

総合エネルギー調査会原子力部会報告書

－ 商業用原子力発電施設の廃止措置に向けて －

平成9年1月14日

はじめに	1
I 商業用原子力発電施設の廃止措置をめぐる環境	2
1. 商業用原子力発電施設の廃止措置の決定	2
2. 現在までの検討状況及び動向	2
II 廃止措置に係る技術水準及び標準工程	3
1. 廃止措置に係る技術開発の状況	3
2. 廃止措置に係る技術水準及び標準工程の妥当性の検証	4
3. 今後の課題	5
III 廃止措置における安全確保の手続の明確化	6
1. 廃止措置の特性	6
2. 廃止措置の安全確保に係る基本的留意点	6
3. 廃止措置における安全の確認のあり方	8
4. 廃止措置における安全確保の手続整備の今後の進め方	9
IV 解体廃棄物の処理処分に係る課題	10
1. 解体廃棄物の発生量及び性状	10
2. 解体廃棄物の処理処分の基本的方向性	11
(1) 低レベル放射性廃棄物	11
1) 素掘トレンチ埋設処分対象放射性廃棄物(極低レベル放射性廃棄物)	11
2) コンクリートピット埋設処分対象放射性廃棄物	11
3) コンクリートピット埋設濃度上限値を超える放射性廃棄物 (高 β γ 低レベル放射性廃棄物)	12
(2) 放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物	12
3. 解体廃棄物の処理処分方策の推進	13
4. 解体廃棄物の有効利用	13
V 透明性の確保と情報の提供	14
おわりに	15
(参 考)	
参考 1 商業用原子力発電施設の廃止措置の標準工程	19
参考 2 商業用原子力発電施設の廃止措置の手続例	20
参考 3 解体廃棄物発生量の試算例	21
参考 4 海外の原子炉の廃止措置の状況	22
参考 5 海外の代表的な原子炉廃止措置実績	24
参考 6 海外におけるクリアランス・レベルに係る制度整備状況	25
用語解説	27

我が国初の商業用原子力発電所が運転開始されてから既に30年が経過した。現在では50基の商業用原子力発電施設が運転中であり、原子力発電による電力供給は、総発電電力量の約30%を占めるに至った。原子力発電に対する国民の不安感は依然として存在するものの、現実的には主要電源として定着し、我が国の重要な電力供給源となっている。

しかし、原子力発電が歴史を重ね実績を積み上げることがは、一方で、運転開始後の運転時間の長いいわゆる高経年化⁽¹⁾した原子炉が増加することでもある²⁾。原子炉の稼働年数には経済性等の事情でおのずから一定の合理的限界がある以上、将来のいずれかの時点では原子炉の廃止の問題が具体化する。このような認識の下、総合エネルギー調査会原子力部会では昭和59年に原子炉廃止措置対策小委員会を設置し、昭和60年に商業用原子力発電施設の廃止措置⁽²⁾全般にわたる基本方針、標準工程⁽³⁾の策定、廃止措置費用の見積りを含む費用対策、技術の確保、各種基準の整備等についての提言等を内容とする報告をとりまとめた。

以来10年が経過し、この間、廃止措置関連技術の開発、海外における原子力発電施設の廃止措置事例の蓄積、日本原子力研究所動力試験炉⁽⁴⁾(JPDR)の解体の実施といった新たな事態の進展もみられた。また、審議の開始後我が国唯一の炭酸ガス冷却炉⁽⁵⁾である日本原子力発電(株)東海発電所が運転コストの上昇、補修コストの見通し等炭酸ガス冷却炉ゆえの経済的理由から、平成10年3月末を目途に運転を終了することが平成8年6月に決定されている。我が国原子力発電の主流である軽水炉についてはここ当分の間想定されていないものの、それでもいずれはその廃止が現実のものとなるであろうことをうかがわせる決定であった。

他方、原子力をめぐる不安感の一つの要因として、原子力発電に関する設置から解体・廃棄に至る全体像が明らかでないことを挙げる意見もあり、廃止措置が視野に入りつつある今日、これに係る安全確保はもとより、手続等の不明確な点についてあらかじめ明らかにしておくことが、安心感の醸成、健全な原子力発電論議の展開の上でも有意義であろう。

かかる趣旨から、今回同小委員会の審議を再開し、前回報告以降の新たな知見等を踏まえて、廃止措置に係る技術水準及び標準工程、安全確保の手続、解体廃棄物⁽⁶⁾の処理処分等に係る課題、問題点を整理し、今後必要な制度、体制面の検討の具体的方向性を提示することとした。率直なところ、今回の検討でも今後の課題及び方向性を示すにとどまらざるを得なかった点もある。それらの諸点について今後早急に検討を進め、廃止措置が具体化するまでに遺漏なく整備しておくことが、国民の原子力政策に対する理解と協力を得る上でも極めて重要であることを指摘し、関係者の一段の努力を促したい。

なお、同小委員会の検討においては、原子力の開発利用特有の問題に絞って検討を実施したが、廃止措置の実施に際しては高所作業や重量物取扱等の一般労働安全衛生その他の検討も必要とされる。これらについては、廃止措置の実現化に向けた原子炉設置者における検討に委ねたい。

²⁾ 高経年化した原子炉の運転に伴う安全確保面の問題については、別途、通商産業省において、高経年化が原子炉の安全性に及ぼす影響を検討し、平成8年4月「高経年化に関する基本的な考え方」をとりまとめた。これによれば、高経年化が進展した場合でも、国の安全規制及び原子炉設置者による安全確保対策により、安全性・信頼性は確保されとの結論が示されている。

I 商業用原子力発電施設の廃止措置をめぐる環境

1. 商業用原子力発電施設の廃止措置の決定

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下「原子炉等規制法」という)及び電気事業法においてはおおむね1年ごとの定期検査が定められており、要求される安全上の基準に適合する必要がある。定期検査等において、万が一安全上の基準を満足しないことが判明すれば、該当する問題箇所に関して基準に対する適合命令が発動され、これが満足されない限り運転は認められない。

そうした法令上の安全上の基準への適合義務履行に加えて、原子炉設置者は安全確保の見地から自主的な補修や設備の維持、部品の交換等も行っているが、一般的に言って高経年化に伴いこれらに要するコストは増大して行く。その結果、いずれかの時点では運転を継続する場合と廃止する場合の経済性比較、その時の電力需給状況等を踏まえ、原子炉設置者の経営判断により廃止の決定がなされることとなろう。

電気事業者は、原子炉設置者として安全確保の義務を負っていると同時に電気事業者として電気事業の運営を適正かつ合理的ならしめ、安定、低廉な電力を供給する責務を有している。これを勘案すれば、安全性は原子炉等規制法及び電気事業法により国が担保しつつ、廃止時期が電気事業者たる原子炉設置者の経営判断により決定されるという現在の体制は合理的であると言えよう。

2. 現在までの検討状況及び動向

総合エネルギー調査会原子力部会報告書「商業用原子力発電施設の廃止措置のあり方について」(昭和60年7月)においては、廃止措置を円滑に推進するため、我が国の実情に合った合理的な廃止措置方式及び安全貯蔵期間を選定する観点から標準工程を策定している。標準工程の策定に当たっては、作業従事者の被ばく、廃止措置費用、廃棄物量等を算定し、敷地の有効利用、運転終了後も原子力施設が存続することの社会的受容性等の社会的環境面も考慮している。さらに、検討に当たっては、除染、解体撤去、廃棄物処理等の当時利用可能であった廃止措置技術のみならず、将来利用可能となるであろう技術も想定し、織り込んでいる。

策定された標準工程は、系統除染⁽¹⁾、密閉管理^{*2}、解体撤去の工程からなるが、いずれも出力規模、炉型によらず適用が可能と位置付けられている。放射性物質の減衰を待つ期間である

^{*2} 総合エネルギー調査会原子力部会報告書(昭和60年7月)においては、「密閉管理」という用語が用いられている。しかしながら、「密閉」という語感とこの段階における原子力発電施設の状況が必ずしも一致しないこと、近年海外においても「密閉管理」を用いることが少なく「安全貯蔵」が用いられていること等から、以降報告書においては用語をより一般的な「安全貯蔵」とした。

安全貯蔵期間は、解体撤去に際しての作業従事者の被ばく並びに敷地の有効利用及び社会的受容性の観点から5～10年程度が適当とされた。策定された標準工程に基づき廃止措置に要する費用が算出され、110万kW級原子力発電施設の場合、約300億円程度(昭和59年度価格)と想定されている。廃止措置費用については、世代間の負担の公平等の観点から電気料金、企業会計及び税制面での具体的検討が提言された。

また、作業従事者の被ばくの低減、作業の効率化等のため計画的かつ効率的な技術開発の推進が提言されている。

この方針を受けて、廃止措置費用対策のための解体費用引当金制度⁽⁸⁾を昭和63年度に整備し、電気事業者において解体費用の引当てを開始した。技術開発についても、商業用原子力発電施設の廃止措置に必要とされる各種技術開発が国及び民間企業において実施され、現在も継続されている。

