

安全かつ効果的・効率的で円滑な廃止措置に向けて
～グレーデッドアプローチの適用～

令和2年7月

原子力発電所廃止措置調査検討委員会

原子力発電所廃止措置調査検討委員会について

2011年3月11日に発生した福島第一原子力発電所事故を契機に、我が国の原子力発電を巡る環境は大きく変化し、事故前の計画よりも早い時点で廃止措置段階への移行を選択するプラントが出てきている（2019年12月末時点で、女川1号、福島第二1～4号、東海、浜岡1・2号、敦賀1号、美浜1・2号、大飯1・2号、島根1号、伊方1・2号、玄海1・2号、の18基の商業用原子力発電プラントが廃止措置実施中か廃止措置準備中）。このような傾向は今後も続く予想される。

しかしながら、欧米諸国の状況と比較し、我が国では、現時点において、廃止措置を合理的に進めていくための環境条件（地元自治体を含めたステークホルダーとの関係等）や廃棄物処分施設等のインフラ、規制制度等の対応態勢が十分に整っているとは言い難い。このような現状は、円滑な廃止措置活動に直接的な影響を及ぼすことから、早期の対応が喫緊の課題となる。

上述の背景のもと、廃止措置を推進するためには、関係者間で現時点における課題を共有し、海外の良好事例等を参考として社会から受け入れられる廃止措置に向けた対応が一層重要となる。そこで、これらの課題を早期に解決することを目的に第三者的な立場で検討を深めると共に、検討の成果をもとにステークホルダーとの議論、共有の橋渡しの役割を務め、社会に貢献することを目的として、平成30年度に「原子力発電所廃止措置調査検討委員会（以下、「委員会」という）」を設置した。

委員会の構成員は次の通りである（敬称略、令和2年2月末現在）。

飯本 武志	東京大学 環境安全本部 教授
井口 哲夫	名古屋大学 大学院工学研究科エネルギー理工学専攻 教授
岡本 孝司	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻 教授 （委員長）
斎藤 拓巳	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻 准教授
新堀 雄一	東北大学 大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻 教授
柳原 敏	福井大学 学術研究院工学系部門 特命教授

また、委員会は、次の各号に掲げる事項について、審議・検討を行うこととしている。

- （1） 原子力発電所の廃止措置の課題とその解決方法に関する事項
- （2） 原子力発電所の廃止措置の課題解決に向けた技術レポートに関する事項
- （3） その他、前各号に付帯する事項

ここで、技術レポートの作成にあたっては、次の事項に留意することとしている。

- ・ 事実、論拠に基づくこと
- ・ 技術の進歩、新たな経験を踏まえた効果的、効率的な知見の情報発信を行うこと

- ・ 廃止措置の安全確保の一義的責任は、事業者にあることから、事業者の安全確保の取組がベースにあることを基本として、ステークホルダーの理解に向けた情報発信を行うこと
- ・ 安全確保が最優先の下で、効率的及び効果的な廃止措置の完遂について論じること
- ・ 安全で安心な持続的社會を目指す視点に基づき、より良き方向に向けての提言を行うこと

なお、規制当局との協調・調和については、より良き廃止措置規制を目指す観点とする。このためには、事業者の取組についても言及すること

効率的かつ円滑な廃止措置を推進するために、廃止措置に係る技術的、社会的諸課題の解決に取り組むとともに関係機関でのコンセンサス形成に向けて取り組むことが重要である。この一助として、委員会の活動成果を、科学的、技術的観点から技術レポートとして策定するとともに、社会に向けた情報発信として（一財）エネルギー総合工学研究所のホームページで公表・公開することとしている。

要 旨

IAEAによれば、廃止措置とは「規制上の管理の一部あるいはすべての解除を容認するために採られる行政上の措置及び技術的措置」であり、また廃止措置終了の実績を多数持つ米国では「施設又はサイトを安全に使用から外し、サイト解放と認可の終了を許すことができるレベルまで残留放射能を下げる」とされている。これらを踏まえると、廃止措置とは、原子力施設の供用終了後に解体等の作業を行い、当該原子力施設内に残存している放射性物質による周辺公衆への放射線被ばくのリスクを安全で合理的なレベルまで低減する行為である。

廃止措置及び廃棄物処理処分施設内の放射性物質は概ね静的^{注1)}な状態にあるが、解体や処理等の作業を行うことで一時的にリスクは僅かに高くなる。したがって、目の前の僅かなリスクの増加を適切に管理して作業を進めることが、廃止措置自体の長期化を防ぎ、その間のリスクを低減することに繋がる。

原子力施設の廃止措置段階は、定型業務を繰り返す運転段階と異なり、期間（「着手～終了」）や目標（終了条件、費用など）といったゴールが定められている多くの非定型業務からなるプロジェクトを進めるミッション」であり、「リスクの大きさと可能性」が桁違いに低下していること^{注2)}、廃棄物処理処分も「プロジェクトの範囲」に含まれること等の特徴がある。

以上の特徴を踏まえると、原子力施設の廃止措置は、作業の進捗とともに、リスクが変化していくことから、リスクの変化に応じた管理を行うことで効果的かつ効率的にプロジェクトを進めることができる。

そこで、本委員会は、安全かつ効果的・効率的な廃止措置を進めるために、下記を提言する。

1. リスク管理の規制

- ・ 廃止措置時の規制として焦点をあてる維持管理設備の明確化
- ・ 廃止措置時の検査を設備規制から行為規制へ移行
- ・ 廃止措置の進捗に伴いリスクが明らかに低減した工事の規制からの適用除外

2. リスク対応の規制

- ・ 設備導入時の規制上の扱いとして、使用済燃料貯蔵関係設備に焦点をあてた規制
- ・ 定量的判断に基づく防災に係る制度の適用
- ・ リスクに応じた効果的かつ効率的な検査

廃止措置及び廃棄物処理処分の着実な進捗及び完遂は、リスクを低減し、国民の原子力利用に係る理解促進に繋がる。本委員会の提言が安全かつ効率的で円滑な廃止措置の実現のために活用されることを願う。

注 1) 原子炉の運転を停止すると、運転中にくらべて放射性物質の量は大幅に減少する。廃止措置作業が始まると、「使用済燃料」を使用済燃料プールから搬出する作業によって、さらに放射性物質は大幅に減少し、核分裂反応は起こらず、「静的」な状態となり、核燃料による事故の危険性も消失する。さらに、原子炉の解体やその周辺設備の解体など、廃止措置プロセスが進むにしたがって、放射性物質の量は段階的に低減されていく。

注 2) 原子炉の運転を停止直後の放射エネルギーは $1 \times 10^{21} \text{Bq}$ であるが、使用済み燃料を搬出後の残存放射エネルギーは約 1 万分の 1 に低下し、原子炉付近の構造物を解体撤去すると更に約 1 千分の 1 に低下する。[1]

目次

1. はじめに	1
2. 廃止措置の意義	3
(1) 廃止措置とは.....	3
(2) 原子力利用の安全確保と円滑な廃止措置との関係.....	5
3. 廃止措置の特徴(運転中との違い).....	6
4. グレーデッドアプローチ	8
(1) グレーデッドアプローチとは何か [6]	8
(2) IAEA におけるグレーデッドアプローチの例	9
(3) グレーデッドアプローチの定量的判断指標	10
(4) 廃止措置へのグレーデッドアプローチの適用例	11
5. 原子炉施設における廃止措置の安全管理に関する提言	14
(1) 廃止措置の各段階のハザード区分.....	14
(2) 現行の安全規制	14
(3) 原子力施設における廃止措置の効果的かつ効率的な安全規制の提言	18
6. 安全かつ効果的・効率的な廃止措置のために	23

