資 料

原子力発電所の解体の可能性

村 主 進*

(1972年 10月23日 受 理)

Possibility of Dismantling a Nuclear Power Station

By Susumu SUGURI

The Japan Power Demonstration Reactor (JPDR) of the Japan Atomic Energy Research Institute has been modified to double the thermal output.

During the modification, several high radiation operations were performed. A section of the biological shield concrete was removed to lay down a canal between the reactor pool and the fuel storage pool, and concrete had to be removed close to the flange of the pressure vessel. Portions of the core internals, such as the control blade and poison curtains, had to be removed and disposed of into the graveyard, and to do this an electro discharge machine was employed.

By analyzing radiation levels, contamination and exposed doses during these operations, the dismantling of a nuclear power station was considered feasible.

KEYWORDS: JPDR reactor, modification, high radiation work, biological shield concretes, canal, pressure vessels, core internals, electro discharge machine, dismantling, nuclear power station, radiation protection, personnel, safety

I. 緒 言

わが国においても、原子力発電所が多数建設されすでに6基運転されているが、これらの原子力発電所の耐用年数が経過した後の原子炉の処分についてあらかじめ対策を樹てておく必要がある。この課題は、わが国の場合、運転まもない原子炉が多いので今後20～30年後の問題であるが、関係者の間では論議され始めている。

原子力発電所で最も放射能が高いのは炉心であり、次いで原子炉圧力容器、コンクリート生体遮蔽である。これらの箇所での作業が可能ならば、他はさらに放射能が低いので、原子力発電所は跡形もなく解体することが可能といえる。われわれは動力試験炉(JPDR)の改造工事において高放射線下における大規模な工事を行い、これら一連の諸工事のデータや実績を検討して軽水型の原子力発電所の解体は可能であるとの結論を得た。

JPDR は1963年10月26日の初発電以来、熱出力45

MW で運転されてきたが、1969年9月より熱出力を45 MW から90 MW に改造するJPDR-IIへの改造工事が実施されることとなった。

このJPDR 出力倍増改造工事を実施するに伴い、原子炉プールと燃料プールを結ぶチャネル新設のために、原子炉圧力容器フランジの所まで生体遮蔽コンクリートを切削したり、また給水スパーチャ噴出孔拡孔工事、炉心スプレイスパーチャの撤去、および制御棒、ポイズン・カーテンなどの炉内構造物の切断などの作業を行なった。これらは運転された原子炉により強く放射化されており、この改造工事は大規模な高放射線下の作業であり、わが国でも類例のない工事であるので、慎重に計画され遂行された。

なお、海外の例を述べれば、いまだ完全解体された原子力発電所の例はないが、アメリカのElk River原子力発電所では、その使命を終えたので原子炉を跡形もなく解体できるかどうか検討するために、原子炉

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

圧力容器や生体遮蔽コンクリートの試料を採取し、その放射能を実測することによって成案を得ている。この報告書⁽⁴⁾で述べている工事方式の提案は、われわれが開発し実施した方式とほぼ同様であると考えられる。

II. JPDR の生体遮蔽の撤去工事

JPDR は従来自然循環方式であり、出力密度が低かったため、気水分離器を原子炉圧力容器内に設置する必要はなかったが、出力を2倍に変更することに伴い、気水分離器を新たに設置する必要が生じた。燃料交換のときには気水分離器を燃料プールへ移動しなければならないので、このため、原子炉プールと燃料プールの間に新規にチャネルを作る必要が生じた。

チャネルを新設するためには、まず生体遮蔽コンクリートを撤去しなければならない。このため第1図の点Pを通る水平面より上側にある生体遮蔽コンクリートを削岩機でこわした。この撤去作業に伴うコンクリート塵埃の局所化および空気浄化のため、生体遮蔽コ

第1図 原子炉圧力容器および生体遮蔽(単位: mm)

ンクリート床面上に切削区域全面をおおう仮設小屋およびフィルタ付き局所換気装置を設けた。また放射線防護のため、作業中塵埃モニタおよびアラーム付きサーベイメータで監視した。コンクリートの切削箇所が圧力容器に近接すると共に埋設ダクト、冷却管および鉄筋の誘導放射能が増加するが、この工事で最も放射化された金属類は中性子検出器挿入用ガイド管であって、至近距離で150 mR/hr(原子炉停止後2, 3カ月の値)であった。

この工事で重要なことは、放射化されたコンクリートの比放射能と、コンクリート塵埃による空気中の放射能濃度との関係である。この相関関係が生体遮蔽コンクリートを完全に撤去することの可能性を左右するので、これについて詳しく述べる。

