

特集

核燃料サイクル技術の開発動向と将来

原子炉の解体処理技術

Dismantling Technology of Nuclear Reactor

小松 純 治*

Junji Komatsu

1. はじめに

原子炉の設計寿命は一般に30~40年といわれている。最近はその寿命延長が話題になっているが、寿命のきた、また経済的に運転のできなくなった原子炉施設は、廃止措置（デコミッションング）して安全措置を図るとともに、跡地を有効に利用することが必要である。原子炉施設が解体される場合は、運転中に発生する廃棄物とは異なり、原子炉本体とその附属施設は大型廃棄物となり、その解体処理は技術的にも社会的にも充分な対応が必要である。現在の原子炉施設は容易に解体できない、堅牢な構造につくられており、また大量の放射能を内蔵しているため、解体にあたっての技術開発が行われている。このような原子炉の廃止措置における技術開発の動向について述べる。

2. 廃止措置の方式

原子炉施設が運転を永久に止め、廃止措置される場合は、作業員や公衆および環境を保護するため、閉鎖後の施設について安全措置や経済措置が必要になる。そのために、次のような方式がとられている。

2.1 基本的方針

原子炉施設の廃止措置にあたって基本的には3つの方式がある。

(1) 密閉管理方式

燃料、制御棒、冷却材等は原則として除去する。さらに、一次系機器については洗浄、乾燥等を行う場合もある。附属機器は原則として手をつけず施設を閉鎖する。閉鎖後は常時放射線モニタリング、環境監視、出入管理等を行いながら安全貯蔵する。この方式ではサイト再利用の余地は少ない。

(2) 遮蔽隔離方式

燃料、制御棒、冷却材等は全て除去する。また、密

閉管理状態より広範囲の除染と構造物の部分的解体撤去を行う。残存する放射化構造物、例えば圧力容器、炉内構造物等は、生体遮蔽コンクリート等の強固な遮蔽隔離壁の内部に封じ込め保管する。それ以外の施設は解体可能となる。無人管理と定期点検だけで安全貯蔵が可能であり、かなりのサイト再利用の余地が生ずる。

(3) 解体撤去方式

燃料、制御棒、冷却材等は全て除去し、系統除染後、廃止措置対象施設を解体撤去する。原子炉運転廃止後、早い時期に解体を行う即時解体と密閉管理または遮蔽隔離等安全貯蔵期間を経て、放射能の減衰をまってから行う遅延解体とに分かれる。サイトの再利用が可能になる。

図-1に各方式の概念を示した¹⁾。廃止措置にあたっては、これらの方式の組み合わせで実施される場合がある。

2.2 その他の方式

廃止措置の方式は基本的な3つの方式にとらわれるものではなく、国情、技術、PA上から種々の方式がとられている。

(1) 一括撤去方式

本方式は原子炉本体を一括して取り出し、廃棄処分する方式である。圧力容器、炉内構造物、コンクリート等を解体、切断、細分割して廃棄処分する方法に比べ、廃棄物発生量が少なくすむ。また、環境への放射性物質の飛散防止、作業員への被曝低減、工期短縮等経済的にも利点がある。しかし、原子炉本体や遮蔽体等重量物を一括で取り扱うため、大型炉には難しい点が多い。日本では10MWtのJRR-3が本方式を採用し、約2200tの原子炉本体を吊り上げてコロで廃棄物保管庫まで移動収納している。米国では、72MWeの SHIPPINGPORT 炉が本方式を採用し、ペンシルバニア州からワシントン州ハンフォード地区にある低レベル廃棄物処分場まで、原子炉本体を船で運び一括処分している。

* (財)原子力施設デコミッションング研究協会 常務理事
〒319-11 茨城県那珂郡東海村舟石川821-100

方式 内容	① 密閉管理方式	② 遮蔽隔離方式	③ 解体撤去方式
概 要 図			
概 要	<p>使用済燃料等の搬出，系統除染の後，原子力発電施設全体を閉鎖して適切な管理下に置く方式。</p>	<p>使用済燃料等の搬出，系統除染の後，原子炉建屋内の放射能の高い部分を遮蔽隔離（開口部はコンクリート等を充填し封鎖する）して適切な管理下に置き，他の部分は解体撤去する方式。</p>	<p>使用済燃料等の搬出，系統除染の後，原子力発電施設のすべてを解体撤去する方式。</p>