1. はじめに

我が国の原子力依存度は可能な限り低減するという方針の下、廃止措置の重要性は今後一層高まる見通しである。

このような状況下で、原子力発電所の廃止措置を円滑に、効果的かつ効率的に進める観点から、海外での経験・教訓を反映させるため、先行実績を有する海外企業との連携など、国内企業の動きが出ている。また、廃止措置プラントを保有する事業者は、安全確保を前提に、廃止措置のほとんどの工事を競札とする動きも行われている。このように、広範囲にサプライチェーンを活用してより良い技術の導入や効率性も重視しつつある。

一方、震災後に廃止措置を決定したプラントの本格的な解体作業は数年先となる見込みであり、多くの事業者にとって、経験蓄積のための現場や人材育成の機会は限定的である。さらに、廃止措置工程で発生する低レベル放射性廃棄物の処分場は現在国内に存在せず、各サイト内で保管されている状況である。

このような中、長期間にわたる廃止措置作業を、当初の計画どおりに着実に完遂することが極めて重要である。そのため、先行する国内事業者や海外におけるベストプラクティス、ノウハウ等を水平展開しつつ、課題に応じた対策を早期に検討し、実行に移していくことが必要である。

原子力発電所の廃止措置について先行実績を有する欧米の事例から、我が国の原子力発電所の廃止措置を最適化するための要因として、以下の3点が挙げられる。

- ・ 効果的・効率的な廃止措置の実施体制
- ・ 低レベル放射性廃棄物の効果的・効率的な処分
- ・ 安全管理の在り方

このうち、安全管理について、IAEAは、「廃止措置段階は運転段階に比べて、ハザード、リスクが低いことから、ハザード、リスクの程度に応じた規制が必要とされ、安全規制は、規制者、被規制者も共通の理解のもとで実施されるものである」と提唱している。

一般的に原子力発電所の放射線リスクは、運転を停止し、燃料を取出し、放射性物質に汚染された設備を解体撤去することによって、各段階を経ることで減少していく。

この共通の理解のもとで廃止措置を効果的、効率的に推進するため、規制者側と被規制者側（事業者側）とのコミュニケーションを深めて、安全規制の在り方を議論していく必要がある。

こうしたコミュニケーションを通じ、ハザード、リスクの程度に応じたアプローチとして、グレーデッドアプローチを適用した廃止措置に係る安全規制のあり方を具体化していくことが望まれる。

2. 廃止措置の意義

(1) 廃止措置とは

一般に、たとえば家屋、ビルなどの解体工事を行う場合、「どこからどのように壊すのか」「撤去物をどのように処置処分するのか」、「いつまでに完了させるか」、「跡地はどうするのか」、「費用はどのように賄うか」などの計画をたて、工事を行う協力会社と連携を取り、安全に工事が進むように現場の管理も行うプロジェクトのもとで進められる。その際、次のようなプロジェクトの目標を定めて、この目標達成に向けて、計画立案、工事の実施、状況の確認、そして必要に応じて、計画の修正が行われる。

- ・ 終了条件
- ・ スケジュール
- ・ 費用 など

使命を終えた原子力施設も、同様な方法で解体撤去が行われる（図1、表1）。例えば、原子炉施設の廃止措置は、準備（系統の汚染除去等）段階、原子炉領域周辺設備の解体・撤去段階、原子炉領域設備の解体・撤去段階、建屋解体・撤去及び終了確認段階を経て廃止措置が終了する。このように、原子炉施設の廃止措置はプロジェクト管理のもとで、工事が行われる。原子炉施設の廃止措置工事は、定型業務を繰り返す運転段階とは異なり、期間（「着手～終了」）や目標（終了条件、費用など）といったゴールが定められている多くの非定型業務からなるプロジェクトである。

IAEAによれば、廃止措置とは「規制上の管理の一部あるいはすべての解除を容認するために行われる行政上の措置及び技術的措置」であり、また廃止措置終了の実績を有する米国では「施設又はサイトを安全に使用から外し、サイト解放と認可の終了を許すことができるレベルまで残留放射能を下げる」とされている。これらを踏まえると、廃止措置では、原子力施設の供用終了後に解体等の作業を行い、当該原子力施設内に残存している放射性物質による周辺公衆への放射線被ばくのリスクを安全で合理的なレベルまで低減する行為が必要となる。これが廃止措置の終了目標となる。

スケジュールについては、廃止措置を行うための諸条件を勘案し、施設の安全管理を一義的に有する事業者が立案し、ステークホルダーの同意／承認のもとで設定される。

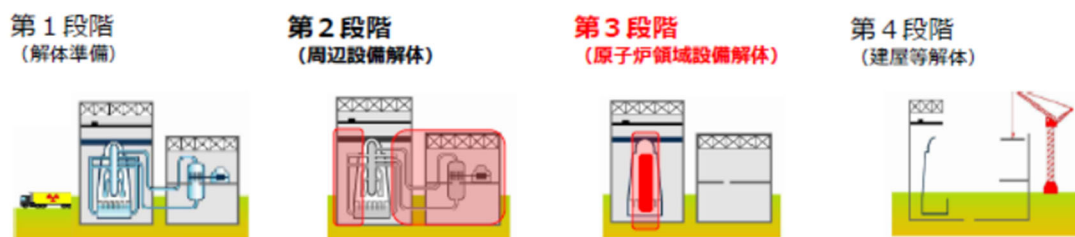


図1 廃止措置とは（原子炉施設の例）[2]

表1 商業用原子炉の廃止措置プロセスと作業内容 [3] の例

	第一段階 (解体準備)	第二段階 (原子炉領域周辺 設備の解体)	第三段階 (原子炉領域設備解 体)	第四段階 (建屋解体、終了 確認)
期間	約 7 年	約 12 年	約 7 年	約 4 年
作業内容	・ 燃料搬出 ・ 汚染状況調査 ・ 除染	・ 周辺設備の解体	・ 原子炉等の解体	・ 建屋の解体 ・ 終了確認

(2) 原子力利用の安全確保と円滑な廃止措置との関係

運転中と異なり、廃止措置施設及び廃棄物処理処分施設内にある放射性物質は静的^{注1)}な状態にある。一方、解体や処理処分等の作業を行うと、一時的に放射性物質によるリスクは上がる事となる。しかしながら、廃止措置や廃棄物処理処分が行われなければ、残存している放射性物質によるリスクはそのまま残ることになる。これを長期的に見れば、残存放射能の減衰を考慮しても、建屋・設備の保守管理等に要する費用確保や培われた技術や経験、情報の維持・継承の確保が必要となり、将来世代への負担リスクは逆に漸増していくことになる。

廃止措置及び廃棄物処理処分を安全確保しながら実施するのは事業者の責務である。そのため、廃止措置/廃棄物処理処分の安全確保に対して第一義的な責任を有する事業者は、残存施設のリスク及び当該作業に係るリスクを適切に管理しながら、作業を着実に進め、早期に完遂させることが、当該施設の安全確保の観点からも肝要である。

また、事業者の活動を安全面から規制している規制機関(「原子力規制委員会」及び「原子力規制庁」。以下、同様)の任務は、原子力規制委員会設置法第三条に示されるように、「国民の生命、健康及び財産の保護、環境の保全並びに安全保障に資するため、原子力利用における安全の確保を図ること」であり、政府機関としての責任と権限をもって、法令に基づき申請書類を審査し、事業者の行為を指導、監督する規制を行っている。これまでも、規制機関は、研究炉などを対象としてリスクに応じた規制を適用してきている。廃止措置及び廃棄物処理処分に対しては、リスクを管理しながら作業を進める規制の適用も考えていく必要がある。なお、管理可能な僅かなリスクの増加だけに着目して、必要以上の資源の投入を行うと、廃止措置及び廃棄物処理処分が滞ることで、原子力利用の安全の確保が難しくなる。したがって、規制機関も、廃止措置及び廃棄物処理処分の意義やミッションを踏まえて、廃止措置及び廃棄物処理処分の円滑な遂行に資するような規制にしていく必要がある。

