

令和6年度原子力の利用状況等に関する調査
(諸外国における原子力発電所の利用に関する事項の調査)

報告書

令和7年3月



合同会社ニュークリア・テクノロジー・コンサルティング

令和6年度原子力の利用状況等に関する調査
(諸外国における原子力発電所の利用に関する事項の調査)

報告書

目次

略語表.....	i
1. はじめに.....	1
1.1 事業目的.....	1
1.2 事業内容と実施方法.....	1
2. 米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷に関する調査.....	4
2.1 概要.....	4
2.2 米国の原子力安全規制制度の変遷とその経緯.....	4
2.2.1 初期の時代(1946-1979).....	4
2.2.2 スリーマイル島事故以後(1979-2000).....	5
2.2.3 現在(2000年から現在まで).....	5
3. 海外の規制体系の整理比較.....	7
3.1 米国の発電用原子炉に関する規制と日本の規制との比較.....	7
3.1.1 調査の概要.....	7
3.1.2 既存軽水炉.....	8
3.1.3 革新軽水炉.....	33
3.1.4 新型燃料.....	37
3.2 ドイツの溶融クリアランス.....	41
3.2.1 クリアランス測定・評価の信頼性確保に関わる事項.....	41
3.2.2 原子力発電所事業者から受け取るクリアランス対象金属に関する情報.....	58
4. 日米等の規制機関における人材育成・確保の手法、体制・意思決定メカニズム及びこれらに係る産業界の関わり方の整理・比較.....	60
4.1 人材育成・確保の手法.....	60
4.1.1 米国.....	60
4.1.2 日本の状況と米国との比較.....	63
4.2 体制・意思決定メカニズム.....	69
4.2.1 米国の規制体制と意思決定メカニズム.....	69
4.2.2 日本.....	77
4.2.3 日米の比較.....	81
4.3 産業界との関わり方.....	82
4.3.1 米国における産業界と規制側の関わり.....	82
4.3.2 日本における産業界と規制側の関わり.....	85
4.3.3 日米の比較.....	89
5. まとめ.....	91

5.1	米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷に関する調査	91
5.2	海外の規制体系の整理比較	91
5.2.1	米国の発電用原子炉に関する規制と日本の規制との比較	91
5.2.2	ドイツの溶融クリアランス	91
5.3	人材育成・確保の手法、体制・意思決定メカニズム、産業界の関わり方の日米比較	91
5.3.1	人材育成・確保の手法	91
5.3.2	体制・意思決定メカニズム	92
5.3.3	産業界の関わり方	92
添付資料 1	米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷	
添付資料 2	米国の規制（審査内容や審査プロセス等）の整理	
添付資料 3	ドイツにおける金属溶融リサイクルに関する調査	
添付資料 4	NRC の人材採用と研修	
添付資料 5	NRC の体制と意思決定メカニズム	
添付資料 6	米国での事故耐性燃料の許認可	

略語表

ACRS	Advisory Committee on Reactor Safeguards	原子炉安全諮問委員会
AEC	United States Atomic Energy Commission	米国原子力委員会
ASLBP	Atomic Safety and Licensing Board Panel	原子力安全・ライセンス委員会パ ネル
ATENA	Atomic Energy Association	原子力エネルギー協議会
ATF	Accident Tolerant Fuel	事故耐性燃料
CAP	Corrective Action Program	是正措置プログラム
CATEXs	Categorical exclusion	特定の除外
CFO	Chief Financial Officer	最高財務責任者
CFR	Code of Federal Regulations	連邦規則集
COL	Combined License	建設運転一括許可
COM	memoranda between Commissioners	NRC 委員間のメモ
COMSECY	memoranda from EDO, CFO or other	NRC 幹部からのメモ
CP	Construction Permit	建設許可
CPA	Construction Permit Application	建設許可申請
DA	Design Approval	設計承認
DC	Design Certification	設計認証
DOE	Department of Energy	米国エネルギー省
EA	Environmental Assessment	環境評価
ECCS	Emergency Core Cooling System	緊急炉心冷却装置
EDO	Executive Director for Operation	運営部長
EIS	Environmental Impact Statement	環境影響評価書
EPRI	Electric Power Research Institute	米国電力研究所
ESP	Early Site Permit	早期サイト許可
FSAR	Final Safety Analysis Report	最終安全解析書
GE	General Electric Company	ジェネラルエレクトリック社
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国際放射線防護委員会
IF	Inspection Findings	指摘事項
IRRS	Integrated Regulatory Review Service	総合規制評価サービス
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	日本原子力研究開発機構
JANSI	Japan Nuclear Safety Institute	原子力安全推進協会
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	原子力安全基盤機構
LOCA	Loss of Coolant Accident	冷却材喪失事故
NCRP	National Council on Radiation Protection	米国放射線防護委員会

