

## 1-4 燃料サイクル施設の安全性

### 1. はじめに

核燃料サイクル施設の安全規制について、施設の設計段階の安全審査から、福島第一原子力発電所事故を踏まえた規制対応までを概説する。

### 2. 段階的な安全規制の流れ

核燃料サイクル施設には、ウラン燃料の加工施設（ウラン濃縮施設を含む）、MOX燃料加工施設、使用済燃料の再処理施設などが含まれるが、安全審査指針上はこれらを総称して核燃料施設という。安全規制は、施設の設計段階から運転段階までの各段階において行われ、核燃料物質の安全な取扱いを確保するために、臨界防止策、放射性物質の閉じ込め策、火災・爆発の防止策等の安全機能を設備することが義務付けられている。

設計段階においては、基本設計ないし基本的設計方針に対して安全審査指針に基づく審査を行う。詳細設計に対しては原子炉等規制法（加工規則、再処理規則、他の省令を含む）に基づく「設計及び工事方法の認可」（設工認）の審査を行い、その認可結果に基づいて施設を建設する。操業に先立っては、「使用前検査」を行う。再処理施設の場合の「使用前検査」は、通水作動試験、化学試験、ウラン試験、使用済燃料による総合試験（アクティブ試験）のように段階的に実施し、規制行政庁の立会検査で安全機能を確認し、その結果を原子力規制委員会に報告する。事業者は操業を開始する前に、運転の安全を確保するための具体的内容を定めた「保安規定」を策定して国の認可を得る。操業開始後は「保安検査」によってその遵守状況を継続的に検査する。また、施設の性能確認のため「施設定期検査」を毎年、継続的に実施する。

### 3. 安全審査指針に基づく設計審査

核燃料サイクル施設の基本的な安全審査指針として「核燃料施設安全審査基本指針」があり、ウラン燃料加工施設には、濃縮度5%以下のウラン燃料を対象とする「ウラン加工施設安全審査指針」、濃縮度5%以上20%未満のウラン燃料を対象とする「特定のウラン加工施設のための安全審査指針」がある。軽水炉用MOX燃料加工施設には「ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料加工施設安全審査指針」、使用済燃料に対しては「再処理施設安全審査指針」及び「金属製乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵施設のための安全審査指針」がそれぞれ定められている。施設の特徴に応じて定められたこれらの安全審査指針に基づいて安全設計の妥当性を審査する。

#### 3.1 再処理施設の安全設計

多様な特性を持つ多くの高放射性物質を取り扱う再処

理施設では、運転上異常な事象あるいは事故が発生した場合に、従業員や一般公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすことが危惧される。そこで、崩壊熱除去（冷却）機能、臨界防止機能、火災・爆発防止機能、閉じ込め機能などの安全機能を設備する。これらの安全機能を持つ施設を特に「安全上重要な施設」として特定し、安全機能の異常の発生防止及び拡大防止、また、異常の拡大を想定したとしても放射性物質の環境放出を防止し、従業員や一般公衆の過度の被ばくに至らないような影響緩和対策を予め設備することが求められる。安全審査では、これらの安全が確保される設計となっていることを審査する。

#### 3.2 再処理施設の安全機能の多重防護設計

再処理施設では、発電炉と同様に設計の安全評価において考慮すべき設計基準事象（DBE: Design Base Event）が選定される。設計基準事象は、機器故障など内的事象に対する「運転時の異常な過渡変化（AT: Anticipated Transient）」及び「運転時の異常な過渡変化を超える事象（BAT: Beyond Anticipated Transient）」のうち最も厳しい事象が選定される。安全確保の深層防護における安全の第1レベルは、建設・運転における保守的な設計と品質保証による異常及び故障発生の防止によって守られる。AT事象への対策は異常の拡大防止対策（レベル2）である。ここでは、臨界、火災、爆発などを信頼性の高い計測システムで検知し、インターロックシステム等自動対応の設計を行う。BAT事象への対策は設計基準内の事故管理であり影響緩和対策（レベル3）である。