事業者と規制機関が廃止措置及び廃棄物処理処分の完遂という共通の目標に向けて継続的に努力することは、将来世代も含めた国民全体の放射線被ばくのリスクと経済負担を低減し、延いては国民の利益に繋がると考えられる。

3. 廃止措置の特徴(運転中との違い)

軽水型原子炉施設の場合を例にとって運転段階と廃止措置段階の違いを以下に説明する。

運転中の原子炉は高温高压の状態にあり、極めて短い時間^{注2)}で連鎖する核分裂反応により、核燃料から莫大なエネルギーが放出され、放射性物質が生成されている。そのため、多重の安全機能の喪失により、大量の放射性物質が放出されるリスクが存在する。一方、廃止措置段階になると、原子炉から全ての燃料が取り出されて、核分裂連鎖反応も生じておらず、プラント内は常温常圧となっている。廃止措置施設の中で最も大きいリスク源の使用済燃料は使用済燃料プールに保管されており、安全機能が喪失したとしても放射性物質の異常放出に至るまでには数日間の時間余裕がある^{注3)}。さらに、使用済燃料も時間とともに崩壊熱及び含有する放射性物質は減衰し、原子炉停止から 5 年程度経てば、燃料要素の単位長さあたりの発熱量は蛍光灯程度^{注4)}となり、強制循環方式で水冷却しなくても自ら溶融することなくなる。また、使用済燃料を搬出すれば、当該施設は自ら高温高压のものを有せず、静的^{注1)}な放射性物質だけになる。残存施設に内蔵ないし表面汚染の形で有している放射性物質は、もちろん放射線被ばく^{注1)}のリスクを有している。これらについても、廃止措置の進捗により放射性廃棄物として順次搬出されることで、施設は最終的には自然放射能と同等程度のレベルとなる。

また、定型業務を繰り返す運転段階とは異なり、廃止措置は多くの非定型業務からなるプロジェクトである。そのため、廃止措置事業は、それまでの発電に係る通常運転業務におけるマインドセットや人員、業務などの管理の在り方を 180 度転換することが求められる。

原子炉施設の廃止措置は、準備（システムの汚染除去等）段階、原子炉領域周辺設備の解体・撤去段階、原子炉領域の設備解体・撤去段階、建屋解体・撤去段階及び終了確認段階に分けることができ、施設の系統・設備の解体とともに施設に内包する放射能インベントリは低下・減衰していく一方、解体作業が始まると一般労働災害リスクが上昇するものの、解体撤去が進むとともに低下していく（図 2）。

すなわち、原子炉施設の廃止措置は、作業の進捗とともに、放射線及び一般労働災害のスクプロファイルが変化していくことから、リスクの変化に応じた安全管理方法とすることが効果的かつ効率的な廃止措置方法である。

注 2) 即発中性子の連鎖反応は 10 ナノ秒のオーダー。遅発中性子の効果を含めても、10 数秒の時間

注 3) 廃止措置計画認可を経て、廃止措置着手した段階では早くても炉停止から 3 か月程度である。廃止措置施設で最もリスクの高い使用済燃料が、冷却機能喪失から大量の放射性物質放出に至るまでに対応する時間は、数日間の裕度はある。

注 4) 燃料集合体（燃料棒 60 本、長さ 3.7m）1 本あたりの 5 年後冷却の最大熱出力は約 0.5kW とすると、燃料要素の単位長さあたりの発熱量は約 2w/m である。[4]

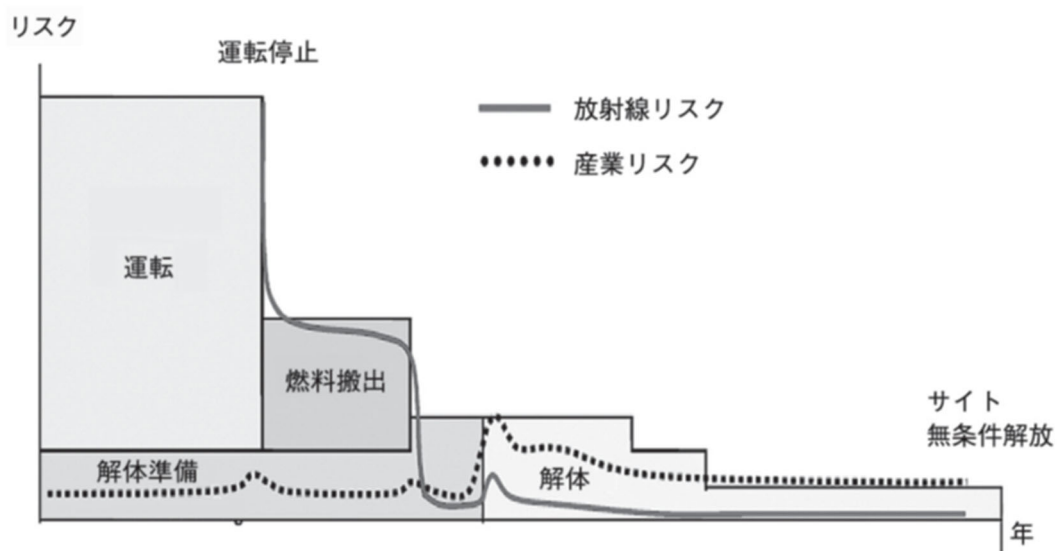


図2 廃止措置施設のリスク変化のイメージ（原子炉施設の例）[5]

4. グレーデッドアプローチ

(1) グレーデッドアプローチとは何か [6]

グレーデッドアプローチは、等級別扱いと訳されることもあるが、簡単に言えば、リスクに応じた対策を行うということである。

すなわち、リスクの高いものは、しっかり管理するという考え方が極めて重要であり、危ないものは、何重にも対策をとって、安全性を高める努力を継続することが、グレーデッドアプローチの基本的な考え方である（図3）。最も危ないものをベースにして、リスクの低いものを考えることなく、リスクの低いものをしっかりと管理したのちに、最も危ないものを考えることが必要である。

このアプローチは、原子力発電所の安全を確保する考え方の一つで、国際原子力機関(IAEA)によって提唱されている。すなわち、安全標準の基本となる、基本的安全要件(SF-1)において、第5原則「防護の最適化」で「全寿命中かつ全施設について、通常運転や事故時に起因する放射線リスクが、合理的に達成可能に小さい(ALARA) ことを、グレーデッドアプローチを用い、事前に、また定期的に確認すること」と規定されていて、安全の確保にグレーデッドアプローチを用いることが示されている。

また、IAEAのSafety Glossary 2018年版には、「規制体系あるいは安全系のような管理または制御するシステムに対し、適用される管理または制御上の手段や条件の厳格さが、管理または制御の喪失の起こりやすさと起こりうる影響、及び管理または制御の喪失にかかるリスクのレベルと、実行可能な範囲で釣り合っていること」「施設と活動あるいは線源の特性、及び被ばくの大きさや起こりやすさに見合った安全要件を適用すること」とされている。

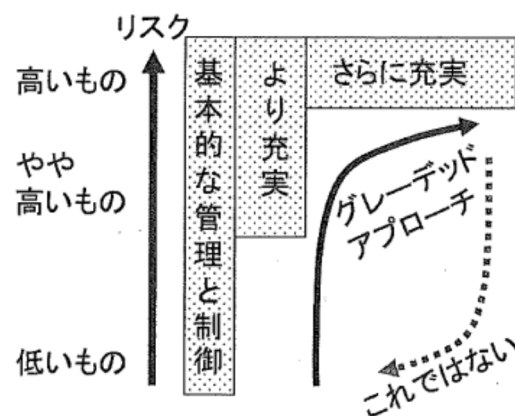


図3 グレーデッドアプローチとは[6]