NEI	Nuclear Energy Institute	米国原子力エネルギー協会
NEPA	National Environmental Policy Act	国家環境政策法
NRAN	Nuclear Apprenticeship Network	原子力見習いネットワーク
NRC	Nuclear Regulatory Commission	米国原子力規制委員会
NRRC	Nuclear Risk Research Center	電力中央研究所 原子力リスク研究センター
NSPDP	Nuclear Safety Professional Development Program	原子力安全専門職育成プログラム
NV	Nuclide Vector	核種ベクター（核種組成比）
OL	Operating License	運転許可
OLA	Operating License Application	運転許可申請
PI	Performance Index	パフォーマンス指標
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PSAR	Preliminary Safety Analysis Report	予備安全解析書
QST	National Institute for Quantum Science and Technology	量子科学研究開発機構
ROP	Reactor Oversight processes	原子炉監視（監督）プロセス
RIST	Research Organization for Information Science and Technology	高度情報科学技術研究機構
SALP	Systematic Assessment of Licensee Performance	事業者のパフォーマンスを体系的に評価するプログラム
SAR	Safety Analysis Report	安全解析書
SDA	Standard Design Approval	標準設計承認
SDC	Standard Design Certification	標準設計認証
SDP	Significance Determination Process	重要度決定プロセス
SEA	Supplemental Environmental Assessment	補足環境評価
SECY	Office of the Secretary	NRC の秘書局（の文書）
SEIS	Supplemental Environmental Impact Statement	補足環境影響評価書
SER	Safety Evaluation Report	安全評価書
SF	Scaling Factor	スケーリングファクタ
SMM	Senior Management Meeting	シニア・マネジメント・ミーティング
SMR	Small Modular Reactor	小型モジュラー型原子炉
SRM	Staff Requirements Memorandum	NRC 職員からの要求メモ
SRP	Standard Review Plan	標準審査要領
TMI	Three Mile Island	スリーマイル島
TSO	Technical Support Organization	技術支援機関

1. はじめに

1.1 事業目的

令和3年10月に閣議決定された第6次エネルギー基本計画では、「国民からの信頼確保に努め、安全性の確保を大前提に、必要な規模を持続的に活用していく」とされている。また、こうした第6次エネルギー基本計画や原子力利用に関する基本的考え方（令和5年2月原子力委員会決定）等を踏まえて整理された、今後の原子力政策の方向性と行動指針（令和5年4月原子力関係閣僚会議決定）では、「産業界全体での連携による安全マネジメントの改革」、「既設炉の最大限活用」や「次世代革新炉の開発・建設」等が挙げられている。

安全性を最優先に原子力発電を活用するには、産業界と規制当局との間で科学的・技術課題や審査・検査に係る意見交換や共通理解の醸成が重要である。こうした観点から、主要国（特に米国）を例に、規制当局との意見交換も含めた、原子力事業者を含む産業界のあり方、さらには、その背景にある原子力に関する規制体系（ハザード審査、プラント審査、新型炉、廃止措置など）、審査体制、および、原子力規制に関わる歴史的経緯等について調査を行う。

1.2 事業内容と実施方法

以下の項目について、これまでの本調査の報告書の内容等も参考にしつつ、国内及び海外（米国等）の事例や実態を調査（ヒアリング含む）・整理・比較する。

① 米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷（産業界の関わりを含む）

米国では、1979年のスリーマイル島での原発事故以前の規制制度や1980年のSALPプログラムの開始、1995年のメンテナンス規則の改正、1991年の良い規制の5原則の導入等の米国の原子力規制制度の主要な制度改正の概要やそうした改正に至った経緯・要因、特に産業界（NEI等）の関わりやNRCの取組等を整理する。また、上記で挙げられたマイルストーンとなった事項に加えて、特にNEIがNRCに対して働きかけた以下の様な事項の具体的な内容とその影響に関する調査を行う。

- ・1994年にNEIのために行われたTowers Perrin原子力規制レビュー調査
- ・1998年のNEI会長Joe Colvinの議会証言
- ・その他の2000年のROP導入に至った産業界の活動

② 海外の規制体系（審査内容や審査プロセス等）の整理・比較

1. 調査・整理・比較項目：

- A) 審査の流れ
- B) 審査項目（ハザード・プラント審査等における評価事項、リスク情報の活用内容等も含む）
- C) 規制形式（型式認証制度・事前相談制度等の仕組み、活用状況等）
- D) 審査の進め方（審査の流れ毎の期間・頻度等の進め方）

- E) 審査費用（審査に要するプラント当たりの人員も含む）
- F) 審査における規制機関の内外からの技術的支援のあり方の日米での相違
- G) 米国の ROP と 2020 年 4 月から開始された日本版 ROP の相違

2. 調査・整理・比較対象：

A) 発電用原子炉(対象国：日本、米国)

- i. 既存軽水炉
- ii. 次世代軽水炉(国内例：SRZ-1200など)などの安全性等を高度化した新型炉を新設する場合（既存軽水炉の規制体系・審査と比較し、審査手続きや追加となる審査項目、課題となり得る内容の洗い出しも含む。また、SMRなどの革新炉に対してNRCが準備中の規制の枠組み（10CFR53、2025年7月に完成予定）と、既存の10CFR50の二段階認証、10CFR52の一段階認証、事前協議プロセスといった枠組みについても調査。さらに、新型炉の許認可のためにNRCが発行したガイダンスや審査プロセスの更新などの措置、及び、NRCの技術的能力が新型炉の審査に与える影響も調査。
- iii. その他、新型燃料(国内例：運転サイクルの長期化、運転中保全の実施、事故耐性型燃料、5%超燃料、高燃焼度化燃料（55GWd/tより高燃焼度）の装荷）等に係る審査項目・手続きや課題等)

B) 溶融クリアランス(対象国：ドイツ)