図-1 原子炉廃止措置方式の概要

注) [] は，解体撤去する範囲を示す。

(2) 原位置デコミッションング

本方式は放射性解体廃棄物を処分場まで輸送する危険を軽減するため，原子炉サイト内で処分しようとする方式である。米国ではハンフォード地区にあるマンハッタン計画時代につくられた，熱出力2000-4000 MWtの8基のプルトニウム生産炉の廃止措置として，本方式が検討されている。図-2に概要を示した²⁾。原子炉本体を最低5m以上の厚さの土壌で覆い築山とし，工学的バリアーを有する防護壁をつくって，地表上に埋設処分する方式である。カナダやフィンランドでは分割解体した原子炉施設を，サイト内地下に埋設処分する方式を検討している。

我が国の商業炉の廃止措置方式については，1985年7月に総合エネルギー調査会原子力部会から報告が出されている。種々の前提条件をもとに，コスト，作業者の被曝総量，放射性廃棄物量，跡地利用等の総合評価から，密閉管理による5~10年の安全貯蔵を経て，

解体撤去する方式が望ましいとしている¹⁾。

3. 解体技術

原子炉施設の解体は，残存放射能評価，除染，解体撤去と3つの基本工程を経て行われる。

運転の最終段階で燃料を取り出した原子炉内には，放射化や汚染による放射能が残存している。除染や解体工事を始める前に，残存している放射能について，核種や強度，分布状態等を正確に把握する必要がある。これらは，安全貯蔵や解体方法，作業被曝量，放射性廃棄物発生量等を予測し，廃止措置計画を進める上で最初に必要になる。残存放射能の評価方法はコード計算とサンプル測定によって行われる。

除染工程では解体前と解体後の除染に分けられる。解体前除染では作業者の被曝低減と汚染拡大防止を図る目的で行われ，原子炉一次系，燃料プール，廃液貯蔵タンク等の化学除染が主体になる。BWRとPWR

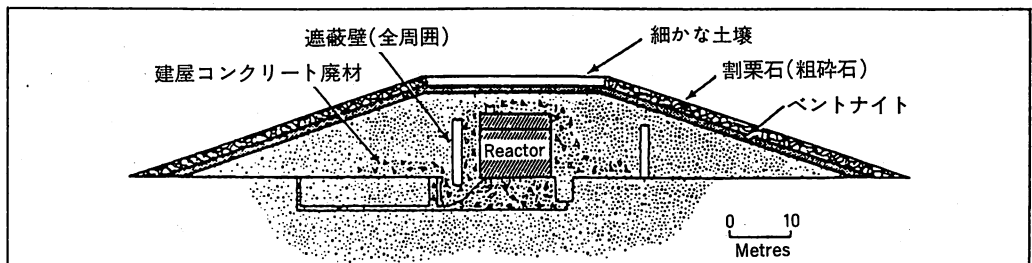


図-2 原子炉の原位置デコミッションング

表1 原子炉主要機器類の切断工法例

対象機器	作業	切 断	搬 出	細断/減容
炉内構造物 ^{*2}		水中プラズマアーク切断 水中アークソー切断 水中溶極式ウォータージェット切断	マニピュレータ	水中プラズマアーク切断 アークソー切断
原子炉圧力容器 ^{*2}		アークガウジング+ガス切断 プラズマアーク切断 アークソー切断	天井クレーン	アークソー切断
熱 交 換 器		空中ガス切断 ^{*1} プラズマ切断	ハンドリング装置	空中ガス切断 プラズマ切断
復 水 器		プラズマ切断 ^{*1} ガス切断	同 上	ガス切断 プラズマ切断
配 管		機械カッター ^{*1} ガス切断	同 上	高圧プレス 機械カッター ガス切断
タ ン ク		ガス切断	同 上	ガス切断

^{*1}代表的な切断技術のみを示す。^{*2}切断以降の作業はハンドリング装置を含め遠隔操作を適用

ではクラッドの組成、性状が異なるため除染法がことなってくる。BWRの場合は酸化性雰囲気にあるため、CAN-DECON, LOMI, NS-1等の還元溶解により除去している。PWRの場合は還元性雰囲気であり、APやNP溶液による酸化前処理をした後、還元溶解する2段階除染が用いられる。燃料プールや廃液タンクには高圧水ジェットやキレート剤等を使用した剥離性塗膜除染法も適用される。

