

JAERI-M

9540

原子炉施設の解体技術

Dismantling technology of nuclear reactors

1981年7月

デコミッショニング研究委員会

解体技術専門部会

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

この報告書は、日本原子力研究所が JAERI-M レポートとして、不定期に刊行している研究報告書です。入手、複製などのお問い合わせは、日本原子力研究所技術情報部（茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。

JAERI-M reports, issued irregularly, describe the results of research works carried out in JAERI. Inquiries about the availability of reports and their reproduction should be addressed to Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, Japan.

原子炉施設の解体技術

日本原子力研究所デコミッショニング研究委員会解体技術専門部会

(1981年6月3日受理)

この報告書は昭和55年度の解体技術専門部会における調査検討結果を取まとめたものである。

原子炉施設は運転を終了すると高度に放射化された鋼構造物及びコンクリート構造物を有するので、解体をより困難にしている。これに対処するため、鋼構造物及びコンクリート構造物の現状における解体技術の評価、小型BWRの即時解体及び安全貯蔵に関するケーススタディ、大型BWRの即時解体及び安全貯蔵に関する検討、小型及び大型BWRの敷地内遮蔽隔離等について調査検討した結果を述べている。

編 恩田利夫・木下武彦・梅田 実・笠井芳夫*
井口 明・河野 稔

*) 日本大学生産工学部

Dismantling Technology of Nuclear Reactors

Dismantling Technology Subcommittee of the Committee on
Study of Decommissioning of Nuclear Facilities, JAERI

(Received June 3, 1981)

Because of nuclear power plants include very high radioactive inventories in their components, both a large scale steel and a massive reinforced concrete at the end of the plant lifetime, these radioactivities make it difficult to dismantle them.

To attack these problems the state-of-the-art dismantling technologies of these components were surveyed and reviewed, and a case study of immediate dismantling and safe storage on a small scale BWR power station was carried out and discussed.

Immediate dismantling and safe storage on a large scale BWR power station was also surveyed and reviewed.

In-site entombment applied to a small and a large scale BWR power stations was also discussed.

The results surveyed and discussed were described in this report as the third year activity of dismantling technology subcommittee of the Committee on study of Decommissioning of Nuclear Facilities.

Keywords: Decommissioning, Dismantling, Nuclear Reactor,
Demolition, Underwater Cutting, BWR Type Reactors

Edited by Toshio ONDA, Takehiko KINOSHITA, Minoru UMEDA,
Yoshio KASAI* , Akira IGUCHI and Minoru KAWANO

*) Colledge of Industrial Technology, Nihon University

目 次

まえがき	1
1. 概 要	2
2. 主要解体技術の評価	4
2.1 鋼構造物解体技術の評価	4
2.2 コンクリート構造物解体技術の評価	17
3. 小型 BWR の即時解体と安全貯蔵	46
3.1 小型 BWR の即時解体の検討	46
3.2 小型 BWR の安全貯蔵の検討	107
4. 大型 BWR 即時解体と安全貯蔵	113
4.1 大型 BWR 即時解体の調査	113
4.2 大型 BWR 安全貯蔵の調査	124
5. 敷地内遮蔽隔離の検討	129
5.1 敷地内遮蔽隔離	129
5.2 小型 BWR への適用の検討	130
5.3 大型 BWR への適用の検討	144
5.4 貯蔵埋設施設の耐久性	153
5.5 遮蔽隔離時の検討	160
6. 廃炉を容易にする設計上の考慮	166
7. まとめと今後の課題	180
付 録	183

Contents

Preface	1
1. Introduction	2
2. Evaluation of main dismantling technologies	4
2.1 Dismantling technologies of steel components	4
2.2 Dismantling technologies on massive reinforced concrete	17
3. Immediate dismantling and safe storage on small scale BWR power plant (Case study)	46
3.1 Immediate dismantling on small scale BWR power plant	46
3.2 Safe storage on small scale BWR power plant	107
4. Immediate dismantling and safe storage on large scale BWR power plant (Review)	113
4.1 Immediate dismantling on large scale BWR power plant	113
4.2 Safe storage on large scale BWR power plant	124
5. In-site entombment on BWR power plant	129
5.1 In-site entombment	129
5.2 Application to small scale BWR power plant	130
5.3 Application to large scale BWR power plant	144
5.4 Durability of safe stored facility (concrete) ..	153
5.5 Gamma heating of concrete in case of entombment ..	160
6. Design considerations for decommissioning of nuclear power plants	166
7. Summary and problems arising from discussion	180
Appendices	183

解体技術専門部会名簿

専門部会長	恩 田 利 夫	日本原子力研究所	監事室
部会長代理	木 下 武 彦	日本原子力研究所	大洗研究所管理部
	浅 井 卓	三菱重工業株式会社	原子力技術部
	味 岡 勝 重	日本原子力研究所	建設部
	阿 部 忠	川崎重工業株式会社	原子力本部開発部
	井 口 明	日本原子力研究所	アイソトープ事業部製造部
	石 井 末 治	株式会社日立製作所	日立工場原子力製造部
	石 川 広 範	日本原子力研究所	東海研究所動力試験炉部
	石 浜 勇	日本原子力研究所	"
	板 橋 隆 之	日本原子力研究所	"
	打 越 忠 昭	日本原子力研究所	"
	梅 田 実	日本原子力研究所	"
	岡 一 幸	株式会社大林組	技術本部原子力部
	岡 信 也	日本原子力研究所	東海研究所技術部
	荻 野 俊 治	日本原子力研究所	建設部
	奥 村 尚 彦	株式会社間組	技術開発本部原子力部
	笠 井 芳 夫	日 本 大 学	生産工学部
	金 成 章	日本原子力研究所	東海研究所研究炉管理部
	国 谷 安 二	日本原子力研究所	東海研究所保健物理部
	毛 見 虎 雄	戸田建設株式会社	松戸研究所
	小金澤 卓	日本原子力研究所	東海研究所保健物理部
	小 林 正 邦	鹿島建設株式会社	原子力室
	佐 藤 治 志	日本原子力研究所	東海研究所動力試験炉部
	庄 司 勝 昭	日本原子力研究所	"
	武 田 卓 士	日本原子力研究所	大洗研究所材料試験炉部
	武 原 健	東京芝浦電気株式会社	第1原子力システム部
	長 瀬 哲 夫	清水建設株式会社	原子力部
	仲 田 進	日本原子力研究所	東海研究所動力試験炉部
	長松谷 孝 昭	日本原子力研究所	大洗研究所材料試験炉部
	塙 幸 光	日本原子力研究所	東海研究所動力試験炉部
	藤 野 統 千	株式会社竹中工務店	原子力本部
	堀 木 欧 一郎	日本原子力研究所	東海研究所安全性試験研究センター
	宮 坂 靖 彦	日本原子力研究所	東海研究所研究炉管理部
	山 田 尚	住友セメント株式会社	中央研究所
	山 口 昭 二	日本原子力研究所	東海研究所動力試験炉部
	渡 辺 秀 明	日本原子力研究所	東海研究所原子炉工学部

まえがき

本報告書は、日本原子力研究所のデコミッショニング研究委員会（委員長 鳥飼欣一）の中に設けられた、解体技術専門部会の昭和 55 年度における調査、研究の結果をまとめたものである。

BWR の解体技術の検討が主体となっているが、特に小型 BWR（強制循環直接サイクル、熱出力 90 MWt、利用率 75% で 40 年間運転を仮定）を参考炉とした具体的な解体手順、解体工法の適用を検討し、これに加えて、主要解体技術のまとめと評価、敷地内遮蔽隔離方式の検討、及び解体を容易にするための廃炉を考慮した設計について検討を進めた。これらの中には優れた技術があり、今後の研究と技術開発及び実証試験により、わが国独自の廃炉解体技術を確立することができると思われる。

解体技術専門部会の活動の中で多くの委員の方々の熱心な討論と協力の結果、ここに報告書としてまとめることができた、上梓に当り記して専門部会員各位に深謝する次第である。

昭和 56 年 3 月 31 日

デコミッショニング研究委員会

解体技術専門部会 部会長 恩田 利夫

1. 概 要

廃炉を困難にしている要因は、原子炉施設が大型鋼材と強固な鉄筋コンクリートで構成され、更に放射化或いは放射性汚染している点にある。

廃炉はこのような原子炉施設を、安全且つ効果的に処分するため、その内蔵する放射能を解体して施設から撤去してしまうか、施設の内部に封じ込め周辺環境と隔離してしまうかの何れかの方式がとられる。このために用いられる分割、切断、破碎、密閉、隔離などの工法・機器が解体技術と云われている分野で近年廃炉の具体的手段として研究、開発され始めている。

本報告は、原研のデコミッションング研究委員会の活動の一環として解体技術専門部会が昭和55年度に行った調査、研究の結果をまとめたもので以下に述べる内容から成っている。またこの報告の一部はエネルギー総合工学研究所から原研が受託した「沸騰水型原子炉発電所の廃炉技術調査」に引用されている。

第2章では解体技術のベースとなる主要なものとして、鋼構造物の解体技術とコンクリート構造物の解体技術を採り上げ、内外の関連する諸技術を広くサーベイし、廃炉への適用の可能性を検討した。

第3章では廃炉のケーススタディとして、小型BWRを参考炉とし、内蔵放射能の最も集中している原子炉建屋に重点を置いて、即時解体方式について条件を設定し、具体的解体手順を検討して解体工法・機器の適用を計り、安全貯蔵方式についても具体的密閉・隔離の手順及び工法の検討を行った。

大型BWRに関しては、最近の米国に於ける研究(NUREG/CR-0672)から即時解体方式と安全貯蔵方式に用いられている解体技術について調査し参考としている。

第4章では、敷地内遮蔽隔離方式について検討を行っている。敷地内遮蔽隔離方式は、原子炉敷地の有効利用並びに廃炉による廃棄物処分の面から、当面わが国で採用し易い廃炉方式であるとして検討を進めたものである。主としてこの方式の技術的特徴である一括解体工法の適用について検討し、埋設貯蔵施設の耐久性についても検討を加えた。

第5章では廃炉を容易にする設計上の考慮について調査検討した結果をまとめている。解体技術の具体的検討を進めて行くと、原子炉施設の設計時点で解体を考慮してあれば、手順・工法が大巾に改善され廃炉を容易にし得ると考えられるケースが多くある。また廃炉のケーススタディ或は廃炉経験からこの点に関し多くの提案がなされている。これ等は廃炉のみならず炉運転時の保守・点検をも容易にするものが多い。

以上の検討から、長期間運転した後の小型BWRの内蔵放射能は 10^6 キュリーにも達しており原子炉建屋内の作業、特に炉内構造物、原子炉圧力容器、原子炉生体遮蔽の解体作業は遠隔自動又は半自動操作が要求され、工法・機器もこの要求を満足する必要があること指摘され、小型BWRと云えども大型BWRに要求される条件と大差はなく、解体工法・機器の実用化開発は小型BWRの解体で実証することが有効であると考えられた。鉄筋コンクリートの解体では、火炎ジェット工法、カット工法、爆破工法、及び重土木機械の適用が効果的である。しかし小型

BWR では、作業空間、床耐力などから重土木機械の使用には制約を受けることが指摘されている。

コンクリート構築物の解体は一般建築物解体で世界第1級のレベルにある建設業者が担当することになるが、建設業者は放射線下の作業、放射性物質の取扱いに関しては全く経験がなく、小型炉解体への建設業者の参加は、今後の廃炉技術確立に有効であろう。

安全貯蔵に関しては、遅延解体を想定し、長半減期核種を考慮すれば、100年程度以上の長期貯蔵は意義が少い。また埋設貯蔵施設の耐久性も現状技術では100年程度が保証する範囲内と考えられ遮蔽隔離した構造物は、内蔵放射エネルギーが少い場合すそ切値以下となるまで(30~150年)貯蔵保管し、内蔵放射エネルギーが多く且つ長半減期核種が問題となる場合は適当な期間(20~100年)において解体し敷地外へ撤去することとなる。

敷地内遮蔽隔離、安全貯蔵を行う場合の内蔵放射能によるガンマ熱の影響については、従来の研究では検討された例は少い。一括解体工法を検討するに当たってガンマ熱の影響についても検討を試みた結果、無視し得ない熱源となっており評価の対象に加えるべき項目であると指摘された。

2. 主要解体技術の評価

2.1 鋼構造物解体技術の評価

2.1.1 まえがき

原子力プラントのデコミッションングに際して、解体・撤去または減容細断を必要とする対象物は、形状、寸法、重量、材質などにおいて多岐にわたっており、その一部は放射化され、あるいは放射性物質によって汚染されているという特徴を有している。安全かつ効果的にデコミッションング作業を遂行するためには、対象物の仕様や置かれた状況に適合した解体方法を選択し、かつ周辺への汚染拡大防止に努める必要がある。本章ではこの立場から、鋼構造物の解体技術に関し、下記技術の現状を検討した。(Table 2.1.1 参照)

- (1) アーク鋸
- (2) プラズマ・アーク・トーチ
- (3) 酸素バーナー
- (4) 酸素槍
- (5) レーザー切断
- (6) 溶極式ウォータージェット切断
- (7) 爆破切断
- (8) 機械式切断

これらの解体技術のあるひとつの方式で、廃炉時の全ての状況に対応が可能であるとは必ずしも言いがたく、各々の技術の長所、短所を考慮した上で、複合的に利用する必要があり、その組み合わせは、対象となる原子力プラント、機器及び環境条件などにより決定される。

2.1.2 被解体物の特徴

Table 2.1.2¹⁾、Table 2.1.3¹⁾に大型BWR、PWR(1100 MWe)の原子炉容器および炉内構造物の切断に関連した代表的データを示す。Tableの中の「切断条件」の項には、「遠隔」か「手動」か、および「水中切断」か「気中切断」かを記してある。また「最大垂直移動距離」の項は、原子炉容器フランジ上3フィートから部材の底部までの垂直距離を示している。これは切断器の最大移動距離を示す。

デコミッションングにおける被切断物としては、この他にも多数あるが、そのほとんどが気中で切断、撤去されることとなり、それらの据付場所の放射線レベルが高い所では、一時遮蔽物の設置や遠隔操作などが必要となる。

2.1.3 利用可能な解体工法

- (1) アーク鋸^{1), 2)}

アーク鋸は、原子炉容器など厚肉の金属材料全般を遠隔切断する目的で開発中のもので、日本

では、1971年に行われたJPDR改造計画において炉内構造物の解体に使用された実績があり、米国では、Retech社が大型アーク鋸を開発中である。

1) 動作原理 (Fig. 2.1.1 参照¹⁾)

アーク鋸の原理は、低電圧の大電流を回転電極(ブレード)から固定された被切断物にアーク放電させ、被切断物の金属を溶融し、その溶融物をブレードで除去することによって切断する工法である。ブレードの回転速度は、300～1800 rpm が許容される範囲である。アーク鋸は、すべての導電性金属を切断でき、ブレードと被切断物間に物理的な接触がないことから被切断物の固定は不要である。

2) 適用

アーク鋸の切断可能板厚は、ブレード直径の3分の1の範囲に制限されるが、現在36インチ厚までは切断可能とされている。その切断速度は、被切断物の融点によって影響され、機械的性質にはほとんど影響されないが、他の工法に比べて極めて大きく、ステンレス鋼・軟鋼で1750 cm²/分、アルミニウムで5000 cm²/分である。切断は、気中・水中どちらでも可能であるが、騒音、ブレード損耗が少なく、大気汚染がないなどの点から水中切断が好ましい。気中切断の場合には、スプレー水の有無にかかわらず切断が可能である。

炭素鋼の切断については、発生ドロスの粘性が大きく、切り口にスラグが生成して切断を妨げることがあるといわれ、その程度の確認、対策検討が必要である。また、アーク鋸ヘッドはブレード、ブレード回転装置などによる重量が大きく(ブレード径30, 50, 72インチに対してそれぞれ400, 1700, 2729ポンド)、かつブレード側面接触を避けながら、垂直または半径方向への大きな移動が必要であることから、その遠隔操作装置の設計が複雑なものとなると考えられている。

原子炉容器などの厚肉の金属材料を切断する場合には、下記の問題点に配慮する必要がある。

- (i) ブレード直径が30～40インチとなり、切断部位への接近性、位置決めに工夫を要す。
- (ii) 原子炉容器は気中切断が適しているが、この場合、騒音の他に大気汚染が問題となり、特殊な換気設備が必要となる。

米国ハンフォードの放射性廃気物減容処理計画にアーク鋸が使用されており、小型アーク鋸(ブレード直径90 cm)を用いてステンレス鋼製熱交換器の遠隔解体の実証試験が行われた。この試験に続き、小型アーク鋸(ブレード直径40 cm)および大型アーク鋸(ブレード直径120 cm)の装置が設計・製作され試験されている。

アーク鋸のこれまでの開発と実証作業では、特に汚染機器の減容計画にその装置の使用が非常に有望であると考えられており、さらに開発作業を進めることによって近い将来、経済的でより精巧な装置が作られるであろう。また、ブレードの直径が大きくなるに伴ない、装置全体の価格は割安になるであろうと期待されている。

(2) プラズマ・アーク・トーチ^{1), 2)}

プラズマ・アーク・トーチは、高放射化された原子炉圧力容器や炉内構造物を遠隔切断する目的で研究、開発され、その実績は、米国のエルクリバー炉(ERR)やナトリウム実験炉(SRE)ですでに得られており、気中で6～7インチ程度までのステンレス鋼および炭素鋼の切断が可能となっている。プラズマ・アーク・トーチによる水中切断では、気中切断可能板厚の2/3程度

となると考えられるが、米国の1000アンペア級プラズマ・アーク・トーチでは、炭素鋼で最大5 $\frac{1}{2}$ インチが切断できるだろうとしている。

1) 動作原理 (Fig. 2.1.2 参照)

プラズマ・アーク・トーチの原理は、小型オリフィスを有する拘束ノズルに作動ガスを流し電極（タングステンなど）と被切断物間に発生させたアークにより予熱膨張させ、これを拘束ノズル内にしぼり込むことにより、高温・高圧のプラズマ・ジェットとして噴出させ、その熱により金属を溶融し切断する方法である。溶融された金属は、ガス流のジェットによって連続的に除去され、鋸引きされたような切断口が形成される。作動ガスとして不活性ガスを使用する場合、切断過程は熱的作用のみに依存する。軟鋼や鋳鉄を切断する場合には、酸素を含む作動ガスを使用することにより、より大きな切断速度を得ることができる。これは、被切断物と酸素の結合によって得られる化学エネルギーがアーク熱に加えられるためである。ステンレス鋼、アルミニウムおよびその他の非鉄金属などの切断には、一般的にアルゴンと水素あるいは窒素と水素の混合ガスが使用される。

最近では、気中切断時に発生する公害（粉塵、NO_x、騒音及びアーク光）対策と切断性能の向上を目的として、プラズマトーチの周囲から水を噴射する工法が開発されており、ERRの原子炉圧力容器切断の際にも使用されている。

2) 適用

プラズマ・アーク・トーチは導電性のすべての金属が切断可能であり、その切断速度は例えば次の通である。

ステンレス鋼（気中）	3 インチ厚	8 インチ/分
	（水中）3 インチ厚	6 インチ/分
炭素鋼（気中）	3 インチ厚	6 インチ/分
	（水中）2 $\frac{1}{2}$ インチ厚	6 インチ/分

また、高放射性物質の切断の際には、ERRやSREで使用されたように遠隔操作が可能であり、自動化にも適している。プラズマ・アーク・トーチは被切断物の端部から切断を開始する必要がないので、大型容器や板の孔あけおよび切断にも適用される。

プラズマ・アーク・トーチは約6インチ以上の厚さの材料の切断に対しては実証されておらず、大型原子力プラントの原子炉圧力容器に使用可能にするには、今後の開発が必要とされている。複雑な形状に対して、プラズマ・アークを持続させることはむずかしいが、炉内構造物の解体に適用する上では問題になることはないこととも併せ考えれば、水中における炉内構造物の解体や、トーチが軽量小型で扱いやすいという特性を生かして、各種補機、配管、タンクなどの気中切断に使用することは現在でも充分可能であると考えられる。

(3) 酸素バーナ^{1), 2)}

1) 動作原理

鉄または鋼の局部を予熱炎で加熱し、燃焼温度（約1500°F）に達したときに酸素を吹きつけると、激しく燃焼作用を起し、その部分の鉄の分子は酸化鉄となって、酸素の噴流に吹き飛ばされ溝ができる。これが、酸素ガス切断である。

燃料ガスとしては、アセチレン、都市ガス、LPG、水素等が用いられるが、最高火炎温度は

アセチレンにより得られる。酸素ガス水中切断を行う場合は、アセチレンガスの使用が危険となるので、LPGなどを使う。

酸素バーナは、切断する金属の発熱を伴う急速な酸化を利用するものであるから、この現象を生じない金属、例えばステンレス鋼、アルミニウムその他の非鉄金属あるいは鉄の含有率の低い合金は切断できない。

鉄粉あるいは鉄-アルミニウム粉を酸素流中に混入させることにより、トーチ・フレイム温度を大きく増すことが出来、また増加した金属粉ジェットによっても切断を助けることによりより切断能力が高められる。

酸素ガス水中切断は、水による予熱部の冷却効果などによりその切断能力は著しく低下するため、例えばFig. 2.1.3の如き水流によるカーテンを作り、その内側をガスで充満させておく方法が効果的である⁴⁾。この方法により、約190 mm厚の普通鋼の水中ガス切断が確認されている。(Fig. 2.1.4)⁴⁾

2) 適用

酸素バーナは、炭素鋼の切断に極めて効果的であり、気中で60インチ、水中でも190 mm厚の切断が確認されている。水中切断については、更に今後の改善によりその切断可能板厚は増大される見通しがあり有力な工法と考えられている。Table 2.1.4¹⁾は、手動及び機動切断における切断速度と酸素ガス消費量を切断板厚との関係で示したものである。photo. 2.1.1~4はステンレス・クラッド鋼のクラッド部をあらかじめ水中ガウジングにより除去し、引き続いて水中酸素バーナで切断した外観を示している。ここで用いたテスト・ピースは、クラッド部(ステンレス鋼) 8 mm、炭素鋼部 150 mmからなるステンレスクラッド鋼である。

(4) 酸素槍

1) 動作原理

酸素槍は、もっとも古い工業的酸素切断工法のひとつであり、酸素ホースと減圧弁を取り付けたハンドルに3/8~1/4インチ径、10¹/₂フィート長程度の鋼製パイプをねじ込んだ簡単な装置である。切断は気中でのみ可能であり、作業開始に先だちランスの先端を赤熱するか、被切断物の切断開始点を酸素アセチレントーチであぶるなり、赤熱した鉄やコークスなどを置きその箇所を酸素を吹きつけ、ランスの燃焼熱および被切断物の酸化反応で切断を行うものである。

2) 適用

酸素槍は、本来手持ちで使用されるため、これを必要に応じて遠隔操作化することは極めて困難であるが、いかなる金属にも適用可能であること、切断可能板厚が大きいこと(1000 mm以上でも可能)などの特徴を有し、使用経験の豊富なこともあり、放射線レベルの低い場所での適用であるならば、目的によっては有効な工法となる。

(5) レーザ切断^{1), 2)}

1) 動作原理

発生されたレーザー光線(10.6Å)を水冷反射鏡で集光させ、10⁶ワット/cm²以上の高エネルギー密度流として被切断物を照射・溶解し、これを不活性ガス(例えば、ヘリウム78%、窒素18%、炭素ガス4%の混合気)で噴射、除去しようとするものである。

レーザー光線は、水中を透過しないので、その使用は気中のみに限られるし、特に高出力レーザー切断装置は大型となり、現場切断には向かないなどの特徴がある。

切断深さは、レーザー出力、ビームの質、切断速度、補助ガス・ノズルによって変化する。

2) 適用

一般に用いられているCO₂レーザー装置の出力は、2KW程度が多く、アクリルシートの型切り、プラスチック鋳物等のフラッシュ除去、航空機用チタン材の型切り(～3.5mm)、ガラスの型切りなどに実用されているが、その切断厚さは比較的小さく³⁾、最近開発されつつある大出力レーザー(～15KW)でも、たかだか2インチ厚のステンレス鋼板が切断できる程度であり現状技術では原子炉施設の鋼構造物解体工法の一つとは考えることができない。Table 2.1.5に高出力レーザー切断装置による金属切断の可能厚さと切断速度を示す。

(6) 溶極式ウォーター・ジェット切断及びガウジング⁴⁾

1) 動作原理

MIG切断法の一つで、高速で供給される消耗電極と被切断物間で発生するアークにより母材を局部的に溶融させ、これをジェット水で除去して行く方法である。被切断物としては、導電性のものであればよく、これを水中で切断する。

この方法を水中ガウジングに利用し、酸素ガス切断技術を併用することによって、超厚のステンレスクラッド鋼を切断する技術が研究されている。(Fig. 2.1.5⁴⁾) 図中に示されるワイヤに1.6mm径または2.4mm径を使用して、トーチをウィービング(進行方向と直角に往復運動させる)させるか、より太い8mm径のワイヤを使用するかによって、ガス切断に必要な、約10～12mmのガウジ巾を得ることが出来る。ワイヤと母材(ステデレス鋼)との接触角は60°であり、ジェット水は圧力5kg/cm²で供給される。ガウジング深さは、ガウジング速度・負荷電圧により変化する。(photo. 2.1.5⁴⁾)

2) 適用

a) 切断

土木工事における鋼管の水中切断に現用されており、45mm(ステンレス鋼)厚までの切断が確認されている。磁性をもたないステンレス鋼やアルミニウム材等の切断ドロソも、消耗電極である鉄線の溶融粉の付着により、磁石に吸着させることができ、その回収処理が容易となるなどの利点も有している。切断能力の向上、制御性の改善などが、今後必要である。

b) ガウジング

原子炉容器は、非常に厚肉(～30cm)な鋼製容器で、その内面はステンレス鋼で内張りされている。酸素切断は普通鋼には極めて有効な工法であるが、ステンレス鋼の切断が出来ないので、事前にこれを本工法により除去することに意味がでて来る。ガウジング工法としては、非消耗電極(カーボン棒)を用いる方法なども研究されつつある。

(7) 爆破切断^{1), 2)}

1) 動作原理

被切断物の形状、寸法に合わせて作られたケーシング(photo. 2.1.6²⁾)に、RDX(シクロ3メチレン3ニトロアミン)という爆薬をつめたもので、その端部に電気式又は非電気式の導火栓を有している。これを一般に「成型爆薬」と呼ぶが、その大きさによっては、導火栓を2個以

上持ち、全体が同時に爆発するよう工夫されている。

切断は、爆発による衝撃波と、ケーシング材の破片などの高温金属粒子ジェット流の両者によって行われる。このジェットの流速が必要に応じて充分成長するように、被切断物と成型爆薬の間に、適当な間隔をとる必要があり、このために低密度のポリスチレン ($\sim 1 \text{ lb/ft}^3$) などが挿入される。

2) 適用

爆破切断は、被切断物の材質・形状をとわず適用できるが、安全上の見地から、一般に6インチ厚以下の切断に適用できるとされている。¹⁾

切断は、水中、気中共に可能であるが、周辺構造物への影響や、放射性破砕物の飛散などについての配慮を必要とする他、作業員の安全についても検討されなければならない。

この方法は、米国SRE解体作業において実用され、原子炉容器内の炉心タンク・ライナ(ステンレス鋼製、 $\frac{3}{4}$ インチ厚)等の切断に成巧している。^{1), 2)}

作用上の利点としては、次の3点が考えられる。

- i) 切断部全長にわたる一斉切断が可能である。
- ii) 周辺スペースが小さい場合でも適用できる。
- iii) 高放射線区域内作業には、成型爆薬装置のために長尺の取扱工具を使うことができる。

(8) 機械式切断^{1) 2)}

ミーリング、砥石切断、鋸、Nibbling、ディスク・カッター等の在来工法は、被切断物の材質形状、寸法などや、その置かれた環境に合せて適用が可能であり、原子炉施設の保守、解体などにも使用実績は多数ある。

機械的切断全般としての特徴は、適用時の反力が大きいため強固な構造と強い把持が必要であることや、一般に切断速度が小さく、切断可能厚さがあまり大きくないこと、被切断物の周辺空間を比較的大きく必要とすることなどである。一方、切断時に発生する切断粉の発生量は比較的少なく、その飛散範囲も小さくできることから、放射性汚染の拡大を防止するという見地から見直されている向きもある。以下に代表的な工法として鋸の例を取り上げる。

(A) 機械鋸

1) 動作原理

ハック・ソーや、ギロチン・ソーがこれであり、可搬型と固定型がある。可搬型ソーは、被切断物にチェーンなどで固定し、切断線にそって順次移動させながら、または、そのままの位置で鋸引きして行く。鋸の駆動は電気又は空気モータで行う。

固定型ソーは、大型化できるので切断可能厚さや切断速度は比較的大となる。

2) 適用

可搬型ソーは、例えば14インチ径までの配管切断が可能であるが、その切断速度は、被切断物の材質、潤滑剤使用の有無、鋸刃の押付力などによってまちまちである。8インチ径スケジュール80管の切断を動力式ハック・ソーで行う場合の所要時間は、6~10分程度である。手持ちハック・ソーの重量は、約15ポンド、その長さは32~48インチ(鋸刃8~24インチ駆動装置部24インチ)であり、1人の作業員で取り扱いが可能である。

固定型ソーは、現場から外されて来た解体物の細断に有効であり、その切断速度は普通鋼棒

で 14 in^2 /分、配管で 17 in^2 /分が可能である。また、その切断可能厚さは 25 インチといわれる。

(B) 自走型パイプ切断鋸

1) 動作原理

被切断管の円周面にあらかじめ用意されたレールにそって自走する回転鋸であり、管外面を何回も廻りながら順次、切断溝を深めて行き、最後に切断分離するという特徴を有する。このため、被切断物にストレスが加っている場合などは、極く薄く非切断部を残して切断し、最後に充分注意しながら「のみ」で切り離すことも出来る。

2) 適用

本装置による 1 回当りの最大切り込み深さは $3/4$ インチ (炭素鋼) であり、これを繰り返すことにより、3 インチ厚までの切断が可能である。適用範囲は 6 インチ径から 20 フィート径までの管または機器円筒部が考えられている。

切断のためには、被切断物周辺に半径方向で 12 インチ、軸方向で 21 インチ以上の空間が必要である。重量は、約 200 ポンドである。

参考文献

- 1) OECD-NEA, Cutting Techniques as related to Decommissioning of Nuclear Facilities, Feb. 1981.
- 2) Nuclear Energy Service Inc. Decommissioning Handbook, DOE/EV/10128-1 Nov. 1980.
- 3) 溶接学会 : 溶接便覧, 丸善 p. 579 ~ 593, 47 年 4 月
- 4) ステンレス鋼超厚板のガウジング及びガス併用水中切断法について, 浜崎正信 (四国工試) よりの私信, 1981 年 2 月

Table 2.1.1 Typical Cutting Techniques

解体工法	適用範囲	遠隔操作化の 容易さ	切断コスト
アーク鋸	36インチ厚以下の全金属（水中，気中）	良好	高
プラズマ・アーク	6インチ厚以下の全金属（水中，気中）	良好	高
酸素バーナー	炭素鋼，切断厚さの制限なし（気中，水中）	良好	低
酸素鎗	全金属，切断厚さの制限なし（気中）	不良	低
レーザー	2インチ厚以下の全金属（気中）	可能	極めて高
溶極式ウォータ・ ジェット溶断	2インチ厚以下の全金属（水中） ^{*1}	良好	高
爆破切断	6インチ厚以下の全金属（水中，気中）	可能	高
機械式	方式により異なるがNibblerでは1/4インチ厚以下の全金属（気中，水中）	可能	低

*1 切断可能板厚改良のための研究開発実施中

Table 2.1.2 Typical 1100 MWe BWR Vessel/Internals Characteristics¹⁾

コンポーネント	表面線量率 (rem/Hr)	材質	代表板厚 (インチ)	切断条件	最大垂直 移動距離 (ft)
原子炉容器蓋	0	ステンレス内張鋼	4	手動 気中切断	—
蒸気ドライヤ	0	ステンレス鋼	1	手動 気中切断	—
蒸気分離器および シュラウド・ドーム	1.5×10^{-4}	ステンレス鋼	$1 \frac{1}{2}$	手動 気中切断	—
トップ・ガイド	10^5	ステンレス鋼	5	遠隔 水中切断	34
格子板	10^4	ステンレス鋼	2	遠隔 水中切断	48
ガイド管	10^3	ステンレス鋼	$\frac{3}{8}$	遠隔 水中切断	—
炉心スプレー・ スパーチャー	10	ステンレス鋼	$\frac{1}{4}$	遠隔 水中切断	23
炉心シュラウド	10^4	ステンレス鋼	2	遠隔 水中切断	62
炉心シュラウド 支持板	10^4	インコネル 600	$2 \frac{3}{4}$	遠隔 水中切断	62
ジェット・ポンプ	10^3	ステンレス鋼	$\frac{1}{2}$	遠隔 水中切断	62
原子炉容器	20	ステンレス内張鋼	$5 \frac{3}{4} \sim 9$	遠隔 気中切断	65

Table 2.1.3 Typical 1100 MWe PWR Vessel/Internals Characteristics¹⁾

コンポーネント	表面線量率 (rem/Hr)	材 質	代表板厚 (インチ)	切断条件	最大垂直 移動距離 (ft)
原子炉容器蓋	0	ステンレス内張鋼	7	手動 気中切断	—
上部炉心支持板	0	ステンレス鋼	2~15	手動 気中切断	—
制御棒案内管	10	ステンレス鋼	12φ 1/4 t	手動 気中,水中切断	—
上部炉心支持柱	10	ステンレス鋼	5φ 1 1/2 t	手動 水中切断	—
上部炉心板	10 ⁴	ステンレス鋼	3	遠隔 水中切断	12
炉 心 槽	10 ⁵	ステンレス鋼	2~9	遠隔 水中切断	28
下部炉心支持柱	10 ³	ステンレス鋼	3 1/2 φ	手動 水中切断	—
下部炉心板	10 ⁴	ステンレス鋼	2	手動,遠隔 水中切断	—
下部炉心支持板	30	ステンレス鋼	20	手動,遠隔 水中切断	—
原子炉容器	30	ステンレス内張鋼	6~11	遠隔 気中切断	35

Table 2.1.4 Relationship between Cutting speeds, Oxygen Consumption and Material Thickness¹⁾

	Thickness in Inches							
	0.25	0.5	1	2	4	6	8	10
Manual Speed (in/min)	16-18	12-14.5	8-12	5-7	4-5	3-4	2.5-3.5	2-3
Machine Speed (in/min)	20-26	17-22	14-18	7-9	7-9	5-7	4-6	3-4
Oxygen Consumption (cfh)	59-90	90-125	130-200	200-300	300-400	400-500	500-600	700-1000

Table 2.1.5 Metal Cutting Speeds with High Power Laser¹⁾

Material	Thickness in inches	Cutting Speed inches per minute
Aluminum	0.5	100
Carbon Steel	0.5	60
	0.75	20
Stainless Steel	0.25	200
	0.5	55
	1.0	20
	2.0	2

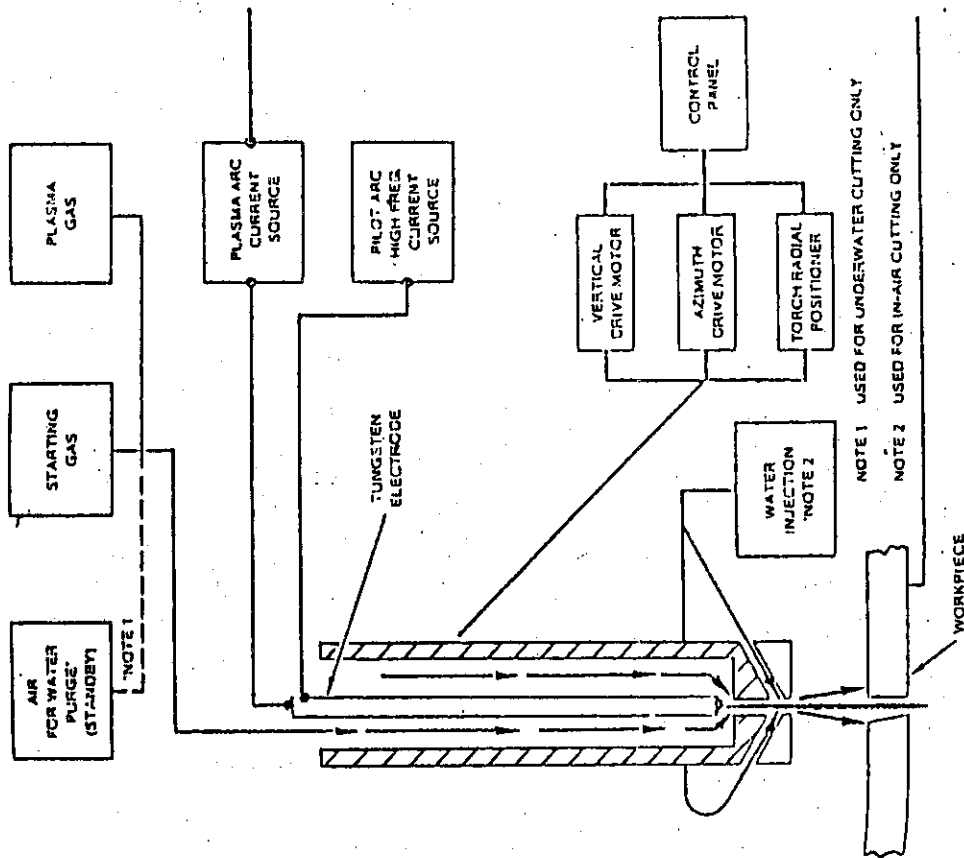


Fig. 2.1.2 Plasma Arc Torch

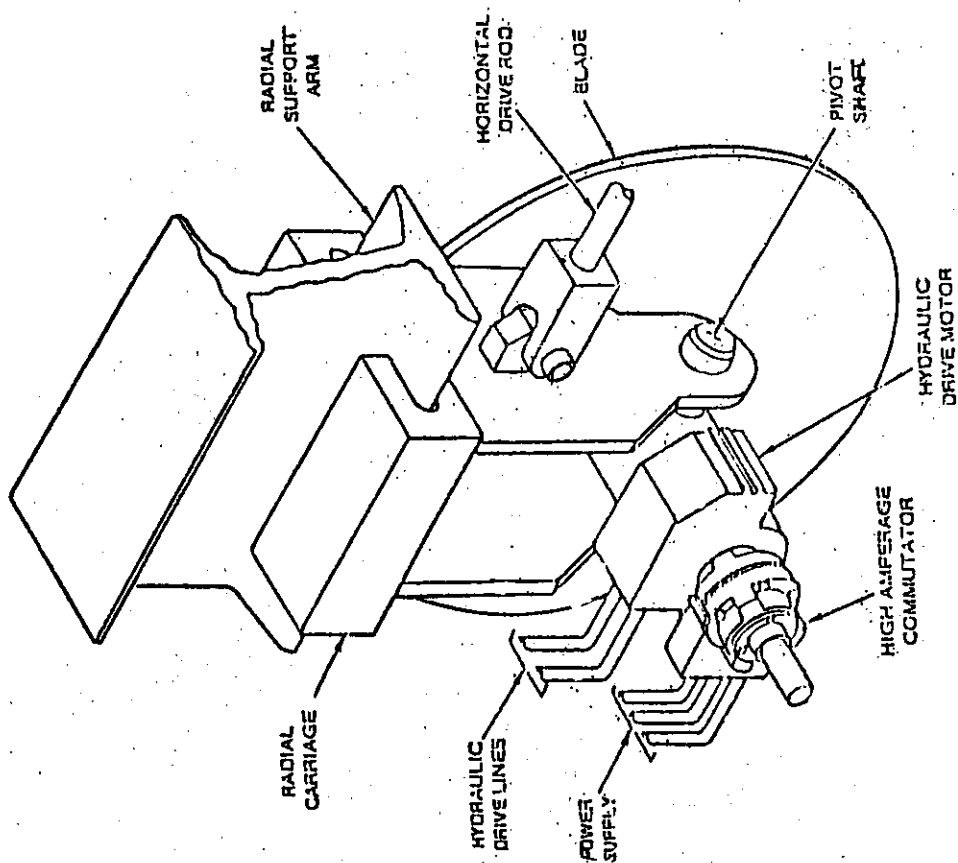


Fig. 2.1.1 Arc Saw Cutting Head

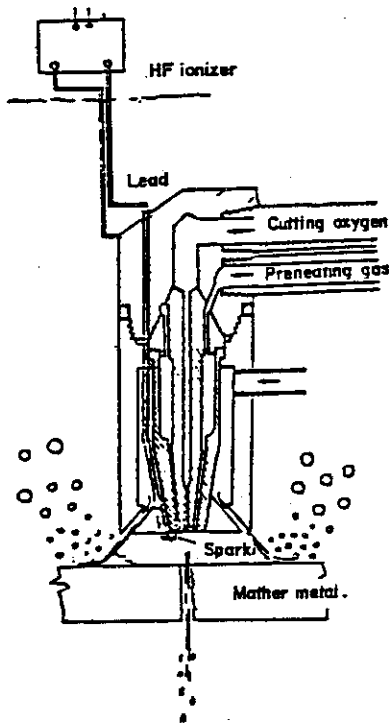


Fig. 2.1.3 Underwater Gas Cutting Torch

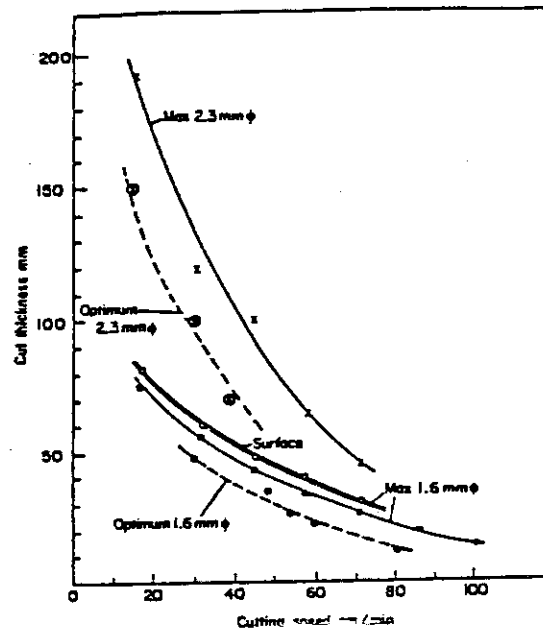


Fig. 2.1.4 Relationship between Cutting Speed and Maximum Cut Thickness

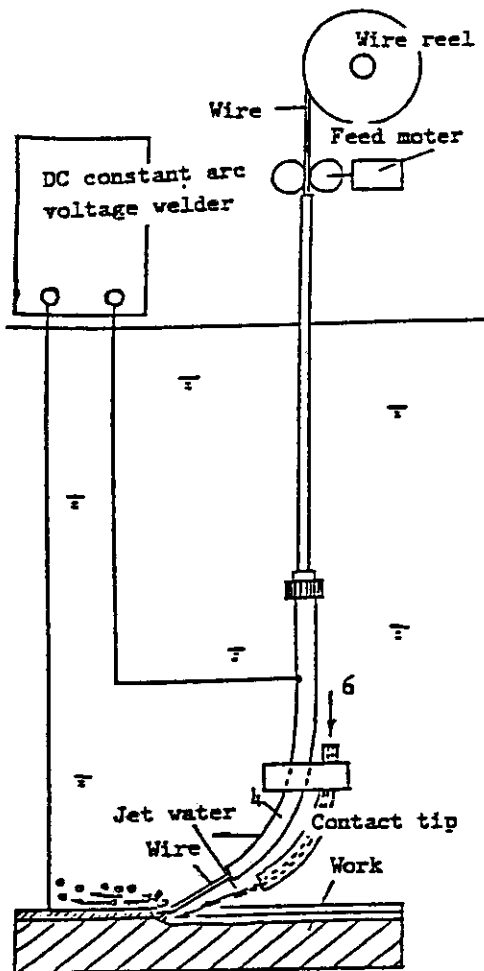


Fig. 2.1.5 Principle Diagram of Underwater Gouging using a Consumable Electrode Water Jet Technique

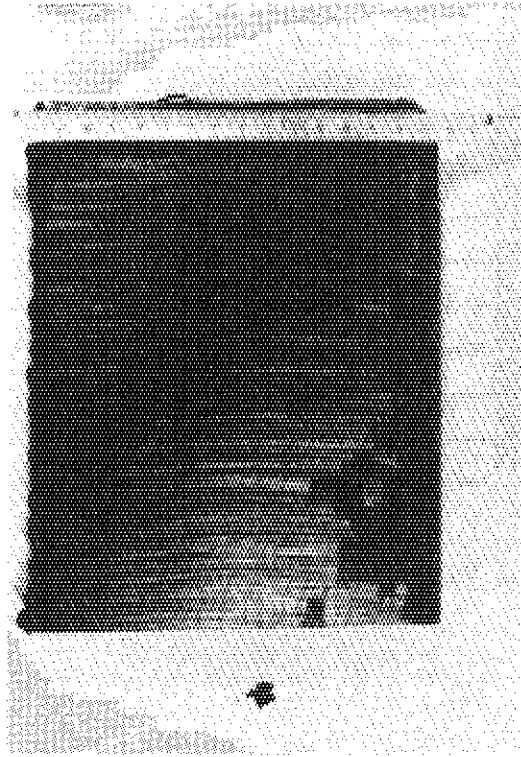


Photo 2.1.3 Sectional View of Cutting Using Underwater Gas Cutting

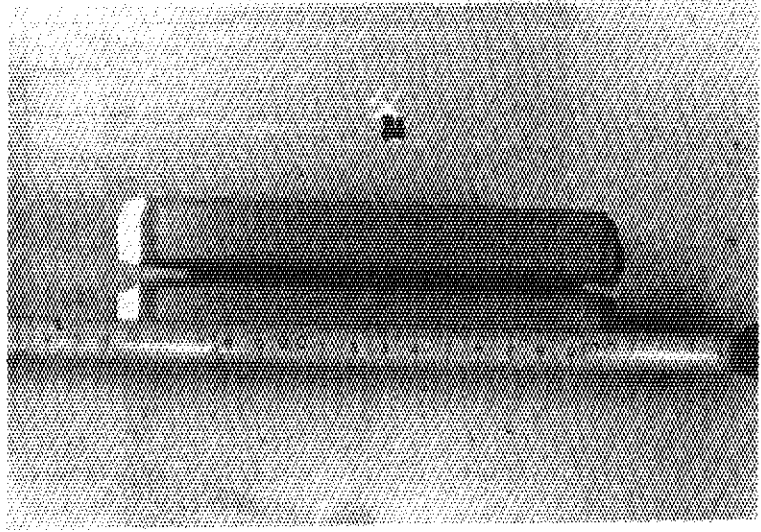


Photo 2.1.4 Cross-sectional View of Cutting Using Underwater Gas Cutting

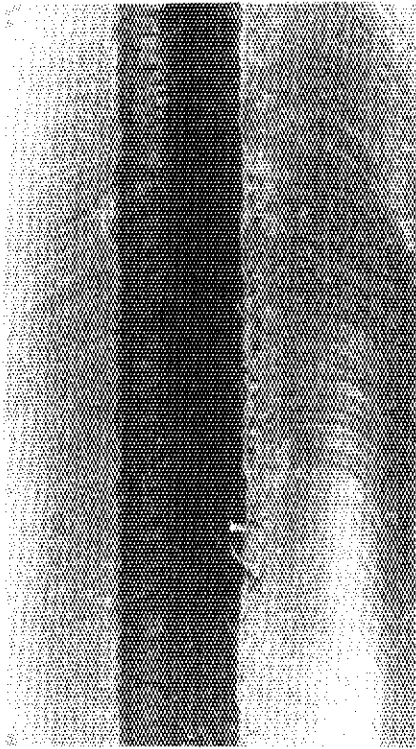
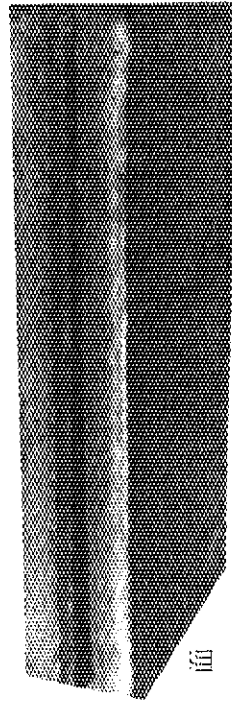
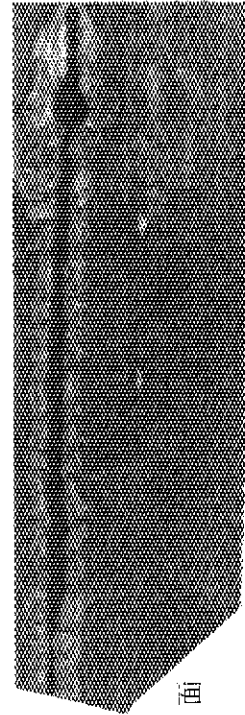


Photo 2.1.1 External View of Underwater Gouging



(a) 表面



(b) 裏面

Photo 2.1.2 External View of Underwater Gas Cutting
— (a) Cutting Surface (b) Back Side —

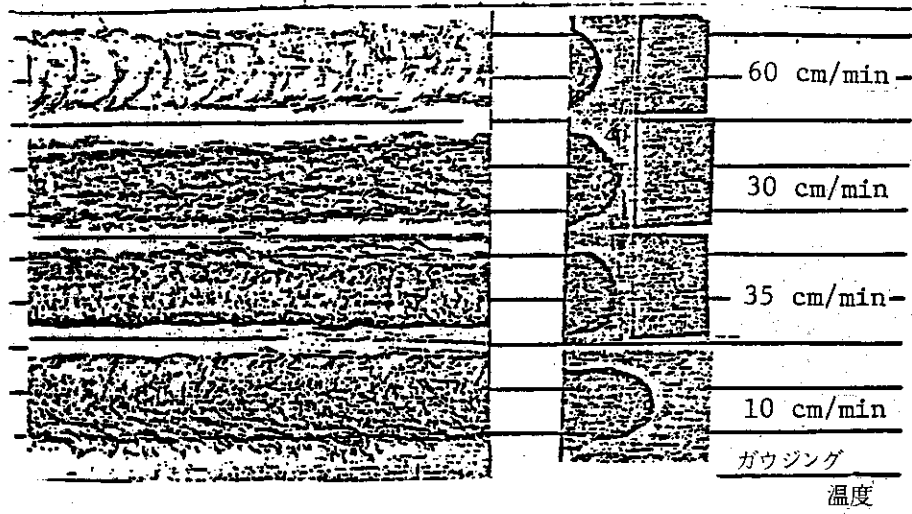


Photo 2.1.5 External and Crosssectional View of Underwater Gouging

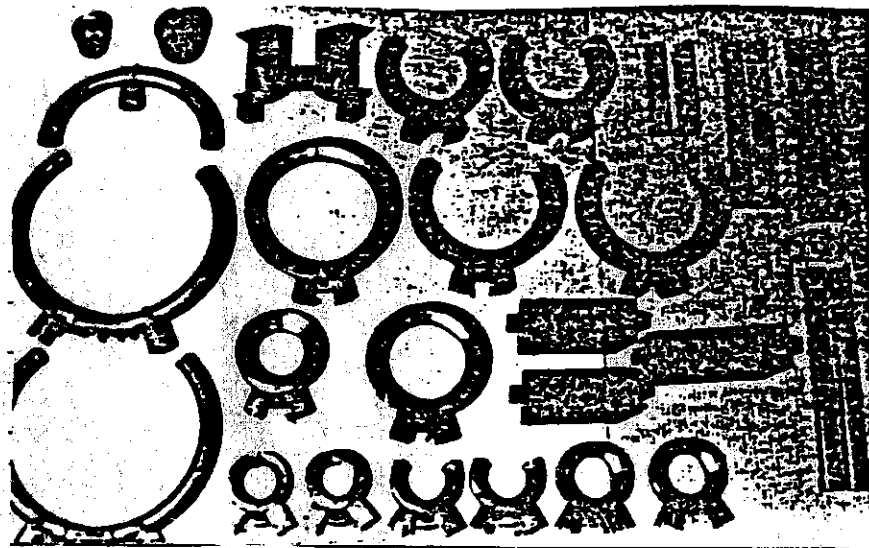


Photo 2.1.6 Shaped Explosives

2.2 コンクリート構造物解体技術の評価

原子力施設のコンクリート構造物の解体が、その他の構造物の解体と特に異なる点は、下記の通りである。

- (i) 厳しい設計条件（耐震、熱等）のため、堅固な構造体である。コンクリート断面は大きく、鉄筋量も多い。
- (ii) 生体遮蔽を目的とする場所の壁および床は特に厚い。
- (iii) 鉄筋コンクリート内部には、原子炉の操作・運転のための各種配管・ダクト類のスリーブ、遮蔽用の鋼板または鉛板が埋設されている。また、炉内壁内面は、厚鋼板やステンレス鋼等のライニング、配管機器類サポートのために多量の埋込鋼板が取付けられている。
- (iv) コンクリート構造物の表面は、放射性物質により汚染されている部位がある。
- (v) 鉄筋コンクリート構造体は勿論、これに埋設されている配管類は中性子の照射により放射化されている。
- (vi) 現時点では、管理区域内の解体物は放射性廃棄物としての法規制が適用される。
- (vii) 解体作業の安全対策は、解体時に必要な工事上の対策に加えて放射線対策（被曝・汚染）にも十分留意する。
- (viii) 大型動力炉では経済的な理由から殆んど例がないが、小型実験炉では生体遮蔽用コンクリートの骨材に鉄鉱石等が使用されることがある。

原子炉施設の解体は、原子炉容器等の機器・配管類を撤去した後にコンクリート構造物の解体が行われる。

コンクリート構造物は、表面が放射性物質により汚染された部位と、中性子の照射により放射化された部位がある。これら汚染および放射化された部位を除去すれば、その他の部位の解体は一般構造物で使用されている在来工法（火薬・大型ブレーカー・スチールボール等）で十分に対処可能と思われる。

従って、コンクリート構造物の解体技術としては、表面除染工法と放射化コンクリートの解体工法につきる。

各工法の概要と工法に対する総合評価について記述する。なお、工法の総合評価については、現在まだ国内で原子炉施設のデコミッションングの経験がないので、主として下記の文献を参考として行う。また、現在までに国内で一般構造物に対してではあるが、実用に供されている機械工法については、その特性と使用経験を基に原子力施設に対して用いた場合の状態を推測して評価に加えた。

コンクリートの表面汚染は、その表面が多孔質で浸透性があり、また、クラック部分についてはその深さまで汚染が浸透するため、非破壊洗浄法の適用はできない。局部的に放射化されている場合は遠隔操作による作業が必要である。

適用可能な表面除染工法を次のように分類しTable 2.2.1にその工法の概要を示した。また、Table 2.2.3にその工法の総合評価を示した。

- 表面を削り取る方法

（液体・固体の噴射、機械工具）

- ・表層を破碎する方法
(火薬, 火炎, 電磁波, 機械工具)

- ・はぎ取る方法 (剥離性塗料)

放射化コンクリートの解体は, その作業において次の制約を受ける。

- ・作業員が解体物に接近できないこと。
- ・解体時に発生する粉塵の飛散防止に万全を期すること。
- ・解体時に使用する副資材(水・油等)・材料・機器類が二次汚染により廃棄物として処理される場合, その量の低減を計ること。

このため, 解体工法は次の特性を具備されなければならない。

- ・マッシュな鉄筋コンクリートに適していること。
- ・遠隔操作性に優れていること。
- ・粉塵の飛散防止対策を施せること。
- ・発生材の形状・寸法は一定で定常的処理が可能なこと。
- ・複数異種作業の組合せは出来るだけ避けること。

適用可能な解体工法を次のように分類し, Table 2.2.2 にその工法の概要を示した。また, Table 2.2.4 にその工法の総合評価を示した。

- ・機械的衝撃による方法
- ・油圧機構による方法
- ・研削による方法
- ・火薬による方法
- ・膨張圧による方法
- ・火炎による方法
- ・薬品による方法

膨張圧による破碎法(膨張材充填法)

この方法は, あらかじめ搾孔した孔に水で混練した膨張材(静的破碎剤)を充填して, その水和膨張圧(3000 t/m³以上)によりコンクリート構造物を24時間以内に破碎させるものである。

この方法によれば, 破碎に際しての粉じんの発生, 騒音, 振動などの問題を生ずることもない。また爆薬などに比較して, 取扱いや安全性の面で優れており, 搾孔(孔径, 孔間隔, 孔配列, 孔角度等)を考慮することにより計画的な破碎が可能であり, コンクリート構造物の解体法として有望な手段の一つといえる。欠点としては破碎に時間がかかることが挙げられる。製品としては国産品のみで, S-マイト(住友セメント), プリスター(小野田セメント)がある。

参考文献

- (1) DOE/EV/10128 - 1 : by USDOE
Decommissioning Handbook (Nov. 1980)
- (2) NUREG/CR-0672 Vol. 2 : by USNRC, Technology, Safety and Costs of
Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station. (June 1980)
- (3) 解体工法と積算, 解体工法研究会編 経済調査出版部
- (4) 建設技術の現状と動向, 港湾技術開発調査委員会, 運輸省港湾局
- (5) 小野田建材株式会社 ERRUT MACDONALD スキャブラ床研り機械カタログ
- (6) 日立工機 日立電動工具・空気工具カタログ
- (7) オカダさく岩機株式会社カタログ
- (8) 日本ニューマチック工業株式会社カタログ
- (9) 旭化成工業株式会社 アサヒジャッカーカタログ
- (10) 大林組 COW工法カタログ
- (11) オリエント通商株式会社 油圧式ロックスプリッターダグダカタログ
- (12) 三笠産業 三笠'80 総合型録
- (13) マイカイ貿易株式会社 ダイヤモンドビルドリルカタログ

Table 2.2.1 Contaminated Concrete Surface Removal Techniques

(Note) Status A; Practically Used
Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
I. Chipping/ Abrading a) By Water Blasting	Water Jet (Water Cannon)	○		A small quantity of water blasted by a compressed gas drive piston chip concrete surface.	Rates of removal is high. The water jet serves to coat the rubble particles and thus helps to reduce the spread of dust and contamination.	Needed large working space.	The unit is usually mounted on a back hoe. Therefore, this technique is limited to large accessible facilities. Suitable for shallow surface contamination.	Fig. 2.2.1
				b) By Solid Blasting	○		Sand blasted to concrete surface mechanically erode away the surface.	Rates of removal is high.
	Wet-sand Blasting	○		Wet-sand is used instead of dry-sand. Principle is same as sand blasting.	Same as sand blasting.	This method generates less noise and dust than sand blasting.	Same as sand blasting.	
	Dryice Blasting			Dryice is used instead of sand. This technique is under development and the detail is not clear.	Consequential wastes are not produced.		Removal of thin surface layer.	

Table 2.2.1 Contaminated Concrete Surface Removal Techniques (Continued 1)

(Note) Status A; Practically Used
Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
c) By Tools	Scabblor	○		Pneumatically operated piston heads with tungsten carbide bits strike the surface to chip off the concrete.	Handling is easy. Rather high chipping speed. Suitable for floor surface removal.	Noise level is high. Contaminated dust is captured by HEPA filtered vacuum exhaust system.	Suitable for shallow surface contamination. Awkward to use on surface of walls and ceiling.	Photo.2.2.1 Table 2.2.5
	Grinder	○		Abrading the surface using coarse-grained abrasives in the form of water-cooled diamond grinding wheels or multiple tungsten-carbide surfacing discs.	Convenient for handling. Suitable for abrading the surface partially.	Generate considerable level of noise and dust. Removal rate is low when it is used for large areas.	Suitable for paint and thin surface removal.	Photo.2.2.2
II. Spalling a) By Tools	Small Size Breaker (Chipping Hammer / Electric Hammer)	○		Fracturing is caused by the impact of a hardened tool steel bit ofmoil point shape driven by compressed air, hydraulic fluid pressure source or electric power.	Handy and suitable for spalling small areas. Removal speed is relatively high whereas equipment is small size.	Very noisy and generates large quantities of dust.	Not suited for operation on surface of walls or ceilings. Applicable for chipping off the surface material deep enough to remove the contamination.	Fig. 2.2.2
	Concrete Breaker (Paving Breaker)			Same as pick hammer.	Same as pick hammer.	Same as pick hammer. Significant weight make it impractical for use on large areas.	Same as pick hammer.	Fig. 2.2.2

Table 2.2.1 Contaminated Concrete Surface Removal Techniques (Continued 2) (Note) Status A; Practically Used Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
	Large Size Breaker (Giant Braker)	○		The equipment consists of an air- or hydraulic-operated impact ram with a moil or chisel point mounted on a crawler arm.	Removal rate is high.	Generates high level noise and large quantities of dust.	Limited to large accessible facilities for heavy equipment. Applicability is same as small breaker except necessity of large access.	Fig. 2.2.3
	Spaller		○	The technique consists of drilling 1 to 1-1/2 inch diameter holes into which is inserted a hydraulically operated spalling tool bit. A tapered mandrel is hydraulically forced into the hole through bit to spread the fingers of bit and spall off the concrete.	Handy and light weight. Spaller itself generates a very small quantity of dust.	Some quantity of dust and noise is generated for drilling.	Spalling off the concrete 50 to 70 mm in depth. Adaptable for remote operation. Awkward to use on irregular surfaces or in cramped quarters.	
b) By Explosives	Blasting	○		Drilling holes in the concrete, loading them with explosives or putting explosives on concrete surface and then to detonate using some firing technique.	Fast material removal rate where concrete is contaminated deeply.	High noise and vibration level. Generated moderate quantities of dust and fragments that must be controlled.	Available for removal of irregular surfaces. Expectable for remote operation.	

(Note) Status A; Practically Used
Status B; Under Development

Table 2.2.1 Contaminated Concrete Removal Techniques (Continued 3)

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
c) By Flame	Jet-flame Cutting	○	○	Remove the surface concrete by jet flame of oxygen-kerosene mixed gas blasted at supersonic.	No consequential inorganic wastes generated.	Toxic gases may be generated by chemical reaction of finishing material on concrete surface due to heat.	Adaptable for remote operation removal of irregular surfaces. Available for removal of heavily reinforced concrete.	Fig. 2.2.5
	Thermite Lance Cutting	○	○	Concrete is decomposed by very high temperature of thermite reaction process of steel, aluminum, and magnesium wire in pure oxygen gas.	Same as jet-flame cutting.	Generates copious quantities of smoke. Toxic gases may be generated like jet-flame. Cost of lance bar is high.	Same as jet-flame cutting.	Fig. 2.2.6
	Powder Lance Cutting	○	○	This technique consists of a thermite reaction process whereby a powdered mixture of iron and aluminum oxidizes in pure oxygen jet. The temperatures in the jet causes decomposition of the concrete in contact with the jet.	Same as jet-flame cutting.	Same as thermite lance cutting. Adequate ventilation is required.	Same as jet-flame cutting.	Fig. 2.2.7
d) By Electro-magnetic Wave	Micro-wave	○	○	Water in concrete is heated by irradiated micro-wave to the concrete surface, and then concrete is decomposed by the heat.	Quantity of dust produced is very small. Ventillation is not necessary.	Electro-magnetic wave is dangerous for human body. Must be treated very carefully, and some protection against the wave is necessary.	Adaptable for remote operation.	Fig. 2.2.8

Table 2.2.1 Contaminated Concrete Surface Removal Techniques (Continued 4) (Note) Status A; Practically Used
Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
III. By Stripping	Strippable Coating		○	Decontaminate by taking off the strippable coating which is coated on concrete surface before or after contamination.	No vibration, noise and dust.	May be required some ventilation, if the coating contain toxic components.	Applicable for only surface.	