六ヶ所再処理施設では、AT事象として、有機溶媒の温度異常上昇（火災防止）、加熱蒸気の温度異常上昇（TBP等の錯体の急激な分解反応防止）、水素濃度異常上昇（爆発防止）、Pu濃度異常上昇（臨界防止）、高レベル廃液濃縮缶凝縮器の冷却能力低下（高性能粒子フィルタの劣化防止）、還元炉の温度異常上昇（過加熱防止）、外部電源喪失（放射性物質の放出量の増加防止）などが代表事象として選定され評価されている。

BAT事象としては、セル内有機溶媒火災、TBP等の錯体の急激な分解反応、溶解槽における臨界、高レベル廃液及びその熔融ガラスのセル内漏えい、使用済燃料集合体落下、短時間（30分）の全交流動力電源の喪失などが代表事象として選定され評価されている。

安全審査では、これらの事象に対して、その安全機能別に影響を最も厳しくする単一故障を想定して評価する。AT事象については、その過渡変化が運転管理上の各評価基準値を超えないことを妥当とする。BAT事象では、事故が発生したと仮定したときの周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故あたり5mSvを超えなければそのリスク

は小さいと判断する。

なお、異常の拡大防止に運転員が十分な時間的余裕をもって確実に対処できる設計としている上に、極めて堅固な自動の事故防止対策を講じているとして、発生する可能性が小さいと判断される事象、例えば「高レベル濃縮廃液貯槽の沸騰事象」及び「分配設備のPu洗浄器におけるPu濃度異常上昇に伴う臨界事象」などは、設計基準事象として選定する必要はないとしている。

また、安全審査指針では、立地評価事故を想定して施設と一般公衆との離隔距離が適切に確保されていることを評価する。その事故条件は、設計基準事象を超える放射性物質の放出量を仮想するとして、全核分裂数を $10^{20}$ （BAT条件は $10^{19}$ ）に拡大した「溶解槽における臨界」及び放射性物質の移行割合等をBAT条件よりも保守的に仮定した「Pu精製設備のセル内有機溶媒火災」が選定され、周辺公衆に与える影響がめやす線量 $250\text{mSv}$ 以下等を確認している。

### 3.3 ウラン加工施設の安全設計

ウラン加工施設では、設計基準事象の概念はないが、有機溶媒及び水素ガス等の火災・爆発、六フッ化ウランの漏えい、燃料粉末等の飛散及び漏えい、臨界、自然災害等の可能性を施設の特徴に応じて検討し、一般公衆の被ばく線量が最大となる「最大想定事故」を選定して安全設計の妥当性を審査する。

なお、ウラン燃料の加工施設では、周辺への影響範囲が限定的であることから、安全審査指針において、一般公衆との離隔距離の確認は求められていない。なお、JCO臨界事故後に、その経験を反映させて制定された特定ウラン加工施設並びにMOX加工施設については、最大想定事故が発生すると想定しても、一般公衆に対して、過度の放射線被ばくを及ぼさないように離隔が確保されることを評価すると定めている。

## 4. 耐震設計

### 4.1 再処理施設の耐震設計

安全審査指針は、想定されるいかなる地震力に対してもこれが大きな事故の誘因とならないよう十分な耐震性を有していること、建物・構築物は十分な強度・剛性及び耐力を有する構造とするとともに、安全上重要な建物・構築物は安定な地盤に支持させることを定めている。構築物、系統及び機器（SSCという）については、破損時の放射線による影響の大きいものから順に、S、B、Cの各クラスに重要度分類を行い、クラスに応じて定められた耐震設計レベルに基づいて評価する。安全上重要な施設はSクラスとし、概ね弾性範囲で設計される。評価の基準とする地震動は立地点毎に、基準地震動 $S_s$ を策定し水平方向及び鉛直方向を適切に組み合わせた動的解析により評価する。基準地震動 $S_s$ は、2006年に最新知見を反映さ

せて改訂された「発電炉用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の耐震安全性に係る安全審査指針類（「新耐震指針」という）に基づいて策定する。既設の施設についてこの新基準に基づく耐震安全上重要な施設の安全機能保持の確認、いわゆる耐震バックチェックが進行中である。Sクラス構築物は、 $S_s$ で定められる地震力のほか、建築基準法に定める静的地震力の3倍の地震力に対しても耐える設計とする。なお、MOX燃料加工施設については、安全審査指針において、耐震設計方針等については「発電炉用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」を参考とすることを定めている。

