

原子力発電所の廃止措置

DECOMMISSIONING OF NUCLEAR POWER STATION

江 頭 忠 彦*

By Tadahiko EGASHIRA

はじめに

わが国のエネルギーニーズあるいは電力需要は昭和40年代に急速に上昇したが、48年の第一次オイルショック以降の上昇率はやや鎮静化の傾向をたどってきた。ただし、世界的不況傾向の中でも安定成長型の産業構造下における電力需要の伸びは先進国のそのトップを争い、その大部分を火力から原子力発電に乗り換えて新規増設によりまかなってきている。その具体的な現われ方は、昭和58年には原子力発電所基数27であったものが、59年には3基が営業運転に加わり計30基に達し、発電容量は2000万kWを突破した。このペースが毎年続行されるとは限らないが、ほぼ近いペースで今世紀中は軽水炉の増設は続行されると予想してよい。

さて、原子炉の寿命は通常30～40年と見られている。軽水炉圧力容器では材料の炭素鋼の中性子による照射脆化を評価し、40年間・75%の設備利用率を設計に際し想定している。また、年月の経過に伴う技術の向上が反映されて、炉心部の出力密度の向上や補修・点検の容易化、ひいては運営費、発電原価の観点等から旧式施設を廃して新しい改良型に乗り換える場合も多いと考えられる。つまり、40年の寿命満期以前に廃止切り換える可能性が大きいと考えてよい。この推定で日本の施設現状から考えると、今世紀末には毎年1基程度の原子力発電所が廃止され、次世紀にはそのペースが少しずつ増加するであろうとされている。

原子炉の廃止措置は3種の考え方がある。それぞれ密

閉管理、遮蔽隔離、解体撤去とされているが、IAEA（国際原子力機関）やUSNRC（アメリカ合衆国原子力規制委員会）の分類が参考にされている。

「密閉管理」においては、燃料、制御棒などを取り出し冷却材を抜いた後、原子炉施設を閉鎖する。一次冷却系機器は除染や乾燥を必要により実施する。この措置後も放射線監視、環境監視、人の出入管理などを続行する。

「遮蔽隔離」においては、燃料、制御棒などを取り出し冷却材を抜いてから広範囲の除染を行い、さらに施設の部分的撤去を行う。原子炉圧力容器、炉内構造物などの放射化構造物は遮蔽コンクリートなどの隔離障壁の中に封じ込め措置を行い、以後は「密閉管理」と同様に放射線監視、環境監視、出入管理を続行する。

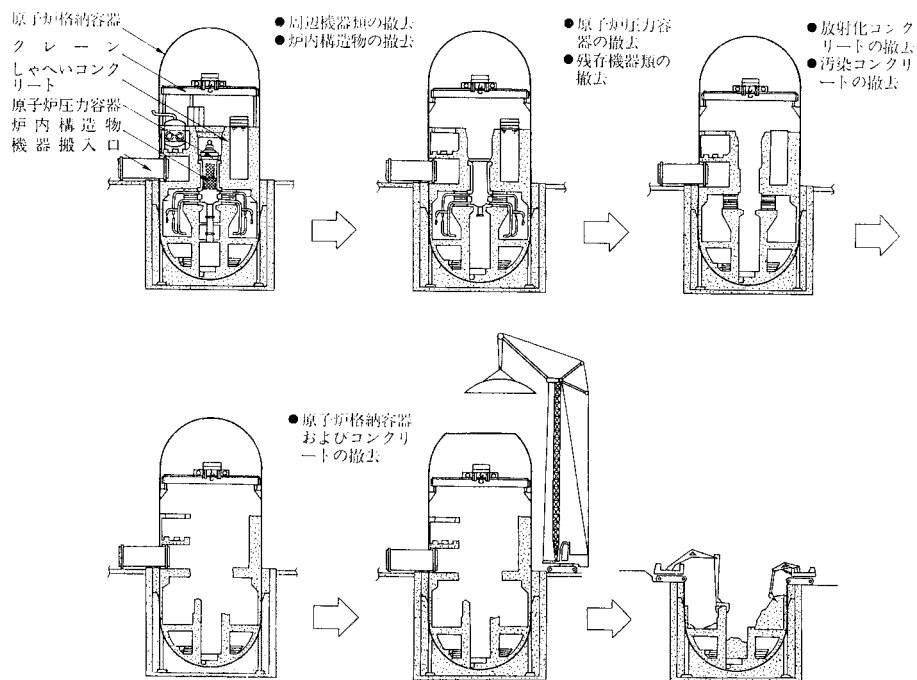
「解体撤去」においては、すべての機器、構造物を撤去し、放射性廃棄物、非放射性廃棄物に分類して廃棄または投棄する。解体撤去した後の敷地は、どのような目的にも制限なく再利用が可能となる。