一方内外において、これまでに15基程度の原子力発電施設の解体撤去が実施されており、このうちアメリカの SHIPPINGPORT 2、ドイツのニーダーアイヒバッハ、我が国のJPDR等は既に原子炉施設の解体撤去を終了し、跡地の整地や敷地の解放を完了している。この過程においては技術面、安全面いずれにおいても特段の問題なく廃止措置工事を終了したと報告されている。また、一部の解体廃棄物については、再利用も図られている。

II 廃止措置に係る技術水準及び標準工程

1. 廃止措置に係る技術開発の状況

(1) 国等の技術開発状況

(財)原子力発電技術機構においては、国の委託を受けて、廃止措置技術の向上を図り、安全性及び信頼性を確証することを目的とした「実用発電用原子炉廃炉設備確証試験」を昭和57年度から実施している。既に厚さ310mmのステンレス鋼製炉内構造物の切断を目標としたCO(一酸化炭素)ガスレーザー切断技術、厚さ420mmのステンレス鋼内張炭素鋼製原子炉圧力容器の切断を目標としたアークガウジングとガスを組み合わせた水中切断技術⁽⁹⁾、太さ50mmの大径鉄筋を有する生体遮へい壁コンクリートの表層剥離技術について、その目標を達成し平成6年度に研究開発を終了した。今後はこれまでの成果を踏まえ、商業用原子力発電施設への適用性の総合評価が実施される予定となっている。また、放射性廃棄物の低減等を目的とした除染技術、廃棄物処理技術、放射性物質濃度測定技術等についても現在確証試験が進行している。

日本原子力研究所においては、国の委託を受けて、炉内構造物の遠隔解体技術、解体システムエンジニアリング⁽¹⁰⁾等の解体技術開発を実施した。開発された技術は、解体実地試験としてJPDRの解体に適用され、その有効性が実証された。その後も除染技術、遠隔解体技術等解体技術の高度化、金属廃棄物の再利用技術の開発が日本原子力研究所、(財)原子力施設デコミッショニング研究協会において引き続き実施されている。

(2) JPDRの解体

国の委託を受けて、昭和61年度から日本原子力研究所において実施されたJPDRの解体実地試験は、解体技術等の有効性の確認を行いつつ、平成7年度には全ての設備の解体を計画どおり終了し跡地の整地も完了した。同解体実地試験においては、プラズマアーク工法⁽¹¹⁾とマニピュレータ型及びマスト型遠隔操作装置⁽¹²⁾の組合せによる炉内構造物の切断、ディスクカッター工法⁽¹³⁾及び成型爆薬工法⁽¹⁴⁾による原子炉圧力容器と接続配管の切断、ダイヤモンドカッター・コアボーリング工法、水ジェット工法⁽¹⁵⁾及び制御爆破工法⁽¹⁶⁾による生体遮へいコンクリートの切断等に関する実地試験が行われ、これらが安全に解体できることが確認された。また、その他の設備の解体やコンクリート構造物の解体等についても種々の試験が実施され、開発技術等が安全に効率良く適用できることが確認された。

JPDRの解体においては総量で24,440トンの廃棄物が発生し、うち20,670トンが非放射性廃棄物であった。また、解体実地試験を含むJPDRの解体撤去作業における作業従事者の集団線量当量⁽¹⁷⁾は0.3人・シーベルトと計画値を下回る水準に抑えられた。

このように、JPDRの解体は多くの技術開発に成果を上げるとともに、原子炉の解体を安全に実施し得ることを明らかにした。

なお、JPDRの解体は試験研究としての性格も有していたことから、例えば除染や切断工法についても複数の工法を適用し比較検討を行うなど、商業用原子力発電施設の解体にはない工程作業を含んでいる。このため、例えば作業従事者の被ばく線量⁽¹⁸⁾、必要とされた経費、所要期間、放射性廃棄物発生量等をそのまま商業用原子力発電施設の廃止措置に類推適用することは適当でない場合がある点に留意しておく必要がある。日本原子力研究所においては、現在、解体の際に得られた各種データを分析中であり、この過程で商業用原子力発電施設にも適用可能な数々の有効な情報が得られるものと期待される。

2. 廃止措置に係る技術水準及び標準工程の妥当性の検証

昭和60年の標準工程策定作業においては、適用技術について一定の前提をおいて、標準工程を策定した。前提とした技術は、当時利用可能であった技術のみならず、当時の未実現技術も

将来利用可能になるとの仮定に基づき、考慮に入れて策定されている。1.に記述したとおり、その後、除染、解体撤去、廃棄物処理等のいずれの分野においても技術が順調に成熟し、おおむね実用化の域に達している。また、JPDRの解体、海外の原子炉の廃止措置例をみても、いずれも安全かつ順調に工事を実施し、廃止措置を完了している。したがって、昭和60年の標準工程に沿って廃止措置を実施することは十分可能で、標準工程の妥当性は損なわれておらず特段の変更は要しないと認められる。

一方、技術は不断に進歩を続けており、将来的には新たな廃止措置技術の実用化も考えられないことではない。また、放射性廃棄物処分をめぐる規制・基準の動向、国際放射線防護委員会⁽¹⁹⁾(International Commission on Radiological Protection)の放射線防護の基本的考え方の改訂等が廃止措置工程に影響を及ぼすことも考えられる。また、JPDR解体時の経験によれば、放射性廃棄物の仮置きスペースの確保状況が放射性廃棄物の搬出計画や解体撤去工程の拘束要因になり得たり、放射性物質濃度や表面汚染密度の測定に予想外に時間を要する等、実際にその場で解体に当たって初めて判明するような個別の原子炉施設構内の条件に依存する変動要因も存在する。

その意味で標準工程については、その時点、その現場の状況に応じて一定の柔軟性をもって理解すべきものであることを認識しておく必要がある。

3. 今後の課題

以上みてきたように、現状においても、解決しなければ廃止措置が実施できないような技術的問題はない。換言すれば、商業用原子力発電施設の廃止措置は、解体の方法や安全確保の方法を論じる段階を過ぎ、適切に技術を組み合わせ、いかに合理的に実施するかというシステムエンジニアリングを論じる段階となったともいえる。解体技術の高度化、合理的な放射性物質濃度測定技術の開発及び各々の技術を合理的に組み合わせたシステムエンジニアリング等の開発の推進により、一層合理的な廃止措置を実施することが可能であり、このための技術開発等の努力が引き続き行われるべきである。

また、除染技術の高度化等により一層の被ばく低減を図っていく等人的負担を軽減することや廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物量の低減等による環境負荷の低減も重要である。

こうした観点から、解体後除染、減容等に関する廃棄物処理の高度化技術の開発及び二次廃棄物の処理技術に関する性能向上に引き続き最大限の努力が払われるべきである。

III 廃止措置における安全確保の手続の明確化

1. 廃止措置の特性

廃止措置の合理的な安全確保を図るためには、廃止措置中の原子力発電施設の特性を念頭におくことが重要である。

廃止措置期間中は原子炉の運転が終了していることから、原子炉の反応度、原子炉の圧力・温度の上昇等、原子炉の運転に伴う急激な過渡変化が生じる可能性自体が存在せず、これに起因する大量の放射線・放射性物質放出のおそれもない。また、使用済燃料等が既に搬出済みのため、再臨界⁽²⁰⁾、崩壊熱⁽²¹⁾、燃料体落下等に伴う放射性物質放出のおそれや核燃料物質奪取等の脅威が存在せず、原子炉施設が内包する放射性物質の量も桁違いに小さい。このように運転を終了した原子炉施設は安全水準が高く静的な状態にあるため、仮に事故的な状況を想定したとしても周辺公衆に影響を与えるような状況は考えにくい。例えば、仮にこのような状況における影響を評価²³⁾しても、周辺公衆への線量は日本人が年間に自然界から受ける線量の1,000分の1程度又は胃のエックス線検査の際の被ばく線量²⁴⁾の600分の1程度にとどまると想定される。

2. 廃止措置の安全確保に係る基本的留意点

原子炉の運用に際して安全を確保すべき対象は常に周辺公衆と作業従事者である。廃止措置に入った原子炉施設は、安全上の潜在的リスクの内容、程度が運転中のそれとは全く異なり、それに応じて安全確保のための措置の内容もおのずから異なることとなる。

運転中においては、最大の安全確保上の重点は事故の発生を防止し事故の拡大を防止することにより周辺公衆に放射線障害を与えないことに置かれ、原子炉を止めるための原子炉停止系(制御棒、ほう酸注入系)、炉心を冷やすための原子炉冷却系(非常用炉心冷却系、残留熱除去系)、放射性物質を閉じ込めるための原子炉格納容器(格納施設雰囲気制御系を含む)を適切に維持することが安全確保の措置の中心となっている。

一方、運転を終了し使用済燃料を搬出した原子炉施設においては、安全確保の中心領域は運

²³⁾ 解体撤去作業中の最も放射性物質濃度の高い部分の作業は炉内構造物の切断となる。切断に際しては、作業中に発生する放射性の気体や粉じんから作業環境の安全を確保するため、グリーンハウス(仮設囲い)と局所排気・局所フィルタを組み合せ浄化が行われる。この放射性物質を最大限に吸着した局所フィルタが、何らかの原因によりその全保有量を原子炉建屋内等に放出する場合を試算した。