改造工事のため原子炉は1969年9月1日に運転を停止したが、この時までの積算出力量は411 Effective Full Power Day (EFPD) である。コンクリートの切削工事は同年10月より開始し、正味約75日間の作業であった。空気中の塵埃濃度は作業中集塵してその都度測定を行なったが、コンクリートの切削試料の比放射能は1971年9月26日に測定したので、切削片試料の比放射能は原子炉停止2年後の値を求めたことになる。

コンクリート切削試料の比放射能の実測値を示すと第2図のようになった。第2図は第1図のP点を原点とし、生体遮蔽表面に沿って上方向10cm 間隔、P 点に平行で生体遮蔽表面に直角方向に沿って内方向5cm または10cm 間隔、および炉心中心と点Pを結んだ方向の各場所の比放射能の値(運転停止後2年間減衰の値)を示したものである。図に示すようにP点付近の比放射能は約 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ であり、その値が1/10になる点は遮蔽体内側方向約30cm、遮蔽体の表面に沿って上方約100cmの位置である。これらの測定点の比放射能の強さの相対比は遮蔽計算で得られた中性子線量率の相対強度とよい一致を示している。

コンクリート中の誘導放射能の核種は、原子炉停止4ヵ月後に半導体検出器によるスペクトル分析法によって分析され、その結果は ^{152}Eu (半減期12.7年)、 ^{154}Eu (半減期16年)、 ^{46}Sc (半減期84日)、 ^{134}Cs (半減期2.1年)、 ^{60}Co (半減期5.3年)および ^{59}Fe (半減期45日)であった。これらはいずれも長い半減期を有するので、原子炉停止2年後も同じ核種が存在していることになる。

一方、コンクリートの切削工事の放射性塵埃は工事中常に出検感度以下、すなわち $2 \times 10^{-12} \mu\text{Ci/ml}$ 以下であった。

第2図 生体遮蔽コンクリート試料片
の比放射能 (pCi/g)

なお、この工事で解体したコンクリートの量は約 75 m³であり、作業従事者は延べ83名、総被曝線量は1.5 man-rem であった。

Ⅲ. 原子力発電所の生体遮蔽解体 における放射線作業の推定

前章で述べたように、JPDR の場合、第1図のP点におけるコンクリートの比放射能の実測値は、運転停止後2年間減衰して約 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ であり、このときの原子炉積算出力量は 411 EFPD である。

この値より JPDR の炉心真横またはその他の場所の生体遮蔽の比放射能を推定するためには、誘導放射能は熱中性子の照射により生ずるものであるから、熱中性子の線量率を遮蔽計算で求めて、その相対比より求めることができる。このようにして求めた等放射能曲線が第1回の曲線 A, B, C, D であって、曲線 A は $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ 、曲線 B は $1 \times 10^{-2} \mu\text{Ci/g}$ 、曲線 C は $1 \times 10^{-1} \mu\text{Ci/g}$ 、曲線 D は $1 \mu\text{Ci/g}$ (運転停止後2年間減衰した値)である。すなわち、JPDR の最も比放射能の高い炉心中央の高さの生体遮蔽の表面付近で $1 \mu\text{Ci/g}$

である。

次に、大型原子力発電所も含めて一般の軽水型原子力発電所の生体遮蔽の比放射能を推定してみる。

原子炉压力容器の壁での耐用年数期間中の中性子線量は、鋼材の照射脆化効果にもとづいて設計されるものであって、JPDR のような小型炉でも商業炉のような大型炉でも同じ運転年数に対して同程度の線量と考えてよい。すなわち、压力容器の壁における中性子線量率は大型炉も小型炉も同様であると考えてよい*。したがって、压力容器のすぐ外側の生体遮蔽の中性子線量率は大型炉も小型炉も差異がなく、同じ EFPD の運転に対して同様の比放射能になると考えてよい。

いま原子力発電所の耐用期間までの運転年数を20年と考え、平均設備利用率を約70%とすれば、年間の定格出力運転換算は 250 EFPD となる。この場合誘導放射性核種は長半減期のものであるので減衰を無視すれば、炉心中央部に最も近い生体遮蔽の比放射能は

$$1(\mu\text{Ci/g}) \times \frac{250(\text{EFPD/yr}) \times 20(\text{yr})}{411(\text{EFPD})} \div 12(\mu\text{Ci/g})$$

となる。この値は運転停止後2年間減衰した比放射能の値である。

このコンクリートを切削する場合の放射性塵埃の濃度を推定すれば、JPDR の場合は最高約 $1 \times 10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ のコンクリートを解体したときの空気中の塵埃濃度が $2 \times 10^{-12} \mu\text{Ci/ml}$ 以下であったので、最高 $12 \mu\text{Ci/g}$ の生体遮蔽コンクリートを解体するときの空気中の塵埃濃度は $2 \times 10^{-9} \mu\text{Ci/ml}$ 以下となるはずであり、この程度の空気中濃度での工事は可能であると考えられる。また、この値は削岩機で生体遮蔽コンクリートを解体するときの塵埃濃度であるが、最近建築関係者の開発した鉄筋への誘電加熱または通電法⁽²⁾によるコンクリートの解体技術を適用すれば、さらに空気中の塵埃濃度を低下させることができる。

