

No.17

# デコミ ニュース

第17号

## 目次

1. 原子力施設の解体作業への  
レーザー切断技術の利用 …… 1
2. スイスにおける原子力発電所の  
廃止措置に関する調査・研究 … 4
3. ドイツの小型高速増殖炉 KNK II の解体概念 …… 8
4. コネチカット・ヤンキー原子力発電所の  
大物機器の解体撤去 …… 12

RAANDEEC

(財)原子力研究バックエンド推進センター

# 1. 原子力施設の解体作業へのレーザー切断技術の利用

ドイツのLZH (Laser Zentrum Hannover) が開発した手動式レーザーシステムを紹介する。

このシステムは、原子力発電所の解体のための切断、ノッチング、材料加工などに利用することが可能である。本システムには切断作業を行うためのモータ駆動機構を備え、要望に沿った操作に柔軟に対応でき、焦点位置及びノズル位置を調整できる。また、排気システムが備えられているので、外部とは遮断された状態で作業が行える。

作業者は、切断の時に出る二次廃棄物の飛散からばかりでなく、レーザービームからも保護される。レーザービームは光ファイバで導光され、1.5kWまでの高品質のレーザービームが利用できる。手動式レーザーによる大きな施設あるいは機器の解体には、高速度切断時の二次廃棄物の飛散が少ないことや切断幅が0.3～0.5mmと狭いため、特に原子力発電所の解体における金属の薄板切断に極めて有利である。

## 1. 手動式レーザーの優位性

レーザー切断は他の熱的切断技術に較べて、切断幅が非常に狭いため二次廃棄物が極めて少なく、フィルタの経費が少なくて済む。このレーザー法は同じ材質、厚さの材料を切断した時の二次廃棄物は、プラズマ切断よりも少なく、また熱影響を受ける領域も小さい。

手動式レーザーは、これまで手作業による精度が不十分なために採用されなかったが、LZHで開発されたレーザーシステムが新しい標準となった。このレーザーシステムは繰返しの利用に優れており、正確な位置決めや安定した作業は、完璧な送り込みシステムによって実現している。

すなわち、作業を正確に行うために、モータ駆動送り機構が手動式レーザーの加工ヘッドに取り付けられており、このため、作業者はパラメータを一定に保つ必要がなく、繰返しの作業性を高くしている。光ファイバの長さが制限される広い作業場では、機動性の高いことが求められ、原子力発電所のような広い作業区域では手動式レーザーを用いた解体作業が有利である。

## 2. プロトタイプ試験

LZHはプロトタイプを設計し、切断作業に影響するさまざまな要因を明らかにするため、パイロットテストを行っている(図1)。この切断試験研究には、試験材の厚さ、焦点位置、レーザー出力、ノズルの形状、アシストガスなどによる影響が含まれている。また、ドイツのGreifswald原子力発電所における鋼材切断試験によると、この切断技術は発電所の解体に適するものであった。

この切断試験は背面を樹脂で覆われたCrNi鋼の二重壁で行われ、プラズマ切断では煙が勢いよく発生し、それと同時に樹脂がよく燃焼した。このような燃焼はレーザー切断では発生せず、排気システムを用いなかったものの、煙の発生は観察されなかった。これはフィルタのコスト低減だけでなく、火災の安全面にも役立つ。

### 3. 手動式レーザシステム

上記のような試験を踏まえ、安全装置を備えた革新的な手動式モータ駆動レーザユニットを開発した(図2)。加工ヘッドは、光ファイバでレーザ源に接続され、切断の状況は目視、あるいは備え付けの監視装置で自動的に監視することができる。焦点位置及びノズルと切断対象物間の距離は、2つの調整機構で調整される。このユニットは切断、ノッチングのために使用され、種々の条件に対して調整できる。

ノッチングや切断では、加工ヘッドの軸を合わせないようにして二次廃棄物を除く。通常の切断では、アシストガスのノズルが保護ガス気流を形づくるために用いられ、光学的な焦点との相互作用を避けるようになっている。

このシステムでの一つの重要な面は安全性である。種々のシステムによって作業者は意図しない一次的、二次的な照射から保護される。高さのセンサによって、加工ヘッドが切断対象物に置かれているかどうか分かる。熱センサや保護ガラスセンサは光学系が汚れた場合に作業者に警告し、そのシステムの電源は光学系が損傷を受けた時に遮断される。

優位性を以下に示す。

- ・ 高い機動性と柔軟性
- ・ 不必要なプログラム
- ・ 少ないパラメータによる簡単なプロセスパラメータの選択
- ・ 光ファイバの使用による広い場所での操作
- ・ コンパクトな設計によるハンドリングの容易性、軽量化の可能性
- ・ 一貫した送り機構に基づいた処理
- ・ 総合的な安全技術
- ・ 直接排気による二次廃棄物の捕捉

### 4. 新分野への応用

原子力発電所のデコミッショニングやメンテナンスには、すでにレーザ技術が利用されている。Greifswald 原子力発電所では、スライドシステムを取り付けたレーザ技術が用いられており、手動式レーザは試験の段階にあって2001年の初めには実用化される。

また、大型プラントやコンテナの解体には、すでに手動式レーザシステムの利用が計画されている。さらに、建設、造船、航空、鉄道車両などの産業に利用できる可能性があるほか、アスベストの解体にも利用できる。