以下のとおり、審査事項・線量等の基準値などについて調査する。

- i. クリアランス測定・評価の信頼性確保に関わる事項
 - a. 溶融後インゴット線量評価値の代表性の担保手段と説明方法(クリアランス測定・評価に関する考え方、インゴットの均質性、サンプリングの考え方も含む)
 - b. 処理事業者がクリアランス基準を満たすための、原子力事業者から受け渡すデータの種類・粒度・サンプル数等
- ii. 原子力発電所事業者から受け取るクリアランス対象金属に関する情報
 - c. 原子力発電所事業者によるクリアランス対象金属に関する放射線特性評価に関する情報など(原子力事業者のクリアランス対象物に非公開情報が含まれていた場合の規制のかけ方も含む)

③ 日米等の規制機関における人材育成・確保の手法、体制・意思決定メカニズム及びこれらに係る産業界の関わり方の整理・比較(対象国：日本、米国)

1. 人材育成・確保の手法

NRCの人材育成・確保方法を新規採用者と中途採用者に分けて調査を行う。中途採用者に関しては、従来のNuclear Safety Professional Development Program (NSPDP) と、2020年6月から採用されたNuclear Regulator Apprenticeship Network (NRAN) プログラムについて調査する。中途採用者に関しては原子力産業界と海軍（潜水艦乗組員）について、彼らが受けた訓練と経験を調査する。

2. 体制・意思決定メカニズム

NRC の規制プロセスの次の5つの主要要素に関して、関係する組織と意思決定プロセスについて調査する。

- A) 申請者・認可者向けの規制とガイダンス作成
- B) 核物質の使用、核施設の運転、廃止の許認可
- C) 認可者の安全要件遵守の確認
- D) 認可施設運営または認可活動遂行に関する経験の評価
- E) 調査を実施し、政府機関の決定によって影響を受ける当事者の懸念に対処するための公聴会を開催し、規制上の決定を裏付ける独立したレビューを取得する。

3. 産業界との関わり方

新型事故耐性燃料(ATF)の許認可を例に、2019年以来NRCが実施してきた業界との関わり方（ステークホルダ及び業界との対話、ベンダーとの会合、申請前打合せ、会議/セミナー出席、EPRIとの覚書、等）を調査する。

2. 米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷に関する調査

2.1 概要

米国における原子力規制は、次の3つの時代に分けることができる。

- (1) 原子力時代の幕開けからスリーマイル島（TMI）事故までの初期の時代、
- (2) 1979年から2000年までのTMI事故後の時代、
- (3) 2000年から現在までの現代。

以下では、上記の三つの時代それぞれについて、米国の原子力規制制度の主要な制度改正の概要、そうした改正に至った経緯・要因、特に産業界（NEI等）との関わりや米国原子力規制委員会（NRC）の取組等を整理した。詳細については添付資料1に示す。

2.2 米国の原子力安全規制制度の変遷とその経緯

2.2.1 初期の時代(1946-1979)

第二次世界大戦後の原子力時代の幕開けからスリーマイル島（TMI）事故までの初期の時代(1946～1979)についての主な原子力規制における出来事を以下に示す。

年	出来事	経緯・影響
1954	原子力法（1954）の制定	新たなエネルギー源の長期的必要性
1955	AEC 発電実証炉プログラム開始	多様な炉設計の実現可能性のFS
1957	GE などによる議会演説(原子力賠償)	民間原子力エネルギーの実現と賠償責任
1957	Price-Anderson 原子力損害賠償成立	同上
1957	放射線防護規則発効	NCRP や ICRP による線量限度低減勧告
～1962	6基の発電用大型原子炉が稼働	AECによる民間参入促進、政府補助金
1960 後半	原発建設ラッシュ、ターンキー契約	石炭火力大気汚染への国民の関心
～1970	AECのスタッフ数が倍増	原発建設数の急増
1970	国家環境政策法（NEPA）成立 AECのNEPAへの対応に激しい非難	AECが許認可手続き遅延を恐れ、 NEPAには積極的に対応しなかった
1971	Calvert Cliffs 原子力発電所訴訟 AEC委員長交代	環境保護派による原子力反対の 高まり
1972-73	ECCS 公聴会 高レベル廃棄物処分への批判	ECCSの信頼性に対する議論 岩塩層処分への反論
1972	ライオンズ処分場が頓挫 AECの規制と推進二役への批判	AECの権威失墜、
1975	AECをNRCとDOEに分割	規制と推進の分離
1975	Browns Ferry 原子力発電所火災	重大事故の発生可能性
1975	ラスムッセン報告	新しいリスク評価手法、一部で批判

2.2.2 スリーマイル島事故以後（1979-2000）

スリーマイル島事故以後、原子力規制改革が行われるまで(1979 ～ 2000) の主な原子力規制における出来事を以下に示す（詳細は添付資料 1）。

年	出来事	経緯・影響
1979	スリーマイル島（TMI）事故	世界初のシビアアクシデント
1980	SALP の導入	運転中規制の開始、18 ヶ月毎の点検
1985	Davis-Besse 発電所給水喪失、	SMM と NRC ウォッチリスト開発
1989	10 CFR Part 52 導入	COL、DC、ESP などの導入
1991	NRC 内でのパフォーマンス型規制検討	
1991	メンテナンス規則 10 CFR 50.65 発表	
1991	NRC の「良い規制の 5 原則」発表	
1991	5 つの米国原子力発電所における 深刻事故リスクの評価研究完了	リスク概念活用の端緒
1994	Towers Perrin NRC 実務検証レポート NRC の効率性への批判の高まり	産業界（NEI の設立母体）の委託
1995	NRC 理事会声明、PRA の積極活用	
1998	NEI 会長 Joe Colvin による議会証言 連邦議会が改革無い場合の NRC 予算凍結示唆	実効性のある規制改革を強く訴え ROP の導入に繋がる