Table 2.2.2 Concrete Removal Techniques (Note) Status A; Practically Used Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
I. By Mechanical Impact	Small-size Breaker	○		Continuous impact to concrete is applied by moil point shape steel bit driven by compressed air and hydraulic pressure.	Handy and suitable to remove small areas. Removal speed is comparatively high whereas equipment is small.	Very noisy and generates large quantities of dust.	Applicable for demolition of small areas.	Fig. 2.2.2
	Large-size Breaker	○		Crawler mounted breaker with moil or chisel point bit.	Removal speed is high.	Generates vibration and large quantities of dust.	Suitable for downward operation.	Fig. 2.2.3 Photo.2.2.3
	Wrecking Ball	○		Impact is applied to break concrete by raising the steel ball (1 to 3 tons in weight) with a crane above the structure and releasing the cable, or swinging the ball into the structure.	Removal speed is high. Cost is low.	Vibration is severe and noise level is high. Large space is necessary to swing the ball. Safety control to prevent the ball from falling accidentally is needed.	Only where noise and vibration allowed and no limitation for operation given.	
II. By Hydraulic Pressure	Oil Jack	○		Piston of oil jack set up on a floor is extended by hydraulic pressure, and the tip of the piston contact with the slab or beam of upper floor breaks them as the piston pushes up the concrete.	Mobility and removal rate is fair since the jack is mounted on a crawler. No vibration, noise and dust generation.	Availability for demolition of the external walls and columns is poor.	Applicable for regular type concrete structures like that of an office building.	Fig. 2.2.9 Photo.2.2.4

Table 2.2.2 Concrete Removal Techniques (Continued 1) (Note) Status A; Practically Used
Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
	Crusher	○		<p>1) Holds the concrete between U shape frame, and crash the concrete by oil jack set on the frame.</p> <p>2) Holds the concrete by the two pieces of arm with mighty hydraulic press, and breaks the concrete applying bending and shearing force.</p>	<p>Low level noise and vibration.</p> <p>Same as the type 1).</p>	<p>Cutting of reinforcing bars is impossible. Generates moderate quantities of dust.</p> <p>Same as the type 1).</p>	<p>Suitable where noise and vibration must be controlled.</p> <p>Same as the type 1)</p>	<p>Photo.2.2.5</p> <p>Photo.2.2.6</p>
		○		<p>3) Cutter is added on the similar type of press of type 2) crusher. By the cutter, reinforcing bars are cut simultaneously when concrete is crushed.</p>	<p>No noise and vibration. Able to cut reinforcing bar (up to 26 mm in diameter).</p>	<p>Generates moderate quantities of dust.</p>	<p>Same as the type 1).</p>	<p>Photo.2.2.7</p>
	Rock Splitter	○		<p>This is a method for fracturing concrete by hydraulically expanding a wedge into a pre-drilled hole (36 to 90 mm in diameter) until tensile stresses are large enough to cause fracture.</p>	<p>Relatively light and handy.</p>	<p>Drill generates moderate quantities of dust and little noise. Not available for reinforced concrete.</p>	<p>Suitable for non-reinforced concrete.</p>	<p>Fig. 2.2.9</p>

Table 2.2.2 Concrete Removal Techniques (Continued 2) (Note) Status A; Practically Used Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
III. By Abrasive Cutting	Sawing	○		A diamond or carbide tipped wheel mounted on an equipment, which is movable and able to give pressure, cut reinforced concrete structures in separate pieces. Usually cut into 5 to 6 tons pieces.	Generates little dust and vibration. Easy operation of the tool and handling of cut pieces of the concrete. Produces no rubbles.	Cooling water is required for cutting. High noise level when concrete is cut.	Suitable where noise and vibration must be controlled. Cutting depth is approximately 40 to 50 cm.	Photo.2.2.8
	Diamond Core Drilling	○		Rotary core drill bit tipped diamond or carbide, driven by electric motor, abrasively cuts the concrete and makes holes in it.	No vibration, noise, and dust. Equipment is compact. Able to cut thick concrete slabs or walls.	Cooling water for bit is required. Relative cost is high.	Available for cutting the concrete 3 to 4 m thickness.	Photo.2.2.9
IV. By Explosives	Dynamite	○		Drilling holes in the concrete, loading them with explosives. The diameter and depth of the holes is determined based on the characteristics of the explosives used. Detonation velocity of the explosives used for this technique is high (6,000~7,000 m/sec).	Generally size of the removed fragments are small. Removal rate is fast.	High noise and vibration level. Requires blasting mat against scattering material.	Suitable for heavily-reinforced concrete demolition.	

Table 2.2.2 Concrete Removal Techniques (Continued 3) (Note) Status A; Practically Used Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
	Low Velocity Explosives	○		The principle is the same as dynamite. Detonation velocity of the explosives is comparatively low. Concrete is broken primarily by the gas pressure generated (1,000 to 2,000 kg/cm ²).	Same as dynamite.	Useless for the concrete with cracks. Generates some level of noise and vibration when the concrete is drilled and blasted.	Suitable for demolition of lightly reinforced concrete structures in a town.	
V. By Expansibility	Demolition Compound	○	○	Concrete demolition compound is a chemically expanding compound that is poured into pre-drilled holes and causes tensile fractures in the concrete upon hardening as the time proceeds. Expansible materials such as expansible compound that contain silicic acid salt, quicklime and expansible mortar are sold or under development.	No noise, vibration and flying fragments.	Reaction speed is affected considerably by temperature. Drilling generates moderate quantities of dust.	Suitable for non-reinforced concrete or lightly reinforced concrete.	Fig.2.2.10 Photo.2.2.10

Table 2.2.2 Concrete Removal Techniques (Continued 4)
 (Note) Status A; Practically Used
 Status B; Under Development

Classification	Removal Techniques	Status		Principles	Advantages	Disadvantages	Applications	References
		A	B					
VI. By Flame	Jet-flame Cutting	<input type="radio"/>	<input type="radio"/>	Cut the concrete by jet flame of oxygen-kerosene mixed gas blasted at supersonic.	Available for complex structure of concrete and steel. Adaptable for underwater cutting.	Generates very high level noise and scatters molten slag. Skill in operation is required. Cost is high.	Available for heavily reinforced concrete.	Fig. 2.2.2.5
	Thermite Lance Cutting	<input type="radio"/>	<input type="radio"/>	Concrete is molten and cut by very high temperature of thermite reaction process of steel, aluminum and magnesium wire in pure oxygen gas.	Same as jet-flame cutting.	Requires ventilation system, since large quantities of smoke is generated. High temperature molten slag scatters. Cost of lance is high.	Same as jet-flame cutting.	Fig. 2.2.6
	Powder Lance Cutting	<input type="radio"/>	<input type="radio"/>	Concrete is molten and cut by very high temperature of thermite reaction process of a powdered mixture of iron and aluminum oxidizes in pure oxygen jet.	Cutting is possible without noise and vibration. Available for heavily reinforced concrete.	Generates large quantities of smoke. High temperature molten slag scatters.	Same as jet-flame cutting.	Fig. 2.2.7
VII. Corrosive Gas	Sulfuretted Hydrogen Gas	<input type="radio"/>	<input type="radio"/>	Fills sulfuretted hydrogen gas into drilling holes in the concrete and decomposes the concrete by chemical reaction.	No vibration and noise. Produces no scattering rubbles.	Requires careful operation, since the gas is deadly poison.		

Table 2.2.3 Evaluation of Contaminated Concrete Surface Removal Techniques

Classification	Removal Techniques	Evaluation
I. By Chipping/ Abrading	Water Jet	This technique is suitable for concrete surface chipping, but applicable area may be limited as the equipment is of a large size. Because of generation of consequential wastes, some contamination-control envelope system is required.
	Sand Blasting	This technique is effective for the concrete surface on which contamination remain within thin layers. On the other hand, a large exhaust and air filtration system is required, since this technique generates some quantities of consequential wastes. Therefore, there is not enough reason to use this technique positively.
	Scabblor	This technique is effective for the shallow surface removal, within 1" in depth, on the concrete floor. However, it is weak points of this tool that removal speed is low, and application for walls and ceiling is awkward.
	Grinder	This technique is suitable for removal of paint and thin layer concrete on the surface. It is reported that floor and hand-held grinding machines have been successfully used at the San Onofre Unit 1 Nuclear Plant to remove surface contamination.
II. By Spalling	Small Size Breaker & Concrete Breaker	Concrete breaker is suitable for removal of contaminated concrete surface of floor where access of heavy equipments is impossible. Small size breaker is suitable for partial concrete removal on walls. However, application for large areas is impractical, since these tools are handled by hand and weight is considerably heavy.

Table 2.2.3 Evaluation of Contaminated Concrete Surface Removable Techniques (Continued 1)

Classification	Removal Techniques	Evaluation
(II. Continued)	Large Size Breaker (Crawler Mounted Giant Breaker)	This technique is suitable for the area where heavy equipments are accessible, taking the place of concrete breaker. Application for walls and ceilings is awkward.
	Spaller	<p>This technique is remote operatable for removing surface contamination that penetrates one to two inches into surface. Removal of the surface radio-activity in this manner eliminates the need to dispose of large quantities of non-radioactive concrete as with other volume removal techniques. Because of these merit, this technique seems an excellent method for the contaminated concrete surface removal.</p> <p>This technique would become ideal method of surface decontamination, if a large number of spallers was assembled to one unit, and if the machine equipped a HEPA filtered vacume exhaust system to capture contaminated dust.</p>
	Blasting	This technique may be used for the area where contamination penetrates deeply in the concrete through cracks, by means of loading explosives in the drilled holes or putting explosives on concrete surface. However, application of this technique is limited on special occasions because of its high level noise and vibration.

Table 2.2.3 Evaluation of Contaminated Concrete Surface Removal Techniques (Continued 2)

Classification	Removal Techniques	Evaluation
(II. Continued)	Jet-flame Cutting	Contaminated concrete surface may be removed by this technique melting concrete with remote operation. However, the removed volume of non-radioactive concrete removed with contaminated concrete is much, and the volume of wastes to be controlled becomes large amount. Moreover, removal rate is relatively low for the concrete into which contamination penetrates deeply. Therefore, this technique is considered not to be suitable for surface removal.
	Thermite Lance Cutting	The characteristics of this technique is similar to the jet-flame cutting method. This technique is considered not to be adaptable for removal, since it generates copious quantities of smoke that can potentially spread gross contamination to the whole building.
	Powder Lance Cutting	Due to the same reason of the thermite lance cutting method, this technique is not considered to be adaptable for concrete removal.
	Micro-wave	Though this technique is under development at present, it is expected for wide application when the equipment is developed for practical use, because the equipment is operated remotely and generates no dust.
III. By Stripping	Strippable Coating	This technique is under development in the U.S., and the detail is not clear.

Table 2.2.4 Evaluation of Concrete Removal Techniques

Classification	Removal Techniques	Evaluation
I. By Mechanical Impact	Small-size Breaker	This technique is suitable for fracturing concrete partially at the area where a large-size breaker can not approach, but is not available for large area demolition.
	Large-size Breaker (Crawler mounted Giant Breaker)	This technique is adaptable for the area where a heavy equipment is impossible to approach and blasting method is not allowed. A remote operation of a sort is possible when the operator cabin is equipped by radiation shielding, airtight material and ventilation system. Because of these function, this machine is feasible for contaminated concrete demolition.
	Wrecking Ball	A large amount of concrete fragments and dust scatter, and the control of spreading contamination is impossible when contaminated concrete is removed. Therefore, this method is unsuitable for this purpose. In addition, it generates severe vibration and noise. Therefore, it may be impossible to use this method for the demolition in the area to where a nuclear facility in operation is close.
II. By Hydraulic Pressure	Oil Jack (Crawler mounted Thrusting Oil Jack)	This technique is available for only removal of floors or beams which sections are relatively small. Therefore it is unsuitable for demolition of nuclear facilities which are generally made up by thick and heavily reinforced concrete walls and floors.

Table 2.2.4 Evaluation of Concrete Removal Techniques (Continued 1)

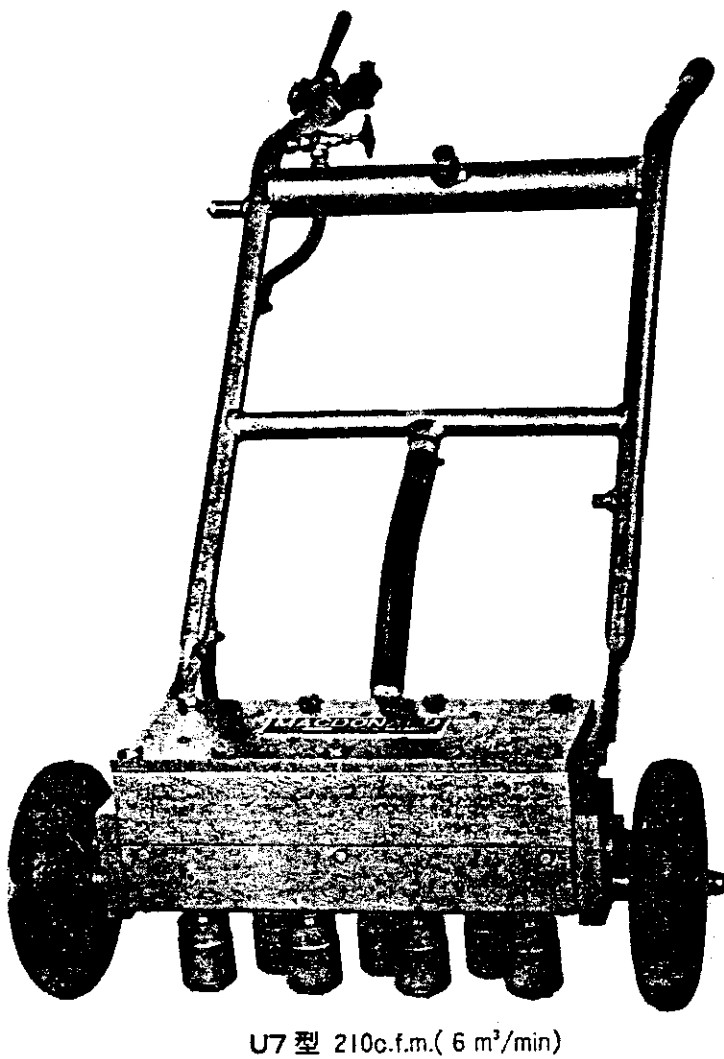
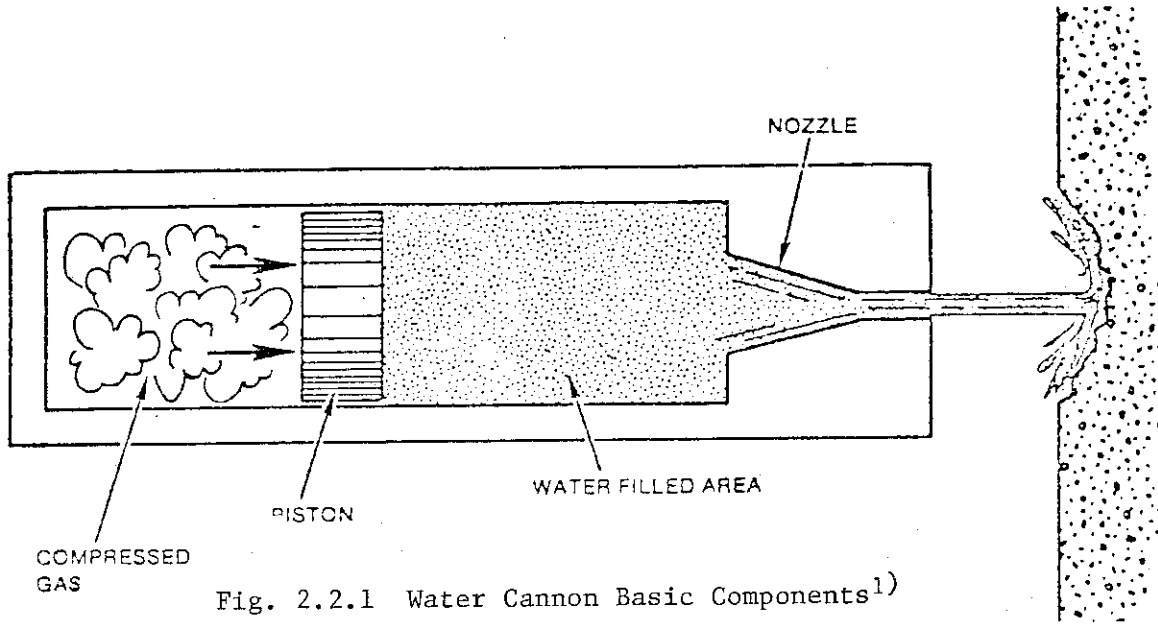
Classification	Removal Techniques	Evaluation
(II. Continued)	Crusher (Crawler mounted or suspended type Crusher)	<p>This technique is feasible to approach contaminated area by shileding the operator cabin similar to the large-size breaker, because the crusher is mounted on a crawler.</p> <p>Present machines are developed for demolition of regular building, but if a machine for demolition of nuclear facilities was developed, wide applicable area by this technique would be expected, because of its function.</p>
III. By Abrasive Cutting	Rock Splitter	<p>This technique is applicable for only partial removal, if it is used for demolition, since it is unsuitable for concrete over 1 inch thickness.</p>
	Sawing	<p>Concrete removal by this technique may be highly expected, since this machine produces little dust and vibration, can cut reinforcing bars simultaneously, and has feasibility of remote operation. However, the maximum thickness of cut is approximately equal to one-third of the blade diameter, and the cost rises with increment of bars in quantity. Therefore, this technique is adaptable only for partial removal. In addition, it should be paid attention that this technique requires contamination control of water which is used to cool the blade.</p>
	Diamond Core Drilling	<p>This technique generates no vibration and low level noise, and is available for cutting reinforced concrete 3 to 4 m thickness. By overlapping the holes drilled, it is possible to cut very thick concrete. However, this technique is only adaptable for partial removal as the cost is high and removal speed is low.</p>

Table 2.2.4 Evaluation of Concrete Removal Techniques (Continued 2)

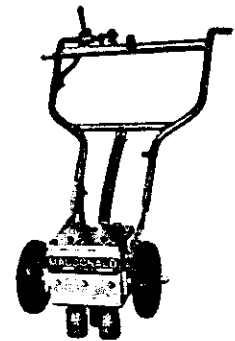
Classification	Removal Techniques	Evaluation
IV. By Explosives	Dynamite Low Velocity Explosives	<p>Available for the area where noise and vibration must not be controlled. This technique can remove the concrete efficiently, by selecting a proper blasting parameter, which thickness is more than 2 feet. However, an adequate contamination-control is required not to scatter fragments and dust when contaminated concrete is removed.</p> <p>This technique is very attractive for demolition of nuclear facilities, since it produces less noise and vibration than the dynamite method and is able to control the size of fragments by selecting a blasting parameter adequately. However, application for heavily reinforced nuclear facilities requires future development.</p>
V. By Expansibility	Demolition Compound	<p>This technique is more attractive than the low velocity explosives, because it generates no noise, vibration, flying fragments and dust. However, the time required for breaking concrete is long, and this technique has not actually applied yet for removal of heavily reinforced concrete like nuclear facilities. Therefore, the availability of this method for nuclear facilities must be studied, watching the state of research and development on this technique.</p>
VI. By Flame	Jet-flame Cutting	<p>This technique is considered to be available for removal of the contaminated concrete, since this machine produces no smoke and less consequential wastes, and even though at an area where reinforcing bars are arranged heavily, it can cut the concrete continuously.</p>

Table 2.2.4 Evaluation of Concrete Removal Techniques (Continued 3)

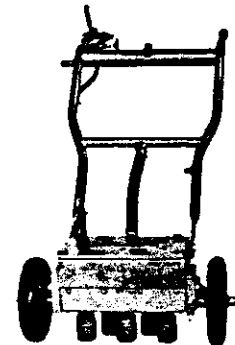
Classification	Removal Techniques	Evaluation
(VI. Continued)	Thermite Lance Cutting	<p>This technique is able to cut reinforced concrete same as jet-flame cutting. However, this technique generates copious quantities of smoke that can potentially spread gross contamination to the whole building when it is adapted for removal of contaminated concrete. Moreover, rock splitter and rebar cutter are required after making holes by this technique, therefore it is considered that this technique is not suitable as a removal technique.</p>
	Powder Lance Cutting	<p>Availability is higher than thermite lance because this technique can cut the heavily reinforced concrete continuously. However, it generates copious quantities of smoke and the possibility that contaminate whole building is the same as thermite lance cutting. Therefore, it is considered that this technique is not suitable for removal of contaminated concrete.</p>
VII. Corrosive Gas	Sulfuretted-hydrogen Gas	<p>This technique uses deadly poison gas, therefore, requires very careful operation by means of setting up some envelope around the area removed. This technique may be limited to partial demolition.</p>



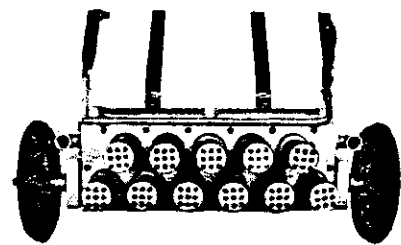
U7型 210c.f.m.(6 m³/min)



U3型 110c.f.m.(3.1 m³/m)



U5型 160c.f.m.(4.5 m³/m)

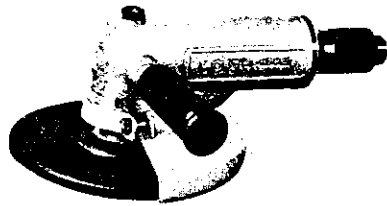


U11型 350c.f.m.(10 m³/m)

Photo 2.2.1 Scabblers⁷⁾

Table 2.2.5 Size and Weight of Scabblers⁷⁾

Types	Length	Width	Height	Chipping width	Air consum- ing rate	Pressure of Air	Weight
U 11	1250 mm	825 mm	825 mm	475 mm	10 m ³ /m	5.8 kg/cm ²	142.7 kg
U 7	1250 mm	750 mm	825 mm	394 mm	6 m ³ /m	5.8 kg/cm ²	119.7 kg
U 5	1250 mm	625 mm	825 mm	281 mm	4.6 m ³ /m	5.8 kg/cm ²	96.3 kg
U 3	1250 mm	425 mm	825 mm	141 mm	3.1 m ³ /m	5.8 kg/cm ²	56.3 kg

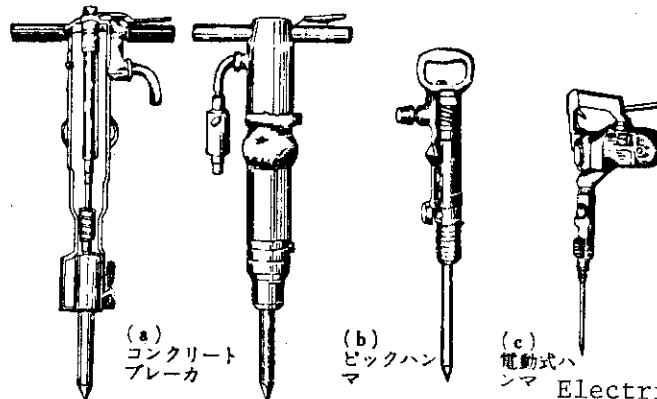


Pneumatic Grinder



Electric Grinder

Photo. 2.2.2 Examples of Grinders⁸⁾



(a) コンクリート
ブレイカ

(b) ピックハン
マ

(c) 電動式ハ
ンマ

Concrete breaker

Pick hammer

Electric hammer

Fig. 2.2.2 Examples of Chipping Hammers and Concrete Breaker⁵⁾

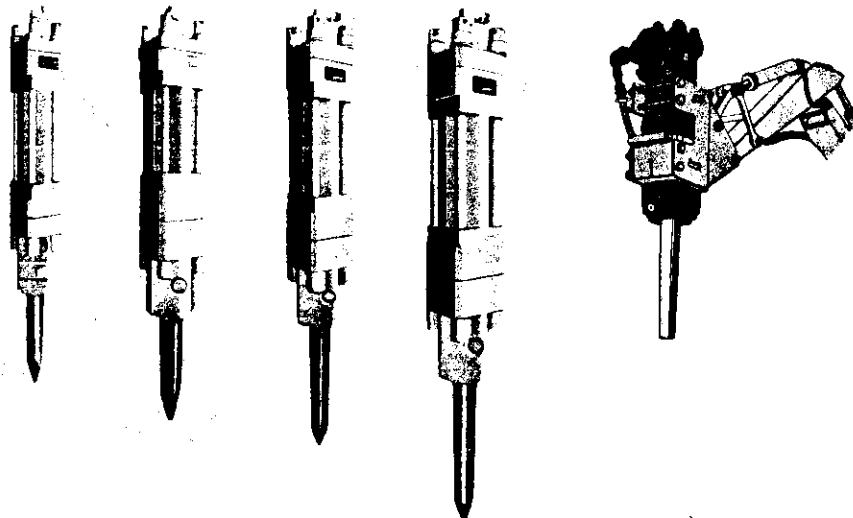


Fig. 2.2.3 Examples of Giant Breakers⁹⁾



Photo 2.2.3 Demolition by a Giant Breaker¹⁰⁾

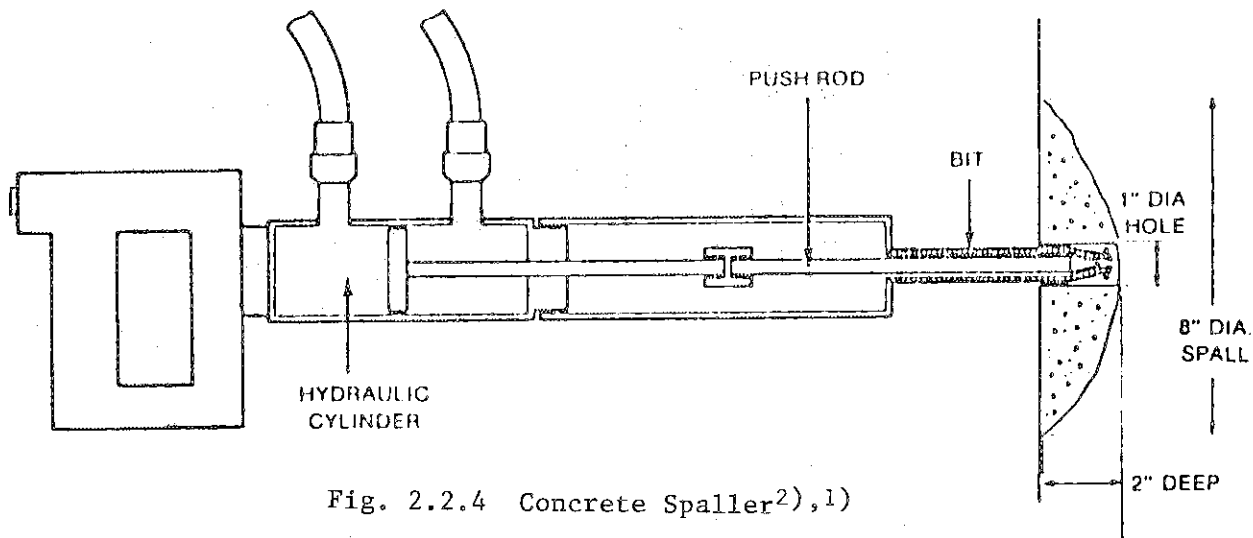


Fig. 2.2.4 Concrete Spaller^{2), 1)}

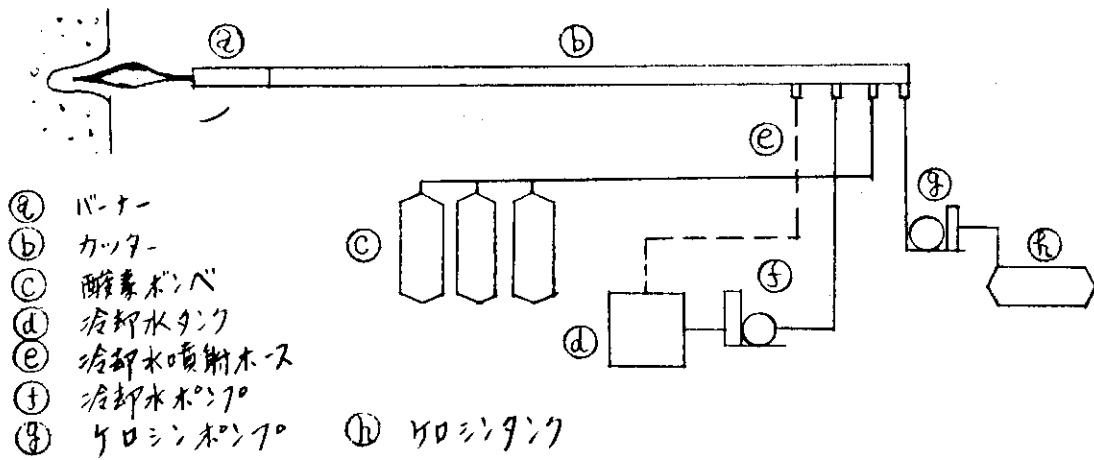


Fig. 2.2.5 Jet Flame Cutting System⁶⁾

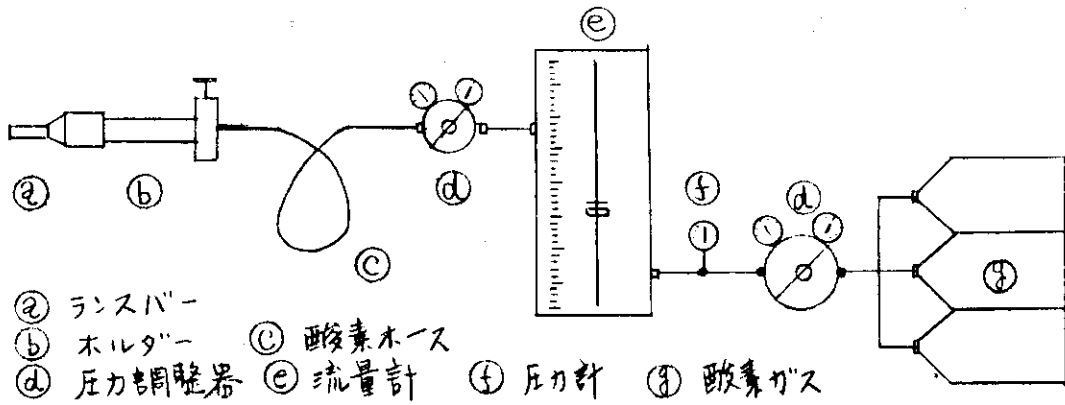


Fig. 2.2.6 Thermite Lance Cutting System⁶⁾

(a) ガス供給装置, (b) パウダー供給装置, (c) コンプレッサー, (d) ジェット炎発生用トーチなどである。

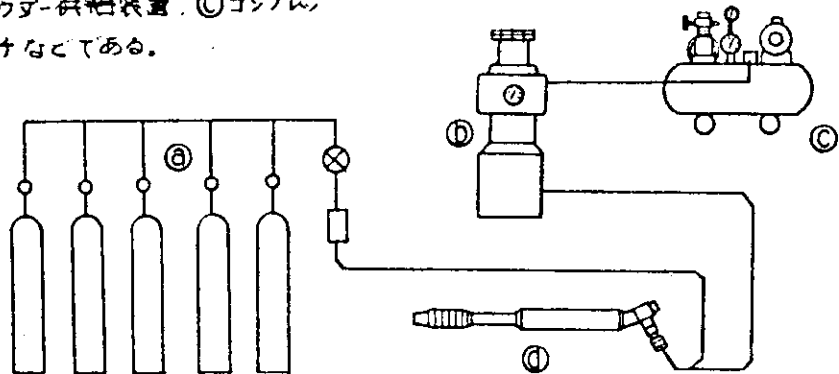


Fig. 2.2.7 Powder Lance Cutting System⁶⁾

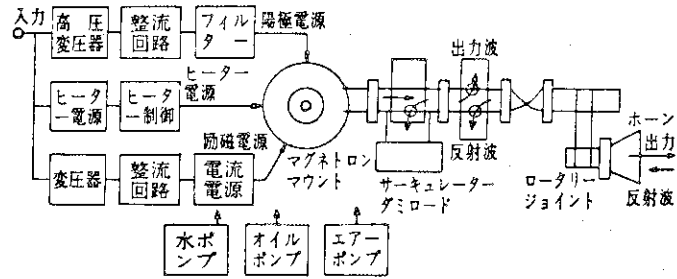


Fig. 2.2.8 Micro-wave Cutting System⁵⁾

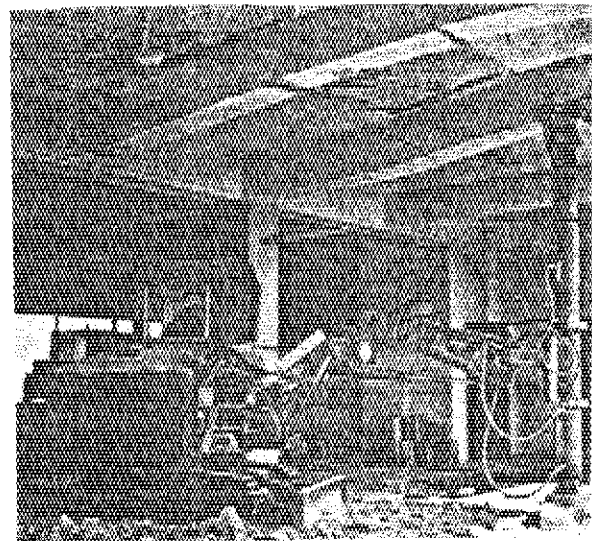
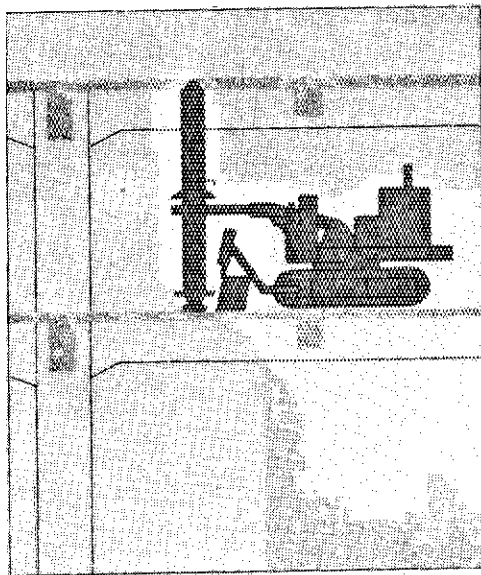
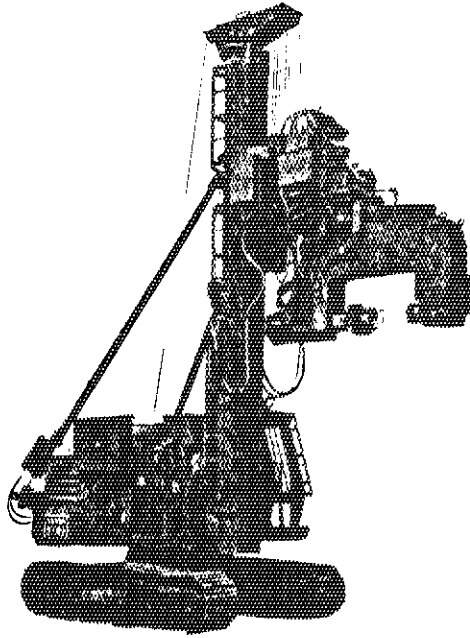
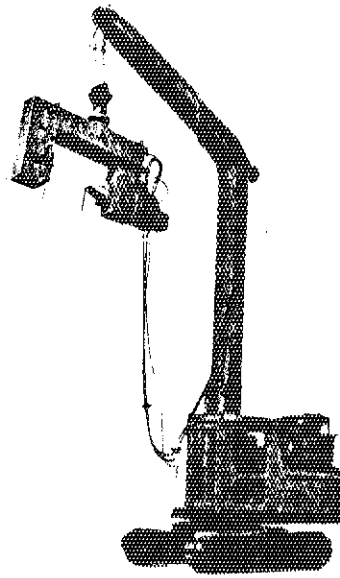


Fig. 2.2.9 An Examples of Jacks¹²⁾ Photo 2.2.4 Demolition by Jack¹¹⁾



Crawler Mounted Type



Crane Suspended Type

Photo 2.2.5 Examples of Crasher Type 1¹²⁾

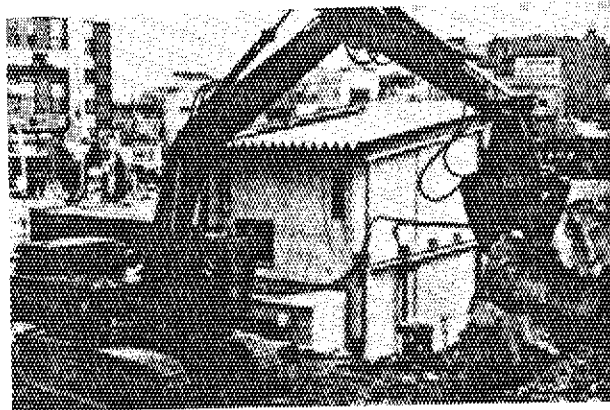
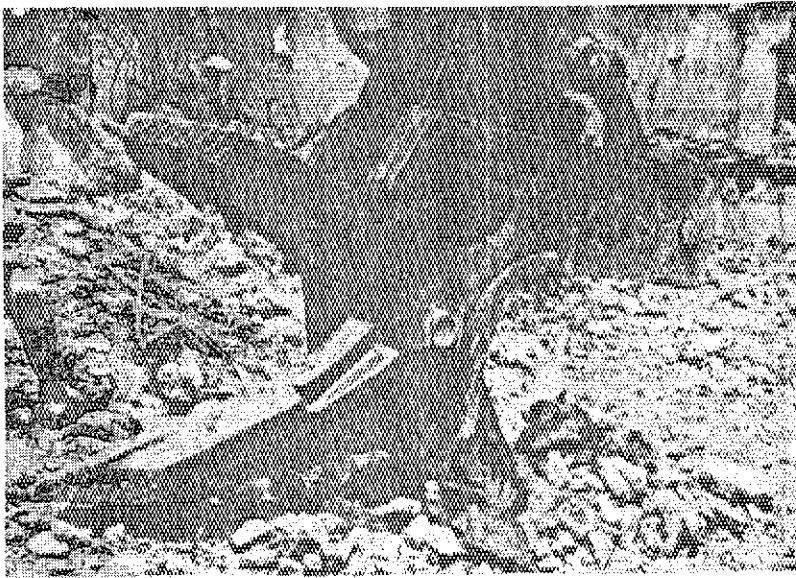
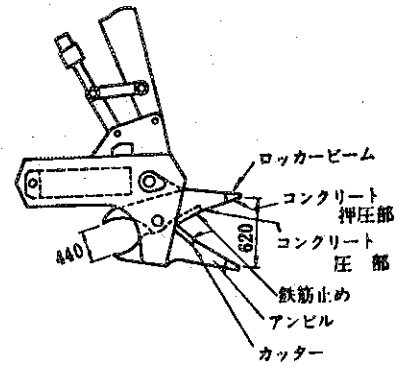


Photo 2.2.6 An Example of Crasher Type 2⁹⁾



Tip of Nibra



Tip of W-Cutting Plier

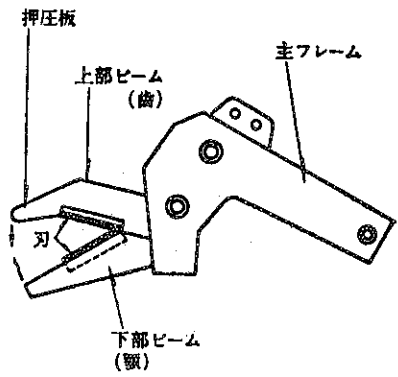


Photo 2.2.7 Examples of Crasher Type 3⁵⁾

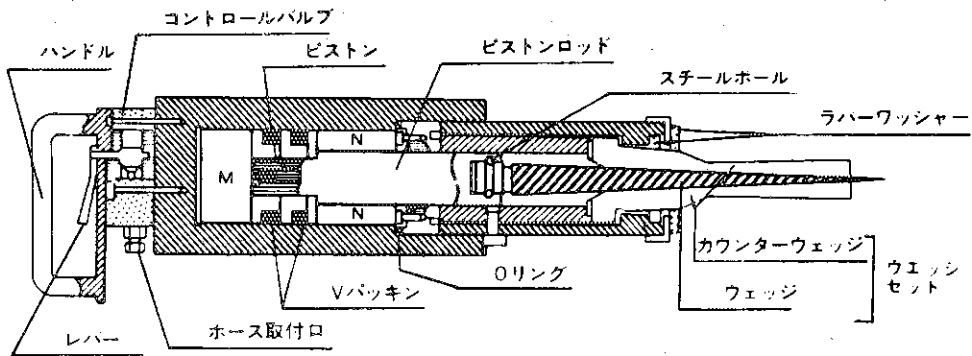


Fig. 2.2.9 Lock Splitter³⁾

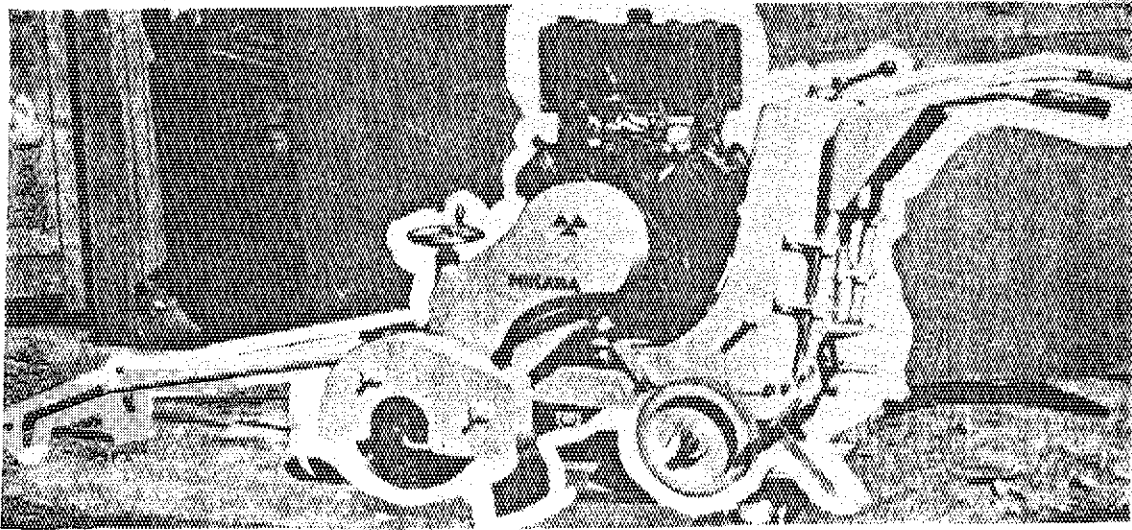


Photo 2.2.8 Cutting by Floor Saw¹⁴⁾

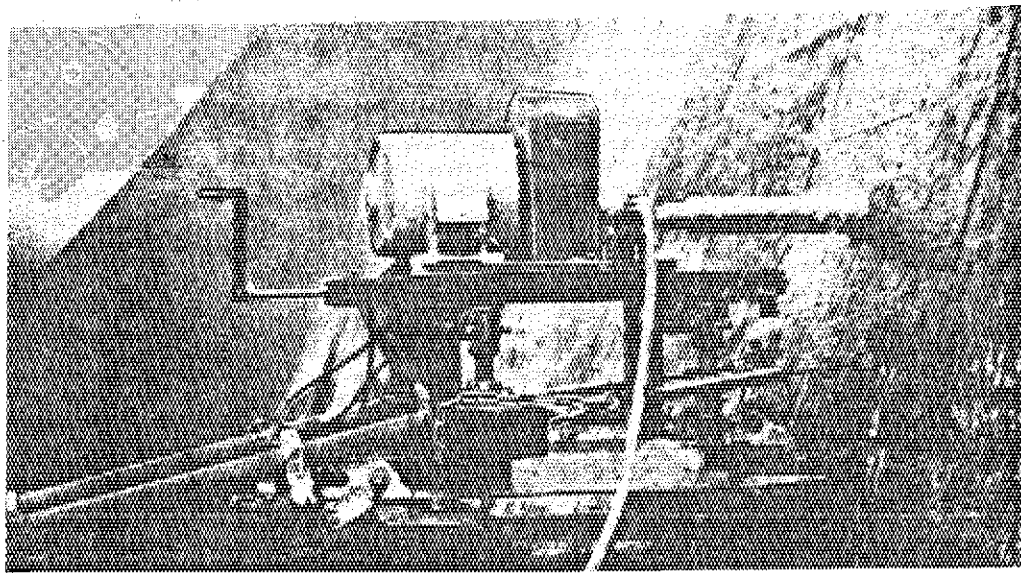


Photo 2.2.9 Diamond Core Stitch Drilling¹⁵⁾

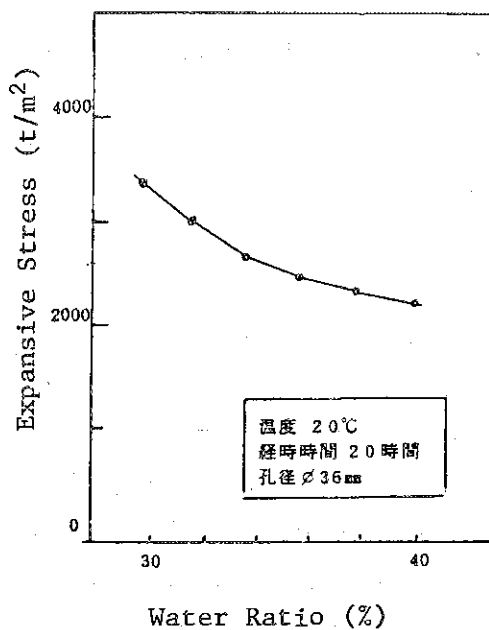


Fig. 2.2.10 The Relation between Expansive Stress and Water Ratio on B type S-Mite (from a pamphlet of Sumitomo Cement Co.)



Photo 2.2.10 Demolition Status

3. 小型BWRの即時解体と安全貯蔵

3.1 小型BWRの即時解体の検討

3.1.1 まえがき

この報告は、小型BWRの即時解体について検討したものである。検討対象とした原子炉施設は熱出力90 MWt、強制循環・直接サイクル・BWRである。施設の運転履歴は運転停止まで定格出力40年間で運転されその間の設備利用率75%であったと仮定した。解体対象とした施設は原子炉格納容器、第1機器建家、第2機器建家、廃棄物処理建家等である。原子炉格納容器内には放射化された原子炉圧力容器、炉内構造物及びコンクリート構築物があり、これら高レベルの放射化物質を有するため、小型BWR施設の内蔵放射エネルギーの大部分を占めている。このため、原子炉格納容器の解体撤去には特に解体時の放射線防護、環境への放射能汚染拡大防止に留意した計画、実施が必要である。ここでは、原子炉格納容器の解体撤去のための解体手順、解体方法、機器を中心に小型BWRの解体技術について検討した。自動遠隔装置による切断または破碎、切断片及び破砕片の取扱い、搬出ならびに二次廃棄物の抑制、処理について考察し、具体的な適用の方法を検討するとともに開発課題についても言及した。

3.1.2 プラントの諸元

解体を対象とした原子炉格納容器は、垂直の円筒型鋼製耐圧容器で、上部および下部は半球状である。

格納容器の約40%は地下にあり60%が地上に突出している。鋼板の厚さは、16～30%でLOCAの場合に生じる温度、圧力上昇に耐えるよう設計されている。内径は15.25 m全長38.1 mで約364 tonあり自由空間は3700 m³である。

格納容器内には放射化機器、高汚染機器として原子炉圧力容器、炉内構造物、および炉心廻りのコンクリートがある。主要な高放射化機器は、約130 ton、放射化領域のコンクリート量は約550 tonである。

地下3階、地上3階からなる格納容器内には、狭い空間に多くの機器類、配管等が据付けられている。複雑な形状をなすコンクリート内は鉄筋のみでなく、生体遮蔽冷却系配管、換気用ダクト、炉外中性子検出器案内管等が埋設されている。地上3階には、20 tonの揚重量を持つ旋回クレーンがあり解体物の搬出に使用出来る。

Table 3.1.1に主要解体物の諸元、Fig. 3.1.1に小型BWR施設配置図を示す。

3.1.3 解体撤去の範囲と条件

解体撤去の範囲と条件は下記の通りとした。

- (1) 解体撤去について考察する範囲を原子炉格納容器本体及び同容器内に設置される鋼構造物、コンクリート構築物とする。

- (2) プラントの状況は、40年運転、75%稼働率とし、原子炉圧力容器、炉内構造物、及び生体遮蔽コンクリートの内張り鋼板部が放射化されてそれらの表面線量率は0.2 R/H \sim 10⁵ R/Hにあると想定する。
- (3) 上記以外の解体対象物の放射線線量率は作業員の接近が可能なレベルにあるとする。
- (4) これらの被切断物の解体、撤去には遠隔、自動操作による装置が、開発され実証されているものとする。
- (5) 使用済燃料集合体は、全数が解体撤去作業前に施設外に、所定の方法により搬出されているとする。
- (6) 解体された被切断物を取り扱う範囲は、原子炉格納容器外側までとし、放射化物もしくは汚染のある物はキャスクまたは輸送コンテナで、それ以外の物はベルトコンベア等で格納容器外に搬出するものとする。
- (7) 既存の設備のうち解体に必要な系統、(例、廃棄物処理、排気処理、電源、消火水、純水、浄化系等)は可能な限り利用するものとする。
- (8) 解体に必要な、仮設電源、ガス設備、排水、排気、放射線管理設備及び管理棟等を設置する。また既設備と仮設備との切り替えは、工事の進捗状況に応じて使い分けるものとする。
- (9) 解体対象物は解体前に、可能な範囲で除染作業が完了しているものとする。

3.1.4 解体の具体的手順

原子炉格納容器本体と内蔵する設備の具体的解体手順をステップ0～20に分けFig. 3.1.2「原子炉格納容器施設解体手順」に示してある。各々の番号の項目と内容について以下に説明する。

1. ステップ0. 解体準備

1) 解体のための既存設備の措置

解体作業開始以降でもある程度の期間運転を必要とする設備を、大きく分けて、(1)～(6)に分類する。これらの項目についての概略を下記に示す。

(1) 電気設備

イ. 動力用電源

下記の動力用電源が供給されているか、供給可能な状態にあること。

- ・ポンプ(復水輸送ポンプ、燃料プールポンプ、廃水ポンプ等)
- ・圧縮機(所内空気圧縮機、計器用空気圧縮機等)
- ・換気、空調設備(格納容器送排風機、空調用ヒータ、冷凍機等)
- ・弁(復水輸送系、浄化脱塩器系、廃水処理系等)
- ・揚重設備(天井旋回クレーン、ジブクレーン、ホイスト等)

ロ. 照明設備

停電時には屋内照明が非常用照明に自動で切り替わること、また原子炉や使用済燃料プールの水中灯が準備されていること。

ハ. 計測用電源

エリアモニタ、ダストモニタ、プロセスモニタ等が、サービス状態にあり、放射線々量

率や原子炉水位等が監視できること。

ニ. 受電設備

3.3 kV 系統から給電されており、変圧器、遮断器等に異常がないこと。

ホ. 非常用電源設備

非常用発電機設備、125 V、DCバッテリー、無停電電源設備が整備され、保安確保上必要なラインに停電時にも自動で送電できること。

ヘ. 通信設備

構内通信設備や仮設電話が設置されていること。

(2) 水系統設備

下記の水系統が、運転もしくは、待機状態にあること。

イ. 復水輸送系：原子炉や使用済燃料プールの水張り、除染時の水補給に使用する。

ロ. 浄化脱塩器系：原子炉水の浄化に使用する。

ハ. 燃料プール浄化系：燃料プールの浄化に使用する。

ニ. 閉回路系：機器の冷却に使用する。

ホ. 海水循環系：閉回路系の冷却及び廃液処理等に使用する。

ヘ. 消火系

(3) 液体廃棄物処理系

イ. 液体廃棄物系の弁・配管、タンク、制御系等の設備が整備されていること。

ロ. 廃水、減衰、中和系の各タンクの廃液が、処理され、低レベルであること。

ハ. フィルター貯槽タンクと脱塩器貯槽タンクに十分な受入れ余裕があること。

(4) 格納容器内換気、空調設備

イ. 格納容器送排風機が運転され、格納容器内が負圧に維持されていること。

ロ. 原子炉運転中と同様に空調設備、冷凍機等が、運転もしくは待機状態にあり、格納容器内の作業環境が整備されていること。

(5) 空気系統設備

解体作業用の所内用空気系及び弁の開閉や計器の監視等に使用する計器用空気系の2系統が運転されていること。

(6) 原子炉及び使用済燃料プールの整備

イ. 原子炉から燃料体、制御棒等を搬出した後は、フランジレベルまで水を張り、上部にコンクリート製のシールドプラグを取付けておく。

ロ. 使用済燃料プールを、炉内構造物、圧力容器等の細断準備のために、整理しておく。

2) 解体に必要な設備の設置

原子炉施設の解体に先立ち準備もしくは設置する設備について概略を記す。

(1) 解体設備

解体工法は、①鉄筋、配管等の切断が可能なこと、②遠隔操作が可能なこと、③廃棄物の形状コントロールが可能なこと、④安全対策が容易なこと等が要求される。これらの特殊事情を考慮した下記の解体装置を準備する。

イ. 放射化鋼構造物の解体機器

高放射化、高汚染物である炉内構造物と圧力容器の解体には次の解体機器を準備する。

- プラズマアーク、アーク鋸、ガス切断装置及びガウジング装置

(付属装置として、遠隔自動操作装置、電源装置、ヒューム回収装置、被切断物ハンドリング装置及び特殊工具等も含む)。

ロ. 放射化コンクリート部の解体機器

圧力容器、炉内構造物が解体撤去された後の放射化された炉心廻りのコンクリート構造物の解体のために次の解体機器を準備する。

- 熱的工法：ジェットカッタ、パウダーランス等。
- 機械的工法：コアボーリング、ダイヤモンドカッタ等

(付属装置として、遠隔自動操作装置、局所換気装置、破碎コンクリート回収装置等も含む)。

ハ. 非放射化コンクリート部の解体機器

原子炉格納容器内の主要な放射化物、汚染物を撤去した後のコンクリート構造物の解体に次の各機器を準備する。

- 機械的工法：ダイヤモンドカッタ、高速カッタ等
- 熱的工法：ガス切断装置等
- 制御爆破工法

(付属装置として、粉塵回収装置、局所換気装置等も含む)。

ニ. その他の機器、配管の解体機器

その他の汚染機器、非汚染機器及び非放射化機器の解体には既存の熱的、機械的切断機器を準備する。

- 機械的工法：パイプカッタ、高速カッタ等
- 熱的工法：ガス切断装置等

(2) 付属設備

イ. 使用済燃料プール浄化設備の増設

燃料プール内で、炉内構造物、圧力容器の細断作業を行うため燃料プール浄化設備を増設しておく。

ロ. 仮設制御盤の設置

解体用機器、局所換気ファン及び仮設照明等のために仮設制御盤を設置し、ケーブリングを実施しておく。

ハ. 直流大電源用電源盤の設置

プラズマアーク及びアーク鋸の電源には、低電圧の大電流が必要なため格納容器の外側に直流大電源設備を設置する。

(3) 搬出設備

- イ. 廃棄物は、放射性廃棄物と非放射性廃棄物に分離する。格納容器と処理建家までの区間は仮設フードでおおい、管理区域に指定し、その区間を車両を用いた軌道利用の輸送システム等を設置する。

- ロ. 格納容器から処理建家までの搬出用に、高レベル廃棄物用及び低、中レベル廃棄物用の2種類の輸送コンテナを準備しておく。

輸送コンテナ概念仕様

○高レベル放射性廃棄物用コンテナ

外表面寸法：約 1.6 m × 1.8 m × 1.0 m (幅 × 長さ × 高さ)

内表面寸法：約 1.5 m × 1.5 m × 0.5 m (幅 × 長さ × 高さ)

材質：鉛 厚さ：約 15 cm

○低、中レベル放射性廃棄物用コンテナ

外表面寸法：約 2.0 m × 3.5 m × 2.0 m (幅 × 長さ × 高さ)

内表面寸法：約 1.2 m × 2.1 m × 1.2 m (幅 × 長さ × 高さ)

材質：コンクリート，厚さ：約 40 cm

3) 解体に必要な建家の建設

解体作業が始まる以前に建設しておく必要のある建家について概略を記す。Fig. 3.3.1に小型BWRプラント配置図を示す。

- (1) 出入管理棟を建設し、管理区域への出入を管理する。管理棟内部に下記の設備を用意し、放射線被曝と身体汚染を管理および防護するとともに、管理区域外への汚染の拡大を防止する。

イ. 更衣室，放射線管理員室，シャワー室等

ロ. 個人被曝線量計，汚染検査測定器等

ハ. 放射線防護器材，呼吸保護具等

(2) 処理建家の建設

解体作業に先立ちサイト内に処理建家を建設し、内部に下記設備を整備し、解体廃棄物を貯蔵しやすい型に処理できる設備を整備しておく。

○除染設備，除染廃棄物処理設備，減容設備，封入設備，揚重設備，固化処理設備，換気設備，廃液処理設備，放射線管理設備。

(3) 保管倉庫の建設

解体用機器及び機材等の保管のための保管倉庫を解体開始以前に建設しておく。

(4) 作業準備建家の建設

解体に先立ち作業準備建家を建設し、内部に作業準備室，解体作業用者の控室等を用意する。

(5) プラント防護柵と守衛所の設置

解体作業に先立ち，解体作業区域を設定し，周囲をフェンス等の障壁により囲い，境界周辺には防護柵を設ける。

4) 安全対策

作業者の安全を確保し，被曝の低減化をはかるために，放射線管理，教育訓練及び手順書の作成等のソフト面についても検討しておく。

(1) 放射線管理

イ. 作業担当者，放射線管理員及び作業従事者等の間に密接な連携を保ち，事前に放射線防

- 護方法、放射線モニタリング及び想定される非常事故時対策等の周知徹底を図る。
- ロ. 作業環境の放射線線量率と作業場所、作業対象物の汚染の状況の標示を行う。
- ハ. 解体作業中の空気汚染の可能性と空気中の放射性物質の濃度の評価及びこれらの防止対策や防護方法を事前に検討する。
- ニ. 外部放射線被曝測定法としては、フィルムバッヂを基本とし、毎日の被曝管理はポケット線量計を使用する。被曝が予想される作業では、被曝管理計画書を作り、可能な限り低い値の被曝で実施できる計画を立てる。
- ホ. 内部被曝については、作業期間の前後に全作業員の体内汚染の有無をホールボディカウンターにより検査する。作業期間モニタリングにおいて、異常が検出された作業員については、その都度、内部被曝の測定を行なう。
- ヘ. 大量の粉じん及び廃棄ガスが発生するおそれのある作業にはフィルター付き局所換気装置を設置し、作業員は、全面マスク又は半面マスクを着用する。

(2) 作業従事者の教育訓練

- イ. 管理区域内作業員全員に対し、放射線管理に関する教育を定期的に行う。
- ロ. 高放射線環境における作業については、事前にモックアップにより訓練し作業の安全及び被曝の低減化を図る。
- ハ. 原子炉施設の解体には危険作業が伴うため、一般労働災害の面からの教育も十分行う。

(3) 解体手順書の作成

解体作業には、解体手順書を作成し、次の内容を盛りこむこと。

目的、前提条件、必要人員、使用機器の取扱い方法、詳細手順、工程、非常事故対策、安全上の具体的措置、汚染拡大防止措置

2. ステップ 1. 解体準備の機器撤去

1) ステップ 1 の基本的な考え方

放射化された原子炉圧力容器、炉内構造物及び生体遮蔽コンクリートの解体を優先させるために、これらの解体の妨げになると考えられる下記 2) (1)～(6)の機器を先行して解体、撤去する。これら各機器は運転状況から推定しても表面汚染の程度は低く、表面除染を実施することで、搬出可能と考えられる。従って簡易梱包を施し、搬出する。

2) 機器の撤去

(1) 撤去順位 1. 遮蔽冷却ポンプ及び熱交換器

- ① 遮蔽冷却系の配管及び熱交換器の水抜きを行う。
- ② 遮蔽冷却系の配管を高速カッターにより切断し、簡易梱包を施し搬出する。
- ③ 熱交換器を取外し、一体のまま簡易梱包を施して搬出する。
- ④ 遮蔽冷却ポンプはコンクリートベースに据えつけられているアンカーボルトを取外し、簡易梱包を施して搬出する。

(2) 撤去順位 2. 非常用復水器 (Fig. 3.1.2 - 1 参照)

- ① 非常用復水器の水抜きを行う。
- ② 燃料取扱用プラットホームを移動し、その架台をガス切断又は高速カッターにより切断し簡易梱包を施し搬出する。

- ③ 保温材を取外し、簡易梱包を施し搬出する。
 - ④ 切断線①と切断線②の間のベント配管を高速カッターにより切断し、簡易梱包を施し搬出する。
 - ⑤ 非常用復水器外側の給水配管と蒸気配管を高速カッターにより切断し、簡易梱包を施し搬出する。
 - ⑥ 切断線③をガス切断により切断し、上鏡を天井旋回クレーンでつり上げ、簡易梱包を施し搬出する。
 - ⑦ 非常用復水器内部のチューブをパイプカッターにより切断し、簡易梱包を施し搬出する。
 - ⑧ 切断線④をガス切断し、胴側を縦割り2分割し、コンクリートベースに取りつけられたアンカーボルトを外し、天井旋回クレーンでつり上げ簡易梱包し搬出する。
 - ⑨ 切断線①に閉止蓋をし、格納容器の気密を保持する。(格納容器外側の煙突部は、格納容器の解体時に行う)。
- (3) 撤去順位 3. 高圧毒物タンク
- ① 窒素圧を抜き、ポイズン溶液をドレンする。
 - ② 高圧ポイズン系の配管及び弁を高速カッタにより切断し簡易梱包を施し搬出する。
 - ③ コンクリートベースに取付られているアンカーボルトを取外し、毒物タンクを非常用復水器撤去場所までコロ引きし、天井旋回クレーンで3階までつり上げてから貫通器材昇降口よりつりおろし搬出する。
- (4) 撤去順位 4. シールドプラグ
- ① シールドプラグを簡易梱包し、天井旋回クレーンで貫通器材昇降口より搬出する。
- (5) 撤去順位 5. (換気系の1部)
- ① 送風機とダクトの間は、各々ボルトで接続されているので、分解した後、送風機を取外し、簡易梱包し搬出する。又ダクトは、約1mに細断し簡易梱包し搬出する。
- (6) 撤去順位 6. スクラム空気圧縮機及びレシバータンク
- ① スクラム空気系の配管を高速カッターにより切断し、配管と弁を簡易梱包を施し搬出する。(キャビティ内部は、制御棒駆動機構を取外す時に行う)。
 - ② スクラム空気圧縮機及びレシバータンクは、コンクリートベースに据えつけられているアンカーボルトを取外し、簡易梱包を施し搬出する。
- (7) 撤去順位 7. 制御棒駆動機構 (Fig. 3. 1. 3 参照)
- ① 制御棒を全引抜き、原子炉水位をガイドチューブ上端以下まで下げる。
 - ② ガイドチューブ内の水抜きを行う。
 - ③ シールアッセンブリとプラグバルブシートを取外し、コンテナに収納し搬出する。
 - ④ コネクションシャフトを取外し、原子炉内に引上げる。
 - ⑤ 制御棒シンブルに閉止蓋を取付け原子炉の水張りを行う。
 - ⑥ コネクションシャフトを燃料プールへ水中移送し、燃料プール内でアーク鋸にて4分割に切断後、コンテナに収納し搬出する。
 - ⑦ シム制御部を取外し、簡易梱包を施し搬出する。

- ⑧ ニューマチックシリンダ部を取外し、簡易梱包を施し搬出する。
- ⑨ 駆動モータ、空気配管、弁及びアキュムレータを取外し、簡易梱包を施し搬出する。

3. ステップ2 炉内構造物炉内取り外し切断

4. ステップ3 炉内構造物炉内切断

1) 解体に当たっての基本的な考え方

炉内構造物は、長期間の放射線照射により高度の放射能を有している。小型BWRの放射能インベントリー評価によれば、全ての炉内構造物が $0.2^5 \sim 10^6$ R/hの放射線線量率と想定される。材質は大部分がステンレス鋼であり、形状は円筒、リング、パイプ、平板等多様である。又組立位置は原子炉格納容器3階床面から4～12m下の範囲にある。解体に際しては、このような条件を充分考慮し次の考え方に基づいて行う。

- (1) 炉内構造物の放射能を考慮し、解体から搬出用キャスクへの収納まで全て水中遠隔作業とする。
- (2) 炉内構造物の中、ステップ2の着脱可能な構造物は使用済燃料貯蔵プール（以下SFSPと略す。）に移送後同プール内で切断解体する。一方ステップ3の着脱不可能な構造物は、原子炉圧力容器（以下RPVと略す。）内で可能な限り粗断し、SFSP内で搬出可能な寸法に細断する。
- (3) 切断装置は、炉内構造物の材質、形状、水中での切断性能、装置の遠隔性、使用実績、及び今後の開発要素を考慮し、プラズマアーク切断装置、並びにアーク鋸切断装置に限定し検討する。
- (4) 原則としてSFSP内での切断にはアーク鋸切断装置、RPV内での切断にはプラズマアーク切断装置を各々採用する。
- (5) 切断片の搬出用キャスクは、炉内構造物の放射能インベントリー、チャンネルのスペース、天井旋回クレーンの許容揚重量、及び機器搬入用ハッチなどの寸法から下記の仕様となる。
 - 外表面寸法 約1.8m×1.0m×0.9m
 - 内面寸法 約1.3m×0.6m×0.3m
 - 板厚（鉛） 約0.25m
 - 重量 約18ton