### 5. まとめと今後の展望

レーザは機動性が低いので、種々の切断技術の分野では利用されてこなかったが、材料加工には1.5kWまでの出力を有する手動式レーザユニットが開発されて、利用できるようになった。特にこのユニットでは安全対策やハンドリング性及び切断性能に関してシステムの最適化が考慮されている。このような手動式レーザは、種々の工業部門で利用される可能性はあるが、原子力施設の解体への利用に最も適している。

次段階の開発では操作性を改善するために、ユニットの小型化及び切断性能の向上を目指

している。それに加えて、位置決め精度を高めるので、ユニットは高精度の正確さを要求される分野で用いられよう。今後のモジュールは種々の利用に適用できるように改良され、操作性がよくて非常に柔軟なシステムを備えたものになる。

将来の手動式ユニット開発の目標は、安全に係わる技術を改善し、汚染による作業の遅れを極力避け、厚板材の材料加工にも適用することである。

## 参考文献

H.Hafekamp, M.Drygalla, M.Goeda, Use of laser cutting techniques for dismantling tasks in nuclear facilities (KONTEC2001 pp.565-572)

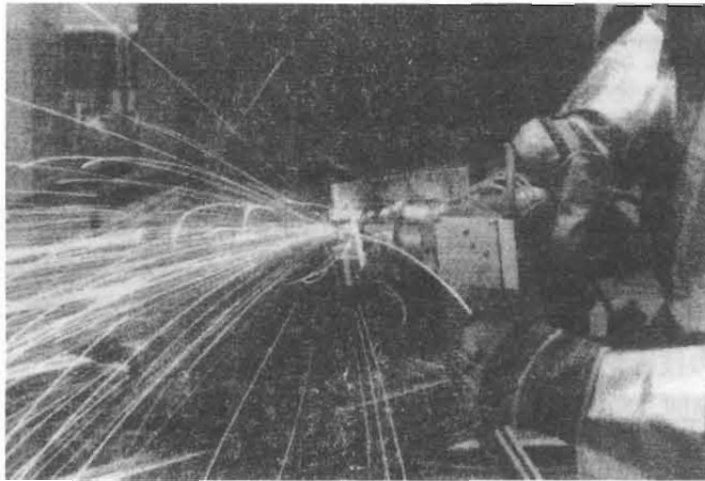


図1 LZH開発のプロトタイプを用いた手動式レーザービームによるノッチング

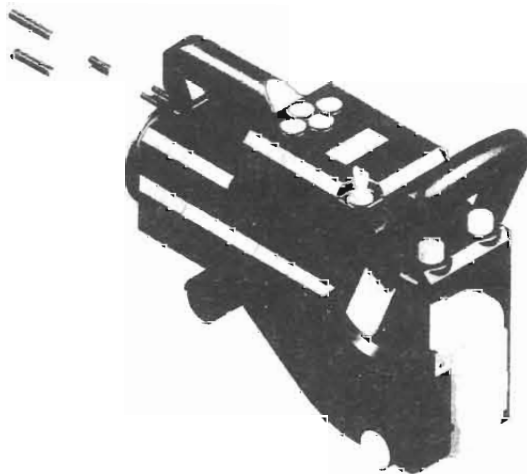


図2 手動式レーザーユニット

デコミニユース, No.17 (2001年9月)

## 2. スイスにおける原子力発電所の廃止措置に関する調査・研究

スイスでは、将来の原子力発電所の解体に備え、解体費用や解体廃棄物の安全処分費用等の資金を蓄えておく必要があることから、廃止措置に関する調査・研究を1984年から開始し、3年毎に個々のプラントについて見直しを行っている。

Beznau(2基、PWR、各380 MWe)、Mühleberg(BWR、355 MWe)、Gösgen(PWR、1,020 MWe)及びLeibstadt(BWR、1,145 MWe)の4つの発電所を調査対象として、解体コスト評価のための前提条件から評価結果までの一連の調査・研究について報告がなされているので、その概要を紹介する。

### 1. コスト評価のための前提条件

コスト評価を行うには、初めに条件、仮定、解体範囲等の前提条件を明確にしておく必要がある。主要な前提条件は以下のとおりである。

- ①解体開始は、原子炉の最終停止から5年後の即時解体とし、解体開始までに要する機器の維持、運転により発生した廃棄物、使用済燃料等の管理費用は解体費用には含めない。但し、除染費用は解体費用に含める。
- ②解体の許認可の取得において、コスト及び期限に関しては一般公衆の反対運動等に伴う影響を受けないものとする。
- ③解体期間中を通し、プロジェクト管理者や専門家のチェックや見直しが行われるものとする。
- ④解体は、既存の技術や機器を適用するものとする。
- ⑤その他、解体範囲、輸送作業、解体廃棄物処理等に関する前提条件についての記載がなされてある。

### 2. 解体の基本方針

上記の前提条件を基に、現在までに解体プロジェクトで得られている知見、スイスにおける法規制、廃棄物管理政策、作業条件などを考慮してデコミッショニング計画が作成される。

作業者の被ばくや放射性解体廃棄物の発生をできる限り低減できる技術を採用する。解体は、①汚染機器の撤去、②炉内構造物の撤去、③原子炉圧力容器の撤去、④生体遮へい体の撤去、⑤ドライウエルの撤去(BWRの場合)、⑥残存機器の撤去、⑦構造物及びサイトの除染、⑧構造物の解体、の順で実施する。解体廃棄物の再利用や放射性廃棄物の処理に関する作業は、上記作業と平行し実施する。

