NaOH (vol.)/ slag cement (wt) have met ANSI waste package acceptance criteria for disposal concerning the compression strength under the conditions both after irradiation and after thermal cycle.

Environmental Remediation Activities at WISMUT GmbH, Germany

Hiroshi SAITO, Kuniaki TAKHASHI,

Yasuhiko MIYASAKA, Hajimu YAMANA

J.RANDEC, No35 (Mar.2007) page35~44, 7 Figures, 6 Photos

The WISMUT GmbH has carried out environmental remediation activities since 1991 in former GDR (German Democratic Republic) to rehabilitate the environment and landscape which have been adversely affected by decades of unrestrained mining and processing of uranium ores. It is worthy of being mentioned especially that WISMUT GmbH's sites including waste rock dump, mill tailings pond, open pit mine and water treatment facilities with an area of 3,700ha have been rehabilitated practically and extensively, and these activities are planned to terminate in 2015 except for the water treatment. For safety assessment after remediation, the value of 1mSv/y (in excess of the background level) is applied to as an individual effective dose, from the recommendation of ICRP (International Commission on Radiological Protection).

This report shows a summary of environmental re-
mediation activities carried out by the WISMUT GmbH
and related regulatory laws.

原子力新時代の定着を目指して



独立行政法人 日本原子力研究開発機構
東海研究開発センター長 鈴木 康文

原子力発電を前向きに捉える動きが世界的な潮流として広がっている。わが国においても昨年策定された原子力政策大綱を受け、意欲的な政策提言を盛り込んだ原子力立国計画が発表された。エネルギー基本計画が近々取りまとめられるが、原子力の重要性が指摘される見込みである。六ヶ所再処理工場でアクティブ試験が行われ、MOX取り出しに成功する等、核燃料サイクルの事業化が大きく進展しているほか、「もんじゅ」の改造工事が順調に進行し、高速増殖炉サイクル技術が国家基幹技術に指定される等、長らく逆風下で停滞を余儀なくされていた原子力関係者にとって、まさに原子力新時代の到来とも言える状況が生まれようとしている。40年近くも昔、高速増殖炉が夢の原子炉と言われ、原子力を将来技術の雄と信じて原子力界の門を通った一人として、昨今の原子力見直しの機運には、喜ばしいものがある。

しかし、原子力に対する再認識が定着しつつあると言っても、これまでの原子力開発の歴史のなかで未解決のまま積み残してきた諸課題の重さを思うと単純に喜ぶ気分には到底なれない。原子力の復活、新時代の到来は、現在抱えている諸課題を解決して行くことが前提であり、仮にでもその課題解決を疎かにするようなことがあると、原子力新時代が幻に終わることは必死である。例えば、研究者、技術者などの人材確保の重要性は、関係者の共通認識である。財政事情は格段に厳しくなっており、厳しい経営を余儀なくされている現実があるが、その一方で、高経年化した研究施設の更新等によるインフラ再構築等、次の時代への投資も続けていく必要がある。

原子力新時代に当たっての最重要課題として、高経年化施設の廃止措置や廃棄物処理処分がある。国の審議会等でRI・研究所廃棄物の処理処分方策が議論され、法整備が進められているのは、関係者に共通した廃棄物に関する危機感を反映した証左と見える。過去にも廃棄物問題を懸案事項として捉え、早期の措置の必要性を指摘する声があったが、その頃と比べると事態ははるかに深刻なものになっている。廃止措置や廃棄物処理処分は、もはや猶予なく、計画的に、かつ、着実に実施していく必要があると言える。

過去に原子力は自らが惹き起こした安全問題で批判を受け停滞を余儀なくされてきたとあって良い。安全確保を最優先課題とするという意識が浸透し、同時にエネルギー安定供給面などの外部要因の変化から、関係者の地道な努力もあって、最近の原子力を受容する動きにつながったものと考えられる。廃棄物問題がこのような動きを止めることがあってはならないが、些か危惧すべき状況がある。産業界全般を見ると、廃棄物問題に積極的に取り組み、適切に対処してきたところが勝ち残っているのであり、原子力にも共通するものとして、廃棄物の処理処分に取り組むべきと考える。わが国では、大企業においてすら物づくりの基礎が揺らいでいるとの報道に接する機会が多くなった。原子力こそ総合工学の代表であり、着実に研究開発を進めて技術基盤を維持確保することが大切であるが、安全確保と併せて、確固たる廃棄物処理処分を実施していくことが前提であることを肝に銘じておきたい。

伊方発電所1号機における炉内構造物の取替え(CIR)

世界初のPWR炉内構造物一体取替え工事

内山純一*

The World's First All-in-one-piece Extraction and Replacement Work of PWR Reactor Internals

Junichi UCHIYAMA*

四国電力株式会社伊方発電所1号機では、先般、世界で初めて、加圧水型原子炉(PWR)の炉内構造物(CI)を一体で取り替える(CIR)工事が三菱重工業株式会社によって行われた。さらに、引き続いて同様の取替工事が、九州電力(株)玄海原子力発電所第1号機、及び伊方2号機において完了した。以下に、世界初CIR工事の概要と特徴について紹介する。

The upper and lower reactor internals of the 566 MW Ikata Power Station Unit No.1 of the Shikoku Electric Power Co., Inc. has been replaced as the world's first all-in-one-piece extraction and replacement work of its kind in a pressurized water reactor (PWR) by Mitsubishi Heavy Industries, Ltd. (MHI). The same works have done subsequently in the Genkai Nuclear Power Station No.1 of the Kyushu Electric Power Co. Inc. and Ikata Unit No.2. This presentation introduces outline and features of the world's first work.

Keywords: RPVI, Reactor internals, Replacement, Preventive maintenance

1. PWR炉内構造物について

PWR炉内構造物(CI)は、原子炉容器の内部構造物として、炉心(燃料集合体)を支持し一次冷却材の流路を構成する重要な構造物であり、炉心支持構造物とそれ以外の炉内構造物から構成されている。伊方発電所などのPWR発電設備の概要をFig. 1に、炉内構造物の概要をFig. 2に示す。

加圧水型原子炉(PWR)の炉内構造物は、上部炉心構造物(UCI)及び下部炉心構造物(LCI)から構成されている。上部炉心構造物は主に制御棒を案内し燃料集合体上端を支持するもので、定期検査時の燃料取り出し前に原子炉容器から取り外

し、燃料装荷後、原子炉容器内に据え付けている。下部炉心構造物については、原子炉容器や下部炉心構造物の点検を行う際に原子炉容器から取り外し、点検終了後、原子炉容器に据え付けている。

今回の工事は、高燃焼度燃料の採用に伴う制御棒増設への炉内構造物の構造変更への対応と、炉内構造物を構成するバッフル板を取り付けているボルト(バッフルフォーマボルト)の応力腐食割れによる海外での損傷事例を受けた予防保全対策として、伊方1号炉の上部及び下部炉心構造物を一体で取り外した後、最新設計の新しい炉内構造物を据え付けて取替えたものである。

PWR炉内構造物を一体で同時に取り替えた工

* : 三菱重工業株式会社 (Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.)

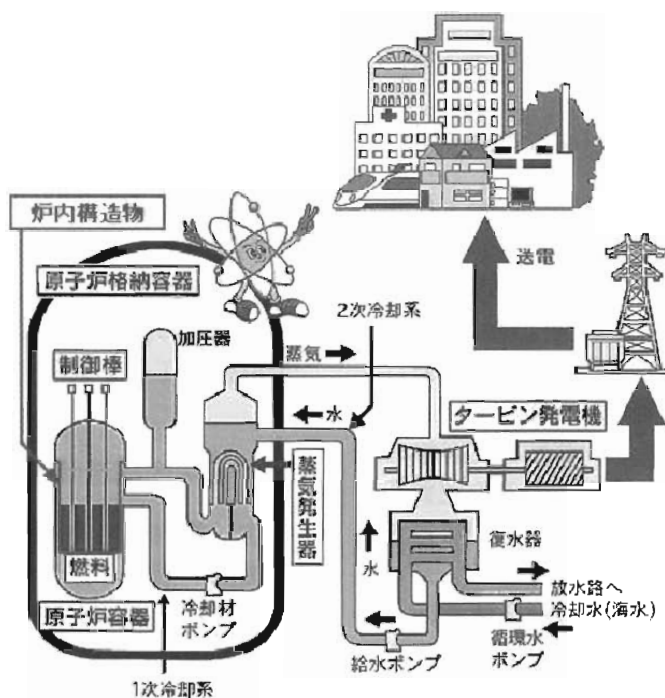


Fig.1 Pressurized Water Reactor Nuclear Power Generation Facilities

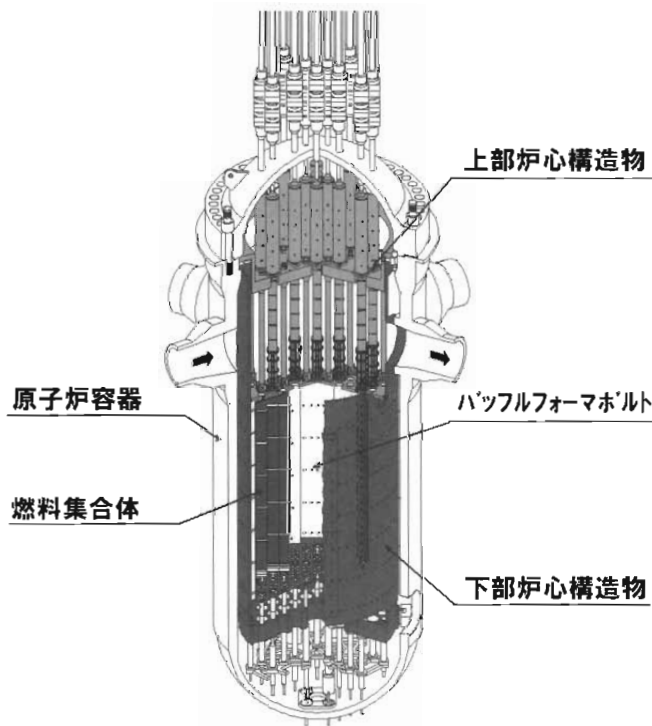


Fig.2 PWR Reactor Internals

事はこれまでに世界で事例がなく、初号機となった伊方1号機においては世界初の工事となった。

2. 炉内構造物の取替え事例と予防保全対策

炉内構造物全体を取替えた例は、Table 1 に示すように沸騰水型原子炉 (BWR) 内部構造物 (シュラウド) の全体取替え事例があるが、PWR炉内構造物では一度に全体を取り替えた例は無く、部分的な取替え例としては、20年ほど前に米国における上部炉心構造物の取替え例が報告されているだけである。この米国事例は、いずれも放射線の線量の比較的少ない上部炉心構造物のみの取替え (部品取替え) であり、据え付け時の原子炉容器と炉内構造物の隙間管理もさほど厳しくなかったと推定される。このため、炉内構造物全体を取替える場合と比べ、工期や被ばく線量の観点から比較的容易に取替えが行われたと考えられる。

PWR原子炉容器内にあって炉心から直接中性子照射を受け且つ高温状態となる厳しい環境にさらされる炉内構造物の高経年化に対する予防保全策としては、部品毎の取替えと全体取替の両方の選択が可能である。近年の国内外での保全実績では、ボルトのみの交換など部品の交換が行われてきたが、この部品交換は放射線線量の非常に高い下部炉心構造物に接近する工事等であったため、一般的に工期及び作業者の被ばく線量ともに比較的大きいものであった。

前述のように、高燃焼度燃料の採用に伴う制御

棒増設への構造変更対応と炉内構造物のパッフルフォーマボルトの応力腐食割れ対策 (海外での損傷事例を受けた予防保全対策) のため、最新設計の炉内構造物への全体交換の機会に応じ、四国電力株式会社伊方発電所1号機において上部及び下部炉心構造物を一体で取替える工事を世界で初めて実施したことにより、下部炉心構造物は比較的高い放射性廃棄物となるにもかかわらず、従来の部品取替に比べ、短工期で、且つ低い総工事線量で取替え工事を実現できることが示された。

3. 旧炉内構造物一体撤去搬出工法の開発

古い炉内構造物 (旧CI) を原子炉容器 (RV) から撤去・搬出・保管する方法に対しては、色々な制約条件をクリアする必要があった。

運転開始後約20年以上を経過した旧CIは、放射線量が高い構造物となっており、工事計画においては、その外表面線量率を $2 \times 10^5 \text{mSv/h}$ と算定した。この線量率は、作業員が直接、旧CIに接近することができないレベルである。高い放射線量の要因は、CI材料自体が運転中に中性子照射を受けCo60などの放射化生成物が生成されることによるものである。したがって、撤去時に除染によって炉内構造物表面の放射性クラッドを除去しても放射線量はほとんど変化せず、炉内構造物からの放射線線量率を低減することは難しいため、このような高い線量率の炉内構造物を取り扱う方法と運搬・保管の方法を開発した。この方法は、上部炉心構造物及び下部炉心構造物を一体で原子炉容器から吊り上げ、これらを丸ごと保管容器に短い時間で収納し、その後、保管容器ごと原子炉格納容器から搬出し、発電所内の放射性廃棄物廃棄施設 (蒸気発生器 (SG) 保管庫) まで輸送して保管する工法である (Fig. 3 参照)。また、放射線の遮断のために保管容器をキャビティ水につける方法は採用せず気中で旧CIを保管容器に収納する工法を開発したため、保管容器を除染する時間も省略でき工期短縮に寄与した。

また、旧CIを分割・細断できれば (切断時の作業被ばく線量は一時的に高くなるが)、遮へい容器を小型化できるとともに取り扱い・運搬・保管の観点から有利である計画もあったが、撤去形態

Table 1 Reactor Internals Replacement Results

PWR の事例

| 国名 | プラント名 | 取替工事時期 |
|------|----------------|---------|
| アメリカ | ブレイク・アイランド 1号機 | 昭和 61 年 |
| | ブレイク・アイランド 2号機 | 昭和 61 年 |

(注) 上記米国の実績はいずれも線量率の低い上部構造物のみの取替であり、RV-CI間の隙間管理も厳しくなかったと推定される。

BWR シュラウド取替の事例

| 電力名 | プラント名 | 取替工事時期 |
|---------|----------|---------|
| 東京電力 | 福島第一 3号機 | 平成 10 年 |
| | 福島第一 2号機 | 平成 11 年 |
| | 福島第一 5号機 | 平成 12 年 |
| | 福島第一 1号機 | 平成 13 年 |
| 中国電力 | 島根 1号機 | 平成 13 年 |
| 日本原子力発電 | 敦賀 1号機 | 平成 13 年 |

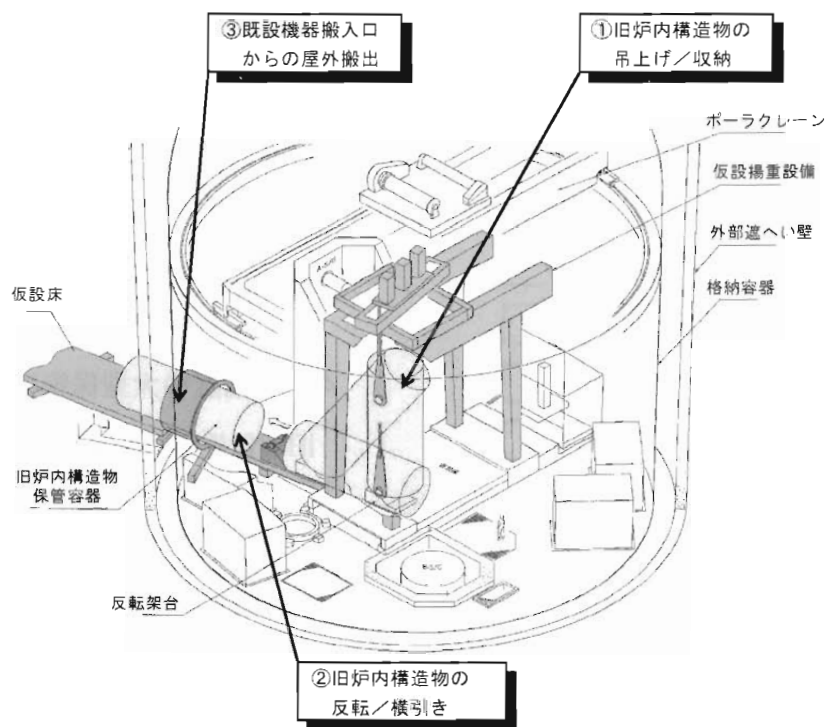


Fig.3 Reactor Internals Replacement Method

が一体及び分割・細断のどちらであっても、保管容器を長期間を発電所内の放射性廃棄物廃棄施設（蒸気発生器保管庫）に保管せねばならないため、この廃棄処分方法、工事期間及び工事総線量の観点から、今般の炉内構造物取替工事における旧CI撤去工法について検討した結果、Table 2 に示すように、旧CIを一体で撤去・搬出し蒸気発生器保管庫に保管する工法が適切である結論を得た。

以上を踏まえ、世界で初めての工事のため、工法及び工事手順を開発した。CIR工法は、前半の旧CIを原子炉容器から撤去し原子炉格納容器から搬出し蒸気発生器保管庫に保管する工法（旧CI一体撤去搬出工法）と、後半の新しいCI（新CI）を搬入し据え付ける工法から構成される。

旧CI一体撤去搬出工法は、次のような制約条件

を満足する必要があった。

- (1) 高放射線量の旧CIの放射線の遮へい
- (2) 旧CIを収納し放射線の遮蔽を行う保管容器の開発
- (3) 数百トン規模となる旧CI保管容器の原子炉格納容器への搬入と搬出
- (4) 原子炉格納容器内での重量物（旧CI+保管容器）の揚重と取扱い
- (5) 遠隔操作による保管容器への旧CIの収納

これらの条件は、相互に関連し工法手順の開発と旧CI保管容器設計の絞り込みに、Fig. 4 に示すような繰り返し検討を要した。

また、旧CIを原子炉格納容器から搬出し且つ新CIを原子炉格納容器に搬入する方法には、過去の原子力大型機器の取替工事で採用された原子炉格納容器に仮開口を開け工事後に復旧する方法があるが、本工法では、短工期を目指し機器搬入口（EH）を使用することで上記の制約条件と工法検討が成立した。

旧CIからの放射線を遮へいし且つ旧CIを丸ごと収納する保管容器は、総重量約450tonの重量物

Table2 Comparison of Displacement Methods

| 工 法 | 工事期間 | 工事総線量 |
|---------------|------------|---------------|
| 細断工法 (1800分割) | 約200日 (計画) | 約10人・Sv (計画) |
| 分割工法 (17分割) | 約100日 (計画) | 約2人・Sv以上 (計画) |
| 一体撤去・搬出工法 | 約70日 (実績) | 約0.2人・Sv (実績) |

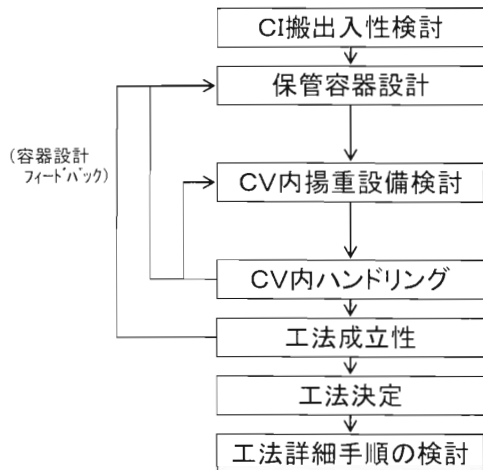
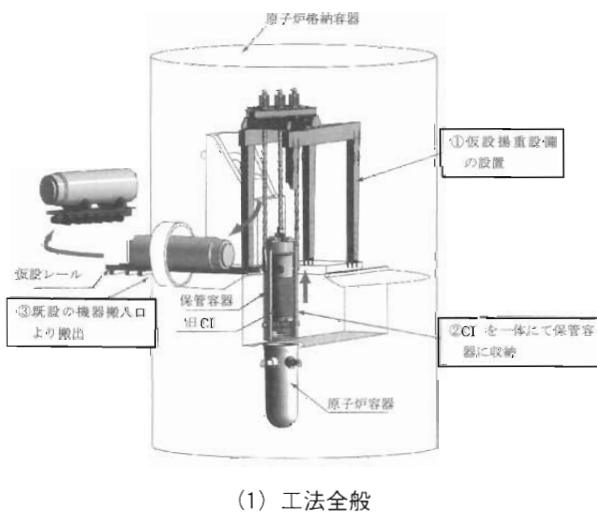


Fig.4 Developing Procedure of the Replacement Method

となり(4章参照)、原子炉格納容器内でこの規模の重量物を吊り上げ横倒しさせるため、原子炉格納容器内に特設クレーン(仮設揚重設備)を設置する工法を採用した(原子炉格納容器内常設クレーンは吊上容量の面から適用しなかった)。

次に、旧CIは高線量のため保管容器への収納作業には作業員が接近できないため、原子炉容器から旧CIを一体で吊り上げ保管容器に収納する作業は、遠隔操作にて行うと共に、旧CIが保管容器に完全に収まった後に、保管容器の下蓋を遠隔操作で精度良く閉止する技術も開発した。

以上の旧CI一体撤去搬出工法の全体図を、



(1) 工法全般



(2) CV内特設クレーンと保管容器

Fig.5 Overview of the Replacement Method

Fig. 5 に示す。

この旧CI一体撤去搬出工法を実機工事へ適用することにより、旧CIを分割・細断する工法に比べ工事全体(旧CI撤去～新CI据付まで)で約1/2～1/3の短工期(約70日)を実現するとともに、工事総線量(作業員の被ばく量の合計)も、旧CI分割工法に比べ、約1/10の低い線量に抑えることに成功した(いずれも当社比)。

4. 高精度の大型保管容器の製作

旧CI保管容器は、固体状の放射性廃棄物の事業所内廃棄の規定(実用炉規則第15条)などに基づき(本工法適用時点)、所要の放射線遮へい機能などを考慮して設計した鋼製保管容器である。

旧CI保管容器の遮へい設計においては、先行した大型機器取替工事例のSG取替工事(SGR)における外表面線量率計画値 2 mSv/h以下を設計目標として遮へい厚さを設定した。このため、旧CI保管容器は、板厚約30cmを要し、旧CIを丸ごと収納するため、全長約12m、外径約3.8m、総重量約450ton(旧CI込み)に及ぶ規模となった(Fig. 6)。

旧CI保管容器は、遮へい厚を確保しながら機器搬入口を通すための外径制限、並びに旧CIを収納するための内径制限などを反映した形状寸法とし、さらに作業員が接近できない環境において旧CIを遠隔操作によりの確に吊り上げ保管容器内

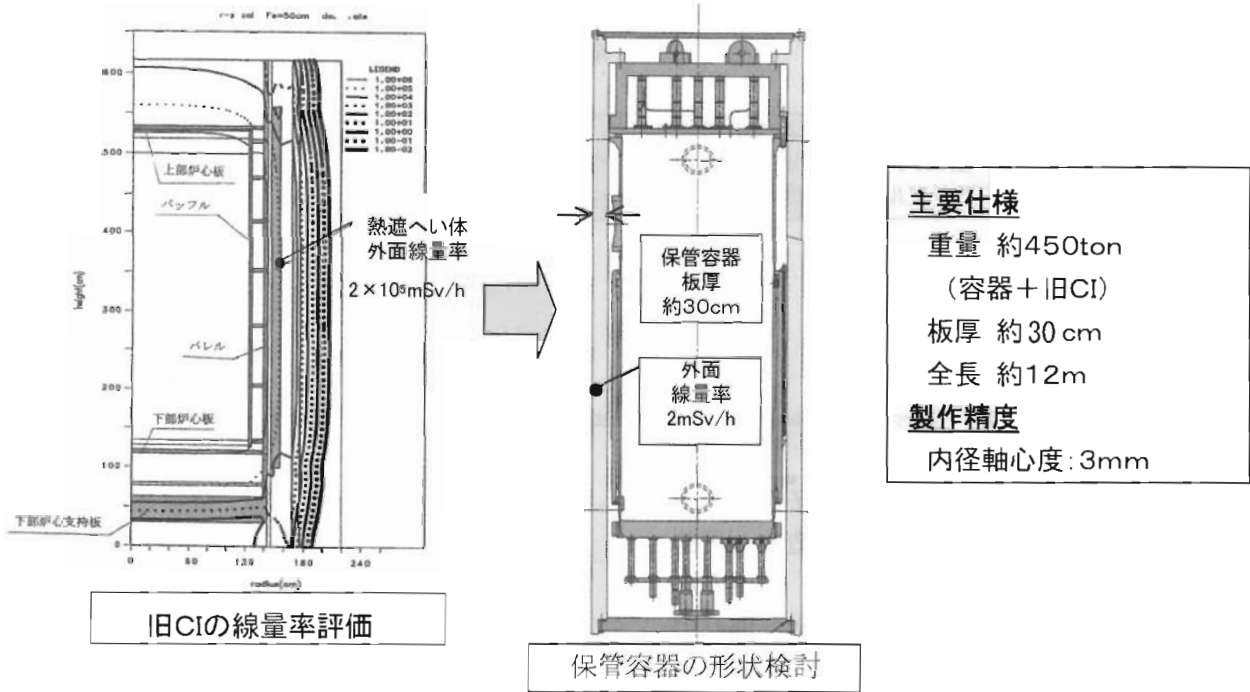


Fig.6 Major Specification of the Storage Cask of the Old Internals

に収納するための精度が要求されたため、大型厚肉容器にも拘らず全長に渡り内径円筒度 3 mm以下の高精度を維持した製作を行った。さらに、旧CI一体撤去搬出工法の手順毎の取扱い様態を容器設計の細かい部分に反映して作り込みを行った。

旧CI保管容器は、これらの工法との厳しい対応条件に基づき製作した大型鋼製容器であり、正に旧CI一体撤去搬出工法そのものが具現化されたものとなった。

実機工事に先立ち、製作した旧CI保管容器と実機工事に持ち込む特設クレーンを当社神戸造船所にて組み上げ、実際に吊り上げ横倒しを行う作業の検証試験とトレーニングを繰り返した。また、実機の旧CIを使用した事前の検証試験が不可能なため、コンピュータを用いた解析的な干渉チェック（三次元CAD）を行い、工場での検証試験を補完した（Fig. 7）。