2) 解体の方法及び手順

炉内構造物の解体は、準備、切断、搬出の各工程に大別することが出来る。以下に各々の工程について述べる。

(1) 準備

① 原子炉水の流出防止処置

作業を行うに当り放射線防護上SFSP及び燃料交換用タンクの水位を上昇させる。このため燃料交換用タンク内の換気口に閉塞プラグを取り付ける。同時に制御棒シムプル及びインコアモニター案内管をRPV貫通部下端で切断後、閉塞用フランジを取りつける。

② SFSP内除染及び改造

構造物の細断は大部分をSFSP内で行う。このため解体に先立ちSFSP内を除染し一

部改造を行う。

この時期にSFSP内に保管されている構造物は、燃料搬出時に移送された気水分離器とホールドダウン枠である。これらをRPV内に一時移動し、SFSP内の水抜きを行いながら除染を施す。除染が完了したら、燃料、制御棒、ポイズンカーテンの各ラック及び炉内構造物置場架台を撤去し、切断用架台（水深約3m）と切断粉回収装置を設置する。

③ 解体に必要な装置の据付

解体にはアーク鋸及びプラズマアーク切断装置を用いるがSFSP上にはアーク鋸、RPV上にはプラズマアーク切断装置を各々据付ける。（但しプラズマアーク切断装置のRPV上への据付時期はステップ3からでステップ2では待機状態にある。）

その他、切断時の監視装置、ハンドリング装置、発生ガスの収集装置、簡易換気装置等を据付ける。

④ 切断解体（炉内構造物全体の解体順序はFig. 3.1.26 参照）

i) ステップ2 着脱可能な構造物の解体

Fig. 3.1.4 に示すように解体対象となる構造物は、通常の燃料交換作業時専用のトンク及び吊具により取り外してSFSPに移送出来る構造物である。

解体は各構造物をチャンネル経由でSFSPに移送しアーク鋸切断装置で細断する。切断部位はFig. 3.1.5～Fig. 3.1.12に示す。

ii) ステップ3 着脱不可能な構造物の解体

Fig. 3.1.4 に示すように解体の対象となる構造物は、通常の作業では取外しを必要としない構造物である。構造物はRPV上に設置されたプラズマアーク切断装置により分割切断後、チャンネル経由でSFSP内に移送し、アーク鋸切断装置で更に細断する。切断部位はFig. 3.1.13～Fig. 3.1.25に示す。

⑤ 切断片の搬出

切断片はチャンネル中に設置された搬出用キャスクに炉内構造物1基を解体する毎に収納し、機器搬入用ハッチ、機器搬入口を経て格納容器外へ搬出する。炉内構造物の解体から搬出までの流れはFig. 3.1.24-1の通りである。

5. ステップ4 原子炉压力容器切断及びドロスの回収

計画及び解体手順

原子炉压力容器は除染後でも鋼材そのものの放射化のため、炉心に相当する部分にはかなりの量（約 10^4 Ci）の放射能が見込まれている。気中切断で原子炉压力容器を解体する場合、切断レベル直下まで水張りを行い遮蔽を行ったとしても、これら高放射化部位の切断にあたっては水張りによる遮蔽効果はさほど期待できず、格納容器3階床面レベルの原子炉空洞部直近での空間放射線線量率は数R/hrとなることが予想される^{注1)}。従って、原子炉压力容器の解体撤去に際しては、高度の信頼性を有する自動遠隔システム及び搬出システムの開発と実地試験、並びに装置の故障時における対策処置についての十分な検討を行っておくことが重要となる。

注1) '80. 6. 14 原子炉水全ブロー時のサービスフロア放射線量率測定記録

(1) 装置の概要

格納容器 3 階床面に、台車上に走行レールを有し原子炉空洞部を中心に旋回動作を行う旋回台車①と、旋回台車の左右に走行レール架台②、③を各々設け、このレール上を走行作動を行う走行台車④を設置する。走行台車には全ストローク15mの5段シリンダー⑤を取り付ける。シリンダーの下部には90°開脚後放射状に伸びてシリンダーを支持する3本の支持脚⑥及び切断機トーチ等のハンドリングを行う6軸制御のマニプレーター⑦を取り付ける。マニプレーター先端の被ハンドリング物を保持する部分は、簡単に着脱を行うことができる構造とする。また各装置の作動確認のため工業用TV・照明などを必要箇所に設置する他、格納容器3階床面の入口階段上にはマニプレーター先端部の交換を行う際に作業員の被曝を最小限に抑えるために遮蔽キャビン⑧を設置する。これらの各装置を遠隔操作する制御盤及び切断機の作動ガス供給システムは格納容器外に設置する。

切断作業に伴って発生するヒューム対策としては、既設の原子炉空洞部内排気口⑨、⑩、⑪を利用する他に、既設の炉外中性子束測定器案内管（呼び径6B、7本）⑫を排気系につなぎ替え排気能力の向上を計る。またドロス回収対策として原子炉空洞部下部に、上方へ吊り揚げ搬出を行うことができるような構造・寸法のドロス回収キャスク⑬を設置する。

(2) 輸送キャスク

輸送キャスクの仕様は次の通りとする。

外表面寸法	：	約 1.8 m × 1.8 m × 0.9 m (幅 × 長さ × 高さ)
内表面寸法	：	約 1.4 m × 1.4 m × 0.5 m (幅 × 長さ × 高さ)
鉛 厚 さ	：	約 15 cm
重 量	：	約 18 t

(3) 解体手順

原子炉圧力容器切断概念図をFig. 3. 1. 28に示す。

原子炉圧力容器の上蓋及びスタッドボルトは各々簡易梱包のうえ、すでに格納容器外に搬出済みである。

- 切断装置等の据え付け完了後、原子炉圧力容器内表面の所定位置に分割片の吊り揚げ用把手を水中遠隔溶接工法で取り付ける。(ガス切断法を適用する場合は把手の取り付けに加えて、全切断線上に炭素鋼の肉盛溶接を行う)
- 原子炉圧力容器フランジ面に作業用足場の仮設を行う。
- ベローズスカートを原子炉圧力容器本体及び原子炉空洞部内壁面から、手動によりガスあるいはプラズマアーク切断で切り離し(円周垂直切断①、②)、簡易梱包のうえ格納容器外へ搬出する。
- スタビライザを原子炉圧力容器本体及び原子炉空洞部内壁から、手動遠隔によりガスあるいはプラズマアーク切断で切り離し、簡易梱包のうえ格納容器外へ搬出する。
- (b)で取り付けた作業用仮足場を撤去する。
- 円周水平切断①のレベル直下まで原子炉水位を下げ、円周水平切断①を連続して行い、リングの分割片を簡易梱包のうえ格納容器外へ搬出する。
- 円周水平切断②のレベル直下まで原子炉水位を下げ、原子炉圧力容器との接続配管の切

断・撤去・生体遮蔽配管貫通部の密閉養生等（「原子炉圧力容器との接続配管の切断」の項参照）をまって、垂直切断①～⑥を行ったのち円周水平切断②を断続して行い、分割片（約1m×1.3m）を順次取り出しコンテナに詰め格納容器外へ搬出する。

- (h) (g)を繰り返して行い、円周水平切断⑤のレベルまでの解体撤去を行う。この間、炉内に落下した原子炉圧力容器の保温材が切断作業の障害になるようであれば、走行台車を遮蔽キャビン側に移動して切断トーチハンドリング用のマニプレーター先端部を保温材専用のものに変え、保温材を取り出しコンテナに詰めて格納容器外へ搬出する。また、切断トーチの電極・チップが損耗した場合も同様に走行台車を移動して損耗部の交換を行う。
- (i) 原子炉水を全ブローしたのち、円周垂直切断③を連続して行い、ドレン配管ノズルを下鏡から切り離す。
- (j) 円周垂直切断④を連続して行い、制御棒シンブルを取り付けた半球状の分割片を燃料貯蔵プールへ搬出したうえ、プール内でコンテナに詰められるサイズに細断する。
- (k) 円周水平切断⑥の部位について、(g)を繰り返し行う。
- (l) マニプレーターの先端部を保温材専用のものに変え、原子炉空洞部内に残っている保温材を取り出し、コンテナに詰め格納容器外へ搬出する。
- (m) マニプレーターの先端部を切断トーチ専用のものに変えたうえ、原子炉圧力容器スカートに残部、ベース、鉛、遮蔽ラックを適宜細断しドロス回収コンテナに落下させる。
- (n) マニプレーター先端部に回転ブラシを取り付けたうえ、原子炉空洞部内壁面を上部から下部に向かってブラッシングし、内壁面付着ドロスをドロス回収コンテナに落下させる。
- (o) ドロス回収コンテナを吊り揚げ、使用済燃料貯蔵プールに搬出し、プール内で切断片及びドロスの詰め替えを行ったのち、格納容器外へ搬出する。
- (p) 使用した装置を除染したのち解体撤去する。

6. ステップ5. 原子炉圧力容器との接続配管切断

原子炉圧力容器に接続された配管群はTable 3.1.2のとおりである。生体遮蔽の配管貫通部はコンクリート打設時に箱抜き工法を行って配管施工後、コンクリートブロックが詰められている。生体遮蔽の外側は、数mR/H以下と予想され、作業のために接近することが可能である。

（但し原子炉内の水抜きをした場合は、原子炉からのビーム状放射線により局部的に線量率が高くなることから、予想されるので詳細な作業手順等の検討が必要となる。）以下に(1)切断の時期、(2)切断の方法及び切断箇所、(3)細断、搬出について述べる。

(1) 切断の時期

原子炉圧力容器の切断はステップ4で、上部から下部へ円周、水平、垂直切断する。各切断段階に分けて切断するとき、各接続配管はその都度切断する。各配管はまず、生体遮蔽の外側で切断し、次いで生体遮蔽の内側で切断する。このとき切断対象配管の原子炉圧力容器側は切断線直下まで水張りを行う。切断線下部から配管貫通部を経て生体遮蔽外側に漏れる放射線を抑制する。

(2) 切断の方法及び切断箇所

各接続配管毎に切断方法及び切断箇所を述べる。各配管、配置図をFig. 3.1.29に示す。

イ. 再循環配管 12^B sch 80 A 358 TP 304 4本

- ① 生体遮蔽外側から炉心方向に向って作業員が接近可能な（約1.0m）ところまでコンクリ

ートブロックの取外しを行う。

- ② 配管に仮設サポートを取付ける。
- ③ E L 6.8 mに切断装置を取付ける。生体遮蔽外側配管にはプラズマアーク切断機を用いる。
内側切断には、油圧駆動によるインサイドディスクッターを用いて切断する。
- ④ 原子炉压力容器との切断個所は Fig. 3.1.29 - 1 に示す。
- ⑤ 切断ドロスの回収装置の概念を参考資料 1 に示す。

ロ. 主蒸気配管 8^B Sch 80 A 335 - P 22 1本

- ① 主蒸気配管は生体遮蔽内側において切断の必要はない。压力容器上蓋を所定の手順で取外す際に外される。
- ② 外側配管は手動によるガス切断か他の機械的切断器で切断出来る。手順を工夫すれば、特に仮サポートを設ける必要もない。
- ③ ドロスの回収は、再循環配管で用いたものを使用する。
- ④ 切断個所は特に指定しなくとも、作業性や搬出ルートを考慮した寸法で細断する。

ハ. 停止時冷却系配管, 給水配管

4^B sch 80 A 376 TP 304 1本

4^B sch 80 A 376 TP 304 1本

- ① 停止時冷却系配管は、生体遮蔽の外側にあり (E L 12.68) 給水系配管もほぼ同レベルにある。
- ② 生体遮蔽外側切断にはプラズマアーク切断機か機械式カッターを用いる。
- ③ 内側切断個所は、原子炉压力容器ノズル部近傍で切断する。
- ④ 切断法は、外側切断開口部より管内装着による成形爆薬を用いて切断する。
- ⑤ 成形爆薬の参考データを参考資料 - 2 に示す。

ニ. 炉心スプレイ配管, 非常用復水器戻り管

2^B sch 80 A 403 TP 304 1本

3^B sch 80 A 376 TP 304 1本

- ① 炉心スプレイ配管, 非常用復水器戻り管は、停止時冷却系管, 給水管とほぼ同条件にあり、切断の方法, 切断個所についても同じ扱いで可能である。

ホ. 高圧毒物系管, 浄化脱塩器管

1^B sch 80 A 312 304 L 1本

$1\frac{1}{2}^B$ sch 80 A 376 TP 304 1本

- ① 高圧毒物系管, 浄化脱塩器管の生体遮蔽外側配管はイ項の再循環配管切断時に同時に切断する。
- ② 管径が小さいことから機械式カッター等で切断する。
- ③ 内側配管は、原子炉压力容器との接続部生体遮蔽から、遠いため、再循環配管とほぼ同じ個所で切断する。
- ④ 切断手法は成形爆薬を用いる。

ヘ. 炉水位系管 2^B sch 80 SUS系 1本

- ① 炉水位系管は、管施工が最も複雑である。また場所も狭く作業スペースがない。従って外

側配管の切断に機械式切断機を使用することがむづかしいので、ハ項で用いる成型爆薬工法で切断する。

ト. インコアモニター管 1^Bsch 80 SUS系 8本

- ① インコアモニター管は、格納容器地下1階（EL 5.90）から原子炉空洞部の底部を貫通し、空洞部内で立上り圧力容器の底部へ接続されている。
- ② 生体遮蔽外側は、作業環境もよく機械式カッター、プラズマアーク切断機等で切断する。
- ③ 内側配管は、制御棒駆動機構の取外しが行なわれるステップ1原子炉解体準備の際に切断する。切断機は機械式切断機を使用する。本管は事前に管内の水抜きを実施しておけば、どの位置で切断しても、漏水はない。

(3) 細断，搬出

生体遮蔽の外側と内側で切断した各配管は、外側へ向って引き出す。そのとき搬出に支障のない程度の寸法（約1m毎）に細断する。放射化や汚染の度合いが進んでいる管はコンテナに詰め搬出する。生体遮蔽外側の各配管は、放射化、汚染をほとんど考慮しないで切断でき、局所換気装置等の設備を併用して切断、搬出する。

(4) 後養生

- 1) 生体遮蔽体の外側と内側で切断した配管を取り出した後の貫通部は、スリーブを残して原子炉空洞部と外側に開口部を持っている。この開口部をコンクリートブロック等で穴埋めをする。
- 2) 原子炉空洞部内側に内張りされた鋼板、コンクリートが放射化されているため各貫通部を経て通過した放射線から作業員を防護する。

7. ステップ6. ドロス回収

前々節5.ステップ4に述べたとおりとする。

8. ステップ7. 再循環室コンクリートパネル壁撤去

格納容器地下2階EL 2.10にある再循環ポンプ室には、Fig. 3.1.30で示すように炉心部をはさんで左右に一基ずつ設置されている。また附属用オイルポンプ、空調器、各主要配管がある。北側（0°）天井部は吹き抜けとなっており、格納容器3階床面に達する。これらのポンプ等を解体撤去するのに再循環室コンクリートパネル壁を撤去する。

(1) 準備

室内のポンプ等を解体撤去するために、コンクリートパネル壁の取外し解体を行う。Fig. 3.1.30に示す③④⑤の各機器は、ステップ1で既に解体撤去されるので地下2階は作業スペースとしてパネル壁を解体するのによい。

(2) 撤去

パネル壁は北側に向って左右に1枚ずつあり、左右共同寸法（約 $2.6\text{ m} \times 2.2\text{ m} \times 1.2\text{ m}$ ）である。右側を例にとると、1枚の壁はボルトにより打設コンクリートと接合されている。壁の表面には把手が付いており、動力ウインチ等で取外しを行う。取外した壁は器材昇降ハッチまで搬び天井クレンにて搬出する。左側壁も同様に外す。

9. ステップ8. 格納容器内汚染系統機器，管，弁，等撤去

格納容器内はステップ1～7まで主要な解体機器類が解体撤去されている状態にある。従っ

て次項から 記述する機器、管、ポンプ、ダクト等の解体が残る。各機器は、運転中一次冷却材が管内を流れていたり、放射性ダストの処理系統として使用されたので、汚染機器としての解体工法をここで検討する。なお使用済燃料プール系統機器、機器排水ポンプ、床排水ポンプ等は次のステップまで使用するので対象外とする。

解体の手順は格納容器 3 階から下へ向って順次解体する。

(1) 解体撤去の方法

◦格納容器 3 階 (E L 16.85)

3 階床面に解体機器はない。しかしながら再循環室北側の吹き抜け部と 3 階床面間に一次冷却系配管 5 系統があるのでここで検討する。

- ① 各系統配管 (主蒸気、給水、炉心スプレイ、停止時冷却、非常用復水器) の生体遮蔽外側管は格納容器貫通部まで施工されている。
- ② 主蒸気、給水、炉心スプレイ管は各々約 1.0 m に切断する。
- ③ 各系統管はこの範囲では、放射化が考えられないので作業員は接近出来る状態にある。
- ④ 切断方法は高速カッター、手動プラズマアーク切断機を用いる。
- ⑤ 粉塵回収には、可搬式局所換気装置を用いる。
- ⑥ 管内外の汚染の度合いに応じて、簡易梱包か、輸送コンテナで搬出する。
- ⑦ 切断時に生じる反力を考慮した手順を各々について検討後切断する。
- ⑧ 系統に取付けられた弁、ケーブル、計装配管等も同時に解体する。

◦格納容器 2 階 (E L 14.65)

- ① 2 階には炉外中性子検出器案内管に送風している送風機が 2 台設置している。接続ダクトは大部分が生体遮蔽内にある。
- ② 同機は放射性ダストを吸い込み、ケーシング、ダクト等に汚染物が附着しているとして取扱う。
- ③ 同機本体はフランジでダクトと接続されており、簡単に取外しが出来る。
- ④ 同機は軸流式 $52.5 \text{ m}^3/\text{min} \times 0.75 \text{ kW}$ の容量で比較的小型のため切断せず簡易梱包で搬出する。

◦格納容器 1 階 (E L 9.40)

対象機器、配管弁等なし

◦格納容器 地下 1 階 (E L 5.00)

- ① 炉内中性子モニター管 8 本の冷却水系配管が、生体遮蔽の外側に 1 部ある。
- ② 対象として検討するには、1 部分なので省略する。

◦格納容器 地下 2 階 (E L 2.10)

- ① 地下 2 階には、炉水を強制的に循環させる再循環ポンプが 2 台ある。また同ポンプがトリップした場合に軸受部に冷却水を送る非常用ポンプ 2 台、炉外中性子案内管用送風機 1 台ある。
- ② 再循環ポンプは 2 ループで、23.4 m 管を持ち、同径の電動弁 $12^B \times 4$ 個とバイパス弁 $1^B \times 4$ 個を有する。
- ③ ポンプ本体は、溝型鋼で組み立てられた架台上にあり床面から約 4 m の位置にある。

- ④ 解体前に次のものを用意する。ヒューム、ドロスの回収装置、床面養生、10ton ホイスト、高速カッター、プラズマアーク切断機。
 - ⑤ まずポンプに接続された配管を約1 m毎に切断する
 - ⑥ 弁は管と切り離し1個毎とする。
 - ⑦ ポンプ本体は架台から取外すため、天井部に取付けたホイストにより、約7 ton の立型ポンプを吊り上げ、電動ウィンチで移動する。本体は細断せず搬出する。
 - ⑧ ポンプ本体からの放射線量率は、作業員が接近出来ると予想される。
 - ⑨ ロッドシール系管、浄化脱塩器系管、非常用冷却系ポンプ及び管は、再循環ポンプの解体に先行して切断解体を行う。
 - ⑩ 切断した管、弁、架台等は表面汚染度に応じて、コンテナに入れるか、簡易梱包で昇降ハッチまで移動し、格納容器外へ搬出する。
 - ⑪ 機器用動力ケーブル、計装配管等も一括解体、搬出する。
 - 格納容器地下3階
 - ① 地下3階には原子炉の停止時に使用する崩壊熱除去系としての冷却ポンプと熱交換器がある。
 - ② ポンプ本体はコンクリートベース上に据付られている。配管と切り離し本体毎搬出する。
 - ③ 配管の解体は、給水管等の処理方法と同じとする。
 - ④ 熱交換器も配管と切り離し、基礎ボルトを外して本体毎搬出する。
 - ⑤ ポンプ、熱交換器、管の除染が十分実施出来れば、簡易梱包で搬出する。
 - ⑥ 切断、取外し梱包が終了した各部材は、昇降ハッチまで移送し、搬出する。
- ステップ8が終了した段階では、格納容器内には、次の機器が残る。ステップ12 残存機器の解体撤去の項で解体搬出する。

1. 格納容器内各階用空気調和器、及び冷凍器
2. 使用済燃料プール及び循環系統 1式
3. 電源設備
4. 機器排水タンク、床汚水タンクおよびポンプ、弁
5. 天井旋回クレーン

10. ステップ9. 放射化コンクリートの解体

1) 生体遮蔽の特徴

圧力容器を取り囲む生体遮蔽は

- (1) 耐震、放射線遮蔽を考えた強固な構造体である。
- (2) 一般構造物に比べ非常に大きく、配筋量も多い。
- (3) 構造物内には各種配管、埋込み金物が埋設している。
- (4) 放射化及び汚染された構造物である。
- (5) コンクリート強度が大で形状が特殊である。

の特徴を持つコンクリート構造物である。その構造寸法は、厚さ約3mの普通コンクリート壁などで内表面には、12.7 mmの鉄板ライニングが段階的に施されている。また遮蔽壁中には最大29 mm φの鉄筋、中性子束測定のための炉外計測器案内管、放射線によるコンクリートの発熱を取り除

くためのクーリングコイル管等の金物類が多量に埋め込まれている。生体遮蔽の放射化領域を Fig. 3.1.31 に示す。

放射化コンクリート

位置：約 E L 4.00 ～ E L 18.00

半径方向：内表面より約 1.8 m

量：約 220 m³

埋込み金物

鉄筋：13～29 mmφ、約 110 kg/m³

炉外計測器案内管：165 φ、7 mm t、7 本

クーリングコイル：34 φ、3.4 mm t、110 本

2) 放射化コンクリートの解体撤去

放射化コンクリートの解体では、E L 18.65 の格納容器 3 階床面上に Fig. 3.1.32 に示すように遠隔操作機構を据えつけ、その先端部に取り付けた溶断トーチにより切断する。また Fig. 3.1.33 に示す溶断線は約 30 cm 間隔に円周、縦方向に内表面から溶断線を入れ、斜め縦方向の溶断線で切断する。切断されたコンクリート片は、貫通孔の最下端 (E L - 2.3 m) に設けられた緩衝材上に落下させ、約 1 m³ 切断した時点で搬出を行う。搬出は、E L - 2.3 m に設けられた点検用出入口 (約縦 1.7 m、横 0.8 m) を利用して、マジックハンド等の遠隔治具を用いキャスクに搬入後、天井旋回クレーンにより搬出口まで吊りあげ、コンベアーにより格納容器外へ搬出する。これら一連の作業を繰り返し行い、放射化コンクリートを解体する。Fig. 3.1.32-1 に放射化コンクリート解体手順を示す。

11. ステップ10～ステップ14 格納容器内コンクリートの解体

1) 解体前準備

(1) 施設の状態

圧力容器をはじめ機器、装置、配管、ダクト及び空洞部放射化コンクリートは撤去されている状態にある。

一方この段階で残存している機器装置は、天井旋回クレーン、格納容器機器用排水タンクポンプ、床排水ポンプ、照明等である。さらにこれらの電源供給用モーターコントロールセンターがある。

(2) 残存機器設備に対する措置

① 天井旋回クレーン架台基礎の変更

天井旋回クレーン架台基礎は、格納容器 3 階床面 (E L 18.65) にアンカーポイントを取った 8 本の橋脚によっている。この橋脚は格納容器内の底部まで通ったコンクリート柱で支えられている。コンクリート部の解体撤去が完了するまで、天井旋回クレーン架台の基礎は直接格納容器鋼板から取るようにする。

② 機器排水用タンクポンプの措置

コンクリートの解体撤去作業中の除染、粉塵防止用散水、切断用機器の冷却等に使用した廃水を、格納容器外へ移送するのに使用する必要があるため、関連する配管弁、インターロック電源とともに運転可能な状態に措置しておく。但し、配管ルート、電

源ラインはコンクリートの解体撤去の進捗具合をみて適宜変更する。

③ 電源の措置

電源貫通部を通過して格納容器内のモーターコントロールセンターに接続している 220 V パワーセンターは、電源貫通部で切り離し、モーターコントロールセンターは撤去する。天井旋回クレーン、ポンプ、照明用電源は格納容器の外側に設けるモーターコントロールセンターで制御し、格納容器内は仮設ケーブルを布設する。

(3) 足場の設置

イ. 使用済燃料プール内

プールの高さは格納容器 3 階床面 (E L 18.65) からプール底面 (E L 10.35) まで 7.9 m である。このためプール内に足場を組む必要がある。

ロ. 強制循環ポンプ及び配管室

この部屋は床面 (E L 2.10) から格納容器 3 階 (E L 18.65) まで吹抜けており、高さ 15.35 m である。コンクリート壁への接近のための足場を組む必要がある。配管撤去のための足場がすでに使用されているので、コンクリート壁の全面に接近出来る様に組み直しても良い。

(4) 搬出設備

コンクリート破砕片は、放射性廃棄物であるか、一般産業廃棄物であるか仕分けするための放射能測定がされなければならない。放射能測定する個所まで、キャスク等に入れることなく破砕片のまま移送出来ることが望ましい。したがってコンクリートが破砕された個所から機器搬入口 (E L 10.35) を経由し放射能を測定する場所まで自動的に移送するシステムを設定することとする。

(5) 換気設備

格納容器内の給気、排気は既存の系統を使用する。ただし、給気、排気用管の格納容器貫通部内側部分で接続されたダクトは撤去し、仮設のダクトを設け破砕場所に重点的に空気が流れる様にする。破砕場所で発生する粉塵、ヒュームは、局所換気装置で出来るだけ回収する。局所換気装置の排気を施設側の排気系統に接続可能な様に配慮しておく。

2) コンクリート解体撤去手順

解体撤去の対象となる格納容器断面を Fig. 3.1.34 ~ Fig. 3.1.36 に示す。基本的には格納容器 3 階床面レベルから順次底面レベルへと解体をすすめる。phase 1 から phase 7 まで区分して実施する。

- phase 1. 使用済燃料プール及びチャンネルライニング切断撤去。
 - phase 2. 格納容器 2 階床面 (E L 14.65) まで解体撤去。
 - phase 3. 格納容器 1 階床面 (E L 10.35) まで解体撤去。
 - phase 4. 格納容器地下 1 階床面 (E L 5.00) まで解体撤去。
 - phase 5. 格納容器地下 2 階床面 (E L 2.10) まで解体撤去。
 - phase 6. 格納容器地下 3 階床面 (E L 2.30) まで解体撤去。
 - phase 7. 格納容器床面及び仮設ポンプ配管等の解体撤去。
- (1) phase 1. 使用済燃料プールライニング及びチャンネルライニング切断撤去。

使用済燃料プールライニングはSS 41 鋼板 (6t) がコンクリート躯体部に埋込まれたチャンネル鋼に溶接されている。このライニングの切断には、ダイヤモンドカッター、ファイアーランス、酸素ガスバーナーが考えられる。ダイヤモンドカッターの使用は足場の状態によって影響を受るので、相応の措置を施したうえで適用を考慮することになるであろう。

チャンネルライニングは、SUS 27 (6t) が溶接構造で躯体部に取付けられている。ダイヤモンドカッターを使用して切断撤去が妥当である。放射化コンクリート解体に用いた火焰ジェットを用いることも可能である。

(2) phase 2. 格納容器 2 階床面 (EL 14.65) までの解体撤去

使用済燃料プール及び強制循環ポンプ室吹抜部は、このレベルで破砕片を受けるため、足場を利用して板を敷きつめる。コンクリートの破砕は管理爆破で実施する。高爆速又は低爆速の火薬とするが、これらは実験データにもとずいて効果的な方法で使用することになる。破砕片の一部は空洞部に落下するが、床面まで完了したときに空洞部の底部に集積した破砕片を搬出することとする。爆破後はピックハンマー等を補助的に使用し、破砕片を除去し、鉄筋、アンカー用チャンネル等金物を露出させる。金物は酸素ガスバーナーで切断する。

(3) phase 3. 格納容器 1 階床面 (EL 10.35) から、phase 6 格納容器地下 3 階床面まで (EL-2:30) まで、phase 2 の手順と同様である。

(4) phase 7. 格納容器床面及び仮設ポンプ配管等の解体撤去

ここまでコンクリート解体実施中に使用して来た換気設備、電源、水、圧縮空気系統、仮設装置等の撤去を合せて行う。ただし天井旋回クレーンは残す。次に格納容器底部から格納容器頂部まで足場を組み上げ格納容器内壁除染の準備を行う。

3) 汚染コンクリートと非汚染コンクリートの区分について

格納容器内コンクリートは、放射性液体と直接接触することがない様に設計されているので、元来汚染は無いものと考えて良い。しかし放射化した部分のコンクリートの解体撤去を先に実施しても、完全除染しているという補償はない。又床排水、プールやピットからの漏洩があれば汚染する可能性がある。これら放射化又は汚染の可能性のある部分については汚染コンクリートとしての取扱いの配慮をする。

- ① 非汚染の明らかな範囲のコンクリートと破砕時混合しない様にする。
- ② 汚染している可能性のあるコンクリート部分の解体は出来るだけブロック状にして除染出来る工法を用いる。
- ③ 非汚染コンクリート部分の解体と、汚染の可能性のあるコンクリート部の解体は同時に実施しない。しかし搬出するコンクリート破砕片は全て放射能測定を実施し、放射性廃棄物か、一般産業廃棄物に区分する。

12. ステップ 15～20 省略する。

3.1.5 解体機器

1. 鋼構造物の解体機器

放射化鋼構造物 (圧力容器、炉内構造物) の解体機器では、ガス切断、プラズマアークおよび

アーク鋸を検討した。また Table 3.1.3 に本ケーススタディで考慮した適用機器一覧表を示す。

プラズマアーク切断機については炉内構造物の切断を主として検討した。炉内構造物のうちでは底部支持板に 150 % 厚の鋼板があるが、現在のプラズマ切断能力では水中で 75 % が情報としてあり、約 75 % 不足する。しかし米国の E R R で遠隔自動で切断実績をもつことから制御性については実証されていると考えられる。今後は切断能力を増す開発試験が必要となる。

アーク鋸は使用済燃料プール内に据付けられ、細断の手段として用いることで検討し、原子炉压力容器のフランジ部 (280 %) の縦切断及び底部支持板の細断にも適用可能と考えた。

ガス切断法は、国内はもとより国外でも広く使用実績のある切断方法であるがガス切断法はステンレス鋼の切断ができない。しかしながら高放射化物であるステンレス鋼で内張りされた压力容器の場合には切断線上に炭素鋼を肉盛り、またはガウジングした後、切断する技術が最近検討されており、期待がもてる切断法である。完全自動遠隔下での実績はないので今後開発・実証が必要である。

2. コンクリート構造物の解体機器

1) 放射化コンクリートの解体機器

(1) 要求性能

放射化コンクリートの解体機器を選定する上で、下記のような事項を考慮する必要がある。

- ① コンクリート中に含まれる鉄筋、配管等の切断が可能な事。
- ② 遠隔操作の可能な事。
- ③ 廃棄物の形状のコントロールが可能な事。
- ④ 安全対策の容易な事。(塵埃の飛散防止、周辺環境への対策等)

(2) 解体機器

- ① ジェットカッター (火焰ジェット法)
- ② ファイアーランス (バーニング・バー法)
- ③ フレームカッティング (パウダーランス法)

その他の工法として、コアボーリング、ダイヤモンドカッター、制御爆破、ニブラ、モンケン、スポーラー、ジャイアントブレイカー等があり、現有機器の有利性はあるが遠隔操作の難易性、機器の形状が大である事等の理由で、ジェットカッター、ファイアーランス、フレームカッティングを対象とした。

(3) 解体機器の概要

- ① ジェットカッター (火焰ジェット法) Fig. 3.1.37 参照

原理：酸素とケロシンをロケットエンジンの原理で燃焼させて高温、高速の火焰ジェットを発生させて、溶断あるいは穿孔するもの。

長所：(イ)水中、気中の施工が可能である。

(ロ)火焰温度が 3200 ~ 3500°K であるため、鉄筋入りコンクリート、岩石、鋼構造物等の溶断、穿孔が可能である。

短所：(イ)気中切断時の騒音。(約 100 dB)

(ロ)酸素を多量に消費するのでヒュームに対する換気を考慮する必要がある。

能力：鉄筋入りコンクリート切断厚さ

気中では 300 mm。水中では 250 mm。

現有技術：現在，国内で開発されケーソン，橋脚の解体，鋼管，矢板の切断に利用されている。

参考文献：施行技術（1975年，1月号）火焰ジェットによるコンクリートカッターについて（住友建設）

② ファイアーランス（バーニング・バー法）Fig. 3.1.38

原理：鉄合金線またはアルミニウム合金線の酸素ガス中における燃焼による高熱により，鉄筋コンクリート等を溶解，穿孔する。

長所：(イ)水中，気中の施行が可能である。

(ロ)騒音，振動がない。

(ハ)燃焼温度が 3000～3500℃と高温である。

短所：(イ)ランス・バーの消耗が大である。

(ロ)発煙量が多く排煙設備が必要である。

(ハ)垂直方向の穿孔は，ノロの排出がしにくい。

(ニ)切断時のふき返しが大である。

能力：ランス・バー消費長さの約 $\frac{1}{3}$ の切断深さが得られる。

現有技術：現在，国内に数社のメーカーがあり，高炉の羽口の補修，鋼・ステンレス鋼の切断，発破孔の穿孔，病院・学校等の騒音・振動をきらう建物の解体等に利用され実績は多い。

参考文献：ファイアーランスの性能について（ファイアーランス工業）

③ フレームカッティング（パウダーランス法）Fig. 3.1.39

原理：鉄粉，アルミニウム粉等の混合パウダーと可燃ガスによって，燃焼させた高温火焰ジェットで鉄筋入りコンクリートを溶断する。

長所：(イ)騒音，振動がない。

(ロ)燃焼温度が高い。

(ハ)取り扱いが簡単である。

短所：(1)溶解物の飛散が多い。

能力：

現有技術：国内では未だ開発中であるが，米国においては橋梁の切断，病院・学校等の騒音・振動をきらう建物の解体，改築等に使われている。

参考文献：米国コンクリートコーリング社カタログ

2) 格納容器内コンクリートの解体工法・機器

各工法，機器毎にその適用についての特徴を述べる。

(1) 機械的工法

① 手動ブレーカー

使用可能，著しく効率が悪いので補助的な使用に適している。

② 大型ブレーカー

格納容器内は直径12~13mの円形断面のサービスエリアがあるが、地階から2階までの各エリアは、面積が小さく、大型自走式ジャイアントブレイカーを搬入して活用させる空間が取れない。ジャイアントブレイカーはコンクリート破碎には最も効果的であるが、十分な空間が得られないため使用は困難である。

③ 懸垂式破碎機

天井旋回クレーンに取付けて使用可能であるが、スラブ、壁の厚さがいずれも1.2m以上3mまでであるので噛み砕く方法では能力不足である。また天井旋回クレーン操作と噛み砕く操作、搬出操作との相互関係についても効率化が図れない。

④ クラッシャ、ニブラ

大型でなければ効果がない。格納容器内での使用は小型炉の場合制約を受ける。

⑤ コンクリートカッター

小型の自走式のは床スラブ、壁の切断に使用可能。切断線に沿ってガイドレールを取付け切断する方法も可能である。

格納容器の各床および床に接する壁の切断には効果的だが、使用済燃料プール壁、強制循環ポンプ室吹抜け部への適用は手順、養生作業が適応できなければ効果的でない。

⑥ コアボーリング

孔を連続的にラップさせて切断する方法であるが、コンクリートカッターと同様の問題を有する。さらに補助作業に大型の破碎機、ニブラ、クラッシャといった機器を使用することができない場合効果的ではない。

(2) 熱的方法

① 酸素ガスバーナ

コンクリートを破碎したあと鉄筋、金物の切断処理に有用。

② ファイアーランス

壁、スラブの薄い部分に効果的。作業員の手作業に負うところが大きい。作業時間に制限がある。足場に対する特別な条件は不要である。

③ フレームカッティング

米国での使用実績は多いが、国内では未知数である。マグネシウム粉の取り扱いについての法規制上の制限が厳しいため、使用する金属粉はアルミニウム、鉄粉となる。そのため性能はファイアーランスと同程度になると考えられる。

(3) 管理爆破

低速又は高速の火薬を使用することができる。格納容器内コンクリートは鉄筋量が多いことから、コンクリート破碎後鉄筋からのはく離作業の効率を考えると高速爆薬を使用する方が良いと考えられる。

3.1.6 今後の研究開発課題

解体作業を最も困難にしている原因は、被解体物が高度に放射化または汚染していることである。

原子力施設では過去において、定期検査、供用期間中の非破壊検査、保守作業等の高放射線下の作業における解体機器、工具、防護機器、安全対策技術についての経験を有している。原子力施設の解体に関してもこれらの技術の適用または、応用が出来る部分が多い。しかし放射化部位に適用する解体機器は研究開発課題が多い。自動遠隔化が要求されるために、保守技術も併せて配慮する必要がある。搬出システムの開発も重要な項目である。

実際に適用する場合には、大部分の解体機器について基礎的データの取得、確認試験を実施した後、実証への適用になるであろう。コンクリート解体についてはすそ切値に応じて解体手順・は影響を受けるものと考えられる。

本検討でとりあげた解体機器については、現在技術より発展した機器を想定しており、所定の性能を得るためには、今後次のような技術開発を要するものと考えられる。

(1) 鋼構造物解体機器

1) ガス切断

高放射線における気中、水中下の遠隔自動肉盛溶接技術または、ガウジング技術、二次放射性廃棄物の処理処分技術、汚染拡大防止技術。

2) プラズマアーク切断

水中における遠隔自動切断技術、切断能力（特に厚物切断）の拡大、二次放射性廃棄物の処理処分技術。汚染拡大防止技術。

3) アーク鋸切断

水中における遠隔自動切断技術、二次放射性廃棄物の処理処分技術。汚染拡大防止技術。

(2) コンクリート構造物解体機器

1) 熱的、機械的機器の自動遠隔操作技術。二次放射性放廃物の処理処分技術。

2) 管理爆破

複雑な形状における最適管理爆破の方法

Table 3.1.1 Characteristics of the Equipment and the Structure

機器名称	形状	寸法 (mm)	材質	重量 Ton	外形体積 m ³
① 原子炉圧力容器					
(1) 本体 胴 下鏡	堅形円筒 半 球	外径 胴 2229 フランジ 2550 厚さ 胴 67, フランジ 248.5 クラッド厚さ 6.35 高さ 7062	胴部 ASTM-A302-56GB 鏡部 フランジ ASTM-A336 クラッド ASTM-A193-58T	37.5	35.6
(2) 上蓋	半 球	外径 鏡部 1114 フランジ 2580 厚さ 鏡部 67, 高さ 1118 クラッド厚さ 6.35	本体 ASTM-A302-56GB フランジ ASTM-A336 クラッド ASTM-A193-58T	9.2	3.2
② 炉内構造物					
(1) 炉心シュラウド	円筒	2019H×1612OD×1590ID×13t	SUS27		4
(2) 気水分離器 (20個)	堅形円筒	840×300×294×3	"	0.47	0.059
(3) 気水分離器支持枠	" 2分割	1024H×1800OD×50t	"	2.1	4.22
(4) ライザー上リング	円板	1800OD×1588ID×38t	"	0.16	0.022
(5) ライザー中枠	堅形円筒	1212H×1628OD×1596ID×16t	"	2.16	3.1
(6) " 下枠	"	300H×1800OD×1586ID×60t (最小16)	"	0.75	0.76
(7) ホールドダウン枠	"	1045H×1520OD×6t	"	1.07	1.9
(8) 上部グリッド	外周リング・内 部格子	1683OD×1556ID×146t	"	0.56	0.03
(9) 炉心サポート	堅形円筒	1960OD×805H×50t (幅25)	"	2.28	2.49
10 底部支持板	円板	1560OD×50t	"	0.46	0.09
11 底部グリッド	外周リング・内 部格子	1560OD×1440ID×153H	"	0.64	0.03
12 炉心スパージャー	パイプリング	1662.4(環径)×48.6OD×3.7t	"	0.031	0.009
13 給水スパージャー	楕円リング	1959OD×6.5t	"	0.102	0.068
14 ポイズンスパージャー	パイプリング	48.6×5t	"	0.025	0.09
15 計装燃料用ホールドダ ウン	円筒	21.0φ×1000H×6t	"	0.12	0.031
16 制御棒ガイドチューブ	十字円筒	241W×1471H×35t	SUS304	1.13	0.16
17 インコアチューブ	パイプ状	上部 19(OD)×12(ID) 長さ 下部 25.4(φ)×15.8(φ) > 3864	"	0.13	0.012
18 デフューザープレート	円板	560OD×25t	SUS27HP	0.1	0.012
19 炉心プラグ	円筒	1955H×69.5OD	ASTM-A276SUS304	0.35	0.04
20 サンプルクーボンハン ガー		① 832H×110W×14φ×16個 ② 1452H×332W×14φ×4個	SUS27HP	0.075	0.068
21 制御棒	断面十字形	225.4W×1680H×9.5t 114W×1282.7H×6.3t	ポイズン部ボロンステンレス ホロワー ジルカロイ	0.8	0.13
22 ポイズンカーテン	板状	248W×1651H×6.4t	ボロンステンレス鋼	0.214	0.012
23 中性子源	円筒	114.3W×1876H×3t	ソース ⁹ sb・Be, ケース ASTM-A312	0.112	0.01
24 制御棒コネクション シャフト	円筒	1978H×45.45φ 2126H×31φ	コネクションシャフト ASTM-A276 シールシャフト 17-4PH	0.8	0.08
25 蒸気乾燥器	8角筒	876タテ×876ヨコ×812H	ステンレスワイヤメッシュ		0.6

機器名称	形状	寸法 (mm)	材質	重量 Ton	外形体積 m ³	
(4) 原子炉格納容器 (1) 本体	胴部円筒形 頂部、底部半球形	全高38100, 内径15250 半球部内径15250 厚さ胴部30 頂部及び底部16	ASTM-A201 GrB	364		
			普通鉄筋コンクリート	4000	1740	
(5) 生体遮蔽 (1) 原子炉上部遮蔽プラグ	円柱	本体4000OD×1650t C/Sライナー厚さ6t	本体 鉄筋普通コンクリート 底部、側面C/Sライナー	46 0.97	20 0.27	
	(2) 生体遮蔽コンクリート	円筒 3500ID×2700×3000t 1100×20950 32φ~10φ	コンクリート普通コンクリート 鉄筋SS-D-39又はSS-D-49	1256 84.6	546	
(6) ポンプ類 (1) 再循環ポンプ(2台)	堅型	本体1136.7OD×3788.4H モーターの高さ1040	本体 SCS-14 ハネ " 13	14	3.84	
(7) 配管 (1) 主蒸気系	管	219.1φ×127t×10600L	ASTM-A335-P22	0.68	0.4	
		334×6.35×3000		0.01	0.01	
		88.9×7.62×7000		0.1	0.04	
		(2) 給水系	114.3×8.56×14500	ASTM-A376-TP304	0.33	0.15
		(3) 再循環系	323.8×17.4×23400	SUS-27TP(相当)	3.1	1.93
		(4) 浄化脱塩器系	48.3×5.0×3000	ASTM-A376-TP304	0.16	0.05
		(5) 停止時冷却系	114.3×6×59000	AST	0.94	0.6
		(6) 非常用復水器系	168×11×3600		0.15	0.08
			114×8.5×10300		0.23	0.11
			73×7×5500		0.05	0.02
(7) 高圧毒物系	28.9×7.6×8900		0.14	0.06		
(8) 炉心スプレー系	73×7.01×24600		0.28	0.1		
	48×5.08×3100		0.02	0.01		
(9) インコアモニター冷却水管	88.9×7.62×19900		0.3	0.12		
	34×4.5×50000	SUS-27	0.16	0.05		
(8) クレーン 20/5tポータークレーン	天井施回式			27.2		

符号説明 H:高さ
OD:外径
ID:円径
t:厚み
w:幅

Table 3.1.2 Characteristics of Piping

	配管系統名称	管径 B (sch 80)	材 質	生体遮蔽 貫通部EL×本数	1 m 当り重量 kg / m	生体遮蔽間 距離 m	生体遮蔽内 総重量 kg
1	再 循 環 配 管	12	A 358 TP304	EL+8.65×2 EL+7.37×2	129.0	2.25	1161.0
2	主 蒸 気 配 管	8	A 335 P-22	EL+16.46×1	63.8	1.10	70.18
3	停止時冷却系配管	4	A 376 TP304	EL+ 12.68×1	22.4	1.80	40.32
4	給 水 系 配 管	4	A 376 TP304	EL+ 12.20×1	22.4	1.80	40.32
5	炉心スプレイ系配管	2	A 403 TP304	EL+ 12.99×1	15.3	1.80	27.54
6	非常用復水器系配管	3	A 376 TP304	EL+ 11.87×1	15.3	1.40	21.42
7	高圧毒物系配管	1	A 312 304 L	EL+ 8.65×1	3.27	2.25	7.36
8	浄化脱塩器系配管	1 $\frac{1}{2}$	A 376 TP304	EL+ 6.90×1	5.47	2.25	12.31
9	炉 水 位 系 配 管	2	SUS系	EL+13.00×1	7.47	1.40	10.46
10	インコアモニター系配管	1	SUS系	EL+ 5.90×8	3.27	2.00~ 2.30	52.32~60.17

Table 3.1.3 Concepted Sectioning Tools for the Small Scale BWR on the Case Study of the Dismantling

解体機器 対象機器構造	高速カッター	ガス切断	バイパー カッター	プラズマ アーク	アーク器	インサイドデ イスクッター	成型爆薬法 (ノイマン効果)	熱的工法 火炎ジェット等	機械的工法 ダイヤモンドカッター等	制御爆破
原子炉解体前準備 (解体の妨げとなる機器)	M	M	M							
炉内構造物				RS	RS又はM					
原子炉圧力容器及ベローズ スタビライザー		RS又はRA		RA又はRS						
原子炉圧力容器の接続配管	M	M		M		再循環系のみ RS	RS			
その他の汚染機器		M		停止時冷却系 M						
放射化コンクリート								RA	RA又はRS	
非放射化、汚染コンクリー ト	M	M							M	M
使用済燃料プールのライナー		M		M				M	M	
非放射化、非汚染機器	M	M	M							
原子炉格納容器本体		M								
原子炉格納容器内天井ク レーン		M								
原子炉格納容器コンクリー ト基礎部		M							M	M

RA 遠隔自動切断を表わす。
M 手動切断を表わす。
RS 遠隔半自動を表わす。

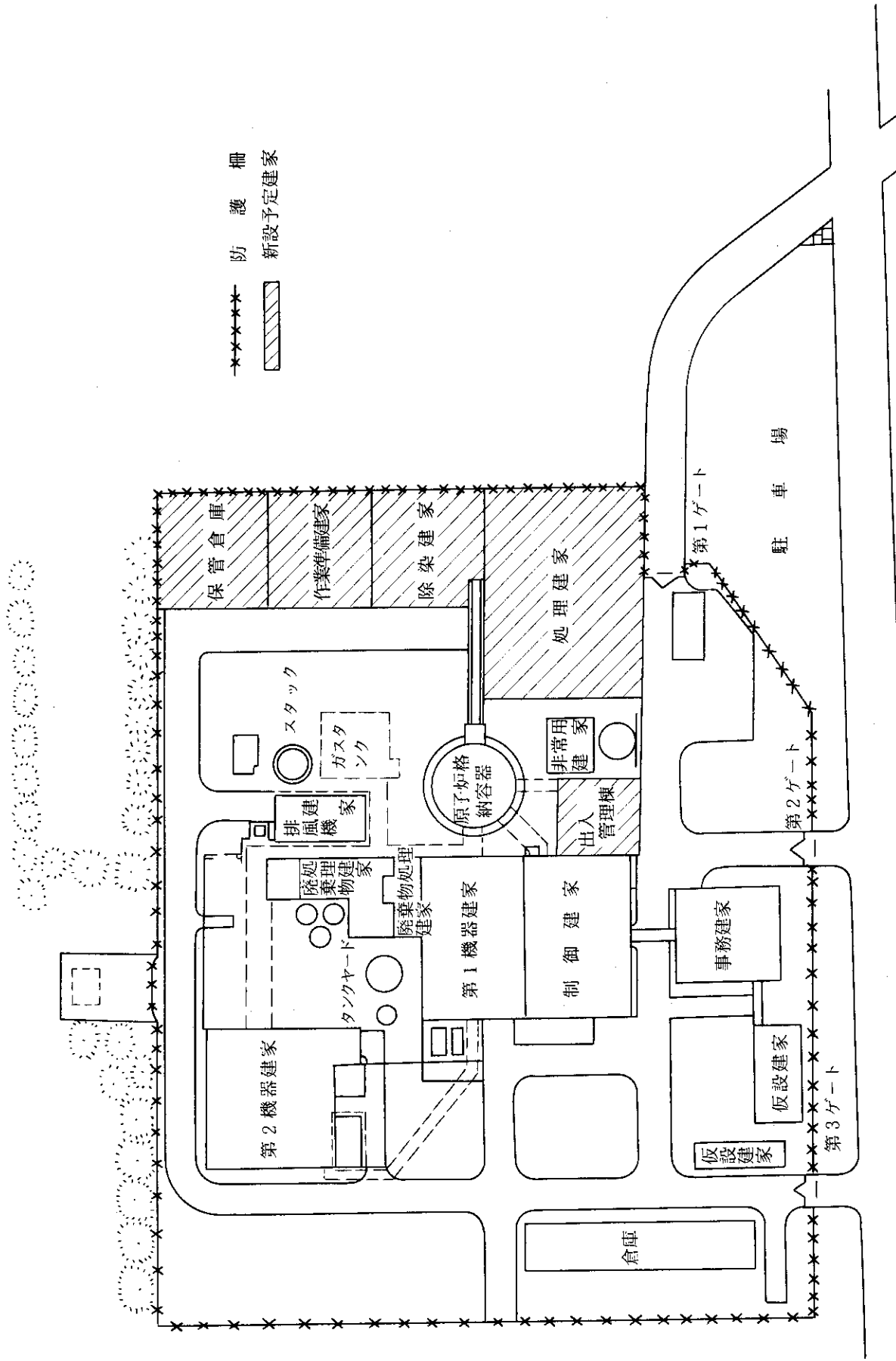


Fig. 3.1.1.1 Site Layout of the Small Scale BWR Power Plant

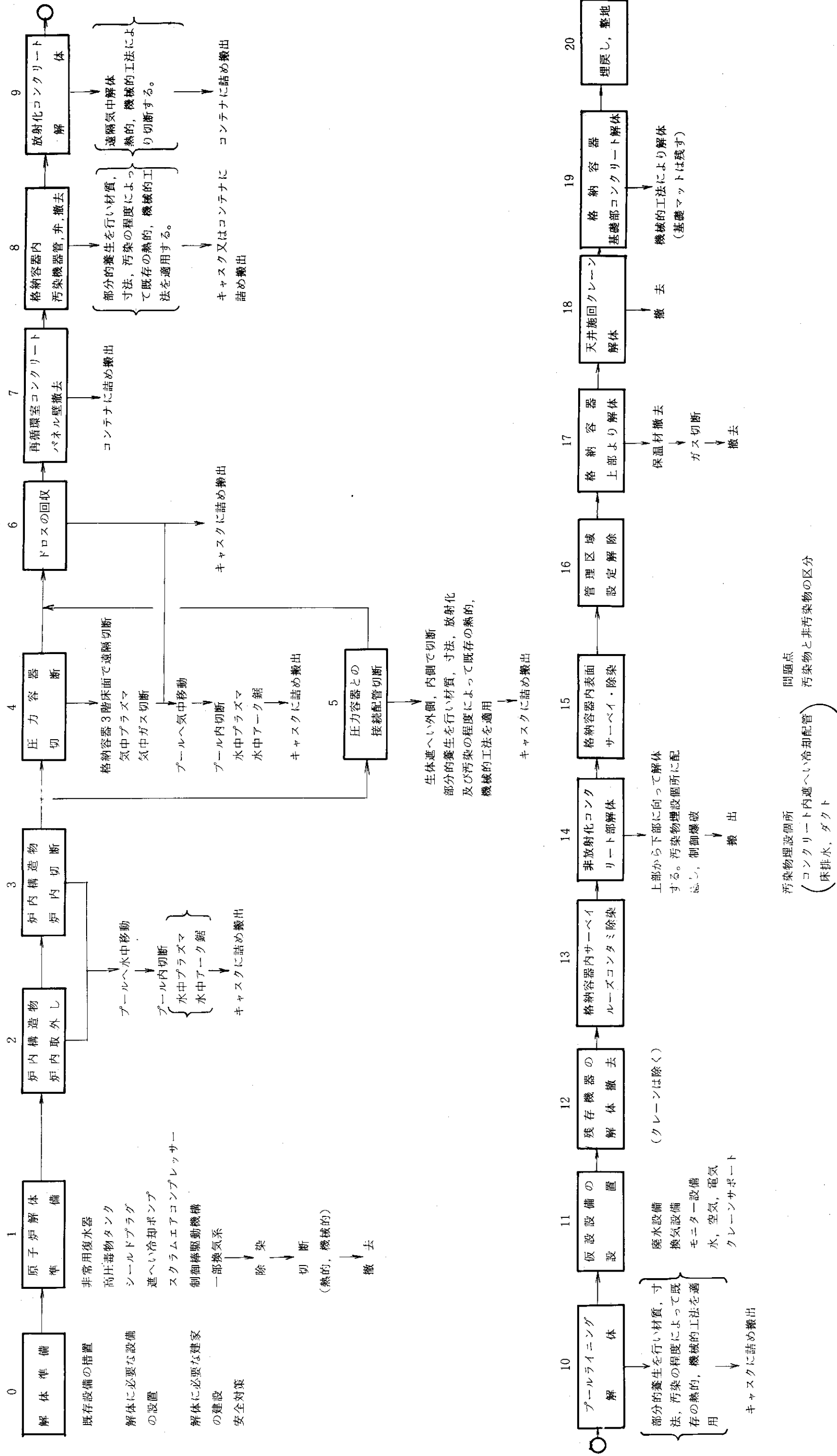
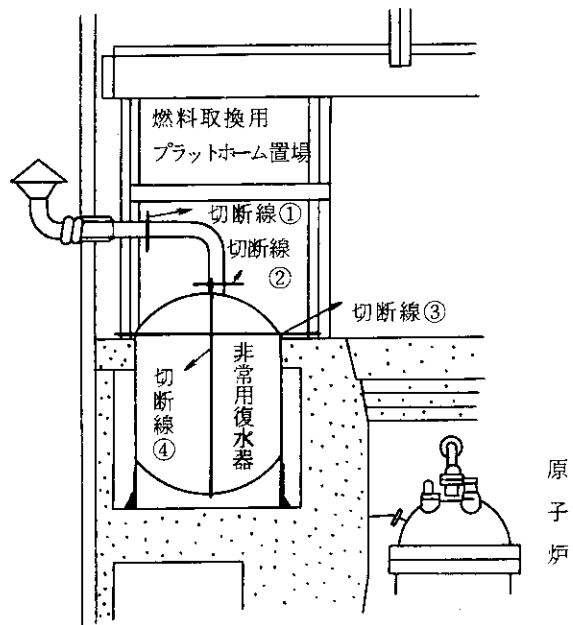


Fig. 3.1.2 Dismantling Procedure of the Reactor Containment Structure



主要寸法

- 胴部内径：3048 mm
- ” 高さ：4239 mm
- ” 板厚：19 mm
- ” 材質：SB49

Fig. 3.1.2-1 Emergency condenser

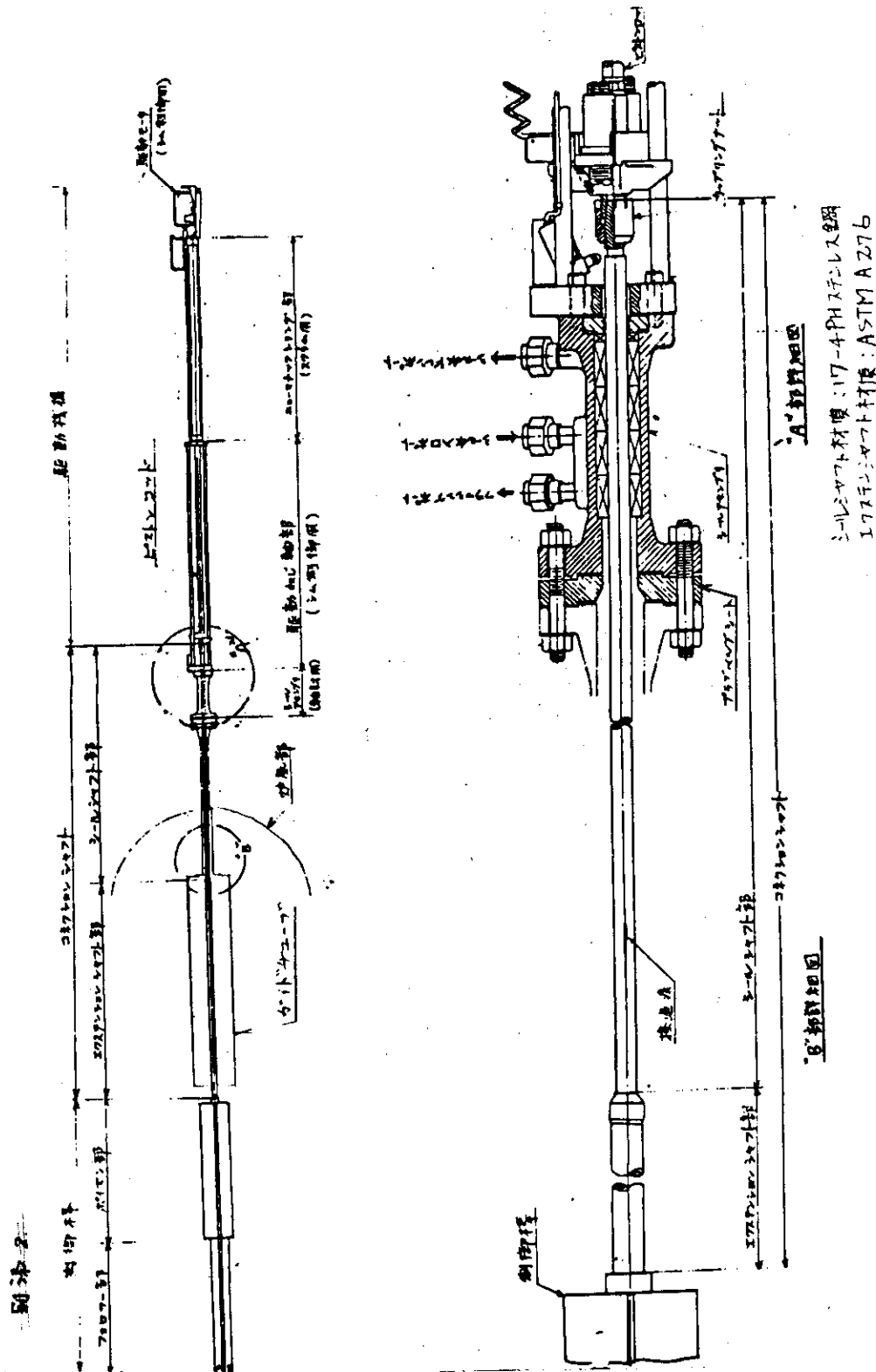
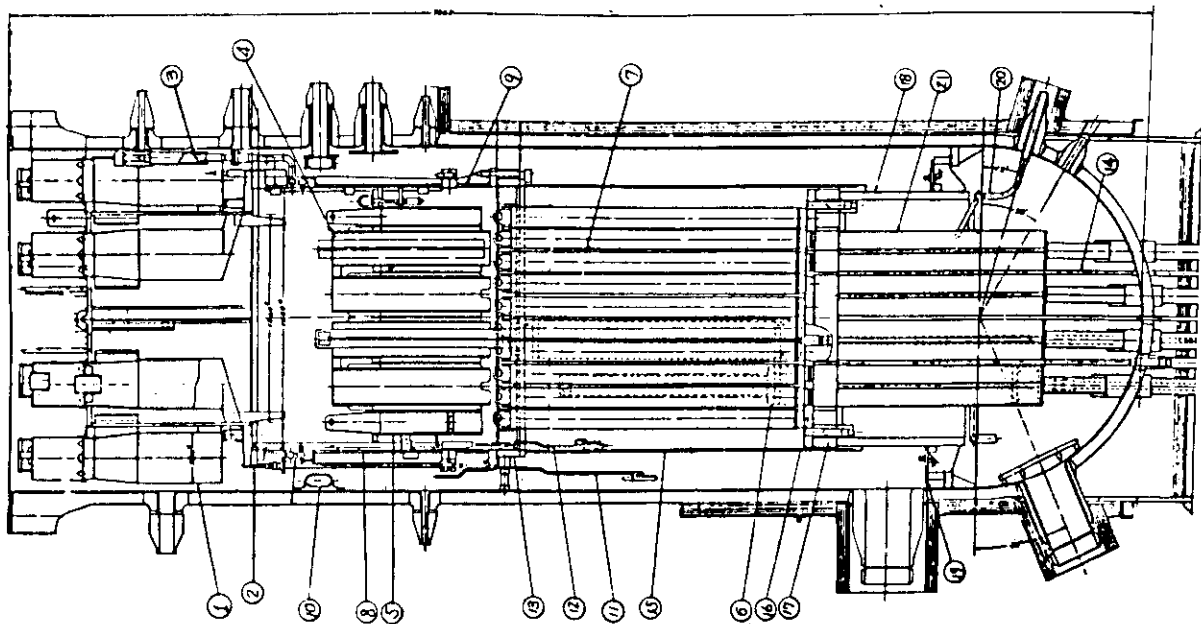


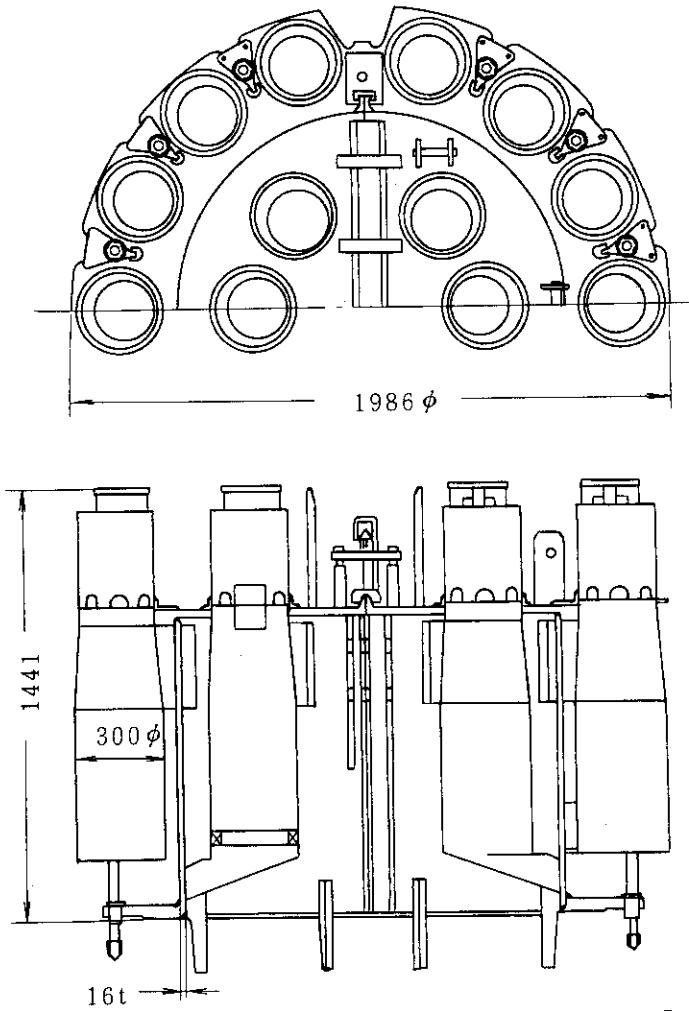
Fig. 3.1.3 Control Rod Drive Mechanism



名	形状	数量	寸法	重量(kg)	主要材料
1 水弁継手	型型円筒	1	1800 ^φ ×1025 ^φ ×16 ^t	2100	SUS27
2 ライフエリソフ	リング	1	1800 ^φ ×1828 ^φ ×16 ^t	160	“
3 炉心スプレッド型	型型円筒	1	1520 ^φ ×1045 ^φ ×16 ^t	1070	“
4 耐熱燃料組立外クワン	“	1	2354 ^φ ×1690 ^φ ×16 ^t	800 (SP/16)	ボロン入りSUS27
5 耐熱燃料組立内クワン	断面付型	16	248 ^φ ×145 ^φ ×16 ^t	214 (6.9×24)	“
6 制御棒	板状	24	1828 ^φ ×1216 ^φ ×16 ^t	2160	SUS27
7 炉心ケーソン	型型円筒	1	1800 ^φ ×300 ^φ ×16 ^t	750	“
8 ライフエリソフ	型型円筒	1	1959 ^φ ×6.5 ^t	102	“
9 ライフエリソフ	型型円筒	1	“	“	“
10 炉水スプレッド	型型円筒	1	“	“	“
11 サンプルホルダー	型型円筒	1	“	“	“
12 “	型型円筒	1	“	“	“
13 上部フック	型型円筒	1	1833 ^φ ×1556 ^φ ×14 ^t	555	SUS27
14 インコーポレート	板状	8	19 ^φ ×28.5 ^φ	88	“
15 炉心スプレッド外	円筒型	1	1612 ^φ ×2019 ^φ ×13 ^t	1257	“
16 炉心スプレッド	円筒	1	1560 ^φ ×50 ^t	457	“
17 下部フック	外側/内側	1	1560 ^φ ×1440 ^φ ×25 ^t	664	“
18 炉心ケーソン	型型円筒	1	1980 ^φ ×805 ^φ ×15 ^t	2280	“
19 シールド	板状(円型)	8	1920 ^φ ×1580 ^φ ×1 ^t	123	“
20 サンプルホルダー	型型円筒	1	48 ^φ ×5 ^t	25	“
21 制御棒組立ケーソン	型型円筒	16	241 ^φ ×147 ^φ ×3.5 ^t	1130	“