管理区域内の解体廃棄物を再利用するにあたっては、放射線測定により規制除外値以下であることを確認する。なお、スイスの放射線防護規則による規制除外値は、Co-60の場合で1Bq/g又は3Bq/m<sup>2</sup>(以下、及び表面から10 cmの位置での線量率がバックグラウンドを引いた値で0.1 μSv/h以下と基準値が定められており、規制除外値以下と認定された物については、放射性物質とは見なさず制約なしで再利用できる。

### 3. 解体廃棄物収納容器

使用済燃料を除き解体廃棄物は、低中レベル廃棄物として、深地層処分することを想定している。地層処分を行うにあたって、作業性などを考慮した最適な方法として、2種類のコンクリート製コンテナ（EC1及びEC2）に収納する方法を考えている。EC1には大型の廃棄物でさほど重くない物を、小型のEC2容器には重量廃棄物を収納する。

200ℓドラム缶や高放射化した廃棄物を収納したモザイク型収納容器を、これらコンクリート製のコンテナに収納し、隙間をコンクリートで充填する。コンテナに収納する放射エネルギーは、輸送基準により制限する。コンテナの発熱量は、5W/m<sup>3</sup>を超えないように制限する。コンテナEC1及びEC2の仕様を表1に示す。

表1 解体廃棄物用として使用されるコンテナ

コンテナ（コンクリート製）		EC1	EC2
外形寸法	縦 [mm]	4,440	2,438
	幅 [mm]	2,438	2,438
	高さ [mm]	2,400	2,402
内径寸法	縦 [mm]	4,040	2,038
	幅 [mm]	2,038	2,038
	高さ [mm]	1,952	1,951
容 積	[m <sup>3</sup> ]	26	14
最大重量	[トン]	80	56
取得価格	[ユーロ]	9,600	7,600

### 4. 解体廃棄物のコスト評価モデル

処分費用の計算には、国によって前提条件も異なり、評価方法も様々である。最も簡単な方法は、全処理費用を全体の廃棄物容積で除して、単位容量あたりの処分コスト（コスト/m<sup>3</sup>）から求める方法である。

現在、スイスにおいては、廃止措置費用を廃棄物の管理費用（固定部分）とデコミッションング費用（変動部分）とに区分し評価を行っている。廃棄物の管理費用は、貯蔵施設の建設費及び運転費並びにスイス全体の廃棄物量を考慮し計算される。デコミッションング費用は、解体費用、解体廃棄物の処理処分に要する費用などのプラントに付随する費用である。

### 5. 放射能インベントリ評価

放射能インベントリと廃棄物量の評価は、解体廃棄物の処理処分費用の計算、被ばく評価、コンテナへの廃棄物収納量の制限等を行う上でも重要である。

放射化放射エネルギーの評価では、図1に示すように炉内構造物、原子炉圧力容器、生体遮へい及びドライウエルを、それぞれ小区分して放射化計算により算出するとともに、任意地点の実測定を行い計算値の確認を行っている。また、配管、機器等の表面汚染評価についても、各プラント毎に実施している。

## 6. プラント別の評価結果

解体費用は、NIS社の開発したコスト評価プログラムSTILLKO-2を使用し計算を行っている。プログラムに解体の方針、手順、スケジュール等を入力するとともに、コスト計算に必要なプラント特有のデータ(重量、表面積、放射能インベントリ等)を入力して計算される。計算は各作業毎に行われ、解体に必要な作業員数、作業期間、コスト、予測集積線量当量等が出力される。これら各作業毎の結果を加算することにより、プロジェクト全体の評価を実施している。各プラントの評価結果を以下の表2に示す。

表2 プラント別の評価結果

プラント名		Beznau (KKB)	Mohleberg (KKM)	Gösgen (KKG)	Leibstd (KKL)
計画及び許認可	[年]	4	3	3	3
機機器の解体、建屋除染	[年]	6.5	4.5	7	8
建屋解体	[年]	2.5	1.5	2	2.5
作業工数	[人・年]	1,610	1,100	1,550	2,240
解体廃棄物量	[トン]	279,000	123,000	420,000	559,000
廃棄物処分量	[トン]	5,190	3,070	3,360	6,990
処分用コンテナ数	[個]	540	260	320	560
処分容量	[m <sup>3</sup> ]	12,400	4,320	5,470	9,870
解体費用	[百万ユーロ]	320	200	280	390

## 7. 解体費用及び解体のための基金

解体費用の評価を1980年から開始し、インフレーションや適用技術の変更等を考慮して、ほぼ3年毎に見直しを行っている。図2にプラント別の解体費用、蓄積された解体基金及び全解体費用に関する評価結果を棒グラフに示す。ここに示されている評価結果は、次のモデルの改良に参考にされる。プラントの解体を開始するまでにはかなりの時間があることから、基金についての見直しも予想されるが、発電コストに大きく影響を与えるようなことにはならないであろう。

スイス原子力発電所の解体費用については、連邦当局と電力会社により十分調査が行われており、次世代のために解体基金の蓄積がなされている。

## 参考文献

- ・ Achemann.H. "Studies on Future Decommissioning of the Swiss Nuclear Power Plants" KONTEC 2001, March 28-30, 5th International Symposium, Conditioning of Radioactive Operational & Decommissioning Wastes