以上の三方式のうち、いずれの方式を採用するかは、後述するように閉鎖時に保有する放射線量や敷地の利用計画等を勘案して決定される。国土が狭くかつ山国のわが国の場合、海岸沿いに原子力発電所は建設されてきたが、サイトは有限である。したがって、サイトの有効利用という観点からは最終的には解体撤去の方式に至るべきであり、その跡地は次世代の発電施設用地として活用するのが最も望ましいと言える。

原子炉の解体とは、上述のように部分的に放射化した鋼構造物や、コンクリート構造物を放射化の程度により解体・分類して処理することである。その概念をJPDR（日本動力試験炉）の例をひいて図-1に示す。

したがって、運転終了時の放射線の量と分布を知るこ

* 日本原子力研究所東海研究所 動力試験炉部次長
(〒319-11/茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4)



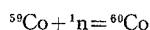
図一 原子炉解体撤去の概念 (JPDR の場合)

とが絶対に必要であり、これを計算コードや測定により求めることになる。その結果に基づき、施設の切断、撤去計画を作成する。解体作業従事者の放射線被曝を最小限に抑制するためには、作業場所に臨時に遮蔽を追加したり、遠隔操作装置を用意したり、作業そのものをロボット化することもある。

本文では、以下に、運転終了時の施設内放射能量の推定、次いで放射能汚染を除去する除染技術、そして、その後の解体切断技術、最後に放射性廃棄物の処分技術について述べてみたい。また、原子炉の解体は設計段階から考慮しておくべきものであるが、従来は必ずしもこの思想が盛り込まれていなかった。解体が容易な施設の設計にふれ、特に本誌の性格を考慮して、土木・建築分野との関連について付言できればと考えている。

1. 内蔵放射能の推定

原子炉内におけるエネルギーの発生過程は中性子の衝突による原子燃料 (ウランやプルトニウム) の分裂反応によることは言うまでもないが、この中性子は構成材料中の一部の元素にも影響を与え、材料を放射化させる。たとえば、 ^{59}Co (コバルト 59) に中性子が吸収されると



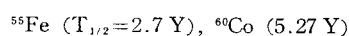
の形で原子量が1だけ増加し、この核種は放射化して2種類のエネルギーの γ 線を放射する。同様な中性子による反応後の放射化は、原子炉の構成材料中の不純物の数

種類でも起こるので、注目核種の含有率を求めておくことが望ましい。

原子炉の運転後の放射能は二大別され、一つは鋼材やコンクリート材中の不純物が放射化することによるもので、これは構造材が全体として放射能をおびた形になる。むしろ、これは中性子が拡散する部分に限られるので、炉心部近傍に限定され、軽水炉では原子炉压力容器や炉内構造物のような鋼構造物と、その回りの遮蔽コンクリートの一部がこれにあたる。第二の放射能は、主として一次冷却系の配管や機器内面に付着した汚染放射能である。冷却水中にはごく微量の不純物が存在すると同時に、運転に伴って冷却系構成材の一部のイオン化物も溶け込んでいる。冷却水が炉心部の燃料近傍を通過する際に中性子により一部の核種が放射化され、一次冷却系中を循環する。これらのイオンが条件により配管の内面に析出し、水垢の形で付着したのが汚染放射能である。