さらに、廃止措置に係る工事自体の安全水準そのものをみるため、現実には放射性物質除去作業の終了まで存在し、放射性物質の拡散防止障壁となる原子炉格納容器や原子炉建屋がないとの極端な仮定を行い試算しても、周辺公衆への線量は年間に自然界から受ける線量の4分の1程度、1回の胃のエックス線検査の際の被ばく線量の半分程度にとどまるものと想定される。

²⁴⁾ 出典 「生活と放射線」(平成7年10月 放射線医学総合研究所)

中、運転中のこれら「止める、冷やす、閉じ込める」という一連の機能から、放射性物質の閉じ込め、放射性廃棄物の処理・処分を中心とした極めて限定された範囲に移行することとなる。放射性物質を閉じ込める機能も、原子炉格納容器等においては、運転中の事故対策において要求されるほどの機能は不要となり、格納施設雰囲気制御系も必要とされなくなる。

このように、原子炉施設の安全水準は、運転を終了し使用済燃料が搬出されることを契機に格段に高まり、同時に安全確保のために必要とされる措置の内容、程度も大きく変化することとなる。これを勘案すれば、当該解体対象施設から使用済燃料等の搬出を完了した後廃止措置を開始することが適当である。

廃止措置中の原子炉施設には、上述のようにその機能が必要とされる設備とされない設備が多数混在する。このため、機能を維持すべき設備と機能を維持する必要のない設備を計画段階から明確に区別することが重要となる。その際、建築構造物の役割を十分認識し、位置付けることが重要である。すなわち、建築構造物の一部は原子炉格納容器や原子炉建屋に象徴されるように、元来放射性物質の拡散防止障壁として設計されているものもあり、これらについては、その範囲と機能を明確にし、廃止措置中においてもその機能が適切に維持されるとともに、解体撤去に当たっては、建屋内の放射性物質の除去作業が終了するまでこの機能が維持されるよう、解体撤去工法・手順の策定に際して配慮されることが必要である。これらの対策により放射性物質の不用意な大気環境への放出防止が図られることとなる。

拡散防止障壁と連携して重要な機能を担うのが、放射性気体廃棄物処理系や換気系である。換気系は拡散防止障壁と組み合わせられ、障壁内の空気の流れを制御し、解体撤去作業により発生する放射性の気体や粉じんの施設外への漏えいを防止する重要な機能を担う。換気系により集められた放射性の気体や粉じんは、フィルタ等適切な処理により放射性物質が除去される。

放射性固体廃棄物の管理も廃止措置における重要事項である。運転を終了し、使用済燃料を搬出した原子炉施設は前述のように静的な状態にあり、かつ、設備は原子炉格納容器、原子炉建屋等の放射線障害防止効果を有する堅固な施設内に保管されているという安定な状態にある。一方、原子炉施設の解体撤去は、設備を切断し容器に収納すること等により、取扱い、運搬、貯蔵、処分を容易にした上で、最終的には施設から放射性固体廃棄物として撤去、処分する行為でもある。これを放射性固体廃棄物の管理の観点からみると、一時的ではあるが放射性廃棄物の管理の対象を増やし、管理しにくくするという側面も有している。そうした意味で解体撤去は、解体撤去に伴い発生する放射性固体廃棄物の具体的な処分・保管廃棄先等を含む放射性固体廃棄物の管理方策を策定した後、着手されるべきであろう。

廃止措置工事は同時に実施される工事の数といった面的な広がりを除けば、工事単体としては定期検査期間中の改造工事、補修工事に伴う作業と基本的に内容は類似しており、原子炉設

置者は工事及びその安全確保に十分な経験の蓄積を有している。したがって、廃止措置作業中の安全確保は、定期検査期間中の原子炉施設における工事と同様に、工程管理、放射線管理、放射性物質の拡散防止、作業従事者の被ばく低減、放射性廃棄物の管理に関する項目に重点を置くことが適切である。

その際、廃止措置作業の安全確保はもとより、廃止措置全体の安全確保のために廃止措置に係る計画をあらかじめ包括的に策定しておくことが不可欠である。計画には、上記記述の廃止措置中に維持されるべき設備と機能を含む廃止措置の工程・工法・手順、放射性廃棄物の管理、使用済燃料等の措置及び廃止措置完了の条件等が含まれなければならない。また、計画には適用した工法・手順に基づき廃止措置を実施した場合の安全性及び事故的な状況を解析した影響の程度に関する評価が含まれることが必要である。

なお、炭酸ガス冷却炉は原子炉の構造、設備の構造等軽水炉と異なる部分も存在するが、工事の方法、工法等には軽水炉と大きな差が存在しないことから、安全確保に係る基本的留意点は同様に適用可能である。

3. 廃止措置における安全の確認のあり方

原子炉施設の廃止措置に係る手続は、上記2. で指摘した諸点が満足されるとともに、上記1. の廃止措置の特性を踏まえた合理的なものとすることが重要である。

また、廃止措置においては、系統除染、安全貯蔵がその後の解体撤去における作業従事者の被ばく、解体撤去方法の選定、放射性廃棄物の発生量等と密接な関連を有することから、使用済燃料搬出後の系統除染以降解体撤去終了までの期間を廃止措置の一連の工程として、一貫して安全の確認の対象とすることが適切である。

原子炉の解体に関し原子炉等規制法には解体届(原子炉等規制法第38条)の手続が用意されている。解体届の内容が適切でない場合には、解体方法の指定等の措置命令(第38条)を発動することが可能となっている。

解体届には、廃止措置に関し解体の方法、工事工程、核燃料物質及び核燃料物質により汚染された物の処分の方法等の計画についてあらかじめ届け出ることとされている(実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第17条)。具体的には廃止措置に係る工事の開始に先立ち計画されている廃止措置の工程・工法・手順、放射性廃棄物の管理、使用済燃料等の措置、廃止措置の完了要件及びこれらに基づき廃止措置を実施した場合の安全性及び事故的な状況を仮定し解析した安全性の評価等が記述され、計画が適切であるか評価されることが必要である。原子炉施設の廃止措置は、現場工事を伴うことから、状況の変化によっては計画に変更が生じる可能性もあるが、かかる場合には変更に関する解体届により計画の安全性を確認しつつ進めて

いくことが必要である。いずれの場合においても、審査の結果廃止措置計画が適切でないと思われる場合には、適切な措置命令が下されることが重要である。

このように、計画の妥当性については事前の解体届によって担保されるが、原子炉の保安に係る日常の具体的安全確保方法については、原子炉等規制法の保安規定認可及び保安規定変更命令(第37条)の手続が用意されている。

保安規定は、原子炉施設の運用に関連する職務及び組織、保安教育、運転、運転の安全審査、区域管理、排気・排水管理、線量当量、汚染管理及び除染、放射線測定器の管理、巡視・点検、定期自主検査、放射性廃棄物の廃棄、非常時の措置等に関する具体的方法について定め、認可を受けることとされていることから、原子炉施設の廃止措置に係る保安規定においては、現実には工事を実施する際に、解体届記載の計画どおり安全に実施し得る保安管理体制が確保されているか等が評価されることが必要である。原子炉施設の廃止措置は、作業を伴う系統除染、静的な管理である安全貯蔵、大規模な工事を伴う解体撤去と工事の進捗に伴って工事の様相が大きく変化するだけに、その局面に応じた保安管理体制が確保されていることを保安規定の変更認可において確認することが必要である。さらに、万が一、廃止措置の工事の実施に際しての保安管理体制が不適切であり、安全上の支障がある場合には保安規定変更命令(第37条)が適切に発動されることが重要である。

その他、保安義務(第35条)及びこれに違反した場合の措置命令(第36条)、報告徴収(第67条)等は原子炉の解体撤去が終了されるまで適用される。また、必要が生じた場合には立入検査(第68条)を実施し、状況を把握することができることとされている。

原子炉施設の廃止措置の安全性は、原子炉等規制法に用意されたこれらの手続が適切に運用・審査されることにより十分確保される。

このような安全性確保に係る諸手続の適用状況を現実の廃止措置工程に即し整理して示せば参考 2 のようになる。

4. 廃止措置における安全確保の手続整備の今後の進め方

廃止措置方策を確立する上においても、廃止措置に係る手続の細目が明確となっていることは必要不可欠である。また、原子力発電所周辺住民の原子炉の廃止に関する漠然とした不安感を払拭する意味からも、手続の細目を早期に整備しておくことが望まれる。

このため、廃止措置に関する中心的手続である解体届及び保安規定の未だ整備されていない具体的記載内容等について、2. の基本的留意点を踏まえ今後可及的速やかに整備していくことが重要である。また、解体届、保安規定等の審査に必要となる基準、要領等もこれらの記載内容と平仄を取りつつ今後整備していくことが重要である。

今後整備を進めていく必要のある基準、要領等は、系統除染に関する事項、安全貯蔵に関する事項、解体撤去に関する事項、廃止措置の安全評価方法に関する事項、廃止措置中に維持すべき設備に関する事項、措置命令発動に関する事項、発電所敷地の解放に関する事項等が考えられる。その際、廃止措置の特性を十分勘案し、必要にして十分な合理的規制内容とすることが肝要である。