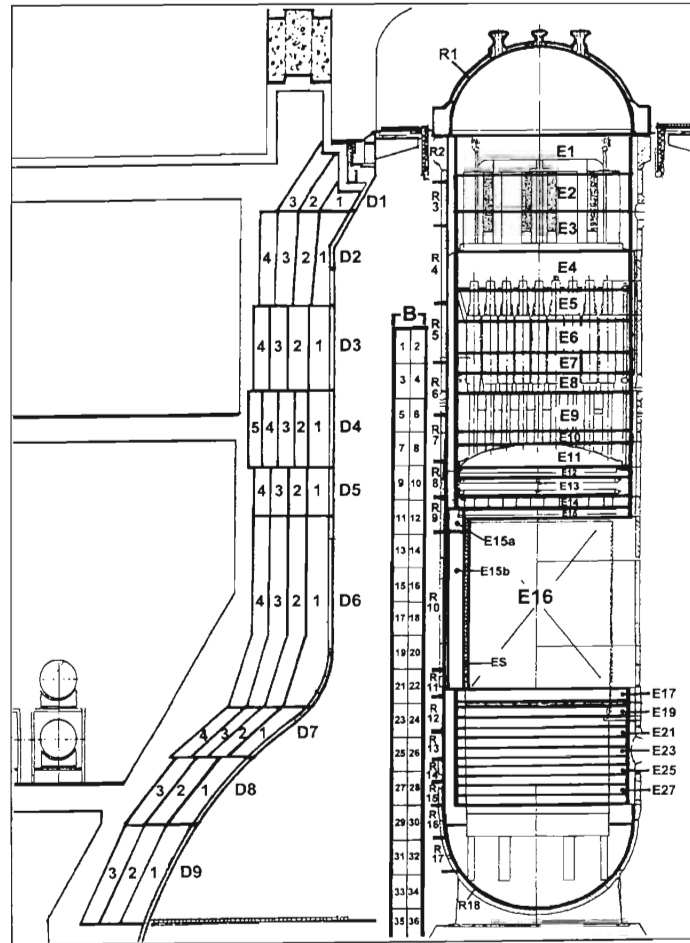


図1 放射化計算のための区分

(R：原子炉圧力容器、E：炉内構造物、B：生体遮へい、D：ドライウエル)

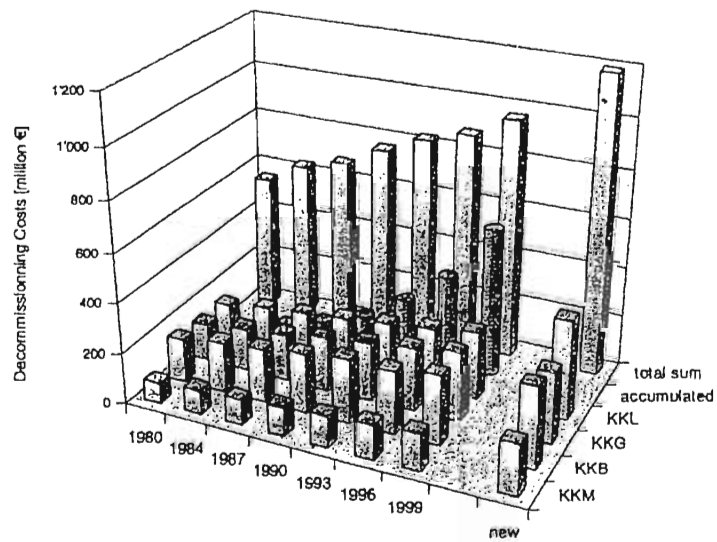


図2 解体費用の3年毎の見直し結果

デコミニュース, No.17 (2001年9月)



### 3. ドイツの小型高速増殖炉 KNK II の解体概念

ドイツのカールスルーエ研究センター (FZK) のKNK II のデコミッションング概念については、デコミニユース第8号 (1999年5月) で紹介したが、ここでは原子炉容器及び生体遮へい体の解体概念について紹介する。

KNK II の解体において、プラントの残存ナトリウムの処理と、高速中性子によって深部まで放射化された構造物の解体が課題となっている。前者は、ナトリウムの付着している部材をFZKのHDB (中央除染部門) で貯蔵できないため、構造物解体後の部材の付着ナトリウムを化学的に除去するか、安定した物質に転化することが必要とされている。後者については、原子炉容器、一次遮へい体全体及び生体遮へい体の大部分を遠隔解体しなければならないこととなる。

#### 1. 現 状

KNK II のデコミッションングは、10ステップで行う計画で、現在まで第8ステップまで完了している。現存のプラント残存物は、炉内構造物が入ったままの原子炉容器、一次遮へい体及び生体遮へい体である。これらは、原子炉建屋内の格納容器の中央に設置されている。KNK II 原子炉の現状の縦断面を図1に示す。その他、付属プラント建屋、制御室建屋及び貯蔵施設が現存する。

原子炉容器内の残存ナトリウムは約30ℓと評価されている。最大<sup>60</sup>Co放射能濃度は $10^7 \sim 10^8$ Bq/gオーダーである。また、容器中央の最大線量率は55Sv/hであった(1997年4月測定)。

#### 2. 解体概念

原子炉容器及び一次遮へい体は生体遮へい体内部で解体するため、炉容器上部の床上に遮へいを施した密封構造の建屋が設置される。この中に解体に必要な装置、機器類が配置される。原子炉容器及び炉内構造物の解体には、ナトリウム火災の危険性を避けるために、機械的切断法のみが採用されることになる。一次遮へい体や生体遮へい体の鉄筋等、ナトリウム付着のない構造物の解体には、研磨切断や熱切断が用いられる。