Fig.7 Design of the Storage Cask

5. 新CIの高精度据付け

旧CIが撤去された後に、最新の2ループプラントを基に設計された新CIを専用輸送容器にてCV

内に搬入後、新たに開発した据え付け工法により新CIを原子炉容器内に設置した。

PWRの炉内構造物は原子炉容器に溶接されて

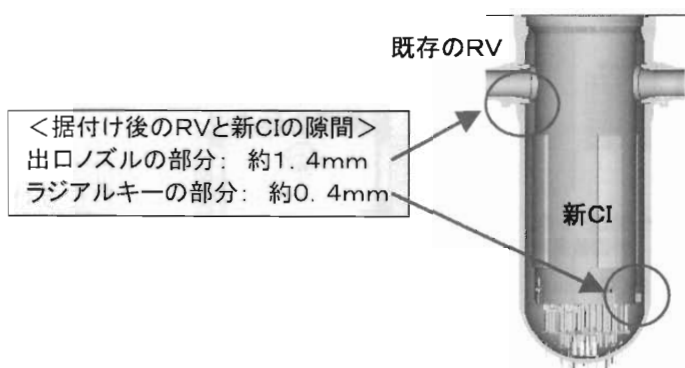


Fig.8 Clearances between Existing Reactor Vessel and the New Reactor Internals

おらず、原子炉容器内に位置決めし原子炉容器上蓋で押え固定されている。上部炉心構造物と下部炉心構造物は、定期検査時や点検時に、専用の炉内構造物吊上治具を用いて原子炉容器から取り出し且つ再据付を繰り返すことができる構造のため、原子炉容器と炉内構造物の間には僅かな隙間が存在する。この隙間が大きいと炉心で熱せられた高温水が冷水側にバイパスする量が多くなり所定の発電性能が得られなくなるので、隙間は所要の大きさ以内に設定せねばならない。初期建設時には、作業者が原子炉容器の中に入って隙間を計

測しその測定値に基づき加工調整された炉内構造物を規定値以内に設定することができ、同時に調整された専用の炉内構造物吊上治具を用いれば何回でも炉内構造物の出し入れが可能な構造になっている。

しかしながら、炉内構造物取替では、原子炉容器が高線量のため作業者が原子炉容器内に入って隙間調整を行うことができない。そこで、新CIを既存の原子炉容器に据え付ける際に、新たに開発した水中高精度遠隔操作による計測装置を用いて隙間を計測し、その結果に基づき工場加工し

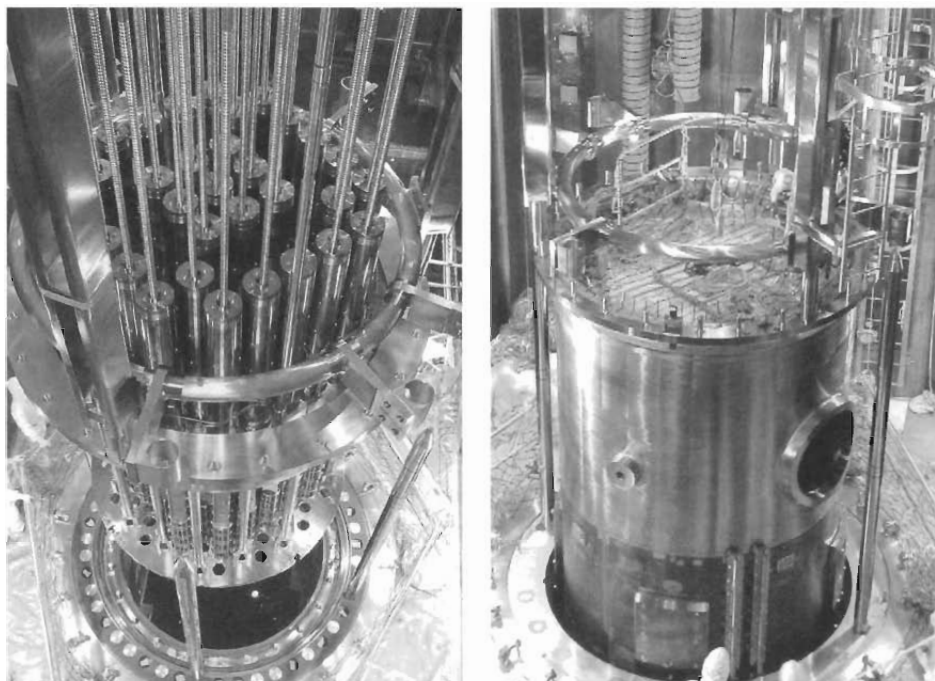


Fig.9 Installation of the New UCI

た部品を現場において新炉内構造物に取付け、作業者が原子炉容器内に入らずに新炉内構造物を所定の隙間と位置に据え付ける工法を開発した。この新炉内構造物据付工法により、外径約2.9m、全長約8m、重量約100tonの新炉内構造物を、原子炉容器との最小隙間約0.4mmの極めて高精度な隙間に復帰させる（初期プラント建設時と同等の据付状態にもどす）ことに成功した（Fig. 8、9参照）。

水中高精度遠隔計測装置を用いた新CI据付工法については、実機工事に先立ち、通産省（当時）委託「原子力プラント保全技術信頼性実証試験」（（財）原子力発電技術機構）において、一定の据付手順と工法信頼性が実証済みである。

6. まとめ

三菱重工業株式会社は、四国電力伊方発電所1号機において、世界で初めてPWR炉内構造物の一体取替工事を無事故無災害ノートラブルにて完了し、また後続の2プラントについても同様の工事を完遂した。これにより、線量の高い高経年化原子力機器に対し、安全に且つ短工期で低い工事総線量により取替工事をできる技術が示された。

この経験と技術は、引き続き原子力機器の信頼性向上と予防保全対策、ひいては原子力発電所の安全運転支援に生かされるものと考えられる。

解体廃棄物リサイクル技術開発

浅見知宏*、佐藤 博*、畠山睦夫*

Development for Recycle of Dismantled Metal Wastes by Decommissioning of NPP

Tomohiro ASAMI*, Hiroshi SATO*, Mutsuo HATAKEYAMA*

原子炉施設の廃止措置時に発生する解体金属廃棄物を再利用するための技術開発として、ステンレス鋼を対象とした熔融処理時の特性把握のための試験、再利用製品製造プロセスの概念設計及び解体廃棄物の再利用/処理処分の合理化方策の検討に資するための評価コード開発を行った。本報告では、平成13年度から17年度までの開発の概要を紹介する。

For recycle of dismantled metal wastes generated by the decommissioning of nuclear power plant, we examined a melting test for melting characterization of stainless steel scrap, designed the conceptual process to produce the recycle products, and developed a recycle cost evaluation code which is useful to make a rational planning for the waste management program (cost, determination of process, etc.) of these metal wastes. This report gives the summary of these development carried out from 2001 to 2005.

This work was performed under the sponsorship of Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology of Japan.

1. はじめに

わが国初の商業用原子力発電所の廃止措置としては、平成13年に東海発電所（GCR）の廃止措置が着手され、平成18年には新型転換炉「ふげん」の廃止措置計画書が経済産業省に認可申請され、廃止措置に向けた取り組みが行われている。

原子力長期計画（平成12年11月）及び原子力政策大綱（平成17年10月）では、これらの廃止措置により発生する廃棄物について、発生量低減や有

効利用の積極的推進が重要との考えを示すとともに、クリアランスレベル以下の廃棄物は基本的にリサイクルしていくこと、及び放射性廃棄物についても再利用の用途やシステムの構築等の幅広い検討が重要であるとしている。また、循環型社会の考え方にも整合し、合理的であるとしている。

原子力施設の解体に伴い大量に発生する解体金属廃棄物を有効にリサイクルすることは、資源の有効利用、廃棄物処分量の低減など、経済性、安全性、環境負荷低減等の観点から重要であり、当

本報告は、電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、RANDECが平成13年度から平成17年度まで実施した「解体廃棄物リサイクル技術開発」の成果である。

*：(財)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）

センターでは、平成13年度から平成17年度まで、解体金属廃棄物のリサイクルシステムの構築に向けた「解体廃棄物リサイクル技術開発」を実施した。

2. 事業内容の全体概要

解体廃棄物リサイクル技術開発では、原子力施設の解体時に発生するクリアランスレベル以下に区分されると想定される金属廃棄物や極低レベル金属廃棄物のうち利用価値の高いステンレス鋼を

主な対象廃棄物として、解体金属廃棄物再利用技術開発及びリサイクルシステム全体の合理化検討を行うデータベース/評価コードの開発を行った。全体スケジュールをTable 1に、全体概要をFig. 1に示す。

解体金属廃棄物再利用技術開発では、極低レベルを含めた解体金属廃棄物を溶融処理等により再利用することを念頭に、真空誘導溶融炉を使用して、ステンレス鋼の溶融試験及びリサイクル製品加工試験（金属廃棄物リサイクル試験）を実施し、ドラム缶等再利用製品製造までの再利用技術の確

Table1 Master Schedule of “Development for the Recycle of Dismantled Metal Waste by the Decommissioning of NPP”

| 項目 | 年度 (平成) | | | | |
|---|---------|----|----|----|----|
| | 13 | 14 | 15 | 16 | 17 |
| 1. 解体金属廃棄物の再利用技術開発 | | | | | |
| (1) ステンレス鋼リサイクル調査 | | | | | |
| (2) 金属廃棄物リサイクル試験 | | | | | |
| (3) リサイクルシステムの概念検討・概念設計 | | | | | |
| (4) 金属廃棄物リサイクルプロセス統合評価システムの開発(RECOSTE II) | | | | | |
| 2. データベース/評価コード開発 | | | | | |
| (1) 解体廃棄物のデータベース化 | | | | | |
| (2) 処理プロセスのデータベース化 | | | | | |
| (3) 評価コードの開発(RECOSTE) | | | | | |

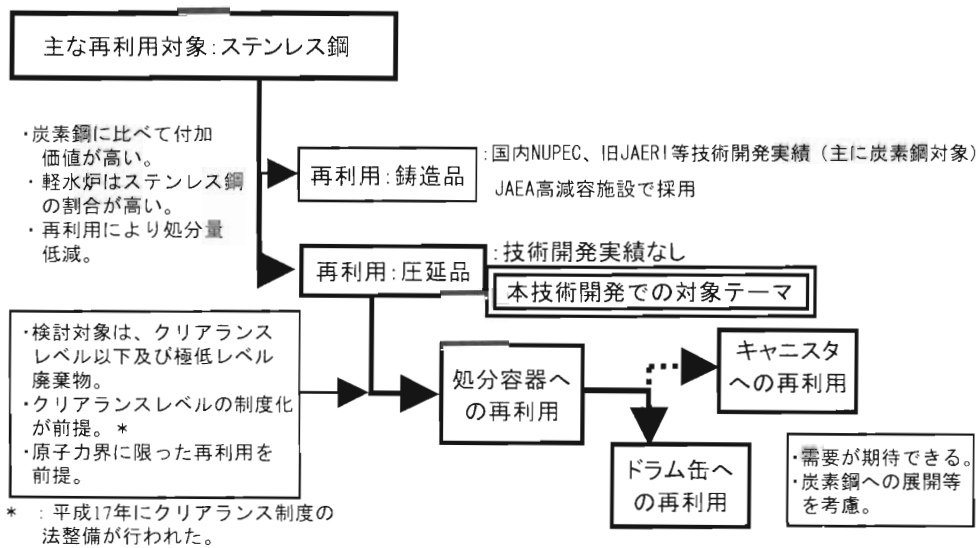


Fig.1 Overview of “Development for the Recycle of Dismantled Metal Waste by the Decommissioning of NPP”

立を図った。

また、原子力施設の解体サイトに設置する溶融設備、及びサイト外に設置し溶融炉や圧延設備等の再利用製品製造を行う集中処理施設から構成される一連のリサイクルシステムの概念設計を実施した。

データベース/評価コード開発では、原子力施設で発生する極低レベル金属廃棄物、クリアランスレベル以下に区分されると想定される解体金属廃棄物を有効に再利用/処理処分する方策の検討に資するため、除染、圧縮、溶融等を組み合わせたシステムにおける解体廃棄物の再利用/処理処分に要する費用、リサイクル率等のエンジニアリングデータを算出できる解体廃棄物リサイクル評価コード (RECOSTE: Recycle Cost Evaluation Code) を平成15年度までに開発した (第16回報告と講演の会参照)。更に、RECOSTEコードについて、原子力施設の解体工事工程に連動して時系列的に発生する廃棄物量データや、貯蔵スペース等の空間的データを取り扱うことのできる機能を付加するため、他の既存コードと連携を図ることにより、金属廃棄物リサイクルプロセス統合評価システム (RECOSTE II) の開発を行った。

3. 各開発成果の概要

3.1 ステンレス鋼リサイクル調査

一般産業におけるステンレス鋼リサイクルについて、市場規模、適用技術及び設備能力、品質仕様等について調査した。その結果、一般産業におけるリサイクル技術を適用する場合、原子力施設の廃止措置から発生する処理対象物量が一般のリサイクル量に比較して少ないこと、リサイクル製品の目標品質が高いことを考慮する必要があることが判った。

また、海外で用いられている放射性廃棄物容器の調査や金属廃棄物リサイクル調査の結果、リサイクル製品候補としては、再利用検討対象に極低レベル放射性廃棄物を含むこと、安定した需要が期待できることなどから、廃棄物処分容器 (ドラム缶やキャニスタ等) が有望であることが判った。

本技術開発では、原子力施設の解体時に発生するクリアランスレベル以下に区分されると想定さ

れる金属廃棄物や極低レベル金属廃棄物をリサイクルする方策の検討に資するため、解体した金属廃棄物のうち利用価値の高いステンレス鋼を主な再利用対象物として開発を進めた。

3.2 リサイクルシステムの概念検討

対象物量、処理期間等の前提条件を整理し、溶融及び再利用製品製造システムや設備の概略仕様、経済性、安全性等を検討の結果、処理対象物が少ないステンレス鋼の溶融システムとして、小規模溶融への適用性、成分変動が少ないこと、成分調整が容易なこと等から真空誘導溶融炉を採用することとした。また、サイト処理設備の溶融炉を可搬式にすることで設備費の軽減の可能性が望めること等から、金属廃棄物のリサイクルシステムの構成は、解体サイトにおける可搬式溶融炉及び集中処理施設における溶融・造塊設備、圧延設備、ドラム缶製造設備等とした。リサイクルシステムの概念検討の結果、再利用製品製造のために設定したプロセスフローをFig. 2に示す。

3.3 金属廃棄物リサイクル試験

(1) 再利用溶融試験計画の作成

真空誘導溶融炉の特性を調査し、一般産業では実績があるが放射性廃棄物リサイクルに対応する放射性核種閉じ込め、設備小型化、可搬性の向上等の観点から技術的課題を整理し、試験で確認すべき課題について金属廃棄物リサイクル試験計画を作成した。ステンレス鋼を対象としたリサイクル試験項目をTable 2に示す。試験に使用した真空誘導溶融炉 (3 kg/バッチ規模炉) における試験体系概念図及び試験条件をFig. 3に示す。

(2) 金属廃棄物リサイクル試験

解体金属廃棄物のうち主にステンレス鋼についてドラム缶等へ再利用を図るための工程は、解体サイトに設置する一次溶融炉 (減圧不活性ガス雰囲気炉: 可搬式) 及び集中処理施設に設置する二次溶融炉 (真空誘導溶融炉) と casting 以降の製品加工工程とし、これら工程に求められる技術的課題を整理すると共に、溶融試験において確認すべき事項を検討し、平成14年度から以下の溶融試験を行った。年度毎に行った試験結果の概要を合わせて記す。また、試験結果のまとめをTable 3に示

○再利用製品製造フローの例

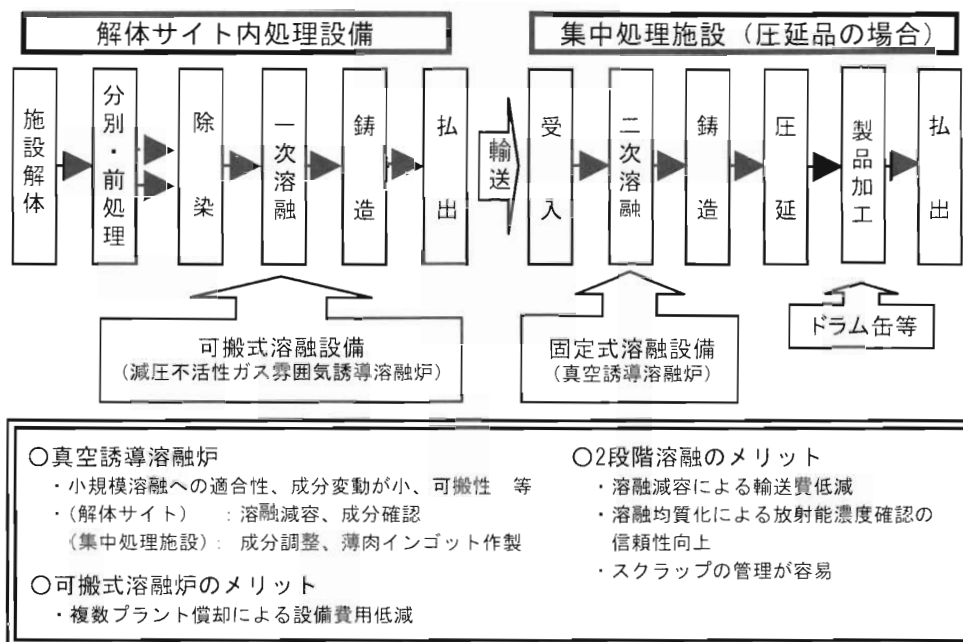


Fig.2 Conceptual Study of Metal Waste Recycling System

Table2 Conceptual Study of Metal Waste Recycling System

| 技術的確認項目 | 試験項目 | 確認内容 | 実施年度(平成) |
|-------------------|--|---|----------|
| 基本特性条件の把握 | 真空誘導溶融炉基本特性試験 ・真空度影響試験 ・温度影響試験 ・不純物影響試験 | ・ダスト発生挙動 ・ステンレス鋼の成分変動挙動 ・インゴット特性の変化 | 14年度 |
| 溶融処理の際の核種移行挙動 | 核種移行試験 | ・溶融条件が核種移行挙動に及ぼす影響の確認 | 14～15年度 |
| 成分調整手法の確認 | 簡易成分調整試験 | ・真空誘導溶融炉の特性を利用した簡易成分調整(脱炭等)手法の確認 | 16年度 |
| 溶融中に発生するダスト対策 | ダスト対策試験 | ・Ar スweepガス、ダストキャッチャによるダスト捕集、スラグ添加による金属蒸発量と炉壁等へのダスト付着量抑制効果の確認 | 16～17年度 |
| 薄肉インゴット作製基礎データの収集 | 加工設備小規模化試験(100kg/バッチ) | ・加工設備簡略化を目指した薄肉インゴット作製基礎データ(鑄造組織、欠陥の有無等)の収集 | 16年度 |
| 目標品質の確認 | リサイクル製品加工試験(100kg/バッチ) | ・薄肉インゴットを圧延加工した板材が JIS 相当の機械的強度を有することの確認 ・実際のステンレス容器(模擬容器)への加工性の確認 | 17年度 |

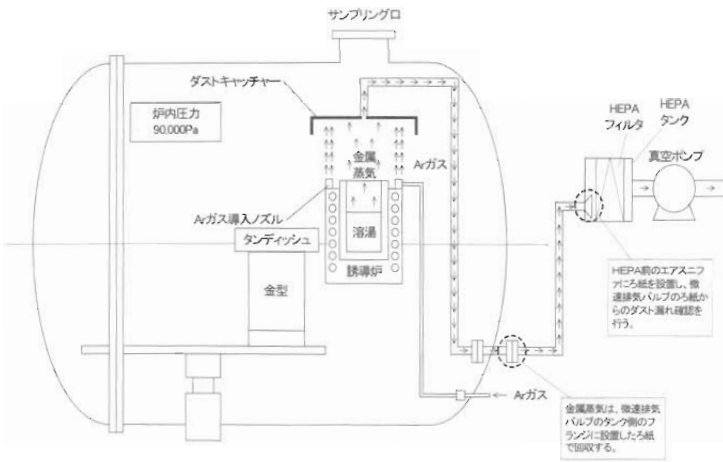


Fig.3 Schematic of the Test Apparatus and Experimental Conditions

- リサイクル試験試料
 - ・供試材：ステンレス鋼 (SUS304:SUS316=9:1)
 - ・重量：3kg、70kg (小規模化試験、製品加工試験)
 - ・模擬核種：Co、Cs、Sr、Ce、(Mn)：鋼材の0.1wt%添加
 - ・異種金属：無、有 (Al、真鍮)
 - ・スラッグ：無、有 (CaO、SiO₂、Al₂O₃、Fe₂O₃)
 - ・加炭材：無、有 (高炭素フェロクロムFCrHO)
 - ・脱炭材：無、有 (Fe₂O₃)
 - ・るつぼ：マグネシアスピネル (低リンタイプ)
- 溶融条件
 - ・溶融温度：1,550~1,650℃
 - ・タンク内圧力：1000、10,000、90,000Pa 等
- 鑄造法
 - ・金型：横置金型 (100kg/ℓ 試験時)

Table3 Summary of the Metal Waste Recycle Test Results

| 技術的確認項目 | 試験項目 | リサイクル試験の結果 (概要) | 設計への反映事項 |
|------------------|--|--|--|
| 基本特性条件の把握 | 真空誘導溶融炉基本特性試験 ・真空度影響試験 ・温度影響試験 ・不純物影響試験 | ・真空度が上がるとダスト発生量も増加。 ・ダストの主成分は、Mn、Cr、Fe、Cu。 ・溶湯温度が100℃上昇すると、ダスト発生量は約5倍。 ・Al添加の場合、ダスト発生量は減少。真鍮添加の場合、増加。 ・Coは全量インゴット中の残留。Srは初期添加量の1/100程度残留。 ・Cs、Ceはインゴット中に残留せず。 | ・溶融温度は1550℃ |
| 溶融処理の際の核種移行挙動 | 核種移行試験 | ・Coは金属、SrとCeはるつぼ内残渣に主に移行していた。 ・Csは、昇温途中で蒸発した可能性が高い。 | ・ダスト対策を実施 |
| 成分調整手法の確認 | 簡易成分調整試験 | ・タンク内圧力が1,000Paの時は、酸化鉄による脱炭効果あり。 ・タンク内圧力が90,000Paでは、脱炭効果なし。 ・核種移行試験で移行先が不明だったCsは、昇温途中で蒸発していることを確認。 | ・酸化鉄による脱炭を行う場合、タンク内圧力は1000Pa |
| 溶融中に発生するダスト対策 | ダスト対策試験 | ・Arスイープガスとダストキャッチャーの取り付けにより、タンク内壁へのダスト付着量を1/10に低減。 ・Arスイープガスノズルは、扇型4個で効果あることを確認。 ・造滓材 (スラッグ) 添加により、約8割のダスト発生抑制効果を確認。 | ・ダスト低減のため、Arスイープガスを流し、ダストキャッチャーを設置 ・減容処理対象物の溶融では、造滓材を添加して溶融 等 |
| 薄肉インゴット作製基礎データ収集 | 加工設備小規模化試験 | ・鑄造解析を参考に横置金型で鑄造を行った結果、大きな鑄造欠陥のない良好な薄肉インゴットが得られた。 ・作製インゴットの機械的特性は、圧延加工において問題ないことを確認。 | ・鑄造は横置金型を使用 |
| 目標品質の確認 | リサイクル製品加工試験 | ・薄肉インゴットを圧延し、1mm厚の圧延材を作製した。 ・ステンレス容器の加工、巻き締め加工性の確認を行い、ドラム缶製造上問題のない鋼板が得られたことを確認。 | ・圧延前の研削の設定の情報 ・圧延機的能力・仕様の情報 ・ドラム缶製造に関する情報 |

・リサイクル試験の結果、真空誘導溶融炉を用いたステンレス鋼の溶融特性を確認し、システム設計への反映事項を抽出するとともに、溶接性や加工性に問題がないステンレス容器の加工まで行うことが可能であることを実証したことにより、システム全体を通じた技術的成立性の確認を得ることができた。

す。試験の結果は、概念設計に反映した。

○真空度影響試験 ○温度影響試験

試験結果の概要としては、真空度が上昇するに従って溶湯からの蒸発量は増加し、溶湯温度に関しては通常溶融時の溶湯温度1,550℃に対して1,650℃に100℃上昇すると金属元素の蒸発が約5倍に増加することが分かった。今回の溶融試験条件 (真空度及び溶融温度) では、溶融

に伴うステンレス鋼の化学成分の変動は少なく、溶融試料 (SUS304) の成分規格の範囲内であった。

○不純物影響試験

不純物影響試験で添加されたアルミニウム及び銅の大部分は金属中に残留した。金属組織上顕著な変化は見られなかった。

○クロスコンタミネーション影響調査試験 (汚染

した溶融炉で汚染のない金属を溶融した時の核種移行量調査)

金属(インゴット)へのクロスコンタミネーションの影響は認められなかった。

○模擬核種を用いた減圧下における放射性核種移行試験

模擬核種として添加したCoは主に金属インゴット中に、SrとCeは主にくぼ内残渣へ移行していることが判った。また、溶融温度1,550℃、タンク内圧力1,000Paにおけるダスト回収量は、同じ温度での90,000Paや10,000Paでのダスト回収量の10倍になった。溶湯表面からのダスト発生量抑制には、脱炭を目的とした高い真空度の保持時間を短くする等の圧力管理が重要である。

試験で得られたインゴットについて機械的性質を試験した結果、いずれもJIS規格(ステンレス鋼SCS13、SCS14)相当の機械的性質を有していることを確認した。

○簡易成分調整試験

ステンレス鋼スクラップ中に炭素鋼等異種材の混入があった場合でも、集中処理施設溶融設備の脱炭時の溶融条件である溶融温度1,550℃、タンク内圧力1,000Paにおいて、脱炭材(Fe₂O₃)添加による脱炭効果を確認した。