当面直近の具体的案件である日本原子力発電(株)東海発電所は、平成10年3月末を目途に運転を終了することとされているが、運転終了後4～5年で使用済燃料の取り出しを完了する計画となっていることから、早ければ平成13年にも廃止措置に係る手続が開始される可能性がある。したがって、これらの整備は遅くとも平成13年、上述の観点からはそれよりもなるべく早い時期に整備を完了しておくことが肝要である。

IV 解体廃棄物の処理処分に係る課題

1. 解体廃棄物の発生量及び性状

商業用原子力発電施設の廃止措置に伴って発生する廃棄物(解体廃棄物)の中で、放射性廃棄物として原子炉等規制法の適用下で適切に処理処分することが必要な部分は、原子炉压力容器、炉内構造物、一次冷却系等で、全体の物量の中ではごく一部に限られている。つまり、軽水炉の場合、解体廃棄物の総重量の9割以上は、通常のビル等の解体物と同様のコンクリートガラや鋼材である。また、廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物は、基本的には原子炉の運転に伴い発生している放射性廃棄物と同質で、いわゆる低レベル放射性廃棄物⁽²²⁾という区分に属するものである。

解体廃棄物の総量は、炉型の違いや出力規模により差異があるものの、110万kW級の軽水炉であれば、約50～55万トンとなる。これを、一定の前提をおいて解体廃棄物の放射性物質濃度に応じた区分別発生量を試算すると、低レベル放射性廃棄物は1万トン前後(総廃棄物重量の3%以下)で、この中には炉内構造物等、低レベル放射性廃棄物の中でも比較的放射性物質濃度が高いため、現在原子炉等規制法により安全基準が整備されているコンクリートピット埋設施設⁽²³⁾の濃度上限値を超える放射性廃棄物(高βγ低レベル放射性廃棄物⁽²⁴⁾)が数百トン(総廃棄物重量の0.1%以下)含まれると推定される。また、上記低レベル放射性廃棄物の中には、比較的放射性物質濃度が低いことから、コンクリートピット等の人工構造物により周辺土壌から仕切られた処分方法ではなく、掘削した土壌中への埋設(素掘トレンチ)による処分が可能な、いわゆる極低レベル放射性廃棄物⁽²⁵⁾が1万トン以下(1～2%程度)含まれていると試算される。

なお、我が国に1基存在する炭酸ガス冷却炉(16万kW級)の場合は、解体廃棄物の総量が約16万トンであり、このうち低レベル放射性廃棄物は解体廃棄物全体の中で約2万トン(約15%)存在し、このうち高βγ低レベル放射性廃棄物が約3千トン(約2%)、極低レベル放射性廃棄物が約8千トン(約5%)含まれると試算される。

我が国において、今後解体に伴い発生する放射性廃棄物の累積発生量を、一定の仮定に基づき2030年まで見通すと、それまでに原子炉の運転に伴って発生する放射性廃棄物の累積発生量とほぼ同等と予想される。

2. 解体廃棄物の処理処分の基本的方向性

(1) 低レベル放射性廃棄物

原子力の開発利用に伴い発生する放射性廃棄物については、含有する放射性物質の濃度に応じた合理的な処分の方法を策定することが放射性廃棄物処分政策の基本である。商業用原子力発電施設の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の処分は、かかる処分政策に従って実施されることが重要である。商業用原子力発電施設の廃止措置に伴い発生する放射性廃棄物の観点から、かかる処分政策の整備状況を整理すると以下のとおりとなる。

1) 掘削トレンチ埋設処分対象放射性廃棄物(極低レベル放射性廃棄物)

極低レベル放射性廃棄物のうちコンクリート廃棄物については、既に制度整備が終了しており、掘削トレンチによる処分が実施可能である。これは、平成8年3月に解体を終了した日本原子力研究所のJPDRでの解体においても経験がある。

一方、残りの金属廃棄物等については、現在までに安全規制の基本的考え方が示されているが、今後、処分場における放射性物質濃度上限値、個別処分施設の安全審査方法、関係技術基準等の整備が残されている。このように、今後整備すべき課題はあるものの、いずれもコンクリート廃棄物の制度整備において経験のある分野であり、特段の問題は存在しない。したがって、従来からの努力を継続し、制度整備を確実に推進することが重要である。

2) コンクリートピット埋設処分対象放射性廃棄物

コンクリートピット埋設処分対象放射性廃棄物の埋設処分については、既にほとんどの制度整備が終了している。ただ、タンク類やポンプなどの大型金属廃棄物について、それ自体を頑丈な容器として利用して一体処分とすることが合理的であり、このために、開口部の密閉方法に関する基準化が残されているが、制度整備上大きな問題は存在しない。

3) コンクリートピット埋設濃度上限値を超える放射性廃棄物(高 β γ 低レベル放射性廃棄物)

高 β γ 低レベル放射性廃棄物の処分方針については、昭和60年10月の原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の報告書において、「今後更に調査検討を進めていく必要がある」とされたが、これまで処分概念は確立されておらず、制度は整備されていない。

高 β γ 低レベル放射性廃棄物は、運転中の原子力発電施設においても、定期検査時等において使用済制御棒等が発生し、現在は施設内に保管されているが、このような原子力発電に直接関係する放射性廃棄物については、廃止措置に伴う高 β γ 低レベル放射性廃棄物の発生を待つまでもなく、その処分制度を早急に整備すべきである。

(2) 放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物

放射性廃棄物は、これに含まれる放射性物質の濃度に応じ安全かつ合理的に処理処分されることが重要である。このため、例えば低レベル放射性廃棄物の処分に際しては、廃棄物をコンクリート製のピットに収納し放射性物質の拡散を阻止するとともに、人間社会との離隔距離を適切に確保することにより放射性物質による人間環境への影響を防止するための対策が採られている。

一方、日本人が自然界の放射性物質等から年間に1,100マイクロシーベルト程度(ラドンによる肺の被ばくを除く)の被ばくをしていることを勘案すると、放射性廃棄物に含まれる放射性物質の濃度が十分低くなり、特段の対策を施さなくとも放射性廃棄物の人間環境に対する影響が無視し得るほど小さくなる放射性物質の濃度が存在するはずである。

かかる放射性物質の濃度はクリアランス・レベル⁽²⁰⁾と呼ばれ、昭和59年8月の原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の報告書でも、放射性廃棄物に含まれる放射性物質の濃度が極めて低く、人間環境への放射線による影響が全く考慮する必要のないレベルとして一般区分値(クリアランス・レベル)の概念を設ける必要があるとの基本的考え方が示された。しかしながら、今日までかかる制度整備は未だなされていない。

諸外国においては、ドイツ、イギリス、スウェーデン、フィンランドにおいて既に汎用的な基準を定めているのをはじめ、アメリカ、カナダ、ベルギー、フランスにおいては、個別申請及び審査においてクリアランス・レベルを設けている。現在解体中か解体済みの原子炉はアメリカ、イギリス、ドイツ等世界で15基程度あり、このうちクリアランス・レベルに係る制度を設けずに解体したのはJPDRだけである。また、このように主要国においては制度が整備され、リサイクル材料又はこれを利用した製品の国際流通も現実化していくこと等を踏まえ、国際原子力機関(International Atomic Energy Agency)においては、国際的なクリアランス・レベルについての検討が進められている。

原子力発電施設の運転に伴っても、放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物は発生し

ている。また、商業用原子力発電施設の廃止措置に伴っても、同様の廃棄物が発生する。今後、仮にクリアランス・レベルに係る制度が整備されなかった場合には、本来放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物が低レベル放射性廃棄物と混在されて処分されたり、再利用可能な資源が廃棄されることとなることから、環境負荷を増大させるのみならず、放射性廃棄物の処分費用をも不必要に上昇させることとなる。

以上のような観点から、クリアランス・レベルに係る制度を早急に整備することが、放射性廃棄物の合理的な処理処分方策における課題となっている。なお、今後の検討と所要の制度整備並びにその運用を進めるに当たっては、一般的な産業廃棄物やリサイクルに係る制度等との関係について、厚生省、科学技術庁等関係省庁との調整・連携を図ることが必要である。

3. 解体廃棄物の処理処分方策の推進

平成8年6月、平成10年3月末を目途に運転終了することが発表された日本原子力発電(株)東海発電所は、運転終了後4～5年で使用済燃料の取り出しを完了する計画となっている。このため、早ければ平成13年にも廃止措置に係る手続が開始される可能性がある。

したがって、2. で述べたような処分方策や安全基準の検討等を、原子力委員会、原子力安全委員会等において計画的に進め、商業用原子力発電施設の廃止措置に係る手続が開始されるまでには、所要の制度整備を図っていくことが、放射性廃棄物の合理的な処理処分を図ること、並びに原子力発電に対する国民の信頼を得る観点からも極めて重要である。

4. 解体廃棄物の有効利用

廃棄物は、合理的に区分した処理処分方針を定め、適切に処分を実施していくことが大原則である。一方、環境負荷の低減、資源の有効利用等地球的環境の観点から、再利用が可能かつ合理的なものについては、その有効利用を図っていくことも今日的な課題である。

海外ではドイツ、ベルギー等多くの国において、放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物に関しては金属スクラップの一般リサイクル市場への流通、コンクリートの道路舗装材への再利用等が行われているほか、放射性廃棄物についても使用済燃料の輸送容器や放射性廃棄物容器等に用途を限定した再利用が既に行われている。