構造材は150ℓのドラム缶に収納できるように切断される。ナトリウム付着の構造物は、150ℓ相当のバスケットに入れられ、洗浄プラントでナトリウムが洗浄される。これらドラム缶やバスケットは二重蓋構造の200ℓドラム缶に密閉され、遮へい付キャスクに収納されてHDBに輸送されることになる。コンクリート廃棄物は、KONRAD II 型コンテナが使用される。

#### 3. 原子炉容器の解体

解体する原子炉容器及び炉内構造物の寸法、重量及び最大放射能濃度を表1に示す。炉内構造物は内側から外側に向かって解体される。内容器及び外容器は、上部フランジに支持された構造であるため、下部から上部に向かって解体される。

解体は、各種の切断ツールを取り付けたマニピュレータを用いて行う。このマニピュレータはキャリアシステムによって、全ての炉内構造物及び原子炉容器の解体に必要とされる全

てのツールを操作可能なように設計される。

金属製炉内構造物の解体後、原子炉容器外側の断熱材である耐火レンガを撤去することになるが、これは、上述の方法を採るかはずりにするか検討中である。

#### 4. 一次遮へい体の解体

一次遮へい体は、グラファイトライナー付の鋳鉄製であり、原子炉容器外側の炉心位置周囲に取り付けられており、全重量は約90トンである。最大放射能濃度は $1.55 \times 10^6 \text{Bq/g}$ である。この遮へい体は、生体遮へい体の窪みに取り付けられているため、一次遮へい体の上部にある生体遮へい体を切り離してから行う計画である。一次遮へい体の切断は、遠隔操作により図2に示すようなパーツに切断される。切断は、クレーンに取り付けられた保持装置により支持され、これに付けられた鋸によって水平、垂直に切断できるように設計される(図3参照)。切断されたパーツは強制ロック機構付きの機械的掴み治具によってクレーンに取り付けてから移動される。これらパーツは200ℓドラム缶に封入され、遮へい付輸送容器に収納されてHDBに輸送される。

#### 5. 生体遮へい体の解体

炉心は高密度コンクリートブロック ( $4.14 \text{g/cm}^3$ ) の生体遮へい体で囲まれている。コンクリートの $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度は最大 $7 \times 10^5 \text{Bq/g}$ であると評価されているため、遠隔操作で解体することになる。

新しいドイツの放射線防護法令に従うと $^{60}\text{Co}$ のクリアランスレベルは $0.09 \text{Bq/g}$ であり、これを超える高密度コンクリート約330トンが放射性廃棄物として処分されるものと思われる。

解体ははつり工法で行うことを計画している。この工法を用いるために、高さ調整が可能なプラットフォームが原子炉キャビティ内に設置され、その上に小型の切削機が1機設置される(図4参照)。切削されたコンクリートは、ホースによりKONRAD II型コンテナ内へ吸引されるように設計する。

コンクリート中の鉄筋は同時に機械的または熱的な方法によって切断される。

#### 6. 放射性廃棄物発生量評価

鋼及び鋳鉄は200ℓドラム缶に梱包され、ILW廃棄物としてHDBの中間貯蔵施設に貯蔵される。耐火レンガやコンクリートは、遮へい体付のKONRADコンテナに梱包されLLW廃棄物として同様にHDB中間貯蔵施設に貯蔵され、最終処分場への輸送まで貯蔵される。物質毎の放射性廃棄物発生量、最大放射能濃度及び全 $^{60}\text{Co}$ 放射能量の評価値を表2に示す。

#### 参考文献

- (1) “小型ナトリウム冷却炉KNKのデコミッショニング”、デコミニユース(第8号、1999年5月) 旧(財)原子力施設デコミッショニング研究協会
- (2) Iris Hillebrand, “Decommissioning KNK-Concept for Dismantling the Reactor Vessel and the Biological Shield”, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, KONTEC 2001 (March 28-30, 2001)

表1 構造物の寸法、重量及び最大放射線濃度

構造物	高さ (mm)	厚さ (mm)	質量 (トン)	最大放射能濃度 (Bq/g) (2001年1月1日現在)
反射体	2310	70	11.8	3.1E+7
熱遮へい体	2310	80	7.8	4.8E+6
熱衝撃緩和ライナー	6500	12	3.8	4.2E+6
他の炉内構造物	-	-	2.8	1.2E+9
内容器	10500	16	11.8	4.0E+6
外容器	9500	12	4.8	2.2E+6
合計	-	-	42.8	-

表2 放射性廃棄物発生量、放射濃度及び放射量

材料	質量 (トン)	最大放射能濃度 (Bq/g) (2001年1月1日現在)	全 <sup>60</sup> Co 放射エネルギー (Bq)
鋼	約 43	3E+7	1.7E+14
耐火レンガ	約 28	9E+4	-
鋳鉄	約 90	1E+6	2.5E+13
高密度コンクリート	約 330	7E+5	6.2E+12