解体工程では圧力容器、炉内構造物、塔槽類、配管類等の鋼構造物や解体と生体遮蔽体等コンクリート構造物の解体が大きな作業になる。構造物の切断工法としては機械的、熱的、衝撃的方法の3つに分類できる。

3.1 鋼構造物類の解体

鋼構造物は原子炉の本体を構成しており、放射化放射能も高く、系内は汚染している。さらに、狭い空間で形状の複雑な重量物を扱う作業のため、被曝防止と作業上から遠隔操作による必要がある。放射化された炉内構造物や圧力容器は、遮蔽効果のある水中で解体するのが適切であり、水中で充分な機能と性能を発揮できる遠隔装置が必要になる。一般に、切断速度の早い熱的切断法が実用化されている。技術的には、被曝防止のための遮蔽、汚染拡大防止、2次発生廃棄物の低減に考慮が払われる。

現在の110万KWe級軽水炉の原子炉圧力容器の寸法は、BWRでは重量約750t、直径約7m、高さ約23m、最大板厚約35cmである。PWRでは重量約410t、直径約4m、高さ約13m、最大板厚約42cmである。い

ずれも大型鋼製容器で材質は低合金炭素鋼であるが、冷却水と接する内面は約5mm厚のステンレス鋼で内張りされており、厚肉の複合材になっている。

炉内構造物はBWRでは蒸気乾燥器、気水分離器、炉心シュラウド、炉心支持板、ジェットポンプ、制御棒案内管等から構成されており、材質はステンレス鋼、またはインコネル材である。切断が必要な個所の最大板厚は約15cmである。PWRの場合も上部炉心構造物では制御棒案内管、上部炉心板、上部炉心板支持柱、上部支持板等から構成されている。下部炉心構造物は下部炉心板、下部炉心板支持柱、炉心支持板、炉心槽、バッフル、熱遮蔽体等から構成されている。いずれも構成材料はステンレス鋼で板厚は上部で約30cm、下部で約50cmである。

表1に対象機器別に切断工法の代表例を示した³⁾。圧力容器など複合材の切断では、融点の高い内張りステンレス鋼はアーク放電により溶かし、水ジェットで吹き飛ばした後、母材の低合金鋼を酸素ガスによって効率よく溶断する、アークガウジング・ガス切断工法が開発されている。炉内構造物の切断にもCOレーザの利用開発も進められている。日本では電気出力12MWeのBWR型JPDRの解体では直径約2m、高さ約8m、約6mm厚のステンレス鋼を内張りした、肉厚約7cmの圧力容器を、水中でアークソーによって切断し世界から注目されている。米国、アルゴンヌ国立研究所の100MWtのBWR型EBWRの圧力容器は、研磨剤入りの超高圧水ジェットによって切断が行われている。