### 4.2 ウラン加工施設の耐震設計

ウラン加工施設（特定ウラン加工施設含む）では、耐震設計は原則として建築基準法等関係法令による静的設計法によるとしており、基準地震動 $S_s$ に基づく動的解析評価は原則的には求められていない。SSCについて破損時の環境への放射線による影響の大きいものから順に、第1、第2、第3類と重要度分類して、第1類の建物・構築物は建築基準法で定める静的地震力の1.3以上の地震力に対して設計する。設備・機器（配管・ダクト等を含む）では、一次設計及び二次設計を行う。一次設計においては、常時作用している荷重と一次地震力を組合せて、その結果発生する応力に対して、降伏応力又はこれと同等な安全性を有する応力許容限界とする。二次設計においては一次地震力を上回る二次地震力を組み合わせて、その結果発生する応力に対して設備・機器の相当部分が降伏し塑性変形する場合でも過大な変形、亀裂、破損等が生じてその施設の安全機能に重大な影響を及ぼすことがない設計とする。

## 5. 運転段階の安全確保

原子炉等規制法は、運転の安全規制として、「保安規定」を定めて安全を確保することを事業者に義務付けている。「保安規定」の内容は、経営責任者の関与も含む保安規定遵守のための体制、安全文化を醸成する体制、安全の品質保証、保安教育の実施、施設の巡視・点検、施設定期検査、定期的な評価、不適合が発生した場合の情報公開、その他安全確保を確実に実施する上で必要な項目を含むように定めている。

### 5.1 JCO臨界事故の教訓

1999年9月30日のJCO臨界事故は、厳格な安全審査を経て認可された商用ウラン燃料加工施設ではじめて発生した臨界事故であり、施設の安全確保には設計上の安全審査のみならず、運転管理上の安全規制が不可欠であることを再認識させた。一般に臨界安全管理は、単一ユニットについては、形状及び寸法、質量、容積、溶液濃度、濃縮度などの制限、中性子吸収材の使用、これらの方法

の組み合わせなど、また、複数ユニットではユニット相互間の間隔維持又は中性子遮へい等などによる臨界防止措置、いわゆる「工学的管理」が行われ、安全審査においてその設計の妥当性が審査される。しかし、この「工学的管理」の制限値には工学的前提条件があり、施設の安全を確保する上ではこの前提を理解した上での「運営的管理」が不可欠となる。「運営的管理」のための「保安規定」あるいは「運転実施手順(マニュアル)」が組織的・意図的に改変され、運転員の教育・訓練が適切に実施されていない状況では施設の安全は確保されない。

JCO臨界事故の原因となったウランは、通常の軽水炉燃料(濃縮度が5%以下)と比べて高い濃縮度18.8%であったが、事故の背景には「運営的管理」の軽視及び専門的知識の欠如があり、「安全の文化」の崩壊・喪失があったと評価されている。このJCO臨界事故の教訓を踏まえて原子炉等規制法の改正が行われ、「保安規定」に事業者の自己規制(内部規制)のみでなく国による外部規制としての「運営的管理」上の対策が追加導入された。また、1999年12月には原子力災害特別措置法が制定され、事故発生時の事業者の通報義務とその判断基準の明確化、緊急時対応機能の強化(オフサイトセンターの設置等)の対策などがとられた。

## 5.2 根本原因分析

ウラン加工規則及び再処理規則等の省令は、各施設の品質保証計画が「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2003)」を反映させることを定めている。施設の安全を確保するため事業者自ら保安活動を継続して改善することを求めており、保安規定上に事故故障等発生の根本原因分析法及びこれを実施するための体制並びに作業手順書等を位置付けるよう求めている。規制行政庁は、根本原因分析結果を報告することを求める。