○ダスト対策試験

溶融時に発生するダスト等による炉内汚染防止を目的として、真空誘導溶融炉にスイープガスノズル(Arガスフロー)とダストキャッチャを取り付けた試験を実施した結果、タンク内壁等へのダスト付着量を低減できることを確認した。

○加工設備小規模化試験

集中処理設備における溶融設備では一般のステンレス鋼製造に比べ処理量が少ないことか

ら、加工設備の小規模化やコスト低減を図るためには、鑄造インゴットは肉厚が薄く、結晶粒が微細で圧延加工性が良い等の高品質の性能が要求される。100kg/バッチ規模の真空溶融炉を用いた試験において、鑄造解析結果を参考に製作した横型金型を用いて鑄造を行った結果、大きな鑄造欠陥のない良好なインゴットを得ることができた。添加した模擬核種の移行挙動には、スケールアップの影響は見られず、また、脱炭材添加により溶湯中の炭素濃度の制御は可能であることを確認した。

○スラグ添加試験(ダスト対策試験)

ステンレス鋼溶融時の溶湯表面からのダスト発生量抑制対策のためスラグ添加試験を実施した。くぼへの影響が少ないスラグ材として粘性が高く、塩基度の低いスラグ材を選定し、このスラグ材の添加により、溶湯表面からのダスト発生量の抑制効果が確認された。

○リサイクル製品加工試験

100kg/バッチ規模溶融炉で溶融作製したインゴットの圧延加工、模擬廃棄物容器(20ℓ)の作製を行い、再利用製品への加工性を検討した結果、JIS規格(ステンレス鋼SUS304、SUS316)相当の機械的性質を有するステンレス鋼板の作製と溶接性、加工性に問題のないステンレス製容器の作製が可能であることを確認した。また、200ℓドラム缶の製造上必要となる底部の巻き締め加工性の確認試験の結果も良好であった。インゴット、圧延鋼板、模擬廃棄物容器及び巻き締め加工部の写真を、Photo 1(1)~(4)に示す。

3.4 リサイクルシステムの概念設計

解体対象の原子力施設毎に移動して溶融処理を



(1) 加工前インゴット外観写真
(70kg : t80×W275×L405mm)



(2) 圧延鋼板仕上げ外観写真
(t1×W360×L1700mm×8枚)



(3) 模擬容器外観写真
(20ℓ : φ300×H300mm)



(4) 巻き締め加工部写真

Photo1 Manufacturing Test of Recycling Products

行うことのできる解体サイトにおける可搬式の溶融設備（解体サイト溶融設備）の設計及び解体サイト外に一箇所設置して、再利用可能廃棄物を集荷し、再利用製品であるドラム缶等の製造を行う集中式の処理設備（集中処理設備）における溶融設備を中心にリサイクルシステムの概念設計として、溶融炉容量と操業方法を設定し、各溶融設備のプロセス設計、機器設計、計装設計、ユーティリティ設計を行った。更に、再利用対象金属廃棄物の受入から製品の払出までのプロセスフロー、物質収支、主要機器リスト、仕様概要、概要図、人員体制等の設計を行った。

概念設計に先行して、ダスト低減に係る流体解析や金型の構造及び材質選定に係る鑄造解析を行った。解析結果を反映したりサイクル試験で確認の結果、ダスト飛散量の低減効果が認められ、また、金属組織上問題のない高品質インゴットの作成が可能となり、良好な結果が得られた。更に、可搬式溶融炉の輸送方法や配管継手等の可搬性向上技術の調査等を行い、概念設計に反映したりリサイクルシステムの概念設計の概要をTable 4

に示す。

3.5 金属廃棄物リサイクルプロセス統合評価システム (RECOSTE II) の開発

(1) 解体廃棄物リサイクル評価コード (RECOSTE) の開発

RECOSTEは、解体する原子力施設固有の解体廃棄物データベース及び共通に使用できる処理プロセスデータベース等を基に、再利用シナリオ（溶融や除染等の再利用/処理に係る工程の組合せをユーザーが任意に設定。）毎に、再利用及び処理処分に係るエンジニアリングデータ（再利用及び処理処分費用、再利用廃棄物量、再利用率、廃棄体発生量等）を算出することができる。

RECOSTEコードは、入力処理機能、計算処理機能及びデータ出力処理機能を持ち、画面のガイドに従って容易に操作することが可能なシステムとして、平成15年度までに開発した。RECOSTEコードの計算処理概念をFig. 4に示す。

シナリオ毎に算出したエンジニアリングデータを比較評価することにより、解体金属廃棄物の再

Table4 Conceptual Design of Metal Waste Recycling System (summary)

| 項目 | 解体サイト可搬式溶融設備 | 集中処理施設（真空溶融炉・造塊設備等） |
|----------------|---|--|
| 溶融の目的 | 減容処理対象物（→溶融するつば内で固化後、処分） 再利用対象物（→集中処理施設へ） | 再利用対象物（炭素鋼→遮蔽体等） （ステンレス鋼→ドラム缶） |
| 受入条件（対象鋼種） | | |
| 対象鋼種 | 炭素鋼及びステンレス鋼 （異種金属の混入量は1%以下） | 炭素鋼及びステンレス鋼 （極低レベル廃材を含むものとして設計） |
| 溶融設備設計条件 | | |
| 稼働日数 | 800日（年間操業日数200日、4年間稼働） | 年間操業日数200日（1解体サイトの物量を4年で処理） |
| 溶融炉容量 | 1.6トン/バッチ | 5トン/バッチ |
| 操業方法 | 1日2直、1直3バッチ | 1日2直、1日3バッチ |
| 溶融量 | 減容対象金属：0.5トン/バッチ（造洋材添加） 再利用対象金属：1.6トン/バッチ | 5トン/バッチ |
| 溶融方式 | 減圧不活性ガス雰囲気誘導溶融方式（可搬式） | 真空誘導溶融方式（固定式） |
| 溶融条件 | 溶融、出湯、追装時の圧力、溶融温度を設定。 Arスweepガス流量を設定。 | 溶融、脱炭、出湯、追装時のタンク内圧力、溶融温度を設定。 Arスweepガス流量を設定。 |
| 構成チャンバ及び工程 | 投入室、溶融室、金型準備室、金型取出室、冷却室 | 溶融工程（投入室、鑄造室、金型準備室、均圧室、冷却室）、 切削工程、圧延工程、ドラム缶製造工程 |
| その他* | | |
| 人員体制検討 | 1直11名、2直8名、計19名 | 1直14名、2直7名、計21名 |
| 建設・運転費 （概算） | 設備建設費（設備工事費45%、溶融工程設備35%） 運転費（人件費55%、ユーティリティ20%） 解体サイトの既設建屋の利用を前提とした。 | 建設費（建屋建設費90%、設備工事費25%、 切削工程設備20%、溶融工程設備10%） 運転費（建屋等修繕費35%、人件費30%、 ユーティリティ20%） |

*「その他」として、機器設計、計装設計、ユーティリティ設計、流体設計、プロセスフロー設計、機器配置設計、主要機器設計等を実施。

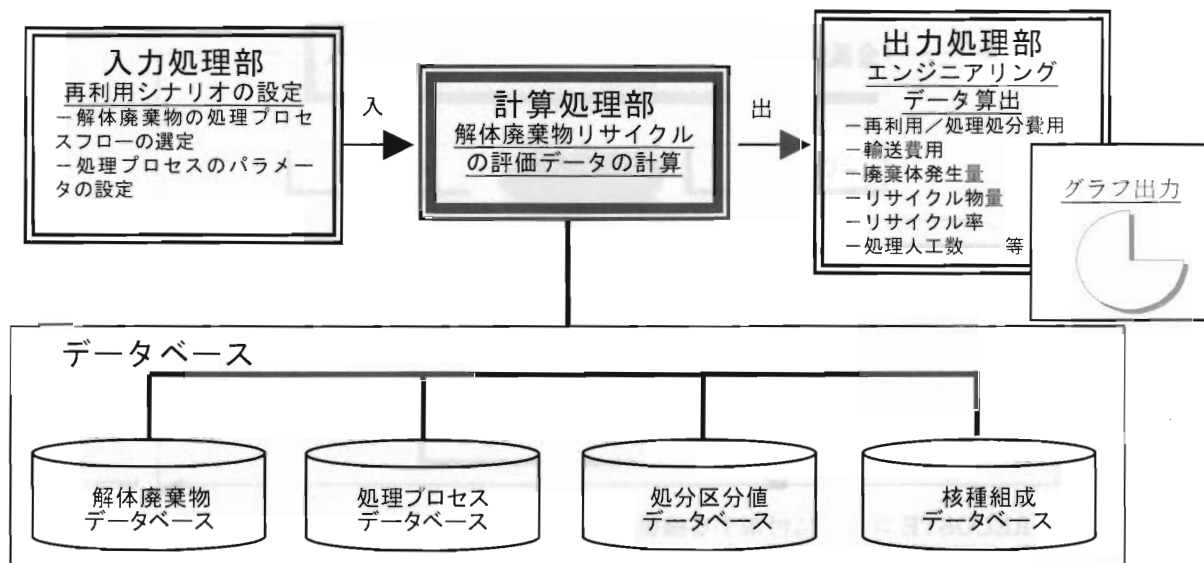


Fig.4 Schematic Diagram of RECOSTE Code

利用/処理処分に係る方策の最適化検討を支援する有効なツールとして活用できることを確認した。

(2) RECOSTE II の開発

解体金属廃棄物の再利用、処理処分にあたっては、原子力施設の解体工事工程の進捗に応じた解体金属廃棄物発生量の時間的変化と処理設備容量とのバランス、並びに解体金属廃棄物の受入から再利用、処理処分までの物流過程における移送条件（移送経路、移送方法等）及び物流環境（仮置き（保管）スペース、移送設備の能力等）等を考慮した合理的な再利用、処理処分計画を策定することが重要である。

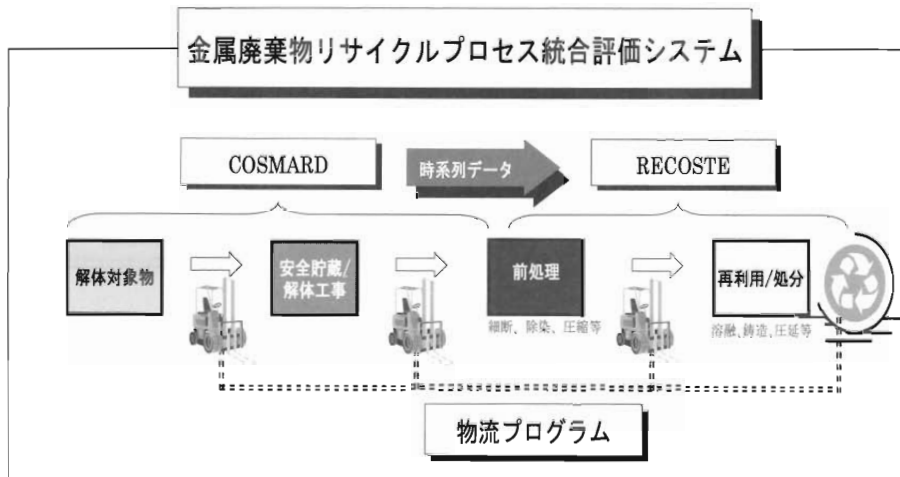
解体金属廃棄物のリサイクルシステムの合理化検討を支援するRECOSTE II は、平成15年度までに開発したRECOSTEと既存の解体工事計画策定支援コード(COSMARD)及び物流シミュレーションコードを連携させて、解体金属廃棄物の発生から再利用、処理処分までのリサイクルプロセスを一貫して評価できるシステムとして開発した。

RECOSTE II では、従来のRECOSTEでのエンジニアリングデータの算出に加えて、時系列的な廃棄物発生データ（解体金属廃棄物の発生時期、発生量、処理所要時間等）及び貯蔵スペース等の空間的データ（サイト内外の廃棄物移送重量、移送

距離、仮置き・保管スペース等）を取扱う機能が付加された。RECOSTE II の開発概要及びシステム全体構成をFig. 5、Fig. 6 に示す。

また、計算結果の一例として、解体サイトに設置した一次溶融炉に関連した計算結果をまとめたものをFig. 7 に示す。ケース1は一次溶融炉の処理前の処理対象廃棄物の仮置きスペースを無限大とし、溶融処理を廃止措置開始の5年後から開始した場合、ケース2は仮置きスペースを現実的に可能であろう値として約270m²とし、解体開始直後から溶融処理を実施した場合である。発生する廃棄物量は、COSMARDコードとの連携により可能となった解体工事工程の進捗に伴って発生する1ヶ月毎の廃棄物量として集計している。上段のグラフの比較から、ケース1では、仮置きスペースが最大約8千m²と計算され、現実的に不可能なスペースの確保が必要であり、このことから、仮置きスペースを考慮した再利用・処理処分プロセスの構築が重要であり、解体直後から一次溶融炉の運転を開始する必要があると判断される。

RECOSTE II コードの特徴をTable 5 に示す。RECOSTEコードでは、従来のRECOSTEコードでのエンジニアリングデータの算出に加えて、時系列的廃棄物量データや空間的データの取扱い機能の付加により、より現実的な評価が可能となっ



RECOSTE コードに付加する機能

- 原子炉施設の解体工事工程データ
 - ・工事工程の進捗に伴う時系列的な廃棄物発生量
- 廃棄物処理及び再利用設備のレイアウトとそれらを繋ぐ空間データ
 - ・物流条件 (移送経路, 移送方法等)
 - ・物流環境 (再利用設備の処理性能, 処理前後の仮置きスペース等)

Fig.5 Conceptual Diagram of the Development for RECOSTE II System

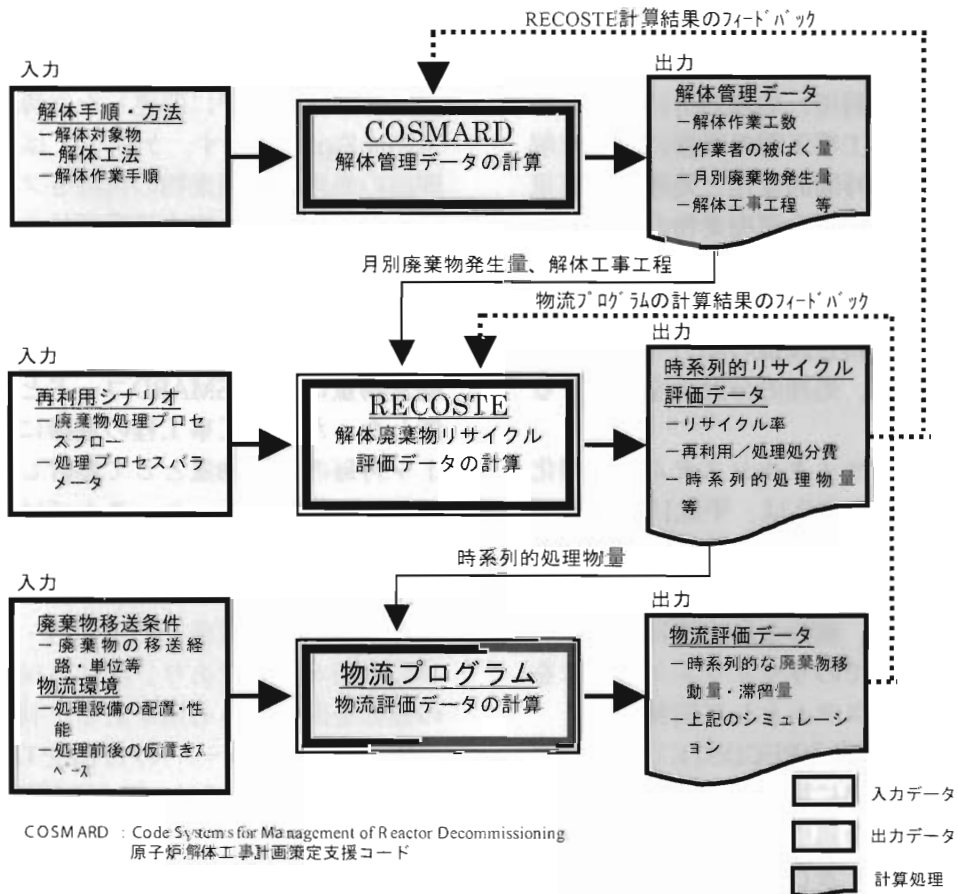


Fig.6 Configuration Diagram of RECOSTE II System

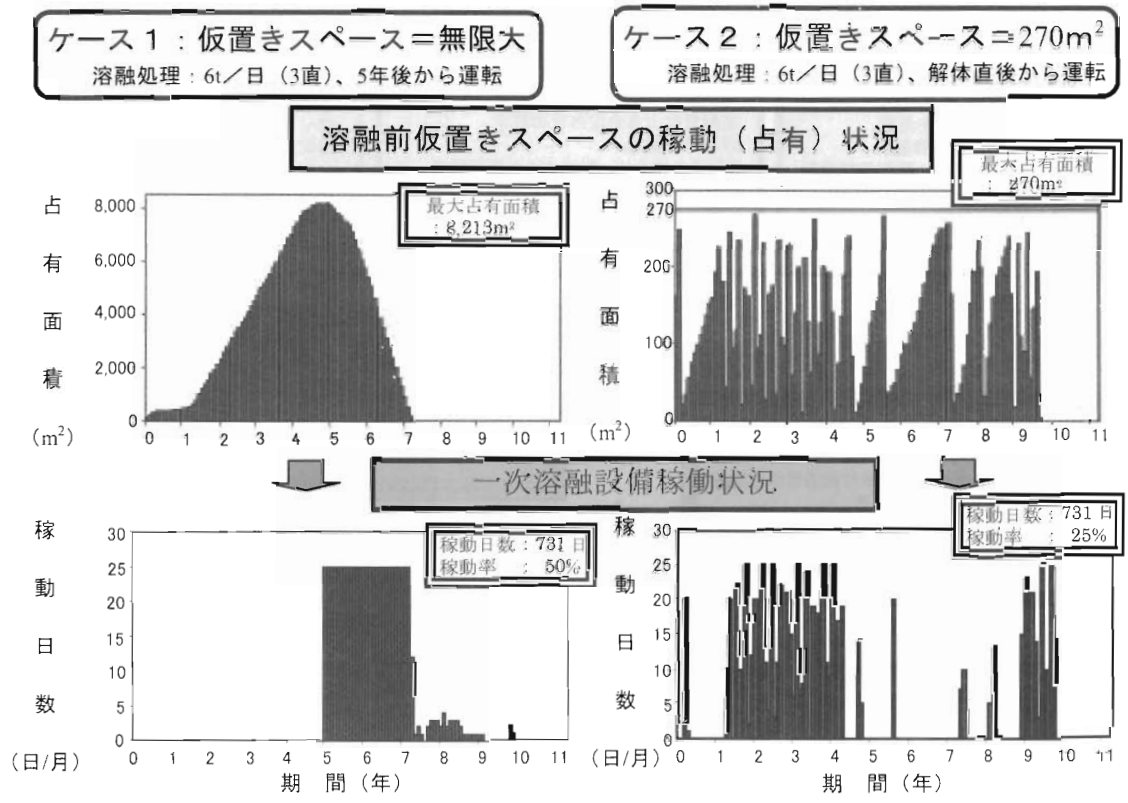


Fig.7 Example of RECOSTE II System Output

Table5 Major Capability of RECOSTE II System

- 廃止措置の全体工程のうち、解体金属廃棄物の再利用/処理処分に係わるシナリオの合理化検討が可能。
- 廃止措置工事工程の進捗に伴う時系列的に発生する廃棄物量データ、及び貯蔵スペース等の空間的データを取扱うことが可能。
- 変動因子、環境条件の影響評価が可能。
例：処理プロセスパラメータ (除染方法、除染係数、圧縮方法 等)
コスト (輸送コスト、処分単価、設備設置費用 等)
設置設備 (溶融炉等) の償却プラント数 [今回は3プラント償却で計算] 等
- 多様なプラントに適用可能GUI (Graphical User Interface) によるシナリオ、条件設定 等
例：原子力発電所、核燃料サイクル施設
(施設固有の解体廃棄物データベースの作成が必要。)
- 操作の容易性
例：汎用ソフトウェア (MS-ACCESS、MS-EXCEL) を用いて開発

た。また、原子炉施設以外の核燃料サイクル施設でも、施設固有の廃棄物データベースを作成することにより、エンジニアリングデータを算出することができ、解体金属廃棄物の再利用・処理処分シナリオの計画立案に有効な支援ツールとしての活用が可能である。

4. まとめ

解体廃棄物リサイクル技術開発のまとめを Fig. 8 に示す。

- ①金属廃棄物のリサイクル試験の結果、真空誘導溶融炉を用いたステンレス鋼の溶融特性を

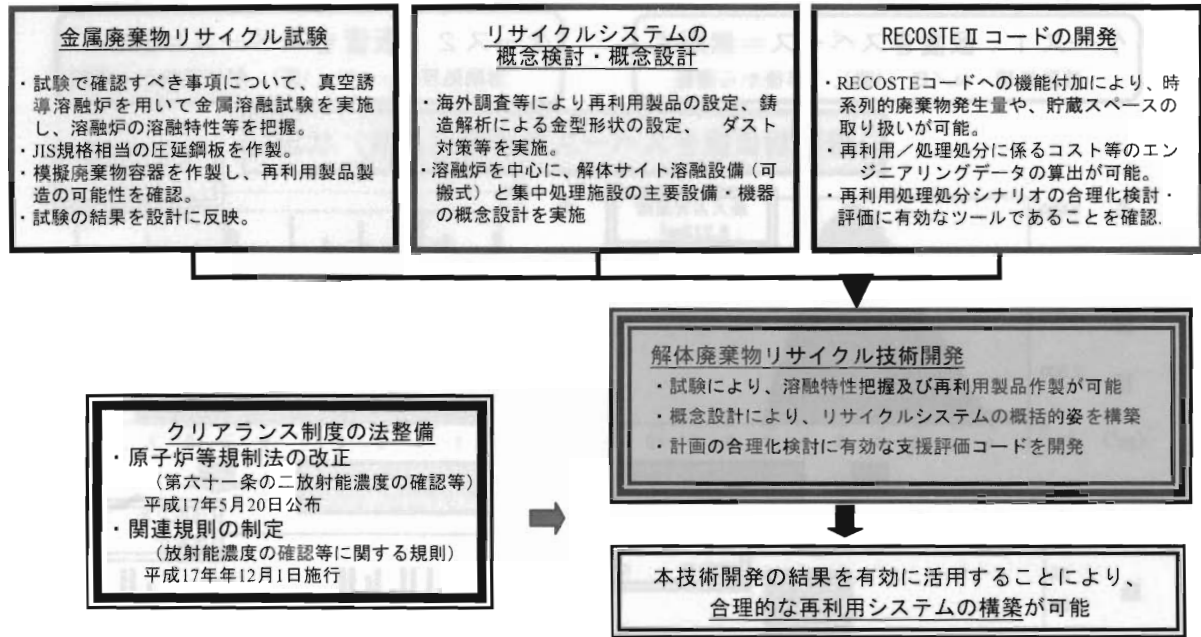


Fig.8 Summary of “Development for the Recycle of Dismantled Metal Waste by the Decommissioning of NPP”

確認し、システム設計への反映事項を抽出するとともに、作製したインゴットを用いて、溶接性や加工性に問題のないステンレス製容器の加工まで行うことが可能であることを実証したことにより、システム全体を通じた技術的な成立性の確認を得ることができた。

- ②リサイクルシステムの概念設計により、解体金属廃棄物リサイクルシステムの概括的姿を構築することができた。
- ③解体廃棄物の再利用/処理処分計画策定に係る合理化検討に有効な支援ツールとして、RECOSTE II コードの開発を行った。

以上の結果、解体サイト及び集中処理施設における溶融からステンレスドラム缶製造に至る一貫したリサイクルシステム構築の可能性について確認が得られた。

集中処理施設におけるステンレス鋼及び炭素鋼の再利用については、平成17年5月の「原子炉等規制法」の改正及び同年12月関連規則の制定により、クリアランス制度が法制化（同年12月1日施行）されたことから、放射性廃棄物として扱う必要のない物（クリアランス物）であれば、通常の廃棄物と同等の再利用が可能となった。クリアランス物の再利用の一例として、既存施設を利用す

ることなく、クリアランス物のみを業界内で再利用する場合においては、本システムの検討結果を有効に活用し、合理的な再利用システムの構築が可能となると考えている。

5. クリアランス制度の定着に向けた取組みについて

クリアランスとは、原子力と非原子力との境界分野での活動とも言えるもので、制度定着には地域社会と国民の理解が大前提である。安全性と信頼性の確立を図って、クリアランス廃棄物が幅広い社会においてリサイクルされて行くことが最終目標である。

そのための方策として、廃止措置対象施設が立地する地域の地元企業等の関係者の参加を得て事業化を図ることが有効と考える。これにより、透明性が確保され、地元の技術的特質が活用され、更には地元企業の技術基盤の強化につながることを期待される。

その結果、新たな地場産業が育成され、その技術力が再び原子力界にフィードバックされる結果につながることであれば、これが真の意味での循環型社会の理解と構築への取組みとなると考える。

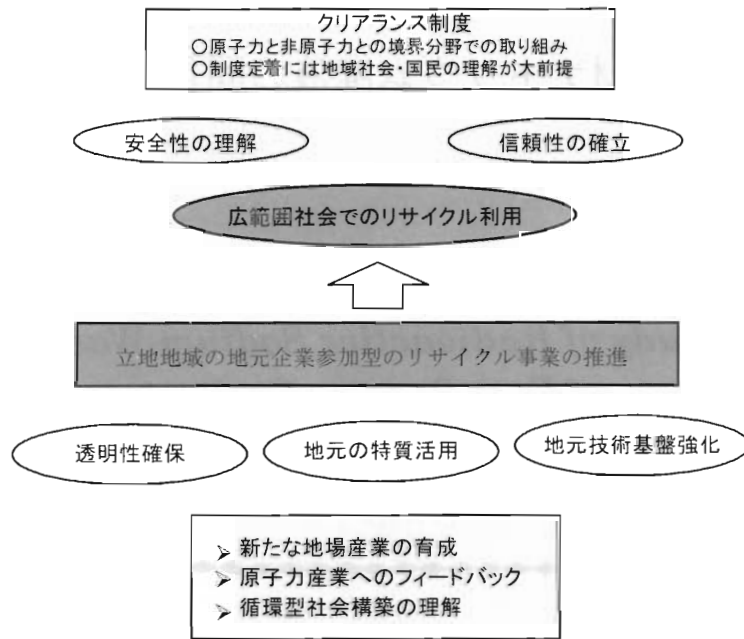


Fig.9 Future Plan to be Established the Recycling System of Dismantled Metal Waste from Nuclear Facilities

クリアランス制度の定着に向けた今後の取組みの概要をFig. 9に示す。

ズ株式会社の関係各位殿に対し、心よりお礼申し上げます。

6. おわりに

平成13年度から17年度までの5年間、本リサイクル技術開発にご支援、ご協力を頂いた解体廃棄物リサイクル技術開発委員会（委員長:阿部昌義、現(財)放射線計測協会専務理事）、委員各位殿、並びに三菱マテリアル株式会社、富士機械システム

(参考資料)

1. RANDEC宮尾英彦他、「金属廃棄物の再利用技術開発」、日本原子力学会2003年秋の大会(2003年9月26日)。
2. 「解体廃棄物リサイクル評価コードの開発」、RANDECデコミッションング技報No. 33(2006年3月)。

高速炉冷却材ナトリウム廃液の固化技術開発試験

福村信男*、宮本喜晟*

Technological Study of Radioactive Sodium Waste Solidification of Fast Reactor Coolant

Nobuo FUKUMURA*, Yoshiaki MIYAMOTO*

ナトリウム冷却型高速炉 (FBR) の廃止措置においては、大量に発生する化学的に活性な放射性ナトリウムを安全に、かつ経済的に処理処分する技術開発が必要不可欠である。このような観点から、放射性ナトリウムの安定化のために水酸化ナトリウムに転換した高アルカリ性廃液をスラグセメントと混練固化するための技術開発試験を実施した。試験結果から、水酸化ナトリウム濃度30wt%、廃液/固化体比0.7及び水酸化ナトリウム濃度40wt%、廃液/固化体比0.7と0.9の供試体がANSIの埋設受入基準である強度、放射線による影響及び熱安定性を満足することが明らかとなった。

A large amount of radioactive sodium waste which is very active chemically is produced when a sodium cooled fast reactor (FBR) is decommissioned. Then, this sodium should be conditioned and disposed safely and economically. From the view point of this the technological examination concerning the solidification of the mixture of high alkaline liquid waste and slag cement has been carried out. The high alkaline liquid waste is generated by conversion of radioactive sodium into sodium hydroxide (NaOH) for the stabilization processing. The results of examination show that the solidified sodium wastes with 30 wt% NaOH concentration and 0.7 NaOH (vol.) / slag cement (wt), and 40 wt% NaOH concentration and 0.7, 0.9 NaOH (vol.) / slag cement (wt) have met ANSI waste package acceptance criteria for disposal concerning the compression strength under the conditions both after irradiation and after thermal cycle.