なお、コンクリートの成分である砂礫中の元素は、採取場所によって異なるので誘導放射能の値も異なることが考えられるが、JPDR と Elk River 発電所の場合を比較すると、炉心中央部に最も近い生体遮蔽の放射能は、JPDR では 411 EFPD の運転で2年間冷却

* JPDR のような古い原子炉では、20年間運転で $2 \times 10^{19} \text{nvt}$ の中性子照射量に設計されているが、最近の大型沸騰水型炉は20年間運転で $5 \times 10^{18} \text{nvt}$ の中性子照射量に設計されている。したがって、最近の沸騰水型炉の生体遮蔽の比放射能は JPDR の実績より推定して求めた値の約 $1/4$ になる。

後の値が $1\ \mu\text{Ci/g}$ であり、Elk River 発電所では914 EFPD の運転で3年間冷却後の値が $0.7\ \mu\text{Ci/g}$ である。また主な核種も似ており、両者の間にあまり大きな差異は認められない。

Ⅳ. JPDR における炉内作業

改造工事中の炉内作業において最も放射能の高いものの取扱い作業は、ポイズン・カーテン、サンブルクーボン・ハンガ、制御棒および計装燃料などの炉内構造物の切断作業である。制御棒は以前破損したものをこの機会に切断するものであるが、それ以外のものは輸送キャスクおよび廃棄物処理施設の構造寸法の制約により切断しなければならなかったものである。

これらの表面線量率は、水中で線量率計を近接して測定したところ、ポイズン・カーテンが $3,300\ \text{R/hr}$ 、サンブルクーボン・ハンガが $2,800\ \text{R/hr}$ 、制御棒が $1,800\ \text{R/hr}$ 、計装燃料が $900\ \text{R/hr}$ であった。これらはいずれも線量率が高いので、純水中での放電切断方式を炉外試験で実証した後これを採用した。すなわち、これら被切断物を燃料プールの中に搬送し、プール内の架台にのせ、水面下2 mまたはそれ以上の深さの位置において、プール上方より電極をのぼして水中放電によって切断した。一方、放電によって切り散らされる微細な粉末は強く放射化されているので、架台の下に受皿を用意してこの中に粉末を集めるようにした。

水中放電切断方式の利点は、対象物をしっかり固定しなくても切断することができる利点を有しており、また燃料プール程度の純水中で放電切断が可能であることである。また、水中で切断すれば水の遮蔽効果によって高線量率のものも放射線被曝することなく切断作業をすることができ、炉内構造物の切断などに用いれば容易にこれを解体することができる。

この炉内構造物の切断作業は水面下2 mまたはそれ以下で行われ、水面上の線量率は $1\sim 4\ \text{mR/hr}$ であったので、主な作業員6名の総被曝線量は $0.6\ \text{man-rem}$ の程度であった。

次に、原子力発電所の解体の可能性に関する検討に直接必要ではないが、参考になる2, 3の工事例について述べる。

まず、出力倍増の改造に伴って給水流量が2倍になるので、給水スパーチャの孔の拡孔作業を行なった。従来の給水スパーチャには直径 $9.5\ \text{mm}$ の孔が30個あいていたが、これを $13.5\ \text{mm}\phi$ に拡孔する必要がある。給水スパーチャは炉心に近いので、表面で $2\ \text{R/hr}$ 程度に放射化されている。このため放射線被曝防止と

切削屑がスパーチャ内に残らないようにするために、水中放電加工機を用いて穴あけの際生ずる微粉末は水で吸引して回収した。放電加工機は圧力容器のフランジに固定されたアームにより位置ぎめされて水中遠隔操作で行われたが、 $0.1\ \text{mm}$ 程度の精度で $13.5\ \text{mm}\phi$ に拡孔することができた。なお、この作業による放射線被曝はほとんど問題にならなかった。

次に、気水分離器を新たに設置するために、旧炉心スプレイ・スパーチャを新設のものと取りかえるので、炉心スプレイ・スパーチャを撤去する工事が必要である。このスパーチャは炉心より多少離れているため、表面線量率はかなり低く約 $60\ \text{mR/hr}$ であった。そこで原子炉圧力容器の水位を下げて厚さ $10\ \text{cm}$ の鉄製ゴンドラを吊し、その中に人が入って作業した。ゴンドラの穴から手を出して炉心スプレイ・スパーチャを支えている16本のボルトのタグウェルドを取り去り、次にボルトを外して炉心スプレイ・スパーチャを撤去した。この作業で主な作業員10名の総被曝線量は全身で $0.6\ \text{man-rem}$ 、手指で $1.28\ \text{man-rem}$ であった。