(1) 放射化生成物

上述のような鋼材、コンクリート材の放射化を評価するためには計算コードによるが、生成物量は材料の化学組成、入射中性子数および中性子エネルギー、照射 (または原子炉運転) 期間などの関数である。注目核種は炭素鋼であり



等であるが、炉内構造物等の材料であるステンレス鋼では Co の量も大幅に増加し、さらに

^{63}Ni (100 Y), ^{59}Ni (80 000 Y), ^{94}Nb (20 000 Y) 等が入ってくる。 $T_{1/2}$ は半減期を意味し、Y は年である。 図-2 に、西ドイツにおける実測によるコンクリートの放射化の状況を、図-3 に JPDR 炉心図周辺の放射化領域の推定を示す。 PWR の運転終了直後からの放射化量の減衰の状況を合衆国の評価から 図-4 に示す。 これにより、半減期の年数が1桁の核種は数十年の経過後は主役の座を降りて、最後に万年のオーダーの ^{59}Ni や ^{94}Nb が残ることがよく説明できる。 なお、核種ごとの存在量と分布を求めた後は、これをベースに材料の表面線量率を求めるが、この値により実際の解体作業計画を作成し、安全評価を行う。

(2) 汚染放射能

放射化されたイオンが附着して水垢状となった放射能量を計算だけで求めることは困難である。 それは、水質管理等が大きく影響してイオンの発生量、附着率等を単純に求め難いためであり、したがって、計算ではなく、下記の手順により、また、一部は実測値を活用して求めることになる。

- ① 配管系統の(外)表面線量率の測定。
- ② 内表面の代表的場所から汚染サンプルの採取。
- ③ サンプル分析により代表核種の濃度を評価。
- ④ 配管等の材料、直径、厚み等から減衰を考慮し
また上記 ①、② の結果を用いて全汚染量を推定。

以上のほか、コンクリート床面の汚染に留意しなければならない。 これは、定検時にたとえば原子炉压力容器の蓋を取り去り、燃料交換や炉内外の整備等を行う際、冷却水による床汚染等が発生する。 あらかじめ除染が容易なストリップペイントを使用する機会が多いが、一部は浸透の可能性を考えて対応すべきである。

2. 汚染除去 (= 除染)

汚染除去は解体前除染と解体後除染に二分される。 解体前除染は解体切断作業前に一次冷却系を主体に除染するもので、これは切断作業従事者の被曝低減を目的とする。 除染作業前後の汚染度の比を除染係数と呼ぶが、通常 2~200 くらいの範囲にわたることが多い。 除染法では、化学薬品によるもの、機械的、超音波等の手法が提案あるいは研究されている。 一次冷却系を主体として除染するためには 系統化学除染法が最も単純で便利である。 そのためには、内表面に附着した汚染物の溶解能が大きい薬品を適切な濃度に調合し、所要温度と圧力条件で循環させるが、溶解した放射能を効率よく収集し、放射性廃棄物として処理・処分するまでを一連の作業として行うことが望ましい。 最終的にはイオン交換樹脂への