解体検査構造物

Fig. 3.1.4 Reactor Pressure Vessel and Internal Structure



切断場所	SFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断方法	既存のトングにて締付ボルトを取り外す。一、二次分離器一体で支持枠から、プラズマ又はアーク鋸を用い切断し取り出す、円筒状の一次、二次分離器をアーク鋸により縦2分割とし廃棄する。その後支持枠を細断し廃棄する。

Fig. 3.1.5 Separator

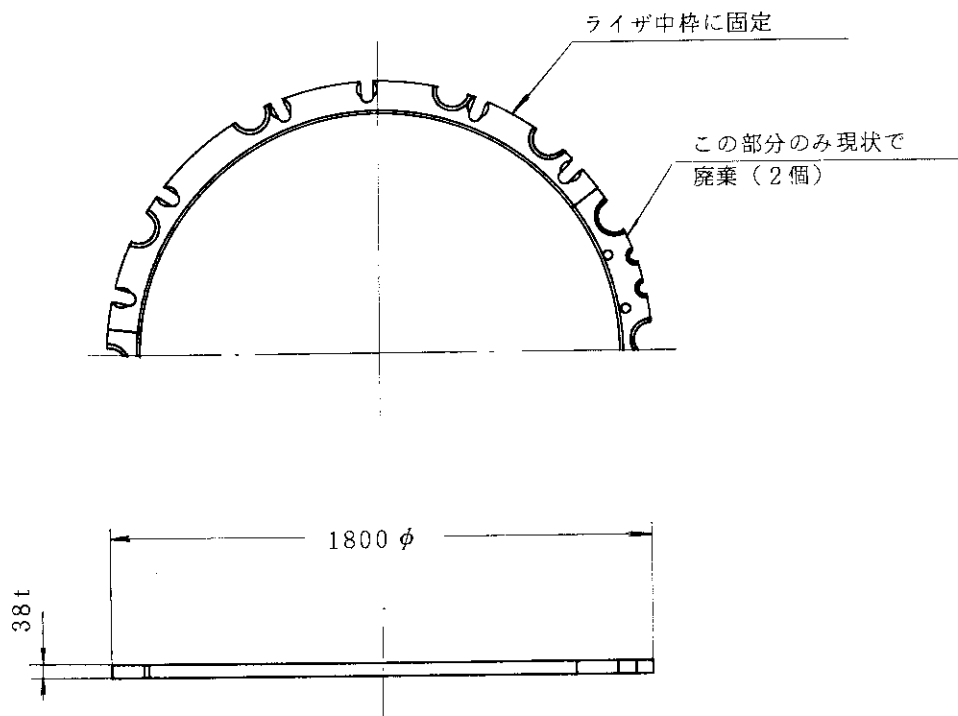
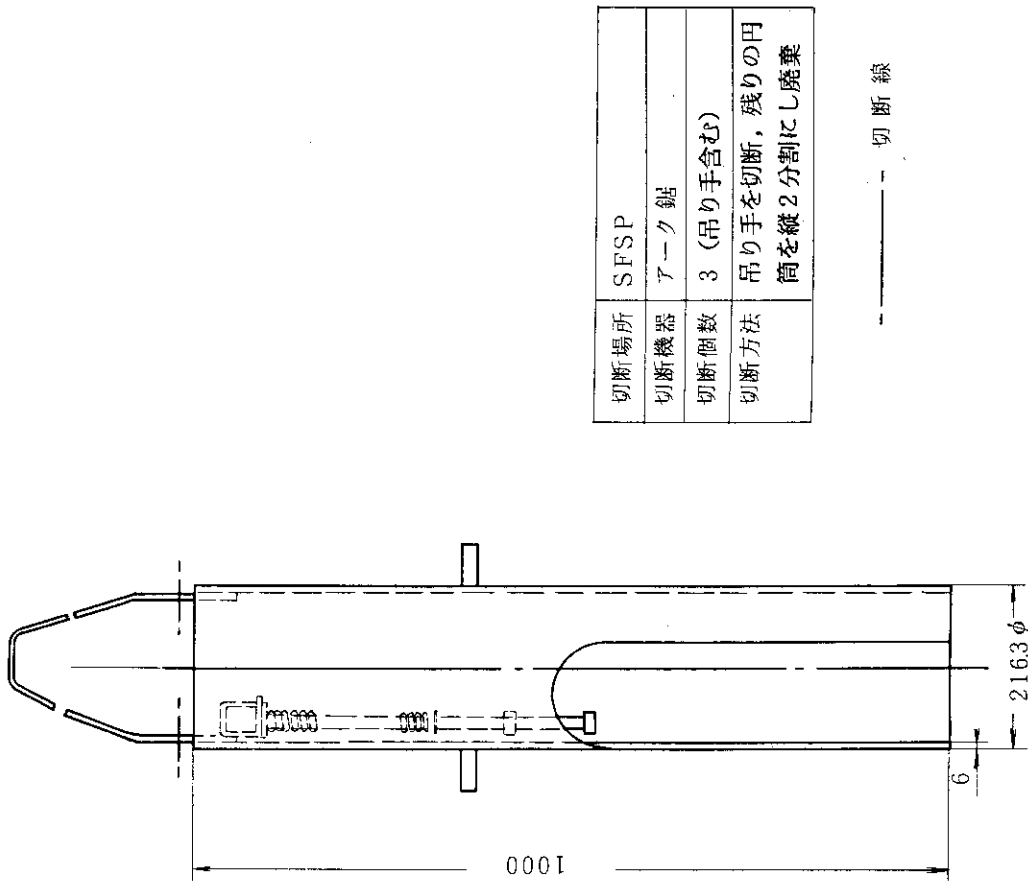


Fig. 3.1.6 Riser Upper Ring



切断せず現状のまま廃棄

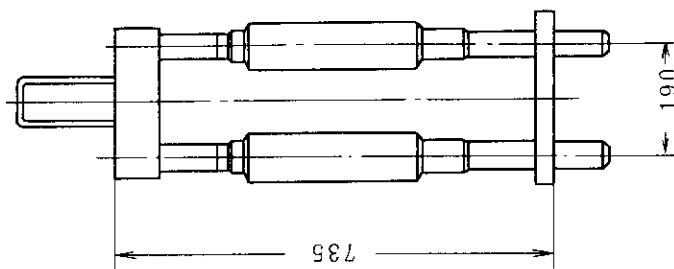


Fig. 3.1.7 Core Spray Distributer

Fig. 3.1.8 Hold-down Device for IFA

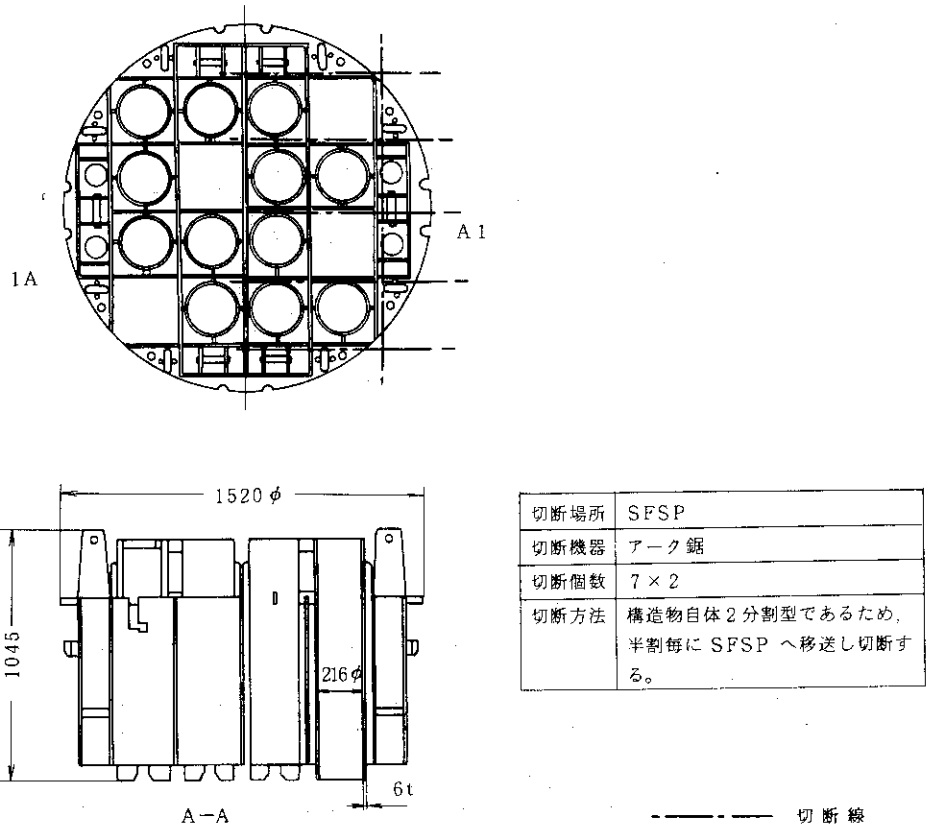


Fig. 3.1.9 Hold-down Device for the Normal Fuel

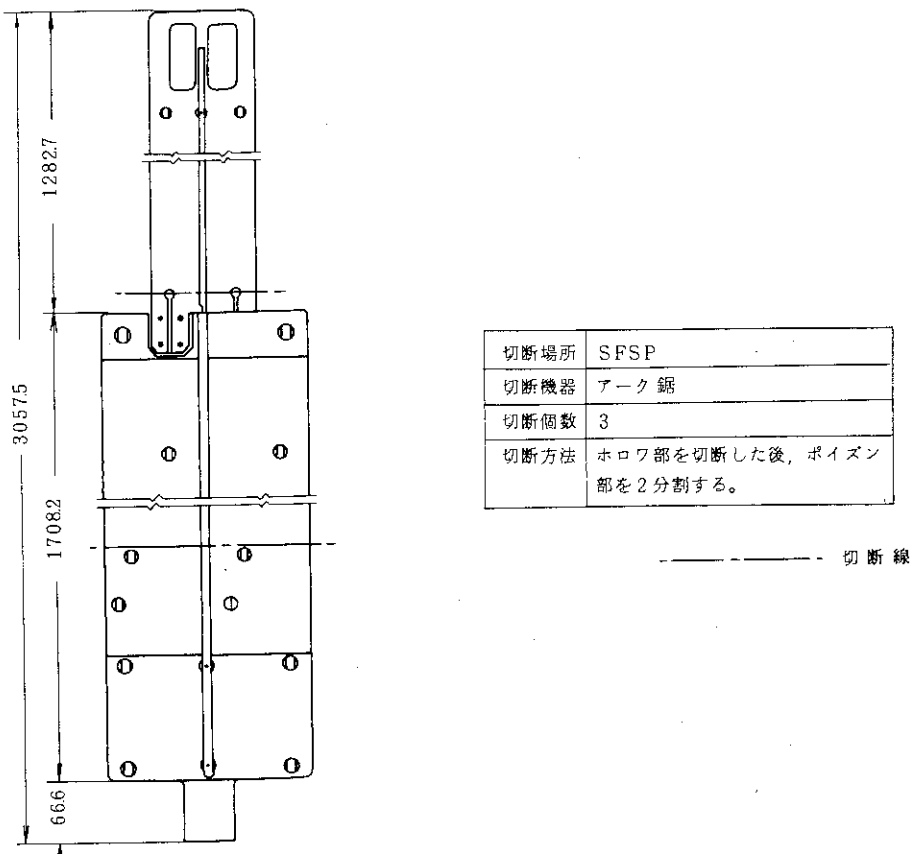


Fig. 3.1.10 Control Rod (Blade)

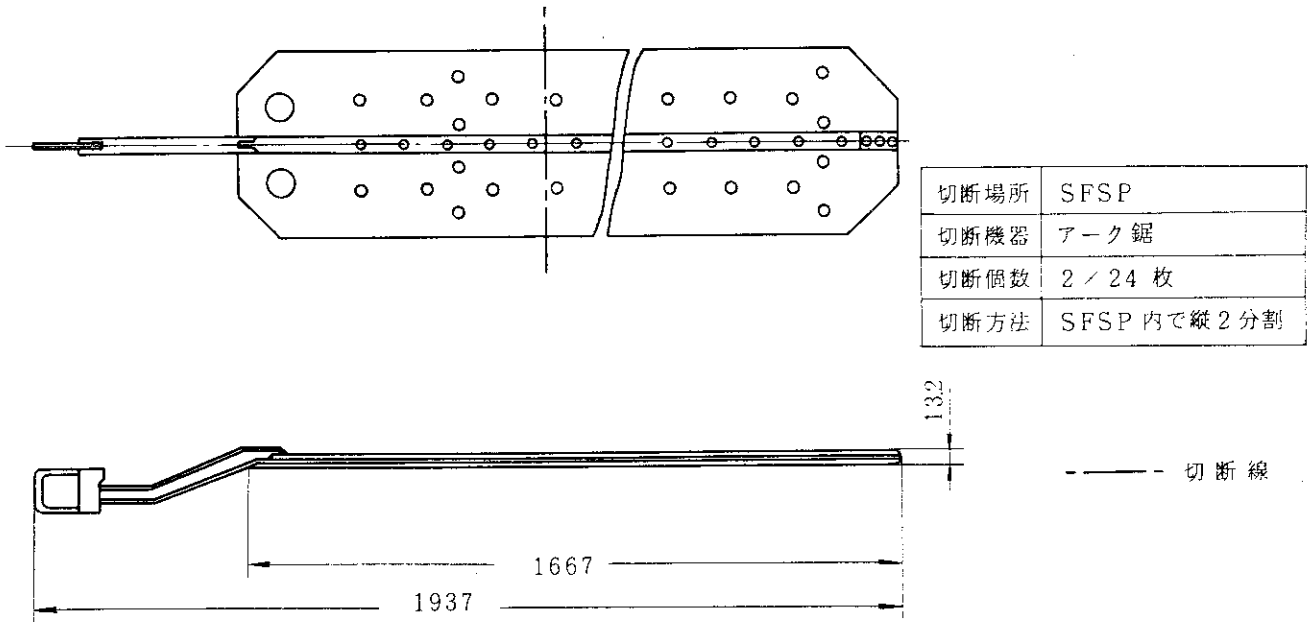


Fig. 3.1.11 Poison Curtain

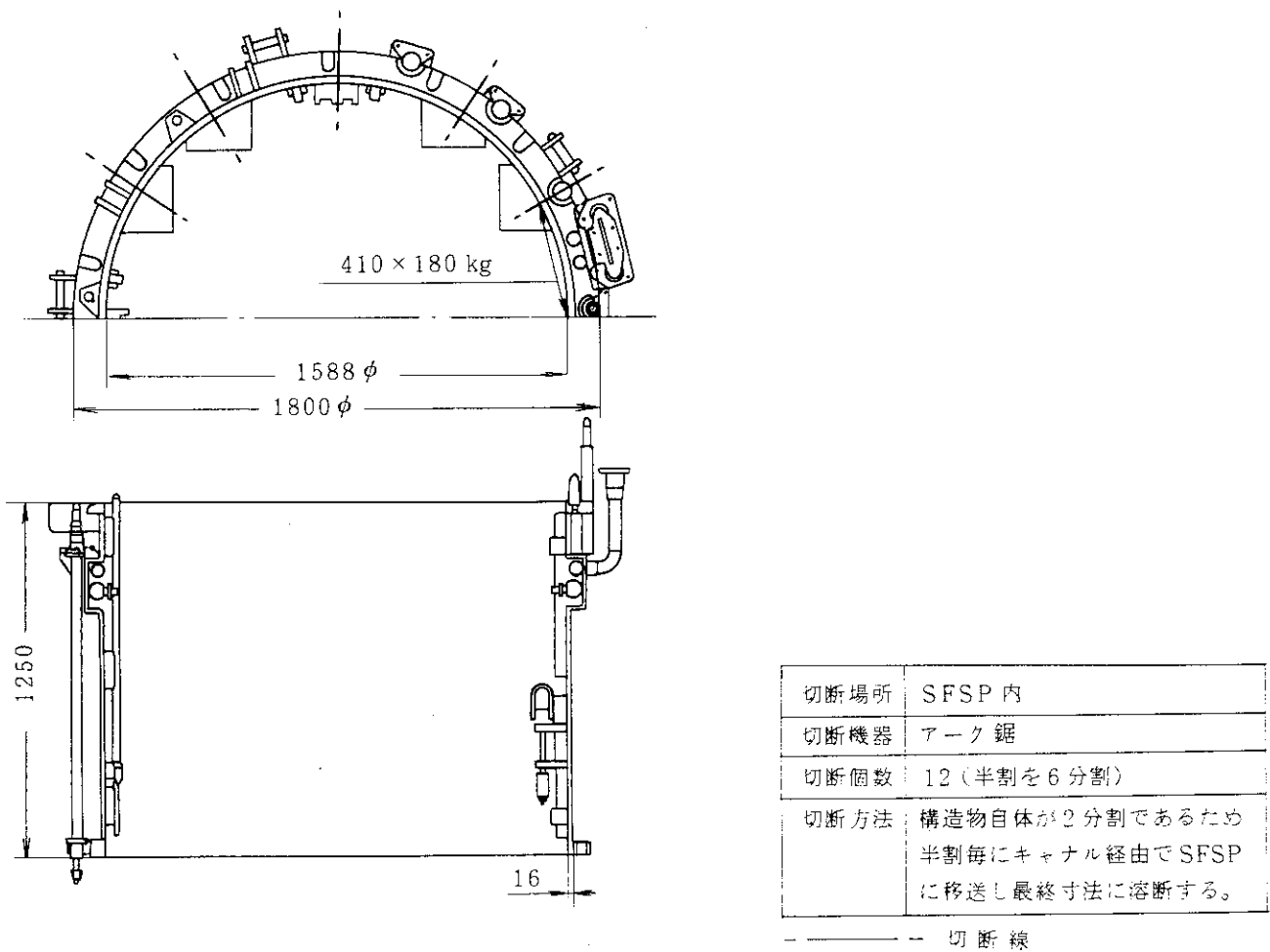
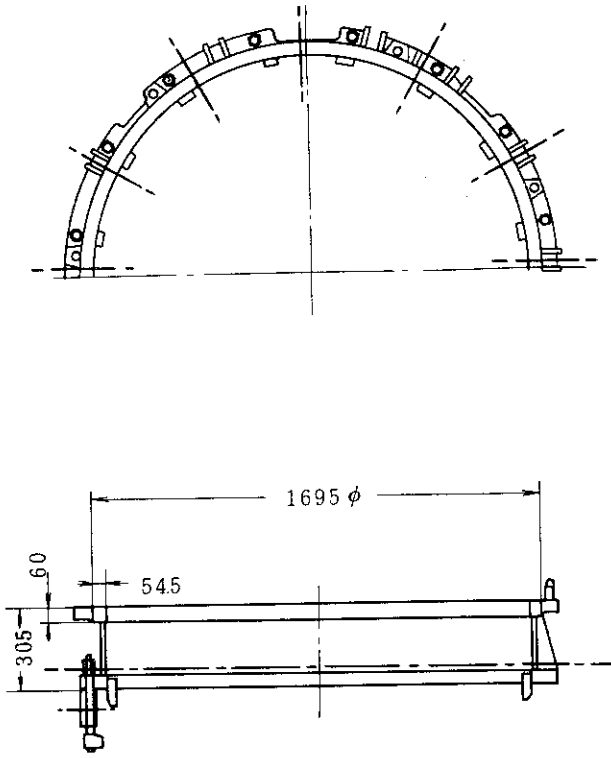


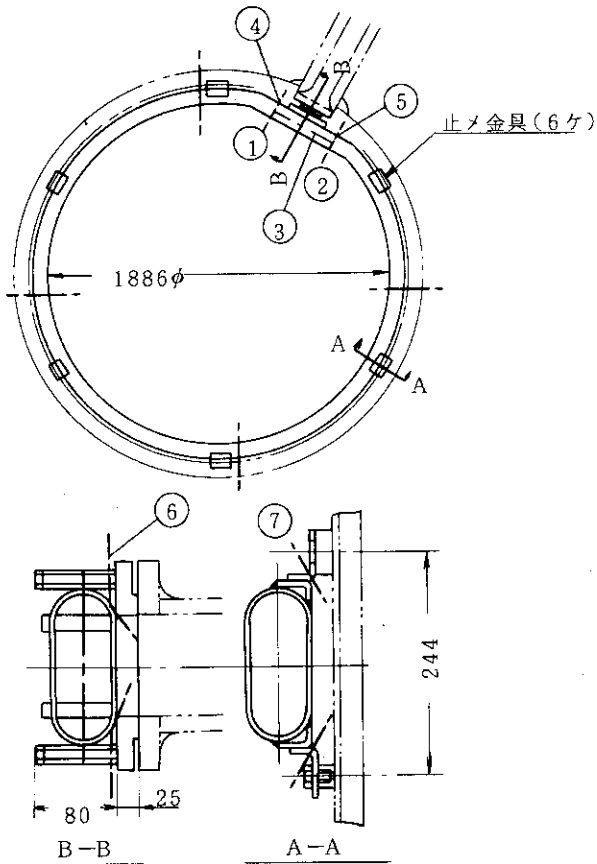
Fig. 3.1.12 Riser Intermediate Frame



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク、及びアーク鋸
切断個数	12
切断方法	円筒構造なので2分割にし、SFSPへ移送する。移送後アーク鋸にて最終寸法に細断する。残りのベースは、締付ボルトを全て切断し、リング状のまま、SFSPへ移送し細断する。

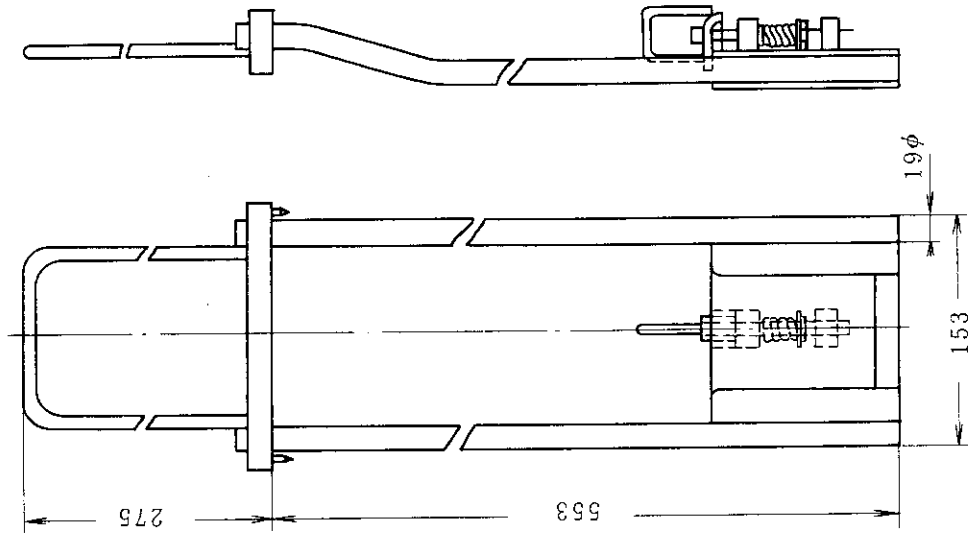
----- 切断線

Fig. 3.1.13 Riser Lower Frame



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断個数	7
切断方法	圧力容器に取り付けられたフランジ部を①～⑥の手順で切断する。固定用金具を切断⑦し、SFSP内で5個に細断する。

Fig. 3.1.14 Feed Water Sparger



切断せず現状のまま廃棄

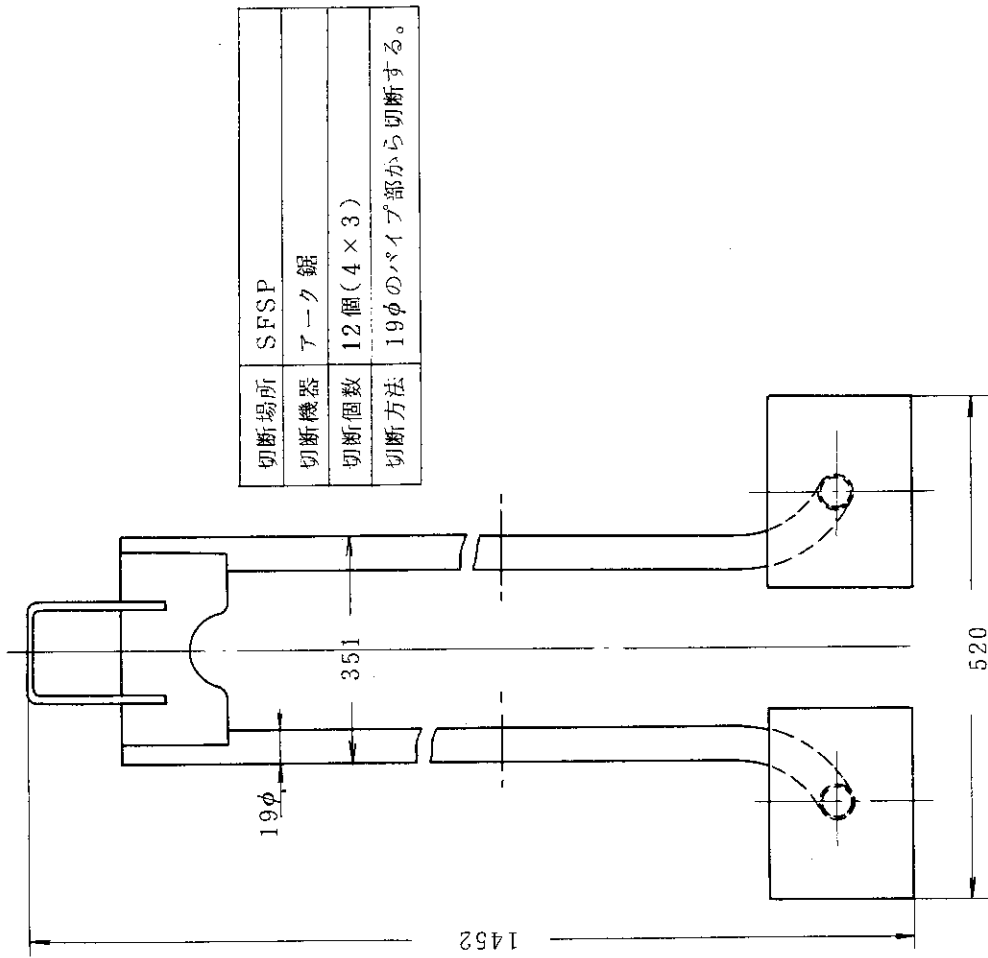
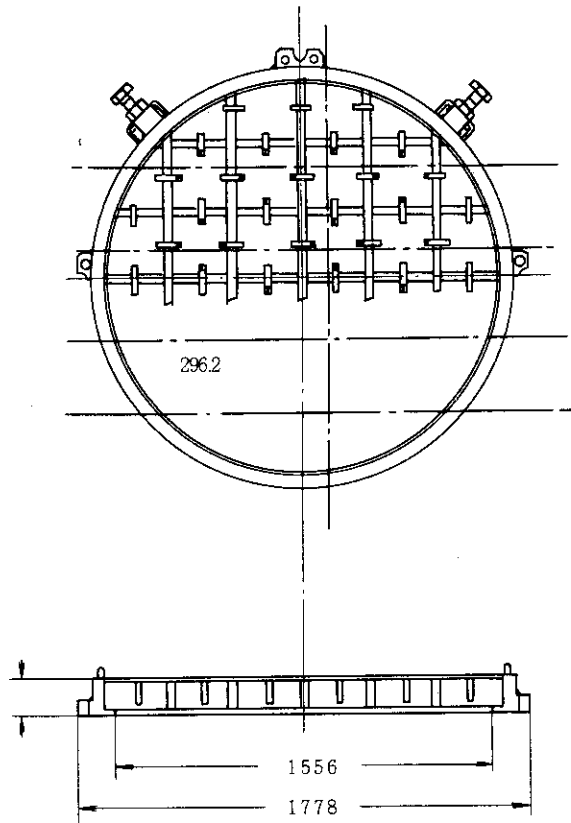


Fig. 3.1.16 Sample Coupon Hanger (Inside)

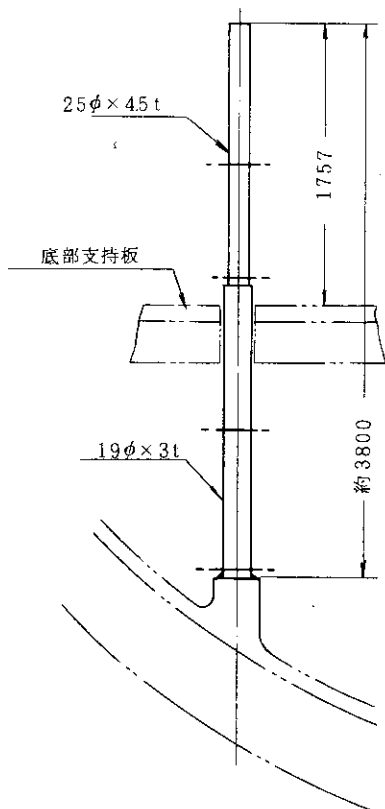
Fig. 3.1.15 Sample Coupon Hanger



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断個数	10
切断方法	掘付位置で2分割にし、SFSP 内で最終寸法に解体する。

----- 切断線

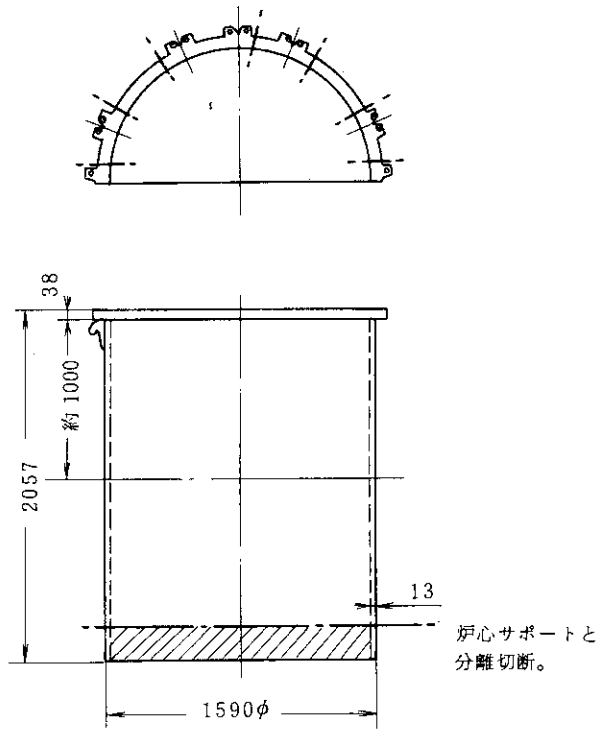
Fig. 3.1.17 Upper Grid



切断場所	RPV
切断機器	プラズマアーク又は小型アーク鋸
切断個数	32個(8×4)
切断方法	上部グリッド解体搬出後、底部 支持板附近までを2分割する。 残存部は炉心サポート解体後制 御棒ガイドチューブと併せて切断し ていく。

----- 切断線

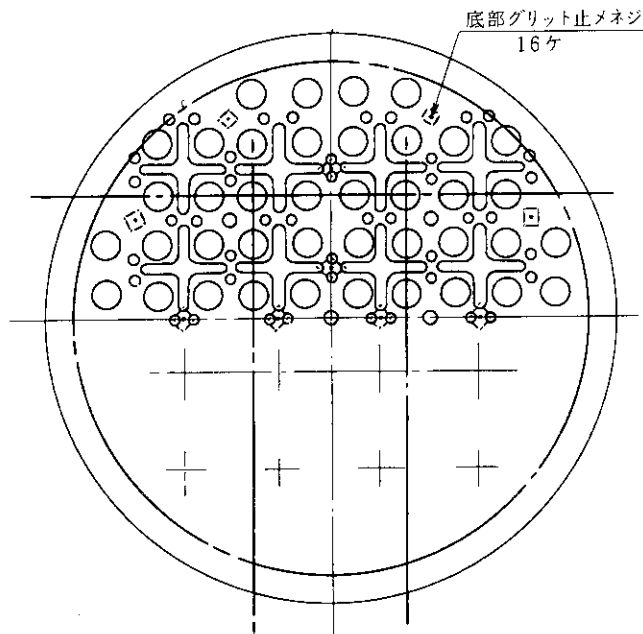
Fig. 3.1.18 Incore Monitor Tube



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断個数	24
切断方法	R.P.V内では変形4分割としSFSPへ移送する。移送後はアーク鋸で細断する。

----- 切断線

Fig. 3.1.19 Core Shroud



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断個数	4
切断方法	底部グリット止メネジの周囲を切断する。その後支持板を円周方向に切断し、SFSPへ移送する。プール内で細断する。

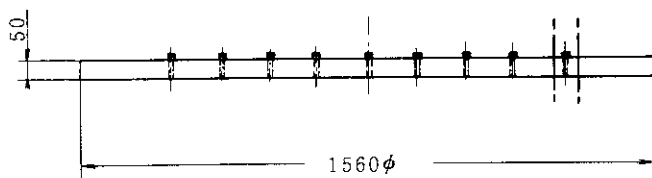
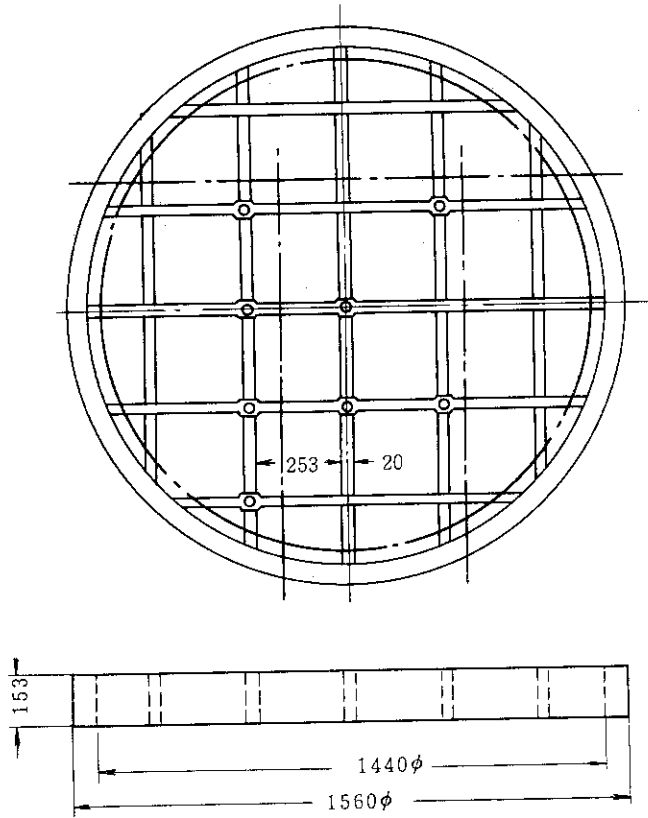
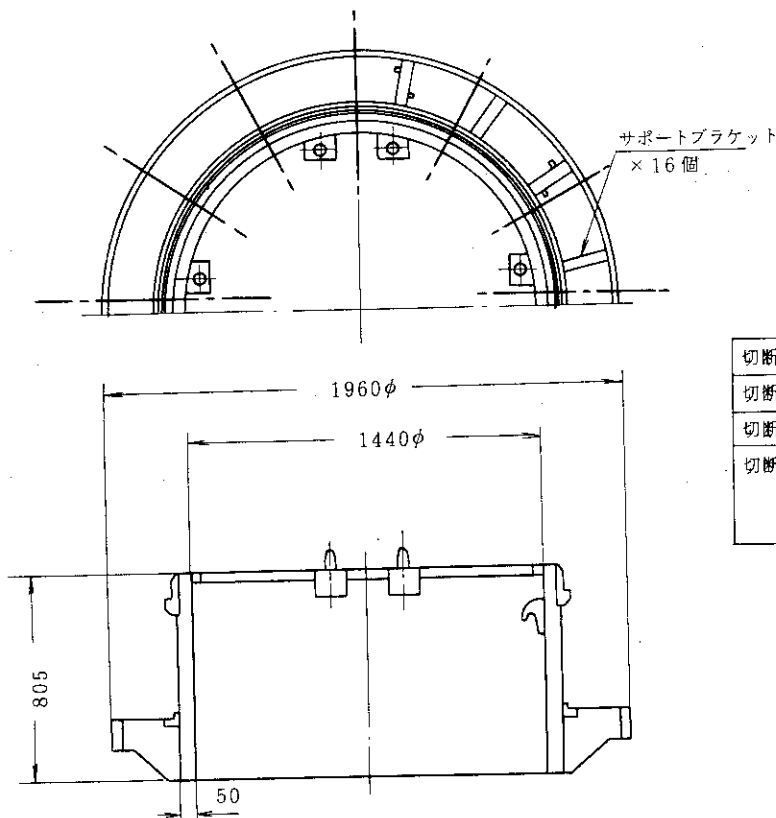


Fig. 3.1.20 Lower Support Plate



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマ及びアーク鋸
切断個数	4
切断方法	格子状ビームを円周状に切断し、SFSPに移送する。移送後プール内でアーク鋸により細断する。残った外周リングは炉心サポートと合せて切断する。

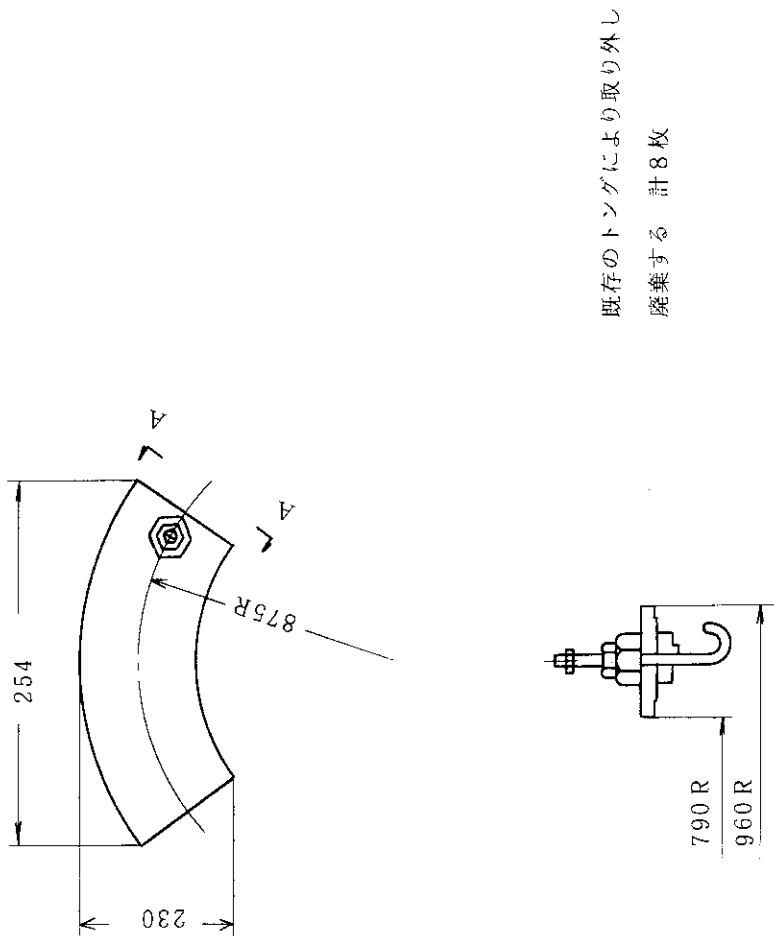
Fig. 3.1.21 Lower Grid



切断場所	燃料交換タンク (R.F.T) 及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びアーク鋸
切断個数	12
切断方法	現状のままRFTまで引き上げて2分割にし、SFSP内へ移送後細断する。この時下部グリッド残部分も合せて切断する。

----- 切断線

Fig. 3.1.22 Core Support



既存のトングにより取り外し
廃棄する 計8枚

Fig. 3.1.23 Seal Plate Support

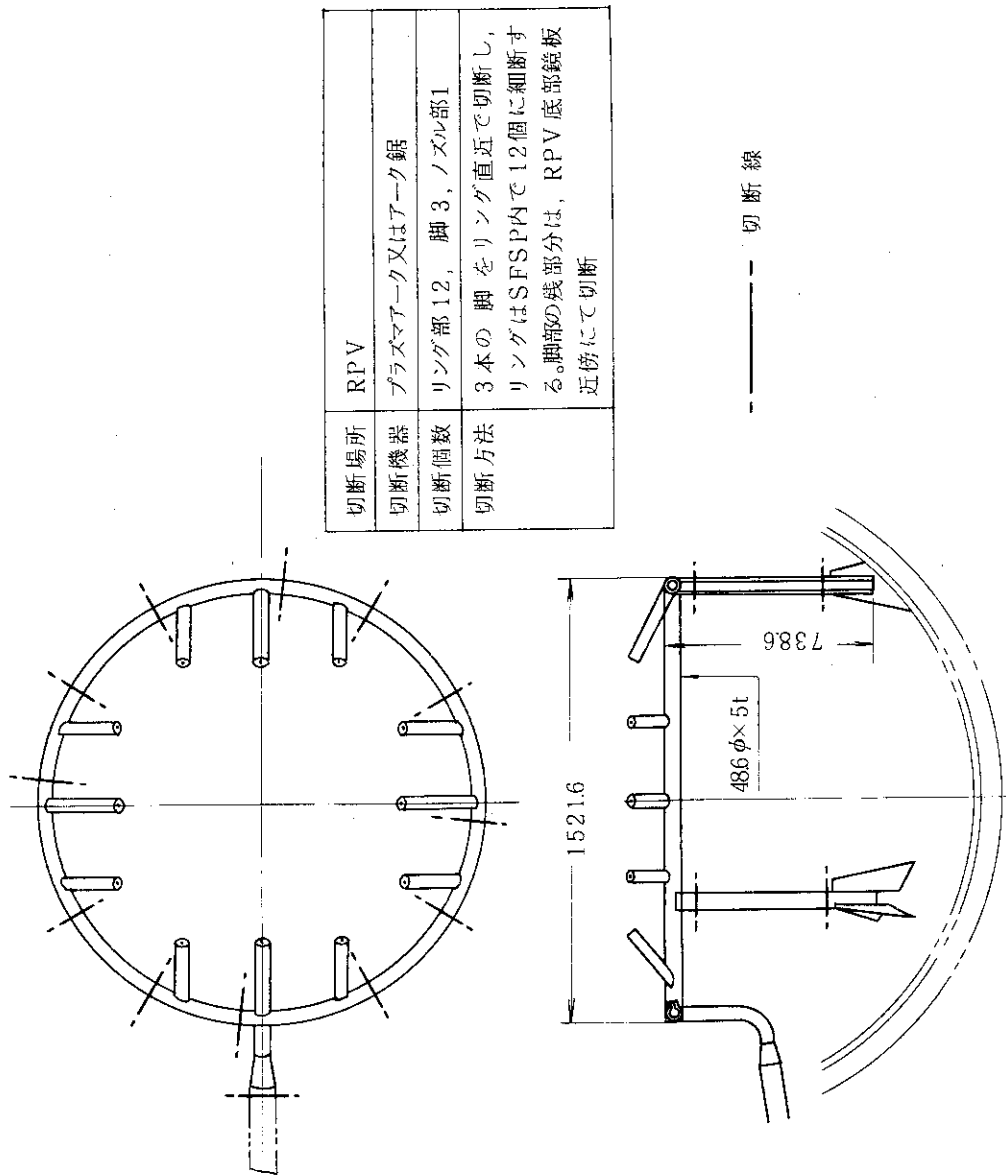
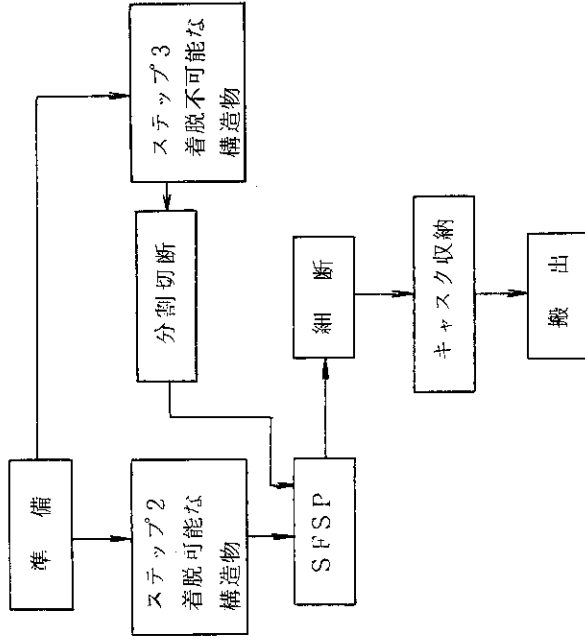
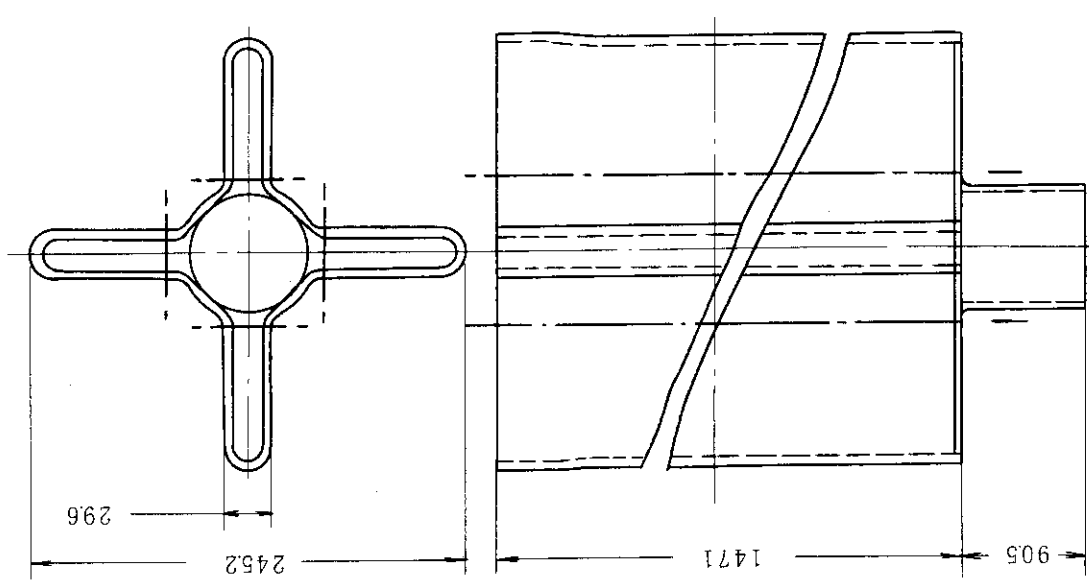


Fig. 3.1.24 Poison Sparger



注) 1 解体順序はステップ2, ステップ3の順で行う。

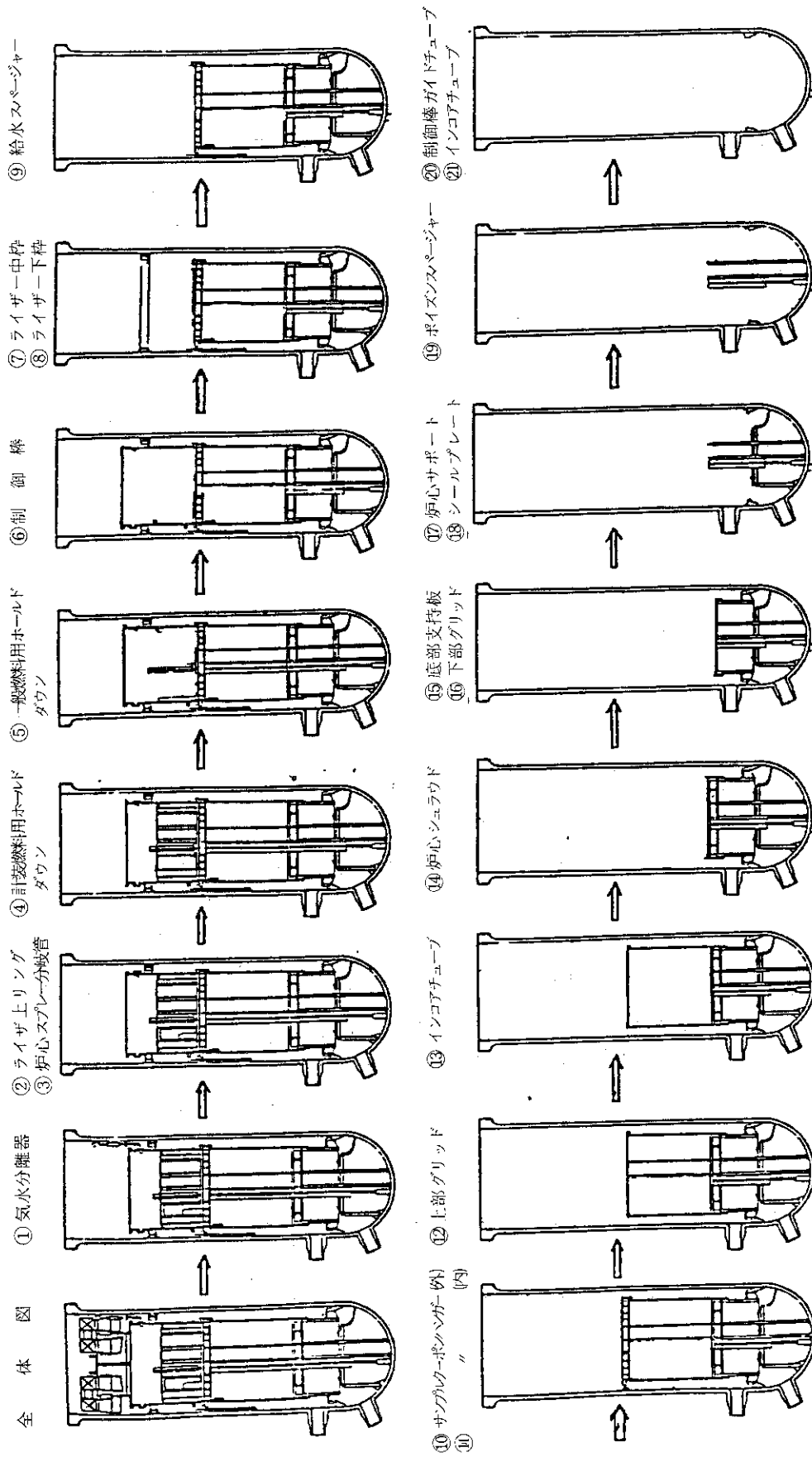
Fig. 3.1.24-1 Dismantling Diagram for Reactor Internal Structure



切断場所	RPV及びSFSP
切断機器	プラズマアーク及びびーク鋸
切断方法	炉心サポート解体後、十字部分を縦に分割切断、残部分はRPV底部貫通部から切断しSFSPへ移送後細断する。

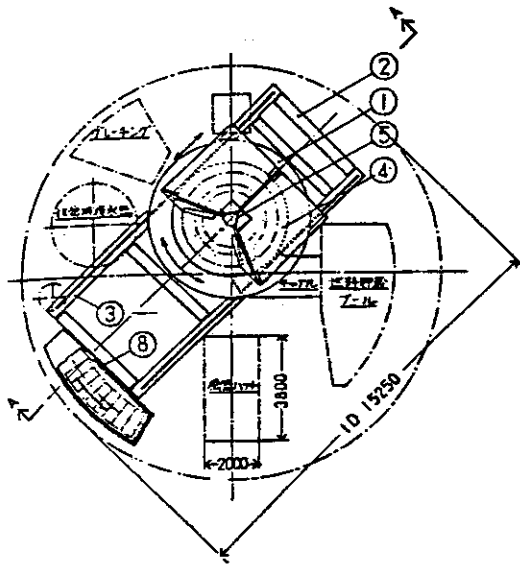
----- 切断線

Fig. 3.1.25 Control Rod Guide Tube



①～⑦ 炉内→使用済燃料プール移動→切断→搬出 ⑧～㉑ 炉内で粗断→使用済燃料プール移動→細断→搬出

Fig. 3.1.26 Dismantling Procedure for Core Internal Structure



品番	名 称	備 考
①	巡回台車	
②	走行レール梁台	
③	“	“
④	走行台車	
⑤	シリンダー	
⑥	支持脚	
⑦	マニプレータ	
⑧	蒸気キャビン	
⑨	排気口	既設
⑩	“	“
⑪	“	“
⑫	炉外中性子測定室内管	“
⑬	ドロス回収コンテナ	
⑭	同上支持	
⑮	止めフランジ	
⑯	キャップ	
⑰	排気口	既設

(切断時)

(マニプレータ先端部の交換・大形分割片搬出時)

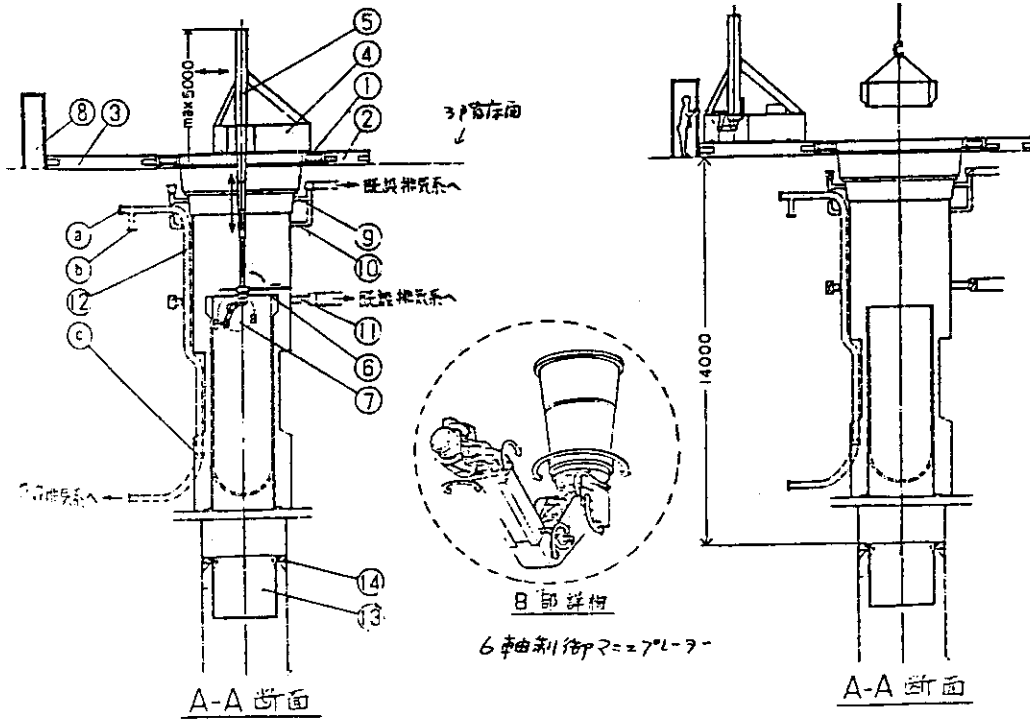


Fig. 3.1.27 Conception of Reactor Pressure Vessel Sectioning

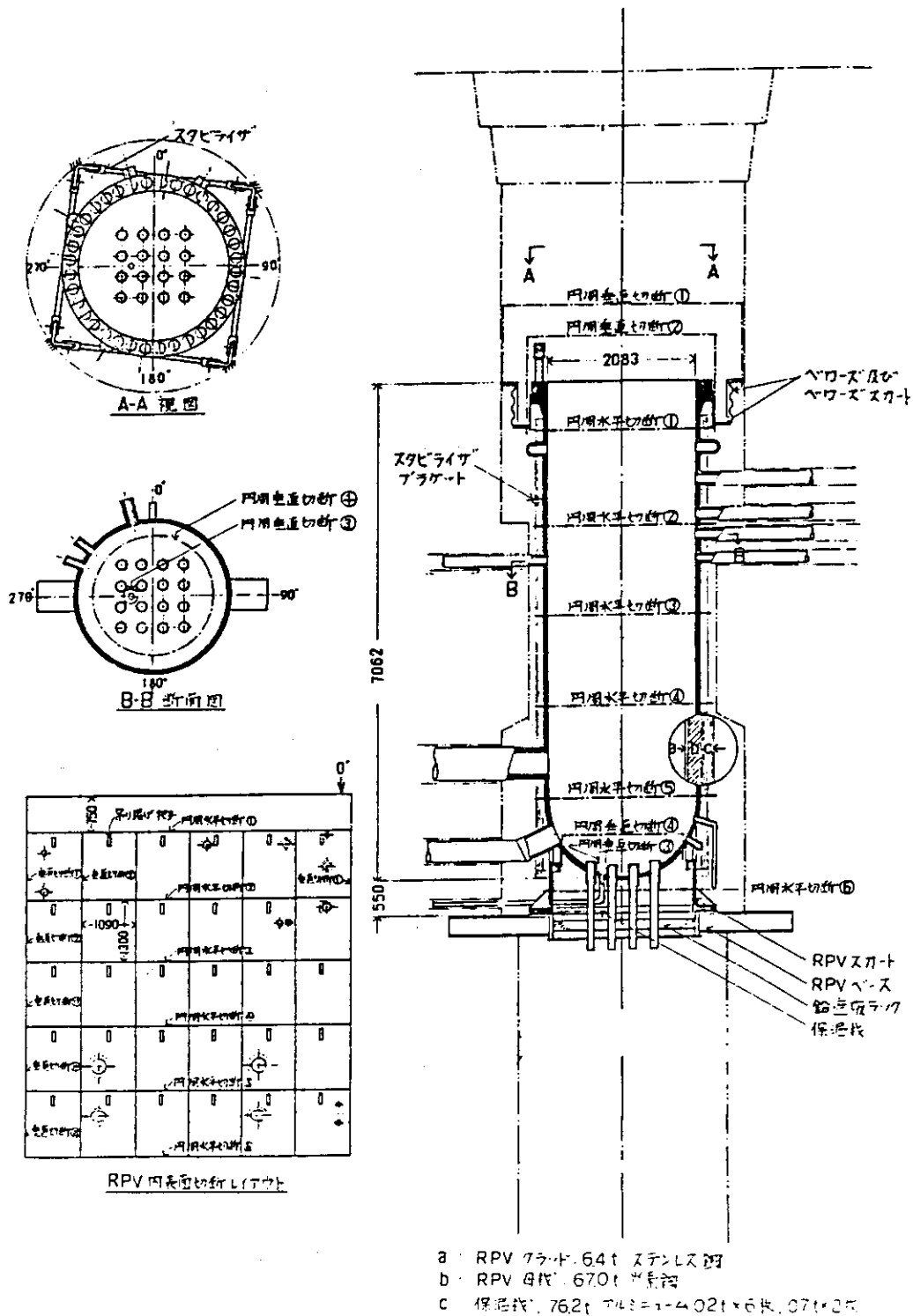
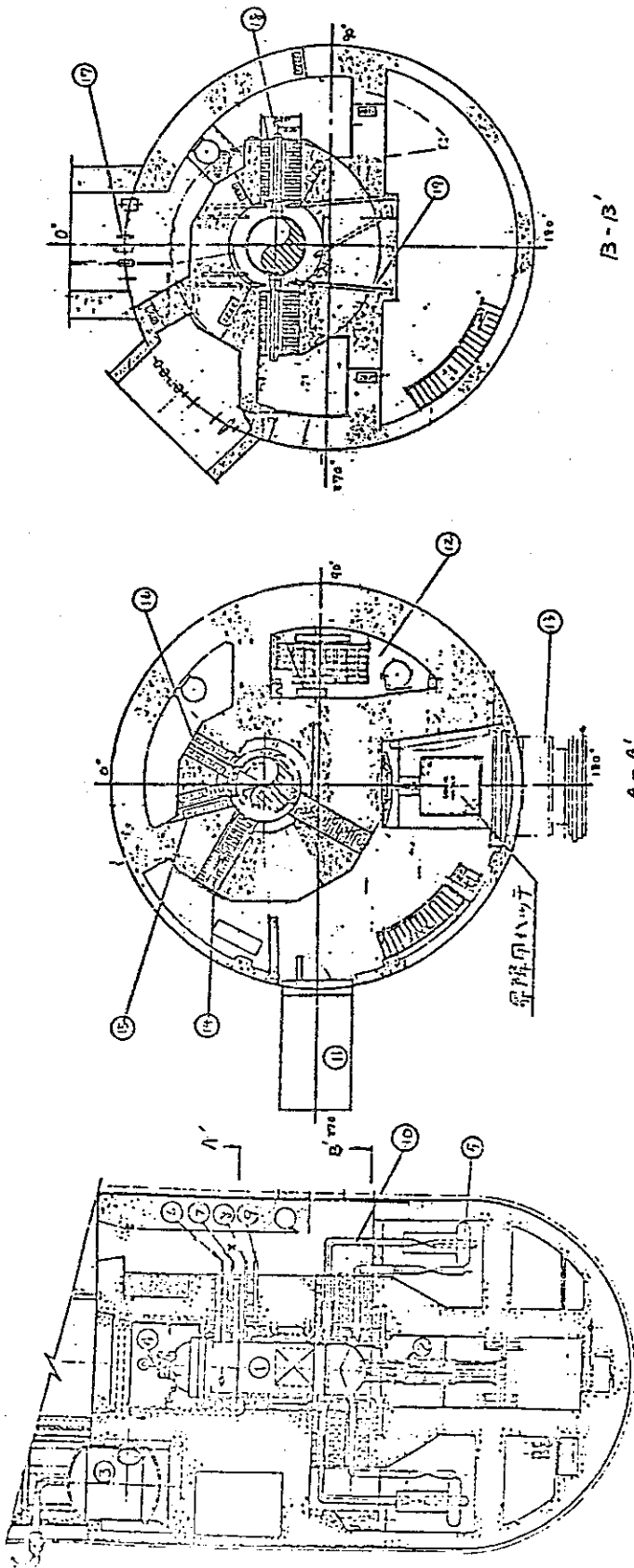


Fig. 3.1.28 Conception of Reactor Pressure Vessel Sectioning



炉内断内管断内图

1	炉内断内管断内图	11	作算原出入口
2	制御棒駆動材料箱	12	使用炉内燃料貯蔵タンク
3	非常用復水器	13	核燃料投入口
4	主蒸気発生器	14	炉内冷却非蒸気用復水器(圧縮器通過部)
5	炉内圧力調整弁	15	炉内冷却管束通過部、非常用復水器
6	炉内圧力調整弁	16	炉内冷却管束通過部
7	停止用冷却系統	17	ポンプルーム
8	給水管	18	再循環面蒸気復水器高圧直列管束通過部
9	炉内圧力調整弁	19	炉外中継子管束通過部
10	再循環面蒸気管		