このため、我が国においてもその具体的推進方法を検討するとともに、原子炉設置者自ら実績を積み重ねる等により、国民の理解を得つつ廃棄物の有効利用を進めていくことが重要である。

V 透明性の確保と情報の提供

国民は原子力について、その必要性を認めつつも漠然たる不安感を抱いている。原子炉の廃止措置についても、実際には廃止措置中の原子炉は静的な状態にあり、運転中に比し安全水準がはるかに高いにもかかわらず、少なからぬ国民が漠然とした不安を感じている。このため、積極的な情報提供が望まれるが、その際、正確、詳細な情報の提供が求められる一方で、原子力に関する専門的な知識を有さなくとも理解できる分かり易い情報が求められていることに留意し、バランスのとれたきめ細かな情報提供・広報活動が行われるべきであろう。

廃止措置についても、運転を終了した原子力発電施設の特徴を始め、解体の具体的工法、廃止措置中の安全がいかに確保されるかなど、廃止措置全般の安心感の醸成が促進されるよう、積極的な情報提供・広報活動が必要である。同時に、商業用原子力発電施設の廃止措置に関する情報が、今回の原子力部会における情報の提供と情報交流に関する検討の方向を踏まえて、原子力発電に関する情報提供の中に適切に位置付けられ、国民が原子力発電所の設置から解体・廃棄に至る全体像を把握しうるよう提供されることが重要である。

また、国民の理解を求めていく観点からは基準、制度が明らかになっていることも極めて重要であることに留意すべきである。廃止措置に関する安全確保のための規制については、基準、要領等の詳細を早期に明らかにすることにより、国民が廃止措置についての見通しを得られる環境を確立すべきである。

制度整備が遅れている放射性廃棄物の処分対策については、国が安全を確保するための基準をあらかじめ整備しておくことこそ国民の安心と理解を得る第一歩であることを強く指摘したい。このことは言うまでもなく廃止措置のみに係る問題ではなく、原子力の開発利用全般に対する国民の信頼を得る上で極めて重要である。特に、今後クリアランス・レベルに係る制度を整備した後、再利用等を円滑に進めていくためには、科学的知見を丁寧に説明すること等を通じて関係者及び国民の理解促進のための情報提供・広報活動を広く行うことが極めて重要である。

原子炉の廃止措置、とりわけ解体撤去に関する技術は、前回の検討を実施した昭和60年当時から大きく進展した。現実にも、この間海外において数多くの大規模原子炉施設が解体され、我が国においてもJPDRの解体が順調に行われて平成8年3月に終了している。換言すれば、商業用原子力発電施設の廃止措置は、解体の方法や安全確保の方法を論じる段階を過ぎ、適切に技術を組み合わせ、いかに合理的に実施するかというシステムエンジニアリングを論じる段階となったともいえる。

もとより、安全の確保は当然の大前提であり、その大枠を定める廃止措置に係る基準、関係規定は速やかに整備されるべきである。そうしてこそ、廃止措置が具体化した際に、地元の理解を得つつ、円滑に商業用原子力発電施設の解体撤去を行うことが可能となろう。

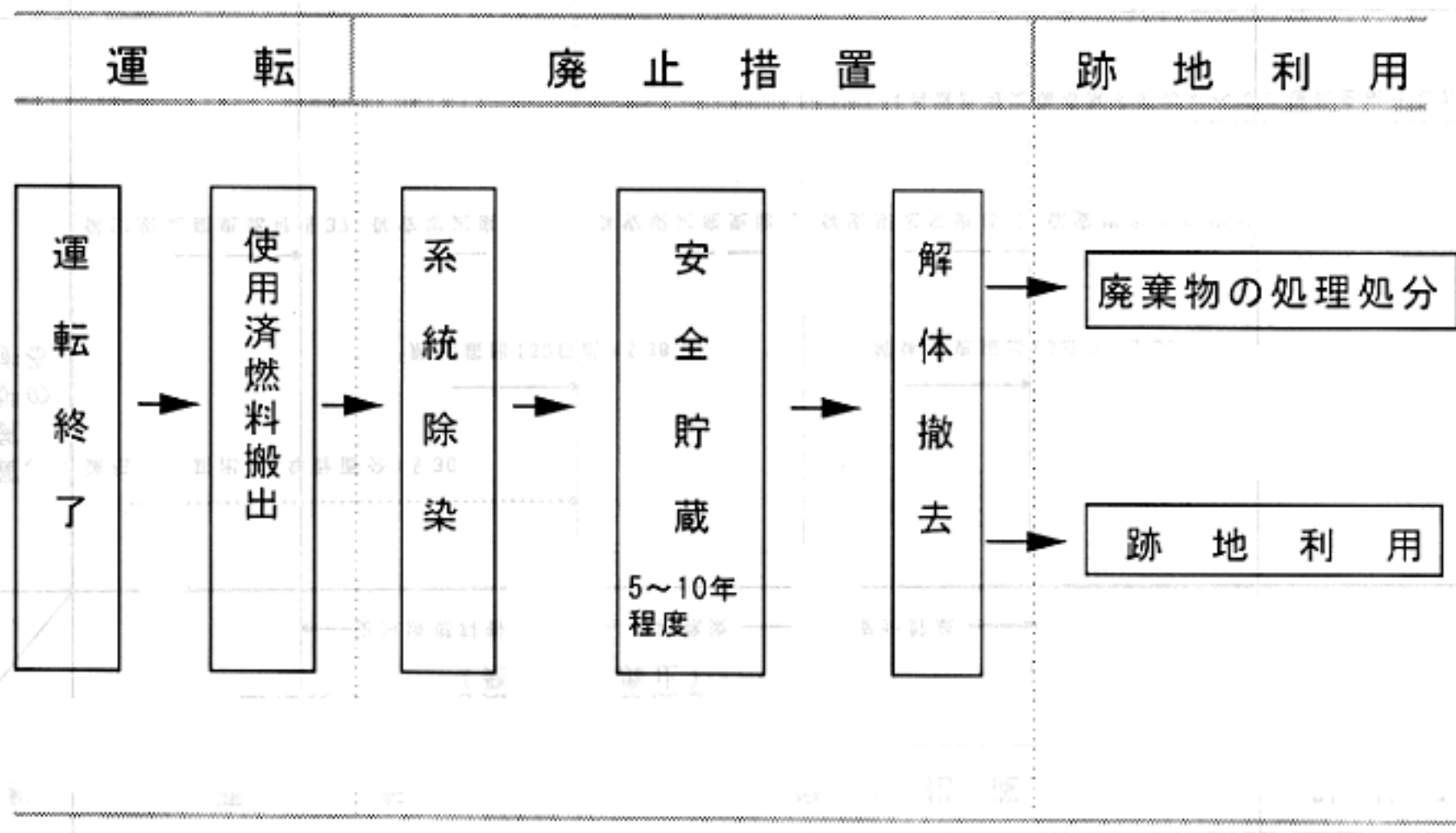
廃止措置に関する技術面での実績が順調に積み重ねられてきた一方で、大きな課題として残されたのが廃棄物の処分問題である。廃止措置が原子力発電を開始した以上必ず発生する問題であるのと同様に、放射性廃棄物の処分もまた原子力発電を選択した以上避けて通れない課題である。また、原子力の開発利用を進める上で、放射性廃棄物の特性に応じ適切な処分方策を用意しておくことは基本でもある。

しかしながら、現在までの放射性廃棄物の処分の検討状況をみると、その具体的処分方策を早急に確立しなければならない分野が残されている。原子力政策円卓会議の場や新潟県巻町の住民投票に際しての議論でも明らかになったように、放射性廃棄物の処分対策の遅れが原子力の開発利用に対する国民の不安、不信感の原因の一つにもなっていることを改めて想起しておきたい。現実の問題として具体化・切迫していないからといって、検討、解決を先に延ばすことは適当ではない。近い将来確実に必要になるバックエンド対策⁽²⁷⁾については早い段階で方針や具体的方策を確立することにより、将来に対する透明性、見通し性を確保することが必要である。

近く確実に想定される商業用原子力発電施設の廃止措置に対し、早期に準備を整え、国民にも正しい情報を提供し、正確な理解を求めることの重要性を改めて強調したい。関係方面の真摯な努力を強く求め、商業用原子力発電施設の廃止措置が円滑に進展する環境が速やかに整うことを希望するものである。

(参 考)

商業用原子力発電施設の廃止措置の標準工程



参考 2 商業用原子力発電施設の廃止措置の手続例

工 程 法 規	運 転		廃 止 措 置			跡 地 利 用
	運 転 終 了		電 気 工 作 物 の 廃 止 (発 電 所 の 廃 止)			敷 地 解 放
	← 使用済燃料搬出 →		← 系統除染 →	← 安全貯蔵 →	← 解体搬去 →	
核原料物質、 核燃料物質 及び原子炉の 規制に関する 法律	 運転計画届出(3年計画分) § 30		 解体届出(30日前) § 38	 解体変更届出(5日前) § 38	 (30日以内) 廃止届出(設置許可失効) § 65 (当該許可に係る原子炉のすべての運転を廃止したとき)	
電 気 事 業 法	 供給計画届出(2年計画分) § 29		 電気工作物変更届出 § 9			