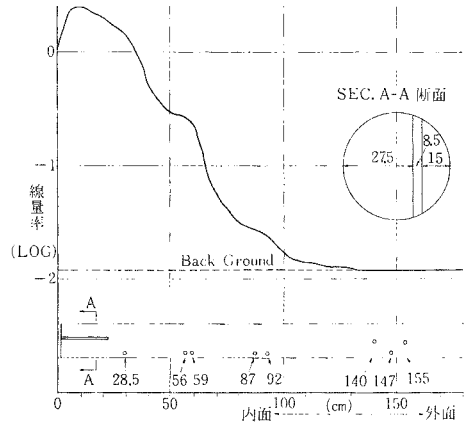


図-2 KWL (LINGEN, 西独) コンクリート線量率

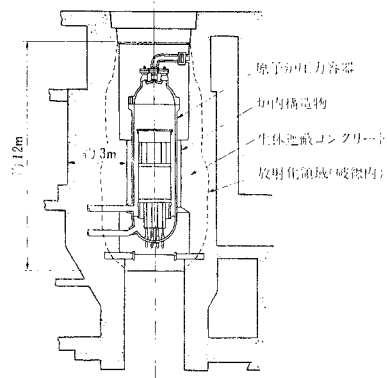


図-3 JPDR 原子炉压力容器回り放射化領域推定図

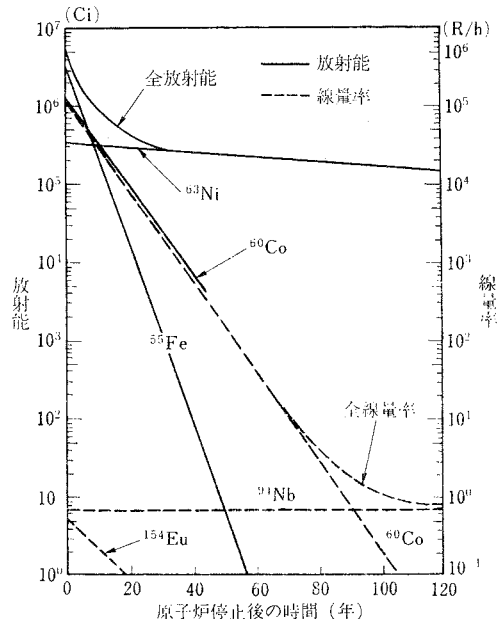


図-4 炉心シュラウドの放射能の減衰

吸着または廃液の蒸発乾涸等の処置が最も常識的である。除染能力は温度および圧力は高い方が効果は上がるようだが解体作業前の除染作業では、系統の状況から考えると一方ではなるべく低温低圧に、たとえば蒸気圧の考慮が不要な 100°C 以下の条件が歓迎される場合が多い。

他方、化学的除染法や機械的除染、超音波除染等もあるが、これらは全系統を一括実施するよりもローカル汚染を限定して除去する際等に適用させる場合が多い。

コンクリートの汚染は前述のように放射能を微量含んだ水の浸透による場合が一般的である。ただし、浸透深さはあまり深いものではなく、1~2 cm 程度からやや深い所でも数 cm で汚染放射能はバックグラウンド(ゼロ)となる場合が多い。方法としては、飛散防止対策を十分に用意してグラインダー切削あるいはスポーラー(表面破砕機)等を用いることができる。最近では、マイクロ波による表面の限定破砕法も有力と見られている。

次に、解体後除染の役割も重要である。解体切断後の切断片は内面に汚染が残っている場合が多いが、これを適切な方法、たとえば電気めつきあるいは電解研磨の手法によって除染を行う。最後の汚染度がバックグラウンドに至れば一般廃棄物と同様に扱えるはずで、この効果は、除染しなかった場合の全量が放射性廃棄物として処理保管される場合と比較すると、手間あるいはコストの面で大きなメリットを得る。ただし、現在の所はこの境界値が法規上は明定されていないため数値数量的検討は必ずしも答案が出ないが、近い将来は決定すべくその方向で検討は進められている。

3. 解体切断技術

解体切断技術対象は鋼構造物とコンクリート構造物に二大別され、さらに必要に応じて遠隔操作技術が活用される。

(1) 鋼構造物

放射化あるいは汚染の程度が非常に低いものの切断は従来技術により実施される。たとえば、配管の切断には金鋸かなのこやグラインダー、その他が適所に活用される。これに対し、放射化が大きい炉内構造物や中程度の原子炉圧力容器等は在来工法の遠隔化だけでは必ずしも十分と言えないことが多く、その場合は改良・改善を行って、従事者の放射線被曝の低減と解体作業コストの低減をはかることが期待されている。

運転期間に関係するが、軽水炉の炉内構造物(ステンレス製)の表面線量率は1時間あたり 10^5 R(レントゲン)前後に到達している場合が多く、このような高線量率の対象物の切断は一般に水中で実施する方が容易である。よ

って、水中操作が可能な工法であり、さらに ① 切断速度が極端に遅くない、② 切断粒子等の発生が少なく飛散のエネルギーが小、③ 取扱いが容易で安全、等の条件が満たされることが望ましい。次いで、原子炉圧力容器も同様な条件が期待されるが、材料は一般に炭素鋼を母材とし内面にステンレスが内張りされていること、水中切断が必ずしも簡単には実施できないことが炉内構造物と異なる点である。