1. はじめに

高速炉は、軽水炉に比べ数倍の出力密度を有しているため、これまで建設または恒久運転停止された冷却材のほとんどは、熱的、流体力学的、核

的及び他物質との共存性に優れた液体金属ナトリウム (Na) を使用している。

Naは化学的に活性であり、その取扱いが難しい反面、熱伝達に優れた媒体である。常温で固体であり、大気圧で融点が98℃、沸点が883℃である。

本報告は、電源開発促進対策特別会計法に基づく文部科学省からの受託事業として、RANDECが実施した平成13年度、平成14年度及び平成15年度「高速炉冷却材ナトリウムの除染技術に関する調査」の成果である。

* : (財)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)

比重は水に近い1.0であり、ポンプ動力は低くてよい。また、構造材との共存性については、酸素や水素等と反応して純度は低下するが、酸素濃度10ppm以下、水素濃度数10ppb以下に管理すれば、金属の腐食速度を抑制できる¹⁾。さらに、Naは単体分子のため、化合物のような照射による放射線分解はなく、照射後でも単体処理プロセスとして扱える。天然Naは²³Na100%で、中性子照射により放射性核種の²⁴Naや²²Naが生成されるため、照射済Naの取扱いには注意を要する。

このようにNaは、高速炉冷却材としては、優れた材料であるが、照射済Naは放射性で化学的に活性であるため、廃止措置時の取扱いや処理処分のためのR&Dが数々行われている。

EBR-II^{2), 3), 4)} やFermi 1^{5), 6)} の使用済Naは、水酸化ナトリウム (NaOH) に転換し、約70°C以下に冷却し、固化体として埋設処分された。FFTF⁷⁾ では汚染のため、Hanfordの高レベル放射性廃棄物タンクのスラッジ前処理工程に使用される。PFR^{8), 9)} とKNK^{10), 11), 12)} では、NaOHに転換し、さらに中和のため塩化Na (NaCl) に転換し廃液を海洋放出する計画である。Rapsodie¹³⁾ では、転換されたNaOHをラ・アークの再処理プラントから発生する酸性廃棄物の中和に使用する。SPX¹⁴⁾ では、極低レベル放射性廃棄物としてNaOHをセメント固化体にし、コンクリートブロックとして使用する。BN-350¹⁵⁾ では、ジオセメント固化体にする計画である。

このように、照射済Naを直接処分せず、NaOHに転換したり、中和するために、さらに塩化物や硫化物等に転換したりするが、後者の場合廃棄物量が増大する。

したがって、廃棄物量減少の観点から、照射済Naを安定化処理した後、直接固化する技術開発試験を実施した。

2. 強アルカリ廃液固化技術の調査

既存の固化技術のNaOH廃液固化への適用性を検討するに当たり、各固化方法についてその処理方法の特徴、廃棄物発生量、中和処理の必要性、固化設備規模等の観点から検討し、最適な固化方法について調査した。これらをスクリーニングす

ることによりNaOH廃液固化法として最も適用性が高い方法を選出した結果、Fig. 1に示すように廃液スラグ (高炉スラグ微粉末) 固化法を選定した。¹⁶⁾

3. 強アルカリ廃液固化技術の要素試験

3.1 試験計画立案の方針

2項で示したように、高速炉1次冷却材のNaをNaOHで安定化処理し、処理廃液を放射性廃液として扱い、かつ安定化後の廃棄物量を極力低減する方法として廃液スラグ固化法が適切であることが明らかになった。しかし、これを廃棄物にする場合、日本ではNa安定化後のNaOH廃液を固化し埋設処理を行った実績がないことから以下に示す項目について検討及び確認を行う必要がある。

- 1) 苛性ソーダ固化体に要求される技術基準
- 2) 苛性ソーダ廃液固化体の物性

現在カザフスタンでは、高速炉BN-350の廃止措置作業を米国、英国やロシア等が参加する国際事業として実施している。このため、ANSI基準¹⁷⁾ に準じた放射性廃棄物の処理方針を確定し技術基準整備を進めているところである。また、カザフスタンでは、米国EBR-IIで用いられたNaをNaOHに転換し安定化する方法を採用している。従って、カザフスタン及び日本国内外の埋設固化体に要求される技術基準を調査整理し、固化試験計画に反映するとともに2) においては1) の調査結果を反映した固化試験計画に準拠しNaOH廃液固化試験を実施した。Table 1に、カザフスタン及び日本国内¹⁸⁾ 外の埋設廃棄物に関する技術基準を整理した結果を示す。

3.2 試験項目の抽出

Table 1にて整理した埋設廃棄物に対する技術基準を踏まえ、NaOH廃液固化による均質固化体の物性及び健全性を確認する観点で試験項目を抽出した。なお、試験項目抽出にあたっては、Table 1に示す基準で差異がある場合には、より厳しい基準、条件にした。以下に抽出した試験項目を示す。

- 1) 固化体材料

固化材としてスラグがJIS R5210「ポルトランド

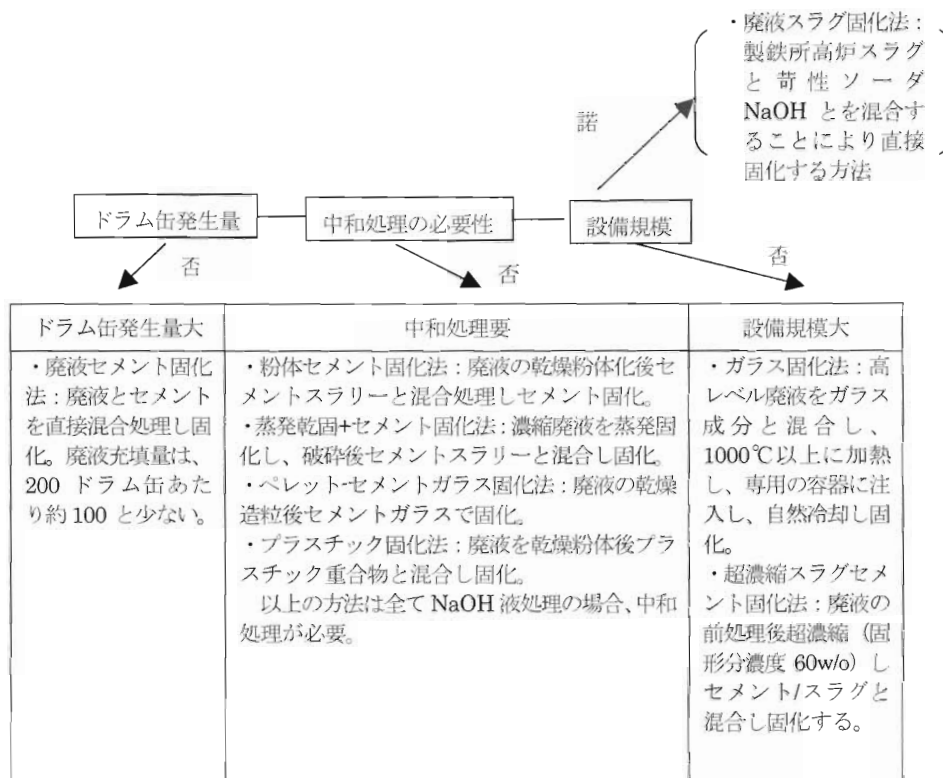


Fig.1 Selection of Solidification Method

セメント」及びASTM C150-94「Standard Specification for Portland Cement」に定めるセメントと同等の品質を有するものであることの証明が必要である。

2) 混練物流動性

JIS R5201「セメントの物理試験方法」に示すフロー試験に準拠し、混練物の流動性の確認を行う。また混練物の比重を算出する。

3) 固化体強度

JIS A1108「コンクリートの圧縮強度試験方法」に準拠した一軸圧縮強度の確認が必要になる。国内基準によると埋設固化体に要求される一軸圧縮強度は1.47MPa以上である。一方ANSI/ANSによるとセメントによって固められた固化体に推奨される一軸圧縮強度は3.5MPa以上であるが、カザフスタンの放射性廃棄物処理基準においても埋設固化体に要求される一軸圧縮強度は3.5MPa以上としている。よって本試験計画では、より厳しいANSI/ANS及びカザフスタンにおける固化体に要求される一軸圧縮強度に準拠し、固化体強度の判

定基準を3.5MPaとする。

4) 固化体均質性

NaOH固化体の均質性確認では、NaOH固化体を一定期間養生後、割裂を行い内部の練り混ぜ具合を目視観察する。

5) 固化体健全性

上記1) から4) までの固化体物性確認の他にNaOHの潮解性に着目し、長期保管固化体の健全性を確認する必要がある。具体的には一定期間の吸湿前後の外観及び重量変化、浸漬前後の強度変動についての確認を行う。

以上の基本的な確認試験結果を基にNaOHの直接固化を実機に適用するためには、さらに技術的な課題として以下の試験を実施する必要がある。

6) 放射線照射後の固化体強度測定

カザフスタン基準及びANSI/ANSに定められた放射線照射後の固化体の強度基準を確認する必要がある。ANSI/ANSには照射線量 (10⁶Gy) に関する記載があり、これは、¹³⁷Csもしくは⁹⁰Srの濃度が1.3×10¹³Bq/m³含まれている場合の300年間の線

Table1 Technical Acceptance Criteria of Burial for Waste Packages

| カザフスタン放射性廃棄物処理基準 | | 国内埋設廃棄物処理処分基準 | | ANSI/ANS およびNRC 規定廃棄物受入基準 | |
|------------------|--|------------------|--|---------------------------|---|
| 固体廃棄物の形状 | 埋設処理のために受け入れる廃棄物は固体に限定される。廃棄物が元々液体であれば、浸出性の低い形状に固化される必要がある。放射性核種浸出率は ¹³⁷ Cs、 ⁹⁰ Srについて1日あたり 1×10^{-3} g/cm ² 以下とする。 | 固型化材料 | JIS R5210 もしくは JIS R5211 に定めるセメントまたはこれと同等以上の品質を有するセメントであること。 | 一軸圧縮強度 | 60psi (0.4Mpa) 以上の圧縮強度を保つこと。セメントで固化された廃棄物は500psi (3.5Mpa) 以上の圧縮強度を持つことが望ましい。 |
| | | 練り混ぜ具合 | 固型化にあたっては、固型化材料もしくは固型化材料および混和材料と放射性物質を均質に練り混ぜ、またはあらかじめ均質に練り混ぜた固型化材料および混和材料と放射性廃棄物を均一に混合させること。 | | 放射線による影響 |
| 密度 | 廃棄物量を最小にするために、また埋設エリアを浸漬する可能性を抑えるために廃棄物は圧縮しなければならない。 | 著しい破損 | 著しい破損がないこと。 | 浸漬率 | 固化体を 90 日間脱塩水に漬けた後のリーチングインデックスは6以上であること |
| | | 有害な空隙 | 容器内に有害な空隙が残らないようにすること。 | 浸漬強度 | ASTM C39 または ASTM D1074 に定める方法で固化体を 90 日間脱塩水に漬けた後の圧縮強度は 60psi (0.4Mpa) 以上であること |
| 熱特性 | 廃棄物は外部の熱源からの影響および処理後の残留熱による劣化に対して安定なものでなければならない。固化体からの残留熱の放出は 2kW/m ² を超えてはならない。 | 容器 | JIS Z1600 に定める金属製容器またはこれと同等以上の強度および密封性を有するものであること。 | 熱安定性 | ASTM B553 に定める方法で 30 回の熱サイクルテストの後 60psi (0.4Mpa) 以上の圧縮強度を保つこと。セメントで固化された廃棄物は 500psi (3.5Mpa) 以上の圧縮強度を持つことが望ましい。 |
| | | 放射能濃度 | 放射能濃度が申請書等に記載した最大放射能濃度を超えないこと。 | | |
| 容器 | 容器重量、体積、形状および大きさに関する設計が、処分場の基準、輸送状況と適合しなければならない。また扱いが容易でなければならない。 | 表面密度限度 | 表面の放射性物質の密度が規則第14条第1号ハ項の表面密度限度の10分の1を超えないこと。 | | |
| | | 一軸圧縮強度 | セメントを用いて放射性物質を固型化する場合、固型化された放射性物質の一軸圧縮強度が 1.47MPa 以上であること。 | | |
| 強度 | 廃棄物は十分な強度を保ち、厳しい取扱いに耐え得る十分安定な構造を持つ必要がある。固体廃棄物は 4.0atm (0.4Mpa) 以上の圧縮強度を持つことが理想であるが、セメントによって固化される廃棄物は、実用的な最低強度として、少なくとも 10 ⁶ Gy 以上の放射線照射の後、35.0atm (3.5Mpa) 以上の圧縮強度を持つ必要がある。 60°Cから-40°Cまでの30サイクルからなる熱破壊テストを行う。廃棄物容器は放射性廃棄物処分施設的设计基準に対応する垂直荷重を持たなければならない。 | 健全性を損なう物質 | 廃棄物の健全性を損なうおそれのある物質として大臣の定める物質を含まないこと。 | | |
| | | 耐埋設荷重 | 埋設された場合において受けるおそれのある荷重に耐える強度を有すること。 | | |
| 表面汚染 | ドラム缶表面の放射能レベルに関し、放射能安全規格によって定められた作業場の線量限度を超えるドラム缶の取扱いに関しては、今後認可される。 | 表面汚染 | 国内低レベル放射性廃棄物埋設センター事業許可申請書によると、埋設設備に埋設を行う廃棄物は受入時において(中略)廃棄物の表面線量当量率は10mSv/hを超えないものであること。 | | |
| | | 放射性廃棄物を示す標識 | 容易に消えない方法により、廃棄物の表面の目に付きやすい箇所に、放射性物質を示す標識および当該廃棄物の表面における線量当量率が大臣の定める線量当量率を超える場合にあっては大臣の定める標識を付け、並びに当該廃棄物に関し申請書に記載された事項と照合できるような整理番号を表示したものであること。 | | |
| 化学安定性 | 廃棄物には強酸化物質、腐食物質、不安定物質が含まれてはならない。廃棄物は水と反応することで、分解されたり、ガスを発生させたりしてはならない。廃棄物中に有機物もしくは可燃性物質が含まれている場合には、それらを不燃性および爆発性のない物質に変換しなければならない。 | 表面における線量当量率を示す標識 | | | |
| | | 整理番号 | | | |
| 化学互換性 | 全固化体体積の0.5%以上の養生水を発生させてはならない。養生水のpHは4から11の間とし、セメント固化体の養生水に関する最低のpHは9と等しくなるようにする必要がある。 | | | | |

量に相当し、これ以上の線量であってもセメント系材料では、有意な影響を与えないとしている。照射後外観上劣化が確認されない場合一軸圧縮強度試験により強度を確認するとしている。

7) 熱サイクル後の固化体強度測定

カザフスタン基準及びANSI/ANSには、固化体に要求される基準として30サイクルの熱サイクル後における固化体強度に関する規定がある。ANSI/ANSが推奨する試験方法はASTM B553^{(19), (20)}に記述されている。

3.3 試験条件

3.2項にて抽出した試験項目を踏まえ、高アルカリ廃液安定固化試験の条件について以下に示す。なお各試験時にて使用する供試体の寸法はASTM推奨の直径5cm×高さ10cmとする。

(1) 固化体物性確認試験

以下に示す方法で固化試験を行い、固化体の物性を確認することによって、最適な固化条件の策定、実機レベルでのNaOH固化に向けた課題の抽出を行う。

1) 固化材

スラグ材がJIS R5210「ポルトランドセメント」及びASTM C150-94に定めるセメントと同等の品質を有するものであることの確認が必要であるが、固化材品質保証上の物性としては、放射性廃棄物安定固化という観点から、硬化終了後の固化体物性値が基準を満足していれば十分であると見なす。

(2) 混練物流動性確認試験

① フロー値測定試験

- ・試験目的：NaOHとスラグの混練物のフロー値を測定することで混練物の流動性を確認する。
- ・試験方法：JIS R5201「セメントの物理試験方法」に示すフロー試験方法に準拠する。フロー値の測定はフローテーブル中央にフローコーンを置き、混練物充填後フローコーンを撤去し、15回の打撃運動を行い混練物の広がった径を測定する。
- ・判定基準：15回の打撃運動後フロー値が一般的な混練装置の経験上220mm以上であれば流動性良好と判断する。

② 混練物比重測定試験

- ・試験目的：試験パラメータごとの混練物の比重を測定する。
- ・試験方法：混練物比重測定用の容器（100ml）に混練物を充填し、重量を測定することで比重を算出する。

(3) 固化体物性確認項目

① 固化体強度測定試験

- ・試験目的：供試体の一軸圧縮強度を測定し、基準を満足する条件を確認する。
- ・試験方法：JIS A1108「コンクリートの圧縮強度試験方法」に準拠した方法で一軸圧縮強度を測定する。圧縮強度測定用の供試体は、混練物を供試体作成のためにサミットモールドへ充填後、室温にて一定養生し、一軸圧縮強度を測定する。測定に際し各条件3個一軸圧縮強度測定を行い、平均値をその条件における一軸圧縮強度測定値とする。
- ・判定基準：一軸圧縮強度測定値が基準値である3.5MPaを満足すれば強度として十分であると見なす。

② 固化体均質性確認試験

- ・試験目的：供試体を割裂し、内部の状況を確認することで練り混ぜ具合、固化進行状況を確認する。
- ・試験方法：一定期間養生した供試体を割裂し、内部の練り混ぜ具合、表面の吸湿状況、空隙及びスラグと未反応のまま結晶化したNaOHの有無を目視観察する。割裂する供試体は各条件1個とする。
- ・判定基準：割裂面が均一であること、吸湿していないこと、空隙及びNaOHの結晶がないこと。

(4) 固化体健全性確認項目

長期保管固化体の健全性を確認するためには、固化体の吸湿性、浸漬強度についての確認試験を行う必要がある。以下に示す条件で吸湿性及び浸漬強度についての確認試験を実施する。

① 固化体吸湿性確認試験

- ・試験目的：設定した湿度に一定期間供試体を保管し、供試体への影響を確認する。
- ・試験方法：供試体の保管湿度をパラメータとし、湿度を調整したデシケータの中に供試体

を一定期間保管し、吸湿による自由水の発生、及び潮解の有無、乾燥によるクラック発生の有無を目視によって観察するとともに、デシケータ保管前後の重量変化についても測定する。吸湿性を確認する供試体は各条件で1個とする。

- ・判定基準：吸湿による自由水の発生及び潮解がないこと。

②固化体浸漬強度測定試験

- ・試験目的：作成した供試体を一定期間浸漬した後に一軸圧縮強度を測定し、強度変動を確認することで、浸漬による供試体への影響を確認する。ここでは、JIS R5201を参考に28日試験を実施した。
- ・試験方法：供試体をイオン交換水2000ml（供試体表面積の約10倍）に一定期間浸漬した後、固化体外観の目視観察及び一軸圧縮強度の測定を行う。なお浸漬強度の測定には各条件3個強度測定を行い、平均値をその条件における浸漬強度測定値とする。
- ・判定基準：浸漬によって供試体の形状に変化がないこと及び強度が極端に落ちないこと。

3.4 試験パラメータ及び試験手順

固化試験の試験装置は、NaOHの濃度及び温度調整を行うPhoto 1に示すホットスターラ、NaOHと固化材料を混合混練するPhoto 2に示すホバートミキサを使用する。

NaOH濃度は、下限を英国高速増殖原型炉PFR

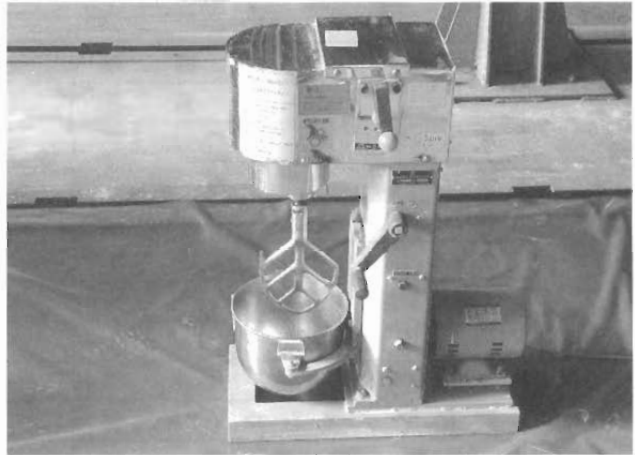


Photo2 Hobert-type Mixer for Mixing NaOH and Slagcement

炉のNa処理時におけるNaOH濃度の制御条件30wt% (10mol/L)とし、上限は、NaOH温度70℃以上での最大溶解度70wt%とする。温度は、NaOH濃度30wt%から50wt%については一律20℃とし、70wt%については70℃とする。

固化材については、Table 2に示す仕様の高炉スラグを用いた。

また、NaOH/固化材比は、一般的な水/セメント比を参考にした。固化体養生期間は、JIS A1108「コンクリートの圧縮強度試験方法」に定める養生期間から設定した。固化体健全性確認試験では、デシケータ内の湿度をカザフスタンのBN-350地域の平均湿度を参考にするとともに、測定頻度は、JIS R5201「セメントの物理試験方法」に規定されている測定頻度を参考にした。浸漬期間も同じJISを参考にした。なお、溶液の混練時間は、各条件一律3分間とする。

試験手順は、NaOHの濃度調整した後、スラグ材と混合し、ホバートミキサによる混練を行い固化体物性及び健全性を確認する。以下に手順を示す。

- (1) 苛性ソーダ濃度、温度調整
- (2) 苛性ソーダ、高炉スラグ材混合後、ホバートミキサにて混練
- (3) 固化体物性確認試験
 - 1) 混練物流動性確認試験
 - ・フロー値測定 (Photo 3)
 - ・混練物比重測定 (Photo 4)
 - 2) 固化体強度測定試験

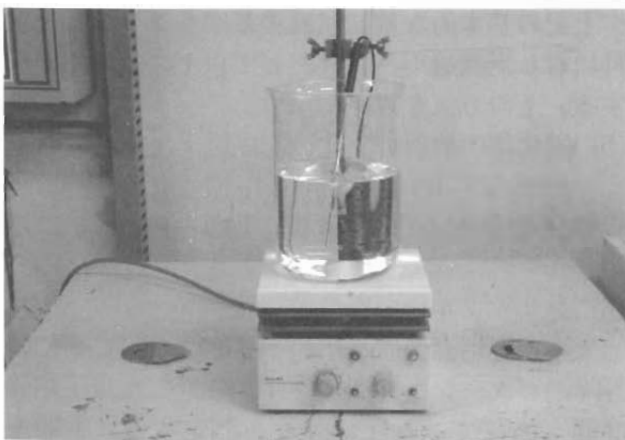


Photo1 Stirrer for Adjustment of NaOH Concentration

Table2 Specification of Slag Cement

| 項 目 | 種 類 | 高炉スラグ微粉末 4000 | |
|------------------------------------|--------------------|---------------|-------|
| | 名 称 | ハ イ メ ン ト | |
| | | JIS A6206の規格値 | 試 験 値 |
| 密 度 | g/cm ³ | 2.80以上 | 2.92 |
| 比 表 面 積 | cm ² /g | 3000以上5000未満 | 4430 |
| 活性度指数 % | 材 齢 7日 | 55以上 | 63 |
| | 材 齢 28日 | 75以上 | 96 |
| | 材 齢 91日 | 95以上 | 111 |
| フ ロ ー 値 比 | % | 95以上 | 98 |
| 酸 化 マ グ ネ シ ウ ム | % | 10.0以下 | 6.2 |
| 三 酸 化 硫 黄 | % | 4.0以下 | 0.1 |
| 強 熱 減 量 | % | 3.0以下 | 0.1 |
| 塩 化 物 イ オ ン | % | 0.02以下 | 0.007 |
| 備考 | | | |
| 1. せっこう添加：無 | | | |
| 2. 高速水砕スラグの塩基度の試験値：1.91(1.60以上) | | | |
| 3. 活性度指数の材齢28日は前々月、材齢91日は4ヶ月前の値を示す | | | |