Fig. 3.1.29 Major Piping to be Expected the Sectioning

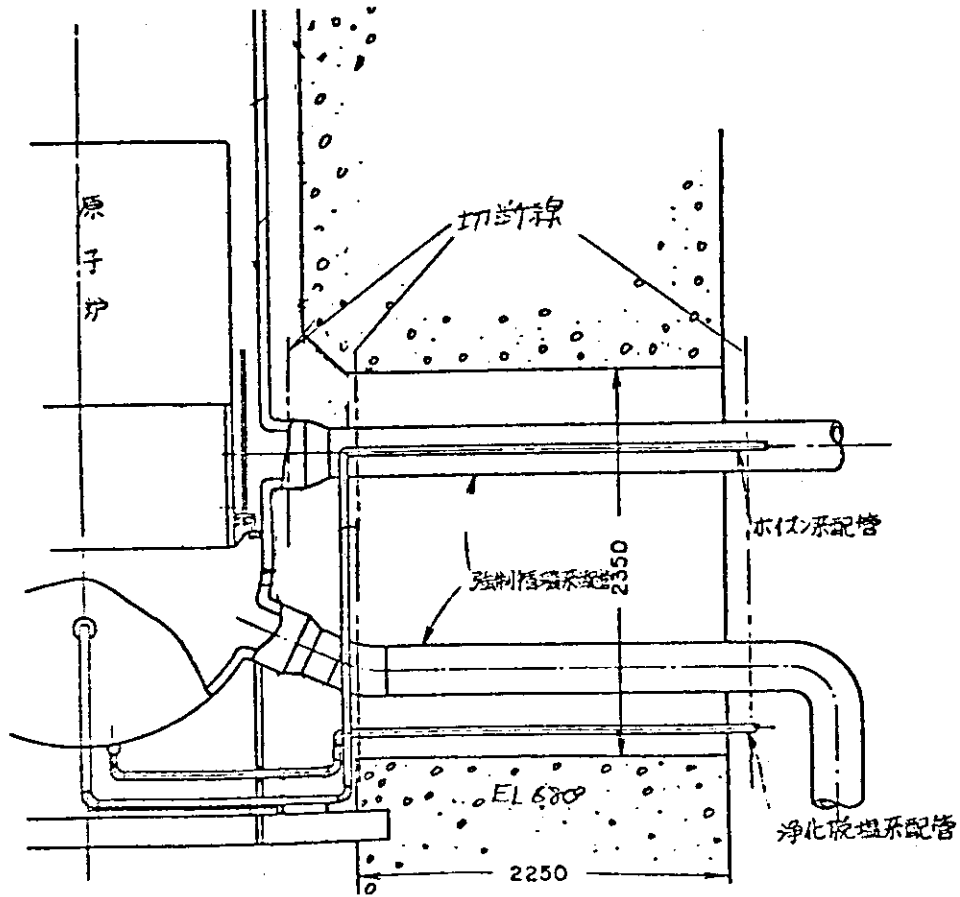
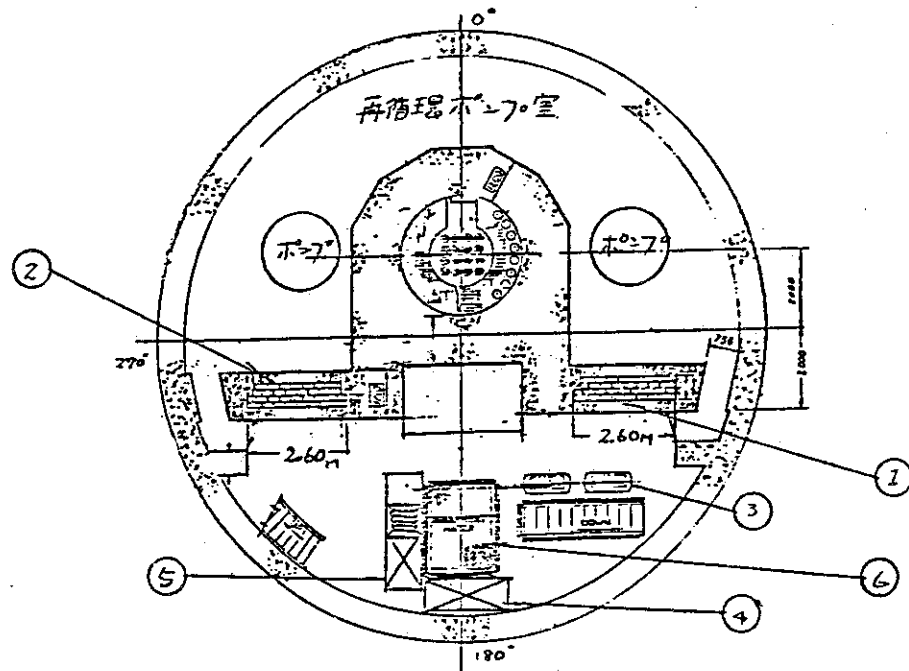


Fig. 3.1.29-1 Pipe Sectioning around near-by Reactor Pressure Vessel



原子炉格納容器地下2階
EL + 2.10M

- ① 右側コンクリートパネル壁 (2.6m x 2.2m x 1.2m)
- ② 左側コンクリートパネル壁 (" " ")
- ③ スチームEP-コンプレッサ
- ④ ⑤ 原子炉格納容器内接続系7本
- ⑥ 器材昇降ハッチ

Fig. 3.1.30 2nd Basement Floor of Reactor Containment

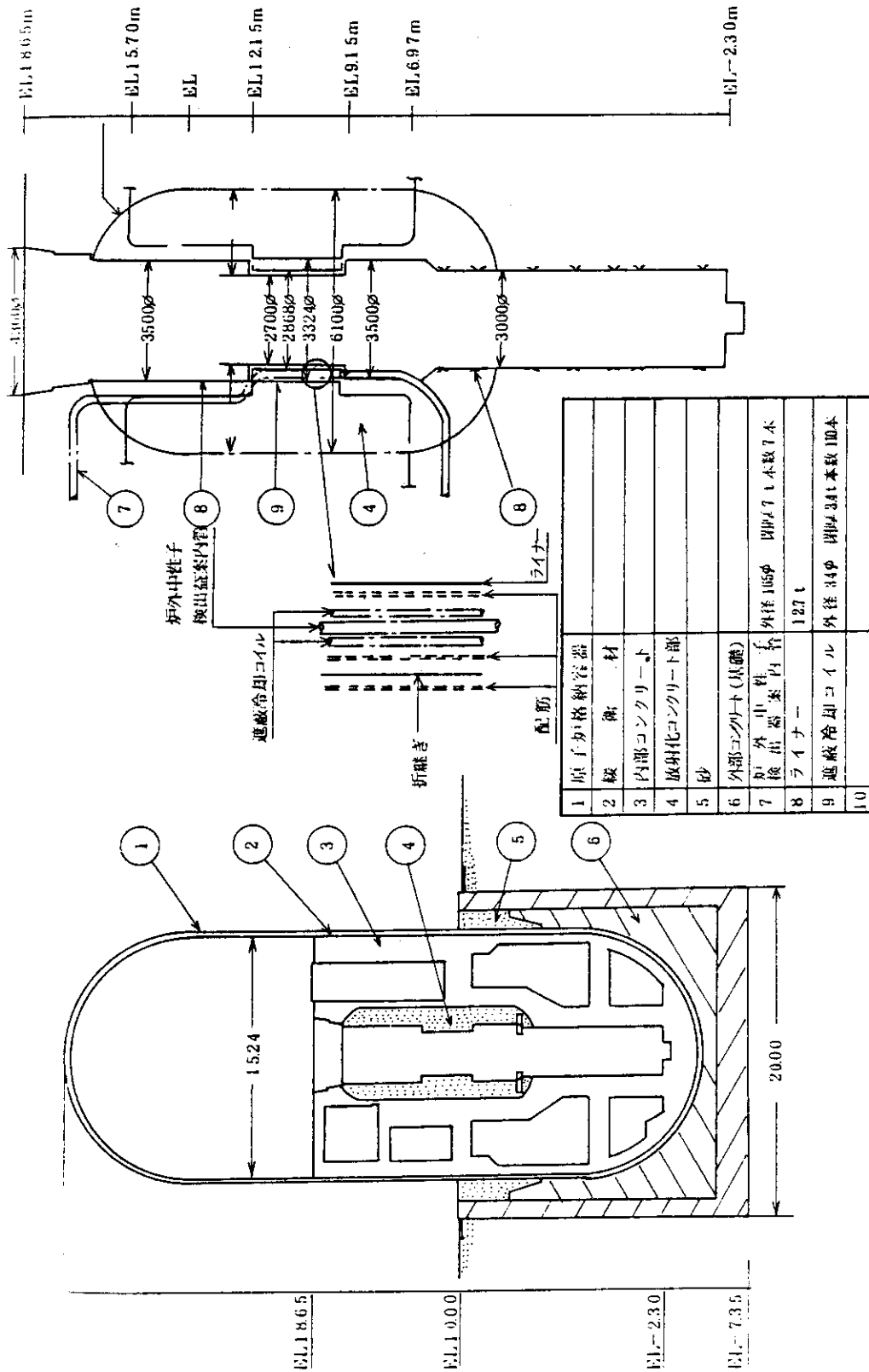


Fig. 3.1.31 Concrete Status in the Reactor Containment

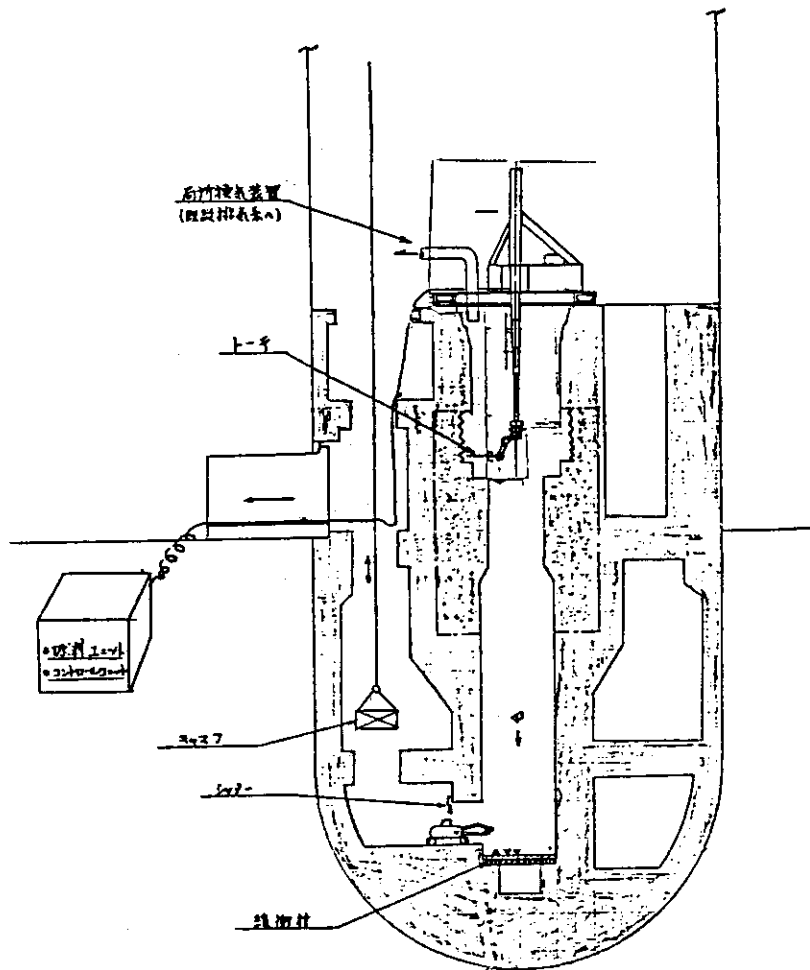
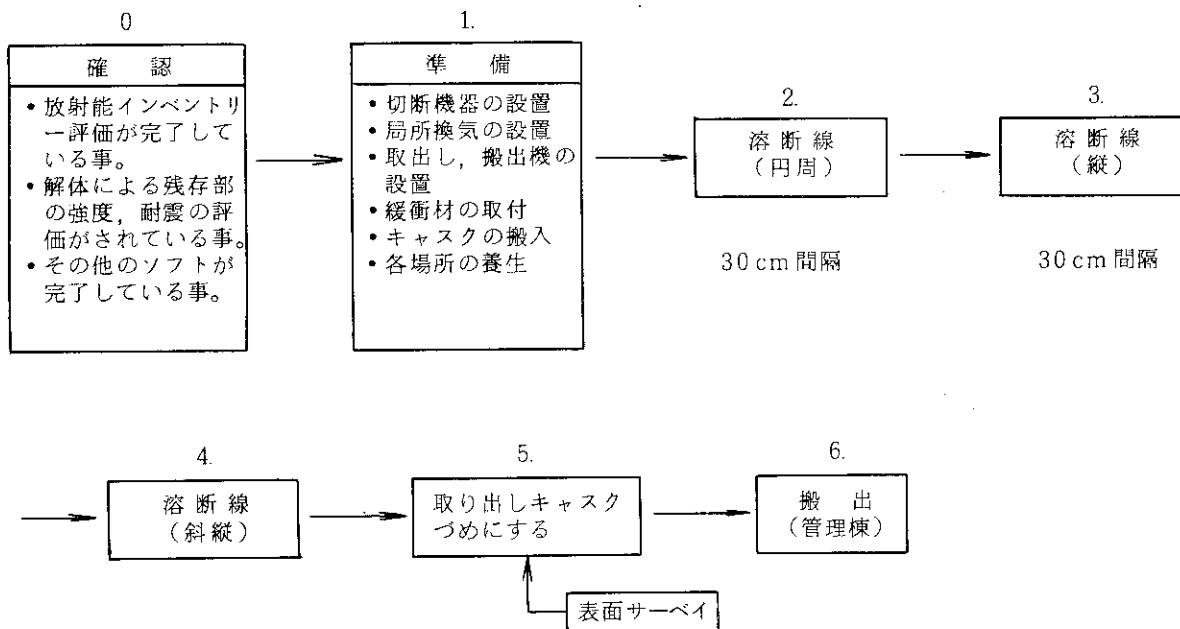


Fig. 3.1.32 Radioactivated Concrete Status



*手順2~6をくりかえし行い内表面から1.7mまで解体する。

Fig. 3.1.32-1 Demolishing Procedure for Radioactivated Concrete

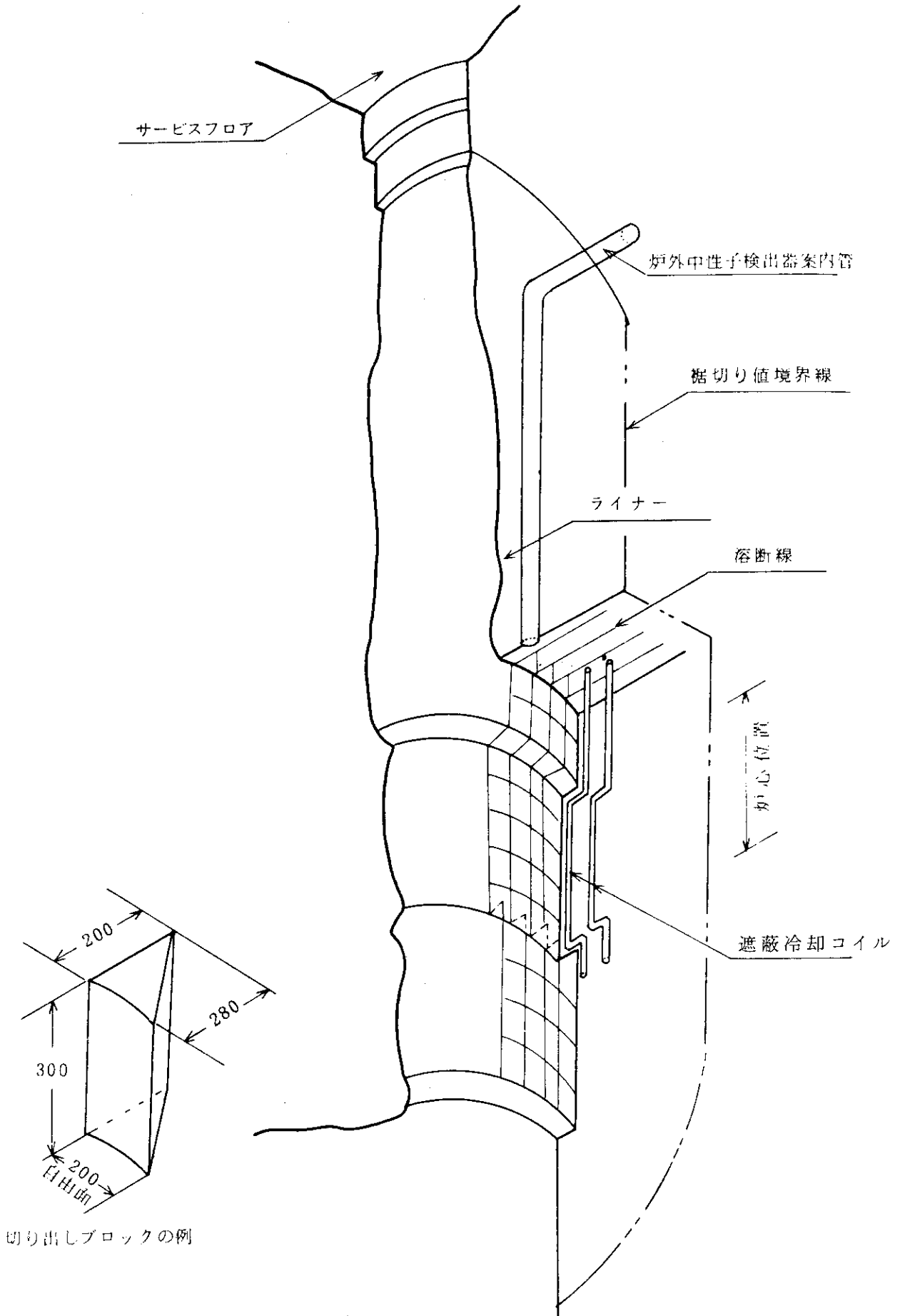


Fig. 3.1.33 The Cutting Line on the Radioactivated Concrete

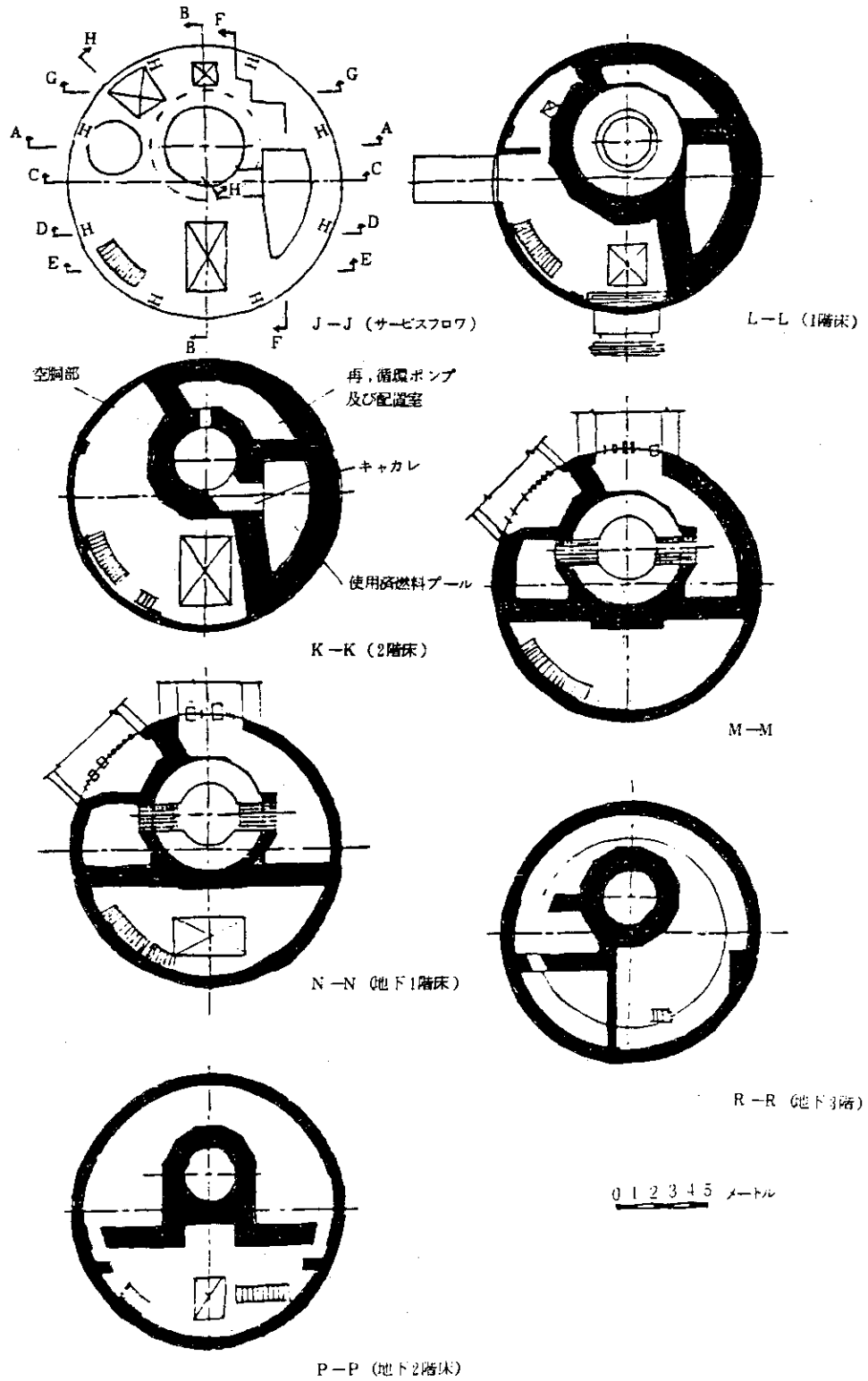


Fig. 3.1.34 Horizontal Section Dwg. of the Reactor Containment

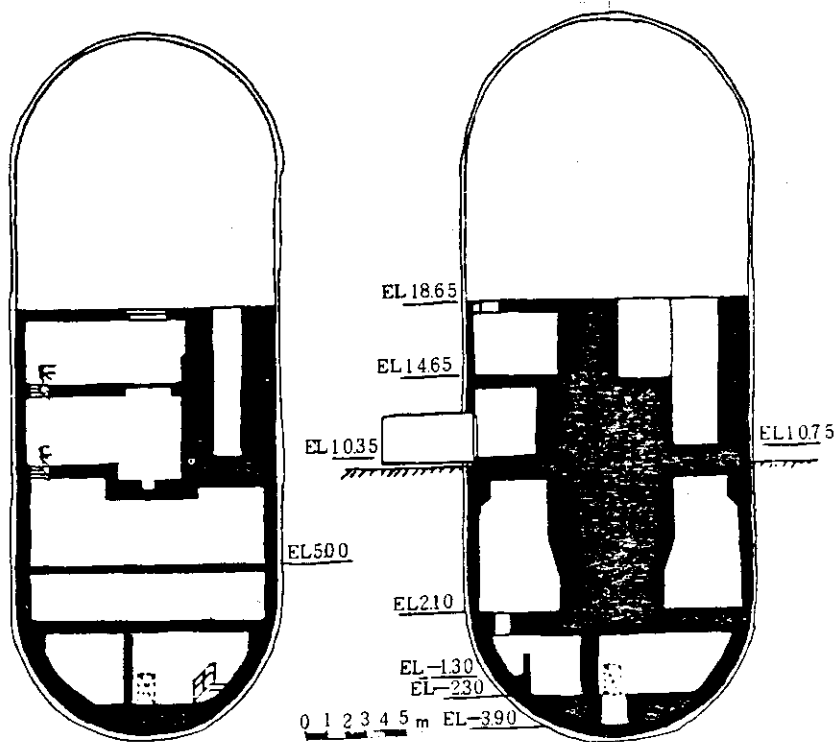
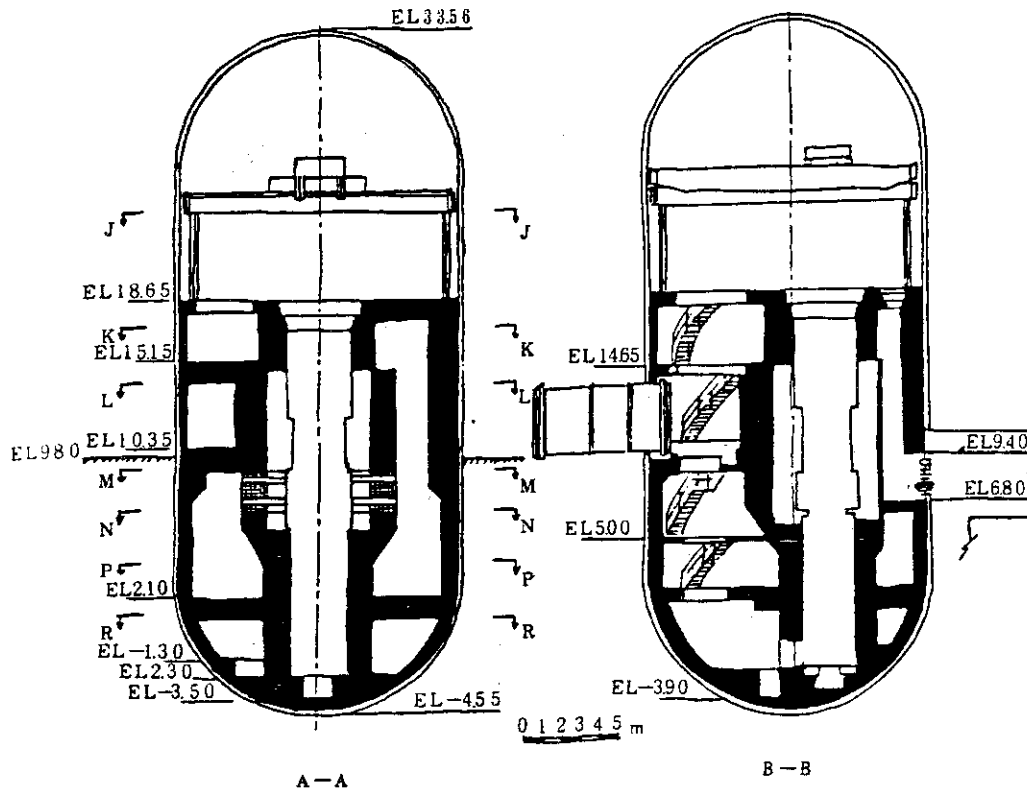


Fig. 3.1.35 Section Dwg. of the Reactor Containment

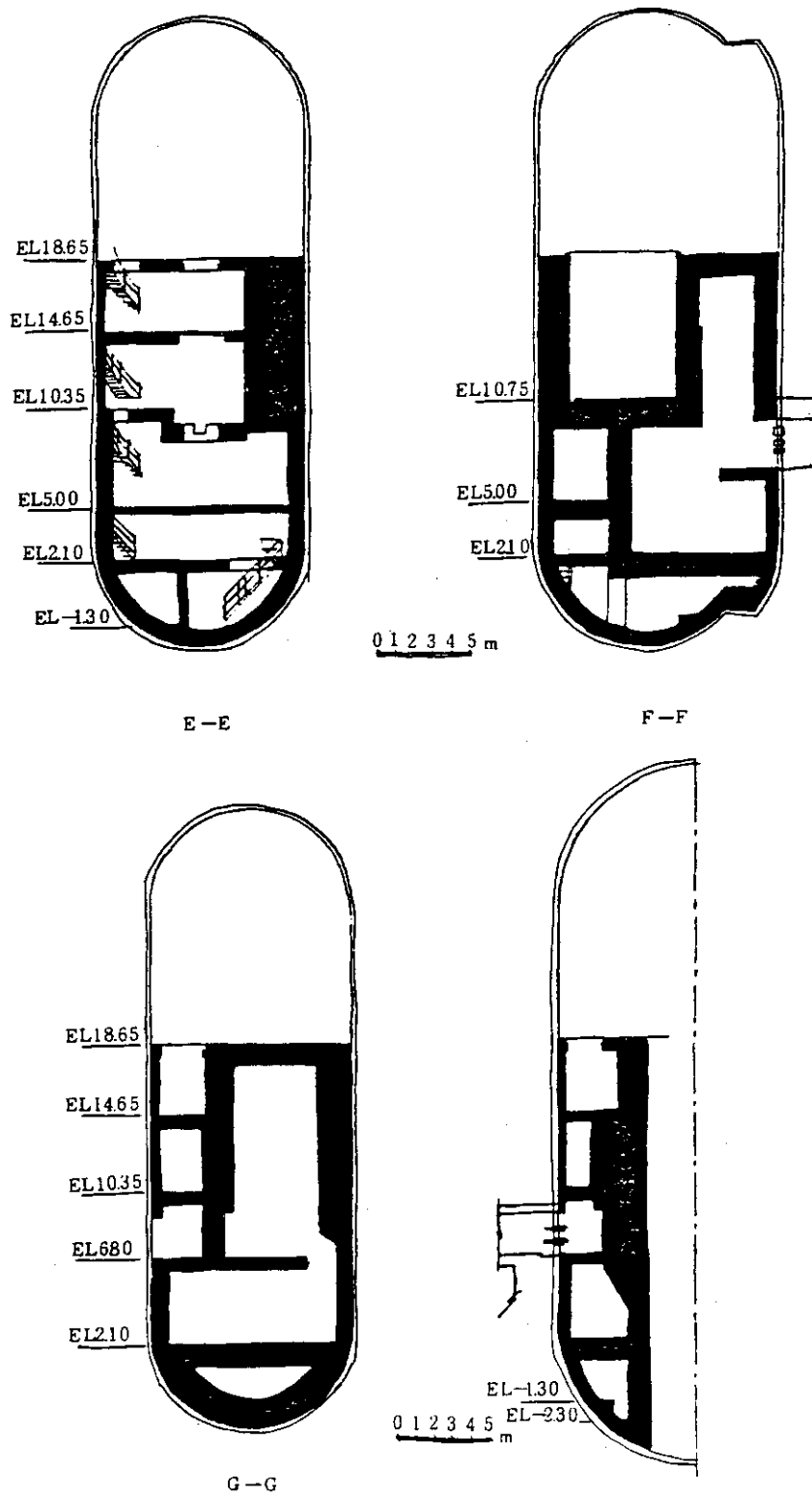


Fig. 3.1.36 Section Dwg. of the Reactor Containment

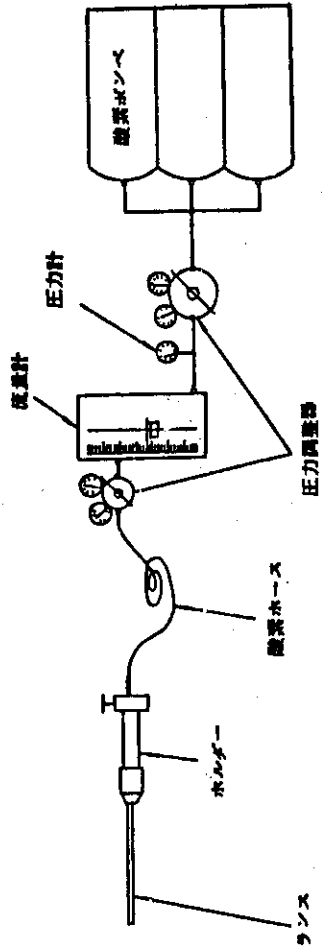


Fig. 3.1.38 Fire Lance

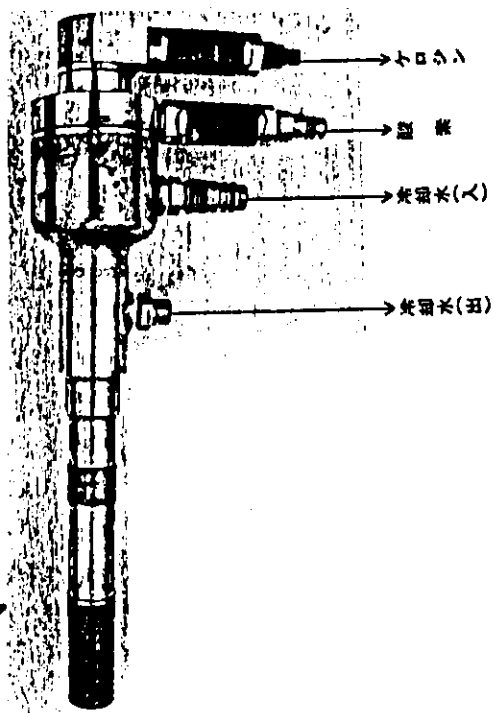
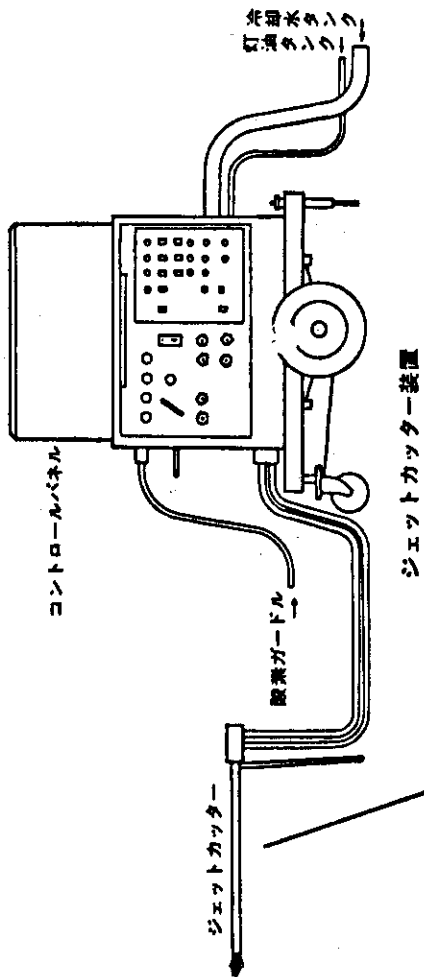
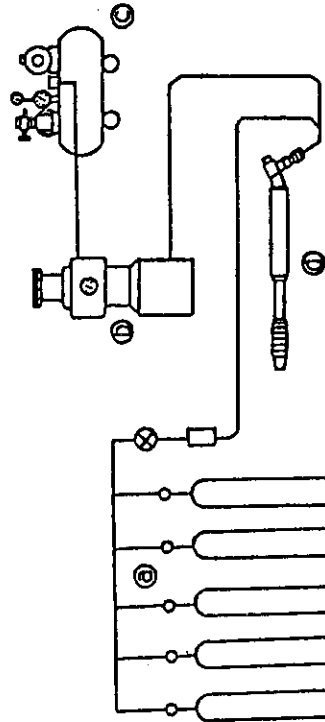


Fig. 3.1.37 Fire Jet Cutter



④ガス供給装置, ⑤パッケージ供給装置, ⑥ノズル
レザラ, ⑦シールド炎発生用トーチ

Fig. 3.1.39 Flame Cutting

参考資料-1 切断ドロス（ダスト）の回収装置概念

バキュームによる回収（Fig. 3.1.40 参照）

(1) 切断線の直近にバキューム先端部を設置し発生と同時に吸引する。先端から吸引された切粉（ドロス）は一次フィルターとしての集塵ドラムに入り、粗フィルターにかかり、微粉状のものがHEPAフィルターで捕獲される。集塵ドラムは一杯になるか、設定表面線量率を達したところで、ドラム缶毎交換する。

HEPAフィルターは差圧計を設けて目詰り状況か、表面線量率で交換する。

(2) 連続して排気中はブロアーの先に取り付けた放射線検出装置により、作業員に報知するシステムとする。

(3) 集塵ドラムやHEPAフィルターを最も効率よく使用するためには、作業場から少し離れたところに仮遮蔽体を設けて装置を囲いドラム缶とフィルターの交換には、オペレーター等を用いれば、安全に交換が可能である。

(4) 少なくとも先端部集塵ドラム缶は移動し易い寸法、重量が望ましく、これにより吸引力の不足が生じるならブロアーの容量増強か、途中ブースタが必要。

参考資料-2 成形爆薬による配管の切断

原子炉生体遮蔽体を貫通する配管はほぼ水平に施工されており、原子炉压力容器と接続される近傍は照射線量率、作業空間の両面から人が接近することは不可能に近い。また人が接近可能な生体遮蔽外側からは、約2.0M以上離れている。従って解体に伴い配管の切断にはノイマン効果による管理爆破で切断する。

1. 爆破切断法の特徴

本工法はFig. 3.1.41の如く爆薬を断面V字形状を有する銅製ライナーに装填し、切断対象物との間に間隙（スタンドオフ）を設けることにより、爆発時の高温、高速、高圧エネルギーを一点に集中させる効果（ノイマン効果）を利用したもので、成形爆薬ともいわれている。

鋼管の発破切断装置として開発したVコードは、Fig. 3.1.41の2に示すような銅製ライナーをリング状に加工成形したもので、鋼管内に吊下げ易くするため半円形に折曲げられる構造となっている。

発破切断による切断面は、非常にシャープなガス切断同様の切断精度が得られる。

本工法によれば施工が安全・確実で安価な急速水中切断工事ができる。

また、水中装着に於ては、ノイマン効果を阻害しないようVコードとスポンジコードの組合せによって耐圧、耐水性を与え地上と同一な切断効力をもつことができる。（Fig. 3.1.41の3参照）

※外径 2^B 以上の管はVコードを用いて爆破切断することは可能だが、 2^B 以下の小口径管はVコードなしで直接火薬を装填する。この場合、切断面は粗くなる。

2. 爆薬の性能

名 称	組 成	比 重	爆発熱量	爆 速	填 薬 法
コンポジションB	RDX-60 TNT-40	1.65	1,240 cal/g	7,840 m/sec	溶 填

3. 鋼管の切断薬量 (Fig. 3.1.42 参照)

4. 騒音 (爆発音) (Fig. 3.1.43)

5. 衝撃圧 (調査中)

6. 火薬類取扱上の諸手続き

(1) 申請許可を要する書類

火薬類譲受許可申請書 (第 17 条)

火薬類消費許可申請書 (第 25 条)

(2) 前項の書類は消費地を管轄する都道府県知事に申請する。但し、公海で消費する場合には住所地 (主たる事務所の所在地) を管轄する都道府県知事に申請する。

(3) 主な添付書類

火薬類消費計画書

火薬類取扱所並びに火工所設置計画書

7. 今後の開発課題

(1) 情報の収集

(2) 衝撃圧の (理論とパラメーター) 評価

(3) 消音装置の開発

(4) 小口径配管によるモックアップ試験

※ データ : 中国火薬 K・K

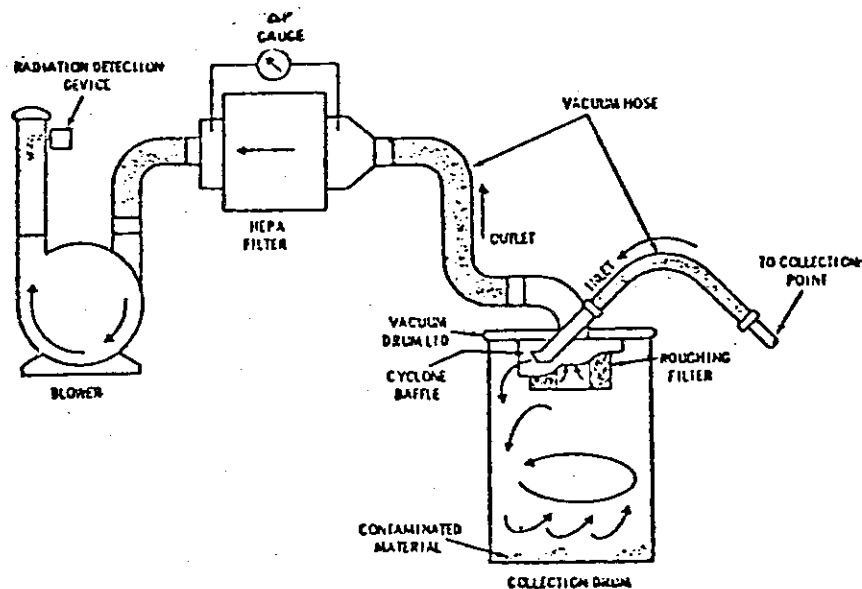


Fig. 3.1.40 Vacuum Collection System Schematic
(NUREG/CR-0672 APPENDIX G4)

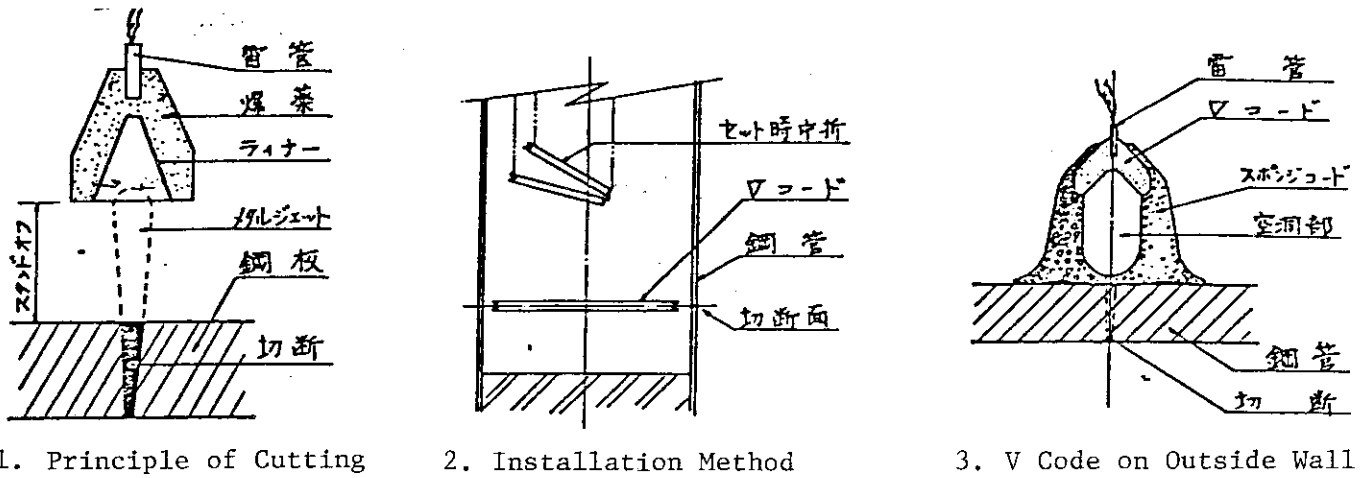


Fig. 3.1.41 Explosive Shaped Charges

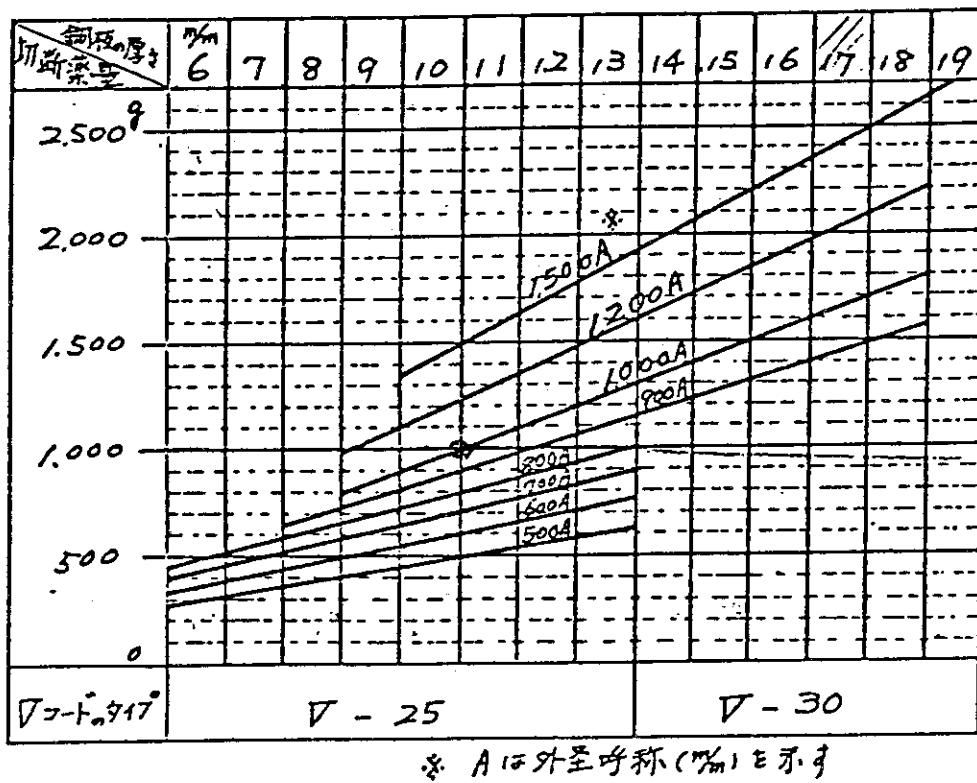


Fig. 3.1.42 Characteristic Curve; Steelpipe Diameter vs Explosive Mass

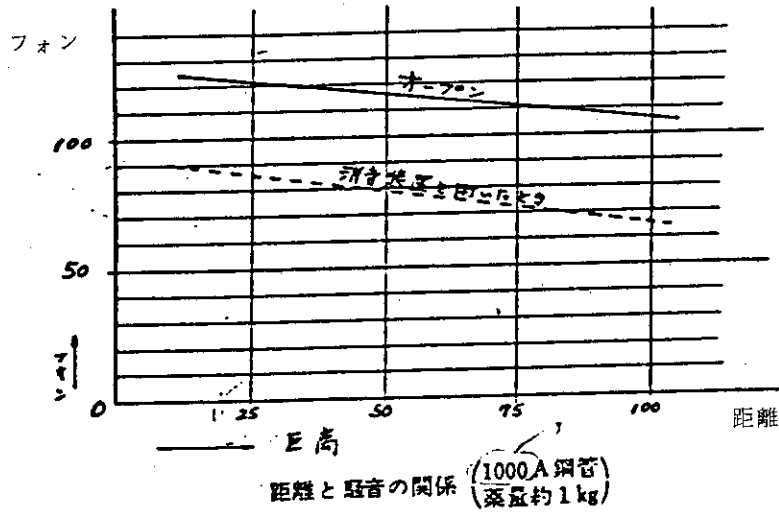


Fig. 3.1.43 Characteristic Curve: Distance vs Noises

3.2 小型BWR施設の安全貯蔵の検討

3.2.1 まえがき

原子炉施設のデコミショニング方式は大きく安全貯蔵、遮蔽隔離、及び解体撤去の三つの方式に分類されるが本項は、小型BWR施設のデコミショニングに関するケーススタディのうち安全貯蔵方式によるデコミショニングについて検討した。なお施設は安全貯蔵の後解体撤去されるものと考えている。検討対象とした原子炉施設は、原子炉熱出力90MWの直接サイクル強制循環BWRで、原子炉は鋼製一重格納容器に格納されており、格納容器と離れてタービン発電機やプラント補機系、制御室を収納した第1、第2機器建家及びその他の構築物が設置されている。

(Fig. 3.1.1参照)、本原子炉施設がデコミショニングされるまでに、原子炉は40年間全出力で運転され、その間の設備利用率は75%と仮定する。

本項では小型BWR施設の安全貯蔵期間と残存放射能との関係、及び施設を安全貯蔵するための措置方法について主に検討している。

3.2.2 安全貯蔵期間

安全貯蔵期間に影響を与える主な要因として、残存放射能と放射能封じ込め機能が考えられる。残存放射能については、小型BWR施設の放射能インベトリーの評価結果により検討した。放射能インベトリーの評価結果によると原子炉の解体撤去を行う場合、作業環境の放射線量率を支配する炉内構造物の一つに炉心シュラウドがある。Fig. 3.2.1は原子炉停止後のシュラウドの放射能の減衰とシュラウド表面線量率の時間的変化を示したものである。図からシュラウドの残存放射能総量は原子炉停止直後約 10^5 Ci存在するが ^{60}Co の減衰により約30年後に 10^3 Ci程度まで減少する。しかし、それ以降は ^{63}Ni の放射能の減衰が支配して放射能総量の減少はかなりゆっくりしたものになる。炉心シュラウドが原安協報告書に示された廃棄物処理下限値(1×10^{-4} $\mu\text{Ci/gr}$)以下となるためには、シュラウドが一様に放射化されるとして放射能総量が 1.24×10^{-4} Ci以下に減少する必要があるが、現実的に考えられる安全貯蔵期間の範囲で炉心構造物が制限なしの解放されるレベルまで放射能の減衰をはかることは不可能である。一方炉心シュラウドの表面線量率は運転停止後約80年までは ^{60}Co が支配し、その減衰に従って線量率は低下してゆく。100年を過ぎると ^{94}Nb による線量率への寄与が顕著になり、120年以降は ^{94}Nb が支配因子となる。原子炉解体撤去に伴う作業員の被曝線量及び作業の方法は、原子炉压力容器や炉内構造物等の放射線量率に依存するが、この線量率から安全貯蔵期間を100年以上としても線量率の面では効果はないものと考えられている。安全貯蔵後の解体撤去時の作業被曝線量への影響について、他の研究(NUREG/CR-0672)では、安全貯蔵期間30年までは大幅な減少があり、以後50年までは比較的ゆるやかな減少が見込まれるがそれ以降は実質的に被曝線量の低減は殆ど期待できないと示している。小型BWR施設の安全貯蔵期間に対する解体撤去作業被曝線量の評価を行うには解体撤去の方法、手順等を含めて別途詳細な検討が必要であろう。この検討の特徴としては、原子炉及びその周辺の機器構造物の安全貯蔵で原子炉格納容器に重要な役目を負わせていることである。即ち、炉内構造物のような高放射化物は原子炉压力容器内に封じ込め、一方、その周辺の機器構造物は可能な限り除染して放射能の飛散の防止措置を講じるが、それら

の最終的な封じ込めに原子炉格納容器を利用していることである。原子炉格納容器は頂底部の鏡板部の厚みが約 16 mm，胴部厚みが約 30 mm の鋼製格納容器で放射能封じ込め機能を長期間維持し得るものと考えられる。

3.2.3 安全貯蔵方式の検討

原子炉施設の安全貯蔵の方式としては、いくつかの方式が考えられる。その 1 つに原子炉施設を嚴重な貯蔵措置を行ういわゆる強固な (Hardened) 安全貯蔵という方式も考えられるが、ここでは小型 BWR 施設の状況を考慮して、いわゆる軽い (Passive) 安全貯蔵という概念に相当する方式で安全貯蔵の措置方法、及び保安維持管理について検討した。

また、小型 BWR 施設の運転寿命終了後、施設に必要な最小限の措置のみを加え、管理要員を常駐させて施設の維持管理をはかりながら保管するという方式も考えられるが、この措置の内容は、施設の維持管理期間がどの程度必要とされるかによって左右される。この方式で長期間施設を保管することは維持管理の費用が高くつくばかりでなく、長半減期核種を多量に内蔵する場合は適切とは考えられない。施設の運転停止後、比較的早い時期に解体撤去を行う場合は、施設について豊富な知識経験を有する職員がその維持管理をはかりながら解体撤去計画の検討、準備を進め得るという利点があり有効な方法と考えられる。

3.2.4 安全貯蔵のための措置

安全貯蔵の前段階として原子炉の使用済燃料は必要な期間施設内で冷却した後、通常の燃料の移送方法で施設外へ搬出されているものと想定する。

安全貯蔵のための措置を検討した結果の要約は Table 3.2.1 に示すとおりである。原子炉格納容器内の安全貯蔵措置として、炉内構造物のような高放射化物は原子炉压力容器内に封じ込め、その周辺の機器、構造物は可能なかぎり除染して放射能飛散の防止措置として保護塗装する。

原子炉格納容器内の水はすべてドレンし、その後 Fig. 3.2.2 に示すように、格納容器の貫通配管は弁閉鎖と閉止板取付により外部と隔離する。格納容器内の機器等の運転を必要としない状態にする。機器搬入口は溶接シールするが、作業員出入口は施錠閉鎖のみで定期的な内部点検のために作業員の出入が行えるようにする。原子格納容器を安全貯蔵した後の監視装置としては、局外者の不法侵入検出器を作業員出入口に設けること、及び放射線異常の検知のため放射線モニターを設けること、並びに火災報知器を考慮すれば十分であると考えられる。

第 1, 第 2 機器建家については汚染機器構造物の除染により殆どの放射能の除去ができると考えられるが、残留汚染については、保護塗装を施して放射能の飛散の発生防止をする。建家の窓、シャッター、等の開口部は施錠された内部点検のための出入口 1ヶ所以外は全て鋼板で封鎖する (Fig. 3.2.3 参照)。内部の機器は停止されることになる。建家への不法侵入防止のため出入口には、侵入検知装置を設ける他、建家周辺には防護フェンスを設置する。

廃棄物処理建家の安全貯蔵措置は、他の建家の安全貯蔵措置で生ずる廃棄物処理作業終了後に行うように計画する。廃棄物処理建家に蓄積されていた運転中の放射性廃棄物 (放射性廃液、使用済樹脂、スラッジ等) は処理排水されるか、他施設へ搬出し、その後は第 1, 第 2 機器建家と同様の措置を施す。廃棄物処理建家の洗浄、除染及びその他の安全貯蔵に係る作業で生じる廃棄

物処理のため仮設可搬型の処理装置が必要となるかもしれない。

3.2.5 施設の保安維持管理

安全貯蔵期間中、公衆の健康と安全が危険に曝されることがないことを保証するために安全貯蔵措置後の施設については管理要領を制定し、保安維持管理を行う。

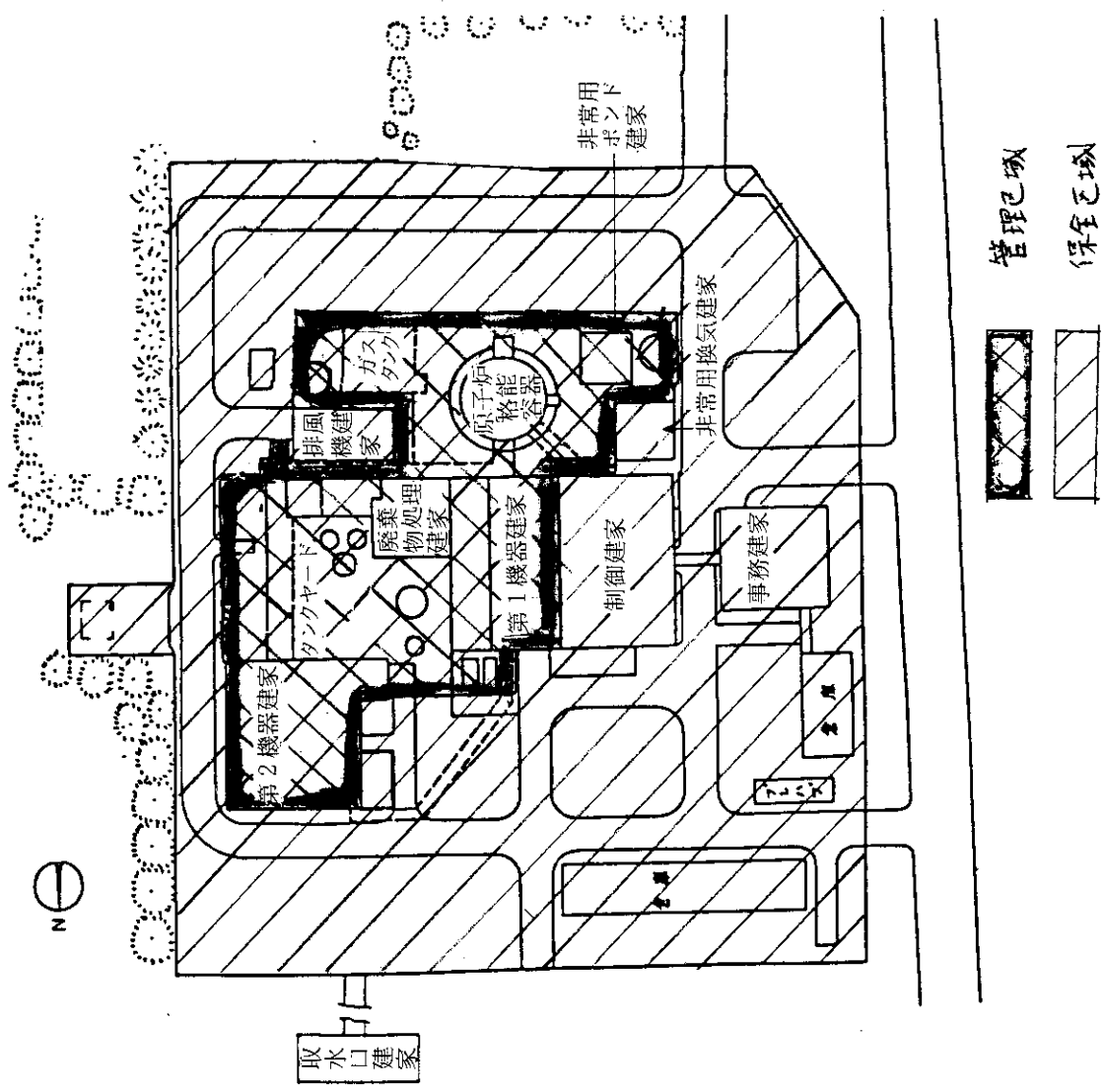
監視装置としては、局外者の不法侵入検出器を各建家毎の作業員出入口に設けること、及び内部での放射線異常を検出するための放射線モニター、万一の火災を検出するための火災報知器を設けることを考慮する。これらの監視装置により施設外にて常時監視を行い、警報等の異常発生時には関係職員への連絡及び異常措置等を行える体制を維持する。

施設の巡視、及び原子炉格納容器の健全性、防護フェンス、作業員出入口等の点検は定期的を実施する。また一方、放射線が環境へ放出されていないことを確認するための環境及び施設の放射線サーベイも定期的を実施し、これらの記録は必要な期間保存されると共に、必要な関連機関に報告するものとする。

Table 3.2.1.1 Safety Storage Methods for the Small Scale BWR Power Plant

原子炉格納容器	第1, 第2, 機器建家	廃棄物処理建家
<p>1) 原子炉圧力容器</p> <p>(1) 燃料を取り出した後炉内構造物は炉内に戻す。</p> <p>(2) 容器の上蓋はボルトで締付け, その後ドレンする。</p> <p>(3) 容器に接続されている系統はドレンし, 弁は閉鎖する。</p> <p>2) 使用済燃料プール</p> <p>(1) 貯蔵中のものは廃棄し開口部はカバーをし閉鎖する。</p> <p>(2) 除染し, ドレンする。</p> <p>3) 放射化又は汚染区域</p> <p>(1) 高放射線区域の入口は閉鎖し標示をする。</p> <p>(2) 低放射線区域で接近可能な所は除染する。</p> <p>4) その他の構造物, 機器</p> <p>(1) クレーンは不動作にし電源を停止する。ロックする。</p> <p>(2) 機器配管はドレンし弁を閉鎖する。</p> <p>(3) 格納容器貫通部は弁を閉鎖し閉止板を取付ける。</p> <p>(4) 機器搬入口は扉を溶接シールする。</p> <p>(5) プラントサーベランスに必要な以外の電源を停止する。</p> <p>(6) サンプ・タック類は除染して, 開口部にはカバーする。</p> <p>(7) 建家の入口は1箇所とし, 侵入検知装置を設ける。</p>	<p>1) 機器配管はドレンし, 弁は閉鎖する。</p> <p>2) 汚染した構築物, 機器, 配管で接近可能な所は除染する。</p> <p>3) 機器配管及びHVACダクトの貫通部は弁を閉鎖する。</p> <p>4) プラントサーベランスに必要な以外の電源は停止する。</p> <p>5) サンプ・タック類は除染し開口部にはカバーする。</p> <p>6) 建家の開口部(窓, シャッター等)は鋼板で封鎖する。</p> <p>7) 建家の入口は1箇所として施錠と侵入検知装置を設ける。</p> <p>8) 建家周辺には防護フェンスを設ける。</p>	<p>※ 廃棄物処理建家の措置は, 原子炉格納容器, 第1, 第2機器建家の措置後実施する。</p> <p>1) 最終放射性廃棄物は仮設放射性廃棄物システムで処理する。</p> <p>2) その他の措置は第1, 第2, 機器建家に準じる。</p>
<p>維持管理</p> <p>1. 監視システム (警報器付き)</p> <p>(1) 侵入検知装置</p> <p>(2) 放射能モニタリング装置</p> <p>(3) 火災報知機</p> <p>上記システムは常時警備保障機関が監視する。</p> <p>2. 環境サーベランスと各建家の健全性について定期的な点検を行う。</p> <p>(1) 物理的障壁 (フェンス, 建家, 溶接された扉, 出入口用開口部) の劣化, 錠及び閉鎖装置の状態</p> <p>(2) 施設内の放射線のサーベイ</p> <p>(3) 土壌, 植物及び水などのサンプリングにより環境放射線サーベイ</p> <p>3. 記録及び日誌</p> <p>(1) 環境サーベイ</p> <p>(2) 施設の放射線サーベイ</p> <p>(3) 物理的障壁の検査記録</p> <p>(4) 異常事象</p>		

小型BWR施設配置図 縮尺 1/2000



主要な建家施設と設備・系統

建家施設	主要設備・系統
原子炉格納容器	原子炉本体設備, 燃料貯蔵設備
第1機器建家	タービン・発電機設備
第2機器建家	原子炉冷却系設備
廃棄物処理建家	廃棄物処理・貯蔵設備
制御建家	制御設備, 電気設備
非常用換気建家	非常用換気設備
排風機建家	排風機設備
非常用ボンド建家	消火設備, 非常用炉心冷却設備

原子炉及び原子炉格納容器

原子炉型式	直接サイクル強制御循環 BWR
原子炉熱出力	90 MW
運転歴	40 年間
設備利用率	75 %
原子炉格納容器	鋼製一重格納容器

Fig. 3.2.3 Site Layout of the Small Scale BWR Power Plant

4. 大型BWR即時解体と安全貯蔵

4.1 大型BWRの即時解体の調査

本節は米国原子力規制委員会が1980年6月に発表した「参考用沸騰水型原子力発電所のデコミッショニングに関する技術、安全性およびコスト」(NUREG/CR-0672 Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station)に基づいている。これはワシントン州のWPPSS-2(The Washington Public Power Supply System's Nuclear Project No 2, 発電容量1,115 MWe, 建設中, 1983年1月運開予定)を参考用にとりあげて検討し, 即時解体, 遮蔽隔離, 安全貯蔵期間経過後遅延解体の3モードについて報告したものである。この中の即時解体に関する部分の要点を以下に述べる。

この参考用BWR構造物の解体と跡地再利用に関する工数やコストの検討のため設定した条件は次の通りであった。

1. 発電所内の地上にある全ての構造物は解体し撤去する。
2. 建家を地面より1m下まで解体する。地下室の天井床面は撤去し地下階空間には解体によって生じたコンクリート破砕片を地面下1mまで充てんする。
3. 残りの1mは跡地の再利用のため表層土を埋め戻し, その上に植物の種子をまく。

即時解体の計画およびこれに関する全ての諸準備が完了し, 最終的にプラントが停止したならば, 放射性物質が存在すると想定される原子炉建家(一次格納容器を含む), タービン建家および廃棄物処理建家の3つの建屋の全域にわたって広範囲な放射能測定を行う。それはその結果に基づいて汚染された系統の除染計画や, 配管機器類の解体に従事する作業員を放射線被曝から防護するための仮設遮蔽の設置計画を最終決定するためである。

大型BWRの即時解体では原子炉内構造物の解体のため蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プールを利用するのが大きな特徴である。原子炉停止後, ドライウエルおよび原子炉容器のふたを取り去り, 原子炉容器と原子炉ウエルに水を張る。蒸気乾燥器と気水分離器を原子炉容器から取り外してプールに置き, 原子炉から燃料を搬出する作業と平行して水中切断し梱包する。燃料搬出が完了したならば燃料支持構造物, 制御棒, 制御棒案内管, 炉内計装用ストリング, 上部炉心格子, 炉心支持板など大部分の炉内構造物を蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プール内に取り出し, 水中作業で細分割する。

放射化されている炉内構造物や原子炉圧力容器を水中で切断するためには切断器具を遠隔操作するマニプレーターが必要である。大型のBWRにおいてはこれらの構造物の切断器具は強い放射線のもとで水面下7~25mの場所で操作可能でなければならない。この検討では燃料交換用プラットフォームは使用済燃料および解体された放射化部材を搬出するための梱包作業に供することと想定し改造などは行わずそのまま利用するので, マニプレーターは別途に特殊のものを計画した。

炉心シュラウドはBWR から撤去される部品の中で最も強い放射能を持つものである。この撤去の直前に原子炉容器の中にマニピュレーターを設置し、プラズマアークトーチを取付けて炉心シュラウドを切断する。Fig. 4.1.1 は炉心シュラウドを含む炉内構造物と原子炉圧力容器の切断パターンを示している。

炉内構造物の撤去が完了したならば原子炉圧力容器を切断する。マニピュレーターに酸素アセチレントーチを取り付け、原子炉ウエルの水位を下げて気中でリング状に切断する。図中の上から4段のリングとボトムヘッド直上のリングは放射化されていない。ボトムヘッドはマニピュレーター基礎が載っているため、生体遮蔽内側の鋼製ライナーの切断などマニピュレーターを必要とする作業の全てを終了しマニピュレーターを取り外した後に撤去することとなる。

蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プール、使用済燃料貯蔵プール、原子炉ウエルのステンレススチールライナーはプラズマアークトーチの気中切断を行う。

原子炉建家および一次格納容器のコンクリートの汚染表面はコンクリートスポーラーを用い、厚さ約50 m/mの表層部を除去することで除染される。冷暖房換気系、電気設備、配管類は酸素アセチレントーチ、ポータブルなハックスーなどを用いて細断する。

タービン建家内の機器配管類の汚染は原子炉一次系の蒸気と凝縮水によるものであり、原子炉建家内のそれと比較すると軽度であるが規模は相当に大きい。タービンは非常に大きな機械であり、高圧タービンと低圧タービン3基は何れも汚染部材として解体、処分される。これらの作業には酸素アセチレントーチが用いられる。低圧給水ヒーターとその主復水器への接続配管部はウォータージェットによる除染の後、適切な方法で解体される。復水器の内面および復水器チューブの外表面もウォータージェットで除染され、チューブなど内部構造物を切断撤去の後、復水器シェルケーシングを解体する。