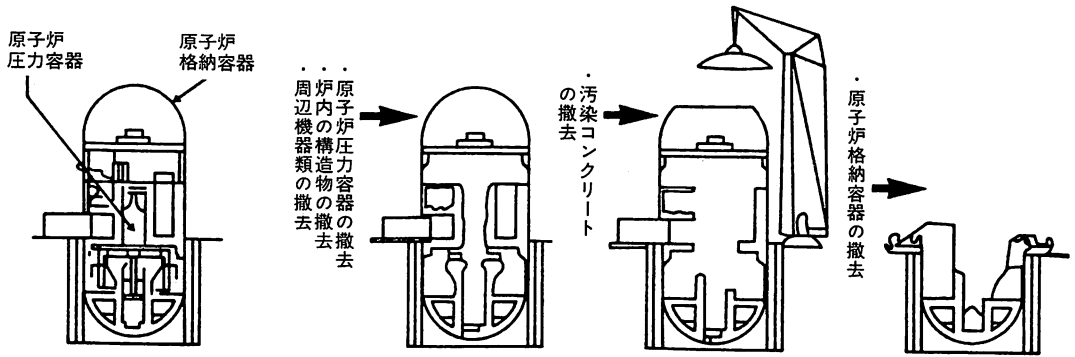


図-3 JPDRの格納容器解体手順

配管類の切断にはダイヤモンドカッター、ディスクカッター等の機械的切断やプラズマガス切断、成型爆薬等による切断技術が使用されている。

3.2 コンクリート構造物の解体

原子炉施設のコンクリート構造物は、生体遮蔽体と建築物に分けられる。いずれも大規模な鉄筋コンクリートからできている。

生体遮蔽体は原子炉圧力容量を取り囲んでおり、コンクリートの内壁面は厚さ13mm程度の鋼板で内張りされている。重コンクリートが用いられ、厚さも1～3mにもおよび、鉄筋が密に配置された堅牢な構造になっている。内部には配管等が埋設されており、解体技術の開発が進められている。放射化の程度は炉内構造物や压力容器に較べれば低い、内壁から60-70cm程度では最大 $10^{-10^{-2}} \mu\text{Ci/g}$ 程度の高い放射化領域になっており、遠隔操作が必要である。炉心から離れるほど放射化の程度は低い。解体に当っては、放射性廃棄物量を低減させるため、放射能レベルに応じて、ブロック状に剥離切断する方式がとられている。解体切断工法としては、ブレーカ、スチールボール、圧碎機等による破砕法、ダイヤモンドカッター、コアボーリング、ワイヤーソー等による機械的研削法、超

高圧水ジェット法、火災ジェット、制御爆破等が用いられている。

一方、床や壁等の表面が放射性物質で汚染したコンクリートには、塗装面やライニング表面だけに汚染が留まっている場合とクラックや多孔質のコンクリート内面に汚染が浸透している場合がある。浸透汚染が浅い場合は、表面を研削機具で剥離する方法が用いられるが、汚染が深い場合には機械的、熱的、あるいは電気的な方法で表層剥離する解体工法が開発されており、深さ2cm程度まで除去できる。スキャブラー、小型ブレーカー、ドリル、スポーラ、プレーナ、マイクロ波照射等が用いられている。

原子炉建屋の解体は、一般に機器、配管類の撤去後、高所から順次低部へと進められる。放射性物質の環境への放出を管理するため、防護囲いとして建屋外壁を残したまま内部構造物の解体撤去を先行し、最後に外壁を解体する方法がとられる。図-3にJPDRの原子炉格納容器の解体手順を示した。

4. 廃棄物処理技術

4.1 発生量

原子炉施設の解体に伴って発生する廃棄物の特徴は、

表2 原子力発電所の稼働中及び解体時発生する放射性廃棄物量 (m³) (NEA/OCED)

国 別	カナダ	アメリカ		西ドイツ		スウェーデン	
原子炉サイズと型式	4 × 515MWe PHWR	1000MWe PWR	1000MWe BWR	1200MWe PWR	800MWe BWR	900MWe PWR	1000MWe BWR
25年間稼働廃棄物量	6900-27500	21700	40000	6100-11000	6000-20000	6300	7500
解体廃棄物量 (即時解体撤去)	10000	15200	16300	6900	12400	7000	15000
全廃棄物量 (稼働中+解体時)	16900-37500	36900	56300	13000-17900	18400-32400	13300	22500
解体廃棄物量/全廃棄物量	0.3-0.6	0.4	0.3	0.4-0.5	0.4-0.7	0.5	0.7