Photo3 Flow Table

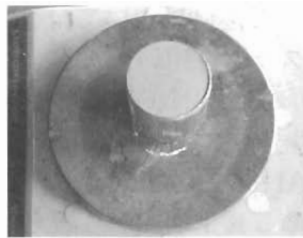


Photo4 Specific Gravity Measurement



Photo5 Measuring Device of Compressive Strength

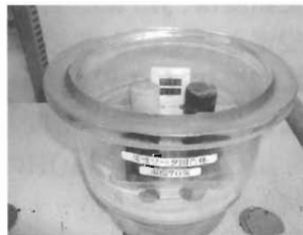


Photo6 Humidity Absorption Test



Photo7 Leaching Test

- ・一軸圧縮強度の測定 (Photo 5)
 - 3) 固化体均質性確認試験
 - ・供試体割裂面の目視観察
 - (4) 固化体健全性確認試験
 - 1) 固化体吸湿性確認試験
 - ・吸湿後の供試体の目視観察及び重量測定 (Photo 6)
 - 2) 固化体浸漬強度測定試験
 - ・浸漬後の供試体の目視観察 (Photo 7) 及び一軸圧縮強度の測定
- 以上のパラメータを整理したものをTable 3に示す。

上記の基本的な確認試験後基準をクリアした試料に対し実機適用性試験として以下の試験を実施する。その方法を以下に示す。

- (5) 固化体の放射線劣化確認試験
 - γ線源の⁶⁰Coによる照射後圧縮強度測定機にて一軸圧縮強度を測定する。手順をPhoto 8に示す。
- (6) 熱サイクル後の影響確認試験
 - 大型定温恒温装置を用い、-40℃～60℃までの昇降温パターンを30サイクル繰り返した後圧縮強度測定機にて一軸圧縮強度を測定する。手順をPhoto 9に示す。

Table3 Parameters of Solidification Test

| 固化体物性確認試験パラメータ | | | | 固化体健全性確認試験パラメータ | | | | 混練物流動性確認試験 | 固化体物性確認項目 | | 固化体健全性確認項目 | |
|---------------------|--------------------|---------------------------|-------------|-----------------|---------------------------|-------------|--------------|----------------------|-----------|-----|------------|------|
| NaOH 濃度 (wt%) | NaOH 温度 (°C) | NaOH /固化材比 (vol/wt) | 養生期間 (日) | 養生 期間 (日) | 吸湿性確認試験条件 | | 浸漬強度 測定条件 | 混練物流動性 (フロー値及び比重) | 一軸圧縮強度 | 均質性 | 吸湿性 | 浸漬強度 |
| | | | | | デシケー タ内相対 湿度 (%) | 測定頻度 (日) | | | | | | |
| 30 | 20 | 0.7 | 7 | 28 | 30 | 1 | 28 | *1 | *2 | | | *2 |
| 40 | 20 | | 28 | | 70 | 7 | | 各1 | 各3 | 各1 | 各1 | 各3 |
| 50 | 20 | 1.2 | 91 | | | | | ケース | ケース *2 | ケース | ケース | ケース |
| 70 | 70 | | | | | | | | | | | |

- * 1 : フロー試験はNaOH濃度、NaOH/固化材比毎に作成した混練物のフロー値測定試験および比重測定試験を各1 ケースずつ実施。
- * 2 : 一軸圧縮強度測定試験は固化体物性確認試験条件毎に作成した供試体の3 ケース試験を実施し、その平均値を測定値とする

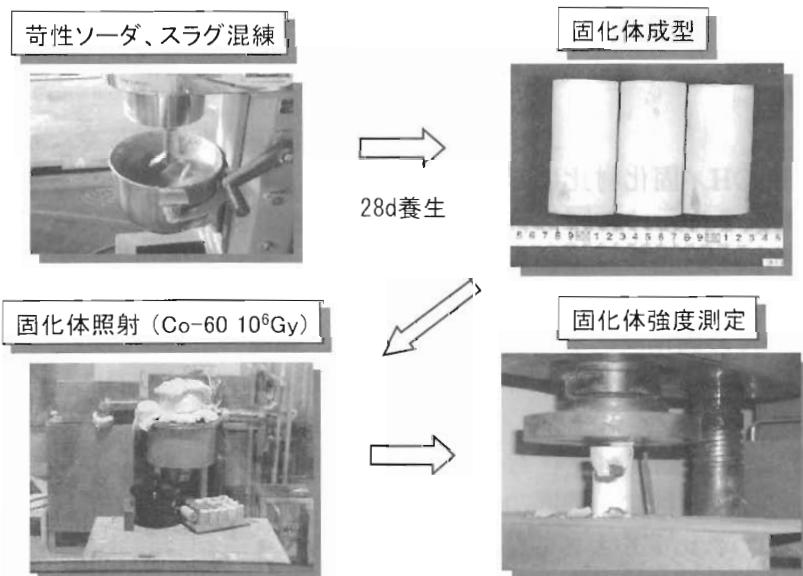


Photo8 Irradiation Test

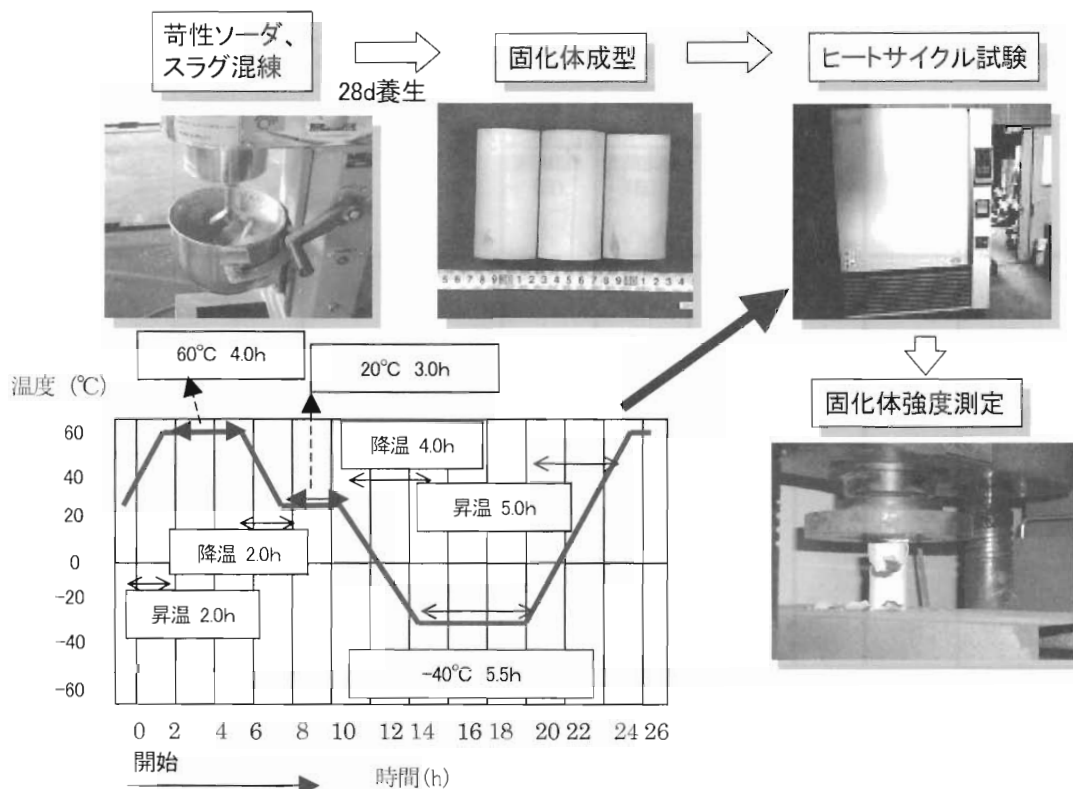


Photo9 Heat Cycle Test

4. 試験結果及び考察

4.1 固化体物性確認試験

(1) 混練物流動性確認試験

① フロー値測定

各NaOH濃度及びNaOH／固化材比におけるフロー値の変化をFig. 2に示す。図は、濃度70wt %、NaOH／固化材比0.7が基準値以下であることを示している。これは、スラグに対するNaOHの量が少ないため固化反応が急速に進行したためである。

② 比重測定

各NaOH濃度及びNaOH／固化材比における比重の変化をFig. 3に示す。図は、濃度70wt%を除けば、濃度上昇につれ比重も大きくなることを示している。これは、NaOHが水よりも比重が大きいためである。しかし、70wt%で小さくなるのは、この時の温度は70℃以上と他より高温で体積膨張したためである。また、NaOH／固化材比が大きくなると比重が小さくなるの

は、NaOHの割合が増加するためである。

(2) 固化体強度測定試験

JIS A1108に定める養生期間後一軸圧縮強度を測定した。全体的な傾向としては、各供試体の強度は、養生期間が長くなるにつれ強度がほぼ直線状に上昇する傾向となるが、NaOH濃度30wt %及びNaOH濃度40wt %では、上昇率が鈍化する。これは、硬化反応が早い場合、ある程度まで硬化するとその後は急激に硬化反応が進行することではなく、強度の上昇率は鈍化する。また、強度基準を満足するものはNaOH濃度50wt %及び70wt %ではほとんどなかった。一例として、養生日数28日の場合の強度試験結果をFig. 2に示す。

(3) 均質性確認試験

供試体を割裂し、内部の状況を確認することで練り混ぜ具合、吸湿状況、空隙の有無、NaOH結晶の有無及び硬化反応状況を確認した。例として、28日養生後の結果をFig. 2に示す。

概ね時間の経過とともに吸湿性及び硬化の進行も良くなっていく傾向が確認されたが、NaOH濃

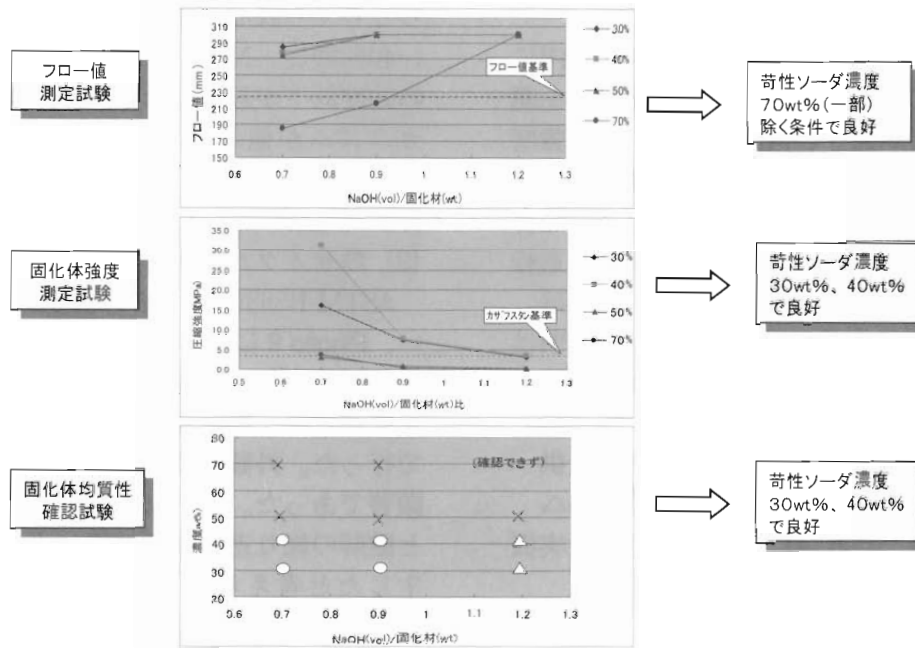


Fig. 2 Results of Physical Property Confirmation Test

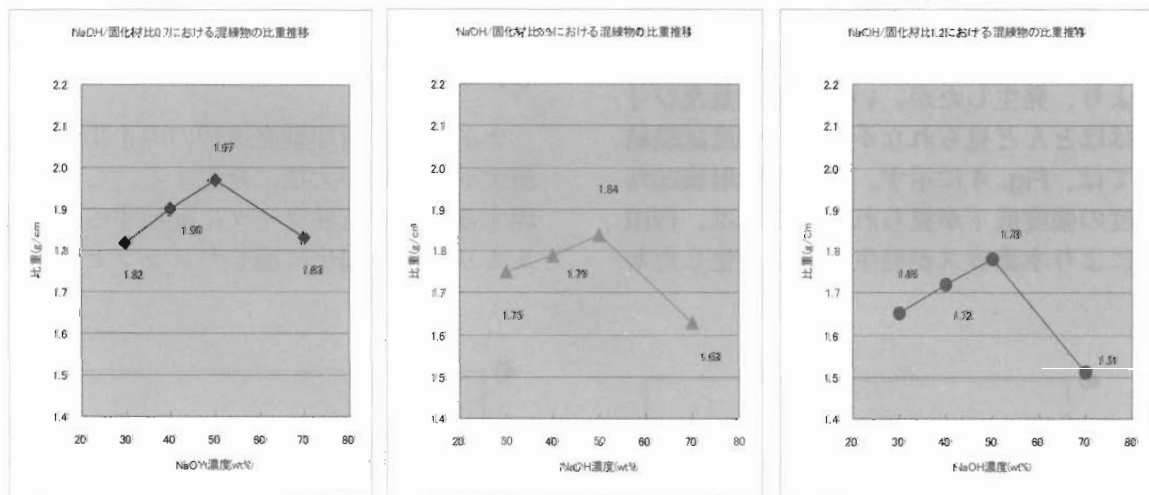


Fig. 3 Results of Specific Weight Measurements for Mixture

度50wt%及び70wt%では粒状NaOHが確認された。これは、スラグと完全に反応しなかったNaOHが水溶液の状態から時間の経過に伴い水和物に変化し、供試体内部に残留したものと考えられる。

4.2 固化体健全性確認試験

(1) 固化体吸湿性確認試験

28日養生後の供試体を相対湿度30%及び70%に

調整したデシケータ内に保存し、1日、7日、28日経過後の外観検査及び重量変化の測定を実施した結果、NaOH濃度が低い供試体については、乾燥し、重量が軽くなり、供試体表面にクラックを発生させるものもあった。

また、NaOH濃度が高い供試体については吸湿することで重量が重くなり、急激な吸湿により形状を保持できない供試体もあった。

(2) 固化体浸漬強度測定試験

28日養生後の供試体を28日間イオン交換水内にて浸漬させた後に外観検査及び一軸圧縮強度を測定した結果、強度が大きい供試体については強度が低下し、これ以下の供試体については、強度が上がる傾向を示した。これは、強度が大きい場合硬化反応が進んだ状態のため浸漬中は反応の進行が遅くなったためであると考えられる。強度は、全て基準値以上となった。なお、浸漬水のPHは14近傍になり、供試体の成分が析出した可能性がある。

以上の基礎試験の結果、基準をクリアした供試体は、Fig. 2に示す○印と基準限度に近い△印の計6体である。これ等について実施した実機適用性試験結果を次節以降に述べる。

4.3 実機適用性試験

上記6体の供試体について、照射し、照射後、外観検査、寸法、重量を測定するとともに圧縮強度を測定した。照射後の外観検査ではNaOH/固化材比0.7以外は多少のクラックが固化体の乾燥の進行により、発生したが、いずれも重量及び寸法の変化はほとんど見られなかった。強度試験結果については、Fig. 4に示す。図から照射後20%~40%程度の強度低下が見られる。これは、自由水の分解により水素ガスが発生し気泡が生じたか

らと考えられる。また、照射前の強度が異常に高い40%濃度、NaOH/固化材比0.7では、照射後の強度低下が最大となっているが、強度低下のメカニズムが他のものと異なっている可能性がある。基準を満足しないのは、NaOH/固化材比1.2の供試体である。

(2) 熱サイクルの影響確認試験

ASTM B553に基づき、大型低温恒温装置を用い、Photo 9に示すヒートサイクルを30回行った後外観検査及び一軸圧縮強度を測定した。なお、温度測定は、供試体の中心部に熱電対を埋め込んで行った。外観検査結果では、全て表層の劣化が顕著であった。これは、供試体内部の水分の凍結と融解の繰り返し及び乾燥により表層部の収縮が生じたと考えられる。一軸圧縮強度測定結果をFig. 5に示す。図より、ヒートサイクルにより外観上の変化は認められたが、40%濃度、NaOH/固化材比1.2以外は、埋設時の覆土荷重に耐えうる強度を担保できることが分かった。

5. おわりに

ナトリウム冷却型高速炉の廃止措置では、照射済ナトリウムが大量に発生する。これを安定化処理するために苛性ソーダに転換するが、この高アルカリ廃液の固化に適したスラグセメント固化体

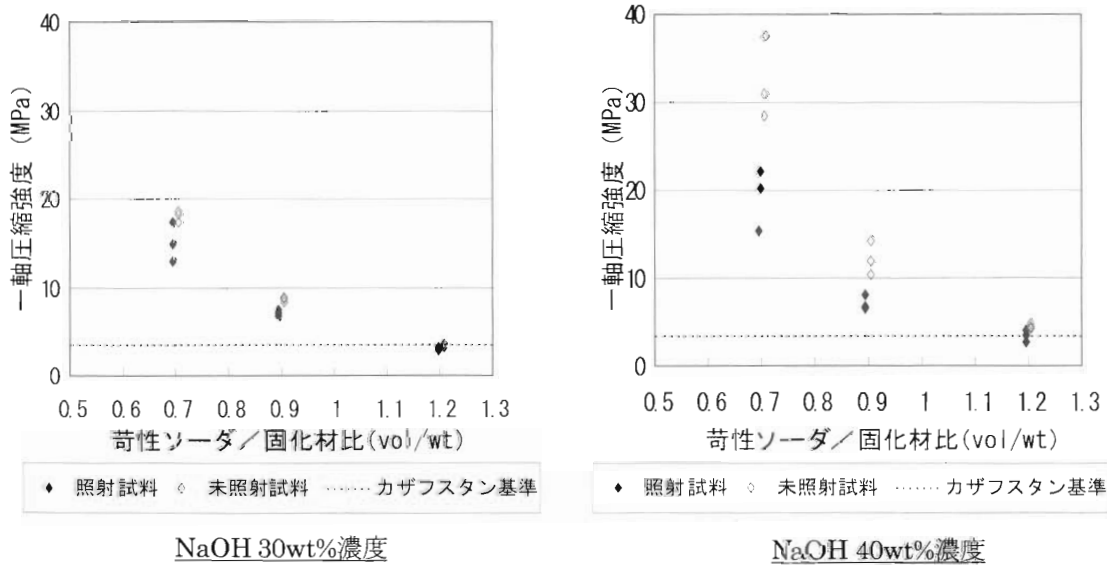


Fig.4 Results of Compressive Strength Test after Gamma Irradiation

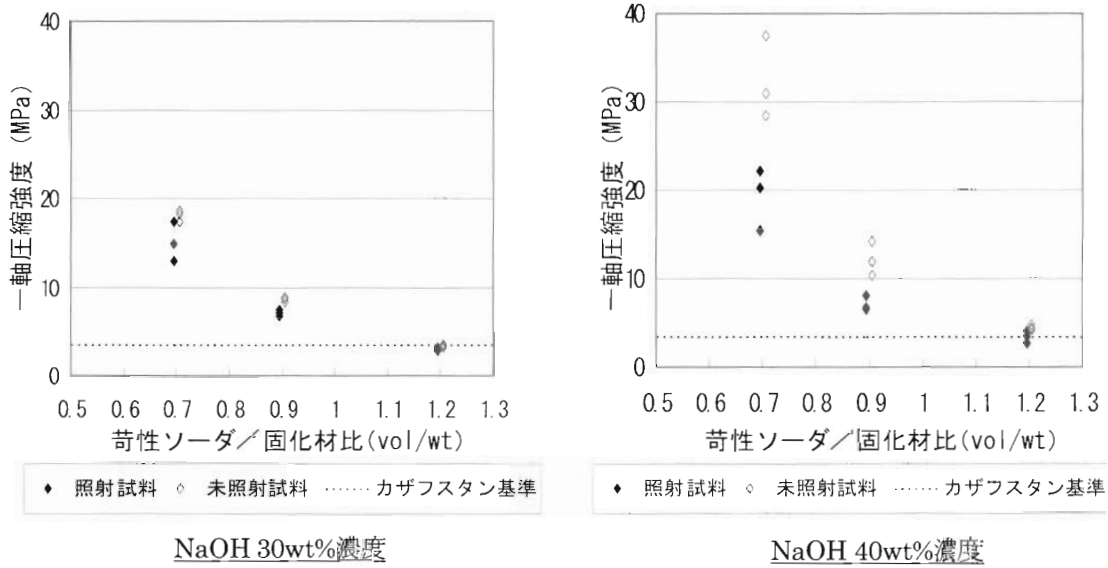


Fig.5 Results of Compressive Strength Test after Heat Cycle

についての物性確認試験、健全性確認試験及び実機適用性試験を実施した。その結果、苛性ソーダ濃度30wt%、廃液/固化体比0.7及び苛性ソーダ濃度40wt%、廃液/固化体比0.7と0.9の供試体がANSIの埋設受入基準である強度、放射線による影響及び熱安定性を満足することが明らかとなった。

謝辞

本測定試験を実施するに当たり、ご協力下さいました日立製作所電力グループ日立事業所及び新型炉技術開発株式会社 (ARTECH) 並びに関係者の方々に心から感謝の意を表します。

参考文献

- 1) “高速増殖炉 (FBR) の研究開発”、動燃技報 No. 73 (1990年 3 月)。
- 2) J.A.Michelbacher, et.al., “Liquid Metal Reactor Deactivation Applied to the Experimental Breeder Reactor-II,” 2nd Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination & Reutilization of Commercial & Government Facilities (April, 2002).
- 3) John A.Michelbacher, et.al., “Shutdown and Closure of the Experimental Breeder Reactor-II,” 10th International Conference on Nuclear En-

- ginnering (April, 2002).
- 4) Mary D.McDermott, et.al., “Completion of Experimental Breeder Reactor-II Sodium Processing at Argonne National Laboratory,” 10th International Conference on Nuclear Engineering (April, 2002).
- 5) Danny Swindle, et.al., “Resuming Decommissioning Activities at Fermi 1 : Problems Encountered and Lessons Learned,” Radwaste Magazine (June, 1999).
- 6) Lynne S.Goodman, “Addressing Work Hazards during Fermi-1 Decommissioning,” 2nd Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination & Reutilization” (December, 1999).
- 7) W.F.Brehm, et.al., “Cesium Removal from FFTF Sodium-Operational Considerations,” Transactions of the ANS (1990).
- 8) Simon Coles, “Disposal of Bulk Sodium,” IAEA 4th Co-ordination Meeting for the Decommissioning of the BN-350 Nuclear Power Plant (June, 2001).
- 9) B.Burnrtt, “The Dounreay PFR Liquid Metals-Disposal Project,” International Conference on NUCLEAR DECOM 2001 (October, 2001).
- 10) W.Kathol, et.al., “Decommissioning the KNK Compact Sodium-Cooled Nuclear Reactor,” In-

- ternational Conference on Decommissioning and Decontamination and on Nuclear Hazardous,” Waste Management (SPECTRUM '98) (September, 1998).
- 11) W.Kathol, et.al., “Decommissioning the KNK Compact Sodium-Cooled Nuclear Reactor,” RADWASTE Magazine (November/December, 1998).
 - 12) Iris Hillebrand, et.al., “Concept for Dismantling the Reactor Vessel and the Biological Shield of the Compact Sodium-Cooled Nuclear Reactor Facility(KNK),” 10th International Conference on Nuclear Engineering (Arlington, VA, USA), (April, 2002).
 - 13) J.Roger, et.al., “Transformation of Sodium from RAPSODIE Fast Breeder Reactor into Sodium Hydroxide,” The Third International Conference on the Decommissioning of Nuclear Installations (September, 1994).
 - 14) Francilis Baque, et.al., “SuperPhenix LMFR Decommissioning Sodium Retention Treatment by Mechanical Drilling of Internal Structures,” The 8th International Conference on Radioactive Waste Management and Environmental Remediation(ICEM'01)(October, 2001)
 - 15) D.Newton, et.al., “US Experience the Decommissioning of the BN-350 Fast Breeder Reactor in Kazakhstan,” International Conference on Assuring the Safe Termination of Practices involving Radioactive Materials (October, 14-18, 2002).
 - 16) 松本寿之、他：日本原子力学会春の年会、B68 (2003,3).
 - 17) ANSI/ANS 5.1-1992 Solid radioactive waste processing system for light-water-cooled reactor plants.
 - 18) 「核燃料物質等の埋設に関する措置等に係る技術細目を定める告示（昭和63年科学技術庁告示第2号）.
 - 19) ASTM B553-79 (Reapproved 1985) Standard Test Method for Thermal Cycling of Electroplated Plastics.
 - 20) EM 1110-1-4002 “GUIDANCE FOR LOW-LEVELRADIOACTIVEWASTE (LLRW) AND MIXED WASTE (MW) TREATMENTAND-HANDLING,” DEPARTMENT OF THEARMY U.S.Army Corps of Engineers (June, 1997).