(2) IAEA におけるグレーデッドアプローチの例

IAEA の最上位文書にあたる安全原則[7]には、「許認可取得者が安全を確保するために費やす資源、規制の適用範囲や厳格さ及びその適用は、放射線リスクの大きさとそれらの実用的な管理のしやすさに見合ったものでなければならない」とあり、これがグレーデッドアプローチの考え方に相当する。

ここで、放射線リスクとは、その放射線の源の性状と、その放射線による被ばくの規模と、その放射線による被ばくの可能性の三つの要素によって成り立っている。ここで、放射線源の性状は、物理的及び化学的な側面において、放散しやすいか、しにくいかを指している。放散しやすいれば、施設からの屋外放出に至りやすく、しにくいければ、屋外放出に至りづらい。また、被ばくの規模は、その放射線の源である放射能、すなわち、放射性物質の量と、核種ごとに比例関係にある。さらに、放射線による被ばくの可能性は、リスクに対して講じられる安全対策の信頼性に関わる。すなわち、安全対策の信頼性が高ければ、被ばくの可能性は低く、安全対策の信頼性が低ければ、被ばくの可能性は高いこととなる。

IAEA は安全原則の直下に位置づけられている文書である一般安全要件のそれぞれにおいて、グレーデッドアプローチが適用される対象を多数挙げており、その中には、廃止措置や放射性廃棄物管理、検査制度、緊急事態準備対応（＝防災）などがある。

グレーデッドアプローチの具体的な展開については、IAEA の一般安全要件 Part 7「緊急時の準備と対応」（2015）[8]の中において、下記のハザード区分が、緊急事態準備対応において示されている。具体的には以下の通り。

カテゴリⅠ：原子力発電所のような施設で、敷地外において重篤な確定的影響を生じうる事象が想定される施設

カテゴリⅡ：ある種の研究炉や船舶用原子炉のような施設で、敷地外において緊急防護措置を必要とするような線量を生じ得る事象が想定される施設

カテゴリⅢ：産業用放射線施設やある種の病院のような施設で、敷地内の緊急防護措置を必要とするような線量または汚染を生じ得る事象が想定される施設

カテゴリⅣ：予期されない場所で、防護措置を必要とするような原子力又は放射線の緊急事態に至る活動又は行為。

これらのカテゴリにグレード分けするにあたっての定量的判断指標が、一般安全要件の解説文書[9]において、放射能の特性を放散性と、非放散性の二つに分けた形で示されている。

解説文書では、非放散性の特性を有するものについてはカテゴリⅢとⅣのいずれかに位置づけられるものとしている。カテゴリⅣは予期されない場所での活動と行為であり、原子力施設の活動の対象外である。

(3) グレーデッドアプローチの定量的判断指標

IAEA の解説文書においては、放散性の特性を有するリスクに対する、ハザード区分のグレーデッドアプローチの定量的判断指標として、表 2 に示す A/D_2 を用いている。ここで A とは、放散性の特性を有する放射性物質の量を指し、 D_2 は、放散性の特徴を有している放射性物質の危険値である。この A は、施設にある放射性物質の全量を指しているのではなく、あくまで放散しやすい特性を持つものを指していることに注意を要する。また、危険値 D_2 の数値は、IAEA 文書[10]に核種ごとにそれぞれ与えられており、運転中において支配的な核種のひとつに挙げられるヨウ素 ($I-131$) で 0.2TBq、廃止措置で使用済燃料が搬出された以降で支配的とされるコバルト ($Co-60$) であれば 30TBq となっている。この値は、それを超えなければ、被ばくを受けた人に深刻な影響の発現を避けられる線量として、専門家による検討結果をおいて用いるなどして導出されている。 A/D_2 が 10,000 を超える場合、カテゴリⅠとなり、100 を超える場合、カテゴリⅡとなる。また、カテゴリⅢの下限は 0.01 になっている。

ここで、IAEA の一般安全要件では、これら一連のハザード区分について、緊急防護措置に係る事前対策を求めている。一方、放射線防護においては、防護の最適化にあたって目安となるレベルが二つ示されており、その一つは規制されるレベル、もうひとつは広く許容され得るレベルとなっている。前者は、そのレベルに達していることについて規制機関が許認可で確認する、すなわち、事前規制を念頭に置いており、後者は、事業者による最適化の努力目標であると捉えられる[11]。放射性同位元素使用施設等の規制の見直しにおいては、危険時に対する措置について、海外での取扱いなどを参考に、 A/D_2 が 1 以上のものを事前規制する[12]こととしており、これは前者に該当する。放射線防護という、同じ目的を有する規制同士の調和[13]を踏まえると、廃止措置において最も低いグレードにあたるカテゴリⅢの中で、事前規制を行うものと、事業者の最適化努力を促すものの境界として、 A/D_2 が 1 以上という値を用いることがふさわしいものと考えられる。以下では便宜的に、カテゴリⅢでありかつ事前規制が行われるものをⅢ-1 と表し、カテゴリⅢであり

かつ事業者の最適化努力の中で扱われるものをⅢ-2 と表すこととする。

(4) 廃止措置へのグレーデッドアプローチの適用例

上記の IAEA における定量的な判断指標を、廃止措置の各段階に適用することについて、以下の通り検討した。検討にあたっては、日本原子力学会標準「発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方：2013」[14]の解説に掲載された、1100MWe 代表プラントにおける炉内の放射性物質内蔵量（NUREG/CR-6604[15]に示されているもの）及び、廃止措置時の各機器の放射性物質内蔵量（電力中央研究所「廃止措置工事環境影響評価ハンドブック」[16]に例示のもの）を用いた。また、放射性物質の放散率については、NUREG/CR-6451[17]、NUREG /CR-6487[18]、原子力安全基盤機構による報告書[19]、及び上記ハンドブックを参考にした。ここでは施設全体のリスクを保守的に捉えるために、リスク源は放散しやすい特性のままで施設内に滞在している状態で評価した。適用例について表 3 に示す。以下、説明する。

①使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要する段階

運転停止からあまり時間が経過しておらず、使用済燃料内の短半減期核種が減衰していない時期においては、被ばくへの寄与としてはヨウ素（I-131）が支配的であり、また崩壊熱の規模も大きく、放散しやすい特性に移行する可能性があるため、全量が放散性になると仮定すると、 A/D_2 の値は 10,000 を超え、カテゴリ I と判定される。続いて、運転停止から 100 日程度が経過し、短半減期核種が減衰して支配的でなくなった時期が挙げられる。そのときの支配核種はセシウム（Cs-137）やストロンチウム（Sr-90）などになるが、崩壊熱が大きくは減衰していない時期においては、放散しやすい特性に移行する可能性がある[16]ため、同じく全量が放散性になると仮定すると、 A/D_2 の値は前段階より小さくはなるものの、引き続き 10,000 を超え、カテゴリ I と判定される^{注 5)}。

注 5) 使用済み燃料が施設内にあるとき、主だった短半減期核種が減衰していく間は、すべて保守的にカテゴリ I とする。

②使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要しない段階

さらに次の段階として、もはや崩壊熱によって放散しやすい特性に移行する可能性が著しく小さくなっていけば、使用済燃料が落下するなどして物理的に放散することのみを念頭におけばよく、その放散率は非常に小さくなる。そのため、 A/D_2 は 1 を上回るものの 100 を下回り、カテゴリⅢ-1 と判定される。以上が、使用済燃料が施設内に残存する場合