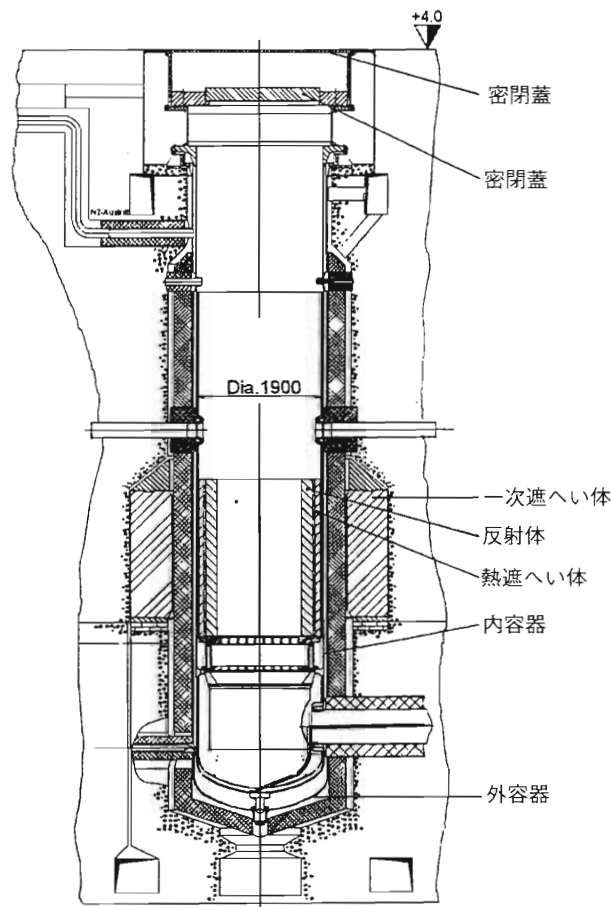


図1 KNK II原子炉縦断面 (現状)

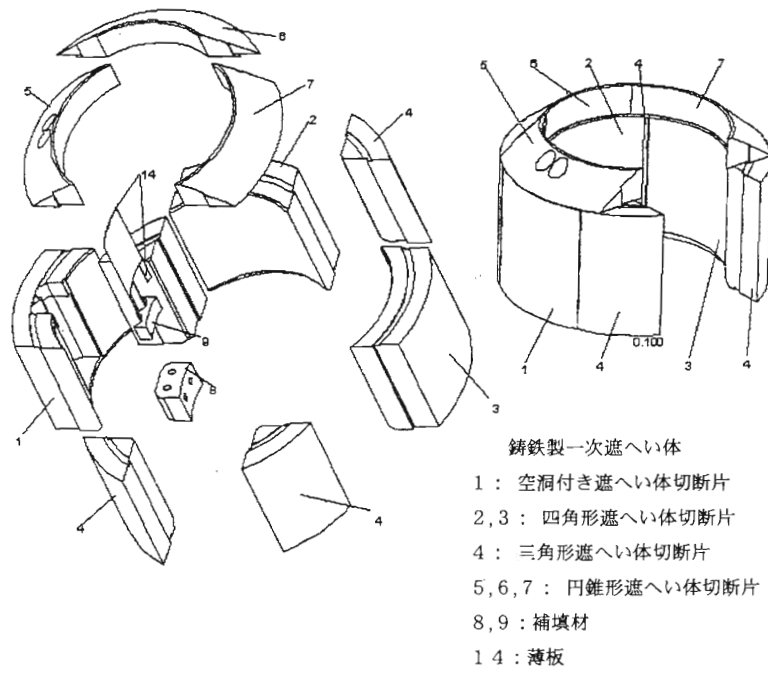


図2 一次遮へい体の解体パーツ

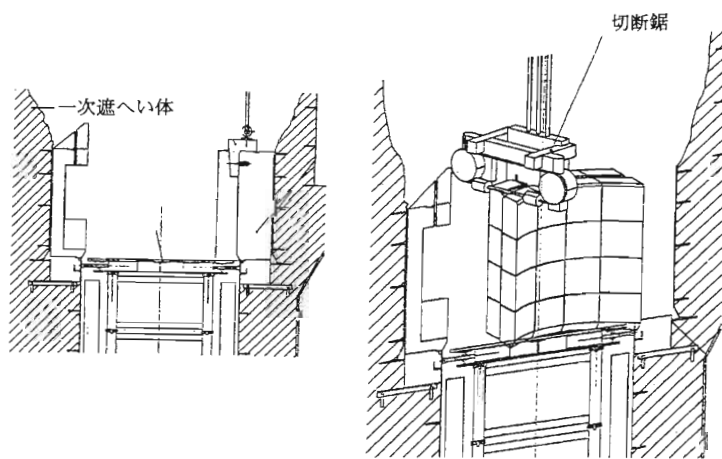


図3 一次遮へい体の解体

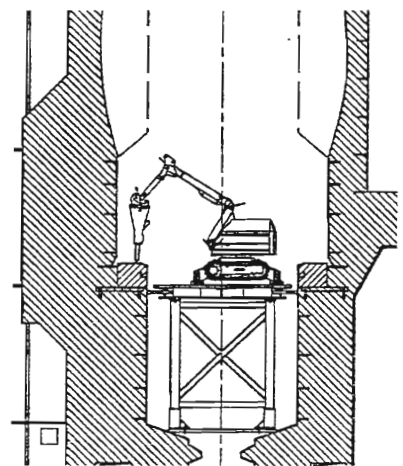


図4 生体遮へい体の解体

## 4. コネチカット・ヤンキー原子力発電所の大型機器の解体撤去

コネチカット・ヤンキー原子力発電所（コネチカット州、ハダムネック）は、1996年に経済的理由により運転を停止し、1997年から2004年までの計画でデコミッショニング作業が行われている。2000年にはデコミッショニングプロジェクトの最盛期を迎え、主要機器の解体撤去が行われた。現在サイトでは、原子炉容器の撤去、加圧器の輸送、燃料貯蔵キャスクの搬入等が行われている。またNRCによるLTP（License Termination Plan：ライセンス終了計画書）の承認審査及びISFSI（独立使用済燃料貯蔵施設）に係る諸手続きも継続して実施中である。プロジェクト全体の進捗率は、2001年始めの時点で約40%である。これまでに実施された主要機器の解体撤去作業及び今後のデコミッショニング作業スケジュールについて紹介する。