参考 3 解体廃棄物発生量の試算例（1基当たり）

区 分	炉 型	BWR		PWR		GCR	
		概略 万トン	概略 %	概略 万トン	概略 %	概略 万トン	概略 %
低レベル 放 射 性 廃 棄 物	高 β 、 γ 低レベル放射性廃棄物	100トン	0.1以下	200トン	0.1以下	0.3	2
		0.2	1以下	0.3	1以下	1.2	8
	極低レベル放射性廃棄物	1	2	0.3	1以下	0.8	5
放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物		53	98	49	99	13	85
合 計		55	—	50	—	16	—

注1: 試算の前提条件

- ① BWR及びPWRは110万kW級、GCRは16万kW級商業用原子炉をBWR及びPWR40年間、GCRを30年間運転し、5年間の安全貯蔵、除染等を実施し解体撤去した場合の試算。
- ② 高 β 、 γ 低レベル放射性廃棄物及び極低レベル放射性廃棄物は、政令濃度上限値より保守的に区分値を設定し試算。
- ③ 放射性廃棄物として扱う必要のない廃棄物の区分は、IAEAで検討中のクリアランスレベルを参考にした。

注2: 端数処理のため合計は合わないことがある。

注3: GCRは、BWRやPWRに比べ原子炉が大きく、これを取り囲む生体遮へいも大きいこと等から、放射性廃棄物の発生割合が大きい。

参考 4 海外の原子炉の廃止措置の状況

1996年末現在

国名	原子炉				廃止措置方式	廃止措置の現状			備考
	原子炉施設名	炉型	出力(MW)	運転期間		安全貯蔵	解体撤去	その他	
カナダ	ジェンティリー 1 ダグラス・ポイント	CANDU CANDU	26.0 21.8	1972～1978 1968～1984	安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去	○ ○			
フランス	シノン A1 シノン A2 マルクール G2 マルクール G3 モンダレー EL-4 サンローラン A1 シノン A3 ショー サンローラン A2 ビュージェイ 1	GCR GCR GCR GCR HWGCR GCR GCR PWR GCR GCR	8.4 23.0 4.0 4.0 7.7 40.5 37.5 32.0 46.5 55.5	1964～1973 1965～1973 1959～1980 1960～1984 1967～1985 1969～1990 1968～1990 1967～1991 1971～1992 1972～1994	安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去	○ ○ ○ ○ 準備中 準備中 準備中 準備中 準備中 準備中			
ドイツ	ニーダーアイヒバッハ KKN リンゲン KWL グンドレミンゲン KRB-A カールスルーエ MZFR THTR-300 ノルト 2 ノルト 3 ラインスベルク AKW-1 ノルト 4 ノルト 5 ノルト 1 ビュルガッセン KWW	HWGCR BWR BWR PHWR HTGR VVER VVER VVER VVER VVER VVER BWR	10.6 25.2 25.0 5.8 30.8 44.0 44.0 8.0 44.0 44.0 44.0 67.0	1974～1974 1968～1979 1967～1980 1966～1984 1987～1989 1975～1990 1978～1990 1966～1990 1979～1990 1990～1990 1974～1990 1972～1995	安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去 即時解体撤去	終了 ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ ○ 準備中			1995年終了 2000年終了予定 2006年終了予定 2012年終了予定 2012年終了予定 2009年終了予定 2012年終了予定 2012年終了予定 2012年終了予定
イタリア	ガリリアーノ ラティナ トリノ・ベルチェレッセ カオルソ	BWR GCR PWR BWR	16.4 16.0 27.0 88.2	1964～1982 1964～1987 1965～1990 1981～1990	安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去	準備中 準備中 準備中 準備中			
ロシア	ベロヤルスク 1 ノボボロネジ 1 ベロヤルスク 2 ノボボロネジ 2	RBMK VVER RBMK VVER	10.8 27.8 19.4 36.5	1964～1983 1964～1984 1969～1990 1970～1990	安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去 安全貯蔵－解体撤去	準備中 準備中 準備中 準備中			
スロバキア	ボフニチェ A1	HWGCR	14.4	1972～1979	安全貯蔵－解体撤去	準備中			
スペイン	バンデロス 1	GCR	50.0	1972～1990	安全貯蔵－解体撤去	準備中			
ウクライナ	チェルノブイル 4	RBMK	100.0	1984～1986	安全貯蔵－解体撤去	○			

国名	原子炉				廃止措置方式	廃止措置の現状			備考
	原子炉施設名	炉型	出力(MW)	運転期間		安全貯蔵	解体撤去	その他	
イギリス	ウィンズケール AGR	AGR	3.6	1963～1981	即時解体撤去		○		2000年頃終了予定
	バークレー 1	GCR	16.0	1962～1989	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	バークレー 2	GCR	16.0	1962～1989	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	ハンターストン A1	GCR	16.9	1964～1990	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	ハンターストン A2	GCR	16.9	1964～1990	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	ウィンフリス SGHWR	SGHWR	10.2	1968～1990	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	トロスフィニス 1	GCR	23.5	1965～1993	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	トロスフィニス 2	GCR	23.5	1965～1993	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
	ドーンレイ PFR	FBR	25.0	1976～1994	安全貯蔵—解体撤去	準備中			
アメリカ	ハーラム	SGR	8.2	1963～1964	永久埋設	○			1991年終了
	バスファインダー	BWR	6.2	1966～1967	即時解体撤去		終了		
	エンリコ・フェルミ 1	FBR	6.5	1966～1972	安全貯蔵—解体撤去	○			
	インディアンポイント 1	PWR	28.5	1962～1974	安全貯蔵—解体撤去	○			
	ピーチボトム 1	HTGR	4.2	1967～1974	安全貯蔵—解体撤去	○			
	フンボルトベイ	BWR	7.5	1963～1976	安全貯蔵—解体撤去	○			
	スリーマイルアイランド 2	PWR	95.9	1978～1979	安全貯蔵—解体撤去	○			1989年終了
	Shippingポート 2	LWBR	5.2	1957～1982	即時解体撤去		終了		
	ドレスデン 1	BWR	21.0	1960～1984	安全貯蔵—解体撤去	○			
	ラクロス	BWR	5.5	1969～1987	安全貯蔵—解体撤去	○			
	ショーハム	BWR	84.0	1988～1988	即時解体撤去		終了		1995年終了
	ランチョセコ	PWR	96.6	1975～1989	安全貯蔵—解体撤去	○			
	フォートセントブレイン	HTGR	34.2	1979～1989	即時解体撤去		○		1997年終了予定 1999年終了予定
	ヤンキーロー	PWR	18.5	1961～1992	即時解体撤去		○		
	サンオノフレ 1	PWR	45.6	1968～1992	安全貯蔵—解体撤去	準備中			2001年終了予定
	トロージャン	PWR	117.8	1976～1993	即時解体撤去		○		
	コネチカットヤンキー	PWR	60.0	1968～1996	未定			運転終了	

注1: 出典

各種資料より通産省作成。日本原子力産業会議の「世界の原子力発電開発の動向1995年次報告」から抽出した電気出力3万kW以上の非軍事用発電炉のうち運転停止している原子炉に関して、各々の廃止措置の状況をまとめた。なお、最終停止と断定できないもの(アルメニア1、2、チェルノブイル2)は含まれていない。

注2: 炉型略称

AGR : 改良型ガス冷却炉 BWR : 沸騰水型軽水炉 CANDU : カナダ型重水炉—加圧水型 FBR : 高速増殖炉 GCR : ガス冷却炉
HTGR : 高温ガス冷却炉 HWGCR : 重水減速ガス冷却炉 LWBR : 軽水冷却増殖炉 PWR : 加圧水型軽水炉 PHWR : 加圧重水炉
RBMK : 旧ソ連型黒鉛減速軽水炉 SGHWR : 蒸気発生重水炉 SGR : ナトリウム黒鉛炉 VVER : 旧ソ連型加圧水型軽水炉

注3: 廃止措置方式、廃止措置の現状

廃止措置方式は、原則として安全貯蔵—解体撤去方式と即時解体撤去方式としたが、国によってその定義に差異があるため、必ずしも厳密な分類とはなっていない場合がある。
廃止措置の現状は、国によってその定義に差異があるため、必ずしも厳密な分類とはなっていない場合がある。
また、分類中の「○」印は、その分類の状態にあることを示し、「準備中」は、その状態に入るための準備作業を行っていることを示す。「その他」分類の「運転終了」は、営業運転終了を最近行ったため、今後の計画が何ら公表されていない状態を示す。