鋼材の切断工法には、アーク鋸、プラズマアークトーチ、機械式カッター、アークガウジングガス切断等の方法が話題にのぼっている。アーク鋸は製材用回転鋸と同形の切断部に直流電圧をかけて大電流により対象金属を融解切断するもので、その円板径を大きくすれば、原理的には切断厚みを増すことが可能である。問題点としては、回転円板の幾何学的精度と横ゆれとの関係、騒音対策、発煙の抑制、等があげられる。プラズマアークトーチは、適当なガス、たとえばヘリウム、水素、アルゴン、窒素等のガスの単体またはその混合ガスを交流電圧により電子が遊離した原子核だけのプラズマ状態とし、その高温で対象金属を融解・切断するものである。安定なプラズマ条件が得られれば有効な切断工法と目され、トーチの小型化が進めば複雑・狭溢な場所の対象物の切断にも活用できよう。このほか、機械的カッターも含めて上記工法はステンレス鋼および炭素鋼のいずれの材料にも適用可能である。一方、最も簡単で使いたれた工法であるガス切断法はステンレス鋼には残念ながら適用できない。これは、ガス加熱に際しステンレス中のクロムが融点が2千数百度の酸化クロムに変わるためである。圧力容器は母材の炭素鋼をガス切断したい時に、内張ステンレスをアークガウジング法により溝型にステンレス鋼をはがす手順を加えて行うことが容易であろう。

(2) コンクリート構造物

炉心部周囲の放射化コンクリートや前述の表面汚染コンクリート部分が原子炉解体特有の検討対象となり、逆に、残りのコンクリート床や壁部分は、管理区域解除後に在来工法により解体してゆけばよい。

炉心部周囲の遮蔽コンクリートは、強度上、そして耐震上の考慮から太径の鉄筋を密に配した厚壁のコンクリート構造物となっており、また、その内壁には鉄板ライニングを施工したものが多い。このようなマッシュアップなコンクリート壁は、原子炉の解体前には内壁が最高状態で放射化しており、その状況は前出の 図-2 でもわかる。ここでは、外へ向かって半径方向に 25 cm ごとに放射化は1桁ずつ低下しており、1 m 少々の外側はバックグラウンドである。放射化コンクリートの解体は、換言すれば、放射化程度に応じて適切に切断・分類搬出する作業

である。したがって、この放射化のオーダーの適切な値を分類境界値とし、この線（面）に沿って剥離できれば理想的である。よって、ここでは工法それぞれの可能な精度を前提に解体手順を作成しなければならない。

候補の工法には機械的切断工法（ダイヤモンドカッター、コアホリック）、火焰ジェット、制御爆破、高圧水ジェット等があげられている。ここでも、鋼構造物の切断と共通するが、① 精度、② 飛散物の抑制、が二大クライテリアとなる。精度とは計画切断線に沿って切断できる能力を意味し、逆に、切断を計画しない部分へのクラックの進展はあってはならない。

上述の工法のそれぞれについては、機械的切断工法は在来から最も手慣れた工法であること、火焰ジェットおよび制御爆破は安全対策に最重点をおくべきこと、高圧水ジェットはアブレーション（削離、摩耗）用粉末を 1000 kg/cm² 圧力オーダーの高圧水中に混入させたジェットとして最近にわかに能力的にクローズアップされた感があること等の特徴を有する。

切断・解体に際しては、コンクリート、鉄筋、内張りライニング、埋込配管等がそれぞれ別個に取り出される工法と逆に一体で取り出される方法に大別される。解体物は放射性廃棄物として区分収納搬出されるので、これが可能であれば、別個または一体のいずれでもかまわないが、中間のランダムな解体片であれば後処理が難渋する。