のハザード区分の判定結果となる。

③使用済燃料が施設内に無いものの、原子炉構造物は残存する段階

使用済燃料が搬出された状態であるが、支配核種はコバルト（Co-60）となる。コバルト（Co-60）の値が大きいものの代表例としては、炉内構造物が挙げられるが、炉内構造物の放射性物質は、炉心からの中性子によって構造物材料の金属が放射化されたもので、他の設備に衝突するなどしても物理的に放散することは無い。廃止措置作業として溶断等を行わない限りにおいては、放散しない。また、溶断によって放散する量としては、全重量に対して溶断範囲はわずかであり、また溶けたもののうち放散するのはさらに少ない[15]ことが知られている。そのため、放散しやすい特性に移行する量は大幅に小さくなり、 A/D_2 は（使用済燃料以外で）放射能濃度が最も大きな炉内構造物であっても、0.01は上回るものの1を下回り、カテゴリⅢ-2と判定される。

④上記に加え、原子炉構造物も撤去され施設内に無い段階

カテゴリⅢ-2の下限にあたる、 $A/D_2 = 0.01$ を下回る場合について最後に述べる。低レベル放射性廃棄物の区分としては、中深度処分を要するレベル1放射性廃棄物、浅地中ピット処分を要するレベル2放射性廃棄物、浅地中トレンチ処分を要するレベル3放射性廃棄物にグレード分けされているが、このうちレベル1放射性廃棄物とレベル2放射性廃棄物の大部分を占める原子炉構造物が施設外に搬出されると、廃止措置施設はカテゴリⅢ-2未満になる。レベル3の放射性廃棄物は、表面付着汚染（いわゆる二次汚染）が多く、衝突落下によりわずかにではあるが放散する。そのため、放散しやすい特性に移行する可能性がある割合は、放射化物よりも多くなるものの、元々の放射性物質量が比較的少ないため、 A/D_2 は0.01を下回り、カテゴリⅢ-2未満と判定される。カテゴリⅢ-2未満まで達すれば、放射線防護の基本的な原則である最適化は、事業者によってその目標が達成された後も引き続き行われることには変わりがないものの、規制上の管理はもはや必要とされないレベルになっているものと考えられる。この考え方については、英国において2018年5月に提示された廃止措置規制改善提言[20]において、事故を含むいかなる状況下であっても1mSv/年を下回るのであれば、もはや原子力施設では無く、原子力安全規制を除外するとの考えと概ね一致する。

表2 IAEA のグレーデッドアプローチに関する定量的判断指標の例

ハザードの区分	防護措置準備区域	放散性RI判断指標
カテゴリⅠ 敷地外において重篤な確定的健康影響を生じ得る事象が想定される施設	PAZ:3 ～ 5km UPZ:5 ～30km	$A/D_2 \geq 100,000$
	PAZ:0.5～3km UPZ:5 ～30km	$A/D_2 = 100,000$ ～10,000
カテゴリⅡ 敷地外において緊急防護措置を必要とするような線量を生じ得る事象が想定される施設	PAZ:なし UPZ:0.5～5km	$A/D_2 = 10,000$ ～1,000
	PAZ:なし UPZ:0.5km	$A/D_2 = 1,000$ ～100
カテゴリⅢ 敷地内の緊急防護措置を必要とするような線量又は汚染を生じ得る事象が想定される施設	PAZ:なし UPZ:なし	$A/D_2 = 100$ ～0.01

A：緊急事態/事象中に制御できなくなる可能性のある放射性核種の放射能（TBq = 10^{12} Bq）

D₂：被ばくした人が深刻な障害を起こし得る放射性物質の量（TBq = 10^{12} Bq）

PAZ：予防的防護措置を準備する区域

UPZ：緊急時防護措置を準備する区域

表3 IAEA の定量的判断指標の廃止措置プラントへの適用

施設と活動の状態	支配的な核種の放射能※	施設内で放射能が放散性となる割合	A/D ₂
停止直後 (崩壊熱考慮要)	I-131: 3×10^6 TBq	ほぼ全量	I-131: 1500万
・・・短半減期核種減衰(100日以上経過)・・・			
燃料貯蔵中 (崩壊熱考慮要)	Kr-85 : 3×10^4 TBq Sr-90 : 3×10^5 TBq Cs-137: 3×10^5 TBq	～ほぼ全量	Cs-137: 15,000
燃料貯蔵中 (崩壊熱考慮不要)		Kr-85 : 30% Sr-90 : 0.002% Cs-137 : 0.002%	Sr-90: 6
燃料搬出後 原子炉撤去前	Co-60: 4×10^4 TBq	0.01%	Co-60: 13.3
原子炉撤去後	Co-60: 1×10^0 TBq	10%	Co-60: 0.0033

※大規模プラントの全量。規模の違いや各作業の単位で捉えた場合はより小さい。

核種ごとD₂値・・・Co-60: 30, Kr-85: 2,000, Sr-90: 1, I-131: 0.2, Cs-137: 20 [単位はTBq]

5. 原子炉施設における廃止措置の安全管理に関する提言

(1) 廃止措置の各段階のハザード区分

前章において、廃止措置の各段階のハザード区分については、IAEA のグレーデッドアプローチに係る定量的判断指標に基づけば、以下と判定されることを示した。

使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要する段階 : カテゴリⅠ

使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要しない段階 : カテゴリⅢ-1

使用済燃料が施設内に無いものの、原子炉構造物は残存する段階 : カテゴリⅢ-2

上記に加え、原子炉構造物が撤去され施設内に無い段階 : カテゴリⅢ-2 未満

廃止措置において焦点をあてるべきは、カテゴリⅠに相当する、使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要する段階が第一にあり、崩壊熱の冷却が最も重要となる。第二は崩壊熱の考慮を要しないものの、使用済燃料が施設内に残存する段階であり、この場合は使用済燃料の貯蔵が重要となる。一方、使用済燃料が施設外に搬出されれば、事前規制を行うにはあたらず、事業者の最適化努力を促すグレードになる。その上で、原子炉構造物も撤去されれば、カテゴリⅢ-2 の下限を下回り、もはや規制を要しないものとなる。

(2) 現行の安全規制

上記判定を踏まえた提言を行うにあたり、原子力施設の代表例として、原子炉施設の現行の規制制度について解説する。

我が国の原子炉施設に特別に課せられる主な規制制度としては、原子炉施設の全ての段階に関わる規制手続きとして、原子炉を設置するために、最初に「原子炉設置許可」を取得する必要がある。「設置許可」は廃止措置が完了するまで有効である。

その次に行われる法手続きとしては、建設工事を行う前に設計の妥当性を確認するために設けられている「工事計画認可」があり、運転段階に入る前に設計通りの機能を有していることの確認として「使用前検査」がある。これらは、運転段階において新たな設備を追加しようとするときも同様である。

運転段階の規制としては、機能が保持されていることを確認するために行われる「施設定期検査」がある。事業者には別途「定期事業者検査」が義務づけられている。

廃止措置計画段階の規制としては、廃止措置開始前に安全かつ円滑に実施される計画であることを確認するために「廃止措置計画認可」がある。この計画においては、廃止措置

中に維持管理する設備を記載している。一方、廃止措置中における設備の導入について、専ら廃止措置の用に供する設備等は「廃止措置計画認可」で扱うこととなっているが、「専ら」の定義は明確になっていない。