参考 5 海外の代表的な原子炉廃止措置実績

原子炉施設名	SHIPPINGポート2	フォートセント ブレイン	ヤンキーロー	トロージャン	ウィンズケール	ニーダーアイヒ パッハKKN	グンドレミンゲン KRB-A
所在地	アメリカ	アメリカ	アメリカ	アメリカ	イギリス	ドイツ	ドイツ
炉型	LWBR	HTGR	PWR	PWR	AGR	HWGCR	BWR
出力(万kW)	5.2	34.2	18.5	117.8	3.6	10.6	25.0
運転期間	1957～1982	1979～1989	1961～1992	1976～1993	1963～1981	1974～1974	1967～1980
解体状況	即時解体撤去 1985年 解体開始 1989年 終了	即時解体撤去 1992年 解体開始 1997年 終了予定	即時解体撤去 1993年 解体開始 炉内構造物、SG、加 圧器撤去・搬出完了 1996年 圧力容器撤去完了 1997年 圧力容器搬出予定	即時解体撤去 1994年 解体開始 1994～1995年 SG、加圧器撤去完了 1997年 圧力容器撤去予定	即時解体撤去 1982年 解体開始 上部生体遮へい壁、 原子炉格納容器の上 部を解体済 2000年頃 圧力容器、 炉内構造物撤去予定	安全貯蔵→解体撤去 1981～1988年安全 貯蔵 1988年 解体開始 1995年 終了	即時解体撤去 1983年 解体開始 原子炉格納容器の上 部を解体中 2000年 終了予定
解体 工 法	炉内構造物	プラズマアーク (水中切断)	プラズマアーク (水中切断)	プラズマアーク (水中切断)	圧力容器と炉内構 造物を一体のまま 撤去を計画中	グラインダー プラズマアーク (気中切断)	ハンドソー (気中切断)
	原子炉圧力 容器	処分容器として使用	ダイヤモンドワイ ヤーソー	圧力容器を一体撤去 (キャスクに収納)	ガス切断 (圧力容器上蓋実施済) パウダーガス (気中切断)	リングソー (圧力管)	ガス切断 ハンドソー (水中/気中切断)
	生体遮へい壁	ダイヤモンドブレード カッター		ハンドブレイカー			
解体 廃棄 物	処 分	ハンフォード処分場	リッチランド処分場	バーンウェル処分場 クライブ処分場	ハンフォード処分場	ドリッグ処分場	モルスレーベン 処分場
	再利用計画	建屋廃材は埋戻材に 利用の予定	建屋はガスタービン 発電所に使用	建屋廃材は埋戻材に 利用の予定	検討中	再利用計画はない 建屋廃材・コンク リートは路盤材(一 般道)として使用	建屋再使用の予定

注: 炉型略称

AGR: 改良型ガス冷却炉
BWR: 沸騰水型軽水炉

HTGR: 高温ガス冷却炉
HWGCR: 重水減速ガス冷却炉

LWBR: 軽水冷却増殖炉
PWR: 加圧水型軽水炉

参考 6 海外におけるクリアランス・レベルに係る制度整備状況

汎用的なクリアランス・レベル基準あり				IAEA ¹⁾
ドイツ ¹⁾	イギリス ²⁾	スウェーデン ¹⁾	フィンランド ¹⁾	
- 放射性物質濃度の基準 無拘束再利用 …0.1Bq/g 一般工業用途 …1 Bq/g - 表面汚染密度の基準 α核種 …0.05Bq/cm² βγ核種 …0.5 Bq/cm²	放射性物質濃度の基準 無拘束再利用 …0.4Bq/g	- 放射性物質濃度の基準 無拘束再利用…0.1Bq/g - 表面汚染密度の基準 α核種 …0.4Bq/cm² βγ核種 …4 Bq/cm²	- 放射性物質濃度の基準 α核種 …0.1 Bq/g βγ核種 …1 Bq/g - 表面汚染密度の基準 α核種 …0.04Bq/cm² βγ核種 …0.4 Bq/cm²	各国の研究成果を基に核種ごとに放射性物質濃度が定められている。 (代表的な核種の濃度) Co-60 … 0.3Bq/g C-14 … 300 Bq/g H-3 … 3000 Bq/g

個別申請及び審査に基づきクリアランス・レベルを設定				OECD/NEA ⁴⁾
アメリカ ⁴⁾	カナダ ⁵⁾	ベルギー ⁶⁾	フランス ⁷⁾	
多くの場合Regulatory Guide 1.86に示されている敷地開放基準(5000dpm/100cm ²)が準用されている。 [実施例] ・ シッピングポート ・ ショーハム ・ フォートセントブレイン ・ パスファインダー	[実施例] ・ ジェントリー1 表面汚染密度の基準 α核種 …0.2Bq/cm ² βγ核種 …1.0Bq/cm ² ・ ダグラスポイント 表面汚染密度の基準 α核種 …0.2Bq/cm ² βγ核種 …1.0Bq/cm ²	[実施例] ・ ユーロケミック社の再処理プラント 放射性物質濃度の基準 …1 Bq/g 表面汚染密度の基準 α核種 …0.04Bq/cm ² βγ核種 …0.4 Bq/cm ²	[実施例] ・ マルクールG2、G3 放射性物質濃度の基準 …1 Bq/g	1992年に「原子力施設からの物質の再利用及び再使用の検討のためのタスクグループ」が設立され、再利用及び再使用に関する基準の検討が行われている。 - OECD/NEAの検討では、放射線によるリスクだけではなく、放射線以外のリスク要因についても考慮されている。

注1: 各国がα及びβγの核種群に対して包括的な基準値を与えているのに対して、IAEAでは多様な発生源についても対応可能なように個別の核種について適用可能な基準値を与えているものと考えられる。

注2: 出 典

*1 Guidance on Clearance from Regulatory Control of Radioactive Materials TemaNord 1994:559

*2 通産省委託調査 平成5年度「原子力発電施設解体放射性廃棄物基準調査報告書」

*3 IAEA TECDOC-855

*4 デコミッショニング技術No.4(1991年)、通産省委託調査 平成5年度「原子力発電施設解体放射性廃棄物基準調査報告書」等

*5 WM'95(1995年) 等

*6 WM'94(1994年)

*7 Seminar on Melting and Recycling of Metallic Waste Materials from Decommissioning of Nuclear Installations(1993年10月)

*8 デコミッショニング技術No.14(1996年)

1 高経年化

運転開始後の経過年数が長くなること。

一般的に高経年化に伴い機器・構造物等に劣化が生じる懸念がある。平成8年4月に通商産業省が出した報告書「高経年化に関する基本的な考え方」では、運転年数の長い原子力発電所については、疲労、中性子照射脆化、腐食、応力腐食割れ、ケーブルの絶縁劣化及びコンクリートの劣化の可能性はあるが、点検・検査を充実することにより、これらの問題を未然に防止できるとしている。

2 廃止措置

役目を終えた原子力発電所の運転終了後の取扱いをいう。我が国は原子炉の運転終了後できるだけ早い時期に解体撤去することを原則としている。

3 標準工程

原子力発電所の廃止措置を進めるに当たって、我が国の実情に合った標準的な進め方として、総合エネルギー調査会原子力部会で報告(昭和60年7月)された工程であり、安全貯蔵—解体撤去方式が選定されている。

標準工程は、使用済燃料搬出後の系統除染からはじまり、5年～10年程度の安全貯蔵、解体撤去までをいう。

4 動力試験炉(JPDR : Japan Power Demonstration Reactor)

昭和38年、日本原子力研究所が東海研究所内で日本最初の原子力発電に成功した研究用沸騰水型軽水炉(BWR)。電気出力1.25万kW、熱出力9万kW。昭和51年に運転を終了した。

昭和56年度から解体撤去が行われ、発電用原子炉の建設・運転・廃止措置といった一連の過程でパイロット・プラントとしての使命を果たし、平成8年3月に解体を完了した。

5 炭酸ガス冷却炉

冷却材に炭酸ガスを用いる原子炉。

天然ウランを燃料とし、黒鉛を減速材、炭酸ガスを冷却材として使用するイギリスで開発された原子炉。コールダーホール型は代表的なものである。

6 解体廃棄物

原子力発電施設の解体に伴って発生する廃棄物で、ほとんどがコンクリートや金属である。これらは、放射性廃棄物と、放射性廃棄物として扱う必要のないものの二つに大別される。

7 系統除染

運転中に中性子を受けて放射性物質に変化(放射化)した鉄さび等を、原子炉一次系の配管・容

器等の内面から化学薬品等により除去する作業のこと。

この作業により、後に行われる解体撤去作業が容易となる。

8 解体費用引当金制度

発電用原子炉の廃止措置に必要な資金を引当金としてあらかじめ積み立てておく制度。

本制度は総合エネルギー調査会原子力部会報告(昭和60年7月)に基づいて、電気事業審議会(通商産業大臣の諮問機関)料金制度部会において検討が行われ、電力会社において資金の積立を行うことが適当との結論が出された(昭和62年3月中間報告)。平成元年3月決算期から資金の積立が開始された。さらに、平成2年度には「原子力発電施設解体準備金制度」が創設され、税制面の優遇措置が認められている。

9 アークガウジングとガスを組み合わせた水中切断技術

ステンレス鋼クラッド(腐食を防ぐための肉盛り)部分を、アーク放電(対象物と電極との間の低電圧・大電流による放電現象)により溶融し、溶融物を水ジェットにより排除した後、露出した炭素鋼をガス切断する工法。

水中における原子炉圧力容器の解体技術の一つである。

10 システムエンジニアリング

各要素技術を組み合わせた体系の最適設計・最適運用を作成するための技術。

11 プラズマアーク工法

対象物と電極間にアーク放電させ、その周辺に高速ガスを供給することにより、高温のプラズマガス流(ガスの原子が電荷と中性粒子に分離して激しく運動している状態)を発生させ、これにより金属を溶融し、不活性ガス(窒素ガス等の化学的に安定な気体)あるいは圧縮空気等で排除する工法。