数値の変動は焼却や圧縮処理の効果による

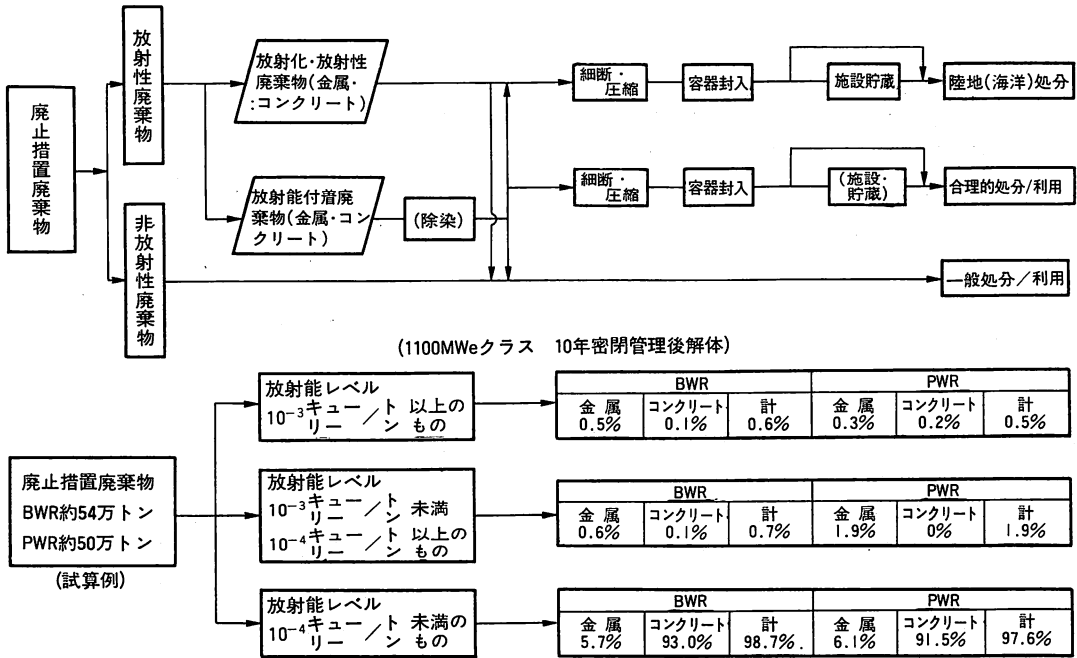


図-4 原子炉の廃止措置廃棄物量と処理処分方式の概要

放射化された原子炉压力容器や炉内構造物、また生体遮蔽体や建屋コンクリート等で運転中には発生しない、多種多様の廃棄物が短期間に発生することである。放射能的には低レベルのβ-γ廃棄物が主体である。気体や液体の廃棄物は運転中の原子炉施設から出る廃棄物と同様の方法で処理可能であるが、固体廃棄物については、形状が複雑で、大型重量物の廃棄物が多いため、処理技術の開発が進められている。表2には炉型別の放射性解体廃棄物発生量を示した⁴⁾。原子炉の運転寿命中に発生すると同容量の廃棄物が比較的短期間に発生することになる。図-4には110万KWe級の商業用BWRとPWRについて、10年間の安全貯蔵後、廃止措置したときに発生する廃棄物重量を示した。1基当たり約50-54万tの発生量となる⁵⁾。発生量の約98%は放射能レベルが10⁻⁴Ci/t (3.7Mq/t) 未満で、大半はコンクリートである。放射能として扱う必要のないものが大部分含まれている。残り2%が10⁻⁴Ci/t以上の廃棄物で大半が金属である。炉心部近くの廃棄物を除けば、放射能レベルの低い固体廃棄物が主であり、処分に係わる基準等に依り浅地層処分できるものである。

4.2 解体後除染

解体廃棄物の中で放射性廃棄物の大半は金属である。放射能で汚染した金属については、除染によって非放射性廃棄物として廃棄物量を減らし、また、金属を再利用して資源を有効利用することが行われている。化

学除染、物理除染、電解除染等が開発されている。

化学除染は複雑形状のものにも有効であるが、一般に除染能力が低い。電解研磨剤などは除染能力は高いが形状が複雑なものには不向きである。このため各種の除染法を組み合わせ、大量の廃棄物処理に適した方法が開発されている。強力化学除染法として硫酸-Ce(IV)法あるいは硝酸-Ce(IV)法等が開発され、ステンレス鋼のクラッド除染では、除染係数10⁴以上の値を得ている。その他キレート剤を用いた除染法もある。強力化学除染では、汚染物の混入した処理溶液等2次発生廃棄物の処理が課題になる。硅砂、ガーネット等研磨材や氷、ドライアイス粒、スチールショット等を用いたブラスト除染法、ゲル状除染剤を用いたゲル除染法、スラグ中に汚染物を溶かして行う、エレクトロスラグ熔融除染法等も開発されている。

4.3 減容処理と再利用

解体廃棄物の中で、放射性の高いものは出来るだけ減容処理が必要である。可燃物は焼却処理されるが、放射化あるいは汚染した金属スクラップは、機械的切断または超高压プレスによる圧縮減容処理が行われている。1600tプレスで2.5-5の減容率が達成されている。最近では金属熔融炉を用いた熔融処理法が減容のために利用されたり、鑄塊にし再加工して、再利用する技術開発が行われている。

解体廃棄物の再利用について、ドイツでは法律で決

表3 ドイツにおける金属廃棄物再利用基準

(1) 廃棄物の放射能が次の条件を満足する場合には無制限使用が可能である。	
全比放射能	≤0.1 Bq/g
表面汚染密度*	≤0.37 Bq/cm ² (β,γに対して) ≤0.037Bq/cm ² (αに対して) (* 100cm ² 以上での平均値)
(2) 次の条件を満足する場合には、非放射性スクラップと一緒に溶融するために放出することができる。	
全比放射能	≤1 Bq/g
表面汚染密度*	≤0.37 Bq/cm ² (β,γに対して) ≤0.037Bq/cm ² (αに対して) (* 100cm ² 以上での平均値)
(3) 全比放射能が、0.1Bq/gを超え1Bq/g以下の場合には、工業向使用(管理下での使用)が可能である。 (例: レール, 圧延用ローラ材, 建築用鋼材等)	