原子炉建家およびタービン建家とその内部機器類の解体に伴って発生する液体または固体の放射性廃棄物の大部分は放射性廃棄物処理・制御建家内の放射性廃棄物処理系によって処理しなければならない。このためこの建家と内部システムは原子炉およびタービンの2つの建家の解体が終了した後に解体着手することになる。この解体で発生する液体放射性廃棄物の処理のため仮設のポータブル放射性廃棄物処理装置が用いられる。

建家構造物の解体はできるだけ従来からの方法を利用して行うのを原則とする。しかしながら耐震クラスI (Seismic Category I) の構造物として設計された建家は一般建築物の解体よりも困難であると思われる。建家の解体は一般に機器や設備を撤去した後、上から下へ建設時と逆の手順で解体される。建家クレーンがある場合はできるだけこれを利用する。最上階の床面にケーブルクローラクレーン、油圧式ハンマーや油圧式剪断機の取付可能なクローラーバックホー、トラックローダー、トラックドリルなどに代表される建設用重機類を吊り上げ、これらを用いて屋根、鋼板製外壁および構造骨組を解体する。コンクリート破砕片を建家の上階から1階まで落下させるため各階の床面に順次開口部を設ける。鉄筋コンクリートの柱は各階床面近くの下部を油圧ハンマーもしくは爆破によって砕いておき、壁の隅部を切離したならば外壁を内側へ引き倒す。倒れた壁はケーブルクレーンに取り付けた鋼球で解体する。コンクリートが砕かれて露出した鉄筋は油圧切断機で1~2mの長さに切断する。鉄筋はこのように切断することにより取扱いが容易となりスクラップとしての価格が増加する。各階床も鋼球の落下によ

て破壊する。耐震クラスⅠの強固な鉄筋コンクリート構造物の解体に鋼球落下法はおそらく効果的ではなく、爆破を採用しなければならないと思われる。爆破のため、クレーンを用いて防爆マットや防護壁を設置しなければならない。ある階の構造物をほとんど解体したならば、重機類は斜路を用いて次の下の階へと移動させる。小型の解体機器はクレーンで吊り降ろす。その階でまだ解体されず残っている部分は更にクレーンや鋼球を用いて解体する。

本参考用BWRの解体には多くの作業が含まれるので各種型式サイズの建設機械を必要とする。Table 4.1.1に主要な機械をリストアップし、その用途と所要台数を示した。

建家別の解体工法の概要を以下に詳述する。一次格納容器を含む原子炉建家の解体においては、建家のブリッジクレーンの利用可能な解体作業をできるだけ先行して行い、その後にブリッジクレーンを撤去する。一次格納容器の外側をとりまいている生体遮蔽は原子炉建家と一体になっているので、この2つは同時に平行して解体を行う。遮蔽体最上部のトップリング配筋を最初に撤去して遮蔽体に垂直方向の爆破用ドリリングができるようにする。爆破の効果を高めるため穿孔は三角形パターンとする。爆破後のコンクリート破砕片は取り除き、トラックローダーを用いて搬出する。鉄筋も切断し、可能ならば再利用を図る。外壁は隅部の拘束を切断しておいて作業床面上に引き倒す。壁や柱は破砕片が外側に落下しないように防護壁を設け、油圧ハンマーもしくは小規模爆破で砕いておき更にクレーンから鋼球落下によって完全に破壊する。

タービン建家は原子炉建家に比べて高さも高くなく、量的にも少ないが一般建築物よりはかなり強固である。この建家の解体方法も前述の原子炉建家の方法と同様である。

放射性廃棄物処理・制御建家の解体方法も原子炉建家で用いられる方法と同様であるが、スペースが狭く、壁には補強用の斜状フレームが入っているためクレーンと鋼球による解体は特に困難と考えられ、トラックドリルによって壁に穿孔を施し爆破を行うのが最も効果的である。ディーゼル発電機建家も耐震クラスⅠの鉄筋コンクリート構造であるため爆破を主な工法と考える。

サービス建家、クーリングタワー、循環水ポンプ建家、スプレー用プール建家、原子炉補給水ポンプ建家、事務棟、倉庫、守衛所、ガスボンベ貯蔵庫の各建家についても従来の工法と鋼球による方法とを併用して解体を行う。

解体を容易にし、コストダウンを可能とする2つの方法の提案を以下に述べる。その1つは運搬コストを実質的に低減するためコンクリートのクラッシングを行うことである。ポータブルな岩石クラッシング設備を利用してコンクリートを破砕すれば、その破砕片は建家の地下部分を埋め戻すために用いるのに最適である。売却または再利用することも考えられる。クラッシャーは鉄筋の長さが1～2mの範囲ならば0.9m³のものまで投入することができる。第2の方法は、一次格納容器内のコンクリートを撤去するために提案されているもので、コンクリートを650～800℃まで加熱することにより劣化させる方法である。一次格納容器はそれ自体が大きな炉のようなものなのでこの方法の採用が可能と見られている。しかしながらこれはまだ試みられたことのない方法なので大規模構造物に適用する前に小スケールのものでその適応性について確認する必要がある。大型でポータブルな、石油またはガスを燃料とするバーナーから排出する熱風を一次格納容器下部貫通口を通じて吹き込むと、コンクリートは劣化し、ほとんど力を加えなくても鉄筋から容易に剥離するようになる。鋼とコンクリートとの熱膨張係数の差によって鉄筋とコンクリートは垂直方向に剥離する。この方法によると鉄筋はほとんど100%回収し利用することができる。

爆破による解体に比べて10数%程度の費用低減が可能と推算されている。

以上述べたように解体方法は既に試みて成功し、実績のある技術を駆使することを前提としている。即時解体のための特殊な工具や装置のリストを Table 4.1.2 に、また解体データの一覧表を Table 4.1.3 に示す。解体作業は全て品質保証計画に従って行われなければならない。

即時解体で発生する廃棄物の大部分の乾燥状態で不燃性の放射化もしくは汚染されたものである。これらの接触線量率は数 mrem/h ~ 数千 rem/h の範囲であり、放射能レベルにより異った形式の梱包および遮蔽が必要である。原子炉圧力容器および炉内構造物の梱包、輸送、埋蔵用に容器ごと廃棄できるような 0.28 m^3 (埋蔵容量 0.33 m^3) の鋼製キャスクライナーが用いられる。汚染物質の大部分は $1.2 \text{ m} \times 1.2 \text{ m} \times 2.4 \text{ m}$ のベニヤ板製の標準コンテナに詰める。このコンテナでは不適當な寸法または重量の廃棄物には特別に鋼製コンテナを準備する。小型の熱交換器やタンク類は配管接続部から切断して鋼製カバープレートをシール溶接して機器自体をコンテナとすることができる。湿分分離再熱器や給水加熱器など重量も寸法も大きなものは 20 トン以下のピースに分断し、切り口にキャッピングを溶接してコンテナとすることができる。フィルター類や布、モップ、紙その他の清掃材料などの乾燥した可燃性廃棄物は圧縮してドラム缶にパッケージする。液体放射性廃棄物は水分を蒸発させ、固体の状態にして梱包する。Fig. 4.1.2 に遮蔽つきの輸送用コンテナの例を示す。

Table 4.1.1 Equipment Requirement for Demolition of the BWR

項 目	用 途	必要個数
200 トンクレーン	重量物の吊上げ	1
65 トン "	コンクリート解体のための鋼球の吊上げと破壊作業	1
45 トン "	コンクリート解体のための鋼球の吊上げと破壊作業	2
25 トン "	軽量物の吊上げ	2
50 トン油圧クレーン	屋根の解体	2
30 トン油圧クレーン	"	2
1 m ³ のバックホー	清掃と破碎くずの積み込み	3
977トラックローダー	"	2
解体用トレーラー およびトラクター	破碎くずの運搬	10
酸素アセチレン切断器	鋼材や他の金属の切断	40
クラムシエル	破碎くずの拾い上げ	2
トラックドリル	発破用の穴あけ	4
エアハンマー	コンクリートの破壊	2
油圧ハンマー	"	4
油圧剪断機	廃材利用のための鉄筋切断	3
コンプレッサー	圧縮空気源	必要に応じ
サービストラック	設備の搬入	1
鋼 球	コンクリートの破壊	必要に応じ
くい打ち機	コンクリート壁の破壊	1
ワイヤー滑車等	設備や廃材の移動	必要に応じ

Table 4.1.2 Special Tools and Equipment for Immediate Dismantlement

項 目	必要数 a)	役 目
水中マニピュレーター	1	原子炉容器の水中切断装置の位置決めと移動
水中プラズマ・アーク・トーチ	2	炉内構造物の切断
水中酸素-アセチレントーチ	2	原子炉容器の切断
アーク・ソー	1	原子炉容器と炉内構造物から出てくるものの切断
ポータブル・プラズマ・アーク・トーチ	2	ステンレス鋼の機器、配管、プールライナーの切断
ポータブル酸素-アセチレントーチ	10	炭素鋼の機器、配管の切断、炭素鋼の溶接
リモコンの酸素-アセチレントーチ	4	炭素鋼の機器、配管の遠隔操作切断
ギロチンパイプソー	10	配管の切断
電動往復ハックス	10	配管と機器の切断
閉回路高解像テレビ	2	遠隔操作、水中作業の観察
水中ライト、潜望鏡	必要に応じて	水中作業の照明及び観察
水中工具(例-インパクトレンチ、ボルトカッター、トンダ等)	"	水中での解体、取扱い、放射化または高レベルに汚染された材料の梱包
フィルター付水中ポンプ	5	サブプレッションチャンバー、燃料貯蔵プールの排水
高圧ウォータージェット	2	抑制室、タンク、主復水器、プールライナーの表面の除染
パイプジャンパー	4	原子炉配管の化学的除染
化学除染装置車	5	液体、固体放射性廃棄物処理システムの化学的除染
化学混合加熱装置車	4	排水装置の化学的除染
足場	200	高所への安全な接近
セーフティネット	必要に応じて	高所の機器、構造物での作業人員の保護
動力式パンタグラフ型人荷リフト車	6	高所への安全な接近
油圧アーム型リフト車	3	"
9,100 kg 油圧クレーン車	3	汚染された機器と配管の撤去と梱包
9,100 kg フォークリフト	6	汚染された材料の梱包とトラックへの載荷
索具(例 締具、グラップル、ウィンチ他)	必要に応じて	機器と配管の処理
HEPAフィルター集塵装置付コンクリートドリル	4	コンクリート爆破、表層部破碎に必要なドリル穴明け
コンクリート表面破碎機(スポーラー)	4	汚染されたコンクリート表面の撤去
フロントエンドローダー(軽微なもの)	3	コンクリート破片の清掃と梱包
真空掃除器(HEPAフィルター)	3	コンクリート破片の細粉の清掃
ポータブル換気装置付きチェンバー	10	汚染された材料の切断時の汚染コントロール
給気式プラスチック・スーツ	250	放射能汚染から体表面を防護し最大限の呼吸を可能とする
フィルター付排気扇装置	4	主復水器撤去時の汚染コントロールと良好な作業環境
ポリウレタン発泡機	2	HVAC の撤去の間の汚染コントロール

a) 即時解体工程の作業解析による。必要に応じ予備品を加えた。

Table 4.1.3 Immediate Dismantlement Removal Data and Methods

場所	作業	切断長さの推算 (m)	名目上の材料 厚 (m)	切断時間の 推算(時間)	工法と作業 状況 a)	方 法
原子炉建家/1次格納容器						
4.	蒸気乾燥器, 気水分離器の撤去 (放射化)	9.0×10^2	1.2×10^{-3}	3.2×10^1	1, 2, 5, 7	蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プールへの移動, 分断, 梱包
	(汚染)	5.3×10^2	1.4×10^{-3}	2.6×10^1	"	
6.	炉内構造物の撤去 (放射化)	2.5×10^3	5.0×10^{-2}	5.2×10^2	1, 2, 5, 7	容器内での切断, 蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プールへの移動, 分断, 梱包
	(汚染)	1.6×10^2		5.5×10^2	"	
12.	原子炉容器の撤去 (放射化)	1.7×10^2	1.8×10^{-1}	3.9×10^1	3, 6, 7	容器切断部分の支持, 水位の調節, 切断, 蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プールへの運搬
	(汚染)	5.1×10^2	2.0×10^{-1}	9.4×10^1	"	
	分断片 (放射化)	4.0×10^2	1.8×10^{-1}	9.2×10^1	3, 5, 7	蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プール内での分断, 梱包
	(汚染)	2.0×10^2	2.0×10^{-1}	4.7×10^1	"	
14.	1次格納容器配管の撤去					
	平均外径 (mm)					
	60	4.7×10^2	(スケジュー	3.4×10^2	3, 4, 6, 7,	必要に応じた除染, 2.1 mm の切片に切断, 小さいバルブ
	152	4.5×10^2	ル80パイプ)	3.2×10^2	"	は付けたまま, 大きなバルブは切断, 梱包
	356	2.3×10^2		1.6×10^2	"	
	533	1.4×10^3		9.7×10^2	3, 6, 7	
	660	1.0×10^3		7.5×10^2	"	
	ホイッピング止め, パイプハンガー	1.4×10^2	5.0×10^{-3}	9.5×10^1	3, 7	
15.	生体遮蔽とラジアルビームの撤去					
	切断 (放射化)	2.0×10^2	7.0×10^{-2}	1.3×10^1	3, 6, 7	外側および内側鋼板の切断
	(汚染)	7.1×10^2	7.0×10^{-2}	4.7×10^1	3, 7	
	穴明け, 爆破	(8.9×10^1 穴)	($4.3 \times 10^{-3} \text{m}^3$)	1.5×10^1	7	ドリルで穴明け, 爆破による細分化, 梱包
	ラジアルビーム	7.3×10^2	2.5×10^{-2}	2.5×10^2	3, 7	足場が必要, 梁を2.1 mに切断, 梱包
16.	1次格納容器の汚染コンクリートの撤去					
	穴明け	(2.6×10^4 穴)	($1.0 \times 10^{-1} \text{m}^3$)	3.8×10^3	7	深さ0.051mの汚染部の撤去の為のドリル穴明け
	破碎 (スポーリング)	($2.2 \times 10^3 \text{m}^2$ 表面積)	($1.8 \times 10^2 \text{m}^3$)	6.6×10^3	7	油圧破碎機 (スポーラー) による表層の破碎, 梱包
17.	1次格納容器のHVACと電気設備の撤去					
	HVAC	2.0×10^3	6.0×10^{-3}	1.1×10^2	3	足場が必要, ダクト, ファン, ハンガーの切断, 梱包
	電気設備	7.6×10^2	1.8×10^{-2}	1.2×10^2	3	トレイ, プレース, コンジットを2.1mに切断, 梱包
20.	原子炉建家の配管					
	平均外径 (m)					
	60	9.6×10^2	(スケジュー	6.8×10^2	1, 3, 4, 6, 7	必要に応じて除染, 2.1mに切断, 小さなバルブはつけた
	152	1.4×10^3	ル80パイプ)	1.0×10^3	"	ままで, 大きなバルブは切断, 梱包
	356	4.4×10^2		3.2×10^2	"	
	533	1.2×10^3		8.5×10^2	3, 6, 7	
	660	9.8×10^1		7.0×10^1	"	
25.	原子炉建家内の機器の撤去 ^{b)}	2.0×10^3	1.0×10^{-2}	3.1×10^2	3, 7	必要に応じて除染, 大型熱交換器の切断と開放部のキャッピング溶接, タンク, ポンプ, その他機器を適切に切断, 梱包
26.	使用済燃料プール, 原子炉ウェル, 蒸気乾燥器気水分離器貯蔵プールのライナーの撤去	2.2×10^3	6.0×10^{-3}	1.5×10^2	3, 7	必要に応じて除染, 1.3×2.1mに切断, 梱包
27.	原子炉建家の汚染コンクリートの撤去					
	穴明け	(3.5×10^4 穴)	($1.4 \times 10^{-1} \text{m}^3$)	1.9×10^3	7	深さ0.051mの汚染コンクリートを撤去する為, ドリル穴明け
	破碎 (スポーリング)	($2.9 \times 10^3 \text{m}^2$ 表面積)	($1.5 \times 10^2 \text{m}^3$)	1.1×10^3	7	油圧破碎機 (スポーラー) による表層の破碎, 梱包
28.	原子炉建家からHVACと電気設備の撤去					
	HVAC	7.0×10^3	6.0×10^{-3}	3.7×10^2	3	足場が必要, ダクト, ファン, ハンガーの切断, 梱包
	電気設備	1.6×10^2	1.8×10^{-2}	2.4×10^1	3	トレイ, プレースを2.1mに切断, 梱包

JAERI-M 9540

場所	作業	切断長さの推算 (m)	名目上の材料 厚 (m)	切断時間の 推算(時間)	工法と作業 状況 a)	方 法
タービン発電機建家						
4.	タービンの撤去	2.4×10^3	5.6×10^{-2}	2.3×10^2	3, 7	高圧タービン; カバーの撤去および切断, リングの撤去, ローターシャフトの切断, ベースの切断, 梱包 低圧タービン; カバーのボルトをゆるめ取外す。カバー, 内部カバー, リング, 内部ベース, ロータ ー, ベースの切断, 梱包
6.	復水器の撤去	2.6×10^4	5.2×10^{-3}	4.0×10^3	3, 7	端部ウォーターボックスの撤去, 内部鋼構造物およびチュ ープ束を梱包可能な大きさに切断, 足場のセット, シェル を1.2×2.1mに切断, 梱包
7.	配管の撤去					
	平均外径 (m)					
	60	5.0×10^2	(スケジュー ル80パイプ)	4.2×10^2	3, 4, 7	必要に応じて除染, 2.1mに切断, 小さいバルブはつけた まま, 大きなバルブは切断, 梱包
	152	1.5×10^3		1.1×10^3	"	
	356	1.6×10^3		9.0×10^2	"	
	533	1.7×10^3		1.4×10^3	3, 7	
	660	7.4×10^2		4.1×10^2	"	
	1220	1.5×10^3		6.0×10^2	"	
10.	機器の撤去					
	低圧給水ヒーター	6.7×10^3	1.8×10^{-3}	2.9×10^2	3, 7	} シェルとチューブ束を切断, 開放部のキャッピング溶接 必要に応じ, タンク, ポンプ, 復水器を切断, 梱包
	高圧	2.5×10^2	7.9×10^{-3}	3.4×10^1	"	
	混分分離再熱機	3.9×10^3	2.6×10^{-3}	1.7×10^2	"	
	その他機器	2.8×10^3	1.2×10^{-2}	1.6×10^2	"	
11.	汚染されたコンクリートの撤去					
	穴明け	(2.3×10^4 穴)	* ($9.1 \times 10^{-2} \text{m}^3$)	1.3×10^2	7	深さ0.051mの汚染部を撤去するため, 穴明け
	破碎 (スポーリング)	($1.9 \times 10^3 \text{m}^2$ 表面積)	** ($1.2 \times 10^2 \text{m}^3$)	7.4×10^2	7	油圧破碎機 (スポーラー) による表層のコンクリート破碎, 梱包
12.	HVAC, 電気設備の撤去					
	HVAC	8.4×10^3	6.0×10^{-3}	1.3×10^2	3	足場が必要, ダクト, ファン, ハンガーの切断, 梱包
	電気設備	7.4×10^2	5.0×10^{-3}	1.9×10^1	3	トレイ, プレースを2.1mに切断, 梱包
放射性廃棄物処理, 制御建家						
5.	配管の撤去					
	平均外径 (m)					
	60	4.6×10^2	6.0×10^{-3}	4.0×10^2	3, 4, 7	必要に応じ除染, 2.1mに切断, 小さなバルブはつけたま ま, 大きなバルブは切断, 梱包
	152	1.4×10^3	1.1×10^{-2}	1.0×10^3	"	
	356	2.8×10^2	1.9×10^{-2}	1.6×10^2	"	
	533	1.9×10^1	2.7×10^{-2}	7.0×10^0	3, 7	
	914	1.6×10^2	5.1×10^{-2}	3.8×10^1	"	
7.	装置の撤去	6.2×10^3	1.3×10^{-2}	3.3×10^2	3, 7	必要に応じ除染, 必要に応じてタンク, ポンプを切断, 梱包
8.	汚染されたコンクリートの撤去					
	穴明け	(2.4×10 穴)	* ($9.6 \times 10^{-2} \text{m}^3$)	6.6×10^2	7	深さ0.051mの汚染部を撤去するため, ドリル穴明け
	破碎 (スポーリング)	($2.0 \times 10^3 \text{m}^2$ 表面積)	** ($1.0 \times 10^2 \text{m}^3$)	3.8×10^2	7	油圧破碎機 (スポーラー) でコンクリート表層の破碎, 梱包 撤去, 切断, 梱包
9.	その他鋼構造物の撤去	2.5×10^2	1.8×10^{-2}	1.3×10^1	3	
10.	HVAC, 電気設備の撤去					
	HVAC	9.0×10^3	6.0×10^{-3}	1.4×10^2	3	足場が必要, ダクト, ファン, ハンガーを切断, 梱包
	電気設備	4.6×10^2	1.8×10^{-2}	2.4×10^1	3	トレイとプレースを2.1mに切断, 梱包

JAERI-M 9540

- a) 1. プラズマアークトーチ 2. アークソー 3. 酸素アセチレントーチ 4. 電動ハックス
5. 水中切断 6. 遠隔操作切断 7. 汚染制御おおい
- b) 1次格納容器内の機器を含む
- * 放射性廃棄物体積
- ** 破碎コンクリート体積

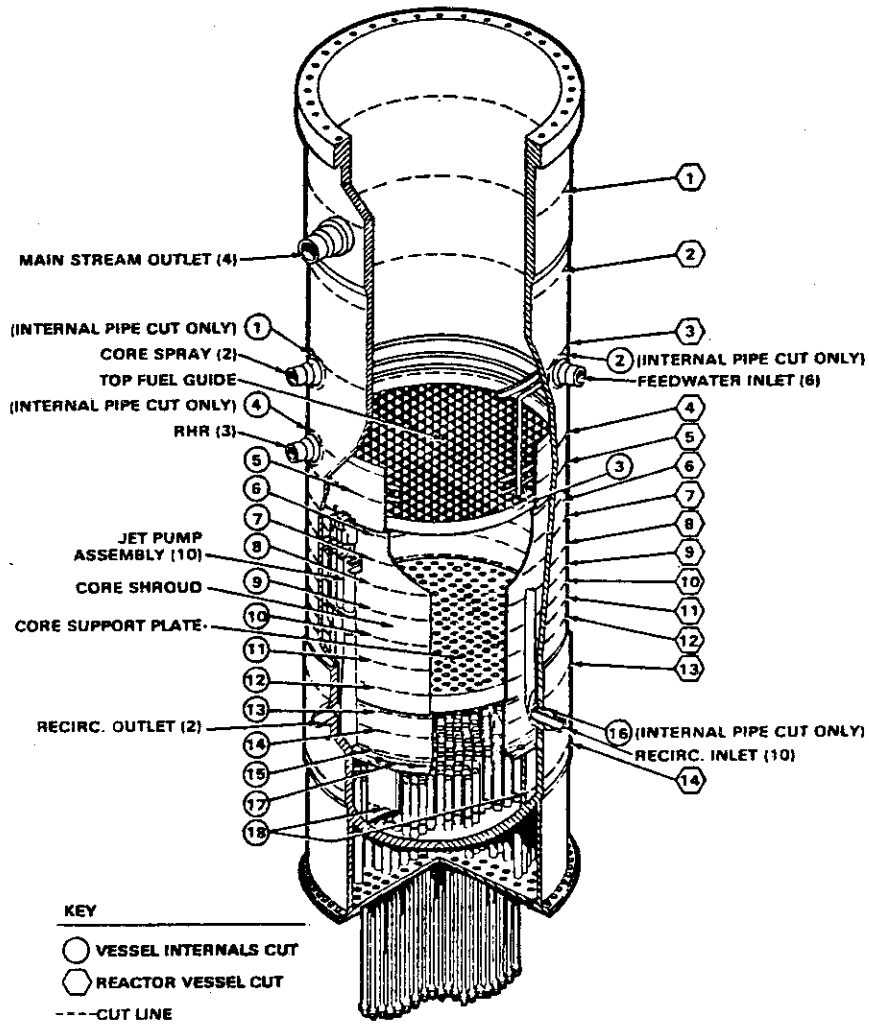


Fig. 4.1.1 Cutting Pattern for Removal of the Reactor Vessel Internals and the Reactor Vessel

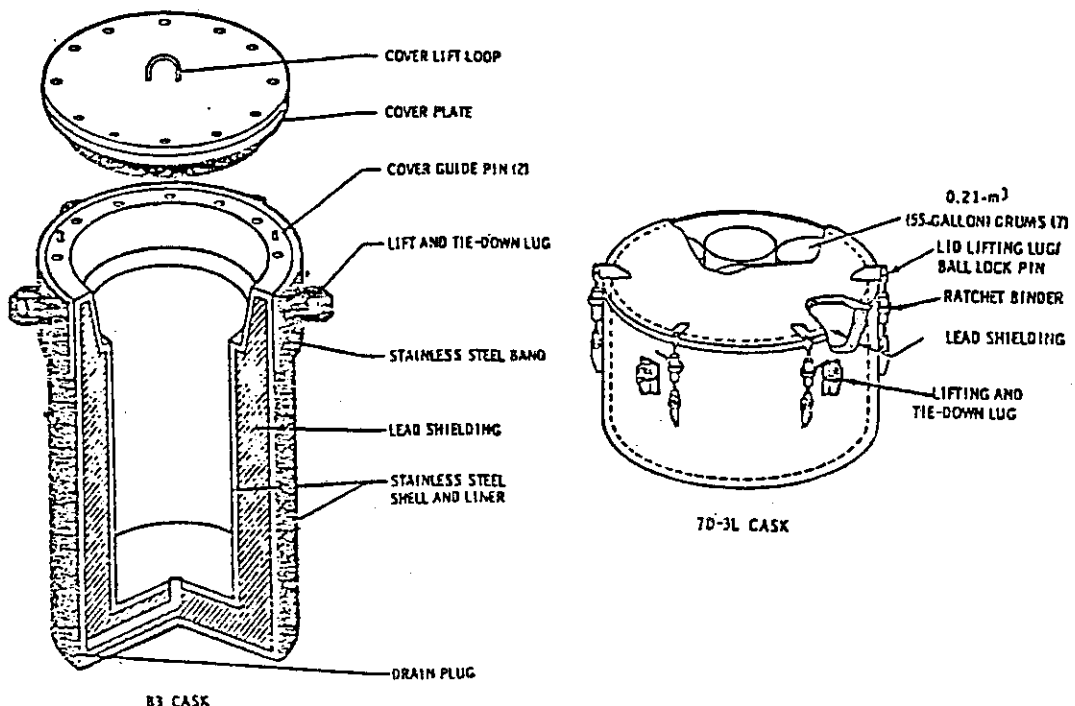


Fig. 4.1.2 Typical Shielded Shipping Containers

4.2 大型 BWR 安全貯蔵の調査

本節では安全貯蔵方式のうち軽い安全貯蔵 (Passive safe storage) 及び遮蔽隔離 (Entombment) により電気出力 1170 MW の大型 BWR を廃炉する場合の工法及び手順を重点に調査した。

4.2.1 軽い安全貯蔵

調査した参考 BWR 施設の建家は原子炉建家タービン発電機建家, 放射性廃棄物及び制御建家で, Fig. 4.2.1 中に斜線で示した建家である。

施設を軽い安全貯蔵に準備するための主な工法は表面汚染物質を除染し, 放射性物質を密封, 隔離する工法である。

除染工法は放射性物質で汚染した機器及び配管の表面を溶解することにより汚染を除去する方法と, 表面汚染を物理的又は機械的に除去する方法に分けられる。前者は化学除染法及び電解研磨法で, 後者は拭き取り法, 吸引法, 水ジェット法及び剥離法である。

化学除染法は原子炉一次系配管ループに用いられる循環法と循環出来ない系に用いられる通過法に分けられる。いずれの方法も系内に除染薬品を投入して化学反応により配管内に付着した放射性物質を除去する方法である。電解研磨法は電解質溶液を用いて, 表面が平滑に研磨された状態にする一種の電気化学処理で広範囲の金属や合金及び種々の形状の機器の除染に用いられる。拭き取り法はウェス等を用いて壁, 床および容器などの外表面を拭き取ることによって汚染を除去する方法である。吸引法は真空掃除器を用いて汚染した粉塵を吸引除去する方法, 水ジェット法は各種プールの壁や床に高速又は低速の水を噴射させて汚染を除去する方法である。剥離法はコンクリート表面の汚染を除去する方法で砂等を吹きつけて機械的に表面汚染を叩き取るサンドブラスト法, スクラバー及びコンクリートスポーラーでコンクリート表面を削り取る方法である。

密封工法は局所的な汚染の拡大防止策として塗料を汚染源に吹きつけて汚染を固定するペイントスプレー法, 機器及び配管の切断開口部に鋼板をシール溶接する工法およびコンクリートと金属の境界部など溶接不可能な部分に多硫化接着剤をへら又は押し出し銃でめり込む工法である。

隔離工法は汚染区域から汚染の移動を防ぐため, 空間線量率の高い区域への立入りを防ぐため, また許可されない者の侵入を防ぐために障壁を設ける工法で出入口の扉を溶接で封鎖したり, 開口部に鋼板を溶接したり, コンクリートやアスファルトを打設して封鎖する工法である。

これらの工法の他に不要な機器及び設備の電源を遮断したり, バルブに付属するハンドル及びバルブ操作装置を撤去することによって機器及び設備の機能を停止させる工法である。

以上述べた工法を用いて原子炉建家, タービン発電機建家, 放射性廃棄物及び制御建家は次の手順で軽い安全貯蔵の状態に準備される。

原子炉建家

中性子により放射化されたか, 放射能汚染した物質の多くは一次格納容器 (PCV) 内に存在する。このため PCV の外側にある高放射能レベル配管区域には障壁を設けて隔離し, PCV 内に通ずる全ての通路も封鎖する。

原子炉の最終停止後、原子炉容器ヘッドを除去し、蒸気乾燥器及び気水分離器を取り出したのち燃料が撤去される。燃料撤去後、これらの機器はもとの位置に戻される。サブプレッションプールと原子炉ドライウエルの水はラドウエスト系におくられたのち原子炉再循環系の化学除染が実施される。除染後、PCV 内のバルブは全て閉にされる。使用済燃料プール及びドライヤ・セパレータプールの水抜きを行い水ジェット法等で除染後、プールは鋼板で覆われシール溶接される。

圧力容器、HVAC 系及び再循環ポンプ等の主要機器及び作業員用ハッチは密封し隔離される。除染を要する全ての機器及びコンクリートは除染され残存汚染は塗料をスプレーして固定される。

全ての配管バルブを閉にし、HVAC 系の空気通過孔も密封される。多量の放射性物質が存在する区域は障壁を設けて隔離され、蒸気トンネル及びレールトンネルも封鎖される。

最終的に原子炉/PCV のドライウエルのトップヘッドが密封される。不要なファン、電気回路、モーター、クレーン、ポンプ等は機能停止され、原子炉建家は軽い安全貯蔵の状態に準備される。

タービン発電機建家

この建家は放射性汚染レベルが低い作業は簡単になる。建家内を一般的な方法で清浄化したのち、汚染水は水抜きを行い、凝縮貯蔵タンクが清浄化される。コンデンサホットウエルの水を排水後、作業員が接近できるコンデンサー表面は水ジェット法で除染される。コンクリート表面及び機器配管表面の汚染も可能ならば水ジェット法で除染される。その他 HVAC 系、電気及び機械装置等で接近しにくい表面は拭き取り法など手による方法で除染される。

全ての除染が終了後、残存汚染を固定するためペイントが塗布される。その後の機器、配管、区域及び HVAC 系の密封隔離手順は原子炉建家と同様に行われる。

放射性廃棄物及び制御建家

原子炉建家及びタービン発電機建家の汚染した水は、この建家の液体-固体ラドウエスト系で処理される。

この液体-固体ラドウエスト系を除染するためには仮設の簡易型ラドウエスト系を用いて最終処理を行う。除染後の手順は原子炉建家及びタービン発電機建家と同様である。

以上より原子炉施設を軽い安全貯蔵の状態に準備する手順は次のように整理される。

- (1) 施設の広範囲な放射線サーベイ
- (2) 配管系及び各種プールの水抜き乾燥
- (3) 各種の除染
- (4) 残存汚染の固定
- (5) 作業に不要な系統設備の機能停止
- (6) 不要な機器配管の切断密封
- (7) 換気系の除染及び密封
- (8) HEPA フィルター付通気孔の設置
- (9) 連続監視期間中に不要な系統設備の機能停止
- (10) フェンス、侵入警報設備の設置、火災報知設備、通信設備、放射線モニタリング設備の再配置

(1) 施設の最終放射線サーベイ

軽い安全貯蔵におかれた施設は一定の連続監視期間後解体（遅延解体）される。遅延解体工法は放射化された炉内構造物，Eu - 152，Eu - 154 等の長寿命核種の存在する遮蔽コンクリート等に対しては即時解体工法と同様の方法で解体撤去される。

配管系，装置，プールライナー等の放射線汚染は主に Co - 60 核種であるため，連続監視期間が 50 年以下であれば即時解体工法と同様の工法で解体されるが，50 年以上経過していて，放射線が無制限使用レベル以下の線量であれば，機器，装置は再利用されるか一般産業の解体工法と同じ工法で解体撤去される。

4.2.2 遮蔽隔離

遮蔽隔離はコンクリートあるいは他の十分に堅固な構造物（遮蔽隔離構造物）内に放射性物質を無制限解放レベルに減衰するまでの期間封じ込めることである。

遮蔽隔離には次の 2 通りの方式がある。

方式 A：長半減期の核種をもつ炉内構造物を施設から撤去し，放射性廃棄物貯蔵所に輸送してしまう。従って遮蔽隔離構造物内に収納される放射性物質は比較的短半減期のものであり，遮蔽隔離構造物は約 110 年間の監視期間後，原子力ライセンスを終結させ，構造物を無制限使用に解放できる。

方式 B：長半減期の核種をもつ炉内構造物はそのまま残置する。

この場合，炉内構造物が撤去されない限り，所有者は構造物及び廃棄物に対して管理と保全の責任が継続される。

ここでは原子炉一次格納容器及びその周りの生体遮蔽体を遮蔽隔離構造物とし，他のプラント構造物は解体撤去されるものとする。但し原子炉建家は遮蔽隔離構造物と一体構造であること及び遮蔽隔離構造物の環境からの保護並びに無断侵入者に対する防護の観点から 2 次障壁と考慮して撤去しないものとする。Fig. 4.2.2 に遮蔽隔離構造物を示す。

遮蔽隔離には上記 2 方式があるが，いずれの方式も遮蔽隔離構造物内に放射性物質を最大限貯蔵することが要求される。従って遮蔽隔離に特有の工法としては，一次格納容器内に多量の放射性物質を貯蔵出来るようにその内部を改造する工法と一次格納容器及び生体遮蔽体の全ての開口部を密封する工法であり，その他は即時解体工法及び軽い安全貯蔵工法と同様である。

一次格納容器の改造は原子炉及びその関連系統が化学除染され，全ての液体が排出されたのち実施される。

放射性物質を貯蔵する区域はウェットウエルとドライウエルである。ウェットウエルにはハッチが設けられているが大型機器の搬入が可能になるようにドライウエルの人用ハッチ及び機器搬入ハッチ附近の床に穴が明けられる。

また貯蔵空間を広げるためウェットウエル天井のダウンカマーは切断される。ドライウエルには 2ヶ所にハッチが設けられているが，ドライウエル内への最終搬入口として燃料交換機室フロア下のドライウエルベローズ周りの隔壁に穴が明けられる。これらの改造で切断された管，コンジット類は細断され，コンクリートがらとともにウェットウエルの原子炉ペDESTAL 内に集積される。

貯蔵される放射性物質は原子炉格納容器の4ヶ所の開口部から搬入される。ドライウエルの2つのハッチから大型機器を搬入し、さらにドライウエル床にあけた穴からウェットウエルに移動させ貯蔵される。ウェットウエルが貯蔵物で満たされるとハッチ及びドライウエル床の貫通口に鋼板が溶接される。ドライウエルについても順次計画的に満されて、最終的には燃料交換ベローズにあけた穴を通してドライウエルが満されたのち各ハッチは鋼板をシール溶接して密封される。貯蔵作業が終了するとともに一次格納容器及び生体遮蔽体を貫通する配管は一次格納容器内で切断され、切断口は鋼板を溶接して密封され、生体遮蔽体と貫通している開口部は現場打ち鉄筋コンクリートが充填され、最後に生体遮蔽体頂部のヘッドプラグがグラウトされ、放射性物質は強固な遮蔽隔離構造物内に完全に封じ込められる。

参考文献

- D) NUREG/CR-0672; By US·NRC
 Technology Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station (June·1980)

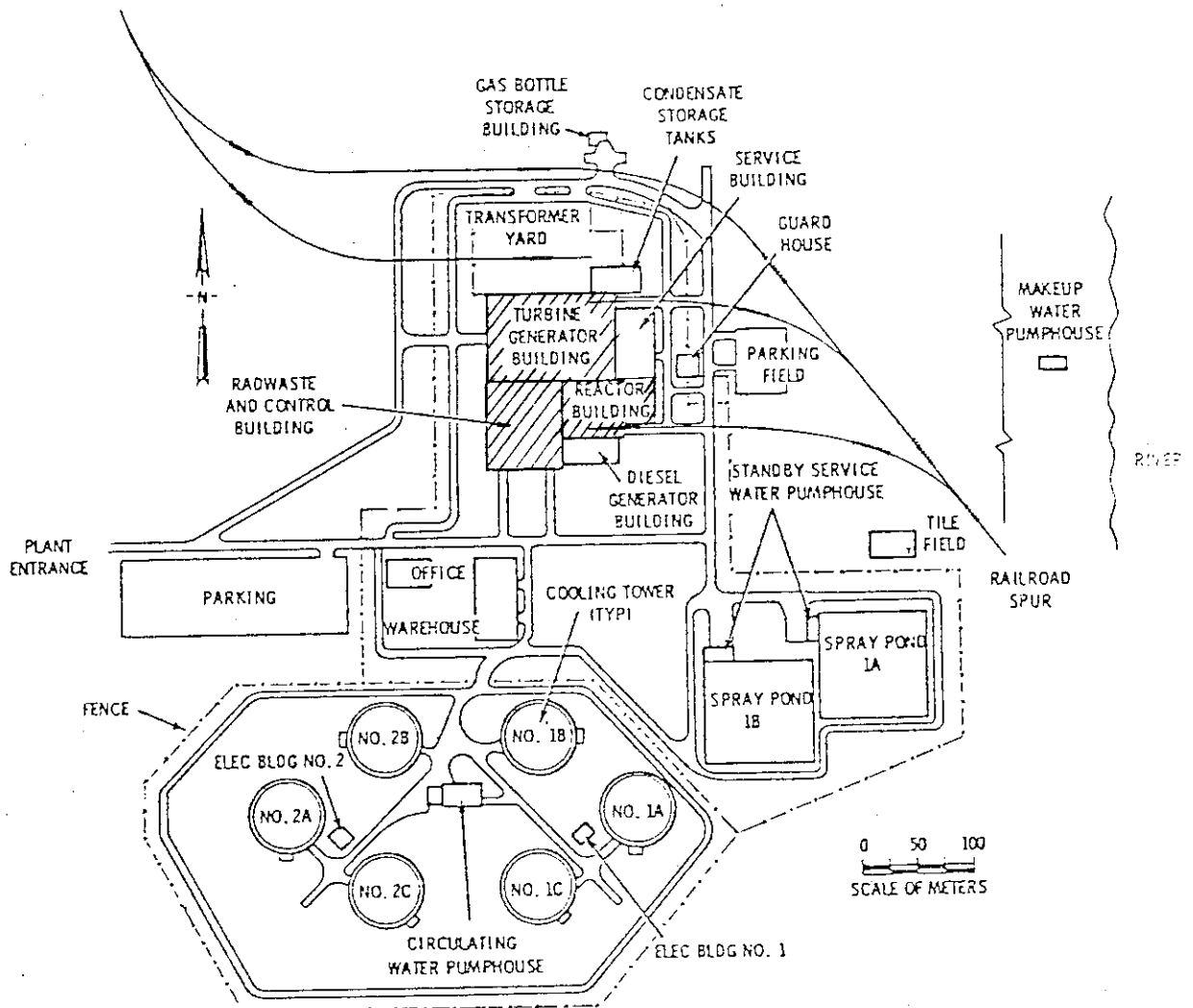


Fig. 4.2.1 Site Layout of the Reference BWR Power Plant

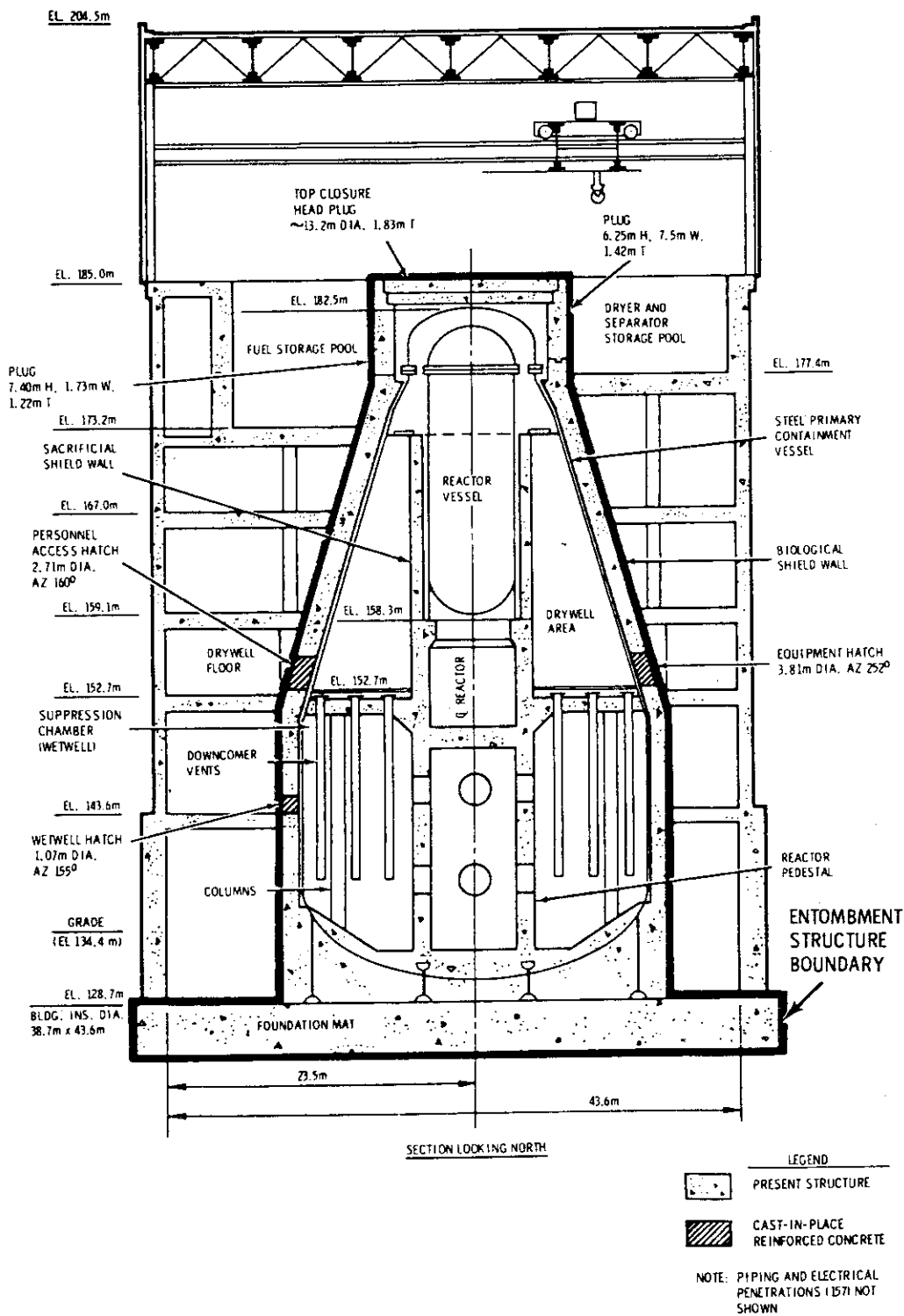


Fig. 4.2.2 Postulated Entombment Structure for the Reference BWR

5. 敷地内遮蔽隔離の検討

5.1 敷地内遮蔽隔離

U. S. NRC, IAEAなどが従来から提案している原子炉廃炉方式は安全貯蔵方式と撤去解体方式に大別することができる。安全貯蔵方式は既存の原子炉施設を廃炉後に残る放射性物質の封じ込め障壁として活用し、高放射化コンポーネントはそのまゝの状態でも保管する方式である。この方式は既存の施設に多少手を加えるだけですむから、経済的には有利であり、放射性廃棄物を安全に封じ込める点でも優れている。然し原子炉が占有している敷地が解放されないのが問題で、日本のように原子力サイトと原子力サイト内の原子炉敷地の立地条件が厳しく制限されているところでは特に問題とされるであろう。

撤去解体方式は、原子炉炉心部の高放射化コンポーネントを含めて原子炉施設を全て解体し放射性廃棄物を処理場に送り込んで原子炉敷地の再生を図るものである。この方式は放射線作業にかなりの困難さを予想されるものゝ、現在の技術で遂行可能であると考えられている。むしろ日本においては狭い国土の制限から来る、放射性廃棄物の輸送、収容施設の面で問題が多いであろう。

このような両方式の特色を検討し、当委員会は昭和54年に敷地内遮蔽隔離方式を提案した。この方式は原子炉圧力容器、生体遮蔽体などの高放射化コンポーネントを基本的には1体のまゝ原子炉施設から切り離し、サイト内の適当な場所に遮蔽隔離するもので、高放射化コンポーネントの安全保管、敷地の再生に重点が置かれている。又この方式は敷地内に遮蔽隔離する事で種々の波及的効果を持っている。まず輸送が敷地内に限られ、公道を使用する必要がなく、輸送距離も短くすませる事が可能であろうから、移動可能な重量迄一括解体する工法が採用できると思われる。自己遮蔽能力のある形状で一括解体が可能になれば遮蔽隔離も容易であり、保管用に指定されたスペースを有効に利用する事が可能である。更に一括解体工法は放射線下の作業量を低減できるので、作業員の被曝管理及び、放射性ガス、ダスト等による環境汚染防止の管理にも有利であろう。

このように敷地内遮蔽隔離は有望な方式と考えられるが、新しい提案でもあるので、ケーススタディを行い、一括解体技術、輸送技術、保管技術等を検討する必要があった。第5章ではこのような点を考慮し、小型BWR、大型BWRを敷地内遮蔽隔離するときの工法、輸送技術を検討した。その結果小型BWRについては殆んど問題となる点はない事、大型BWRについては、技術として可能であろうが、建家を解体してRPVを一括搬出する際の形状について不明な点がある事及び残存放射能によるガンマー熱のコンクリートに及ぼす影響を検討すべき事等が知見として得られた。又この章では貯蔵施設としてのコンクリートの経年的な耐久性、ガンマー熱によって温度が上がったとした場合のコンクリートへの影響及びその対策等が検討され、それぞれよい知見が得られている。

5.2 小型BWR への適用の検討

5.2.1 まえがき

我が国では、土地が狭く原発用サイトには限りがある。この一解決策として、5.1項の敷地内遮蔽隔離方式が提案されている。この方式が技術的に可能であるか否かについて、現時点に於て見通しをつけておくことは非常に重要な課題である。ここでは、将来、この方式を商業用大型炉へ適用するためのステップとして、現在、現状把握が比較的容易に出来る小型BWRを例に、現用技術の範囲で工法の検討を行った。

すなわち、デコミッショニングの際、被曝の恐れのもっとも大きな部分である原子炉压力容器およびその周辺の放射化コンクリートを細分割せずに、放射能レベルがすそ切り値以下となる範囲を一括して現位置から切離し、移送しサイト内の他の場所で低レベルになるまで遮蔽隔離を行うための一括解体工法の検討である。検討に際しては、原子炉コア周辺に生成される放射能によるガンマ・ヒートの対策、デコミッショニング従事者の被曝低減、安全性、経済性および原子炉敷地再利用のサイクルを効率的に行えること等を考慮した。

5.2.2 一括解体方式とガンマ・ヒートの検討

軽水炉型原子力発電所は、40年間、70%稼働率で運転を続けた後、デコミッションするとしたら、その時点まで生成され蓄積される放射能総量は、110万kW級の大型BWRで600万Ci、JPDR級の小型BWRで10万Ciをこすといわれている。

原子炉およびその周囲の放射化された生体遮蔽コンクリートを、一括で解体し、移送し、敷地内遮蔽隔離を行うには、この放射能に起因して生ずる熱の影響（ガンマ・ヒート）を考慮しなければならない。すなわち、一括解体工法は、熱源となる放射能を内蔵する原子炉压力容器を、生体遮蔽コンクリートで包み込む形で行う。一括解体工法の特徴として、原子炉を包み込む役目を果たしている生体遮蔽コンクリートはまた、炉体の移送および遮蔽隔離を安全に行うための構造体の役目も果たしている。この意味から、発生熱が、生体遮蔽コンクリートに及ぼす影響が大きい場合は、一括解体工法の適否が問われることになる。

以下に一括解体工法の熱評価を行い、その対策を検討したものを記す。

(1) 放射能量と熱源

放射能総量（40年間、75%、利用率）の仮定

大型 BWR	: 6×10^6 Ci	(電気出力 1.100 MW)
大型 PWR	: 5×10^6 Ci ¹⁾	(同上 1.100 ") ¹⁾
小型 BWR	: 5×10^5 Ci	(同上 12.5 ")

上記は原子炉コア周囲の放射能総量であり、その内訳は、炉停止直後数年は⁵⁵Fe、⁶⁰Coが大半を占める。Trojan発電所における放射能レベル¹⁾によると、熱源として最も大きく寄与する¹⁾⁶⁰Coは、炉停止直後で10~20%であり、殆んどが熱源として寄与しない⁵⁵Feである。したがって、ここでは、生体遮蔽コンクリートに対する熱影響の検討に用いる熱源は、Trojanにならって、放射能総量の10~20%が⁶⁰Coであるとして計算を行った。

熱源の仮定

上記放射能総量の20%を ^{60}Co として計算すると、

大型BWR : 約20 kW

小型BWR : 約1 kW

となる。

(2) 熱伝導解析

解析モデルは中空円筒とし、 ^{60}Co からの γ 線による発熱は、コンクリートの内表面に発生するとして、内外面温度差が最大となる定常状態で解析した。

1) 解析条件 (Fig. 5.2.2 および 3 参照)

θ_i : 内部空気温度

θ_0 : 外部空気温度

θ_1 : 内表面温度

θ_2 : 外表面温度

α_i : 内表面熱伝達率

α_0 : 外表面熱伝達率

r : 炉心からコンクリート内表面までの距離

t : コンクリート壁厚

h : 原子炉コアの高さ (発熱源の高さ)

Q : γ 線エネルギーによる発熱

① 大型BWR

$r = 300 \text{ cm}$, $t = 200 \text{ cm}$, $h = 400 \text{ cm}$

$\theta_i = \theta_0 = 20 \text{ }^\circ\text{C}$ または $30 \text{ }^\circ\text{C}$ (室温程度)

$Q = 20 \text{ kW/h} \times 859.8 \text{ kcal/kW} = 17,200 \text{ kcal/h}$

② 小型BWR

$r = 135 \text{ cm}$, $t = 265 \text{ cm}$, $h = 200 \text{ cm}$

$\theta_i = \theta_0 = 20 \text{ }^\circ\text{C}$ または $30 \text{ }^\circ\text{C}$ (室温程度)

$Q = 1 \text{ kW/h} \times 859.8 \text{ kcal/kw} = 860 \text{ kcal/h}$

③ 熱的定数

a) 熱伝達率 (α)

通常“よどんだ”空気の熱伝達率は $6 \text{ kcal/m}^2\text{h }^\circ\text{C}$ であるといわれている。従って、この値を基準として検討し、生体遮蔽コンクリート体にとって有害(ひびわれ発生)な温度分布になった時には、空気の対流移動を考慮した Roderick, D.J.I の式を適用する。

すなわち、

$$\alpha = \frac{0.0542\lambda}{D_1} \left(\frac{v D_1}{\nu} \right)^{0.8} \dots\dots\dots (1) \text{ 式}$$

ここに、

λ : 空気の熱伝導率 (kcal/m² h °C)

ν : 空気の動粘性係数 (m^2/s)

v : 空気の流速 (m/s)

D_1 : 中空円筒の内直径 (m)

b) コンクリートの熱伝導率

$$\alpha_c = 1.4 \text{ kcal}/\text{m h } ^\circ\text{C}$$

c) コンクリートのヤング係数

$$E_c = 2.1 \times 10^5 \text{ kg}/\text{cm}^2$$

d) コンクリートの線膨張率

$$\alpha = 1.0 \times 10^{-5} \text{ } 1/^\circ\text{C}$$

e) 縁引張応力度

$$\sigma_t = \alpha \cdot \Delta\theta \cdot E_c / 2$$

f) コンクリート圧縮強度

$$F_c = 225 \text{ kg}/\text{cm}^2$$

g) 使用鉄筋

SD 35

2) 解析結果

① 大型 BWR

a) 解析結果

table 5.2.1 に示す。

b) 考察

内表面に $\alpha_i = 7.5 \text{ kcal}/\text{m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C}$ の熱伝達が期待出来れば、内外面温度差 $\Delta\theta = 25^\circ\text{C}$ となる。

なお、 $\alpha_i = 7.5 \text{ kcal}/\text{m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C}$ を得るための、コンクリート内表面の空気の流速は、(i)式より $v = 1.4 \text{ m}/\text{s}$ である。その時の外表面の歪は $\epsilon = \alpha \cdot \Delta\theta / 2 = 125 \times 10^{-6}$ となり、ひびわれ発生限界の値となる。外表面の縁応力度は $\sigma_t = 26 \text{ kg}/\text{cm}^2$ である。したがって、遮蔽コンクリート躯体の設計において、熱の影響を考慮するならば、コンクリートおよび鉄筋の許容応力度を、

$$\text{長期 コンクリート} \quad LKc = \frac{75 - 26}{75} = 0.65$$

$$\text{鉄筋} \quad LKs = \frac{2000 - 26 \times 10}{2000} = 0.87$$

$$\text{短期 コンクリート} \quad sKc = \frac{150 - 26}{150} = 0.83$$

$$\text{鉄筋} \quad sKs = \frac{3500 - 26 \times 10}{3500} = 0.93$$

という係数 K を乗じたものを用いれば、安全側の設計となる。

② 小型 BWR

a) 解析結果

table 5.2.2 に示す。

b) 考察

内表面に $\alpha_i = 6 \text{ kcal/m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C}$ の熱伝達が期待できれば、内外面温度差は $\Delta\theta = 6.9^\circ\text{C}$ であり、縁引張応力度は、 $\sigma_t = 7.2 \text{ kg/cm}^2$ であり、問題ない。なお、 $\alpha_i = 6 \text{ kcal/m}^2 \text{ h } ^\circ\text{C}$ を得るための、コンクリート内面側の空気の流速は(i)式より $v = 0.8 \text{ m/s}$ である。

(3) 一括解体工法のガンマ・ヒート対策

D) 大型 BWR

大型 BWR の場合、一括解体移送のための遮蔽コンクリートは、新規に打設するようになる。このコンクリートの断面は、ガンマ・ヒートによる熱対策のためには薄い方が好ましい。したがって、断面寸法は、遮蔽性能上必要な厚さ、あるいは、構造上必要な厚さのどちらか大きい方による。この新規遮蔽コンクリートを設計する際に注意すべきことは、

- ① 原子炉圧力容器と新規遮蔽コンクリートの間は、空気の流通が出来るように空隙を設けること。
- ② 空隙には常に空気（室温または外気温程度）が流速 $v \geq 1.4 \text{ m/s}$ で流れるように配慮すること。すなわち、コンクリート内表面よりの発生熱により、空隙の空気が自然対流等により入れ替るように、上方下方にダクト等の空気流通路をつけておくこと。
- ③ 遮蔽コンクリートの構造設計には、解析結果で得たように、許容応力度に対する係数を乗じて断面性能を定めること。
- ④ 遮蔽隔離建家内の換気についても、ある程度の配慮をすること。
- ⑤ 以上の配慮は、炉停止後、放射能がある程度減衰する期間必要である。

2) 小型 BWR

小型 BWR、一括解体移送に利用する生体遮蔽コンクリートに対するガンマ・ヒートによる熱対策として、下記の配慮が必要である。

- ① 原子炉圧力容器と生体遮蔽コンクリートとの間は、空気の流通が出来るように空隙を設けること。
- ② 空隙には常に空気（室温または外気温程度）が流速 $v = 0.8 \text{ m/s}$ で流れるように配慮すること。すなわち、コンクリート内表面よりの発生熱により、空隙の空気が自然対流により入れ替るように、上方下方にダクト等の空気流通路をつけておくこと。
- ③ 遮蔽隔離建家内の換気についても自然換気が行われる程度の配慮はすること。
- ④ 以上の配慮は、炉停止後、放射能がある程度減衰する期間必要である。

なお、小型 BWR の場合、上記の対策をとれば、 ^{60}Co が、仮定の 3 倍程度あったとしても、構造面では安全である。

5.2.3 一括解体による適用方法

(1) 一括解体移送範囲

「小型BWR放射能インベントリ仮評価（40年間運転，75%稼働率，出力90MW）」の数値に基づき，压力容器を含む生体遮蔽コンクリートがすそ切り値以下となるように，一括解体移送範囲を，Fig. 5.2.1のように計画する。また，压力容器を支えている底部スカート及び頂部スタビライザー等の支持構造は，一括解体範囲に入るのので，そのまま利用する。

(2) 作業中の被曝寸法

解体作業に先だって，生体遮蔽の原子炉キャビティ内の炉頂上部及び炉底部に，新規に遮蔽コンクリート版を打設し，原子炉上下方向の作業者に対する被曝低減をはかる。但し，コンクリート版には換気用ダクトを埋設しておく。また，原子炉压力容器円筒部と生体遮蔽コンクリートとの間は，コンクリートの充填は行わない。これは，ガンマ・ヒートによる生体遮蔽コンクリートの内表面温度上昇を，空気の自然対流により防ぐためである。

(3) 移送重量

① 生体遮蔽コンクリート	1,000 t
② 埋設金物，ライナー類	50 t
③ 原子炉压力容器関係	150 t
④ 新規遮蔽コンクリート	100 t
合計	1,300 t

(4) 生体遮蔽コンクリートの切離し方法

生体遮蔽コンクリートの脚部を，ダイヤモンドドリル等を用いて連続した孔をあけて，躯体との切離しを行う。最終のコンクリート切離し時は，炉体移送装置への荷重の移行を円滑に行うため，あらかじめ，コンクリートをえぐり取った部分に，制御用ジャッキを装着しておく（Fig. 5.2.5参照）。

(5) 移送方法

原子炉建家躯体から切離した炉体の移送は，一般に経済的であるとされているコロ転動装置（Fig. 5.2.6）を用いて行う。コロ移動時の推進の反力は，レールクランプを介して軌条レールから取る。特別な反力体は不要である。

(6) 移送路盤

敷地内の移送路盤の耐力は，小型BWRの場合，路床巾を10m程度にすれば約10～15 t/m²となる。これは，道路舗装用切込碎石を厚さ約30 cm程度敷き並べ，大型ローラにより平坦になるまで十分転圧を繰り返すことにより可能である。軌条レールの枕木となる角材は，その路盤に密着するように敷く。なお，軌条レールと枕木は一定距離分だけ用意すれば，順送りでも繰り返し使用できる。

(7) 遮蔽隔離の建家方式

移送を完了した炉体の遮蔽隔離は，地上に隔離用建家を設ける方法と，地下に隔離用地下室を設ける方法とがある。地上方式に比して，地下方式はコストアップとなる。また，大型炉の場合は，地下に降すのは非常に手間がかかる。我が国の場合，原発サイトには背後に山や丘陵がひかえているところが多いので，山腹に横穴方式で遮蔽隔離する方法もある。

いずれの方式も、遮蔽隔離用建家内の空気は、ガンマ・ヒート対策上、換気出来るようにする必要がある。

5.2.4 一括解体移送工法の手順

一括解体移送工法の施工方法の概要を、その施工手順に従って、下記①～⑨に示す。

Fig. 5.2.4-1～3 一括解体移送手順図 その1～3 参照のこと。

- ① 原子炉キャビティ内の炉頂上部および炉底部に、新規遮蔽コンクリート版を打設する。コンクリート版には、換気用ダクトを埋設しておく。
- ② 一括解体部の下部に搬出路盤基礎（仮設）を構築する。基礎は、炉体搬出後に解体するため、廃棄物量を少なくする手段として、周辺コンクリートの一部を先行解体し、その解体ガラを利用したプレパックド工法によるコンクリート構造とする。
- ③ 生体遮蔽コンクリートを除く周辺コンクリートを移送路盤基礎上端レベルまで、一般的な方法で解体除去する。
- ④ 移送用のコロ転動装置を取付けるために、生体遮蔽コンクリートの脚部の一部を、ダイヤモンドドリル等を用いてえぐり取る。
- ⑤ えぐり取った部分に、コロ転動装置を取付ける。また、それと同時に、生体遮蔽コンクリートを軀体から縁切る時に、その荷重をコロ転動装置へ円滑に移行するために、油圧ジャッキを装着する。
- ⑥ ダイヤモンドドリルを用いて、連続コアボーリングを行い、軀体と生体遮蔽コンクリートとの縁切りを行う。
- ⑦ コロ転動装置を動かして、炉体をコロ引きにより原子炉建家外へと搬出する。
- ⑧ さらに、炉体は、地階1階レベルから2～3/100程度の勾配で、地上まで押し上げ、サイト内を遮蔽隔離場所へと移送路盤上をコロ引き移送する。
- ⑨ 遮蔽隔離場所では、あらかじめ、炉体据付基礎、および上屋は施工しておく。炉体が到着したら、搬入用開口から搬入し、基礎上に据付ける。

参考文献

- 1) "Technology, Safety and Costs of Decommissioning, A Reference Pressurized Water Reactor Power Station"; NUREG/CR-0130, U. S. NRC (June 1978)

Table 5.2.1 Results of a Typical Large Capacity BWR Thermal Analysis by Gamma-heat

h (m)	α_i (kcal/m ² h °C)	α_0 (kcal/m ² h °C)	θ_i, θ_0 (°C)	θ_1 (°C)	θ_2 (°C)	$\Delta\theta$ (°C)	備 考
4	0	6.0	20	293.5	42.8	250.7	内表面断熱
4	6.0	6.0	20	53.4	22.8	30.6	v = 1 m/s (内表面)
4	7.5	6.0	20	47.4	22.3	25.1	v = 1.3 m/s (内表面)
4	0	6.0	30	303.5	52.8	250.7	内表面断熱
4	6.0	6.0	30	63.4	32.8	30.6	v = 1 m/s (内表面)
4	7.5	6.0	30	57.4	32.3	25.1	v = 1.4 m/s (内表面)

Table 5.2.2 Results of a Typical Small Capacity BWR thermal Analysis by Gamma-heat

h (m)	α_i (kcal/m ² h °C)	α_0 (kcal/m ² h °C)	θ_i, θ_0 (°C)	θ_1 (°C)	θ_2 (°C)	$\Delta\theta$ (°C)	備 考
2	0	6.0	20	76.4	22.9	53.5	内表面断熱
2	6.0	6.0	20	27.3	20.4	6.9	v = 0.8 m/s (内表面共)
2	0	6.0	30	86.4	32.9	53.5	内表面断熱
2	6.0	6.0	30	37.3	30.4	6.9	v = 0.8 m/s (内表面共)