Ⅴ. 原子力発電所解体工事方法の提案

以上述べたことをもとにして、軽水型原子力発電所の解体工事方法の具体的な一案を提案すると次のとおりである。

- (1) 生体遮蔽の貫通部および底部にコンクリートを打設し、水の漏洩しないコンクリート容器の形にする。ただし、少量の水の漏洩があっても、施設内に廃液処理設備があるのでこれで処理してもよい。
- (2) 燃料、制御棒およびその他の取外し可能な部材は、それぞれ燃料再処理工場または廃棄物処理施設へ輸送しておく。
- (3) 原子炉圧力容器に純水を満たし、炉内構造物を水中放電で切断して解体する。
- (4) 水を張ったまま、原子炉圧力容器を水中放電で切断するかまたは機械的水中カッターで切断する。
- (5) 切断した鋼材を除去した後、コンクリート容器の水を抜いて生体遮蔽を解体する。

参考のため、原子力発電所の解体に伴う廃棄物の量について述べると、JPDR における計算および Elk River 発電所における計算を根拠とした JPDR プラントの内蔵放射能量は、炉内構造物が約 $4,000\ \text{Ci}$ 、原子炉圧力容器が約 $500\ \text{Ci}$ 、生体遮蔽コンクリートが約 $30\ \text{Ci}$ と推定されている。

Ⅶ. むすび

以上述べたように、JPDR の改造工事の実績をもとにして検討した結果、軽水型原子力発電所の解体は可能であると考えられる。また、他の炉型の発電所も上述と類似の方法によって解体可能となるであろう。しかしながら、さらに効率的な解体工事のためには、放電切断に伴う微粉末の有効な回収方法の開発、解体工事費低減のための技術開発、および放射線被曝をさらに低減するための技術開発などが望まれる。

また、原子力発電所を建設する際に前もって鉄筋の通電加熱に便利のような鉄筋コンクリート構造にして

おくことも良策であろう。

本報は、JPDR の改造工事の資料をもとにしてまとめたものであるが、特に放射能測定および核種分析にあたった原研保健物理安全管理部の佐々木幸男氏、黒田捷雄氏および炉内改造工事の推進にあたった動力試験炉部木下武彦氏に謝意を表する。

—参考文献—

- (1) Rural Cooperative Association: SS-836, (1971).
- (2) 伊藤義重: 施工技術, 5 [7], 83 (1972).

原子力の“明日”をかたる

〈原子力シリーズ〉完結

100万人の原子力 応用編

三島良績・大山 彰監修

A 5判234ページ・定価2000円＋140円

原子力は もはや未来のエネルギーではない。

原子力発電・原子力船・地域冷暖房・海水脱塩・原子力製鉄などは急ピッチですすすめられている。

本書は原子力利用の今日の姿と明日への可能性を100万人シリーズ独自の手法でやさしく正確に解説した技術者必読の原子力教科書である。

石油時代のおわり?〈エネルギー資源のはなし〉	大島 恵一 (東大)
実用化のキーポイント〈動力炉のはなし〉	都甲 泰正 (東大)
猫も杓子も……〈発電用原子炉のはなし〉	浅田 忠一 (原研)
核燃料の魔術〈高速増殖炉と新型転換炉のはなし〉	望月 恵一 (動燃)
取越し苦労といわれても……〈安全性のはなし〉	竹越 尹 (動燃)
青空と芝生のなかの発電所〈原子力発電のはなし〉	武井 満男 (エネルギー研究)
たった5隻の船〈原子力船のはなし〉	佐藤加賀生 (原子力船事業団)
宇宙をとぶ原子炉〈原子力ロケットのはなし〉	安藤 良夫 (東大)
SF小説の世界?〈原子炉多目的利用のはなし〉	天野 昇 (原研)
平和利用の柱〈放射線利用のはなし〉	団野 皓文 (原研)
ジキル氏とハイド氏〈ラジオアイソトープのはなし〉	小林 昌敏 (原研)
第三の火の担い手〈核燃料のはなし〉	三島 良績 (東大)
これからどうなる〈未来学と原子力のはなし〉	大山 彰 (動燃)

吹田徳雄・三島良績 監修

既刊

100万人の原子力基礎編 2000円＋140

アグネ

東京都新宿区市谷本村町36 第6 ミナミビル TEL(03)260-2191 ・ 大阪市北区綱笠町50堂ビル TEL(06)361-4728