められており、再利用不可能のものは止むを得ず処分するという考えをとっている。表3にドイツの再利用基準を示した⁶⁾。ドイツのジンペルカンパ社は2000tの放射性廃棄物を溶融処理し、非放射性スクラップと共に鑄造して、放射性廃棄物の輸送や貯蔵の容器として利用している。米国では現在統一基準はなく、州によって表面汚染についてのみ、再利用の基準を決めている。物質内部に放射能がある場合は再利用できないことになっている。

コンクリートの再利用については、放射性物質としての規制から除外できるレベルを決めることが必要である。また、配管や鉄筋等金属類が埋め込まれているため、局部的に放射化した大量のコンクリート廃材は、放射能レベル別に区分管理することが必要である。図5に金属やコンクリートの解体廃棄物再利用の概念を示した⁵⁾。

原子炉施設の解体工事中に発生する形状の複雑な大量の解体物は、区分管理や再利用する上から、迅速に効率よく放射能測定できることが必要である。特に、

放射性廃棄物として扱う必要のない、放射能レベルの低い解体物について、測定技術の開発が進められている。ドイツのニーダライヒパッハ炉の解体では、最大1tの解体物をコンベヤで遮蔽トンネル内に搬入し、12個の液体シンチレーション検出器で区分測定できる装置を開発している。検出限界は0.37Bq/gである。フランスのG-2炉の解体では、大型プラスチックシンチレーション検出器を用い、検出限界0.1Bq/gで15分間で500kgの解体物を測定できる技術を開発している。日本では検出限界4×10³Bq/tのゲルマニウム検出器を組み合わせ10t/hの処理能力をもつ、大容量の自動測定装置を開発している⁶⁾。また、原子炉施設が解体撤去された跡地の残留放射能測定は、サイトを解放する上で必要である。試料採取法のほか広域放射能測定法として、ゲルマニウム検出器や波高分析装置などを搭載した装置による自動サーベ測定も開発されている。

5. おわりに

原子炉施設の解体では、放射能の強い狭い空間で、大型重量物を解体撤去することが必要とされる。遠隔技術の開発により作業者の被曝低減を図るとともに、厚肉鋼構造物に対する切断能力の向上、廃棄物発生量の低減、汚染拡大防止等をめざした技術開発が行われている。

また、解体に伴って発生する廃棄物は、大型で形状も複雑で多種多様であるが、大部分は放射性として扱う必要のない、極めてレベルの低いものである。今後、解体物の減容や再利用技術の開発とともに、放射性として扱う必要のない規制除外レベルや処分についての検討が必要である。

参考文献

- 1) 商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について(昭和60年7月), 総合エネルギー調査会, 原子力部会.
- 2) Heine, W., Jackson, G.; Coping with the Biggest Dismantling Project in the World, Nucl Eng. Int., Vol.34, No.420 (1989). 24-28
- 3) 北川宏治; 沸騰水型原子力発電所の廃止措置, 原子力工業, 31巻, 11号 (1985), 33-36.
- 4) Decommissioning of Nuclear Facilities, Feasibility, Needs and Cost, OECD/NEA (1986).
- 5) 太田邦弘; 原子炉廃止措置に伴う廃棄物の処理・処分, 原子力工業, 31巻, 11号 (1985), 28-31.
- 6) 石樽頭吉他; デコミッションング技術の現状と課題, 日本原子力学会誌, 33巻, 5号 (1991), 410-446.

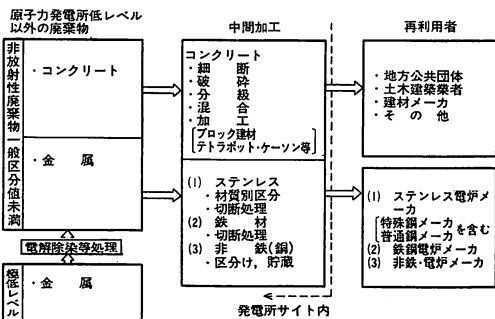


図5 原子炉の廃止措置廃棄物再利用の概念