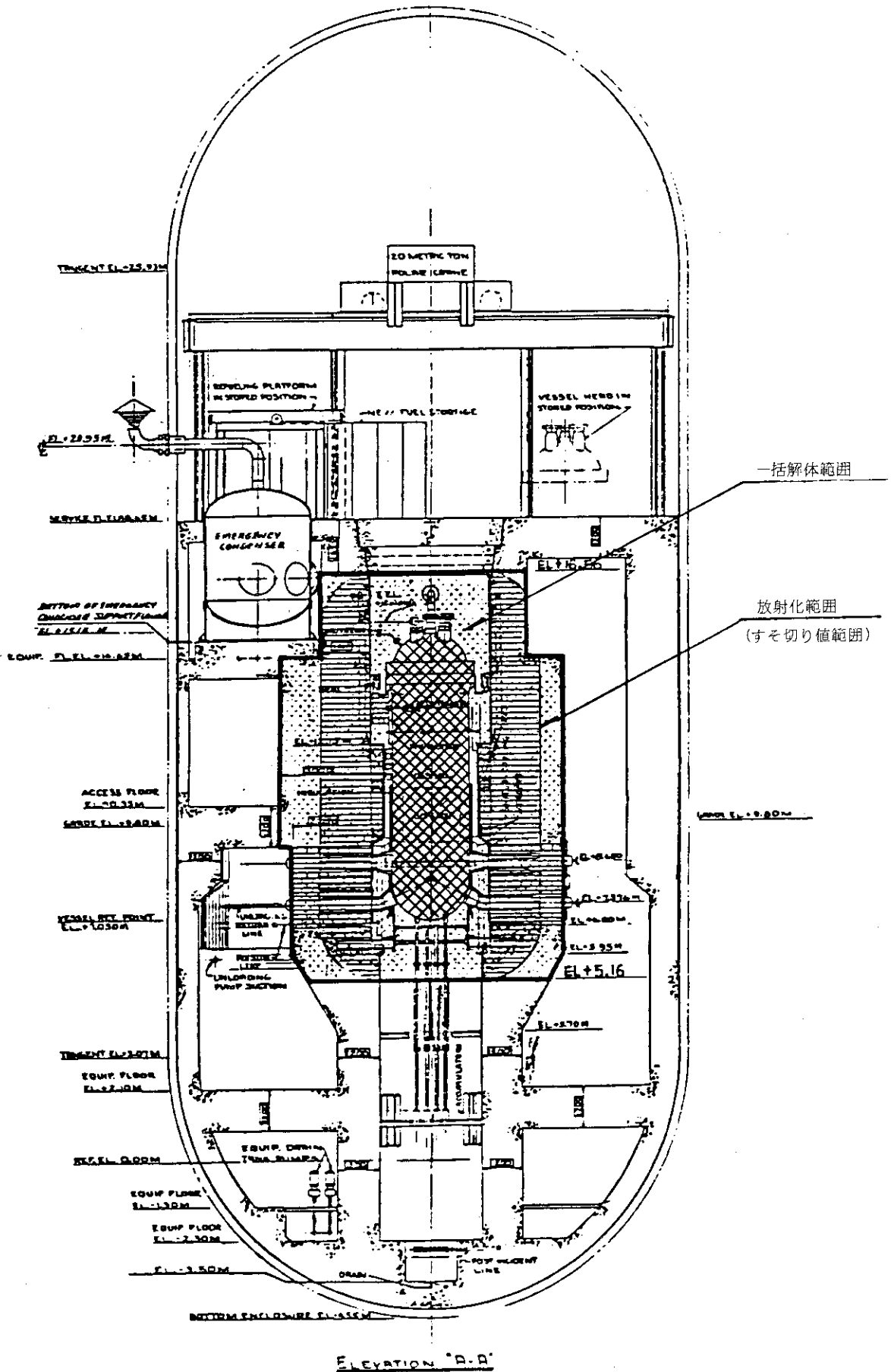


Fig. 5.2.1 Boundary on the Structure to be Cut and Transported to the Outside Applying so called Method of the Reactor Sending to the Outside

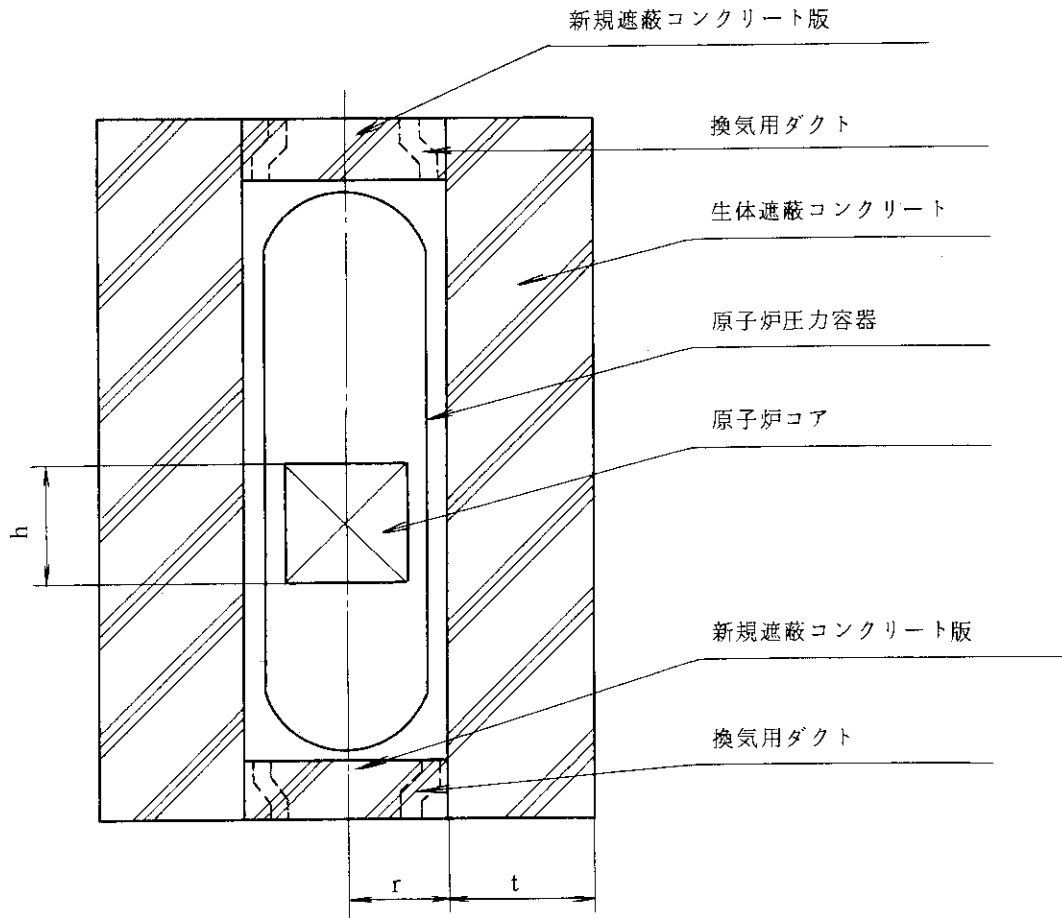


Fig. 5.2.2 Conceptual concrete model containing the reactor inside for gamma-heat examination

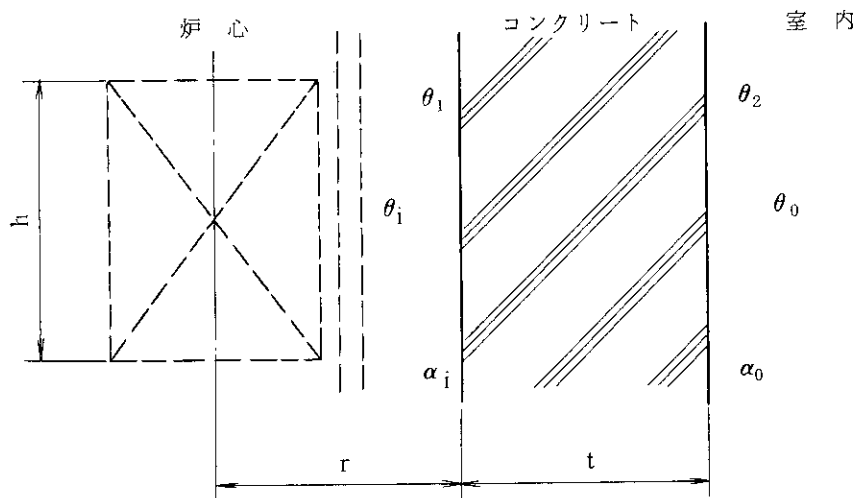
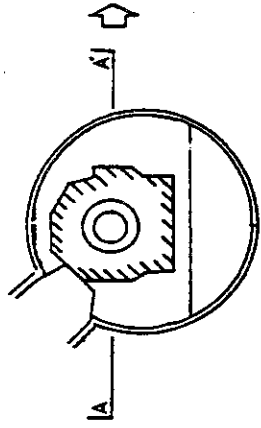


Fig. 5.2.3 Conceptual concrete model for thermal analysis

③ 生体遮蔽コンクリートを除く周辺コンクリートの解体除去

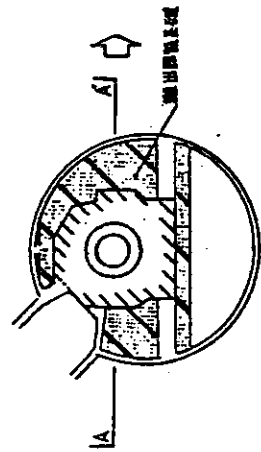
Work No. 3



③-③ 断面図

② 搬出路盤基礎(仮設)構築

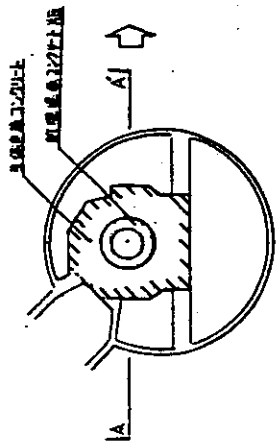
Work No. 2



②-② 断面図

① 原子炉圧力容器上下遮蔽コンクリート板打設

Work No. 1



①-① 断面図

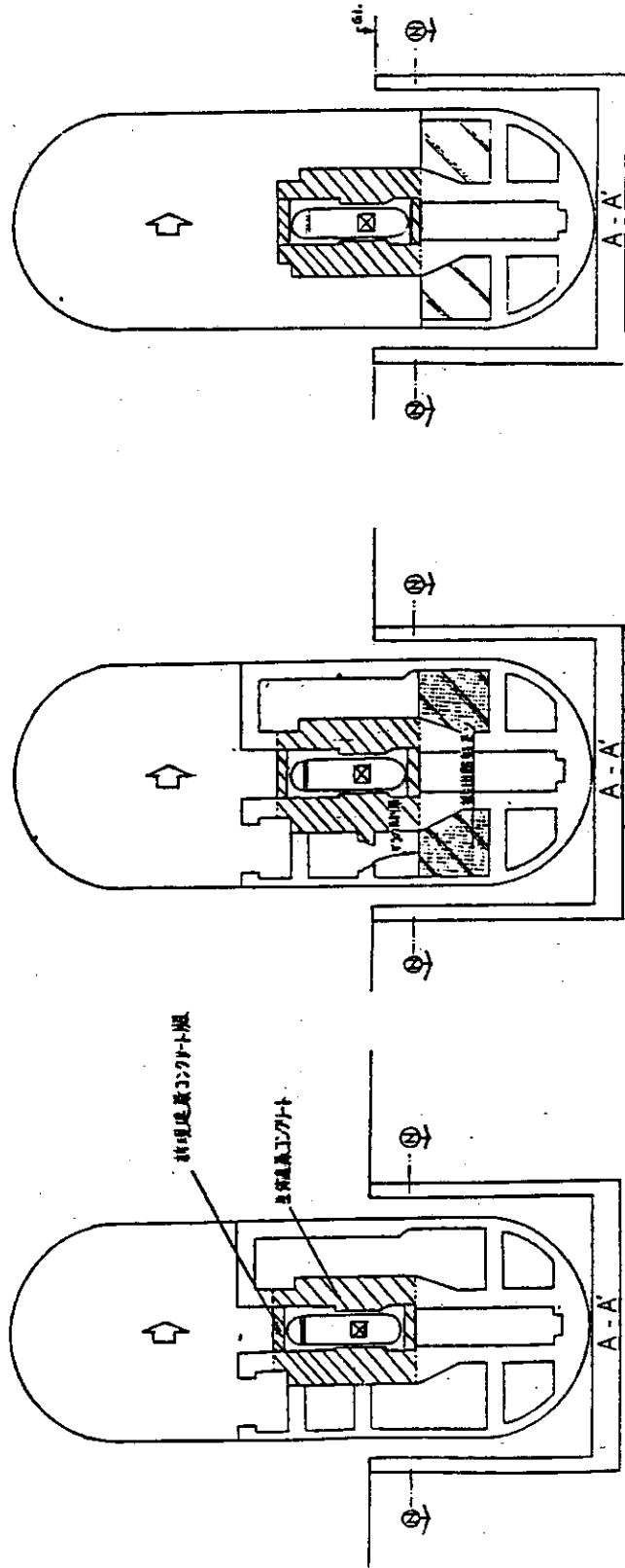
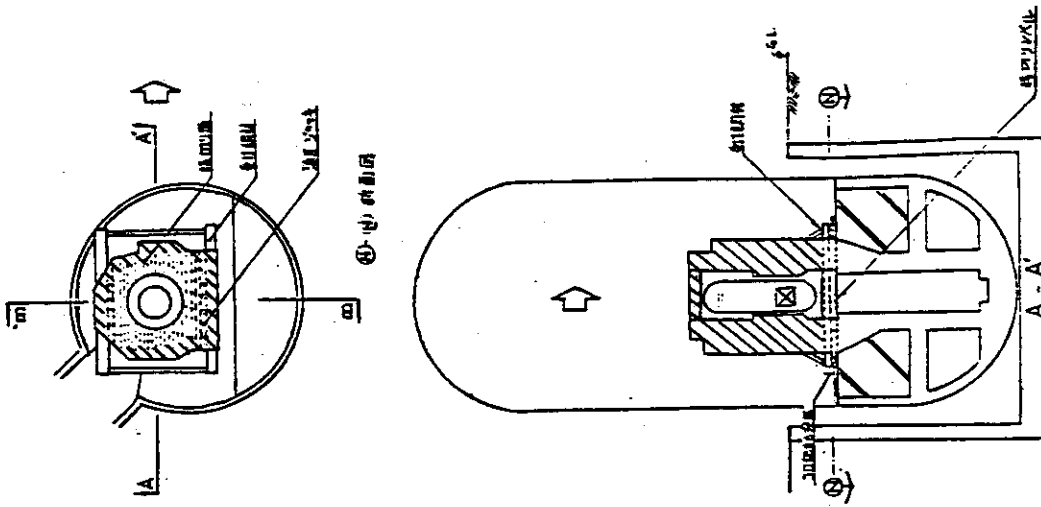


Fig. 5.2.4-1 Conceptual Planning for a Small BWR Reactor Onsite-entombment using the Method of the Reactor Sending to the Outside Porcedure-1

⑥ 連続コアリングにおける下部線切り

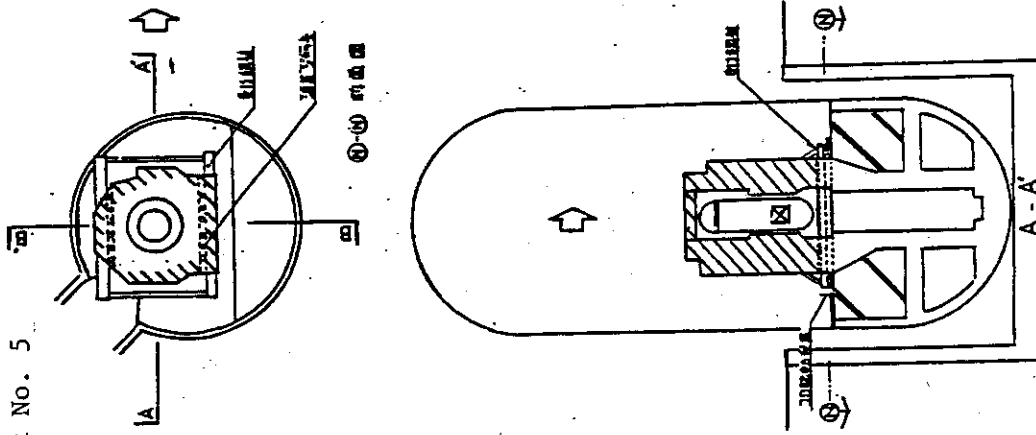
Work No. 6



⑤ コロ軌動装置の取付け

線切時高受用 油圧ポンプ取付け

Work No. 5



④ コロ軌動装置取付部内のコンクリートネグリ取り

Work No. 4

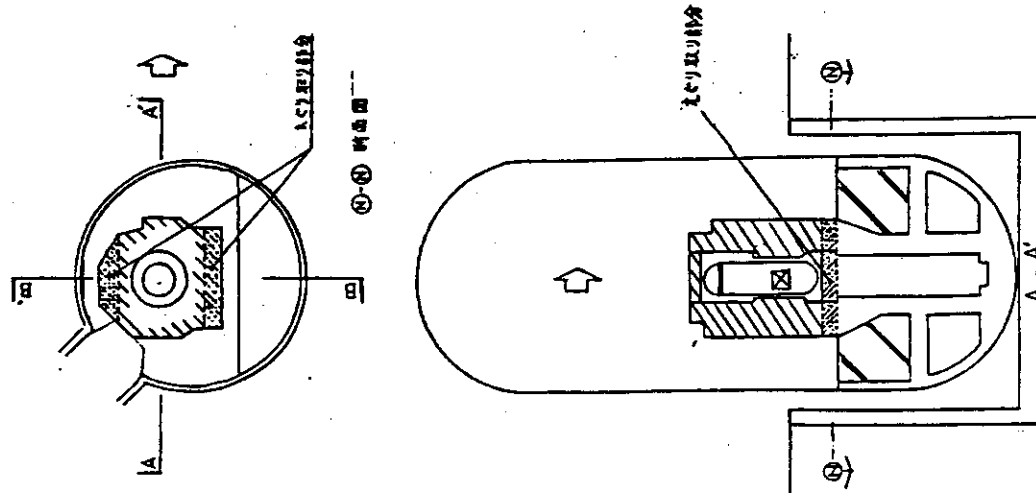
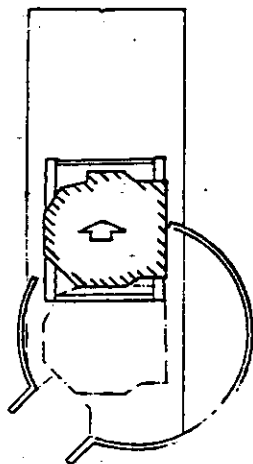


Fig. 5.2.4-2 Procedure-2

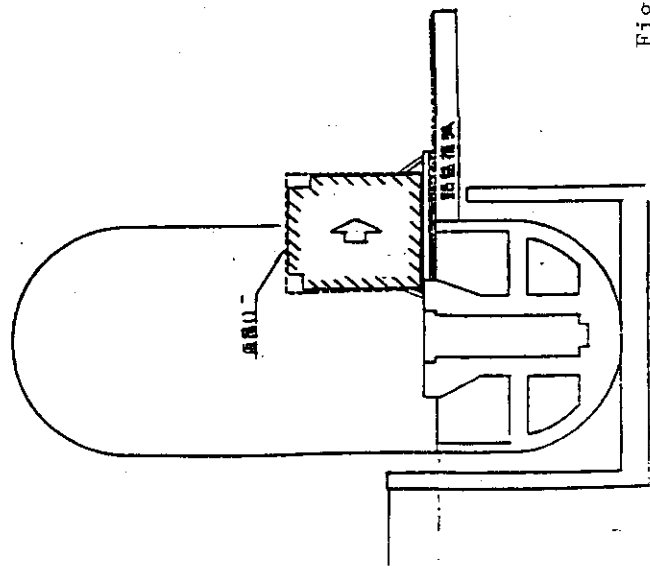
⑦ コロ引きにより搬出

Work No. 7



⑧ サイト内移送

Work No. 8



⑨ 炉内遮蔽隔離

Work No. 9

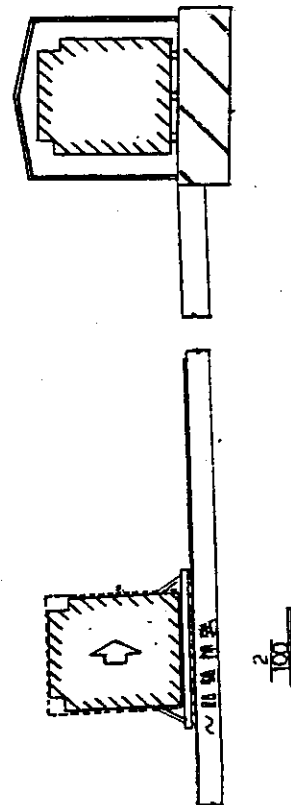


Fig. 5.2.4-3 Procedure-3

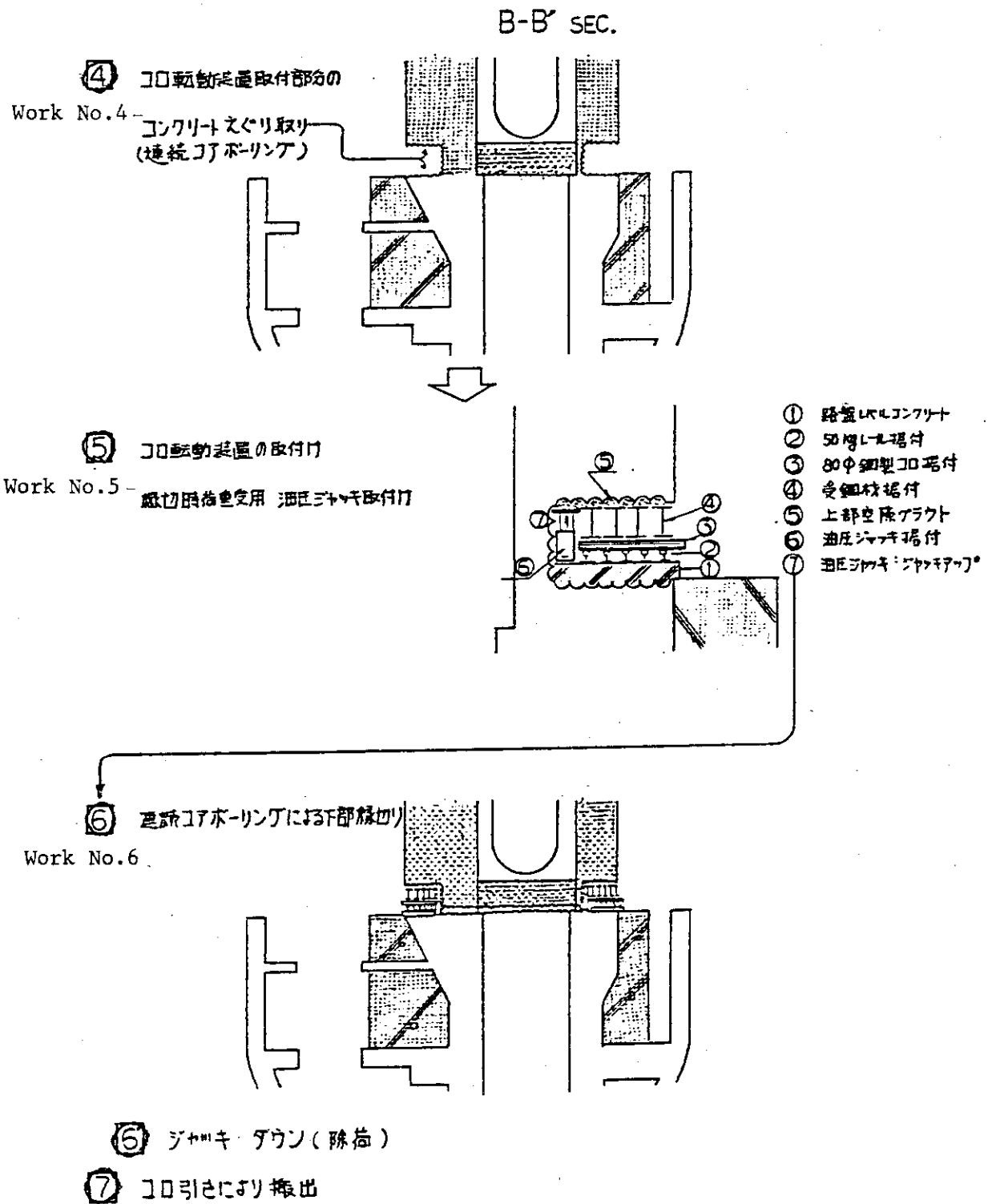
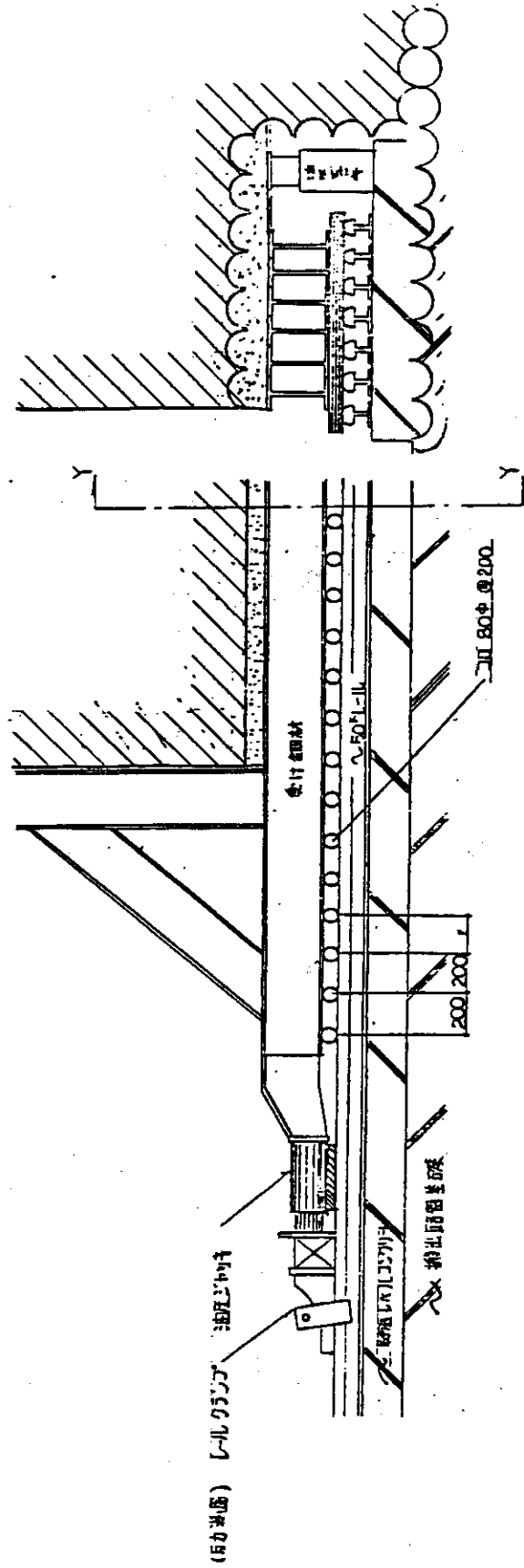


Fig. 5.2.5 Detail of Works No.4, 5, 6



リール転動装置 立面図

Y-Y 断面図

Fig. 5.2.6 Detail of the Shielding Concrete (containing the reactor inside) Moving Using Rollers

5.3 大型BWR への適用の検討

5.3.1 まえがき

5.2で敷地内遮蔽隔離方式を小型BWRへ適用した場合の検討結果について述べた。大型BWRの場合、適用方法は小型BWRの場合と考えを同じとするが、規模、重量など小型BWRに比べ非常に大きいため、その段取は大規模なものとなる。

以下に、敷地内遮蔽隔離方式を大型BWRへ適用した場合の、主として、原子炉圧力容器（以下RPV）、一次生体遮蔽壁（以下RSW）の一括解体の可能性、適用上の問題点、今後の検討課題について示す。

5.3.2 寸法、重量

大型BWRのRPV、RSWの寸法、重量などの諸元を参考までに〔Table 5.3.1〕、〔Table 5.3.2〕に示す。

5.3.3 考えられる解体搬出方法

RPV、RSWを細分割しないで解体搬出する場合、

- ① RPVとRSWをそれぞれ別々に搬出する（単独搬出）。
- ② RPVとRSWを一体化して搬出する（一括化搬出）。

の方法が考えられる。

単独搬出の場合、RPV、RSWにそれぞれ遮蔽体が必要となる。RPVの場合、ある厚さのコンクリート遮蔽体を考慮すれば、その厚みにもよるが結局のところ、単独搬出とはいえ、RPVとRSWを一体化した場合と状況としては同じものとなる。

一括化の場合は、重量的にも水平移動による搬出方法が一般的なものと思われる。

5.3.4 一括化搬出方法

(1) 前提条件

一括化搬出方法を検討するうえで考慮した前提条件を以下に示す。

① 解体手順

RPVは、即時解体の場合と異なり、建屋解体途中まで存在する。

② 一括解体搬出範囲

放射能インベントリ評価によりプラント毎に異なると思われるが、RPV、RSWを包みこみ、許容表面線量率以下となるよう、必要厚さのコンクリートを新規に遮蔽用として打設した範囲とする。マークIの場合の一例を〔Fig. 5.3.1〕に示す。

③ 移送重量

マークI、80万kW級で〔Fig. 5.3.1〕の如く仮定すると、

RPV	560 (トン)
内部構造物	420

RSW	660
コンクリート（遮蔽用+移送用）	3,500
合計	5,140（トン）

④ 建家補強

建家は搬出に際し、前もって補強を施し、耐力的に保証されている。

⑤ 移送方法

コロ転動装置を用いる。コロ移動時の推進の反力は、レールクランプを介して軌条レールから取る。

⑥ 移送用道路

移送先施設まで道路を新設し、道路の巾員、勾配、耐力などは要求に合ったものである。コロ転動装置を使用する場合の勾配は 1/100 以下がのぞましい。

⑦ 埋設施設

一括解体搬出された RPV を封じこめたコンクリート構造物をサイト内に保管するための埋設施設は、要求に合ったものが完備している。

(2) 搬出手順

現有技術の範囲で大型 BWR への適用工法の検討を行った。以下に一括化搬出工法の手順を示す。（〔Fig. 5.3.2〕，〔Fig. 5.3.3〕参照）

- ① RPV と RSW の間にコンクリートを打設し、PCV 内作業の被曝低減をはかる。
- ② PCV 内機器搬出後、RPV，RSW 周りに遮蔽コンクリートを打設する。この場合、プラントにより、RPV 上部の遮蔽コンクリートが PCV 上部の開口部と干渉する場合があります。先行して干渉部を解体する必要があることがある。また、遮蔽上は必要ないが構造上、RPV ベDESTAL 部までを含めてコンクリートを打設する必要があることがある。
- ③ 建家を除染後、建家地上部を解体する。この場合の手順は、上から下へ建家建設時の逆をたどるか、または、屋根、外壁を残し、内部壁、床を先行解体し、RPV 搬出直前に屋根、外壁を解体するかのどちらかになると思われる。いずれにせよ、建家解体中の RPV を封じこめたコンクリート構造物に対して何らかの配慮が必要となる。
- ④ 地上部建家解体後、一括解体搬出段取を開始する。搬出路盤基礎を PCV 内、建家内にコンクリート、砂、鉄骨などで構築する。この場合、解体コンクリートガラを有効に利用することも考えられる。
- ⑤ 移送の際の安定性を向上させるために、根巻き床版コンクリートを打設する。この際、床版コンクリート打設に対する支保工として、コロ転動装置をセットし、これを支保工がわりにすることも可能と思われる。
根巻き床版コンクリートは、遮蔽コンクリート、RPV ベDESTAL と一体となるよう考慮しなければならない。
- ⑥ RPV ベDESTAL 部にコロ転動装置をセットするために、ベDESTAL 部コンクリートをダイヤモンドドリルなどを用いて連続した孔をあけてえぐり取る。（〔Fig. 5.2.5〕の ⑤参照）
- ⑦ コロ転動装置を用いて、コロ引きにより原子炉建家外へ搬出移送する。コロ引きの場合、

1/100 勾配で鉛直荷重の3～5%の水平力で移送することが可能である。

5.3.5 問題点

一括化搬出方法における問題点を以下に示す。

① 機器，建家解体手順

今回の検討では，RPVが最後となる手順であるが，他の機器，配管の撤去時期とも合せ，見直しが必要と思われる。

② 解体中の重要施設に対するクライテリア

運転時の設計クライテリアは，機器，配管，建家とも非常に厳しい。今回の検討の場合，RPVが運転中の状態と異なり，スタピライザーもなく独立に存在している期間が長い。したがって，耐震などを含め，解体中の機器，施設に対するクライテリアをどうするか見直しが必要と思われる。

③ 一括搬出の水平移動

今回の検討の如く，建家を解体してしまうか，引出す方向の建家と相当な範囲にわたり解体しないと水平移動は不可能である。

上記の解決策として，今後の検討を待たなければならないが，もし大型機械化が可能であるとして，適用工法手順案を以下に示す。（〔Fig. 5.3.4〕参照）

- イ． RPV，RSWまわりに遮蔽コンクリート打設。
- ロ． 建家除染後，屋根，外壁を残し，内部床，壁を解体
- ハ． RPVを搬出出来る高さまで建家を解体後，外壁に仮設開口部を設け，大型機械（ジンプール，リフティングデバイスなど）を組立て，搬出のための段取を行う。
- ニ． RPVペDESTAL上部コンクリートをダイヤモンドドリルなどにより連続した孔をあけ，躯体との切離しを行う。
- ホ． リフティングデバイスなどにより，上方へ揚重ののち水平移動し，RPVを横にしたのち，コロ引きにより建家外へ搬出。
- ヘ． 屋根，外壁を解体する。

④ ガンマ線による発熱

大型炉の場合は，封じ込める放射エネルギーに及び，ガンマ熱による影響が無視し得ない熱源となっていることから，この観点からの評価，対策が必要であろう。

原研の試算によると，約20kWの発熱となり，約55℃の温度となることが想定されている。

上記に対する対策の一方法を下記に示す。

- イ． 作業が可能であればRPVに断熱材を吹付け，または貼付ける。
- ロ． RSWの鉄骨を上方へ延長し，外側に鉄板を取り付け，その内部にコンクリートを打設する。この場合のコンクリートは，多少熱による影響を受けてもよい遮蔽のみに寄与するコンクリートと考える。
- ハ． RSWの外側のコンクリートは，鉄筋コンクリートとし，構造躯体と考える。この場合，内部コンクリートとは縁を切るために，RSWの鉄板に断熱材を取付ける。

上記対策案の概要を〔Fig. 5.3.5〕に示す。

5.3.6 今後の検討課題

大型BWRでの一括解体搬出の可能性につき、主に搬出上の技術的な面にのみ着目して検討を加えたが、今回の検討を通じて得られた今後の検討課題を以下に示す。

① コスト、工期などを含めた技術面、経済性など全体的な検討。

② 最適解体シーケンスの検討

敷地内遮蔽隔離方式を採用する場合の機器、配管、建家の最適な解体シーケンスを検討する必要がある。

③ 大型機械の開発

ジンボール、リフティングデバイスなど大型機械の開発により、一括解体搬出方法も異った考えが生まれると思われる。

④ 建家強度上の検討

建家の屋根、外壁を残して内部を先行解体する解体手順を採用する場合、建家の強度上の検討が必要である。

⑤ 既存の発電所における遮蔽隔離方式の可能性の検討。

既存の発電所の場合、敷地内遮蔽隔離方式を想定した配置計画がなされていないため、本方式を採用する時には、埋施設設置の可能性及び埋施設までの移送ルートの可能性を検討する必要がある。

⑥ ガンマ熱による発熱の対策

一括解体搬出は、コンクリートに遮蔽及び構造強度上の機能を期待しているため、この発熱によるコンクリートへの影響を考慮し、十分な対策を講ずる必要がある。

Table 5.3.1 Dimension and Weight of RPV

出力	内径	内高	重量	備考
50万kW級	4.7 m	20.2 m	390 トン	マーク I
80万kW級	5.6	21.1	560	マーク I
110万kW級	6.4	22.1	730	マーク II

Table 5.3.2 Dimension and Weight of RSW

出力	内径(D)	厚さ(t)	高さ(h)	重量	備考
50万kW級	5.692m	0.783 m	13.0m	640 トン	マーク I
80万kW級	6.674	0.669	13.8	660	マーク I
110万kW級	7.876	0.608	14.6	730	マーク II
110万kW級	8.648	0.608	14.6	940	マーク II改

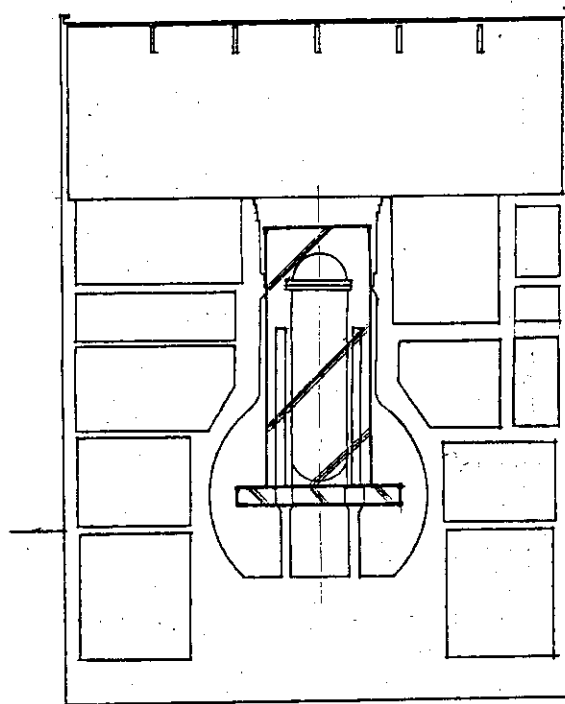
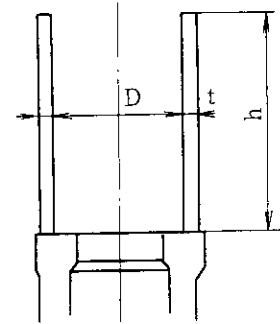


Fig. 5.3.1 Transportation for Intact RPV Component

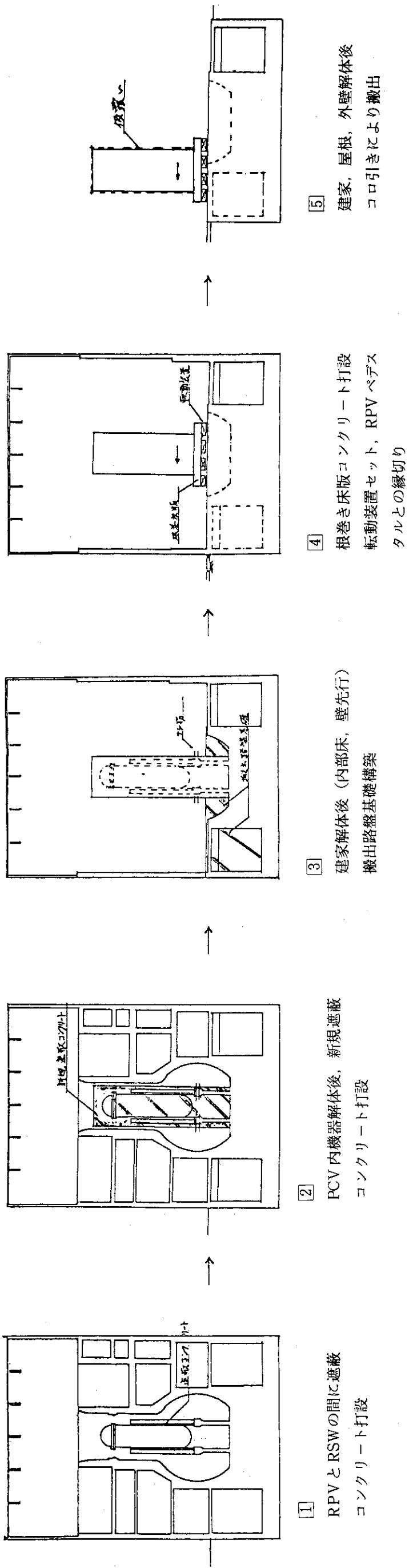


Fig. 5.3.2 Sequence of Transportation for Intact RPV Component

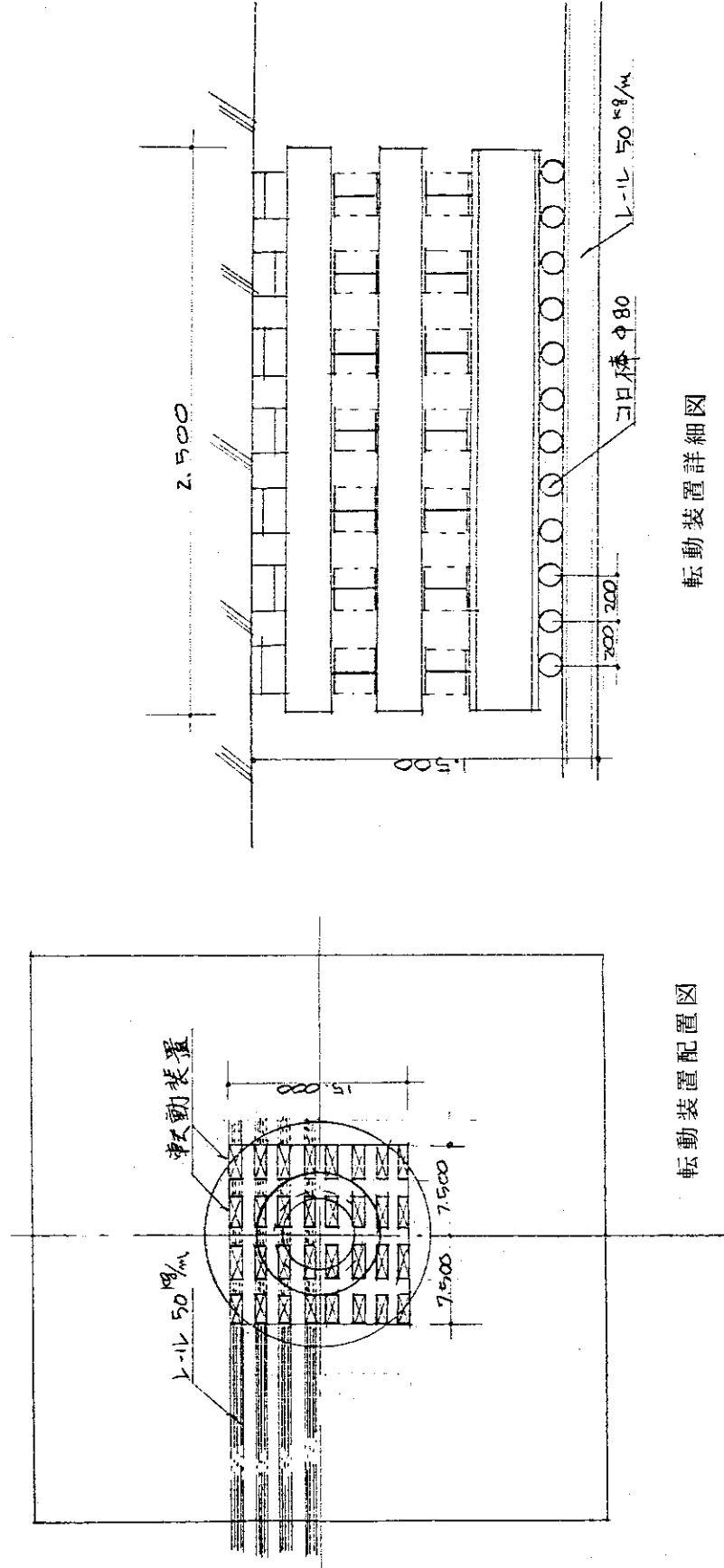
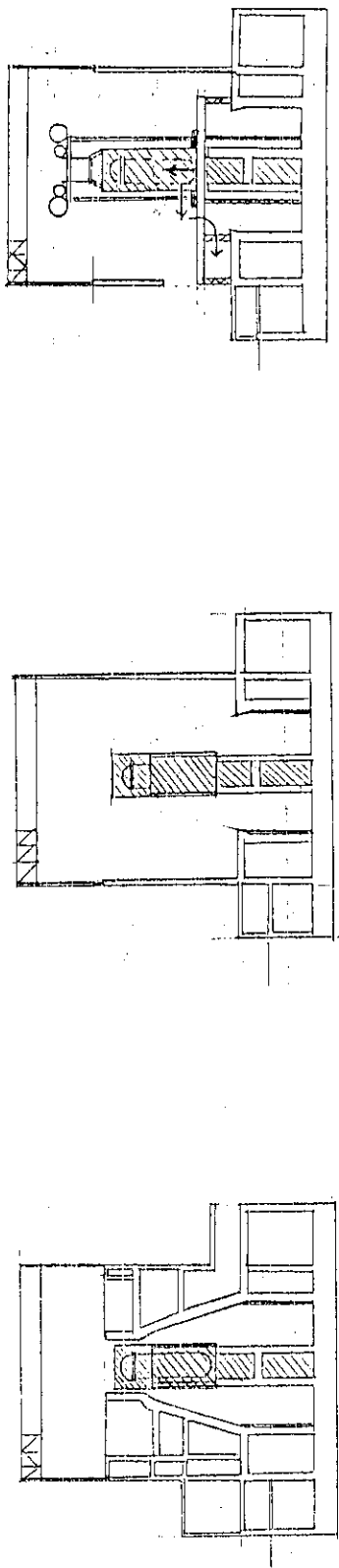


Fig. 5.3.3 Transportation by Roller Method (Example)



1. 機器解体・撤去RPV遮蔽

2. 内部床、壁解体

3. RPV一括搬去段取後
RPV搬出

Fig. 5.3.4 Transportation for Intact RPV Component (Alternate plan)

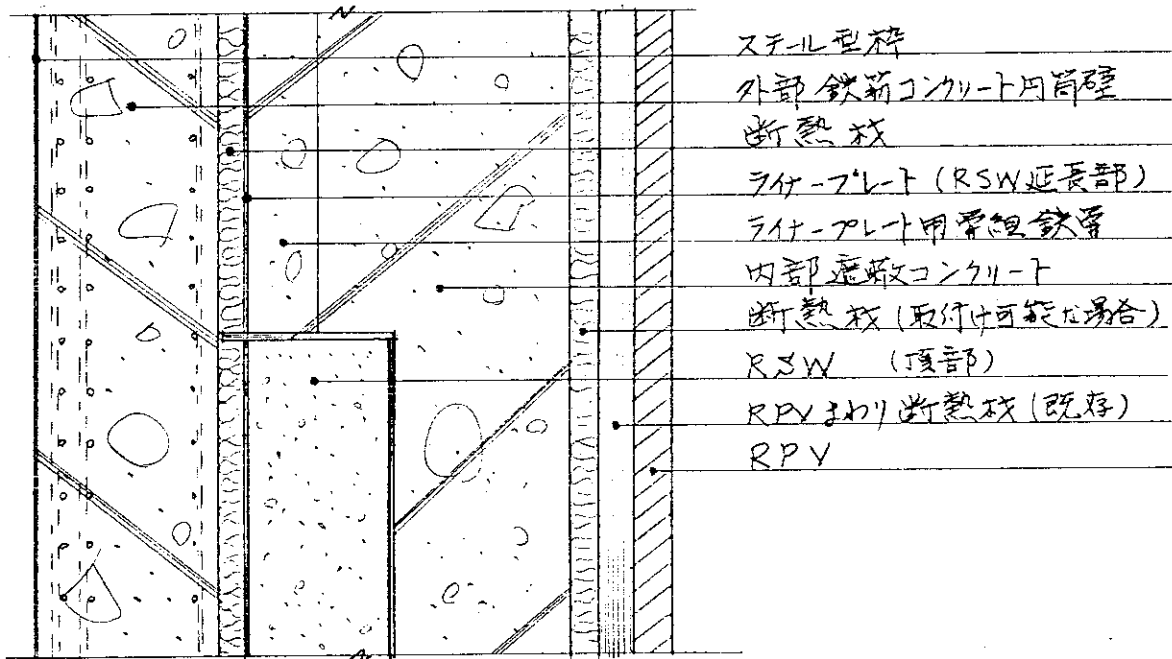
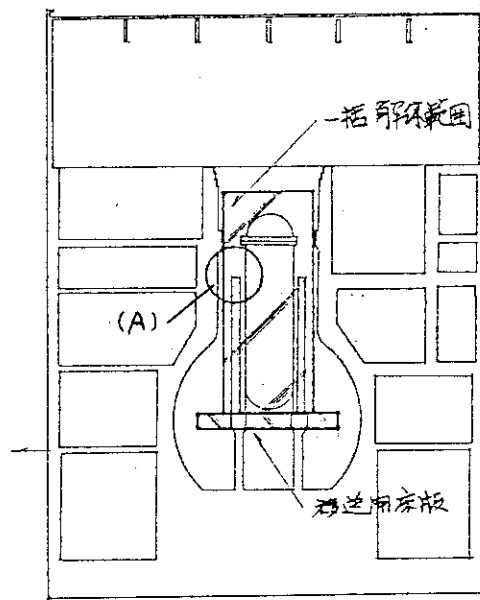


Fig. 5.3.5 Detailed Example of Shielding Concrete Portion (A)

5.4 貯蔵埋設施設の耐久性について

5.4.1 貯蔵埋設施設の検討

敷地内遮蔽隔離において、原子炉施設から一括解体、撤去された放射性廃棄物を長期間にわたって安全に保管するための埋設施設の形態としては、一般に全地下式、半地下式、山腹トンネル式などが考えられるが、このような形態の選定にあたっては、埋設施設の機能的条件やサイトの自然、環境条件を十分考慮したうえで、その形態を決める必要がある。

一般に埋設施設を計画するにあたり、主として考慮すべき事項としては次のものがある。

- (1) 放射性廃棄物を長期間（約200年）安全に保管できるような耐久的な構造物とする。
- (2) 重量物の搬入、格納などが安全かつ経済的に行えるようにする。
- (3) 施設の監視・警備が確実にできるものとする。
- (4) 施設の健全性の診断および必要に応じて適切な補修・補強が容易に行えるよう配慮する。

上記の事項のうち、特に貯蔵埋設施設において最も大きな問題と考えられる埋設施設の耐久性について以下に主として述べる。

5.4.2 貯蔵埋設施設の耐久性

a. コンクリートの耐久性について¹⁾²⁾

コンクリート構造物の歴史は古く、古代ローマ時代にまで遡ることができるが、今日一般に用いられているポルトランドセメント（1824年 Joseph Aspdin による発明）を用いたコンクリート構造物の歴史は、約160年程度にすぎない。また、鉄筋コンクリート構造物の歴史を Joseph Monier の特許をもって始まりとすると、現時点では世界的にみても約100年程度以上の鉄筋コンクリート構造物は存在しないことになるが、厳密には未だコンクリート構造物の寿命がどの程度あるかについて確認されていない。（Table 5.4.1 参照）

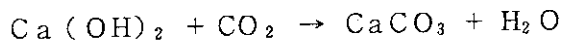
一般に、コンクリート構造物の耐久性は半永久的と考えられ、事実その寿命はきわめて長いものである。しかし、材料、設計、施工、環境条件が悪い場合には意外に短命に終わる場合があることが知られている。したがって、耐久的なコンクリート構造物をつくる場合には、これらの全てにわたって十分な注意と検討が必要であるが、まず第一に耐久的なコンクリート構造物とするためには、少なくともその構造材料であるコンクリート自体が耐久的である必要がある。

コンクリートの耐久性に影響をおよぼす要因としては、一般に Fig. 5.4.1 に示すように各種のものがあるが、¹⁾これらの要因のうちで外力、熱などについては、主として設計段階で十分考慮する必要があるもので、外力については(b)で、熱、特に遮蔽隔離時のガンマーヒートについては次の5.5で詳しく述べるので、ここでは主として貯蔵埋設施設の耐久性に影響をおよぼすと考えられる腐食要因とコンクリートの凍結融解（凍害）について述べる。

(1) 中性化³⁾

一般に、コンクリートはセメントの水和により生ずる水酸化カルシウムなどのために強いアルカリ性（pH 12～13）を呈しており、その結果コンクリート中の鉄筋は、このアルカリにより保護（不動態被膜を形成）されている。しかし、このコンクリートが長い間空気中にあると表面から空気中の炭酸ガスの作用を受け、徐々に炭酸カルシウムになってゆく。このように、

コンクリート中のアルカリが失われる現象を中性化という。



コンクリートが中性化するとアルカリ環境下の場合と異なり、コンクリート中の鉄筋に対する防錆力が失われるので、もしこの鉄筋に水や空気（酸素）の供給があると腐食が生ずる。鉄筋が腐食すると錆の体積は約2.5倍となり、その体積膨張によってコンクリート表面にひびわれを生じたり、かぶりコンクリート剥離したりする。するとその部分からますます水や空気の浸入が激しくなり、鉄筋の腐食が促進されることになる。(Fig. 5.4.2 参照)

以上のようにコンクリートの中性化は鉄筋コンクリート構造物の耐久性にきわめて大きな影響をおよぼすと言え、したがって、鉄筋コンクリート構造物ではコンクリートの中性化が内部鉄筋の位置まで進行した時をもって耐用限界であるという考え方もある。²⁾

コンクリートの中性化の程度は、コンクリートをはつり取った断面に1%フェノールフタレインアルコール溶液を噴霧器などで吹きかけると、中性化部分は変色せずアルカリが存在している部分は赤変することから、容易に調べることができる。

なお、中性化深さを計算する式²⁾³⁾もいくつか提案されているが、これらの式を遮蔽隔離のような長期材令のものにそのまま適用するには問題があろう。

コンクリートの中性化に対する対策としては、アルカリ度の高いセメントを用い、透気性の小さい良質な骨材を使用するほか、表面活性剤（混和剤）などを用いて、コンクリートの水セメント比をできるだけ小さくし、密実なコンクリートを入念に締固め、十分養生を行い、ひびわれやすなどの欠陥のない良質なコンクリートをつくる。その他、かぶり厚さを大きくし、必要ならば表面処理（仕上げ）などを行い、炭酸ガスの浸透をなるべく防ぐようにすることが望ましい。

(2) 凍結融解（凍害）⁶⁾

コンクリートの凍結融解（凍害）とは、コンクリート中の水分が凍結する際にその凍結膨張（約9%）に見合う水分がコンクリート中を移動しようとして、その際に生ずる水圧によりコンクリートが破壊され、この凍結と融解の繰返しによりコンクリートにひびわれが発生したり、表層のコンクリートが剥離したりして、表層に近い部分から次第にコンクリートが劣化してゆく現象をいう。⁴⁾⁵⁾

貯蔵施設が上記のような凍結融解作用を受ける恐れがある場合、すなわち、コンクリートに水が供給され、その水が凍結、融解し、しかもそれが数多く繰返されるような場所に貯蔵施設を設置しなければならない場合には、これが耐久性に対して厳しい環境条件になるので、何らかの対策を講ずる必要がある。

コンクリートの凍結融解作用による劣化を防止する対策としては、良質なセメントや骨材を用い、水の凍結膨張を伴う移動水圧の緩和のために適正量の空気（3～6%）を連行させたAEコンクリート（Air Entrained Concrete）とし、できるだけ単位水量、水セメント比を小さくし、コンクリートにひびわれ、その他の欠陥が生じないような施工をする必要がある。その他凍害を受ける恐れがある場所に貯蔵施設を建設する場合には、構造物の温度変化の低減、コンクリートのひびわれ防止ならびに防水、排水を考慮した設計とする必要がある。⁶⁾

(Fig. 5.4.3 参照)⁶⁾

(3) 化学的作用⁷⁾

一般に、有機酸に比べて硫酸、塩酸、硝酸などの無機酸は、セメント水和物中の水酸化カルシウム、珪酸、アルミナなどを溶解するので、コンクリートを激しく侵食し、崩壊させ、その耐久性を著しく低下させる。

このような侵食性物質に対してコンクリートの耐久性を増大させるためには、コンクリートをまず水密なものとするほか、コンクリートの表面を耐食性の大きな材料で保護するなどの対策をとる必要がある。¹⁰⁾

ナトリウム、マグネシウムおよびカルシウムなどの硫酸塩は、セメント中の水酸化カルシウムおよびアルミン酸カルシウムと反応して多くの結晶水をもつカルシウムサルフォアルミネート（セメントバチルス）を形成し、著しく膨張してコンクリートを破壊させる。したがって、埋設構造物が硫酸塩などを含む地下水や海水の影響を受ける場合には、コンクリートが損傷を受ける恐れがある。これは特に、セメント中のアリット（ C_3A ）が多いセメントにおいてその傾向が著しいので、用いるセメントは中庸熟セメントやスラグの含有量の多い高炉セメント、ポゾラン質原料の多いシリカセメント、あるいはフライアッシュセメントなどの混合セメントが望ましく、かぶり厚さはできるだけ大きくするなどして鉄筋を十分保護し、コンクリートは水セメント比をできるだけ小さくし、入念な施工を行い水密性の高いコンクリートとする必要がある。

(4) 電食^{7) 10)}

無筋コンクリートでは、直流や交流によって害を受けないが、鉄筋コンクリートでは高圧の直流が鉄筋からコンクリートに向かって流れると鉄筋が酸化して錆び、体積が膨張してひびわれを生ずる。この場合、コンクリートが塩化カルシウムなどの塩類を含むときはその害は激しい。逆に、コンクリートから鉄筋に電流が流れると、鉄筋に近いコンクリートが軟化して付着強度を低下させる。コンクリートが乾燥している時は、電流はきわめて通りやすく、電食による被害も少ない。したがって、貯蔵埋設施設においては、このような電流（迷走電流）が流れないようにし、特に鉄筋と電圧をもつ金属体などは必ず絶縁するなどの措置をとる必要がある。

b. 耐久的な貯蔵埋設施設について

原子炉施設から一括解体、撤去された放射性廃棄物を長期間にわたって安全に保管するためには、その貯蔵埋設施設が耐久的につくられている必要がある。ここでは、今まで述べてきた事をもとに耐久的な貯蔵埋設施設を建設するにあたり注意あるいは考慮すべき事項について述べる。

(1) 材料

耐久的な埋設施設をつくるためには、まず少なくともその構造材料であるコンクリートが耐久的でなければならないが、耐久的なコンクリートをつくるためには、良質なセメント、骨材、混和材料を用い、有害なものは含まないようにし、施工の許す範囲内で水セメント比、単位水量を少なくし、かつ適当量の空気を連行させたAEコンクリートとする必要がある。

我が国の原子力発電所はすべて海岸近くに立地しているが、貯蔵埋設施設をこのような海岸近くに設ける場合などで、特に塩分の影響を受ける恐れがある場合には、上記の事項のほか鉄筋のかぶりを大きくしたり、必要に応じて亜鉛メッキ鉄筋、エポキシコーティング鉄筋など

の防錆上有効な鉄筋などを用いたり、あるいはコンクリートの表面処理などをする必要がある。

近年、我が国では建設工事量の増大に伴う骨材の大量需要に加えて、自然環境保全などの立場からの骨材採取規制の強化により、従来のような良質な河川産の骨材が少なくなりつつある。特に関西以西では細骨材として海砂が使用されるようになってきているが、この海砂中に含まれる塩素イオンは鋼材表面のアルカリ保護膜（不動態被膜）を局部的に破壊するので、鋼材の腐食を促進し、したがって、コンクリート構造物の耐久性を低下させるため、海砂を細骨材として使用する場合には日本建築学会鉄筋コンクリート工事標準仕様書（JASS 5）¹¹⁾や土木学会コンクリート標準示方書¹²⁾などに規定されている塩分許容値や防錆上の対策を考慮して使用する必要がある。

(2) 施工

コンクリートの施工にあたっては、コンクリートの打込み、締固め、養生、打継目の処理などを十分入念に行い、コンクリートにひびわれやすなどの欠陥をつくらないようにする必要がある。このようなことは、コンクリートを施工する場合の一般原則であるが、耐久的な埋設施設をつくる場合には特に重要である。

(3) 設計

耐久的な貯蔵埋設施設をつくるためには、まず基礎が堅固で不等沈下などを起こすことのないように、安定した岩盤に直接基礎を設けることが望ましく、特にサイトの地質から岩盤までが深い場合にはケーソン基礎などを考慮する必要がある。

通常の場合、原子力発電所のサイトは地震、地質、地盤などが最もよい条件のところ設定されているが、貯蔵埋設施設の設計に際しては、サイトに対して考えられる最強地震においても構造上安全な耐震設計を行う必要がある。

その他、設計に際しては自然、環境条件、例えば大気、水（流水、漏水、帯水など）、塩分、電食、化学作用、凍結融解作用、熱（温度）などを十分考慮し、構造形式などを決める必要がある。また必要に応じてそれに対する対策をあらかじめ講じておく必要がある。

貯蔵埋設施設においては特に放射性物質の漏洩防止という観点から、設計に際しては防水（内防水、外防水）についても十分検討する必要がある。例えば構造物に大きな水圧がかかる場合には、なるべくその圧力が低くなるようにするほか、外壁の水圧を受ける面には入念な防水工を施工し、また内壁面には被覆材を塗布するなどの措置を講ずることが望ましい。もちろん、コンクリートのひびわれなどは、放射性物質漏洩防止上好ましくないばかりでなく、埋設施設の耐久性を著しく損う原因となるので、設計に際しては、配筋、鉄筋の許容応力度、伸縮継目、打継目などを十分検討して、ひびわれが発生しないように配慮する必要がある。

(4) 維持・管理

コンクリートは一般に他の材料に比較して耐久性に優れているといえる。しかし、長い年月の経過によって徐々に変質、劣化することは避けられない。

コンクリートのひびわれは、(3)で述べたように耐久性に悪影響を及ぼすばかりでなく、放射性物質漏洩の原因ともなるのでこれを防止する必要があるが、一般にコンクリート構造物におけるひびわれの発生要因は多岐にわたっており、またコンクリートの特性からもひびわれを完

全に防止することは難しいといえる。

したがって、耐久的な埋設施設とするためには、定期的にコンクリートの強度、中性化の程度、鉄筋の腐食程度、ひびわれの有無などを調査したり、コアを採取し、分析したり、放射性物質漏洩の可能性の有無などについて調査を行うなどして、その維持・管理に努める必要がある。⁸⁾ もし、この調査の結果異状が認められた場合には、なるべく早いうちにこれを補修・補強するなどの措置を講ずる必要がある。⁹⁾ なお、そのためには、埋設施設の設計に際しては、これらの定期点検、補修、補強工事などが容易に行えるようにしておく必要がある。

(Table 5.4.2 参照)

以上述べてきた材料、設計、施工の事柄を与えられた環境条件に対して十分考慮し、その維持・管理に努めれば十分耐久的な貯蔵埋設施設とすることができると考えられる。

参考文献

- 1) セメントコンクリート No 308, 1972. 10 セメント協会
- 2) コンクリート工学 Vol. 15, 1977. 9 日本コンクリート工学協会
- 3) 岸谷孝一 : 鉄筋コンクリート耐久性 鹿島建設技術研究所出版部 (昭38. 2. 15)
- 4) T. C. Powers, A Working Hypothesis for Further Studies of Frost Resistance of Concrete, J. of ACI, 1944. 2
- 5) T. C. Powers, The Air Requirement of Frost-Resistant Concrete, Proc. Highway Research Board Vol. 29, 1949
- 6) コンクリート便覧, 日本コンクリート工学協会編, 技報堂
- 7) コンクリート技術の要点 '80, 日本コンクリート工学協会
- 8) 海洋コンクリート構造物の防食指針 (案), 日本コンクリート工学協会
- 9) コンクリートのひびわれ調査・補修指針, 日本コンクリート工学協会
- 10) コンクリート工学ハンドブック, 朝倉書店
- 11) JASS 5 鉄筋コンクリート工事標準仕様書, 日本建築学会
- 12) コンクリート標準示方書, 土木学会

Table 5.4.1 History of Concrete

ローマ時代	コロシラムの壁体などのコンクリート構造物建造 (広義のセメント使用)
1824 年	Joseph Aspdin (英) ポルトランドセメント発明
1867 年	Joseph Monier (仏) 鉄筋コンクリート発明
1875 年	日本でポルトランドセメント製造開始
1903 年	日本初の鉄筋コンクリート構造物建造 (京都山科琵琶湖疎水運河 RC 橋 現存)

Table 5.4.2 Materials to be used in Various Repair Methods

	補 修 材 料		補 修 目 的
表面処理工法	ひびわれの動きが比較的大きい場合	ポリウレタン, ポリサルファイド, シリコン	美 観 耐 久 性
	ひびわれの動きが比較的小さい場合	エポキシ系材料, ポリマーセメント, アスファルト, セメントモルタル	
充てん工法	ひびわれの動きが比較的大きい場合	ポリウレタン, ポリサルファイド, シリコン	耐 久 性 防 水 性
	ひびわれの動きが比較的小さい場合	エポキシ系材料, セメントモルタル, アスファルト, 鉛コーキング, ポリマーセメント	
法入工法	ひびわれの動きが比較的大きい場合	ポリウレタン, ゴムアスファルト	耐 久 性 防 水 性
	ひびわれの動きが比較的小さい場合	エポキシ, ポリエステル, ポリマーセメント, セメントペースト, セメントモルタル (フライアッシュ, 膨張材の混入も含む), ポリマーセメントモルタル,	
鋼製アンカー, プレストレスを用いる工法など	アンカー用棒鋼 (ステンレス, 普通鋼材, カスガイなど), PC 鋼棒, エポキシ ^{*1} , ポリエステル ^{*2} , ポリマーセメント ^{*2} , 鋼板, 通常のコンクリートおよび鉄筋		構 造 耐 力 (補 強 も 含 む)