廃止措置実施段階の規制としては、廃止措置中に使用済燃料が施設内に残存する場合に、使用済燃料に関係する設備に対して行われる「施設定期検査」がある。「施設定期検査」では、その性能の確認のみが行われている。なお、廃止措置においては、技術基準適合性確認は、実用炉規則に別途定められない限りにおいて適用除外になっている。廃止措置計画に明示された設備の維持管理は、保安活動の中の保全で行っている。なお、これまで廃止措置に入った原子力発電プラントはいずれも、営業運転停止から一定程度の期間が経過した後に「廃止措置計画認可」を受けており、使用済燃料の崩壊熱は大きく減衰している状況にあった。

一方、これらの設備面を主眼とした検査とは別に、運転中及び廃止措置期間を通して、事業者の保安措置が適切なものであることを保安規定で定めた、保安検査で確認している。

以上を表 4 にまとめた。

上記の規制制度は現在、見直しが行われている[21]。原子炉等規制法の関連条項は 2018 年 4 月に改正されており、2020 年 4 月には施行されて、規制が行う検査は、「原子力規制検査」と名付けられた新たな検査に置き換わる。「原子力規制検査」においては、従来は各段階に応じて個別に設けられていた規制の検査を一本化し、事業者のパフォーマンスを監視する形の検査となる。例えば、2019 年度以前に国により行われていた「施設定期検査」は無くなり、2020 年度以降は、事業者が行っている「定期事業者検査」が適切に行われているかを「原子力規制検査」の中で確認されることになる。なお、2019 年度以前の規制において廃止措置段階の施設には「定期事業者検査」は法令上課されていないが、2020 年度の規制制度の変更に伴い、廃止措置施設に対しては新たに「定期事業者検査」の要求が課され、対象も従前の「施設定期検査」の対象から拡大される見込みである。「原子力規制検査」の対象及び運用方法については、運転・保守段階も含めて、2018 年から試運用を実施している、図 4 に示す通り、「定期事業者検査」を始めとする設備面を主眼にしたものと、施設管理に係る他の検査ガイドの内容が重複している課題があり、今後精査・整理されることとなっている[22]。

一方、現行においても各段階に亘って一本化されているものとしては、防災に係る制度がある。この制度においては、図 5 に示す通り、IAEA におけるグレーデッドアプローチ

の考え方を適用して、運転中は最も高いグレード、廃止措置段階で使用済燃料が残存しているものの十分な期間にわたり冷却されている場合は、管理基準が一段低いグレード、全ての燃料を搬出した後は、オフサイトの重点区域設定が不要となるグレードに区分して運用している[23]。ただしこの区分は、IAEA においては前述の通り定量的判断指標が示されているものの、我が国では、現時点においては、その指標を用いての区分は行われておらず、指標を用いた判断ではカテゴリⅢ-1、カテゴリⅢ-2 となる。なお、この IAEA の指標については、他方においては、2017 年 4 月に改正された「放射性同位元素等の規制に関する法律」において、危険時の措置に係る事前規制を行う対象を定めるにあたり用いられていることは、前述の通りである。

表 4 現行の原子炉施設にかかる主な規制制度

	規制目的	主な現行規制制度
全期間	禁止行為の解除手続きとして、設置から廃止終了まで規制対象とする	設置許可
設計/建設	原子炉運転段階においてリスクが顕在化しないように、原子炉施設の設計・工事の適切性を確認するとともに、原子炉運転前に確実な検査を行う。	工事計画認可 使用前検査
運転/保守	原子炉運転時にリスクが顕在しないように、施設性能が維持されていること及び事業者の保安活動が適切であることを確認する。	定期事業者検査
廃止措置	廃止措置が安全かつ円滑に実施される計画であること及びその実施状況を確認する。 【廃止措置計画の認可条件（実用炉規則 第119条）】 一 廃止措置計画に係る発電用原子炉の炉心から使用済燃料が取り出されていること。 二 核燃料物質の管理及び譲渡しが適切なものであること。 三 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の管理、処理及び廃棄が適切なものであること。 四 廃止措置の実施が核燃料物質若しくは核燃料物質によって汚染された物又は発電用原子炉による災害の防止上適切なものであること。	廃止措置計画認可 施設定期検査

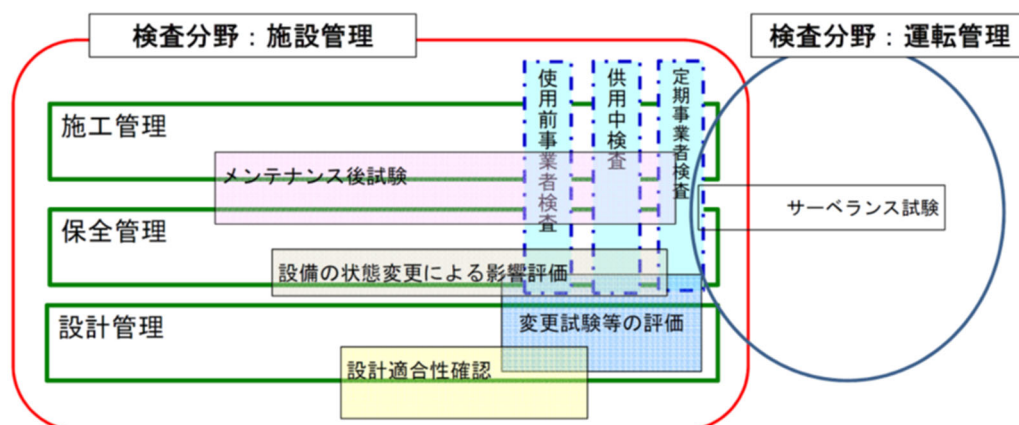


図4 原子力規制検査における検査ガイドの重複 [22]

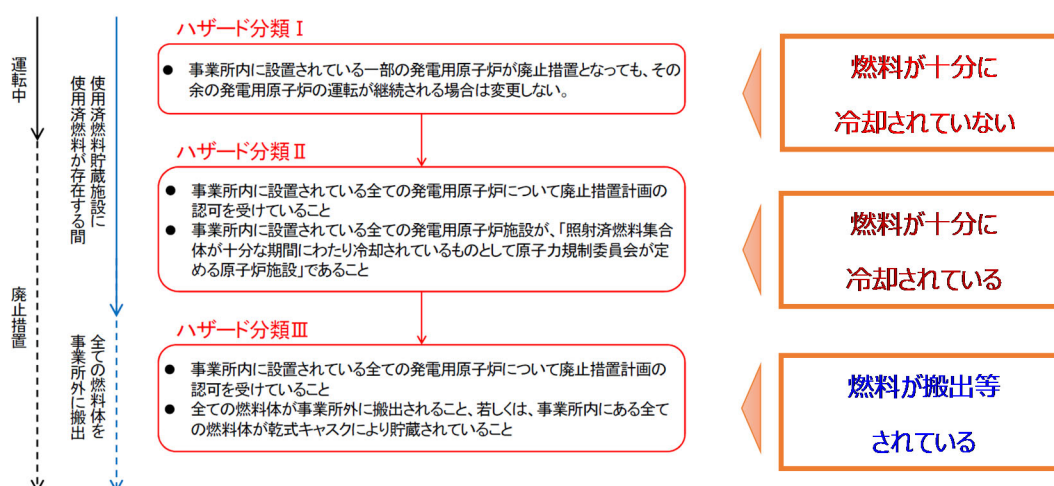


図5 現行の廃止措置プラントに対する防災の考え方 [23]

(3) 原子力施設における廃止措置の効果的かつ効率的な安全規制の提言

ここでは、原子炉施設を例として、廃止措置に係る安全管理の仕組みについて、廃止措置の「ミッション」と廃止措置の進捗に伴う「リスク」の低減に応じた段階的なものとして、上述のような国際基準に準拠し、恣意的な判断が排除されたハザード区分を踏まえた提言を示す。なお、廃棄物処分施設は、放射能レベルに応じて静的^{注1)}な固体を取扱うリスクの低い施設であり、その廃止措置段階(管理の終了)は積極的な活動はないことから、別途整理することとする。