ドイツ・ヴィスムート社における鉍山跡措置

齊藤 宏*、高橋邦明**、宮坂靖彦***
山名 元****

Environmental Remediation Activities at WISMUT GmbH, Germany

Hiroshi SAITO, Kuniaki TAKAHASHI, Yasuhiko MIYASAKA,
Hajimu YAMANA

ウラン鉍山及び関連施設の廃止措置に関する規制動向・措置技術の調査の一環として、旧東ドイツにおいてウラン鉍山跡及び関連施設を措置し環境修復を行っているヴィスムート社を訪問し、捨石たい積場、露天採掘場跡地、鉍さいたい積場及び廃水処理施設を訪問調査した。ヴィスムート社は、1991年以来、国内の旧人形峠鉍山の数十～数百倍の規模に匹敵する捨石・鉍さいたい積場を含む総面積約3,700haのウラン鉍山跡及び関連施設の環境修復を、国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告に基づいた1 mSv/年の線量基準を適用して計画・実施しており、排水処理を除き2015年までに終了する予定である。本報告では、ヴィスムート社が実施している環境修復作業の概況、法規制、廃水処理等について紹介する。

The WISMUT GmbH has carried out environmental remediation activities since 1991 in former GDR (German Democratic Republic) to rehabilitate the environment and landscape which have been adversely affected by decades of unrestrained mining and processing of uranium ores. It is worthy of being mentioned especially that WISMUT GmbH's sites including waste rock dump, mill tailings pond, open pit mine and water treatment facilities with an area of 3,700ha have been rehabilitated practically and extensively, and these activities are planned to terminate in 2015 except for the water treatment. For safety assessment after remediation, the value of 1mSv/y (in excess of the background level) is applied to as an individual effective dose, from the recommendation of ICRP (International Commission on Radiological Protection).

This report shows a summary of environmental remediation activities carried out by the WISMUT GmbH and related regulatory laws.

* : 日本原子力研究開発機構 人形峠環境技術センター (Japan Atomic Energy Agency, Ningyo-toge Environmental Engineering Center)

** : 日本原子力研究開発機構 バックエンド推進部門 (Japan Atomic Energy Agency, Nuclear Cycle Backend Directorate)

*** : (財)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)

**** : 京都大学原子炉実験所 (Research Reactor Institute, Kyoto University)

1. まえがき

ヴィスマート社は、1947年に旧ソビエトが国営企業として設立した会社である^{1),2),3)}。東西ドイツ統一後の1991年に、旧ウラン鉱山及び関連施設跡を環境修復するために、ドイツ政府が再編した。主な業務は、捨石たい積場、鉱さいたい積場、露天採掘場跡地の措置、旧鉱山施設の解体、坑道閉鎖、およびこれらの施設から発生する廃水の処理である。鉱山跡措置の実施地域は旧東ドイツのザクセン (Sachsen) 州およびチューリッゲン (Thüringen) 州であり (Fig. 1)、合計3,700ha弱の広大なエリアの環境修復を行っており、2015年までに廃水処理を除くすべての鉱山跡措置を終了する予定としている。本社はケムニッツ (Chemnitz)、従業員数は2,300人である³⁾ (Fig. 2)。

今回、ヴィスマート社が行っている鉱山跡措置サイトの中で現在も作業が進められているロンネブルク・サイト (Ronneburg Site) の捨石たい積場、露天採掘場跡地及び廃水処理施設、ゼーリングシュタット・サイト (Seelingstädt Site) の鉱さいたい積場を視察し、鉱山跡措置作業の実務を見学するとともに、作業の方法と規制に係る法体系等について情報交換を行ったので、以下に報告する。

2. 鉱山跡措置に適用される法体系

ヴィスマート社が実施する鉱山跡措置において



Fig.1 Location of Environmental Remediation Activities at WISMUT GmbH



Fig.2 Corporate Structure and Site Location of WISMUT GmbH¹⁾

は、ドイツ国における「鉱山法」(Federal Mining Act)、「原子力法」(Atomic Act)、「放射線防護令」(Radiation Protection Ordinance : StriSchV)、「水資源管理法」(Water Resources Management Act)、および旧東ドイツ (GDR : German Democratic Republic) の法令であった「原子力安全と放射線防護に関するドイツ民主共和国法令」(The GDR Ordinance on Nuclear Safety and Radiation Protection : VOAS、1984年公布)と「たい積場および産業廃棄物処分場における放射線防護に関する命令」(The Order of 1980 on Radiation Protection in Relation to Heaps and Industrial Repositories : HaldenAO、1980年公布)が適用されている。これらそれぞれについて、関係当局の諮問委員会等において検討、審査され、認可又は許可される仕組みである (Fig. 3)。

ヴィスマート社の基本的な考えとしては、鉱山跡措置すべてに一律の基準を適用するのではなく、それぞれの対象ごとに安全評価が行われたうえで基準が設定されることとなっている。ただし、個人被ばく線量については国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告値¹⁾にもとづき 1 mSv/年 (バックグラウンドを除く) を線量限度としている。これは、日本において鉱山保安法の規定に基

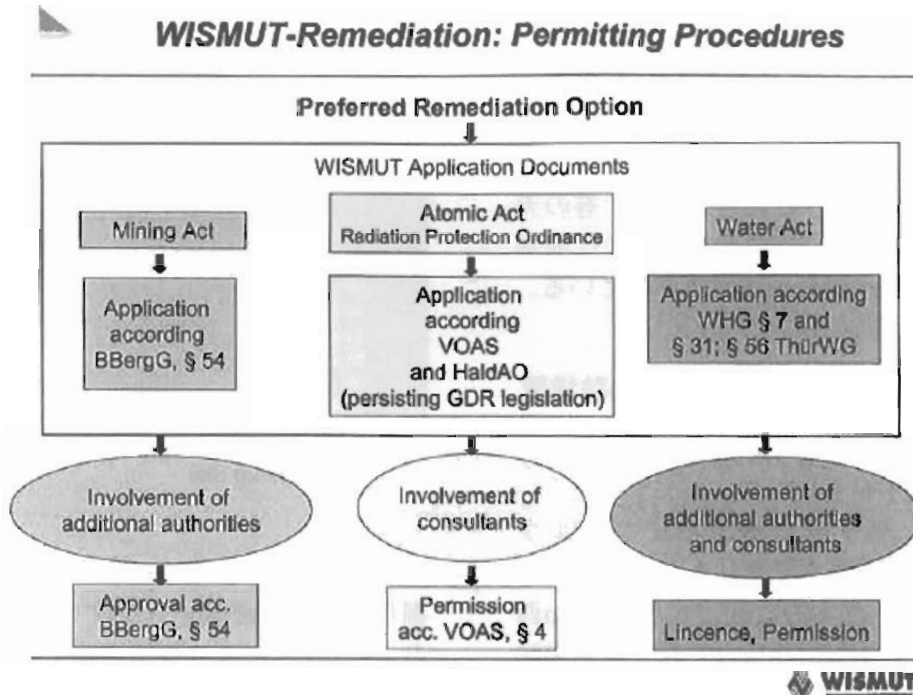


Fig.3 Laws and Procedures Applied to the Remediation Activities of WISMUT GmbH (from the handout during this visit)

づき同法を実施するために制定された鉱山保安規則に定められた線量限度と同じ値である。

ここで、上記「放射線防護令」は、人工または自然の放射性廃棄物と電離放射線を利用する際の予防と防護措置に適用される原則および要件を定めたものである。第2条第1項において、「原子力法等に基づく行為の規制」、「人間の自然の放射線源にさらされ、放射線被ばくの観点からみて、放射線防護を無視できない活動」に適用されると定められている。また、第2条第2項においては「ウラン鉱山の操業施設と操業運転と浄化」には適用されないと定められている。ただし、第118条において例外を規定しており、そのなかでは従事者の放射線防護・浄化対策には第48条に示される対策を実施するよう定めている。具体的には、地下水の浄化対策について監視の義務、年一回の報告義務、サンプリングの放射能測定と公衆へのデータの公表、規制機関の検査技術の開発・確認と監視データ管理等の義務が定められている。

また、旧東ドイツの法令であった「原子力安全と放射線防護に関するドイツ民主共和国法令」及び「たい積場および産業廃棄物処分場における放

射線防護に関する命令」については、1991年の東西ドイツ統合後においても鉱山跡措置に係る環境修復に適用される法として引き続き適用することになったという経緯がある⁵⁾。

ここで、VOASにおいては、以下の2つに区分している。

○Radioactive releases (放射能放出)

排水／排気とともに環境へ放出、または固体として廃棄される放射性物質であり、所定の規制免除レベル(0.2Bq/g: 固体)を越えないもの

○Radioactive waste (放射性廃棄物)

科学／技術／経済的な理由からリサイクルできず、かつ環境から隔離されるように廃棄される放射性物質であり、以下に示す所定の規制免除レベルのいずれも越えないもの

- ・100Bq/g (固体の天然起源物質の場合、500Bq/g)
- ・5000kBq (Unat)、5 kBq (226Ra)、ただし複数の核種がある場合は、所定の積算式を用いる

ここで、ヴィスマート社が実施する鉱山跡措置の対象となる捨石・鉱さい等の物質は、環境から

隔離されるように廃棄されるため上記「放射能放出」には該当しない。また、核種濃度は捨石ではウラン0.01%以下およびラジウム1Bq/g以下、鉍さいではウラン0.015%以下およびラジウム15Bq/g以下⁵⁾であるため、「放射性廃棄物」にも該当しない。したがって、これらはウラン等の天然放射性核種は含んでいるものの、「放射性廃棄物」に該当しないNORMとして処分されている。

3. サイトにおいて実施されている鉍山跡措置

(1) 捨石たい積場 (waste rock pile/dump, mine dump) (Photos 1 ~ 2)

ロンネブルク・サイトにあるパイツドルフ (Paitzdorf) 捨石たい積場を見学した。ロンネブルク・サイトの捨石は、基本的に後述する約2km西方のリヒテンブルク (Lichtenberg) 露天採掘場跡の埋め戻しに利用しており、経済的・技術的な理由から埋め戻しに利用されなかったものについては、1カ所に集積し、土木的な安定性を確保したのち降水の浸透およびラドンの地表からの散逸を最小限にするよう覆土・植栽の措置が採られている。

当たい積場には、約820万m³の捨石が堆積されていた。捨石は、ウラン採鉍時に鉍体に到達するまでに掘削された岩石および土壌であり、主として黒色頁岩から構成される。ウラン品位は約80ppmであり、5%程度の黄鉄鉍を含む。

当たい積場の措置は2006年に開始され、措置作



Photo2 Reclamation of Paitzdorf Waste Rock Dump, Ronneburg Site

業は、大型のブルドーザー及びバックホーにより掘り出し、引き続き大型ダンプ (最大積載量140tのもの含む)により専用道路で約2km西方のリヒテンブルク露天採掘場へ運搬したい積している。放射線防護上の措置は、作業員各人に線量計が与えられ被ばく管理が行われ、粉塵の舞い上がりや飛散を防止するため散水が施されているが、マスク等の防護具は使用していない。また、たい積場周囲に、降水の浸透を低減させるための水路や覆いは設置されていない。

捨石の掘り出しは、堆積前の茶褐色の土壌が露出するまで行われ、その後土壌からサンプルを採取・分析のちウラン含有量が十分低いと判断された時点で終了する。

今後は、2010年に捨石搬出を終了、その後はたい積場跡地をフェンスで囲い、モニュメント設置、植栽ののち一般に開放する予定となっている。

(2) 露天採掘場跡地 (open pit mine) (Photo 3)

同じくロンネブルク・サイトにあり、現在埋め戻し措置を行っているリヒテンブルク露天採掘場跡地を見学した。

当跡地は、措置前である1990年時点では約1,600m×約900mの面積および160mの深さを有する凹地であり、一般市民が近くに居住 (約1km北東にロンネブルク市が隣接) することや凹地側壁が物理的に不安定であったことから、従来から埋め戻しの必要性が指摘されていた。そこで、当



Photo1 Paitzdorf Waste Rock Dump, Ronneburg Site



Photo3 Ex-Lichtenberg Open Pit Mine and Water Treatment Facility, Ronneburg Site

跡地周辺のたい積場（前述のパイツドルフ捨石たい積場含む）の捨石を埋め戻し材として利用することとした（Fig. 4）。これは捨石の管理を容易にするという観点、埋め戻すことによりラドンガスの発生を最小限に留めることができるという観点ならびに過去に存在した負の遺産を形にして後世に残したいという地元住民の意思を反映したものであった。

埋め戻し作業は1995年に開始した。埋め戻しに先立ち、捨石を化学特性（酸を発生するポテンシャル）から①酸を生じるポテンシャルの高い岩石、②酸を生じるポテンシャルのやや高い岩石、③酸を消費するポテンシャルをもつ岩石、の3つに区分した。これは、捨石のうち黄鉄鉱を多く含むものは①および②に該当し、酸化環境において空気・水に触れた場合に化学的あるいは微生物学的反応により硫酸を生じ、この硫酸が砒素・鉄等の金属を浸出することにより地下水を汚染する可能性があるためである。そのうえで、これらの捨石と酸化環境における空気・水との接触を少なくすることにより地下水の汚染を可能な限り少なくするため、埋め戻しは下位から①→②→③の順に行われた。現在は、凹地埋め戻し完了ののちさらに上位に捨石を盛り上げている状況であり、（約95%が完了しており、標高約110mに達している）2007年末までに作業が終了する予定となっている。

また、当跡地においては地下水が湧出するため、境界に沿って集水パイプ（延長3km）が埋設されており、これにより集められた廃水は当跡地に隣接する廃水処理施設に送られ処理されている。

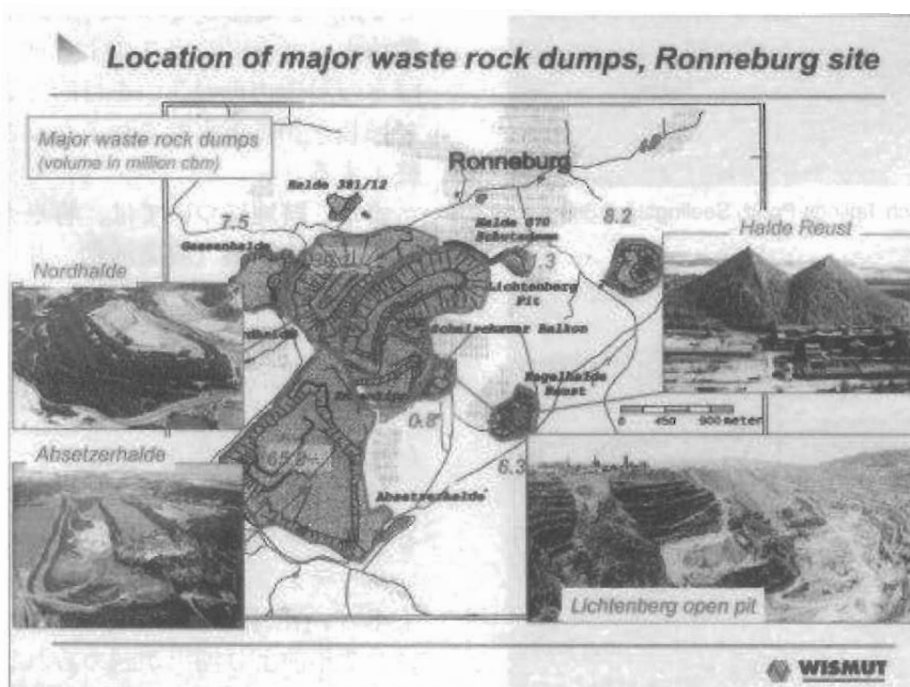


Fig. 4 Location Map of Major Waste Rock Dumps before Relocation to the Ex-Lichtenberg Open Pit Mine (from the handout during this visit)

(3) 鉍さいたい積場(tailings pond) (Photos 4～5)

ゼーリングシュタット・サイトにあるクルーミッチ (Culmitzsch) 鉍さいたい積場を見学した。

当鉍さいたい積場は、かつての露天採掘場跡地を利用しており、235haの面積を有する。ヴィスマート社が跡措置の対象とする鉍さいたい積場は、ゼーリングシュタット・サイトを中心に当初14箇所 (合計約730ha) 存在した (訪問時配布資料による) が、当たい積場はこのうち現在も跡措置を実施している唯一の鉍さいたい積場である。

鉍さいたい積場の措置は一般的に以下の手順で行われる。

鉍さいたい積場の脱水、発生した廃水および脱水された鉍さいの処理→露出した鉍さいの仮覆土→安定化・整形→最終覆土→植栽→長期にわたる環境モニタリング



Photo4 Culmitzsch Tailings Pond, Seelingstädt Site



Photo5 Culmitzsch Tailings Pond, Seelingstädt Site

現在、当鉍さいたい積場においては、これらの手順のうち仮覆土までの措置が行われている (Fig. 5)。

鉍さいたい積場の脱水は鉍さいを乾燥させるための手順で、水のポンプアップと露出した鉍さいの脱水からなる。露出した鉍さいの脱水は、ポンプアップにより創出した水辺の鉍さいに、垂直に約5m程度の孔を掘削し排水のための“wick”を敷設するとともに、“Drain mat”または“Geofabric”を敷設し、その上に“Geogrid”と呼ばれる合成繊維製メッシュシートを敷設することにより行われる (要する時間は、鉍さいの含水率や化学特性に左右される)。“Drain mat”又は“Geofabric”及び“Geogrid”は、乾燥だけでなく、乾燥した鉍さいの飛散防止、発生するラドンガスによる被ばくの低減、鉍さいたい積場中心部へのアクセスを可能とする。

脱水された鉍さいの一部は、アクセス可能となった部分から順に採取され、近傍に位置する製錬所に送られ処理されているとのことであった。一方、鉍さいの脱水およびたい積場内集水塔から得られた廃水については、廃水処理施設に送られ処理されている。

今後は、現在残っている約15万 m^3 の鉍さい (厚さ2m) を処理したのち、①露出した鉍さいの飛散防止、②ラドンガスによる被ばくの低減化、③降水の浸透防止の3つを目的とした最終覆土および植栽を2015年までにおこなうことにより措置が終了する。

また、跡地については、将来人間の生活圏とならないよう制限 (農業活動、井戸等による採水の禁止等) を設けるとともに、措置後のモニタリングを行う予定との事であったが、具体的な期間については明示されなかった。

(4) 廃水処理施設 (Photo 3)

上記リヒテンブルク露天採掘場跡地から発生する廃水を処理する施設を見学した。

リヒテンブルク露天採掘場跡地においては、地下水が湧出する。地下水は跡地の埋め戻しに伴い、7年前より湧出が認められるようになった。水質はpH4.5であり、Uおよび有害物質としてFe、Mn、Ni、Co、Zn、Cd、Asを含む。地下水及び降

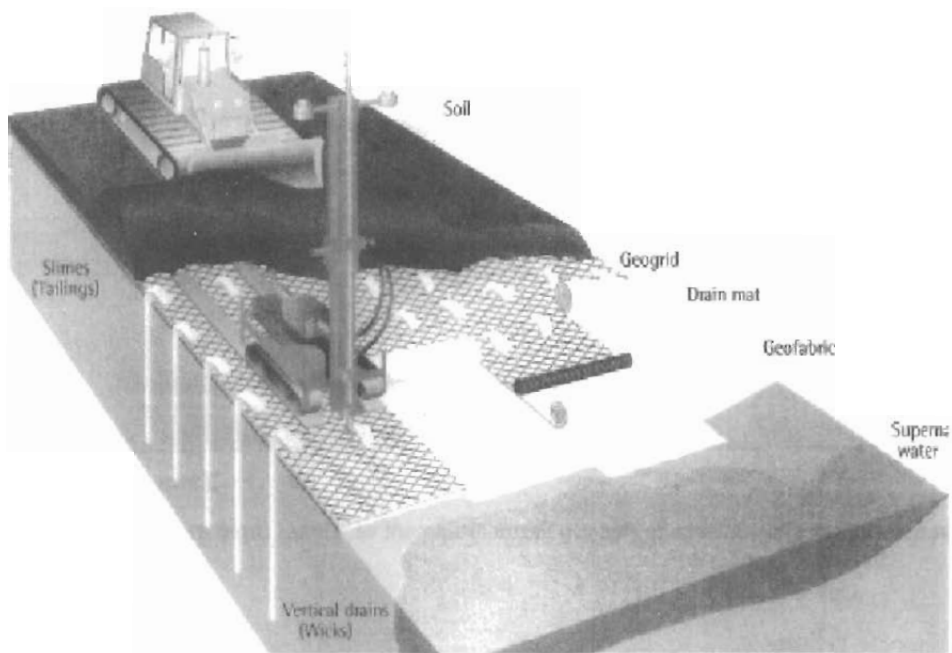


Fig.5 Schematic Diagram of Interim Covering of Tailings pond¹⁾

水は跡地周囲に埋設した集水パイプ（延長3 km）により集められ、当施設において一元的に処理している。

集められた廃水は、エアを吹き込み酸化させたのち石灰を添加し中和させることにより上記の有害物質を沈殿させ、シックナーに送られる。シックナーをへて得られたスラッジは、脱水したのちセメントで固化処理され、上澄み部分については、水質測定ののち2 kmはなれた河川に放流される。なお、排出基準については、個々の廃水処理施設ごとの許認可により決められ、異なっている。

なお、露天採掘場跡地自体は山となっており周辺より標高が高いため、周辺からの雨水等の流入については側溝等の対策を講じる必要はないが、露天跡地はかなり大規模（約1,600m×約900m）なものであり、降水のうち地下に浸透したものはすべて処理の対象となり無視できないものであるが、跡地を覆うことへの a) コスト的問題、b) Sociologicalな問題（住民は降水の浸透を妨げるようなシートで覆われた地域に隣接した地域に住むことを望まない）、c) 防災上の問題（浸透しない降水は露天跡地の表面を流下し、これは洪水の危険

性を高めることとなる）、d) この地域では地下水を飲用に用いていないことから、本措置方法が選択された。

ヴィスムート社の廃水処理の基本的考え方は以下の通りである。（Fig. 6）。

- ・跡措置の対象となる旧鉱山施設からは廃水の発生は避けられず、長期にわたる処理が必要である。
- ・廃水の量および廃水中の有害物質濃度は、時間とともに減少する。
- ・能動的（active）な廃水処理方法はコストがかかることから、廃水量および有害物質濃度が減少した後は、コスト的に非効率的である。
- ・廃水量および廃水中の有害物質濃度の低下に伴い受動的（passive）な処理方法へ移行することが望ましい。

このため、今回は訪問した廃水処理施設とは別のサイトにおいてパイロットプラントを建設し、植物（藻類）を用いた廃水からのラジウム吸着についての試験が実施されている（Fig. 7）。植物を用いた廃水処理は、最小限の人員・資源で運用が可能（low-cost）、環境への負荷である廃棄物発生量が少ない、維持などに手がかからない（self-

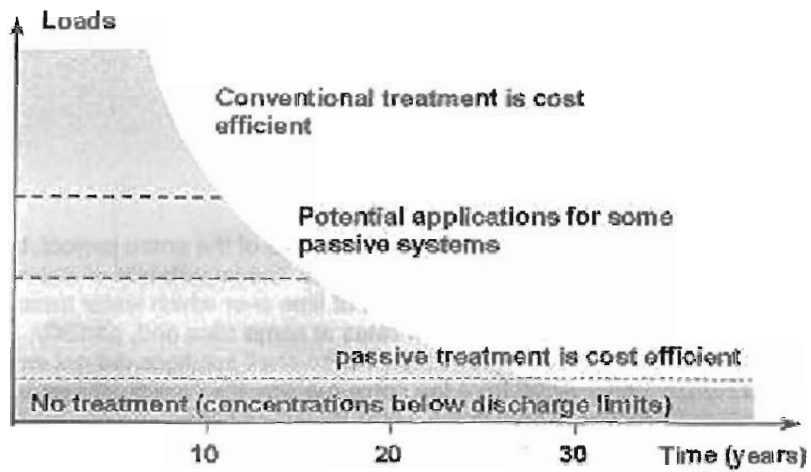


Fig.6 Crossover from Conventional to Passive Water Treatment vs. Time (from the handout during this visit)

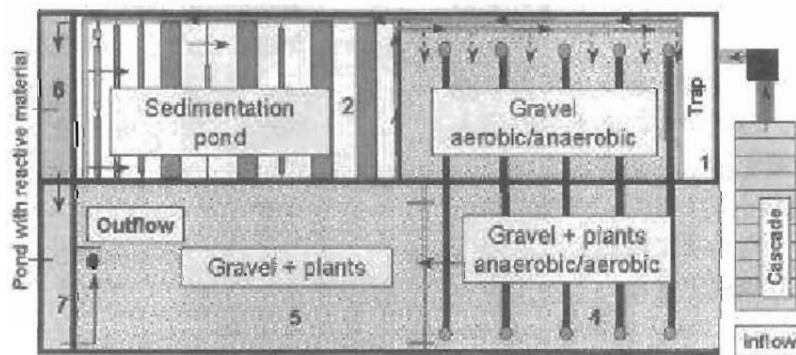


Fig.7 A Pilot Plant of Passive Treatment Technologies using Radium-accumulating Algae (from the handout during this visit)

sustained) という特徴を持つものであり、将来実施が期待される受動的な方法の一つである。

(5) 情報公開活動 (Photo 6)

ヴィスマート社においては、鉱山跡措置についての一般市民に対する情報公開活動を、積極的に実施している。鉱山跡措置を実施するにあたっては地域とのコミュニケーションが重要であり、地域からの信頼の獲得が意思決定には重要である。また、地域との経済的・社会的な係わり合いや活発な情報公開活動は、地域の経済的な発展に繋がるものであると考えられ、これまで地域住民との定期的なミーティング、地域における専門家による学会等の開催が行われてきた。

今回の訪問においても、これらの活動の成果の一環を見ることが出来た。上記3.(2) に記載した露天採掘場跡地および周辺において2007年4～10月にGerman Federal Garden Show⁶⁾が開催されることとなっているが、ヴィスマート社では、この機会を利用した情報公開活動を行っている。具体的には、跡地の斜面にそこがかつてウラン鉱山であったことを示すためのモニュメントの設置、植え込みによる文字“WISMUT”の建設、これらのホームページ上での公開などを行っている。



Photo6 An Example of Revitalization of Ex-uranium Mining Area at Ronneburg Site

4. まとめ

ヴィスマート社の鉱山跡措置においては、適用法令はドイツ国における鉱山法、原子力法等であり、それぞれについて、関係当局の諮問委員会等において検討、審査され、認可又は許可される仕組みである。基本的な考えとしては、日本と同様に国際放射線防護委員会 (ICRP) の勧告値に基づき1 mSv/年 (バックグラウンドを除く) を線量限度としている。しかしながら、鉱山跡措置すべてに一律の安全評価を適用するのではなく、それぞれの対象ごとにサイト固有な安全評価が行われたうえで規制値が設定されることとなっている。

現場で実施されている跡措置については、捨石たい積場、鉱さいたい積場、露天採掘場跡地および廃水処理施設において実際に行われている状況を視察した。ここでは、たい積場の捨石を、露天採掘場跡地の凹地に埋め戻すという手法が採用されており、また跡措置の実施にあたっては過度な措置は行わず、安全上必要な措置が合理的に実施されているとの印象を受けた。措置が長期間にわたることが予想される廃水処理について、廃水の有害物質濃度が一定値以下に減少した後は、植物(藻類)を用いた受動的処理手法を開発するなど、最適な措置方法が検討されている。

ヴィスマート社は1991年以降ウラン鉱山跡地の環境修復を実施しており、多くの調査研究の成果、経験・実績をもっている。日本とは措置を行うにあたっての技術的条件 (捨石・鉱さい等のウラン品位等)、地理的条件 (地形、近隣の居住地との距離) および社会的条件 (法体系) が異なるものの、日本の数十～数百倍の規模の捨石たい積場/鉱さいたい積場の措置が、極めて短い期間内で行われていることは非常に興味深い。

このように、国内のウラン鉱山跡措置を今後実施していくにあたっては、ヴィスマート社の経験、実績からは得るものが多いと思われる。さらには、2007年9月には関係する研究者による国際会議が現地において予定されている。今後は積極的な情報交換によりヴィスマート社が実施した鉱山跡措置の先行事例を検討し、国内のウラン鉱山跡措置に反映していく必要があると思われる。

参考文献

- 1) Federal Ministry of Economics and Technology, "New Horizons through Remediation - WISMUT - An Ecological Challenge," WISMUT GmbH.
- 2) A national company in Saxony and Thuringia, WISMUT GmbH (2003).
- 3) ヴィスマート社ウェブサイト
(http://www.wismut.de/index_english.htm).
- 4) ICRP Pub.82 「長期被ばく状況における公衆の防護—自然線源および長寿命放射性残渣による制御しうる放射線被ばくへの委員会の放射線防護体系の適用」(1999).
- 5) 使用済燃料管理および放射性廃棄物管理に関する合同条約 2006年5月の第2回レビュー会議のための合同条約に基づくドイツ連邦共和国政府の報告書添付報告書, Wismut GmbH社の環境修復に関する追加報告, 環境・自然保護・原子力安全省.
- 6) German Federal Garden Showウェブサイト
(<http://www.buga2007.de/>).