## 5.3 高経年化対策

施設の安全機能の性能水準を維持するために事業者が経年変化状況を把握し、経年変化に的確に対応した保守管理対策を実施することが高経年化対策である。省令は、核燃料施設に対して、事業を開始した日以降20年を経過するまでに高経年化対策の技術評価を行い、その後10年間の保全計画を策定して10年を超えない期間ごとに再評価を行う「定期的な評価」を求めており、随時、規制行政庁による評価が実施されている。

## 6. 核物質防護

### 6.1 設計基準脅威

原子力の安全確保は、災害を防止し、核燃料物質を防護して、公共の安全を図ることである。2001年9月11日米国で起きた同時多発テロを契機として、原子炉等規制法

が改正され、核物質防護の強化策として、設計基準脅威(DBT)の策定と適用、守秘義務制度の導入等が行われた。施設は妨害破壊行為を受けた場合の防護策として、受容できないような放射線事故に至る可能性のある施設(枢要区域)を特定し、脅威が枢要区域に到達するまでの時間を十分に長くとれるような防護措置を設定することが求められている。

### 6.2 米国におけるB5b事象

米国では、同時多発テロ後に米国原子力規制委員会(NRC)がセキュリティ命令EA-02-026を発出し、テロリストの脅威による火災又は爆発による原子力施設(発電炉、使用済燃料プール等)の広範囲の安全機能喪失を伴う「設計基準を超える事象」(BDBA)に対する対応策の実施を求めた。この「設計基準を超える事象」は、上記セキュリティ命令のB.5.b項にリスト化された要件であることから、「B5b事象」と言われ、NRCは、事象発生時の潜在的影響を低減するために取り得る影響緩和対策を特定するよう事業者に求めている。

米国では、福島第一原子力発電所事故への対応として、特に、使用済燃料プールに関する影響緩和戦略に着目し、核燃料サイクル関連施設に対しても、このB5b事象等で包含される設計基準事象を超える状況における影響緩和能力を検査・評価している。「設計基準を超える事象」への対応は、これまでは主として事業者が自主的に実施するとしてきたが、NRCは福島第一原子力発電所事故の教訓を反映させるとして、今後は、テロ対策(B5b事象)に係る大規模損傷緩和指針(EDMG)、影響緩和のためのシビアアクシデント管理ガイドライン(SAMG)及び発生防止のための緊急時運転手順書(EOP)を統合・強化して、国による規制として実施することを検討している。

## 7. 福島第一原子力発電所事故を踏まえた安全対策

### 7.1 再処理施設の緊急安全対策

2011年3月11日の福島第一原子力発電所事故では、地震によって想定を超える規模の津波が発生し、設計上では想定していなかった同時多発的で長時間にわたる安全機能喪失が発生した。再処理施設に関して、規制行政庁は5月1日に再処理規則を改正し、津波その他の事象によって全交流電源供給機能、崩壊熱除去機能、水素滞留防止機能の3機能が喪失した状況に対する緊急安全対策を事業者へ指示した。その結果、その後に発出されたシビアアクシデントへの対応指示への対応も含めて、非常用動力装置の複数台の運転待機状態の確保、緊急時の電源確保及び崩壊熱除去機能の追加措置、緊急時対応計画の点検と訓練、制御室の作業環境の確保等の措置が実施された。

### 7.2 核燃料サイクル施設のストレステスト

2011年11月25日には、再処理施設のみならずウラン加

工施設等も含めた核燃料サイクル施設全体に対して総合的安全評価（いわゆるストレステスト）の指示書が発出され、規制行政庁は発電炉と同様に、地震、津波、その他の自然現象及び内部事象によって発生する可能性がある「設計上の想定を超える事象」に対して、安全性に関する潜在的な脆弱性を評価するとともにその発生及び更なる進展を防止するためのアクシデントマネジメント策を策定して、その効果を評価して報告することを求めた。

欧州では、2011年3月25日に欧州委員会（EC）及び西欧原子力規制者会議（WENRA）がEU各国発電炉のストレステスト実施を指示していたが、フランスでは、原子力安全規制委員会（ASN）が5月5日に核燃料サイクル施設を含めた原子力基本施設（INB）全体のストレステスト実施を指示している。また、イギリスにおいても、原子力規制局（ONR）が核燃料サイクル施設を含めた発電炉以外の原子力施設（NPGNF）のストレステスト実施を指示しており、それぞれ進められている。米国NRCでは、前記のように発電炉以外の原子力施設について、認可基準を超える事象に対する緊急時影響緩和戦略について確認検査を実施している。