ステンレス鋼の切断が可能な工法であり、JPDRでは、炉内構造物の切断に適用された。

12 マニピュレータ型及びマスト型遠隔操作装置

解体作業を遠隔操作で行うための装置の一つである。

マニピュレータ型とは、人工の腕(マジックハンド)であり、高精度な作業が可能である。

マスト型装置は、上部に設置された支持・駆動装置によりマストの前後左右及び昇降・回転を行うもので高荷重負荷用に適する。

JPDRでは炉内構造物の切断に双方を、原子炉圧力容器の切断用にマスト型が使用された。

13 ディスクカッター工法

円盤状の特殊鋼製ナイフを配管内表面に高圧で押しつけ回転することにより塑性変形させて切断する工法。

JPDRでは、原子炉圧力容器接続配管(12インチ及び4インチ)の切断に適用された。

14 成型爆薬工法

中央部に円周状のV型の溝を有する円筒形に成型した爆薬で、爆発力により配管内壁面への衝突するジェット噴流により配管を切断する工法。

JPDRの原子炉圧力容器との接続配管の解体に適用された。

15 水ジェット工法

超高压水(3,000~4,000気圧)に研磨剤を混入して、衝突エネルギーにより対象物を切断する工法であり、コンクリート、鋼材等を切断する工法。

JPDRの生体遮へい壁の解体の一部に適用された。

16 制御爆破工法

あらかじめ設けた装薬孔に爆薬を装填し、爆発することにより被解体物に亀裂を生じさせて破壊する工法。

JPDRでは生体遮へい壁の解体に適用された。

17 集団線量当量

特定の集団の個人被ばく線量の分布を集団全体で積算した線量をいい、単位として人・シーベルトを用いる。

18 被ばく線量(個人被ばく線量)

体外にある放射線源あるいは体内に摂取された放射性物質から個人が受ける放射線量をいう。通常は線量当量(単位:シーベルト)で表す。

線量当量は、吸収線量に線質係数及び修正係数で荷重したものである。

19 国際放射線防護委員会(ICRP: International Commission on Radiological Protection)

1928年に国際放射線医学会総会で設立された非政府機関。世界の放射線関係の学識者が集まって、放射線の安全利用に関する基本的な考え方等を検討をしている。

この委員会は、放射線防護の考え方、被ばく線量の上限值について検討し勧告を行っている。各国はこのICRPの勧告を尊重し、放射線防護に関する法令の基礎としている。

20 再臨界

臨界とは原子炉の中で核分裂連鎖反応が維持できる状態になったこと。

再臨界は、臨界の状態から一旦、核分裂反応が収束したあと、再び臨界に戻ることをいう。

21 崩壊熱

放射性物質内の不安定な原子核の壊変に伴い、 α 線、 β 線、あるいは γ 線等を放出する際に発生する熱をいう。

22 低レベル放射性廃棄物

低レベル放射性廃棄物は、原子力発電所等の運転や解体撤去に伴って発生する放射性物質の濃度の低い廃棄物。

廃止措置の場合、炉内構造物の一部など、放射性物質の濃度が比較的高い「高 β γ 低レベル放射性廃棄物」と、簡易な処分が可能な「極低レベル放射性廃棄物」も含まれる。

23 コンクリートピット埋設施設

原子力発電所から発生する低レベル放射性廃棄物をドラム缶に固化したもの等を埋設する施設。コンクリートによって周辺土壌から仕切られ、廃棄物を搬入した後、砂等を充填し、蓋をした上で覆土を行うもの。

24 高 β γ 低レベル放射性廃棄物

燃料集合体近傍の炉内構造物などの材料が中性子を照射されることによって放射化したものや、それらによって高度に汚染された機器等であり、低レベル放射性廃棄物の中でも放射性物質の濃度が比較的高く、現行の低レベル放射性廃棄物埋設施設の政令上の埋設濃度上限値を超えるもの。

25 極低レベル放射性廃棄物

低レベル放射性廃棄物の中で、放射性物質の濃度が極めて低く、コンクリートピットのような人工構築物への埋設を必要としない放射性廃棄物。

素掘トレンチ(掘削溝)処分などの簡易な浅地中処分が可能である。

26 クリアランス・レベル

放射性廃棄物に含まれる放射性物質の濃度が極めて低く、特段の対策を施さなくても人間環境への放射線による影響を考慮する必要のない放射性物質の濃度。

我が国においては、昭和59年8月の原子力委員会放射性廃棄物対策専門部会の報告書において、一般区分値(クリアランス・レベル)の概念を設けることの必要性が報告されているが、クリアランス・レベルに関する制度は整備されていない。

27 バックエンド対策

原子力の開発利用を進めるに当たり、それに伴い発生する放射性廃棄物の処理処分対策、原子力施設の廃止措置対策の総称。

総合エネルギー調査会原子力部会委員名簿

(平成9年1月14日現在)

部会長	(氏名)	(役職名)
	近藤 駿介	東京大学教授
	逢坂 國一	電源開発(株)常務取締役
	(平成8年6月14日第44回部会まで)	
	飯田 孝三	日本原子力発電(株)取締役会長
	生田 豊朗	(財)日本エネルギー経済研究所理事長
	池亀 亮	電気事業連合会原子力開発対策会議委員長
		東京電力(株)取締役副社長
	石川 嘉延	原子力発電関係団体協議会会長
		静岡県知事
	石橋 顕吉	東京大学教授
	稲葉 興作	石川島播磨重工業(株)代表取締役会長
	井上 力	(財)原子力発電技術機構理事長
	今井 隆吉	世界平和研究所理事
		杏林大学教授・元軍縮会議日本政府代表特命全権大使
	内田 茂男	(株)日本経済新聞社論説委員
	川口 順子	サントリー(株)常務取締役
	河瀬 一治	全国原子力発電所所在市町村協議会会長
		敦賀市長
	川田 洋輝	日本開発銀行理事
	木元 教子	評論家
	河野 光雄	内外情報研究会会長
	近藤 俊幸	動力炉・核燃料開発事業団理事長
	笹森 清	全国電力関連産業労働組合総連合会長
	鈴木 篤之	東京大学教授
	鷺見 禎彦	関西電力(株)取締役副社長
	竹内 佐和子	(株)長銀総合研究所主任研究員
	竹内 哲夫	日本原燃(株)代表取締役社長
	(平成8年7月23日第45回部会から)	
	武田 修三郎	東海大学教授
	外門 一直	電気事業連合会副会長
	(平成8年7月23日第45回部会から)	
	永井 康男	(社)日本電機工業会原子力政策委員会委員長
		三菱重工業(株)代表取締役副社長・原子力事業本部長
	野澤 清志	日本原燃(株)取締役社長
	(平成8年6月14日第44回部会まで)	
	蓮見 洗一	中部電力(株)取締役副社長
	原 早苗	消費科学連合会事務局次長
	深海 博明	慶應義塾大学教授
	福川 伸次	(株)電通総研代表取締役社長兼研究所長
	松浦 祥次郎	日本原子力研究所副理事長
	真野 温	原子燃料工業(株)代表取締役会長
	南 賢兒	関西電力(株)取締役副社長
	南 直哉	東京電力(株)取締役副社長
	宮本 みち子	千葉大学教授
	村田 浩	(財)日本原子力文化振興財団特別顧問
	森 一久	(社)日本原子力産業会議副会長
	吉澤 均	電源開発(株)常務取締役
	(平成8年7月23日第45回部会から)	

(五十音順敬称略)

原子炉廃止措置対策小委員会委員名簿

(平成9年1月13日現在)

(氏名)	(役職名)
委員長 石 樽 顯 吉	東京大学教授
荒 木 慶 司	静岡県総務部長 (平成8年3月19日第11回委員会まで)
石 川 迪 夫	北海道大学教授
内 田 茂 男	(株)日本経済新聞社論説委員
江 端 康 二	静岡県総務部長 (平成8年4月9日第12回委員会から)
川 人 武 樹	(財)原子力環境整備センター理事長
草 間 朋 子	東京大学助教授
小 西 攻	日本放送協会解説委員
佐々木 史 郎	日本原燃(株)取締役副社長
鈴 木 政 徳	(社)日本電力建設業協会専務理事
竹 内 榮 次	中部電力(株)常務取締役
友 野 勝 也	東京電力(株)常務取締役
永 井 康 男	(社)日本電機工業会原子力政策委員会委員長 三菱重工業(株)代表取締役副社長・原子力事業本部長
永 田 勝 也	早稲田大学教授
長 屋 誠 一	電気事業連合会事務局長
東 邦 夫	京都大学エネルギー理工学研究所長
富士原 智	(財)原子力発電技術機構専務理事
前 田 肇	関西電力(株)常務取締役
松 浦 祥次郎	日本原子力研究所副理事長
松 元 章	(財)原子力施設デコミッショニング研究協会専務理事
向 準一郎	日本原子力発電(株)常務取締役
森 一 久	(社)日本原子力産業会議副会長
山 内 喜 明	弁護士

(五十音順敬称略)