具体的には、ハザード区分が変わる時点と、安全規制による確認の仕方が変わる時点とを一致させ、四つの段階に分けた形とした上で廃止措置が円滑に進むようにした方がより安全となるということを志向した、リスクの特性及び規模に応じた安全規制として以下を提言する。この提言は、既に部分的に導入されているグレーデッドアプローチ及び、活動面を主眼とした安全規制の拡張である。

なお、以下では、前述した各段階のうち、使用済燃料が施設内にあり、崩壊熱の考慮を要する段階については、運転中同様にカテゴリⅠに該当するため、運転中から廃止措置への移行期間に相当するものとして扱い、特段触れない。この移行期間については、本技術レポートが説明する運転中と廃止措置のグレードの大きな違いを把握した上で、円滑な移行について別途検討を要する性格のものであり、今後その課題を解決する必要があることを付記する。

① リスク管理の規制

カテゴリⅢ-1とカテゴリⅢ-2では、施設が内包するリスクレベルが違ふことからグレーデッドアプローチを適用して管理レベルを以下のとおり変更することで、廃止措置のプロジェクトを進める。

(廃止措置時の規制として焦点をあてる維持管理設備の明確化)

廃止措置計画に関わる規制については、運転中に比べリスクが著しく小さくなることから、廃止措置計画認可申請書に明示する維持管理設備については、規制が焦点をあてるべき対象を明確にすべく、カテゴリⅢ-1に対応するもの、すなわち、使用済燃料の貯蔵に係るものを記載する。

カテゴリⅢ-2に対応する、使用済燃料の冷却及び貯蔵に関係しないものは、保安活動中の保全で取り扱うものとし、廃止措置計画認可申請書には記載しない。

(廃止措置時の検査を設備規制から行為規制へ移行)

廃止措置時の検査は、廃止措置時において、仮にトラブルにより拡散漏えいが生じたとしても、活動を止めることで放射性物質の発生が止まることを念頭に、運転中に行われている設備規制（従来の定期事業者検査相当のもの）から、行為規制（従来の保安検査相当のもの）に軸足を移し、リスクを管理しつつリスク源そのものを施設から撤去する、すなわち廃止措置行為を進める規制に、新設される原子力規制検査の中で見直すものとする。その上で、カテゴリⅢ-1に対応するものは現行の燃料貯蔵期間における規制と同等程度に関与する。

(廃止措置の進捗に伴いリスクが明らかに低減した工事の規制からの適用除外)

全般にわたり、カテゴリⅢ-2未滿に対応するもの、一般と同等の信頼性で十分なものについては、原子炉施設に対して特別に課せられる計画及び実施段階の規制から除外する（放射性物質に係る規制及び、廃止措置終了確認＝設置許可失効に係る規制は引き続き残る）。

② リスク対応の規制

(規制が焦点をあてるべき対象：使用済燃料貯蔵関係)

規制が焦点をあてるべき対象は、カテゴリⅢ-1に対応するもの、すなわち、使用済燃料の貯蔵に関係するものとする。

カテゴリⅢ-2に対応する、使用済燃料の冷却及び貯蔵に関係しないものは、規制が焦点をあてるべきものとしては扱わない。なお、この考え方のベースとなっている前述のカテゴリ分けは、保守的に大規模プラントの全量から考察したものであり、規模の違いや各作業の単位で捉えた場合はより小さくなる。このため、規制が焦点をあてるべき対象が残っていたとしても、その発生を防止し得る対策については、施設全体に適用するものではなく、リスク対象の規模や各作業の単位で捉え必要に応じて適用する。

(設備導入時の扱いとして、使用済燃料貯蔵関係設備に焦点をあてた規制)

廃止措置時における設備の導入の取扱いについては、カテゴリⅢ-1に対応する、使用済燃料の貯蔵に関係する重要なものである場合は、廃止措置計画認可申請書で取り扱うものとする。また、廃止措置計画で取り扱う内容は、放射線防護のための安全対策に関わる設備仕様のみを記載することとし、その仕様が満足されることの事業者評価や、導入された設備を使用する前における事業者確認は、新設される原子力規制検査における、保安活動に

係る規制の中で、規制機関は確認するものとする。

(定量的判断に基づく防災に係る制度の適用)

防災に係る制度におけるハザード区分については、使用済燃料が施設内にあるものの崩壊熱の考慮を要しない段階はカテゴリⅢ-1に対応することから、オフサイトに重点区域の設定をする必要が無い規制内容にする。

使用済燃料が施設内から無くなった以降は、カテゴリⅢ-2であることから事前規制の対象から除外する。具体的には、原子力災害対策特別措置法から適用除外するとともに、放射性同位元素使用施設等の規制の見直しにおいて $A/D_2 \geq 1$ に該当しない事業者に対して設けられる、危険時措置として取り組む内容の明確化を図るなどといったものに類する制度措置を講じる。

(リスクに応じた効果的かつ効率的な検査)

廃棄物処理処分も含めた廃止措置プロジェクト全体の進捗に合わせて、事業者は安全確保に万全を尽くすとともにプロジェクト目標の達成に向けて、リスクマネジメントのもとにプロジェクトを推進する必要がある。

一方、規制機関は事業者の保安活動全体を見渡し、安全上の重要な観点からスクリーニングした活動について、プロジェクト活動に応じてバランスよく抜き取り検査を行っていくことが重要である。

【検査で焦点をあてるもの】

- ・ 廃止措置中の検査で焦点をあてるものは使用済燃料である。
- ・ 使用済燃料搬出後においては、炉内構造物など原子炉炉心に近く放射化された構造物を扱う作業で、且つ大量の放射性物質を放散しやすい性状に変えるような方法が用いられるものに限られる。

【検査による関与の程度の変化】

- ・ 運転中に対して検査による関与は大幅に縮小
- ・ 廃止措置の進捗に応じて、検査による関与の程度を縮小させる。
- ・ 廃止措置作業が少ないときは、検査による関与の程度を縮小させる。
- ・ 廃止措置作業が積極的に行われているときは、検査による関与の程度を増やす。
- ・ 組織に浸透すべく、廃止措置実施時の各段階における検査による標準的な関与の程度を目安として数値化するとともに、継続的に改善。

以上について、表5は上記の課題ごと、表6は設備ごとに整理した。また、表7では、段階毎に適用される規制制度を模式的に示している。

この提言を導入するにあたっては、基本となる段階的な規制の仕組みの中心に位置づけられる次の段階に移行する時期について、米国において NRC が規制の改善を現在検討している廃止措置時における緊急時対応準備のように、①炉心から燃料を取出した後、②使用済燃料が十分に減衰した後（①から約1年後）、③使用済燃料を乾式貯蔵施設に移送した後、④施設から使用済燃料を搬出した後で段階的に推移すること[22]を、事業者及び規制機関が協力して示すことが望ましい。また、個別のプラントを基本となる仕組みに当てはめるにあたっては、廃止措置計画認可申請書において、この仕組みのどの段階に合致するか事業者が明確にした上で規制機関に提出することをもって、規制の信頼性を確保することが望まれる。