2.2.3 現在（2000 年から現在まで）

(1) 新たな監視プロセス(ROP)の導入

コルビン証言 (Colvin Testimony) と、議会から「抜本的な規制改革を行わなければ NRC の予算を大幅に削減する」といった警告を受けたことを受け、2000 年 4 月 2 日、NRC は運転中のすべての商業用原子力発電所で新たな監視プロセス (Reactor Oversight Process, ROP) の運用を開始し、それまで用いられてきた Systematic Assessment of Licensee Performance (SALP) を置き換えた。これにより、従来よりもリスク情報に基づき、客観的で予測可能かつ理解しやすい方法で、事業者のパフォーマンスを検査・評価し、NRC の要求事項を執行することができるようになった。パフォーマンスインジケータ (Performance Indicator, PI) プログラムや検査結果の重要度を判定するための重要度決定プロセス (Significance Determination Process : SDP) といった新たな監視手法も開発された。

(2) 同時多発テロの影響

地上からのテロ攻撃への対応を進める中で、NRC は航空機が原子炉建屋や使用済み燃料プールに衝突する影響についても検討した。2001 年 9 月 11 日の攻撃直後、NRC は、原子力施設の設計がボーイング 757 や 767 のような航空機の攻撃を想定していなかったことを認めたが、

その後、NRC は、既存原子炉における航空機衝突による損害が、すでに全ての原子炉に義務付けられている措置によって十分に緩和されると判断し、既存原子炉に（さらには新設原子炉にも）、「ビームヘンジ」バリアの追加などの航空機衝突に対する保護措置を義務付ける提案を却下した。

(3) 福島第一原子力発電所事故の影響

2011 年の東日本大震災に伴う福島第一原子力発電所事故後、米国は原子力安全規制に対して、次のような対応を取った。その後の規制文書の変更等は無い。

- ・NRC は 2011 年 3 月 23 日、全米の原子炉の検査を行う臨時指示として「福島第 1 原発燃料損傷事故のフォローアップ(TI2515/183)」を出して、各発電所へ点検を命じた。
- ・NRC による原発規制の強化、各種計画、規制の手續や規制・計画の適用について、短期的視点での改善が必要とされるかどうかにつき報告及び勧告を行わせるためのタスクフォースを設置した。

3. 海外の規制体系の整理比較

3.1 米国の発電用原子炉に関する規制と日本の規制との比較

3.1.1 調査の概要

米国の発電用原子炉に関する規制における、建設＝新規原子炉建設と運転・維持＝運転中の原子炉の監視と検査、の審査内容や審査プロセスについて、文献調査結果を添付資料 2 にまとめた。また、添付資料 6 には、米国で開発中の事故耐性燃料（ATF）について、NRC と産業界の取組をまとめた。これらの資料から、既存軽水炉、革新軽水炉（米国では先進炉も含む）、その他（新型燃料等）についての、米国での審査内容、審査プロセスをまとめて示す。また、原子力規制庁から示されている資料から、日本の審査内容、審査プロセスを抽出して示し、米国の場合と比較する。

調査及び比較する項目は 1.2②1. に示した A)～G) の 7 項目であるが、項目によっては既存軽水炉に関してのみ情報が得られるもの、あるいは、既存軽水炉と革新軽水炉やその他施設で同じものもあり、また、産業界(事業者)との関わり(4.3 節)の観点からまとめた方が分かりやすいものもある。このために、表 3.1-1 に示す調査対象と調査項目の組合せによって、調査結果を本節または事業者との関わりを示す 4.3 節にまとめる。

表 3.1-1 本報告書にて調査結果を示す節番号

項目	既存軽水炉	革新軽水炉 (先進炉含む)	その他 (新型燃料等)
A) 審査の流れ	3.1.2	3.1.3	←
B) 審査項目	3.1.2	3.1.3	3.1.4
C) 規制形式	4.3	←	添付資料 6(米国)
D) 審査の進め方	4.3	←	添付資料 6(米国)
E) 審査費用	4.3	-	-
F) 審査における技術的支援	3.1.2	←	←
G) 運転・維持	3.1.2	-	-

「A) 審査の流れ」に関しては、日米共に既存軽水炉（GenIII 以前）と革新軽水炉及び先進炉（GenIII+以降）では、一般的な審査全体の流れについては日米とも違いは無いため、既存軽水炉の項で説明する。また燃料施設等についても、一般的な流れは原子炉と同一である。

「B) 審査項目(ハザード・プラント審査等における評価事項、リスク情報の活用内容等も含む)」は、ハザード(耐震・津波など)及びプラント(安全設計など)の審査等における評価事項を、PRA などのリスク情報の活用に着目しつつ、米国は GenIII 以前の既存軽水炉に用いられてきた 10 CFR Part 50 に基づくプロセスでの審査項目(審査文書)と、革新軽水炉（GenIII+）である AP1000 に適用された 10 CFR Part 52 に基づくものを、それぞれ既存軽水炉と革新軽水炉についての審査プロセス(審査の流れと項目)として説明する。日本の既存

軽水炉については、新規規制基準での再稼働における設置変更許可申請書に示された項目を基にまとめ、革新軽水炉については、2024年12月9日に初めて行われた「第1回 建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会」での議論からまとめる。