### 蒸気発生器の解体撤去

蒸気発生器は、1999年11月に上部胴（ドーム）と下部胴に切断して、格納容器から搬出された（写真1、2）。上部胴は、1999年11月再利用のためにGTS-Duratek社（テネシー州）へ輸送されたが、下部胴は、2001年4～5月にバーンウェル処分場（サウスカロライナ州）へ輸送された（写真3）。当初、下部胴は2000年に輸送予定であったが、サバンナ川の水位低下のためバージ船の通行ができず、延期されていたものである。

### 加圧器

加圧器は、2000年1月に格納容器から撤去され、2001年7月鉄道輸送で、エンバイロケア処分場（ユタ州）へ輸送された（写真4、5）。

### 再循環ポンプ

再循環ポンプ及びモータは、2000年4月に格納容器から順次解体撤去された（写真6、7）。ポンプは2000年11月にエンバイロケア処分場へ、モータは2000年6月に再利用のためテネシー州へ送られた。

### 原子炉容器

原子炉容器（約80万Ci）は一括撤去することになっているが、バーンウェル処分場の受入基準（5万Ci/個以下）を満たすため、放射能の高い炉内構造物（GTCC）を解体撤去する必要がある。この炉内構造物の事前撤去は、2000年2月から始まり、約10ヶ月を要した（写真8、9）。炉内構造物は水中遠隔操作によって、研削材入りの超高压水ジェット切断法で約600個の小片（20cm以下）に細断し、燃料集合体と同じ大きさのキャニスタ64個に収納した。これらは、GTCC廃棄物として使用済燃料と同じに扱われ、ISFSIが完成するまで、使用済燃料ピットの中に貯蔵保管される。原子炉容器は2001年にドレンした後、モルタルを詰めて密封し、バーンウェル処分場へ輸送する計画である。

## 今後のデコミッショニング計画

2004年終了に向けた、今後の主なデコミッショニング計画は表1の通りである。主なデコミッショニング作業は、原子炉容器の撤去、格納容器の除染・解体、使用済燃料ピットの除染・解体、最終サーベイであり、ISFSIプロジェクトでは、許認可、建設、移送、保管が順次行われる計画である。ISFSIの建設には、地元及び関係市町村の同意が必要であり、蒸気発生器、加圧器、原子炉容器の輸送は、条件によってそれぞれ工程が変わる可能性がある。

なお2001年には、7月8日～12日までの期間、コネチカット・ヤンキー原子力発電所において、ANS主催の“ANS Executive Conference on Nuclear Facility Decommissioning and Used Fuel Management”が開催された。

## 参考文献

1. “Connecticut Yankee Decommissioning: Removing, Restoring, and Reusing”, March/April 2001, Radwaste Solutions

表1 Connecticut Yankee のデコミッショニングスケジュール (2000年～2004年)

	2000年	2001年	2002年	2003年	2004年
1.LTPの承認	[2000年1月～2000年6月]				
2.ISFSIプロジェクト	[2000年1月～2002年12月]				
①安全解析書の承認/規定類の作成	[2000年1月～2000年12月]				
②キャニスタの製作	[2000年7月～2001年12月]				
③施設の建設	[2000年12月～2001年12月]				
④使用済燃料の収納	[2001年12月～2002年12月]				
3.デコミッショニング作業	[2001年1月～2004年12月]				
①CI解体装置の撤去/GTCCの移送	[2001年1月～2001年6月]				
②建屋内設備の解体撤去	[2001年1月～2001年12月]				
③SG輸送準備/輸送	[2001年1月～2001年3月]				
④最終サイトサーベイ	[2001年1月～2001年12月]				
⑤炉容器のドレン/洗浄	[2001年1月～2001年3月]				
⑥炉容器の輸送準備/輸送	[2001年3月～2001年6月]				
⑦格納容器内機器の解体撤去	[2001年6月～2001年12月]				
⑧格納容器の除染/最終サーベイ	[2001年12月～2002年12月]				
⑨SFPの除染/最終サーベイ/解体撤去	[2002年12月～2003年12月]				
⑩格納容器建屋の解体	[2003年12月～2004年12月]				
⑪最終サーベイ報告書の確認/承認	[2004年12月～2004年12月]				
⑫DOCの解散	[2004年12月～2004年12月]				

LTP: License Termination Plan (ライセンス終了計画書), ISFSI: Independent Spent Fuel Storage Installation(独立使用済燃料貯蔵施設), CI: Core Internals(炉内構造物), GTCC: Greater Than C Class(Cクラス以上の放射性廃棄物), SG: Steam Generator(蒸気発生器), SFP: Spent Fuel Pit(使用済燃料ピット), DOC: Decommissioning Operations Contractor(デコミッショニング請負者)