表5 廃止措置プラントに係る規制制度への提言（課題ごと）

<課題ごと>		①使用済燃料有・崩壊熱考慮不要	②使用済燃料有・崩壊熱考慮不要	③使用済燃料無・原子炉撤去前	④使用済燃料無・原子炉撤去後
リスクを管理し進める	廃止措置計画に係る規制		認可制		原子炉施設に対し特別に課す計画及び実施段階規制から除外
	廃止措置計画に記載する維持管理設備		使用済燃料貯蔵関係	(対象なし)	
	記載しない維持管理設備の扱い		保安活動中の保安で対応		
	廃止措置時の検査		設備規制(従来の定期事業者検査相当)から、行為規制(従来の保安検査相当)に軸足を移す		
	廃止措置の進捗に伴う原子力安全規制		適用		
リスクに応じた規制	規制が焦点をあてるのが望ましい対象	使用済燃料貯蔵関係	(対象なし)		
	設備導入時の規制	使用済燃料貯蔵関係: 廃止措置計画に放射線防護のための安全対策仕様を記載 それ以外: 廃止措置計画書には記載せず保安活動中の保安で対応	廃止措置計画書には記載せず保安活動中の保安で対応		
	防災上の扱い	原子力災害対策重点区域の設定不要	原子力災害対策重点区域の設定不要		

表6 廃止措置プラントに係る規制制度への提言（設備ごと）

＜設備ごと＞		②使用済燃料有・崩壊熱考慮不要	③使用済燃料無・原子炉撤去前	④使用済燃料無・原子炉撤去後
使用済燃料冷却関係 （ 上記のうち、 一般と同等以上の 信頼性を求められるもの ） 例) 使用済燃料冷却設備 非常用ディーゼル発電機	①使用済燃料有・崩壊熱考慮要	(不要)	(不要)	原子炉施設に 対し特別に課す 計画及び実施 段階規制から 除外
使用済燃料貯蔵関係 （ 上記のうち 一般と同等以上の 信頼性を求められるもの ） 例) 使用済燃料貯蔵設備		廃止措置計画認可申請書に記載 規制が焦点をあてるべきものの対象とし、 従来の燃料貯蔵期間と同程度で 規制が検査に関与する 関係する機能を持つ設備を新たに導入する場合、 廃止措置計画認可申請書に放射線防護のための 安全対策仕様を記載するとともに 保安活動の中の保全として設備導入	(不要)	
廃止措置計画認可申請書に記載しない 既存の設備の維持、新たな設備の導入とともに、 それらが放射線防護の事業者努力目標達成のためのものである場合、 保安活動に中の保全で対応				
(既存の設備の維持、新たな設備の導入とともに、 それらが一般と同等の信頼性で十分なものである場合、 または放射線防護の事業者努力目標達成のためのものでない場合、 原子炉施設に対し特別に課す実施段階規制から除外)				
使用済燃料関係のうち、 一般と同等の信頼性で十分なもの & 使用済燃料関係以外の、 従来の廃止措置計画に 記載の維持管理設備 例) 建屋等				

表7 廃止措置プラントに係る規制制度への提言（段階ごと）

設計／建設段階	運転／保守段階	廃止措置段階			
		①使用済燃料有・崩壊熟考慮要	②使用済燃料有・崩壊熟考慮不要	③使用済燃料無・原子炉撤去前	④使用済燃料無・原子炉撤去後
設置許可		原則として変更許可は不要 原子炉施設に対し特別に課す計画及び実施段階規制から除外 放射性物質に係る規制及び廃止措置終了確認＝設置許可執行に係る規制は残			
工事計画認可／使用前事業者検査の実施状況					
定期事業者検査					
技術基準適合義務					
		運転中から廃止措置への移行期間 設備規制から行為規制へ			
	保安規定／保安措置の実施状況（⇒段階に応じて内容漸減）				
	炉主任の選任				
		廃止措置計画認可／実施状況			

6. 安全かつ効果的・効率的な廃止措置のために

廃止措置及び廃棄物処理処分の着実な進捗及び完遂は、リスクを低減し、国民の利益に繋がる。事業者と規制機関は共に「原子力利用の安全確保」のため、廃止措置及び廃棄物処理処分の円滑な進捗に対して、それぞれの責務を果たすことが必要である。

事業者においては、安全とプロジェクト遂行の責任を認識し、自らに委ねられる裁量の範囲を国民全体の利益に繋がるよう最大限に活用すべく、廃止措置の目的である「廃止措置の完遂」を合理的に達成するため廃止措置及び廃棄物処理処分を安全かつ効果的に進め、本提言を踏まえ、リスクに応じたリソース(要員、費用等)運用も含め、継続的に改善していくことが望まれる。

規制機関においても、リスクに応じた規制を一層推進し、さらに本提言を踏まえ、廃止措置及び廃棄物処理処分が円滑に進むような規制の在り方について、継続的に改善していくことが望まれる。本委員会からの提言が、安全かつ効果的・効率的で円滑な廃止措置の実現のために活用されることを願う。

参考文献

- [1] OECD/NEA, 'Preparing for Decommissioning During Operation and After Final Shutdown', NEA No.7374, (2018)
- [2] 資源エネルギー庁, 原子力発電所の解体(一般廃炉)の現状と課題について, 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 第20回原子力小委員会資料4(2019年4月23日)
- [3] 日本原子力産業会議, “原子力年鑑 2020”, (2019年10月)
- [4] 日本原子力発電, 敦賀発電所1号炉の使用済み燃料の評価等について(案), 平成29年6月20日, <https://www.nsr.go.jp/data/000195402.pdf>
- [5] Safety Assessment for Decommissioning of a Nuclear Power Plant, Safety Assessment for Decommissioning Annex I, Part A, IAEA Safety Reports Series No. SRS-77, IAEA (2013)
- [6] 岡本孝司, “グレーデッドアプローチとは”, エネルギーレビュー 2020-1, pp.54 (2019)
- [7] Fundamental Safety Principles, IAEA Safety Standards Series No. SF-1, IAEA (2006)
- [8] Preparedness and Response for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GSR Part 7, IAEA (2015)
- [9] Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, IAEA Safety Standards Series No. GS-G-2.1, IAEA (2007)
- [10] Dangerous quantities of radioactive material (D-values), IAEA (2006)
- [11] Protection from Potential Exposure – A Conceptual Framework, ICRP Publication 64, ICRP (1993)
- [12] 放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム, “放射性同位元素使用施設等の規制の見直しに関する中間取りまとめ－放射性同位元素使用施設等におけるより高い安全水準の実現を目指して－”(平成28年11月)
- [13] Integrated Regulatory Review Service (IRRS) Mission to Japan, IAEA (2016)
- [14] 日本原子力学会, “発電用原子炉施設の廃止措置時の耐震安全の考え方”(2013年12月)
- [15] NUREG/CR-6604, “RADTRAD: A Simplified Model for Radionuclide Transport and Removal and Dose Estimation”, NRC (1998)
- [16] 電力中央研究所, “廃止措置工事環境影響評価ハンドブック”(平成19年3月)
- [17] NUREG /CR-6451, A Safety and Regulatory Assessment of Generic BWR and PWR Permanently Shutdown Nuclear Power Plants, NRC (1997)
- [18] NUREG /CR-6487, “Containment Analysis for Type B Packages Used to Transport Various Contents”, NRC (1996)
- [19] 原子力安全基盤機構, “中間貯蔵施設基準体系整備事業報告書”(平成18年8月)
- [20] Nuclear Decommissioning Consultation on the Regulation of Nuclear Sites in the Final Stages of Decommissioning and Clean-UP, BEIS (2018)
- [21] 検査制度の見直しに関する検討チーム, “検査制度の見直しに関する中間取りまとめ”(平成28年11月)
- [22] 原子力規制庁, “原子力規制検査の試運用について”(平成30年9月26日)
- [23] 原子力規制庁, “廃止措置中の発電用原子炉施設に係る原子力災害対策の在り方について”(平成28年3月)
- [24] Regulatory Analysis for the Proposed Rule: Regulatory Improvements for Production and Utilization Facilities Transitioning to Decommissioning, NRC (2018)