安全・安心社会を考える

鳥井 弘之*

Civil Literacy in Nuclear Energy Development

Hiroyuki TORII*

1. はじめに

私、新聞社の出身で、社会の側から科学技術というものを見てきたことが、新聞社時代の私の仕事であります。ところが、いつのまにか科学技術と社会との関係というのは大変重要な課題と世の中で言われるようになり、私も過去の経験を生かして、科学技術と社会の関係というものを研究をしています。私の研究室にどんな学生がいるかといいますと、説明責任の研究をやっているドクターの学生がいます。説明責任と簡単にお考えになるでしょうが、一年半ほど、説明責任とは何だと議論をずっと続けてきたわけですが、以外と難しい所もあります。例えば、科学技術に携わる側に説明責任があるとすれば、その責任を果たすもう一つの対象である市民の方になんらかの義務があるはずなんです。少なくとも説明を聞く義務が本当はあるはずなんです。ところが、あんまりそんな義務、誰も真剣になって考えてくれてないとか、いろいろ面白い話が出ています。市民の科学技術リテラシーみたいな研究もやっております。そんな話の一環で実は、三年ほど、安全と安心ということも少し考えてきて、今日はその話を少しさせていただくわけです。

しかし、安心とは、容易な話ではありません。誰に話しても、あんまり、うんとは言ってもらえない話であります。私自身、納得しかねるところがまだ多々残っているわけでありまして、是非、今日はそこを話させていただきますので、お気づきの点があったらご批判を頂きたいと考える次第であります。

2. 安全社会とは

まず、安全な社会とは何なんだろう。事故だとか犯罪だとか病気、また危機、その対象が少ない、少なくとも確率が低い。それから、十分予防策がとられている。これが安全な社会かな。それから、事故や犯罪、病気が起っても被害が小さくて防災対策が十分なされているとか、事故や災害、病気が起ってもすぐに対応ができるとか、復旧がすみやかになされるとか、被害者の救済のしくみが整っていると、こんなところが、安全な、安全社会だと皆さん普通の方はお考えなんではないかという感じです。

しかし、よく考えてみますと、社会の中ではものすごくいろんなリスクがあり、これとこれをやれば、ちゃんと安全社会できるというわけにはな

平成18年10月5日の「第18回報告と講演の会」(財)原子力研究バックエンド推進センター主催の講演を当センターが加筆したものである。

*：東京工業大学 原子炉工学研究所

かなかないわけでは、危機の対象は、時代によって実はどんどん変化してきています。国際テロがこんな頻繁に起こるようになるとは思ってなかったし、エイズという病気も発見されるまでは誰もそんな病気が怖いと思っていなかったわけでは、アジアの通貨危機がありましたけれど、これもリスクの一つだと思いますが、やっぱり、こんなことが起こる。経済がグローバル化することにより、こんなことが起こるなんて思っていなかった。ですから、これをやればいいというのではなくて、安全社会を作るための条件というのは、時代によって大きく変化します。さらに、経済活動の様子が変わってきたり、環境だとかライフライン、ネットワークなどに依存する社会になってくると、これもまた大変重要なことですから、そこへ対するリスクもちゃんとコントロールしていかないといけない。

何もこんなことで、数式を書くことはないのですが、そういう社会のリスクというのは全部あわせると何なんだという、危機が1からNまであって、1つのリスクはそれぞれ確率という規模に定義ができるのかと思います。ところが、先ほど申し上げましたように、リスクを構成するR1、R2、R3と、これは時代によって変化しているわけでは、それから被害者につきましても、生命、財産、環境みたいな、三次元で定義されそうだなあという感じが致します。安全社会とは特定のリスクだけを小さくしても達成できず、社会の全リスクを小さくする必要があります。全てのリスクについて少しずつでも小さくしていくことが必要なわけであり、全てのリスクについてある基準を設け、これ以下にすればいいのと言えるかという、これも言えないわけであり、従いまして、安全社会とはどういう社会かなと考えてみますと、さまざまな変化に対応できて、過去の災害や事故から十分に学んで、全てのリスクについて一定値以下になるというよりも時間の経過と共に、それがどんどん小さい方向に行くというような社会と考えたいと思っています。科学的知見とか事故の事例などがあって、そこでリスク要因が発見されたら、例えば鉄道や火力でもいいですが、そういうところでなんかの事故があった時に材料についているような知見が出てきたら、リス

ク要因に対して対策を実施する。また別のところで事故などが起きますから、また科学的知識、知見が出てくる。こういう経営のPDCAサイクル(plan-do-check-act cycle)みたいなものが、いろんなところで自主的にまわっていることが、安全社会ではないかなという気がします。

ところが、ここで一番難しいのは事故事例というもので、自分のとこで起った事故は、それは皆さん一生懸命分析して対策を立てられるわけですが、他分野で起った事故についての情報が共有されているかどうか、いろんな分野で似たような事故が、起っているのが現状だと思います。健全に機能する条件として市民がどう参加するか、費用を誰が持つか、サイクル確認するのを誰が評価するかということがありますが、市民の参加については後ほど安心のところでは述べたいと思います。

社会的なリスクというのは、危機の発生確率と被害の規模の大きさで表します。これは大変いろんな種類があるというのは、先ほど申し上げた通りです。これに対し個人のリスクということを考えないといけない。例えば、南海・東南海地震、地震調査研究推進本部の結論ですと、30年以内にあそこで大地震が起こる確率は50%程度とされています。ものすごく日本社会にとってはリスクが大きいわけでは、ところが、南海・東南海地震が起っても、日本海側に住んでいる人だとか東北地方、太平洋側でも東北地方に住んでいる人は、あんまり直接的リスクはないんです。ですから、どこに住んでいるかでリスクが全然違うわけでは、

交通事故も毎年、8千とか1万人くらい死んでいるわけですから、これも、数字から言うと大変大きなリスクのはずです。しかし、事故を起しやすい人と起しにくい人というのがいるんですね。やはり道を歩く時に大変気をつけている人にとっては、事故が起りにくいですし、気をつけてない人は、交通事故に遭いやすいわけでは、個人的にみたらリスクに差があるわけでは、最近、飲酒運転が大問題になっていますが、酒を飲んで運転する人は大変大きなリスクがあるわけでは、

それと被害規模についても、10人死ぬ事故はあまり大きくないけど、5千人も死ぬ事故だった

ら、大変な社会的問題と言えるわけです。考えてみますと個人的リスクと社会的リスクはかなり定義上違いがあるのではないかと。個人リスクは、その事象の発生確率と、個人が巻きこまれる確率の掛け算ではないか。個人が巻きこまれる確率というのは、どこにいるか、どういう行動パターンで暮らしているか、さらには、防災耐震診断を受けて、きちんと耐震構造の家に住んでいるか、それとも昔のままに住んでいるか。これで、違ってくるわけです。つまり、個人的リスクは、明らかに個人個人によって差があるわけでありまして。交通事故で、毎年8千人くらい亡くなるわけですけど、多くの人はずい問題だと思っていない。しかしちゃんと安全に暮らすためには、個人的なリスク、自分が行動パターンなどを考えて、個人的リスクをどういうふうにか考えるか、もっと注目すべきではないかと感じる次第であります。安全についてはここまでにいたしまして、次は、安心でございまして。

3. 安心について

安心に関して、政府のいろんな文書を見ますと、安全は科学技術的課題であるが、安心は人の心の問題である、と。安心の方は放置しています。第3次科学技術基本計画で、安全、安心ということはたくさん出てまいります。しかし、そこでも内容に触れているのは、安全の方でありまして、安心の方についてはほとんど何も語っていません。同じ時期に、第3次環境基本計画というものができました。安全と安心のギャップというところで、安全と安心の違いについて書いています。ここでどういう表現がなされているかといいますと、「ダイオキシン類の問題では、最近の科学技術、科学的知見に基づいて、環境リスクについての情報が十分提供されていないので、国民が不安を感じるリスク間において大きな乖離がある」となっています。ここは、個人的なリスクと社会的なリスクというのは多少考えて書かれているという感じでありまして。

原子力安全システム研究所が「安心の探求」という本を出されておられて、その中で阪大の人間科学部の元部長（糸魚川さん）が、安心につい

て、こんなことを書かれております。「安らぎの心、不安や心配のない平穏で満ち足りた心豊かな状態である。」こう書いてあります。これは、原子力を推進する側だったり、鉄道を運行する側だったり、そういう物事を提供する側ではなくて、受け取る側がどう受け取るのかということの意味しているわけです。この安らぎの心というのは、意外と安心の中で面白みのあることです。つまり、糸魚川さんは、「人は一時安心を得ても絶えず押し寄せる心配と不安な中で心が揺るぐ、揺れ動く、一時安心してもすぐ不安になる。」こういうことを言っておられます。それから安心のよりどころになるのは、生命、健康、よりよい人間関係、豊かな生活である。安心の内容は人によってかなり異なる、個人的要件で左右される。

さて、安心というのでありますが、安心の反対概念の言葉を考えてみますと恐怖も安心の反対概念と考えることができます。それから不安というのも安心の反対概念であります。心配になる、これも反対概念になります。恐怖はどういう時感じるか。最近、癌は結構よく治りますが、やっぱり癌だって宣告されると恐怖を感じる、不安になるという恐怖を感じるのではないのでしょうか。それから飛行機に乗って、車輪が出ないので胴体着陸しますよと言われてたら、これ大変な恐怖になるだろうと。これ以外いくらでも恐怖はある。

では、不安とは、どういう時感じるのだろうか。癌に関していうと、なんかこう自覚症状があって、もしかすると俺癌じゃないかななんて思うと不安になるわけです。経営者の場合、資金繰りがうまくいかないと、うちの会社、不渡り出すかもしれない。心配はどういう時になるのでしょうか。うちの会社、景気悪いので、うちの会社大丈夫かなあ。経営者の方でしたら不安になるかもしれません。一般の社員だったら、心配になる程度であります。最近の若い子、定職にも就かずフリーターしていて、これで日本の将来大丈夫かなあ、と心配であります。このまま日本が、のほほんとしていると中国がだんだん軍事圧力を強めてきて、日本大丈夫かなあ。これも心配であります。環境が破壊されてくる、資源がなくなる、地球環境問題、温暖化、こういったことは、多分多くの方が心配をされていると思います。

地球温暖化の問題を不安に思っている方はほとんどいない。もちろん太平洋の小さな島国に住んでいらっしゃる方は不安に思っているかもしれませんが、われわれは、心配はしても不安には思っていないんです。なかには、東京の人たちで原発立地点に住む人の健康は大丈夫だろうかなんて心配をしている人がいるかもしれないのです。例えば、記述式であなたが不安に思っていることをあげて下さい。いくつでもあげて下さいというような質問をすると、原子力はほとんど出てこないそうです。つまり、普段は原子力なんてちっとも不安に感じてないのであります。しかし、次の項目の中からあなたが不安に思われる事柄を選択して下さい。ダイオキシン、原子力、等々出てくると、結構、原子力に丸をつける人が多い。原子力、ダイオキシンと物事を提示することによって、人々の意識に上って、そういえば、危ないんだというようなことで、不安の方の丸をつけてしまう。

4. 安らかな状態、そうでない状態

そこで、少し、先ほどの糸魚川さんの話をうけて、安らか、心安らかな状態とはどういうことだろうと考えてみました。ようするに、簡単なことなんですね。心安らかな状態、極めて簡単なことであります。関心がなければ心安らかなのであります。無関心であれば、心は安らかであります。しかし、場合によって、ものによると、ちょっとした刺激が外から入ってきただけで、安らかでなくなるかもしれません。先ほど、原子力の調査の仕方によって答えが違うというのがそうなのです。

もうひとつ、すごい達人の安らかな状態があります。解脱して、宗教的に悟りをひらいた方は、いろんな現実から、我から離れ、無我の境地に入ることができて、自分で自分の心配だとかそういうことをコントロールできる。そういう宗教の達人は、何があっても結構こころ安らかにいられるのではないかと。逆に、心安らかでない状態はどういう状態であるか。先ほどもうしあげました、まずは恐怖にかられている状態である。恐怖にかられている状態というのは考えてみますと、目の前

にある事柄と自分との関係に意識が集中しております。自分と目の前にある、目前にある事柄の関係であります。ですから、恐怖が去れば、まあ、なんで俺がこんな目にあわなくちゃいけないんだという怒りをともなうこと。じゃあ、不安を感じた状態はどうですか。忘れたくても忘れられない状態。外から刺激がなくてもつい意識にのぼってしまう状態。原子力というのは不安の対象ではない。

結局、自分の問題で、自分がもしかすると被害を受けるかもしれない。そういうのが、不安を感じている状態で、自分というものが強く意識されている状態。ですから、川の向こうの火事は、決して私は火傷することはないと思うのが、安心して心安らかにいられるわけであります。しかし、隣の家が燃えているとなったら、自分のとこまできそうだから、不安になるわけであります。自分が被害を受けるか受けないかということが、実は、大変、不安の大きな要因であります。それから、心配というのは、普段は、無関心でいるのですが、何らかのきっかけによって、外からの刺激によって、怖いと言って、心配になる。これが意識に上ったら、心配になる。こういう状態がある。この場合は、もちろん自分の問題のこともあるわけですが、結構、自分にとらわれることなく、周辺的事柄、他の人、そういうところに目が向いて気を配っている。

5. 心配や不安とリスクの関係

不安はどのような時に起るかということ、自分に何か起るだろうという時に不安を感じるわけであり、個人のリスクをどう認識し評価するか、これが不安になるかならないかの鍵であります。心配というのは、社会的リスクを認識してこれをどう考えるかというようなことが心配で、不安と心配というのは、完全に区別して使うことができなくて、心配というのは、多分、不安より大きな概念で、心配で心配でたまらないというようなのは、きっと不安なんだろうと思うわけです。中心的な意味としては、自分が受けるリスクか、社会が受けるリスクかということで、若干ズレがあるような気がいたします。個人のリスクが小さかっ

たら安心していう状態が望ましい状態です。一方、慣れだとか無知だとか、あきらめだとかで結構リスクが大きいのに安心してゐるのも、あまり望ましくない状態で、やっぱり、個人的リスクが大きかったら、不安になってほしいというのがあります。安心社会というのは、どうも、本当でいいますと、この右上と左下、こういうことが実現できるのが安心社会ではないかと言えます。さてそこで、個人的リスクと社会的リスクというのは全く違って、個人的リスクは、個人の事情に大変左右されると言う話をしました。

さて、日本には、個人的リスクを知るしくみはあるでしょうか。社会的リスクについては、結構、新聞も取り上げます。個人的リスクを知るしくみというのは、ほとんど、実は日本に存在していない。反対運動の人たちは、そこへつけこんで、あなたはどうなるか、あなたは大丈夫ですかとか、そういう攻め込み方をするわけでありませぬ。しかし、全くないかというところでもありません。ようやく少し、安心サービス業みたいなものが動き出しています。例えば、最近の生命保険を考えますと、あなたの人生のステージによって、自分で設計できる生命保険があります、というサービスがあります。それから、耐震診断サービスとして、阪神大震災以降、耐震診断サービスというのが出てきてます。地震について言いますと、活断層とか、その海溝型の地震がいつ、30年間の間でどのくらいの確率で起こるといふデータを作って、その上で、日本の地図のどこにいれば、どのくらいの揺れの地震が来る確立がどれくらいかという強震度予測地図を作ってます。それと耐震診断サービスぐらいを組み合わせると、それなりに個人的リスクが出てくるわけです。

まず、現代社会に、個人リスク、自分のリスクを知るしくみが無いというのが大問題であります。次が、それを合理的に判断する人々、能力が人々にあるか。これも、意外にないわけです。特に、確率などという概念は、なかなか意味するところが理解し難いわけです。サイコロの話で、1が出る確率、これはすぐに誰でもわかるわけですが、100万年に1回などと言われると、なかなかわからなくなるわけです。それから、どうしても人々は単純な因果関係で見ちゃうんです。地球

温暖化、CO₂の排出で、地球温暖化の心配がある。では、家の電気を消そう。家の電気消しても、気温温暖化なんて防げるわけないんです。最近の原子力立国論の話でちょっと気になってるのは、原子力はCO₂を出さない。だから、地球温暖化を防止するためには、原子力やるのは大事なことだ。そこまではいいんですね。だから日本は、こんなに、こういうふうには、原子力立国するんだ。あれ、日本は、世界の中で何%、CO₂出しているのかな…。原子力比重を10%ぐらいあげたところで、それは、そのCO₂の減る量としては非常に小さい。一方、中国ではものすごい勢いでCO₂の排出が増えている。日本が原子力なんかやっても、温暖化なんて防止できるわけないんです。平気でそういうこと言うんです。

数字の意味というのも結構、難しく、精密機械のカメラの専門家の方が造船所へ技術提供をするというので、「造船所ってきれいですか。」と聞いたんですね。そしたら、「えー、とてもきれいです。」とおっしゃった。で、そのつもりでカメラの技術を造船所に持ちこんだ。とても汚くてどうしても動かなかった。これは、あたりまえなんです。そのへん、造船所の常識としている数字の意味とカメラ屋さんが常識としている数字の意味は全然違う。化学物質の摂取許容量は、動物実験をやって、50%のネズミが死ぬ薬の量を出して、それに安全係数をかけて決まるわけです。原子力の放射線の被爆許容量は、そういうことで決まっているかというところではないんです。できるだけ自然放射線量以下にしようという、全然違う発想で決まっているわけですから、同じ基準値をオーバーしたとしても、意味が違うわけです。だけど、そんなことは誰も考えてないですね。

自分のリスクを合理的に判断する能力があるというところ、どうもリテラシーが足りない。さらに、偏見や思いこみを助長するような情報が、横行している。ともかく、安心社会を作っていくためには、人々が自分の個人リスクを知るメカニズムを構築するということが極めて大事だと、こう思うわけです。個人リスクの情報があつたとして、じゃあそれをどう認識するか、人々がどう認識するかということになると、自分が今どういうポジションにあるかが、大きな影響があります。こう

いうゲームがあるそうであります。

コインの親と子がいます。親がコインを投げます。表か裏かかけます。親がまず1万円を子に渡しときます。その上でコイン投げゲームをやります。もし、表が出たら親は、もう1万円、子にあげます。もし裏が出たら、さっきあげた1万円、返してください。これに対して、こういうゲームをやると、みんな、「嫌だ」と言うんだそうです。次に、もし表が出たら、あなたに2万円あげます。もし裏が出たら1円もあげませんよ。というゲームなら、「あっ、それならやる」。1万円、1回手にしたというポジションが変わったわけで、それによってリスク認識が変わるんで、1万円先にもらった。両方ともゲームの本質としては同じわけですが、1万円先にもらえるんだと思ったら、そんなゲームはいやだ。だけど、勝ったら2万円くれんなら、もともともらえなくても、負けてもらえなくてもいいやと、違うわけです。

自分のポジションがリスク認識に影響を与えるようで、赤信号、皆で渡ればこわくないとかいう表現がありますが、あれは、自分のポジションの認識だけでなく、別の意味もあるかもしれません。ともかく、あたしだけでないというのは、随分、個人リスクを低く見る要因になるようです。リスクを冒すかどうか自分で選択できる、というのは、大変大きな、よく言われる話であります。飛行機に乗るか乗らないか自分で決められるから飛行機のリスクはいいんだという類の話であります。私がリスクを制御しているという認識があることが、リスクを低く見積る大きな要因であります。テレビを見ていましたら、テレビ局の人が渋谷で若い10代の女の子にインタビューをしました。真夜中です。「あなたがたこんなところを真夜中に歩いていたら危ないんじゃないの？」と聞いたら、その女の子は、「私たち、男の扱い方知っているから大丈夫。」と答えたわけです。制御できるんだと思っているわけです。酔っ払って運転する方、スピードを出して運転する方、これ自分は事故を起さないとと思っているのですね。ちゃんと車を制御できると思っているのですね。

それから十分訓練を積んだというような事も、リスク認識に大きな影響がある。こういうことは、リスクを割と低めに意識させることです。昨日も

何事もないから今日もないよ。という日常性というの、これもリスクを低下させる。阪神大震災の時に、あそこでは地震が起らないと思われていたのに、急に地震が起ったのであんな大被害が出た、というマスコミの報道がありました。しかし、京都大学の地震の専門家が、神戸市から頼まれてあの辺の危なさを調査していました。それで、いつ地震が起ってもいいと、起っても不思議はないからちゃんと対策を立てるよというふうになら神戸市長に進言をしたそうです。ところが、神戸市長も日常性が昨日もないから今日もないと言って何もしなかった。人々もそうだった。こういう状況だったようであります。

6. 安心社会とは

さあ、安心社会というのは、どう考えたらいいんだろう。ともかく1つは、心配を解消すること。ここでいう心配とは、社会的リスクに対して心を悩ますということであります。まずは、安全社会を実現することあります。その安全社会というのは、社会的リスクを継続的に圧縮をしていくことあります。そこで、安全社会への努力を人々が認識すれば信頼感も出てくる。安全実績の積み重ねは、少なくとも心配の解消には役に立つ。それからもう一つ、先ほど申し上げました安全の定義or説明PDCAサイクルへ、市民がちゃんと参加していくという事が、日本はきちんとリスクを制御しているなということを実感することで、専門家に対する信頼を増すことになるのではないかとこのように思います。安全性を高めようということについては、どこの分野でも専門家の方たちは、大変誠意をもって努力されているわけあります。その人たちが、どういう議論をしてどういうふうなことを考えて、安全対策をより高度に、より安全な状態を実現しようとしているのかを市民の人が見る。参加するということ、専門家に対する信頼性も高くなると考えることができます。しかし、そういう安全のPDCAサイクルに市民が参加するとなるとやっぱり多少ちゃんと議論はできる市民でなければならぬわけでありまして、市民の科学リテラシーというのは極めて大事になる。

それから、不安の解消、これは、個人的リスクを合理的に認識することです。個人的リスクを人々に伝えて行くためのしくみを構築していくことが大事だし、それから、それを政府がやるわけにはなかなかいかないので、産業という形で個人リスクを1人1人に伝えていくようなそういうサービスが出てくるのが重要であります。それには、個人的リスクのリスク情報に対して、我々がお金を払うという習慣を作らないと産業として成り立たないわけです。もう1つが、人々の合理的判断能力。本当に危ない時、ちょっと危ない時、危なくない時、危なくないと思うという判断能力が必要です。これも科学技術リテラシーです。さらにもう1つは、個人的リスクについて、ちゃんと自分で制御しているということを実感することです。自己責任意識を醸成していくことが、やっぱり安心社会を実現する極めて大きな要因だと考えております。さらには、支援体制だとか救済体制の構築、そういうことをちゃんと作っておくことが安心社会の源になる。こういうふうを考えてみますと、もちろん個人リスクをちゃんと人々に伝えるということは極めて重要なことですが、それを受け取る側の問題を考えますと、安全社会構築の鍵は、結局、市民の知的水準になる。市民の科学技術リテラシーが重要である。合理的議論や思考ができる市民を作る必要がある。それから、自己責任の認識と自己責任によるリスクの低減、つまり、個人リスクの制御ということが大事だと。

そういう市民を支援していく仕組みが必要で、科学技術リテラシーという話であれば、まあ、科学技術コミュニケーターというんでしょうか、科学技術カウンセラーというんですか、そういったことを日本中に配置していくことも必要です。それから、安心産業といい、国が育成していくことも大事。さらに最後に、安全サイクルへ市民が参加していく。このくらいの4条件が出来ると安心社会が出来るのではないかと考えるわけです。