(注) *1 流込み材または貼付け材として用いる。

*2 流込み材として用いる。

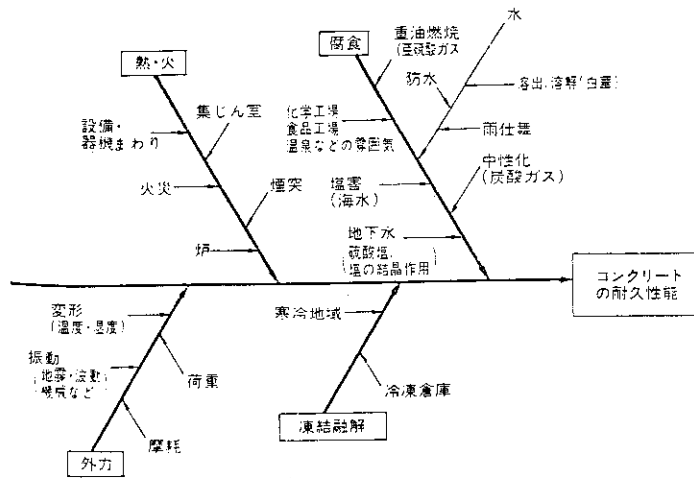


Fig. 5.4.1 Factors Governing Durability of Concrete

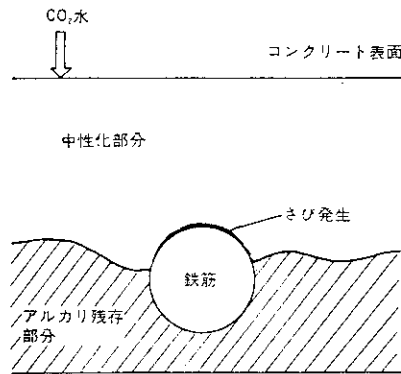


Fig. 5.4.2 Rusting of Reinforcing Steel Caused by Carbonation of Concrete

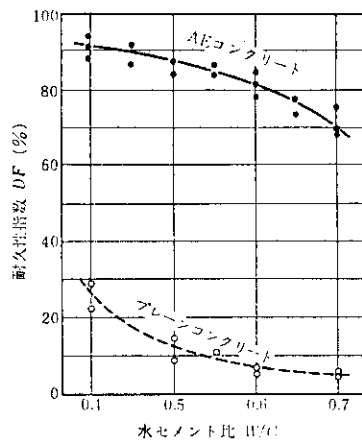


Fig. 5.4.3 Relation between W/C Ratio and Resistance to Freezing and Thawing

5.5 遮蔽隔離時の熱的検討

5.5.1 ガンマー熱

110万kw 電気出力の標準的なBWRを最終的に原子炉停止した時点における放射性核種のインベントリーは、炉心シュラウドのステンレス鋼にほぼ95%が含まれ、その量は約630万Ciとされる¹⁾。主要核種は⁵¹Cr, ⁵⁵Fe, ⁶⁰Coで占める割合は各々51%, 32%, 12%である。この核種のうち⁵¹Crは半減期が28dと短いので、敷地内遮蔽隔離の対象から除くことができる。⁵⁵Feは内部変換による制動放射によって放射線を放出するが、そのエネルギーは0.22 Mevであり、半減期は約2.6yである。⁶⁰Coは半減期が約5.2yで、放出する γ 線は1.17 Mev及び1.33 Mevの2本である。この両核種から放出される γ 線は遮蔽コンクリート内で光子エネルギーを熱エネルギーに変換して消滅していく。この変換が完全に行われるとすると遮蔽コンクリート内で発生する熱エネルギーは表1に示されるように13.2 kWである。Trojan発電所の例であると⁶⁰Coは炉停止直後で10~20%の割合であるといわれ、この数値を用いると大きい方で約20 kWである。このような結果からガンマー熱による発熱量は20 kWとして計算してよいであろう。

表1 遮蔽コンクリート中で発生するガンマー熱

核種	γ エネルギー	割合(%)	キュリー数(Ci)	発熱量(kW)
⁵⁵ Fe	EC(0.22 Mev)	32	2.0×10^6	2.5
⁶⁰ Co	1.17 Mev	12	0.74×10^6	10.7
	1.33 Mev			
合計				13.2

$$\text{発熱量} = (\text{光子エネルギー})_{\text{ev}} \times \text{崩壊数}_{\text{dps}} \times K$$

$$K = 1.6 \times 10^{-19} \text{ J/ev}$$

5.5.2 コンクリート円筒体の内外面の温度

5.3の「大型BWRへの適用の検討」より、Mark-I 80万kWのRPVとRSWの一括解体の形状はFig. 5.3.1に示す通りであるが、これをFig. 5.5.1のごときコンクリート円筒として、この中に発熱線源が密封され熱は全てこの範囲で水平方向にのみ流れるとしてコンクリート円筒体の内外面の温度を計算する。

ここで、円筒内径はRSWの内径

円筒外径は遮蔽コンクリートの外径

1) NUREG/CR-0672

円筒高さはRPVの高さ、とした。

円筒内、外面の温度差 ΔT_1 は

$$\Delta T_1 = \frac{Q/H}{2\pi\lambda} \ln \frac{D_0}{D_1}$$

ここで、

$$Q = \text{熱量} : 20 \text{ kW} = 1.7 \times 10^4 \text{ Kcal/h}$$

$$D_0 = \text{外径} : 10 \text{ m}$$

$$D_1 = \text{内径} : 6.7 \text{ m}$$

$$H = \text{高さ} : 21 \text{ m}$$

$$\lambda = \text{コンクリート熱伝導率} : 1.6 \text{ Kcal/m} \cdot \text{h} \cdot \text{°C}^{1) 2)}$$

$$\Delta T_1 = \frac{1.7 \times 10^4}{2 \times \pi \times 1.6 \times 21} \ln 1.49$$

$$\doteq 32 \text{ °C}$$

内筒外面と外気との温度差 ΔT_2 は

$$\Delta T_2 = \frac{Q}{D_0 \pi \times h \times \alpha}$$

ここで、

$$Q = \text{熱量} : 7.5 \times 10^4 \text{ Kcal/m} \cdot \text{h} \cdot \text{°C}$$

$$D_0 = \text{外径} : 10 \text{ m}$$

$$h = \text{高さ} : 21 \text{ m}$$

$$\alpha = \text{コンクリート空気の熱伝達率} ; 10 \text{ Kcal/m}^2 \text{ h } \text{°C}$$

$$\Delta T_2 = \frac{1.7 \times 10^4}{10 \times \pi \times 21 \times 10} \doteq 3 \text{ °C}$$

外気温度を 20 °C とすると上記計算より

$$\text{円筒外面温度} = 23 \text{ °C}$$

$$\text{円筒内面温度} = 55 \text{ °C} \text{ となる。}$$

5.5.3 高温時のコンクリートの性状

1) 圧縮強度、弾性係数

コンクリートが加熱されると骨材とセメントペーストとの熱膨張の相異による組織の弛緩、自由水および水和物の脱水や分解その他物理的、化学的変化により強度が低下し、特に弾性の低下が著しい。また加熱によるそれらの低下は温度が高いほど大きい。Fig. 5.5.2³⁾, Fig. 5.5.3⁴⁾ に高温時の圧縮強度、弾性係数の残存率を示す。200 °C 程度の高温時における耐熱天然骨材とし

ては安山岩が最もすぐれており、つづいて蛇紋岩、川砂利（砂岩）がすぐれている。

2) 熱伝導率

コンクリートの熱伝導率は骨材の品質、単位骨材量により左右された熱伝導率の高い骨材を用いるほど、また同一の骨材のときはその単位骨材量が大きいほど高い熱伝導率のコンクリートが得られる。

各種骨材を用いたコンクリートの熱伝導率の一例を次に示す¹⁾。

安山岩コンクリート、玄武岩コンクリート 1.6～2.0 Kcal/mh℃

砂岩コンクリート（川砂利コンクリート） 2.5～3.0 Kcal/mh℃

熱伝導率はまた含水状態および温度に応じて変動するが、これを Fig. 5.5.4¹⁾, 5.5.5²⁾ に示す。前節の円筒の温度計算に用いた熱伝導率 1.6 Kcal/mh℃ はこれらの図より求めた。

3) 熱膨張

コンクリートの主要な構成材料である骨材はコンクリートの熱膨張にもっとも影響を与える。セメントペーストは高温時に収縮するので、セメント量の多いコンクリートの線膨張係数は、骨材の膨張係数より小さくなるが普通のコンクリートでは骨材の膨張係数と大差ない。各種骨材コンクリートの熱膨張を Fig. 5.5.6 に示す。石英の多い砂岩質川砂利を用いたコンクリートは 500℃ 以上で急激な膨張を示すが、これは骨材中に含まれている石英が急激な体積膨張をするため、その強度、弾性を喪失させる。このような川砂利は 250°～300℃ が使用限界といわれている。

これにくらべ安山岩質骨材コンクリートは熱膨張が比較的緩やかであるので耐火、耐熱性にすぐれており、熱応力に対して有利である。

5.5.4 耐熱性のある遮蔽コンクリート

⁶⁰Co の半減期は約 5.3 年であるので 10 年も経過するとコンクリートに対する γ ヒートによる熱的作用は殆んど無視できるものと思われる。しかし一括解体初期には壁厚さ約 1.6 m において 32℃ の熱勾配が発生し内壁面温度は 55℃ に達するので、遮蔽コンクリートは構造体としてそれほど強度は要求されなくても、耐熱的なものとする必要はあるものと思われる。

1) 円筒部コンクリート

RSW を包みこんだ円筒部を最初に打設し、その硬化をまって次に RPV 周辺の内部コンクリートを充填する。

a) 耐熱的で熱伝導率が高く、熱膨張係数の低いコンクリートとする。これに相当するコンクリートとして安山岩コンクリートがあげられる。セメントペーストの熱伝導率を高くするため赤鉄鉱粉の混合は熱伝導率の改善に効果あると思われる⁶⁾。

b) 熱応力による半径方向、円周方向、高さ方向のヒビワレは防止できないので、適当な位置に誘導目地、伸縮目地を配置する。目地には変形、伸び能力の大きい材料を充填する。

2) 内部充填コンクリート

内部に充填するコンクリートは強度等は殆んど無視でき、RPV 内部の温度上昇を避けるため熱伝導率の高いコンクリートが適当と思われる。これに適するコンクリートは単位セメント量の少ない砂岩コンクリートが考えられる。

3) 空気の対流による自然冷却

RPV 外壁と充填コンクリートの間に空隙を設け空気が下から上へ流れ自然冷却が行えるよう考慮する方式も考えられる。この考え方に基づく解析は 5.2.2 でなされている。

参考文献

- (1) 伊藤茂富：新編コンクリート工学（森北土木工学全書 1977 年 8 月）P 155
- (2) 日本コンクリート工学協会編：コンクリート便覧（技報堂 昭和 53 年 7 月）P 112
- (3) 高野孝次：セメントコンクリート（セメント協会 1972 年 11 月, No 308）P 28
- (4) 山崎・柿崎ほか：鹿島建設技術研究所年報 第 24 巻 P 215, P 216
- (5) R. Blundell, P. B. Bamforth: Nuclear Engineering International (Jan. 1980)
P 44

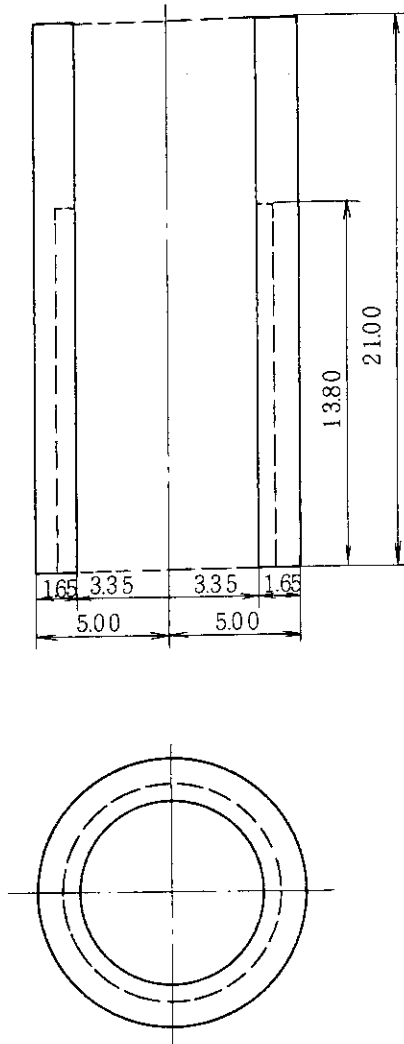
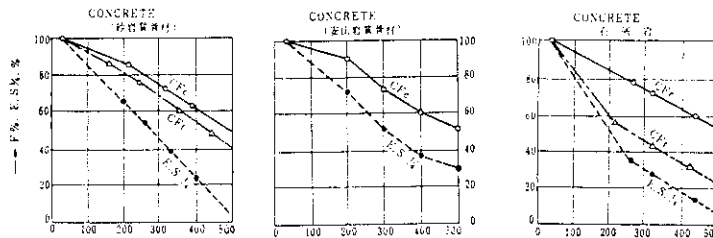
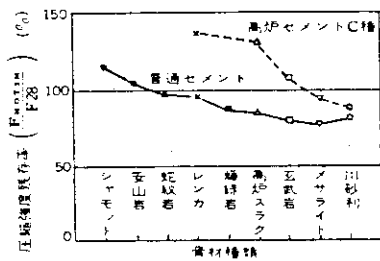


Fig. 5.5.1 Removed concrete cylinder with RSW for blanket dismantlement



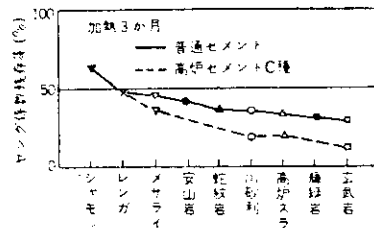
加熱されたコンクリートの残存強度(F)と
弾性係数(E)

Fig. 5.5.2 Residual Strength and Modulus of Elasticity of Heated Concrete Containing Gravels, Sand Stone, Andesite and Limestone, at Temperature up to 500°C. CF_c Compressive Strength, CF_t Tensile Strength, E.S.1/4 Modulus of Elasticity



圧縮強度残存率とセメント種類の関係

Relationship between residual comp. strength and different cements.



ヤング係数残存率と骨材種類の関係

Relationship between residual modulus of elasticity and different gravels.

Fig. 5.5.3 Residual Percentage of Initial Compressive Strength and Modulus of Elasticity of Concrete Heated at 200°C During 3 Months.

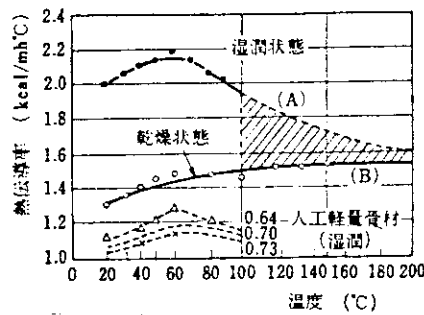


Fig. 5.5.4 Relationship between Temperature and Thermal Conductivity (by Abe et al.), Denchuken Shiryo, 1969.

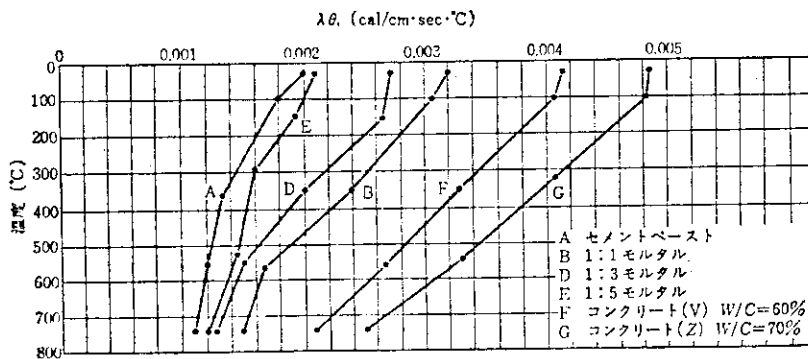


Fig. 5.5.5 Variation of Thermal Conductivity λ of Concrete at High Temperature

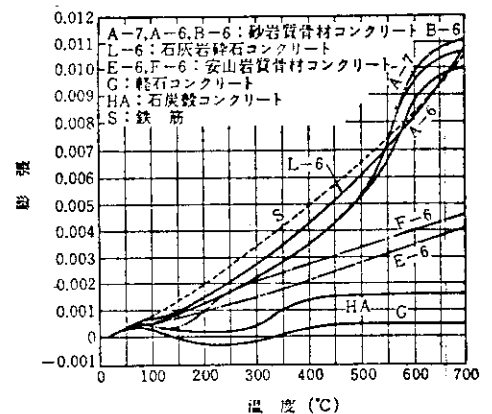


Fig. 5.5.6 Thermal Expansion of Concrete with Different Aggregates

6. 廃炉を容易にする設計上の考慮

6.1 まえがき

最近、原子力施設の解体・撤去及び安全貯蔵の研究が活発に行われる中で、廃炉を安価に且つ容易に行えるよう事前に、すなわち、原子炉の設計段階から考えておこうとする気運が強まっている。米国及び西ドイツにおいては、原子炉の建設に当って、これを審査の対象の一つに加えることで検討が進められている^{1,2)}。

即時解体を前提とした廃炉コストは、米国の新規の商業用原子炉に対する電気事業者の評価によると、現在の価格でさえ、1億ドル以上のコストを必要とする上、完全解体するには、6～7年の期間を要する。更に、新規原子炉の寿命の間に、適正なインフレ率として年率4～8%を考慮すると、3～10億ドルに増大する。³⁾このことは、廃炉を考慮した設計でコストの低減が重要な課題であることを示す。

廃炉時の放射線被曝量は、1,175 MWe PWR の即時解体の場合、エルク・リバー炉の解体経験などに基づく検討で、約1,000マン・レムと評価している。また、PWR 通常運転・保守による年間被曝量が平均約450マン・レムと報告されている⁴⁾。従って、廃炉を考慮した設計を考えると、約30～40年に及ぶプラント寿命中での被曝低減効果も十分に考慮しなければならない。

廃炉時の汚染廃棄物量は、1,200 MWe 級の軽水炉で除染しないとき、NRC の評価値に基づく PWR の場合⁴⁾、及び AIF の評価値に基づく BWR の場合⁵⁾、それぞれ18,300 m³、34,200 m³である。この廃棄物の減容対策は、通常運転、保守時に発生する廃棄物の処分と同様に今後の課題である。また、炉心構造物は高線源で長半減期核種が存在するので、構造物の選択など検討に値する。

廃炉に適した炉設計の基本は、運転中の安全性の向上、更に建設コストへの急上昇をまねかれないことを前提とし、廃炉コストの低減、作業員への被曝低減、公衆に対する安全性の向上、廃炉工程の短縮、放射性廃棄物の低減によって受ける利益及び処分の容易性である。また、多くのデコミッションング研究によって、廃炉に適した炉であれば、使用期間中の検査や修理もまた非常にやりやすいことが指摘されている。

当面、新しい原子力発電所の計画（設計上の配慮）に対して重要なものは、現在運転中の原子力発電所の経験である。計画段階から、これまでの運転経験を取り入れ、十分な検討を行えば、延いては廃炉作業も容易になると考えられている。

6.2 設計上の配慮

廃炉を考慮した設計について、Table 6.1 に掲げ、詳細について以下に述べる。

(1) 原子炉建家

原子炉建家内のスペースは、建家、保守ばかりでなく、廃炉時の条件を考慮しなければならない。遠隔操作による解体法の研究・開発の中でロボット技術も将来、更に進むだろう。このロボットが原子力プラント内で移動が自由になるようスペースを考慮しなければならない。また、廃炉の際の廃棄物を入れる容器の通過する空間、置場、運搬器の大きさなど考慮する必要がある。クレーンに関しては、廃棄物の遮蔽を含めた重量、大きさ及び解体手順を考慮した支持構造の検討が必要である。補助クレーンの適切な配置、死角エリアの解消も重要である。

(2) コンクリート表面の除染・除去

コンクリートは浸透性物質であるから、一般の床上には樹脂ライニングするが、実際は、樹脂の破損などから汚染物が浸透することがあるため、鋼板ライニングの方がよい。しかし、鋼板ライニングは高価であるため、その範囲の決定に十分なコスト評価が必要である。また、コンクリート表面の剝離を容易にする二重構造の概念もある。

(3) 燃料貯蔵プール

燃料貯蔵プールは、炉心内部構造物、炉心タンクなどの解体・撤去に有効である。原子炉建家内に大型プールを設けるほか、または、解体時に仮設プールが設けられる構造であることが望ましい。

プールの有効性は、原研のJPDR-II改造炉でも経験している。この改造の際、燃料交換プールと貯蔵プールとの間に連結カナルを設け、放射化機器の解体・撤去を容易するのに有効であった。

西ドイツ型のPWRは、使用済燃料が球型格納建家内において解体に有利であるとしながらも、さらに、設計上の考慮すべき点として次のことを掲げている⁶⁾。

- ① 解体時、2つのプールを容易に1つに連結できるように、2つのプールの間にゲートを設ける。
- ② ほたは、使用済燃料用の大プールと原子炉容器上部の原子炉ウェルとの間の壁が撤去できるようにする。
- ③ プールの構造強度は、蒸気発生器1基分の重量に耐える。

また、CANDU炉の解体研究によると、減速材室(Moderator room)を仮設解体プールにすることを提案している⁷⁾。

(4) 内部遮蔽体

内部遮蔽体は、原子炉容器下部の周囲を取りまいた鉄筋コンクリート製円筒形容器で、炉心からの中性子を吸収して放射化する。この遮蔽体の設計に当っては、解体を考慮した構造であって、例えば、遮蔽体下部の外側に、つり上げ用の取っ手をつけることを考慮すべきである。

(5) 生体遮蔽の放射化防止対策

生体遮蔽体を放射化させない努力は、強固なコンクリート構造物の解体が困難であるだけに大切である。原子炉キャビティの内面に中性子吸収断面積の大きい材料を張る。例えば研究炉によく用いられるボラール板($B_4C + Al$, Al 被覆)を表面に張れば、鋼板ライナー及び遮蔽コンクリート内の放射化レベルを非常に低くすることができる。ただ、ボラール板は、多少、高価で加工性が悪いのが難点である。また、コンクリート内のコバルトは、砂鉄などに含まれること

から、生体遮蔽用コンクリート工事の最初から砂鉄を抜く工法が考えられる。

(6) 解体を容易にする生体遮蔽

生体遮蔽は、鉄筋や鋼線が多量に入っていて、一般に、解体がやっかいなものと考えられており、そのための工夫がいろいろと提案されている。また、最近の生体遮蔽及び圧力容器の一次遮蔽壁は、内外面を厚い鋼板でまくような構造になっている。このライナーの解体・撤去は、放射化されているので困難な作業が予想され、事前の工夫が特に必要なところである。

生体遮蔽体の解体工法は、火薬による制御爆破解体が最も効率的と考えられている。この工法を用いるのに、建設時に前もって効率的な穿孔の配置やピッチを決めるモックアップ試験又は試験体を残すことが考えられる。また、建設時にあらかじめ、スパイラルシースなど用いての火薬充填孔を設けることも考えられる。これらの孔は特殊プラグ、鉄球、砂、プラスチックなど詰めるか、オフセットを設け放射線漏洩の原因にならないようにする必要がある。

経済的解体表面寸法を決めるには、放射化レベルを測定するプローブ差し込み孔を設けることも考えられる。

米国のPWR設計研究⁸⁾によると、建設時に爆破孔を設ける案と遠隔クレーンで解体できるモジュール型生体遮蔽が提案されている。(Fig. 6.1参照)これらの案に対する建設時のコスト増加分は、前者が約4万ドル、後者が約170万ドルである。

この他に興味ある生体遮蔽構造を掲げると、PWRの中性子遮蔽タンク、CANDU炉の水と鉄球からなる端部遮蔽(End Shield)及び生体遮蔽容器(Vault)⁷⁾、地下式発電所のボロン入水タンク⁹⁾原子炉容器をプール内に設ける暖房軽水炉¹⁰⁾である。水遮蔽を利用した設計は、今後、システム全体の見直しを考えると参考になるだろう。

(7) 原子炉容器内部構造材の選定

PWRの内部構造材の解体・処分による放射線被曝量は、NUREGレポートによると、遠隔または、水遮蔽中での解体技術を用いて、約85マン・レムと評価されている。このほとんどは、ステンレス鋼中の⁶⁰Coが線源であり、大部分がコア・シュラウドである。この線源を下げるため代替材料ジルカロイに変えた場合の効果を検討している。⁸⁾

エルク・リバー原子炉の上部シュラウド材の接触線量率は、ステンレス鋼のため2,800 R/hであった。これに対してジルカロイを用いた下部シュラウドは、同様の中性子環境であって、175 R/hと低い。出力1,175 MWeのPWRの内部構造材に用いるステンレス鋼は、40万ポンドであり、廃炉時のこの放射能インベントリは、480万キュリーに達する。このうち、シュラウド自体は、重量2,700百ポンド、340万キュリーである。もし、このシュラウド材をジルカロイに変えると放射能インベントリは、90%減少する。この場合の建設コスト増加分は、約74万ドルである。

最も望まれている低コバルト・低ニオブ材は、長期のR & Dが必要であり、当面、実現の見込みがないと考えられているだけに、このような代替材料の選定についての総合評価が必要である。

(8) 一次系の設計

除染しやすくするには、汚染物の付着、滞留しにくい弁、継手の選択、配管のレイアウト、タンク類の大きさ及び構造など、あらかじめ原子炉に設置される前に少し考えておくと、廃炉のみならず、保守の上からもかなりやりやすいことが指摘されている。

冷却系の根本的な問題解決は、クラッドの発生防止である。これには、内面の耐食性の薄い層の形成、また、クラッド発生防止のための水質管理技術の向上である。これには、運転中の給水による腐食生成物の炉心内への持ちこみ低減及び原子炉水浄化系の改良による浄化率の向上が考えられる。

(9) 廃水処理集収タンク

廃水処理集収タンクの改良案は、除染用スプレイ用ノズルを内部に設け、さらに、汚染物（ヘドロ状）が排出口へ集積し易い構造である。

(10) 放射能除去フィルタ及びイオン交換樹脂塔

これらの冷却系機器は、交換、輸送及び処分時に被曝の要因となる。カートリッジ方式、ガットリング銃方式、イオン交換樹脂の流体輸送などは、被曝低減に有効である。また、原子炉建家などに付いている高性能フィルタの設計に当っては、解体時に高レベル粉塵がでることから、それを遠隔操作で容易に交換できることが要求される。これは、運転、保守の際にも大いに役立つこととみられている。

(11) 断熱材

断熱材の取外しが容易なように、一次系ループの断熱材の取付けは、全て止め金で取付けるようにすべきである。

(12) 冷却系機器への接近手段、解体・撤去を容易にする準備

機器の解体・撤去を容易にするため、ウインチ、簡易遮蔽体、架台などを取付けるアンカープレートをあらかじめ予想されるコンクリート壁に設けるべきである。これらの最適配置、強度、形状を系統的に検討するのにエンジニアリング・モデルが有効と考えられる。

壁や屋根の移動式、レール上の遮蔽デッキ、各機器の補助遮蔽は、接近手段として有効であろう。また、鉄球、鉛球及び砂を用いた遠隔移動遮蔽も検討に値する。これらは、供用期間中の保守作業にも大いに役立つだろう。

(13) プラントのモックアップ

代表的な原子炉プラントの標準設計を一層、確実なものにするには、保守及び、解体・撤去について検討できるエンジニアリング・モデル又は、実物大モックアップ・プラントがあってもよいのではないか。これがあれば、保守要員の訓練にも活用できるのみでなく、設計者の改良研究にも役立つだろう。

(14) 材料不純物検査

放射化レベルを知ること前提とした材料検査は、検討に値する。研究炉の気送管を用いての放射化分析は、有効な手段である。

(15) 許容残留放射能レベル

廃炉で発生する固体廃棄物の放射能の許容限界は、廃炉作業コストに大いに影響する。許容残留放射能レベルが、あらかじめ決まっていれば、遮蔽設計の材料選定などに影響するだろう。

西ドイツにおいて、核種別に一応の基準（ ^{60}Co : $10^{-4} \mu\text{Ci/g}$, ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni 等: $10^{-3} \mu\text{Ci/g}$ ）をすでに設けている。また、ECにおいても協議がなされ、一般には 2nCi/g 、特殊なものは 10nCi/g の案をつくっているが、まだ決定されていない。米国では、この案は、自然放射能に比べて厳しすぎるのではないかと批判している。

我国の場合、まだ、検討段階である。原子力安全研究協会は、科学技術庁の委託を受け、放射性固体廃棄物の下限値の設定に必要な調査・検討を行い、 β γ 核種に対して $10^{-4}\mu\text{Ci/g}$ (^3H 、放射性よう素、 ^{90}Sr を除く)の値を下限値として提案している。

BONUS炉などで用いている遮蔽隔離設計寿命は、接触線量率 0.2 mR/h に減衰する時間、水中での最大許容濃度(MPC) w 、及び安全比放射能に減衰する時間で評価している¹¹⁾。これらの値は、残留放射能レベルを考慮した設計に参考になるだろう。

(16) 黒鉛の処分

減速材として多量に使用する黒鉛の処理処分をガス冷却炉の設計に当って検討されねばならないが、現実によい案は未だ提案されていない。

(17) 重水処分

重水炉の重水処分は、重水炉が連続して建設が進められるならば、回収して再利用され、高価な重水の利用が継続される。しかし、その重水が他のサイトに輸送を必要としたとき、トリチウムを含む重水の輸送は、厳しい制限を受けるため輸送技術及び長期保管に対する管理技術を確立しなければならない。

6.3 廃炉を容易にする代替設計評価例⁸⁾

軽水炉PWR 1,175 MWeの即時解体の場合についてE, B, Moore等は、廃炉を容易にする技術について検討している。この検討結果はTable 6.2にまとめられている。

この評価方法は、新たに追加したコスト、節約コスト及び被曝線量低減効果について、運転・保守及び廃炉時の全期間を含めている。被曝線量の評価は、保守作業による年間被曝450マンロームで40年間、計18,000マンローム(NUREG-0322)、及び廃炉時1,083マンローム(NUREG/CR-0130)の値を基準に行っている。また、解体コストは、1978年米ドルで試算している。

6.4 原子炉格納施設の再利用を考慮した概念

我国では、立地可能地点が限られ、更に、廃棄物処理場も確保も困難であるため、同一サイトの再利用と遮蔽隔離とが同時にできる方式が望ましい。一つの提案は、前もって原子炉容器などを遮蔽隔離できるスペースを持っている設計概念である。この概念は、Fig. 6.2に示すように、格納容器の下に遮蔽隔離用のスペースを前もって設けることである。この場合、原子炉容器を容易にジャッキダウンすることができ、その上に新しい原子炉容器の再構築が考えられる。これは、また、運転開始の数年内に、もし、原子炉容器等に補修不可能な欠陥が発見されたり、大事故が生じた場合、原子炉容器を含めた本体の更新を容易にするだろう。

6.5 高速炉の廃炉の観点からの検討

フランスの高速炉スーパーフェニックスは、廃炉の観点から調査され、興味ある報告がなされている¹²⁾。

スーパーフェニックスは、プール型であるため、原子炉の炉心、一次循環系及びその構成機器が主容器と上部をしめ切る炉頂板からなる炉容器の中におさまられている。この主要容器は、鋼鉄性の中性子遮蔽要素及び大容量のナトリウムのために、事実上中性子場の外にある。従って、大きな構成要素の解体から生じる廃棄物は、比較的少ない放射化の鋼材だけである。また、主容器の外側の生体遮蔽コンクリートは、放射化がほとんどないことから軽水炉の生体遮蔽の解体のような問題は生じないものと考えられている。

炉心の側面において放射化レベルの高い中性子遮蔽要素は、燃料集合体と同様の操作で取出すことが出来るので廃棄が容易である。しかし、反対に炉心を支持する台座などは高放射能を有するので特殊な切断装置の開発の必要性が掲げられている。高速炉固有の問題として、ナトリウムの抜き取り時点における大容量の放射性ナトリウム（半減期26年の²²Na）の取扱いと貯蔵上の困難性である。また、炉頂板は、非常に重い不均質な遮蔽体であるため解体しにくいものであることを指摘している。

次期の動力源である高速炉も廃炉の観点から見直し、廃炉まで考慮することは、軽水炉の場合と同様、多分、運転・保守し易い炉の開発につながるものと考えられる。

6.6 地下式原子力発電所の廃炉の観点からの検討

地下立地方式の原子力発電所は、立地可能地点の拡大の一つの方法として、地下立地方式に着目し、我国でも調査が進められている。ここでは、地下式原子力発電所を廃炉の観点から検討する。

地下立地方式としては、原子力発電所施設の全部またはその一部（原子炉を中心とする部分）を地下に設けるもので、岩盤内の格納洞内に設置するか、または地表下に設置された施設を人工的に埋め戻すものである。

地下立地方式の利点は、①立地可能地点の拡大、②平常時及び事故時の放射性物質の格納能力にすぐれ、長期にわたって封じ込めができる、③耐震性にすぐれていることである。これに対し弱点は、建設費が高価であり、また、技術的に確立されていないことで、これまで大型軽水炉には採用されていなかった。しかし、大型地下水力発電所の建設経験によって、土木工事に技術的かつ経済的な自信がついたことで、最近、再評価されている。

地下式原子力発電所の想定事故時における核種の地中格納効果は、地下空洞の岩かぶりが30 m、岩質が泥岩の2次元解析モデルで地下式と比較して、大気中への漏洩する¹³¹I及び⁸⁵Krがそれぞれ約 $1/10^5$ 、約 $1/10^2$ に減少することが駒田、林の両氏によって報告されている¹³⁾。また、地下が廃棄物の保管廃棄場所としてすぐれていることを考えると、廃炉し易い原子炉として地下式原子力発電所の概念設計例をFig. 6.3に示す⁹⁾。この設計の主眼点は、破局的事故、即ち、原子炉容器の破損の際でも密封できるよう、大容量・高速放出エネルギー分散地下格納シス

テムを設けたことである。その構造は、原子炉容器まわりに冷却と中性子吸収を考慮したボロン入り軽水層があり、この軽水層はステンレス鋼及び球形鉄筋コンクリートで囲んでいる。更に、その外側は、活性炭と乾燥セメントの混合層である。この軽水層の概念は、廃炉及び安全性の立場から興味もてる。

地下式原子力発電所の設計に当っては、廃炉を考慮した地盤の調査、レイアウトの検討が必要であり、また、大きさの制限を受けやすいので原子炉囲りのスペースの確保に留意する必要がある。

廃炉を考慮した地下式原子力発電所が設置されれば、施設寿命後、容易に「遮蔽隔離方式」が採用できるだろう。この場合、その場所に隔離保管することが最も低コストであると推定される。更に、原子炉の再構築を考えると地下深く沈める方法（潜函工法）、あるいは、水平に移動し隔離することが考えられる。

6.7 むすび

廃炉を考慮した決定的な設計アイデアは、まだ、見いだされていないが、重要なことは、現在運転中の原子力発電所の検査や修理の経験に基づく改良研究の積み重ねである。また、電源立地条件が、ますます、困難さをましている我国にとって、耐用切れになった原子炉をそのまま放置するわけにはいかないので、新しい炉の再構築を前提とした設計アイデアが強く要望される。

参考文献

- 1) NUREG/CR-0671, 1979 "Decommissioning Commercial Nuclear Facilities: A Review and Analysis of Current Regulations"
- 2) NUREG/CR-0590, 1979 "Thoughts on Regulation Changes for Decommissioning"
- 3) NUREG/CP-0003 "Costs and Financing of Reactor Decommissioning: Some Considerations"
- 4) NUREG/CR-0130 Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Pressurized Water Reactor Power Station by USNRC, June 1978
- 5) AIF/NESP-009SR "An Engineering Evaluation of Nuclear Power Reactor Decommissioning"
- 6) IAEA-SM-234/42 Design Concepts for Facilitating the Dismantling of PWR Power Plants
- 7) AECL-5687 Decommissioning of the CANDU-PHW Reactor, G.N. Unsworth
- 8) NUREG/CR-0569 "Facilitation of Decommissioning Light Water Reactors"
- 9) Safety Consideration and Economic Advantage of a Underground Nuclear Power Plant Design, Nuclear Engineering & Design 53 (1979) 257~261
- 10) THERMOS reactors, Nuclear Technology Vol.38 M10-APR 1978
- 11) A. Giambusso et al. Four Decommissioning Case Histories, Nuclear News, June 1970, P.39-58
- 12) IAEA-SM-234/33 The Dismantling of French-type Fast-neutron Power Reactor
- 13) Numerical Method for Containment of Fission Products at a Hypothetical Accident in An Underground Nuclear Power Plant, Nuclear Engineering & Design 55 (1979) 25-49, K. KOMADA and M. HAYASHI

Table 6.1 Design Consideration for Facility Decommissioning

	設計上の問題点	対応策
原子炉建家構造物	1 予備スペース	① 建家内のスペース確保。 ② 隣接建家にスペースを設ける。
	2 ペネトレーションの改良	① 数と大きさの最適化 ② デコミッショニング時の密封 ③ 窓の廃止
	3 建家構造	① 耐久性を考慮した設計 ② 漏洩事故、火災が発生した場合を考慮する
	4 クレーン	① クレーン容量と機器の容量の調整 ② 廃棄の際の遮蔽を含めた重量の解析 ③ 補助クレーンの適切な配置、容量 ④ 死角エリアをなくす ⑤ 支持構造の検討（解体手順を考慮）
	5 排気フィルター	① ユニット型
	6 区分と散水装置	① 近接できない個所を適性区分し、各々に事故時の汚染対策として散水装置を設ける
	7 コンクリート表面部分の除染	① 除染塗料の使用 ② 金属ライナープラスチックカバーで保護する ③ コンクリート表面“二重構造”
プール	1 燃料貯蔵プール	① 原子炉建家内に大型プールを設ける ② “ ” 仮設プールを設けられる構造 ③ 2プール構造
	2 格納容器外プールの配置	① 格納容器機器搬入口とプールを直線上に配置し、レールで連結

Table 6.1 (つゞき)

	設計上の問題点	対 応 策
炉体まわりの構造	1 生体遮蔽	① 内側（一次）遮蔽体の設置 ② 放射化防止対策 ⓐ 中性子吸収体の使用（ボラール板） ⓑ 砂鉄除去用コンクリートの採用 ③ 多重構造（モジュール）の開発 ④ 水及び鉄球からなる遮蔽層の採用（CANDU炉のEND SHIELD例）鉄球は電磁石を用いての回収，鉄球の交換システムの開発 ⑤ 水遮蔽 (1) ボロン入水遮蔽層を持つ原子炉の開発（地下式原子力発電所概念設計例） (2) プール内にある暖ぼう用原子炉の設計例 コンクリートボルト内水遮蔽（CANDU炉）
	2 生体遮蔽の経済的表面除去	① 火薬解体用穴一適切な位置に十分な数，通常は鉄球，砂，プラスチックなど詰める。 ② 水圧による解体用の配管 ③ 放射化測定用プローブの差し込み孔を設け経済的表面除去寸法を決める
	3 原子炉容器	① 原子炉容器への管接続は，容器の頂部に設ける。（十分な検討が必要） ② 原子炉容器と遮蔽障壁との間のスペース確保，ノズル点検孔の設定 ③ 遮蔽障壁を貫通する配管ブロック構造を採用する
	4 コンクリート内配管	① 必要以外の配管を埋めない ② 放射化領域に配管を埋めない
原子炉容器内	1 炉内構造物の配置及び取付	① 切断装置の使用限界を考えて行う ② 内部構造物は分割が容易な構造とする。 （クレーン吊揚げ荷重，格納容器の寸法，遮蔽能力等を考慮すること）
	2 原子炉容器・内部構造物の選定	① 低コバルト・低ニオブの開発 ② コア・シュラウド材にジルコニウム合金の使用

Table 6.1 (つづき)

	設計上の問題点	対応策
機 器 ・ 配 管	1 機器・配管設計	① 汚染物の付着，滞留防止を考慮した設計 ② 機器・配管の配置の最適化，スペースの確保
	2 機器への接近性	① 吊り金具等の適正配置，強度，形状を系統的に検討する ② プラットホームによる接近性の改善 ③ 壁や屋根の移動式，レール上の遮蔽付デッキ ④ 補助遮蔽体の設置 ⑤ 鉄球，鉛球，砂などによる移動可能な遮蔽，間隙を防ぐ遮蔽材 ⑥ 遠隔操作の改良 ⑦ ロボット開発
	3 配管・タンク内の除染の容易さ	① 除染スプレシシステム ② 侵入口の設置 ③ 高速流を流す方法 ④ 電磁フィルターの常設 ⑤ 廃液タンクの構造の改良
	4 原子炉冷却系配管の内部処理	① 内面の耐食性の向上，耐腐食性の薄い層の形成容易な水質管理（クラッド発生防止）
	5 放射能除去フィルタ・イオン交換樹脂の交換と被曝低減	① ガットリング銃方式の採用 ② カートリッジ方式（カプラ付）
	6 配管の撤去	① 撤去を考慮した配列，② 配合部・ベント部，弁及び貫通部のスペースの確保，③ フランジ継手の開発
	7 断熱材	① 全て締め金具で容易に取外しできること
	8 機器の交換に当たっての設計への配慮	① 使用経験とデコミッションングを考慮した設計を設計目標に入れる
	9 冷却材ポンプの減速運転	① 減速運転できると除染に活用できる
廃 棄 ・ 再 生 備	1 放射性廃棄物の量の低減	① 可燃性廃棄物に対する選別，焼却及び詰込みシステム
	2 廃棄物の容器の改良	① 各種LSA用低コストの商業規模容器（標準化） （保管廃棄施設への輸送，保管との調整）
	3 高価な材料の再生	① 施設の最適な場所に商業規模の電解研磨装置 ② 保管による減衰 → 再生の新しいシステム

Table 6.2 Summary of Decommissioning Facilitation Alternatives

項目	追加投資 コスト(A)	追加又は節 減運転 コスト(B)	廃炉時節約 コスト(C)	全コスト (D)	運転時被曝 低減効果(a) (man-rem)	廃炉時被曝 低減効果(b) (man-rem)	全被曝低減 効果(c) (man-rem)	投資効果 (x) (man-rem)	備考
資料整備の改善	355 000	2 760 000	(450 000) ^(b)	2 665 000	900	54	954	2 800	モデル製作を含む
近接性の改善	367 000	(16 000)	(36 000)	315 000	356	15	371	850	移動可能な遮蔽壁など
内部構造材の変更	744 000	...	(173 000)	571 000	...	132	132	4 300	コア・シユラウド材に ジルカロイを用いる。
生体遮蔽体									
火薬解体孔付 モジュール型	41 000	...	(18 000)	23 000	...	3	3	7 700	
コンクリート表面構造	1 695 000	...	(250 000)	1 445 000	...	12	12	120 000	
鋼板ライナー	21 022 000	...	(3 340 000)	17 682 000	...	17	17	1 040 000	
エポキシ樹脂ライナー	1 692 000	...	(3 340 000)	(1 648 000)	...	17	17		
鋼板包囲方式	21 022 000	...	(1 113 000)	19 909 000	...	6	6	3 318 000	コンクリート表面4"を 鋼板で包む。
メンテナンス・シヨツ プの拡大	168 000	(418 000)	(187 000)	(437 000)	356	11	367	0	遮蔽エリア 25 ft × 50 ft から 25 ft × 80 ft に拡大
遮蔽改善									
配管遮蔽	480 000	480 000	840	22	862	560	
遮蔽付車	4 800 000	300 000	23 000	5 123 000	900	54	954	5 400	マニプレータ・アーム付
焼却設備	2 000 000	(2 764 000)	(125 000)	(889 000)	50	2	52	0	放射性廃棄物を1/5に減容
電解研磨装置	840 000	500 000	(598 000)	742 000	640	22	662	1 100	
遠隔装置	100 000	500 000	38 000	638 000	800	54	854	750	ロボット化

注. (1) コスト評価は1978年の米ドル (4) 全被曝低減効果 $C = a + b$

(2) 節約コストは () (5) 投資効果 $X = \frac{D}{C}$

(3) 全コスト $D = (A \pm B) - C$

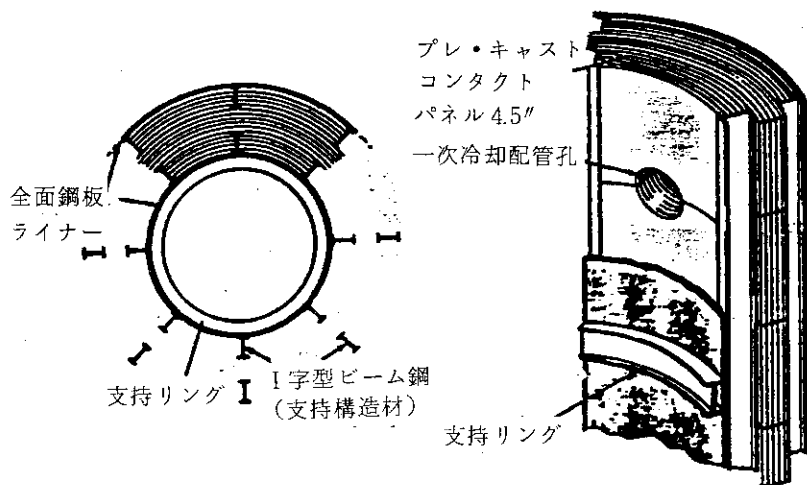


Fig. 6.1 Conceptual Design of Biological Shield

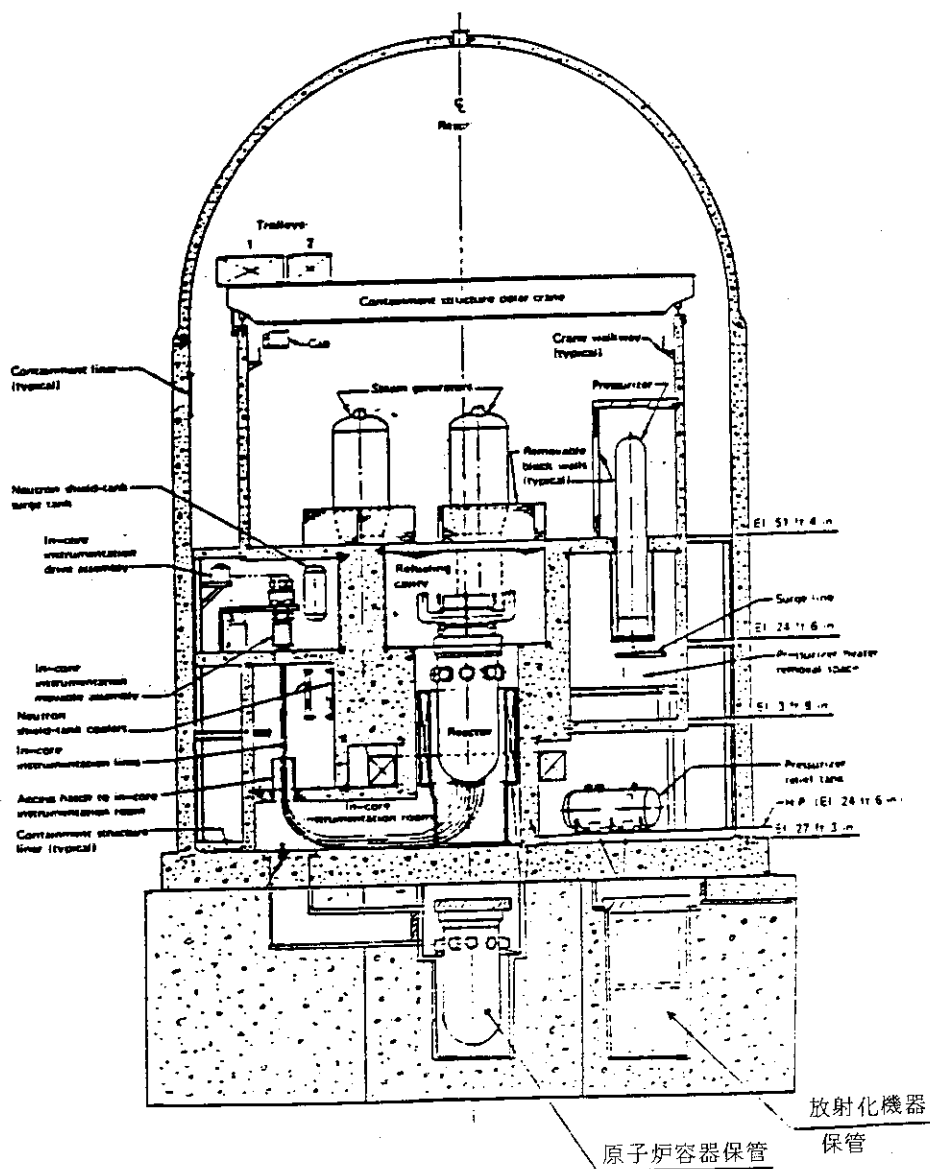


Fig. 6.2 Conceptual Design of PWR

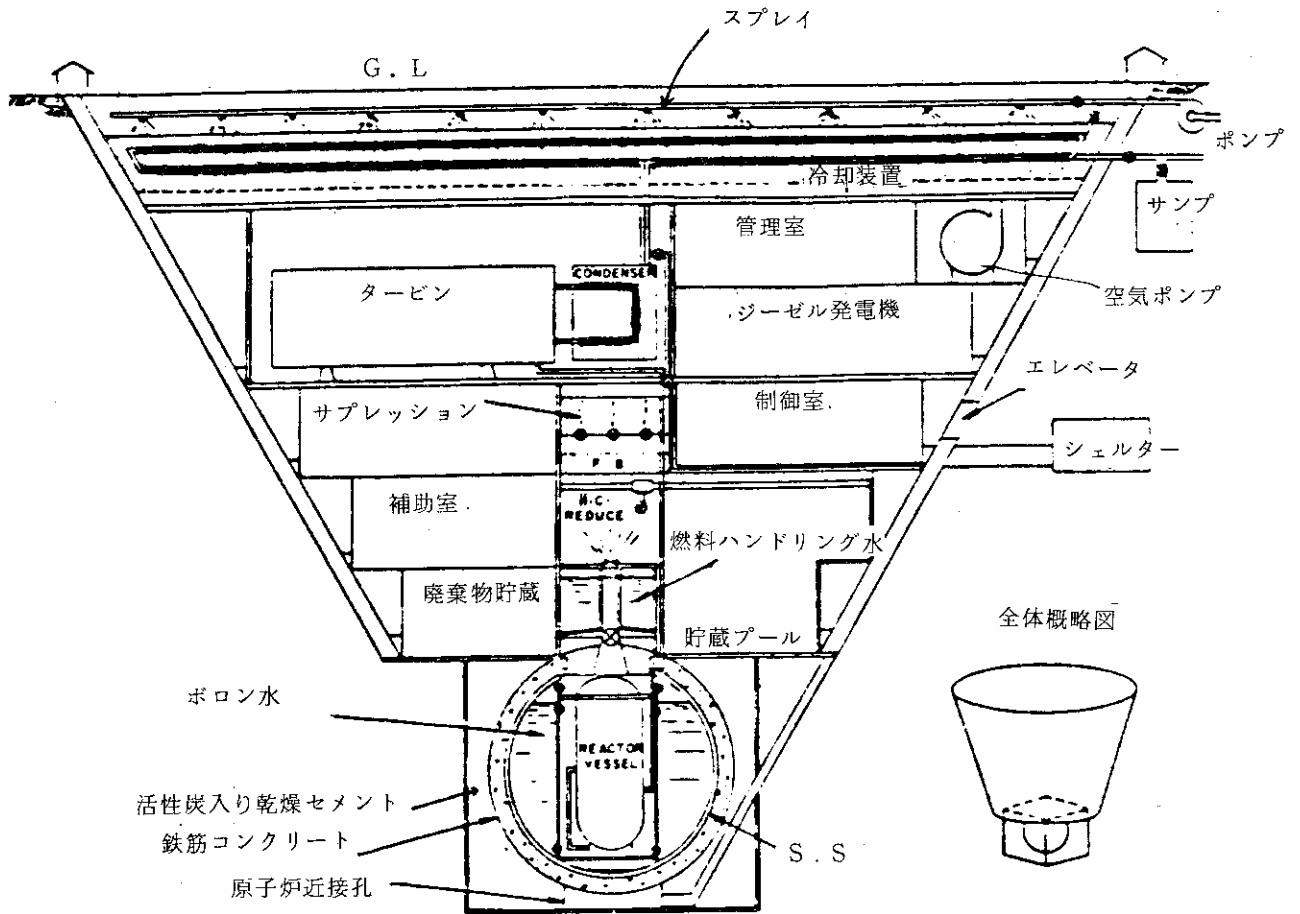


Fig. 6.3 New Conceptual Design of Underground Nuclear Power Plant (BWR)

7. まとめと今後の課題

今回の調査検討は、小型 BWR を主体とした解体技術と安全貯蔵技術について行ったものであるが、関連技術の大型 BWR への適用についても調査し、課題の抽出を行った。

(1) 主要解体技術の評価

鋼構造物の解体技術については、原子炉容器および炉内構造物の切断に関連した解体機器工法を中心として、その性能の現状と解体対象物への適用範囲などについて評価している。アーク鋸はステンレス鋼製の高放射化炉内構造物を水中で細分割切断するには極めて有効な解体機器であるが、原子炉圧力容器を切断するには、ヘッド部が大型となり、支持部を強固にして振動しないようにしなければならない、遠隔化することは容易でない。

原子炉容器の解体機器として実証済みのプラズマアークトーチは、炉内構造物や小型原子炉容器の遠隔切断には実用的であるが、これも大型原子炉圧力容器を切断することは現状では不可能で、各国でその切断能力の向上開発に努めているが、解決の見通しは立っていない。

酸素バーナー法ではステンレス鋼を内張りした炭素鋼製の原子炉容器を内面からは切断できないが、外面から切断するとか、内面ステンレス鋼部を水中ガウジング法で除去するか、あるいはステンレス鋼部の表面に炭素鋼を内盛り溶接するかして、それを酸素バーナー法により切断する工法を開発することにより、大型原子炉容器の遠隔ガス切断が可能になると考えられる。

その他の鋼構造物解体工法としては、酸素鎗、レーザー、溶極式ウォータージェット溶断、爆破切断、機械式切断などについて述べられているが、それらの適用範囲と切断コストなどを勘案して、最適の工法を選択すべきである。

コンクリート構築物の解体技術については、原子炉施設のコンクリート構築物は、放射化コンクリートや放射性汚染コンクリートを除けば、一般構築物の解体と大差なく、在来工法で十分対処可能と思われる。

放射性汚染コンクリートの表面除染工法として、コンクリート表面削り取り、表層破碎やはぎ取り工法の中から放射能管理の容易な工法を選んで、適用範囲、作業能率や実用性の現状について検討を加えている。また、放射化コンクリートの解体工法として、マッシュな鉄筋コンクリート構築物の解体に適し、遠隔操作性に優れたものとして、ジャイアントブレーカ、大型圧碎機、管理爆破および火炎ジェット切断工法が提案された。

これら工法の中で、火炎ジェット切断工法は、鋼ライニングされた鉄筋コンクリートを、鋼板、鉄筋、コンクリートを一体で溶断できる長所をもっているが、切断能力やコストの点で一層の開発研究が必要である。この工法で用いられるサーモバーナーの大型化や、ジェット圧力の高圧化、さらに酸素ガスの現地供給法の検討などにより課題解決の見通しが得られる。

解体技術のうち、切断解体技術を中心に検討評価されたが、これらの関連技術として、溶断によって発生する多量の放射性ドロス（普通鋼、ステンレス鋼、コンクリート等）の回収装置（水中および大気中）や、放射性ダスト（煙霧、粉塵等）の排気除去装置および水中放射性物質（溶解物、懸濁物、浮遊物等）の過剰除去装置などの開発設計と実証試験を今後の課題として検討す

る必要がある。

(2) BWRの即時解体と安全貯蔵

今回の調査では、廃炉対象施設をできるだけ具体的に想定して検討することにして、小型BWR（熱出力90MWtクラス）の即時解体と安全貯蔵の工法を中心に検討した。このクラスの実証例として、ERR（エルクリバー炉）の即時解体があり、その後の技術的進歩と、わが国の国情と技術水準を考え合わせながら、大型商用炉の解体技術にも役立つような方向で調査検討した。また、海外技術の現状と動向を把握するため、米国原子力規制委員会（NRC）より公表された大型BWRの廃炉に関する報告書¹⁾を調査し、小型BWRの廃炉技術検討の参考資料とした。

小型BWRの即時解体で問題となるのは、大型BWRと同様、原子炉格納容器内の構造物の解体手順とその工法である。解体に用いられる機器、工法の大部分は、我が国では放射線環境下での実証経験は少なく、事前の十分な調査とモックアップ試験を必要とする。適用技術については、単に小型BWRを解体撤去するだけでなく、大型商用炉にも適用できる工法を幾通りか選定し、その開発課題を抽出する目的もあった。従って、小型BWRの原子炉圧力容器はERRの解体に用いられたプラズマアーク法で十分切断可能であるが、大型BWRの原子炉圧力容器切断には適用できないので、一案としてガス切断法を開発し適用することを検討した。また、炉内構造物の分割水中切断にはアーク鋸による切断法を適用し、一方、生体遮蔽コンクリートの解体には火炎ジェット切断法と在来技術の組み合わせにより解体撤去することを検討した。

小型BWRの安全貯蔵工法として、いくつかの方法のうちで最も实际的で有利な方法と考えられる軽い安全貯蔵（Passive Safe Storage）について検討した。原子炉格納容器、機器建家および廃棄物処理建家の機器、構造物について、安全貯蔵のための措置と維持管理法を記述した。

小型BWRの即時解体と安全貯蔵に関する検討対象施設として、かなり具体的な資料が準備できる施設をケーススタディの対象としたが、検討期間が短かったこともあり、即時解体または安全貯蔵の工期、工数、コストなどの評価が未検討である。海外の検討例をみても、コスト算定や作業員の被曝線量評価にウエイトをおいているものが多く、今後の検討課題として早急に着手すべき問題と考える。

(3) 敷地内遮蔽隔離

廃炉作業従事者の被曝線量低減と、放射性廃棄物容積の低減および敷地再利用の観点よりみて、極めて有利な廃炉方式として敷地内遮蔽隔離について検討した。

大型商用炉への適用までのステップとして、小型BWRを例に現用技術の範囲で適用可能な工法を調査した。

原子炉容器と生体遮蔽体の放射化部分を一括解体撤去して、敷地内の遮蔽隔離場所へコロ転動装置などを使って移送する方法である。同様の方法を大型商用炉にも適用できると考えられるが、小型BWRでは一括解体撤去する範囲の重量が1,000トン余りに対して、大型BWRでは5,000トン余りにもなり、現用装置を用いての移送はかなり難しい。コロ転動装置、リフティングデバイス等の大型機械の開発や、解体撤去部の分割撤去工法や最適解体シーケンスを検討する必要がある。

敷地内遮蔽隔離方式について、(1)工期、工数、コスト等の算定、(2)遮蔽隔離部の γ 加熱による

コンクリートの発熱と耐久性やその構造の検討, (3)コンクリート隔離壁の格納性, 耐久性 (寿命)
(4)埋設施設の安全性評価や経済性などについて今後さらに詳細な調査検討が必要である。

参考文献

- 1) NUREG/CR-0672: by USNRC, Technology, Safety and Costs of Decommissioning a Reference Boiling Water Reactor Power Station, (June 1980)

付 録

1. 解体技術専門部会活動記録

第1回 日 時 : 昭和 55 年 11 月 26 日 13 : 30 ~ 17 : 10

場 所 : 原研東京本部第1会議室

出席者 : 28 名 オブザーバー 1 名 事務局 2 名

- 主要議題 (1) 解体技術専門部会活動計画等 (含国際会議提案)
 (2) 原子力発電所のデコミッショニング方式の検討 (DOE 資料)
 (3) シッピングポート原子力発電所のデコミッショニング計画
 (4) 原子力施設のデコミッショニングに関する遠隔切断技術
 (5) デコミッショニング方法 (NUREG/CR-0672, App. G)

第2回 日 時 : 昭和 55 年 12 月 10 日 13 : 30 ~ 17 : 00

場 所 : 原研東海研究所第2会議室

出席者 : 27 名 オブザーバー 1 名 事務局 2 名

- 主要議題 (1) 小型 BWR インベントリ仮評価
 (2) 小型 BWR 即時解体
 (3) デコミッショニング方式の選択と考慮すべき要因及び経験
 (NUREG/CR-0672)
 (4) デコミッショニングの実施例
 (5) 廃炉作業活動の必要人工
 (6) 施設のデコミッショニングに関する考察

第3回 日 時 : 昭和 55 年 12 月 23 日 13 : 30 ~ 17 : 10

場 所 : 原研東京本部第1会議室

出席者 : 28 名 オブザーバー 3 名 事務局 2 名

- 主要議題 (1) 小型 BWR 即時解体 (改訂版)
 (2) 解体方式, 手順 W, G. 検討結果報告
 (3) 小型 BWR 即時解体に対するコメント
 (4) 即時解体詳細 (NUREG/CR-0672)
 (5) 即時解体費用 (")
 (6) 軽い安全貯蔵, 連続監視及び遅延解体の詳細 (NUREG/CR-0672)
 (7) 密閉貯蔵コスト (")

- (8) 遮蔽隔離の詳細 (NUREG/CR-0672)
- (9) 解体と跡地復元の詳細 ()

第4回 日時：昭和56年1月13日 13:30～16:30
場所：原研東海研究所第2会議室
出席者：28名 オブザーバー1名 事務局2名
主要議題 (1) 材料からみたコンクリートの耐久性について
(2) コンクリート構築物の耐久性について
(3) 遮蔽隔離のコスト
(4) 部会報告書執筆分担

第5回 日時：昭和56年2月3日 13:30～17:00
場所：原研東京本部第1会議室
出席者：32名、オブザーバー1名、事務局2名
主要議題 (1) 軽水炉のデコミッションングを容易とする対策 (NUREG/CR-0569)
(2) 鋼構造物の解体技術
(3) コンクリート構築物の解体技術
(4) 小型BWR即時解体の検討
(5) 小型BWR安全貯蔵の検討
(6) 大型BWR即時解体の調査

第6回 日時：昭和56年2月17日 13:30～16:20
場所：原研東京本部第1会議室
出席者：26名、事務局1名
主要議題 (1) 報告書案の検討 (小型BWR及び大型BWR)

2. 解体技術専門部会ワーキンググループ活動記録

1. ワーキンググループリーダー会議

日時：昭和55年7月21日 15:00～16:30
場所：原研東海研究所討論室 (旧図書館)
出席者：5名
主要議題 (1) ワーキンググループメンバー構成
(2) 文献調査分担
(3) 小型BWRの解体ケーススタディについて

2. 小型BWR解体検討ワーキンググループ会議

日 時 : 昭和55年10月12日
場 所 : 原研東海研究所 JPDR 会議室
出席者 : 7名
主要議題 : 小型BWR 解体について

3. 解体方式手順ワーキンググループ会議

日 時 : 昭和55年12月19日 13:30~16:00
場 所 : 原研東海研究所第2会議室
出席者 : 9名
主要議題 : 原子炉格納容器施設解体手順について

4. 報告書の編集会議

日 時 : 昭和56年2月20日
場 所 : 原研東京本部食堂
出席者 : 6名
主要議題 : 受託調査報告書の検討及び編集, その他

5. 解体技術専門部会報告書の原稿作成依頼

日 時 : 昭和56年3月6日 13:30~15:30
場 所 : 原研東京本部食堂
出席者 : 12名
主要議題 : 部会報告書の作成と注意事項について

正 誤 表

頁	行	誤	正
2	18	に関しては, 最近	に関しては第4章で最近
	20	第4章	第5章
	24	第5章	第6章
9	12	成 巧	成 功
17	27	下記の文献	文献 1), 2)
68	表中〔2〕(23) の材質	sb	<u>Sb</u>
69	表中〔8〕(8)	天井施回式	天井旋回式
	表の下欄 符号説明のうち	ID: 円径	ID: <u>内</u> 径
70	表中の項目 左から2	管径 B	管径 (<u>B</u>)
72	図中の説明	ガスタンク	<u>廢</u> ガスタンク
99	図中の説明	キャカレ	<u>キャナル</u>
107	24	減衰や	減衰 <u>を</u>
109	3	公 象	公 <u>衆</u>
112	図中の説明	ガスタンク	<u>廢</u> ガスタンク
114	2	マニピュレーター	マニ <u>プ</u> レーター
118	表 中	水中マニピュレーター	水中マニ <u>プ</u> レーター
139	図の説明文	Onsite	<u>I</u> nsite