（3）遠隔操作技術

上述の炉内構造物、原子炉圧力容器、遮蔽コンクリート等の切断作業に際しては、線量率や空気汚染度、温度、その他の環境条件から考えて作業者が現場に長時間滞在しての作業は考えにくい。すなわち、信頼度の高い遠隔操作装置を設計・製作し、自動装置としてか、オペレーター操作方式によるなどして作業の安全と効率化をはかるべきである。これらは、高あるいは中レベルの放射線量率の場所で活躍が期待されるので、視覚、圧力、温度、その他のセンサー類の役割が重要であり、これら材料の耐放射線特性は事前に十分確認しておくことが必要である。また、装置の機能としては、万能ロボットの役割はあまり期待せず、単能であっても確実性を重視し、また、自体の故障の発見と事後の処置が単純であることが必要である。

4. 放射性廃棄物の処理・処分

解体物は手際よく放射能レベルごとに分類し、放射能のあるものは「放射性廃棄物」として、また、放射能がないと判断されるものは「一般廃棄物」として現場から搬出する。放射性廃棄物を無意味に増大させることはい

たずらに手間とコストをも増大させることになるので、まず、現場における作業に際しての分類までのプロセスの重要性が認識されよう。すなわち、精度の落ちる分類は、一般廃棄物の一部を放射性廃棄物に混入させる結果に至るからである。

放射性廃棄物は、原子炉の運転に際し随時搬出される廃棄物と比べて、解体時は炉内構造物等の高線量率の廃棄物が含まれること、コンクリート等の固体重量廃棄物量が大量であること等が特徴的である。したがって、それに適切に対応できる装置を必要数だけ準備しなければならない。単に容器（あるいはドラム缶）に収納するだけのものから、高圧縮減容、ピッチューメン固化、コンクリート固化等の処理をして保管施設に収納するまでの施設が必要である。

ここで一般廃棄物について触れる。図-5 は西ドイツで行われた検討結果を図示した原子力発電所解体物の区分図であり、これにより 90% 以上が一般廃棄物に属することがわかる。全体で 15 万 t 程度のうち 13 万 5 000 t が一般廃棄物である。これらは、一般には投棄せざるを得ないが、今後は若干コストはかさんでも再利用をはかる方向で進めるべきものとする。また、輸送費等はプラスしても、コンクリートの廃材等は道路の割栗その他に活用する道を探ることである。

5. 解体が容易な原子炉を目ざして

既存の原子炉の解体については眼前の施設の放射能評価、除染、切断・解体、廃棄物処分の計画を立案すること、そして、その技術の確認が必要である。一方、原子炉施設の計画段階に立ち返って考えると、原子炉の解体

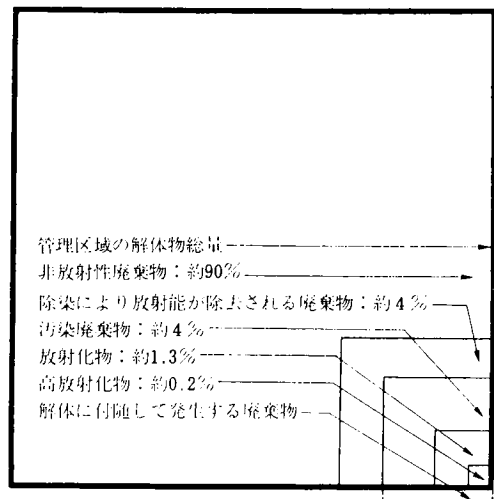


図-5 100万kW級軽水型原子力発電所の40年運転、停止1年後の解体撤去で発生する廃棄物の試算例（IAEA-SM-234/1による）

とは設計マターであると断言することができよう。設計段階で考慮する手順は、

- ① 40年運転後の施設の放射化放射能の量と分布を推定する。特に、等放射化線(面)を明記するよう努力する。
- ② 適切な等放射化線に沿って分離することを前提とし、分離が容易な設計を行う。