「C) 規則形式(型式認証制度・事前相談制度等の仕組み、活用状況等)」、「D) 審査の進め方(審査の流れ毎の期間・頻度等の進め方)」については、産業界(事業者)と規制側の関わりの調査(4.3節)の過程で既存軽水炉についての具体的な例が出てくるので、4.3節にて述べる。この規制における申請者とNRCの関係は既存軽水炉、革新軽水炉では同じである。

「E) 審査費用(審査に要するプラント当たりの人員も含む)」については、米国では審査費用は事業者が負担することとなっていること、日本での審査に要する述べ人員の数も許認可のための事業者とのヒアリングから得られることから、やはり4.3節で既存軽水炉に関して述べる。革新軽水炉は未だ審査が完了しておらず、その他は対象施設が多岐にわたり一般的な目安は無いので扱わない。

「F) 審査における技術的支援」は、日米共に既存軽水炉、革新軽水炉、その他(新型燃料等)の別なく、技術的支援体制が組み込まれているので、既存軽水炉の項で説明する。

「G) 運転・維持」の項については、既に稼働している既存軽水炉についてのみ述べる。

また、新型燃料等の規制については、米国では事故耐性燃料(ATF)の安全審査において、新たな取り組みが行われており、特に核燃料製造会社と協力して規制の効率化が図られている。添付資料6に、この新しい規制の審査の流れ(許認可プロセス)、規制の枠組み(規制形式、審査の進め方)、技術的な取り組み(PRA及び計算コード開発)について示す。

3.1.2 既存軽水炉

(1) 米国の審査プロセスと審査内容

(a) 許認可プロセスの一般的な流れ

既存軽水炉について、NRCの許認可プロセスの詳細は特定の規制活動によって異なるが、ほとんどの主要な規制活動は共通する一般的なレビューと承認プロセスをたどる。図3.1-1に、この一般的な許認可プロセスを示す。

図3.1-1の各プロセスの内容は以下のとおりである。

① 事前申請プロセス (Pre-Application Process)

NRCは、技術的および政策的課題を早期に特定・解決するための早期で継続的な協議を奨励している。このプロセスにより、申請者は「試験計画、安全性分析アプローチ、または設計認可の全体的な実現可能性」について情報提供またはフィードバックをNRCから得ることが可能となり、規制の予測可能性を向上させ、以後の申請審査を迅速化することができる。

事前申請活動は、次の項目から成る。

- ・トピカルレポート 主たる設計基準、許認可の基準となるイベントの選定、燃料認定計画、放射線源設定の方法論、品質保証プログラム、保障措置情報、安全性・事故解析の方法論などの重要課題に関するレポートであり、後の申請プロセスで参照するこ

とができる。

- ・事前申請準備評価 (the pre-application readiness assessment) 最新の安全性分析報告書、環境報告書、技術文書のドラフト、およびスタッフや契約者に関する情報を申請者がNRCスタッフに提供し、NRCスタッフは主要な問題や申請におけるギャップについてフィードバックを提供する。申請予定日の約6カ月前に実施されるのが最も効果的である。