次の段階に行きまして、個人リスクを認識したからとして、それを負担してくれるかどうか、リスクを負担するかどうか、リスクを許容する、してくれるかどうか、こういう問題であります。人々の安心するコスト、いいですよ、リスク負担

しますよということは、これ若干別問題であります。何もいいことがないなら、小さなリスクでも負担したくない。これ、当たり前のことあります。世の中ゼロリスクなんてありえないんだとすれば、リスク負担をしてもらったら、何故、自分が負担しなくちゃならないのか。ですから、リスク負担に対する、リターンを考えます、リスクという言葉が出てきたのは、経済の方から出てきますが、投資リスクというのは、リスクを負担すればそれに見合ったリターンがあるから、リスクを負担するわけです。ところが、社会的リスク、原子力もですが、規模は小さいわけですが、それでもリスクがあるわけですが、原子力のリスクを誰かが負担するけど、負担した人にリターンがあるかという、実は、日本社会全体にリターンがあるだけであって、個人的にリスクリターンがあるわけじゃない。

つまり、リターンは皆で受け取るけど、負担だけは一部でやってよね。これが、結構まずい状態です。1つだけの事象に限って、あなた、ここリスク負担してくださいという、それはいやだという答えが出てくるのが極めて必然ではないか。逆に、多少不安や心配でもリスク負担するというケースもあります。社会にとって、どうしても必要であるという場合には、しょうがないかといってリスクを負担してくれる場合があります。これについて、あの説明責任の研究をやっている学生がとったアンケートによりますと、原子力について、放射線の影響、原子力発電所の安全対策、原子力の必要性、どれについてあなたは説明が聞きたいですかといった類の質問をしました。そして、実に、放射線の影響でもなくて、安全対策でもなくて、原子力が何故必要なのかを聞きたいという回答が出ました。意外にそういうことは情報を皆さんが求めているかもしれない。社会全体の中でさまざまな形のリスクを平等に負担していますということを、これもできれば、結構リスク負担してもらえる。リスクを負担した見返りがあるか。見返りがあれば、リスクはいいでしょうという話になるんだと思います。

7. 市民の科学技術リテラシーを考える。

安心社会を作る、安心社会を作る鍵は、市民の、1つ例えば市民の科学技術リテラシーと言ったんですが、では、科学技術リテラシーとは何だろうかというのと、ここにありますが6条件くらいという気がしております。1つは物事というのは、多様で複雑に、複雑な因果関係で結ばれている。だから、単純な因果関係だけを考えると、必ず間違えた答えが出る。広い視野で複雑なシステムを見極めないとと思わぬ副作用がある。ということで、全体像を把握、部分像ではなくて、全体像を把握する習慣というのは、科学技術リテラシーの非常に大きな要因ではないかという気がしております。

それから先ほど申し上げた数字の意味。東海の再処理工場が爆発事故を起こしたあの日、私、あるテレビ局に呼ばれて、解説にまいりました。テレビのキャスターが、時間を追うごとに被爆者の数が増えてます。被爆者の将来の健康が心配ですと、言いそうになってました。あなた、ちょっと待って。なんで被爆者が増えてるのか知ってる？と聞いたら、知らないと言うんですね。知らないでそういうコメントしちゃうんですね。で、時間を追って被爆者の数がどんどん増えてますと、汚染が物凄い広がっている感じがするわけです。だけどあれは、途中から測定対象者を変えたから増えただけのことであります。数字の意味を理解し、その数字聞いたら、それはどういう意味の数字であるかとちゃんと考える。そういう習慣が必要であります。

例の19兆円、再処理するかしないかの19兆円です。新聞社で大問題になったという話を聞きました。物凄い金額だ、こんなに金かかるなら原子力は止めた方がいいという意見が強かったそうです。しかし、原子力利用の何年分か、電力の売り上げの中のどれくらいの割合かを考える必要がある。それから、高レベル廃棄物も1万年はちゃんと隔離してなくてはならない。1万年は、自分の人生から考えたら、非常に長いわけです。国の寿命から考えても非常に長いわけです。地球の寿命から考えたら、人間の1時間と同じ位なんです。1万年後の地層の様子が、今とものすごく変わっているなんて、そんなほとんど考えられな

いわけであります。

それから先ほど申し上げました確率だとかリスクという概念、なかなかわかりません。さらに量的な整合性についても無視される方が多いです。それから、最近よくないのは、どんな専門的な話もお笑いタレントがやってきてすませちゃうのがテレビの常習でありまして、お笑いタレントの話の方がわかりやすいですから、そっちが信頼性があったりする。これも専門性をきっちり尊重することもリテラシーの1つであり、さらに、失敗の意味を考えるのもリテラシー。こういうリテラシーをどうやって人々に植え付けていくかということが極めて大事な要件です。

どうやったら人々に科学技術リテラシーを構築できるか。科学技術基本計画では、5年間で25兆円の科学技術投資をするといっているわけです。そのうちの1%をそのリテラシー構築のために使ってはどうか。1%は年間500億円に相当します。人々にリテラシーを植え付ける科学技術コミュニケーターみたいなものを、例えば1万人に1人、日本中に配置するとすれば、カウンセラーが、1万人くらいで、500億円あれば、1万人の方が、500万円の資金を使ってリテラシー向上活動に邁進することができる。1万人に1人じゃちょっと濃度が低いので、千人に1人だとカウンセラーが10万人でありまして、1人、50万円。こんなところが、まあ妥当なのでは。カウンセラー5万人計画、カウンセラーと言えば、コミュニケーターと言ってもいいんですが、5万人計画ぐらいかな。そうすると活動費が50万円ぐらいで、その人の年間の報酬50万円ぐらい。

これだったら、皆さんの中でも科学技術コミュニケーターに、カウンセラーになってみたいと思われる方、いらっしゃるんじゃないでしょうか。そういうようなことをやったらどうかあとということを考えております。こんなこと考えまして、まだお金は全然出てないんですが、今、私、広島市でこういう人たちの養成の活動をしています。これ別に活動費があるわけでも報酬があるわけでもないのですが、公募したところ、結構たくさんの方が応募していただいて、東工大でそういう人たちの能力向上のコースをやろうかと思っているしだいあります。

8. 安全、安心社会実現の道

科学技術リテラシーが進めば市民はなかなか騙されないし、意志決定に参加できるようになるだろうし、地域社会におけるリーダーシップをとるということも可能だし、多分、科学技術リテラシーのあるお父さんの方が、ないお父さんより子供と話しするチャンスがあるんじゃないかと。左側が主に安全の方でして、右側が安心の方を考えているわけですが、こんなことがうまく、仕組が出来たら安心社会ができるのではないかなと考えてます。カウンセラーとは、どんな資質があればいいんだろう。リテラシーコミュニケーターというんですか。今、科学技術理解増進活動ということがたくさんされているわけですが、あれみんな、科学技術に携わる側の人たちのための理解なんですね。もっとたくさんお金を、資金をつぎ込んでもらうには、人々の支持が必要だとか、なんとかを立地するためには、人々の理解が必要だ。そういうことで皆、与える側の論理で、その理解増進活動をやっているわけですが。それじゃあ聞いてくれないのが普通で、やはり、聞く側の市民の側がどんなリテラシーがあった方がいいのかという面で科学技術リテラシーのこと考える必要があるわけです。

そういう人たちになるためには、ともかくまず、話を聞く、相談に応ずるといった、そういう能力が必要です。さらにわかりやすく、丁寧に話す能力が必要です。もちろん、文書能力もです。社会や世界の全体像、例えばエネルギーの話をしたり中東の話もできるし、物理の話もできるし、それから環境の話もできるし、という全体的にみて話ができる。それから、いろんな事柄から、合理的考え方とは、どうなのか。先ほど申し上げた、俯瞰、確率、推理とで導いて行って、そういう考え方を人々に理解してもらおうという能力が必

要です。それから、科学技術の利用をある程度、批判的に分析する能力が必要です。社会的リスクを個人的リスクに変換するというような能力も必要です。分析能力も必要です。それから、科学技術をわかりやすく伝える能力、科学技術の各分野に関する広い常識、各科学分野の発達、科学史です。そういう過去の失敗や事故に関する知識と、それを分析評価する能力。以外と過去の失敗例は、大学でも教えられてないですし、人はすぐ忘れるんですね。

化学の分野、インドのボパールで、当時のユニオンカーバイトが重大事故を起したことがあります。化学を学んでいる学生もそういうのは、学んでないんですね。ですから、学生にその文献を読ませて感想を述べさせたら、わずか20年前のこんな重大事故について、私たちが知らないんでそれでいいんだろうかということを感じを述べます。それから、もちろん最先端のことも多少は知ってなくてはいけないんで、科学技術の最先端を吸収する能力。わからない、全部わかるわけないですから、わからない問題について相談する人脈だとか必要です。

ある研究者の方にこれをお見せしたら、一流の研究者になるより、一流のコミュニケーターになる方が、ずっと難しいかもしれないねと、こう言っていたわけです。まあこんなことで、安心社会を本当に実現できるかどうか自信のほどはないのでありますが、さらに先ほど申し上げましたけれど、心配と不安というところについて、まだまだ、この考え方で大丈夫かどうか、自信はないのでありますが、ともかく今私は、こんなことを考えているしだいです。できましたら、是非是非、ご批判のコメントをいただければとお願いをするしだいでありまして。では、これで私の話を終わらせていただきます。ご静聴ありがとうございます。

安全・安心社会を考える

東京工業大学原子炉工学研究所
鳥井弘之

1

安全な社会とは何か

事故や犯罪、病気が少ない(危機の対象が少ない(確率が低い))
十分の予防策が採られている
事故や犯罪、病気が起こっても被害が小さい(被害規模)
防災対策が十分なされている
事故や災害、病気が起こってもすぐに対応がなされる
復旧が速やかになされる
被害者を救済する仕組みが整っている

社会の中には様々な危機の対象がある
分野だけが安全でも安全社会とはいえない
危機の対象は時代によって変化する
国際テロ、エイズ、ハッカー、通貨危機、新しい技術の応用
被害も生命だけではなく、時代で変化する
経済活動、環境、ライフライン、ネットワーク

2

社会的リスクとは何か

- ・リスク「Rn」= 危機「N」が起こる確率 × 被害の規模
- ・社会的全リスク = $R1 + R2 + \dots + Rx$
全リスクを構成するRは時代によって次々に変化する
- ・被害規模： 生命、財産、環境の3次元空間に定義されるのではない
生命： 命、身体、精神
財産： 資産（動産、不動産）、経済活動
環境： 自然環境、ライフライン、ネットワーク
- ・安全社会とは特定のリスク「Rn」だけを小さくしても達成できない
社会的全リスクを小さくするには全てのnについてRnを小さくする
全リスクへの寄与率が大きいRnを優先的に小さくする努力を行う
- ・全てのリスクを一定値以下に抑えることは可能か

3

安全社会をどう定義するか

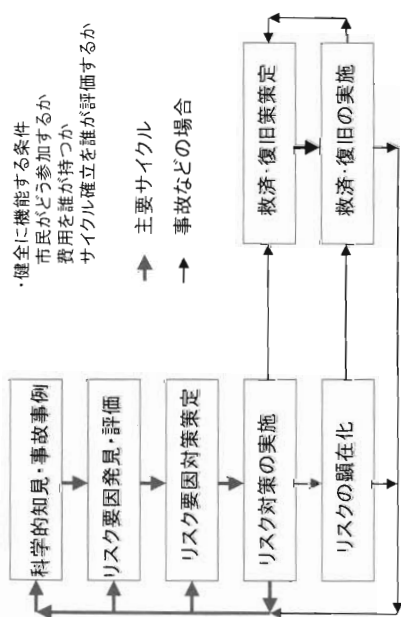
様々な変化に対応でき
過去の災害や事故から十分に学び
考えられる全てのリスクが時間の経過と共に
より小さくなる方向に変化する社会

安全のPDCAサイクルが全分野で機能することを安全社会と定義したい

4

安全社会とは

安全社会構築のためのマネジメントサイクルが各分野で健全に機能



5

安心に関するこれまでの取り扱い

安全は科学技術の課題だが安心は人の心の問題で手が付けられない
安全性を高めれば自ずと安心感が生まれる

→ 要するに安心について決定的な検討はない

第3次科学技術基本計画

安全・安心という記述は多いが安心の分析はなし

第3次環境基本計画

「安全」と「安心」のギャップ

ダイオキシン類の問題では最新の科学的知見に基づいて環境リスクについての情報提供が十分でなく、国民が不安に感じるリスクの間隙に大きな乖離がある

7

社会の安全と個人の安全は別物

- ・社会的リスク
危機の発生確率 × 被害規模の大きさ
- ・社会的リスクから個人リスクを演繹できるだろうか
南海・東南海地震の社会的リスクは極めて大きい
しかし、日本海側に済む人にとって、そのリスクは？
交通事故は被害規模小さいが頻度が高くリスク大
しかし、気をつける人と不用心な人ではリスクに差がある
交通事故死の被害規模は1～数人で小さい
しかし、被害者個人にとってみれば「1か0」、1なら規模は最大
- ・個人のリスクの考え方
危機の発生確率 × 個人が巻き込まれる確立 (× 被害規模)
個人が巻き込まれる確率は所在、行動パターン、対策で違ってくる
被害規模は死亡などを考えると常に1だが、負傷や財産損失なら定義可
- ・現代社会では個人的リスクにもっと注目するべきではないか

6

安心について

――糸魚川直祐(元阪大人間科学部長)の見方

「安心の探求」原子力安全システム研究所編(ブレジテント社)より

安らぎの心、不安や心配のない、平穏で、満ち足りた、心豊かな状態
物事を提供する側ではなく、受け取る側にある

人はひととき安心を得ても絶えず押し寄せられる心配と不安の中で心が揺れ動く
安心しても絶えず心配や不安に襲われる

安心の拠り所他なるのは生命、健康、よりよい人間関係、豊かな生活
安心の内容は人によってかなり異なる、個人的要件に左右される

8

安心の反対概念として恐怖、不安、心配

恐怖を感じる時

あなたはガンだと宣告された
飛行機で胴体着陸するとアナウンスされた

不安を感じる時

私は癌かもしれない
私の会社が不渡りを出すかもしれない(経営者)
英語だけの会議に出席しなければならぬ
夜遅く帰っても娘が帰ってこない
お化けがでそうだと、BSEの牛肉を食べてしまうかもしれない

心配になるとき

私の会社は大丈夫だろうか(社員)
若者がフリーターで将来どうなるのだろうか
このままで人類(日本)の将来は、中国の軍事的圧力が強まっている
レイヨイがチャーターに捕まりそうだと、ウミガメが絶滅するかもしれない
環境が壊されていく、資源がなくなるのでは
原発立地点の人の健康は大丈夫なのだろうか

9

ある事柄について安らかでいられる状態、そうでない状態

安らかな状態
無関心でいられる状態

外からの刺激で意識に登っても心配や不安のない状態

意識を自分で制御できる状態——無我の境地

安らかなでない状態

恐怖に駆られている状態
事柄と自分のみに意識が集中している
恐怖が去れば激しい怒りをともないことも
不安に感じている状態(忘れたくても忘れられない)
外から刺激がなくともつい意識に登ってしまう
自分のリスクが中心(擬似的な自分を含む＝身内、属する組織など)
理不尽であれば、怒りを伴うことも

意識に登れば心配になる状態
何らかの刺激によって心が安らかでなくなる
自分以外にも目に向けて気を配っている
衝動を伴う場合も

11

原子力の社会調査における不思議

あなたが不安に感じることを挙げてください(自由記述)
原子力を挙げる人は非常に少ない

——普段は原子力で心を乱されていない

次の中からあなたが不安に思われる事柄を選択してください
多くが原子力を選択する

——質問の刺激で原子力が意識に登る

10

心配や不安とリスクの関係

不安

個人的リスクをどう認識・評価するかが鍵
——反対運動など行動に結びつきやすい

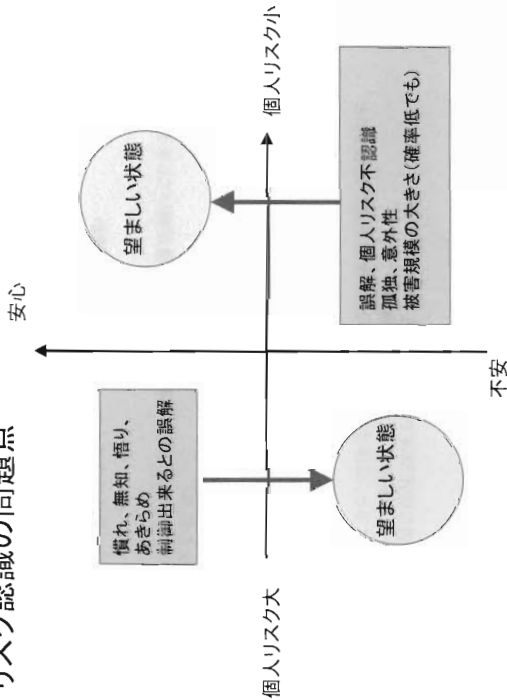
心配

社会的リスクの認識・評価に関係
——必ずしも行動には結びつかない

これほど明確ではなく、人々は不安と心配を区別せず使う場合が多い
しかし、意味の中心値は多少ずれていると思われる
強いて区別すれば上記の傾向が言えるのではないだろうか

12

リスク認識の問題点



13

個人的リスクの認識に関わる事柄

- 自分のポジション
 - 失うモノー硬貨投げゲーム、妻子持ち、資産家のボディガード
 - 私だけではない(赤信号、みんなで渡れば怖くない、同病者の情報交換)
- 自分の対象との関係
 - 私は危険の発生場所から遠い
 - リスクを冒すか自分で選択できる(飛行機に乗るか否か)
 - 私はリスクを制御できる(渋谷のギヤル、酒酔い運転、十分訓練を積んだ)
- 自分に対する支援体制
 - 何があっても支援を受けられる(救急隊制、保険、セコム)
- 日常性
 - 毎日何事も無いからリスクは感じない(阪神大震災、エレベーター)
 - 無事の積み重ねが日常性につながるー油断の危険も

15

個人リスク認識に伴う現代社会の問題点

- 個人リスクを知る仕組みはあるか
 - 社会的リスクはある程度情報がある、マスコミも取り上げる
 - しかし個人的リスクを知る仕組みはない、反対運動はそこにつけ込んでくる
 - ようやく動き始めた安心サービス
 - 人生のステージに合わせて生命保険、耐震診断サービス
- 人々に合理的判断の能力はあるか
 - 確率の理解、単純な因果関係、数字の意味、量の整合性、失敗の意義
- 偏見や思いこみを助長する情報の横行
 - マスコミの報道
 - 個人の危険を知るのは事故などの時だけ
- 人々が自分の個人リスクを知る
メカニズムの構築が必要

14

安心社会とは

- 心配の解消
 - 安全社会の実現ー社会的リスクの継続的圧縮
 - 安全社会への努力を人々が認識ー信頼感の醸成
 - 安全実績の積み重ね
 - 安全のPDCAサイクルへの市民参加
 - 科学的・合理的議論ができる市民ー科学技術リテラシー
- 不安の解消
 - 個人のリスクの合理的な認識
 - 仕組みの構築、安心産業
 - 個人のリスク情報にお金を払う習慣
 - 人々の合理的に判断能力の構築ー科学技術リテラシー
- 自分で制御しているという実感
 - 自己責任意識の醸成ーお上頼り社会からの脱却
- 支援体制、救済体制の構築

16

科学技術リテラシーは市民のため、社会全体のため

リテラシーとは
読み書き能力=社会生活に必要な能力、健全な社会を作るのに必要な能力

科学技術リテラシーとは
社会生活に必要な科学技術的能力=最低限の知識、科学的・合理的考え方を断じて科学技術コミュニケーションにとって都合のいい知識ではない

人々の科学技術リテラシーがあれば
個人にとって
容易に騙されない人生、テレビなどの惑わされない人生
子供との対話チャヤンスの増大
地域社会での交際機会の増大、地域でのリーダーシップ
意志決定の参加できる市民
不必要な不安の排除と効果的なリスクの低減
上手で合理的な老後の設計、技術を使いこなした老後
社会にとって
合理的な議論が可能な社会
次の時代の文明をどうするかコンセンサスの形成
科学技術の基盤や誤用をチェックできる市民
より好ましい社会の実現

19

安心社会構築の鍵は市民の知的水準

→市民の科学技術リテラシーが重要に

合理的議論や思考ができる市民の育成

→リスクの妥当な評価

自己責任の認識と自己責任によるリスクの低減

→自分でリスクを制御しているという実感

上記を支援する仕組み

科学技術カウンセラーの配置
安心産業の育成

安全サイクルへの市民の参加

17

市民の科学技術リテラシーを考える

俯瞰する習慣
社会は多様な事件が複雑な因果関係で結ばれている
広い視野で複雑なシステムを見極めないと思われぬ副作用
温暖化防止で町を暗くすると、経済活動が縮小すると、中東の石油が売れなないと

数字の意味の理解
柳井交差点、動燃東海再処理工場の爆発事故、ダイオキシンの測定値
物事を理解する基準、高レベル放射性廃棄物地層処分1万年をどう見るか

確率やリスクという概念の理解
確率は未来を神の手から人知に一向を優先すべきかの手がかり
降水確率と阪神大震災の確率
リスク=確率×被害の大きさ、どうしても被害の大きさに目が向いてしまう

量的整合性の理解
自然エネルギーだけで世界は成立するか、ゼロエミッションは可能か

専門性の尊重

失敗の意味の理解
どう努力しても不確実性は残る、失敗は不確実性を減少させる場
信頼性は経験の積み重ねから、失敗に不寛容より学ばないことへの不寛容を

18

リテラシーと理解増進の違い

動機
理解増進
リテラシー
主体
理解増進
リテラシー
メッセージ性
理解増進
リテラシー
手法
理解増進
リテラシー
双方向性
理解増進
リテラシー

→科学技術コミュニティの為に
→市民自身のために

→科学者やその周辺、科学館、先生
→市民の中のリーダー

→科学的個別知識、面白さ、楽しさ
→合理的議論に何が必要か、科学的基盤知識

→科学技術側の発信、科学教室、セミナー、科学館
→市民側の要求で活動、市民の疑問や不安に答える
サイエンスカフェ、相談窓口、リスコミの会主催

→多くの場合「科学技術側→市民」の一方通行
→カウンセラーが市民の意向を科学技術側に伝達
カウンセラーが社会性について科学技術側を支援

20

川に連れて行くことはできても水を飲ませることはできない ——科学技術コミュニケーションの課題

人々に興味があれば話は聞いてもらえない
理解増進活動では、多数に興味を持ってもらえない

話を聞いてもらう条件

常時身近に存在する市民によるカウンセラー＝
市民が興味を持った時、いつでも相談や議論ができる存在

専門問題などから合理的思考法の基本を伝授

人々は自分や家族の安全に関わる話には時間を割いてくれる

市民から信頼され、頼りにされる存在に

科学教室やリスクコミュニケーションの会を主催

これからの文明のあり方などについて議論をし、社会的なコンセンサス形成に

リテラシー構築の戦略

科学技術基本計画では5年間で科学技術投資25兆円

その1%を科学技術カウンセラーの活動に充当すれば年間500億円

人口1/1万人のカウンセラーを日本社会に配置すると
カウンセラーの活動資金500万円、カウンセラー1万人

人口1人/1000人なら50万円、カウンセラー10万人

妥当なのはカウンセラー5万人計画、活動費50万円、報酬50万円

カウンセラー100人で一つの地方ユニット構成、10ユニットで1ブロック

ブロックやユニットで研修会は講習

リテラシーの指導者(カウンセラー)に求められる資質

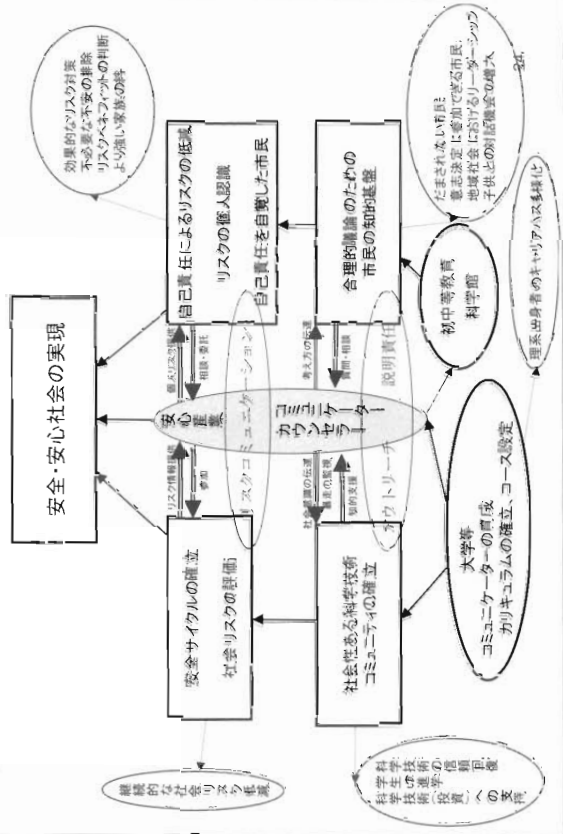
話を聞き相談に応ずる能力
わかりやすく丁寧に話す能力
文章を書く能力

社会や世界の全体像を理解し解説する能力
事例から合理的考え方(俯瞰、確率、数字の意味など)に導く能力

科学技術の利用をある程度批判的に分析する能力
社会的リスクを個人リスクに変換する能力
技術者倫理などに関する知識と分析能力

科学技術をわかりやすく伝える能力
科学技術の各分野に関する広い常識
各科学技術分野の発展経緯(科学史)の知識
過去の失敗や事故に関する知識とそれを分析・評価する能力
科学技術の最先端を吸収する能力
解らない問題について相談する人脈 etc.

安全・安心社会実現の道



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 selection of disposal places for radwaste from RI facilities, institutes 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 RI facilities, institutes 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35号

発行日 : 平成19年3月15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