以上を設計段階で考慮し、その図面を残しておけば、たとえば50年後に実解体が行われるとして、半世紀の技術の進歩も加味されて容易に解体が実施できよう。

設計の問題提起のついでに思いつくまま項目をさらにあげて見よう。

(1) 基礎のとりこわしの容易さ

原子炉は厳しい耐震能力を要求され、たいていは基礎は岩盤までパイルを打込み、その上に安定・強力な基礎を設けている。この原子炉の解体後の跡地には新型発電施設がおかれると想定し、そのタイプにより最初の基礎は要および不要のケースに分かれよう。不要の場合とはりはずしが比較的容易に行える構造設計をしておくことは有益である。

(2) 放射化放射能の最小化

放射能評価計算の項で述べたように、放射能の発生はターゲットとなる核種の量と弾丸に相当する中性子の数によって決まる。ターゲットとなる ^{59}Co 等の含量が少ない材料を使用しその部分への中性子の飛来を最小に抑制しうれば放射能の生成が結果的に抑制される。

まず、ターゲット核種の抑制についてみてみよう。過去の例によると遮蔽コンクリート中の不純物中で放射化に寄与する代表的核種は ^{60}C 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu および ^{154}Eu が登場することが多い。この種の微量に存在する元素は地球上どこでも普遍的に分布すると思われるが、偏在する可能性がないかどうか。あるとすれば、これらの元素含有量ができるだけ少ないセメント(あるいは原材料の石灰岩)、骨材(砂利、砂)を探し、発見できれば有力な原子炉用コンクリート材として、仮に遠路を輸送費をかけても必ずペイするものとなる。

次に、弾丸の中性子の減少方法としては、内壁に沿って強力な中性子吸収材(板)をはりつけることであろう。吸収材として硼素(ボロン、B)を含んだ板材を張りつけ、ここで中性子を抑制すれば、コンクリートの放射化は大幅に抑制できる。なお、ボロン材部の放射化は大きいですが、これは放射化密度は上昇してもその体積が小さく、たとえば、コンクリート量に対し2桁前後は小さい体積となって処理量が小さくなる。

総括して言えることは、図-5の右下部の四角、約10%をできるだけ小さくすること、そして、それぞれの境界に沿って容易に剝離できるよう設計し工事を行うことの必要性を強調したい。

(3) 遮蔽コンクリート部の水封作業

原子炉压力容器切断を水中作業で実施したい場合、压力容器回りを水で満たす必要がある。そのためには、PWRでは遮蔽コンクリート内壁を、BWRでは熱遮蔽コンクリート部を水封する必要がある。本来は压力容器に接続される配管類が貫通している部分であるために水は張れない。解体手順としては炉内構造物をとりはずし、压力容器内をからにして後に実施することとし、外側の水封作業が容易に実施できる構造設計としておく。

以上、本誌の性格から考えて具体例としてコンクリート構造物関係を多く取り上げたが、金属構造物等についても同種の考え方が存在することを付言したい。

むすび

つい最近、二つのトピックスを原子炉の解体に関連づけて受け取ったことを思い出す。

一つは、関西地方で住都公団のマンションのひび割れが多く、その原因を追求してゆくとき骨材に使った山石の砕石からにじみ出すある元素がコンクリートの強度に悪影響を与えていたとの報告である。筆者は、このことをNHKテレビで見た。これからの発想は、今後は金属材料のミルシートに相当するような記録をコンクリート構造物の施工記録として残すことの必要性である。ダム等は恐らく詳しい記録があるかと思うが、原子炉と限らず全コンクリート構造物のセメントおよび骨材の性格がわかれば、再利用に際し堤防、道路、その他への活用の検討に役立つのではないかと思う。

もう1件は六郷川の橋脚撤去に際しての橋脚の落下事故である。新聞報道の範囲で承知しているだけではあるが、原子炉の解体に際しての他山の石として有益な教訓としたい。一般構築物の解体では、途中の各ステップで、力学的・構造的に最も安定な状態が維持できるような手順がとられる。この目的を同様に達成するために、遮蔽コンクリートの切断分類作業時には工事設計により膨大な支柱を用意し、さらに、原則的には上部から順序よく切断・剝離させてゆく。よって計画と作業管理を綿密に実行することが必要であり、その途中で万一にも崩壊事故を起こすことがないよう留意すべきであろう。