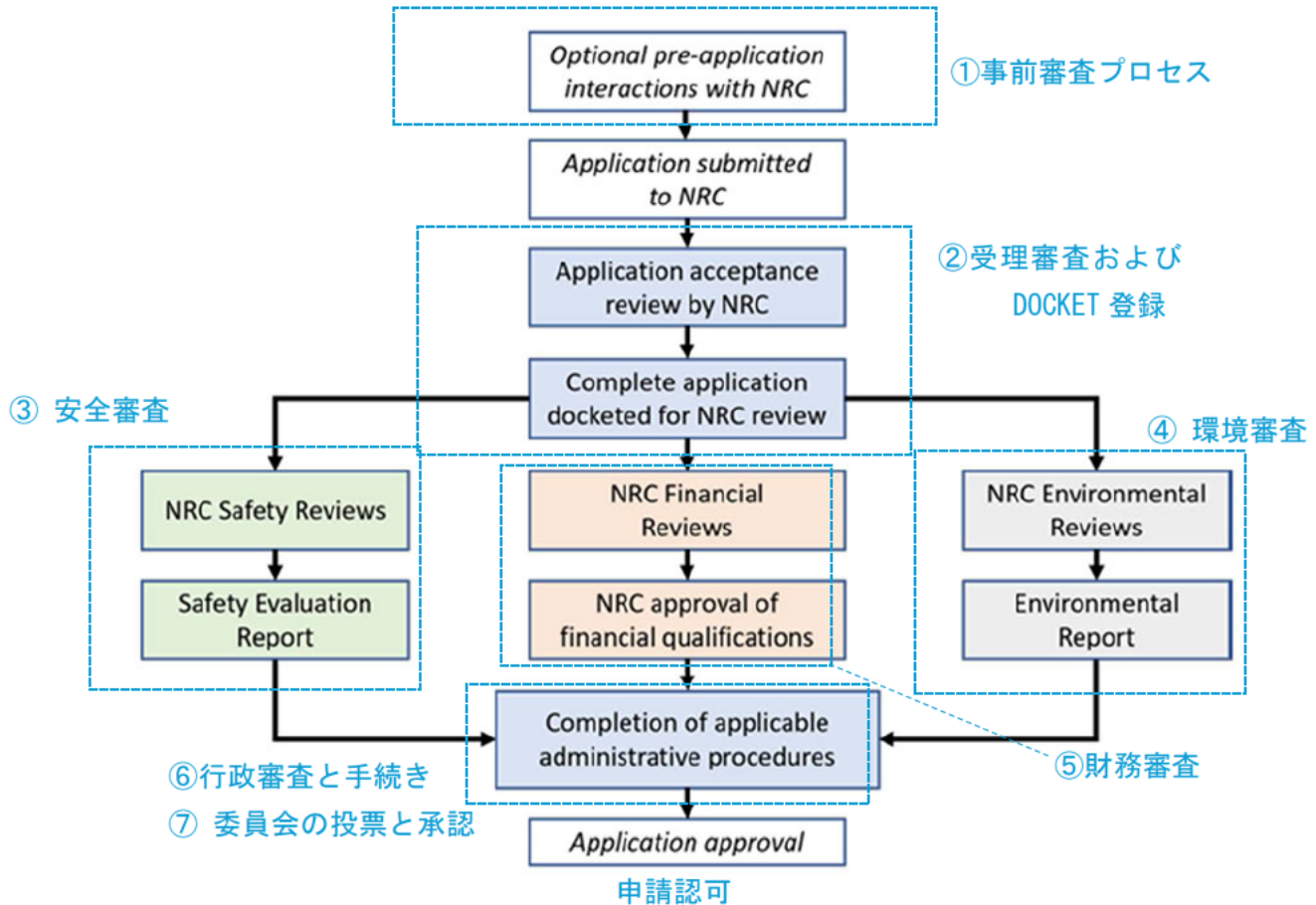


図 3.1-1 NRC の許認可レビュープロセスの概要¹

② 受理審査および DOCKET 登録

受理審査は、原子炉許可申請におけるNRCの評価プロセスの最初の段階である。この段階では、NRCスタッフが予備的な審査を行い、申請書に詳細な評価を開始するために必要な全ての情報が含まれていることを確認する。

③ 安全審査

NRCは、提出された原子炉申請に対して詳細な安全審査を実施し、提案された原子炉の設計および運用が「公衆の健康および安全を適切に保護する合理的な保証」(reasonable

¹ Nuclear Reactor Licensing 101, Patrick White and Brittany Lutz, Nuclear Innovation Alliance, October 2024.

assurance of adequate protection of public health and safety) を提供するかどうかを評価する。安全審査は主に NRC スタッフの責任であるが、その結果は原子炉安全諮問委員会 (ACRS : Advisory Committee on Reactor Safeguards) によって独立して評価される。ACRS は、NRC スタッフおよび申請者の作業をレビューし、公開報告書を直接委員会に提供する独立した専門家パネルである。

④環境審査

連邦機関である NRC の活動では、国家環境政策法 (NEPA : National Environmental Policy Act) の下で次の 3 つの異なるレベル (詳細さのレベル順、EIS が最も詳細) のいずれかを準備しなければならない。

- **特定の除外 (CATEXs : Categorical exclusion)** : 連邦行動を、以前の評価で個別的または累積的に環境に重大な影響を与えないと判断されたものに分類。
- **環境評価 (EA : Environmental assessment)** : プロジェクト固有の評価で、人間環境に与える潜在的な環境影響を検討。
- **環境影響評価書 (EIS : Environmental impact statement)** : より詳細なプロジェクト固有の評価で、環境への影響を文書化。

⑤ 財務審査

NRC は、申請者が施設の建設、運用、および最終的な廃炉に必要な資金を調達できることを確認するために、申請者の財務資格を評価する。申請者はこれらの費用を賄うための必要な財務資源を有していることを示さなければならない。この審査には、財務諸表、資金源、および長期的な財務計画の評価が含まれる。

⑥ 行政審査および手続き

安全性、環境、財務に関する審査が完了した後、NRC が許可を発行する前にいくつかの行政的な手順を完了する必要がある。これらの手順には、新しい原子炉申請に対する「義務的ヒアリング (mandatory hearings)」、一般市民による「争点ヒアリング (contested hearings)」を通じた異議申し立ての機会、および新しい原子炉申請に対する最終的な委員会の投票が含まれる。

⑦ 委員会の投票と承認

NRC スタッフが技術、安全性、環境の各審査を完了し、関連するすべての審理が終わると、委員会はライセンスの付与について投票を行う。委員会は最終安全評価報告書 (SER)、環境審査の文書、および公的意見や審理結果を含むすべての入力情報を考慮する。申請された原子炉が安全に運転でき、NRC の規制に準拠していると判断された場合、委員会はライセンスを承認する決定を下す。承認されたライセンスには、安全性や規制遵守を確保するための条件や追加要件が含まれる場合がある。

(b) 安全審査の流れと審査項目

1) 10 CFR Part 50 に基づく審査項目

(a) では一般的な NRC の審査プロセス全体を示したが、その中で安全審査に関しては二種類の審査プロセスがある。現在の既設炉のほとんどに適用された 10 CFR Part 50 と、昨年運転を開始した Vogtle 3,4 号炉（ウエスティングハウス社 AP1000）に適用された 10 CFR Part 52 である。

10 CFR Part 50 のプロセスは 2 段階からなっており、各段階で次が審査対象文書となる。

第 1 段階：建設許可申請 (CPA : Construction Permit Application)

① 予備安全解析書 (PSAR : Preliminary Safety Analysis Report)