### 7.3 安全確保のための国際的な判断基準

福島第一原子力発電所事故を踏まえた我が国の発電炉の安全性に関するストレステストでは、規制行政庁の原子力安全・保安院（NISA）が事業者の評価結果の審査に対するNISAのアプローチについて、IAEAミッションによる国際的レビューを受けた。ミッションは、公開した勧告・助言のなかで、IAEA安全基準及び国際的慣習に準拠した方法による安全評価実施の必要性を指摘しており、NISAは国際的に整合させる方向での検討を行うとしている。

イギリスは、原子力規制局ONRが原子力許認可プロセスにおける規制上の意思決定のための安全評価原則（SAP； Safety Assessment Principles for Nuclear Facilities, 2006）を定めており、発電炉のみならず原子力化学プラント（再処理施設など）に適用している。最新の2006年版SAPはIAEA安全基準に基づいて作成され、西欧原子力規制者会議（WENRA）の基準レベルも組み込んだとしており、事故に関する解析として設計基準事故評価（DBA）、確率論的安全評価（PSA）、シビアアクシデント解析評価（SAA）の実施を義務付けている。PSAでは、設計基準解析評価で除外されている事象も含めてより広範囲の事故事象を評価する。SAAでは、特定された線量目標を超える可能性がある重大な事故について評価し、合理的実施可能な予防措置又は影響緩和措置の特定を行う。SAAは、更にシビアアクシデント管理戦略及び緊急事態準備計画策定の裏付けに必要な情報も提供する。

### 7.4 深層防護の強化

核燃料サイクル施設の深層防護に関するIAEA安全基準は、設計基準を超える事故の進展防止及び影響緩和策（レ

ベル4）を求めており、また、放射性物質の著しい放出による放射線の影響緩和のための施設内外の緊急時対応策（レベル5）を求めている<sup>1)</sup>。

フランス原子力安全規制委員会（ASN）及びその技術支援機関である放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）は、ストレステスト事業者報告書の審査経過を公開しており、事故の教訓を反映させて深層防護の原則を強化する観点から、複数の安全機能が同時に喪失しそれが長時間継続するような現行の安全設計基準では考慮されていない事故リスクに対しても、施設の頑健性を確保するための対策を整備するとしている。この対策は、極端な状況下においても安全機能を維持するための必要不可欠な基幹的な構築物・系統・機器（SSC）及び組織的な対策を“ハードドコア”として特定して強化するという概念であり、この整備は、現行の安全設計基準が想定するリスク水準の再評価から切り離して、施設の安全再評価（10年毎に行う定期安全レビューなどを含む）を通じて実施するとしている。

### 7.5 原子炉等規制法の改正案

内閣官房は、2012年1月に核燃料サイクル施設も含めた新しい安全規制を構築するとして原子炉等規制法の改正案を発表した。福島第一原子力発電所事故は、サイト内電気設備の共通要因故障が長時間の全電源喪失を引き起こし、アクシデントマネジメントが不十分であったことなどから、結果としてシビアアクシデントを防止できず、大量の放射性物質を環境中に放出したものであり、今後は、設計上の想定を超える重大事故も考慮した安全規制に転換するとした。即ち、これまで事業者の自主的取組と位置付けてきたアクシデントマネジメントを法令による規制対象とする、また、施設の設計及び運用における安全対策の総合的なリスク評価の公表の義務付け、既設施設に対しても最新の規制基準への適合を義務付けるいわゆるバックフィット制度の導入など、不断の安全性向上を行うとしている。

### 8. まとめ

核燃料サイクル施設の安全確保のために、重大な事故が発生し難い設計及び運転管理を維持するとともに、深層防護の観点に立って「設計上の想定を超える事象」にも適切に対応する安全規制の強化が図られる。

### 参考文献

- 1) IAEA Safety Standards, “Safety of Nuclear Fuel Cycle Facilities”, NS-R-5, 2008.

藤根幸雄  
(2012年12月10日)