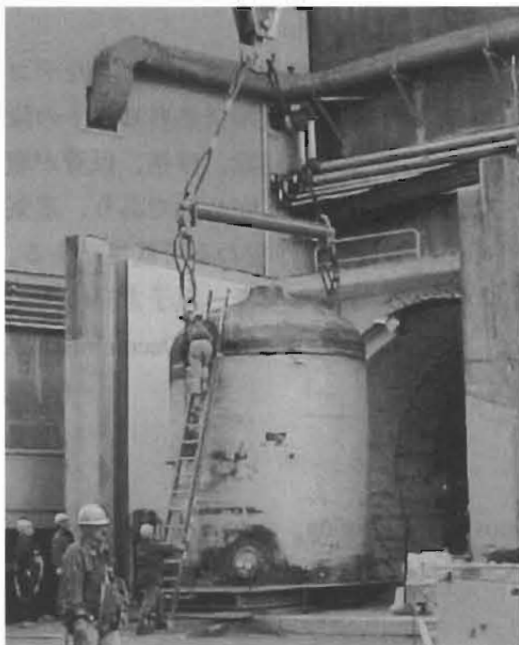


写真1 (左) 蒸気発生器上部胴の搬出  
(ドームの搬出)



写真2 (上) 蒸気発生器下部胴の搬出



写真3 バーウウェル処分場に運ばれた  
蒸気発生器 (下部胴)



写真5 加圧器の輸送作業 (貨車への積付け)



写真4 加圧器の解体撤去



写真6 再循環ポンプモータの  
解体撤去

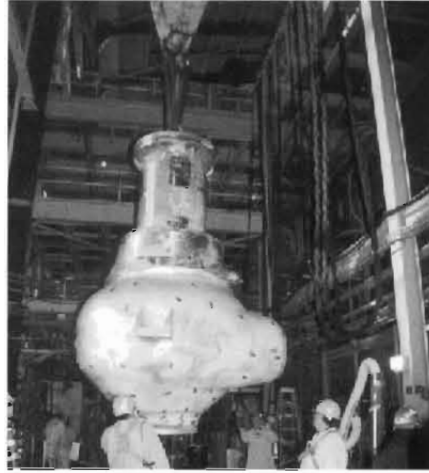


写真7 再循環ポンプモータの  
解体撤去

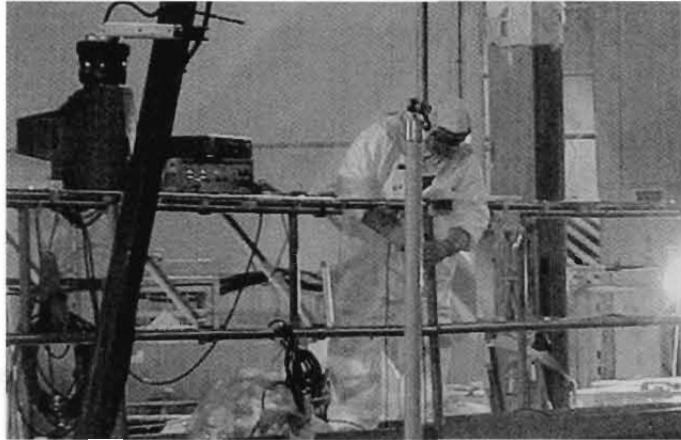


写真8 炉内構造物の解体（炉頂作業）

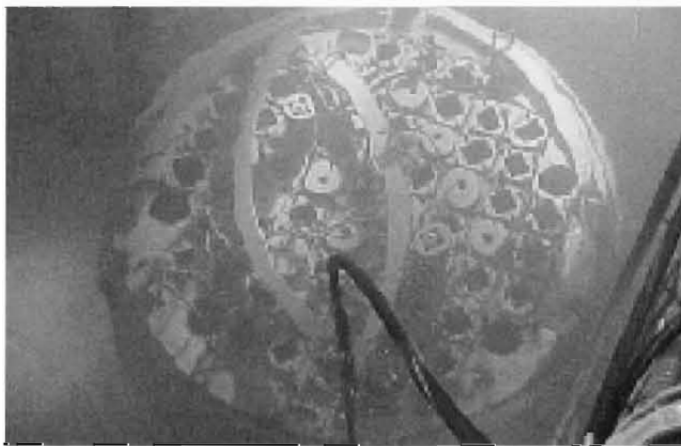


写真9 水中作業中の炉内



## お知らせ



### 第13回 『報告と講演の会』

当推進センター主催の第13回「報告と講演の会」は、次の日程で開催することになりましたので、お知らせ致します。

1. 開催日時 平成13年11月20日（火） 13:15～16:50
2. 開催場所 石垣記念ホール（赤坂・三会堂ビル9F）
3. プログラム（予定）
  - (1) 特別講演 「低レベル放射性廃棄物処分の諸問題」  
国立舞鶴工業高等専門学校・校長  
（京都大学名誉教授） 東 邦夫 氏
  - (2) 事業報告
    - ①総括事業報告
    - ②新規事業総括報告
    - ③技術報告
      - ・解体廃棄物のリサイクル技術開発
      - ・高速炉冷却材の処理技術開発

なお、「報告と講演の会」の詳細なご案内を11月初旬までに送付させていただきます。皆様のご来場を心からお待ち申し上げます。



### 第13回「原子力施設デコミッショニング技術講座」

当推進センター主催の第13回原子力施設のデコミッショニング技術講座は、以下の日程で開催の予定です。

なお、講座のプログラムにつきましては、追って会誌・会報等を通してご案内させていただきます。

開催日時：平成14年2月12日（火） 10:00～17:00  
開催場所：石垣記念ホール（赤坂・三会堂ビル9F）

◎デコミニュース 第17号

発行日 : 平成13年9月12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

〒319-1111 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

Tel.029-283-3010, 3011

Fax.029-287-0022

ホームページ : <http://www1.sphere.ne.jp/randec/>

E-mail : [randec@olive.ocn.ne.jp](mailto:randec@olive.ocn.ne.jp)