申請者は、提案された原子炉設計、安全機能、およびサイト特性を詳細に説明する PSAR を提出する必要がある。この報告書には、事故シナリオの可能性、緊急対応計画、および公衆の健康と安全を保護するための措置の分析が含まれている。NRC スタッフは、この報告書を審査し、提案された設計が規制要件を満たし、提案されたサイトで安全に建設できるかどうかを判断する。

② 予備環境報告書 (Preliminary Environmental Report)

申請者はまた、提案された原子炉の建設および運転に伴う潜在的な環境影響を評価した環境報告書を提出する必要がある。この報告書では、土地利用、水資源、大気品質、生態系への影響などの要因を評価する。さらに、プロジェクトの主要目的、その必要性、および電力需要やエネルギー代替案の分析を説明する。

③ 予備財務情報 (Preliminary Financial Information)

申請者は、施設の建設および関連する燃料サイクル費用を賄うために必要な資金を有している、または合理的に調達できることを示さなければならない。この申請には、建設費用の総額および関連する燃料サイクル費用の見積もり、およびこれらの費用を賄う資金源の特定が含まれる。

申請者は、財務能力を証明することに加え、申請者の名前と住所、事業内容または職業、関連する国籍の詳細を提供する必要がある。法人または団体の場合は、設立された州、事業所の所在地、取締役および役員の名前と国籍、および外国人の所有権を含める必要がある。代表者として活動する場合は、代表者の情報を提供する必要がある。申請書には、許認可のクラス、施設の用途、有効期間、および発行または申請されたその他のライセンスも指定する必要がある。

④ その他の補足書類 (Other Supporting Documents)

申請者は、NRC の要求に応じてその他の裏付け文書を提出する。これには、裏付け計算、現場評価、またはプロジェクトの固有の側面を扱う特定の文書が含まれる。NRC は、これらの追加文書を使用して、主要なレポートでカバーされていない特定の規制要件またはプロジェクトの詳細に対処する。

上記の文書に対して、NRC が、予備安全評価報告書 (PSER: Preliminary Safety

Evaluation Report) の作成、ドラフト環境影響宣言書または環境評価書 (Draft Environmental Impact Statement or Assessment) の作成、財務能力の確認、安全性および環境審査に関する公開会議の開催を行って、安全審査の完了及び建設許可 (CPA) の行政審査の完了となる。

第 2 段階：運転許可 (OL: Operating License) 申請

原子炉の建設がほぼ完了した時点で、申請者は運転許可申請 (OLA: Operating License Application) を提出する。この申請には以下の文書が含まれる。

① 最終安全解析報告書 (FSAR : Final Safety Analysis Report)

FSAR には、完成した施設に関する構造、システム、およびコンポーネントの説明と、安全解析などの詳細な情報が含まれる²。FSAR は、建設許可 (CP) 段階で提出された予備安全解析書 (PSAR) に基づいて作成され、以下を含む。

- ・ 施設の説明と設計基準
- ・ 最終安全解析
- ・ 運用手順
- ・ 組織構造
- ・ 緊急時対応計画
- ・ 放射線防護および排出管理

② セキュリティ計画環境報告書 (Environmental Report)

完成した環境報告書は、原子炉の運転に関連し、環境影響に関する最新かつ徹底的な評価を提供する³。これは、CP フェーズで提出された環境報告書に基づき、以下を含む。

- ・ 提案された措置の説明
- ・ 現状の環境影響分析
- ・ 提案された措置の代替案
- ・ 不可逆かつ回復不可能な資源の投入
- ・ 短期的環境関係と長期的環境関係
- ・ 環境規制の遵守状況
- ・ 累積影響分析
- ・ 緩和措置

③ 最新の財務情報 (Completed Financial Information)

建設許可 (CP) 申請時に提出された予備財務情報に基づき、申請者は施設を安全かつ責任を持って運用するために必要な資金を確保するための詳細な財務情報を提供する必要がある。これには、運転初年度から 5 年間の年間運転費用の詳細な予測が含まれる。

④ 有効な建設許可 (CP: Active Construction Permit)

² 10 CFR 50.34(b) Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Contents of applications; technical information.

³ 10 CFR 51.45 Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions | Environmental report.

運転許可（OL）段階に進むには、有効な建設許可（CP）が必須である。申請者は以下を実証する必要がある。

- ・ CP 条件の遵守
- ・ 建設マイルストンの完了
- ・ 建設活動の文書化

⑤ 技術仕様(Technical Specifications)

申請者は、原子炉の安全な運転を確保するために必要な運転制限と安全要件を定義する技術仕様を提供する必要がある⁴。これらの仕様は、安全分析レポートから導き出され、事故を防ぎシステムの信頼性を確保するために維持しなければならないパラメータとして、次が含まれている。

- ・ 安全制限
- ・ 運転制限条件（LCO）
- ・ 監視要件
- ・ 設計上の特徴
- ・ 管理上のコントロール

上記の文書に対して、NRC が、安全評価報告書（SER: Safety Evaluation Report）の作成、補足環境影響評価書（SEIS: Supplemental Environmental Impact Statement）または補足環境評価書（SEA: Supplemental Environmental Assessment）の作成、安全性および環境審査に関する公開会議を行って、安全審査の完了及び運転許可申請（OLA）の行政審査の完了となる。

CP と同様に、OL は発行日から 40 年を超えない固定期間で発行される。ライセンスの期間は、申請者が要求した期間、または施設の寿命が要求された期間よりも短いと NRC が判断した場合は施設の推定寿命に基づいて決定される。

10 CFR Part 50 のライセンス プロセスでは、申請者は最終設計を待つのではなく、予備設計情報を使用して建設を開始できる。この 2 段階のプロセスでは、建設開始前に予備的な安全レビューのみを要求し、建設フェーズ中に設計変更を許可することで柔軟性が確保されるため、運転許可（OL）は完成したプラントを反映できる。

2) 安全解析書(SAR)に書かれる安全審査項目

具体的な安全審査の項目を表すものとして、安全解析書（SAR の内容を示す。上述のように、10 CFR 50 では、建設許可申請書には予備安全解析書（PSAR）を、運転許可申請書には最終安全解析書（FSAR）を添付するよう規定している。PSAR と FSAR を総称して SAR と呼ばれる。最終安全解析書（FSAR）は、運転許可発行後も次のように定期的に更新するよう要求されており、事業者は最終安全解析書の更新版（UFSAR）として提出する。

- ・ 更新頻度は、毎年 1 回又は燃料交換停止後半年以内の短い方
- ・ 更新提出時には少なくとも 6 か月前までの変更点を反映

⁴ 10 CFR 50.36 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Technical specifications.

表 3.1-1 に、SAR の章構成を示す。各章の中の具体的な審査項目については、NRC から標準審査要領（Standard Review Plan：SRP）の中で示されている。図 3.1-2 に 2007 年に 1984 年から 23 年ぶりに改訂された SRP の目次（rev.6）を示す。

表 3.1-1 米国の安全解析書(SAR)の章構成⁵

章	タイトル (原文)	タイトル (和訳)
1	INTRODUCTION AND GENERAL DESCRIPTION OF PLANT	序及び施設の一般的記述
2	SITE CHARACTERISTICS	サイト特性
3	DESIGN OF STRUCTURES, COMPONENTS, EQUIPMENT, AND SYSTEMS	建築物、機器、設備及び系統の設計
4	REACTOR	原子炉
5	REACTOR COOLANT SYSTEM AND CONNECTED SYSTEMS	原子炉冷却系及び関連系統
6	ENGINEERED SAFETY FEATURES	工学的安全施設（工安系）
7	INSTRUMENTATION AND CONTROLS	計装制御
8	ELECTRIC POWER	電源系
9	AUXILIARY SYSTEMS	補助系
10	STEAM AND POWER CONVERSION SYSTEM	蒸気発電系（タービン系）
11	RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT	放射性廃棄物管理
12	RADIATION PROTECTION	放射線防護
13	CONDUCT OF OPERATIONS	運転管理（組織体制、訓練、手順書、監査、緊急時計画、セキュリティ等を含む）
14	INITIAL TEST PROGRAM and ITAAC-DESIGN CERIFICATION	初期試験計画と ITAAC 設計認証
15	ACCIDENT ANALYSES	事故解析
16	TECHNICAL SPECIFICATIONS	技術仕様書
17	QUALITY ASSURANCE	品質保証
18	HUMAN FACTORS ENGINEERING	ヒューマン・ファクター工学
19	SEVER ACCIDENTS	過酷事故評価

赤字は2007年3月のSRPの改訂で加わったもの

⁵ U.S.NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev.6 (March 2007)

NUREG-0800
STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF
SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS

TABLE OF CONTENTS

Section/Revision	Title	Date
Rev. 6	Table of Contents	03/2007
Rev. 2	Introduction	03/2007
CHAPTER 1 Introduction and General Description of Plant		
1.0	Introduction and Interfaces	03/2007
CHAPTER 2 Site Characteristics		
2.0	Site Characteristics and Site Parameters	03/2007
2.1.1, Rev. 3	Site Location and Description	03/2007
2.1.2, Rev. 3	Exclusion Area Authority and Control	03/2007
2.1.3, Rev. 3	Population Distribution	03/2007
2.2.1-2.2.2, Rev. 3	Identification of Potential Hazards in Site Vicinity	03/2007
2.2.3, Rev. 3	Evaluation of Potential Accidents	03/2007
2.3.1, Rev. 3	Regional Climatology	03/2007
2.3.2, Rev. 3	Local Meteorology	03/2007
2.3.3, Rev. 3	Onsite Meteorological Measurements Programs	03/2007
2.3.4, Rev. 3	Short Term Atmospheric Dispersion Estimates for Accident Releases	03/2007
2.3.5, Rev. 3	Long-Term Atmospheric Dispersion Estimates for Routine Releases	03/2007
2.4.1, Rev. 3	Hydrologic Description	03/2007
2.4.2, Rev. 4	Floods	03/2007
2.4.3, Rev. 4	Probable Maximum Flood (PMF) on Streams and Rivers	03/2007
2.4.4, Rev.3	Potential Dam Failures	03/2007
2.4.5, Rev. 3	Probable Maximum Surge and Seiche Flooding	03/2007
2.4.6, Rev. 3	Probable Maximum Tsunami Flooding	03/2007
2.4.7, Rev. 3	Ice Effects	03/2007
2.4.8, Rev. 3	Cooling Water Canals and Reservoirs	03/2007
2.4.9, Rev. 3	Channel Diversions	03/2007
2.4.10, Rev. 3	Flooding Protection Requirements	03/2007
2.4.11, Rev. 3	Low Water Considerations	03/2007
2.4.12, Rev. 3	Groundwater	03/2007

Table of Contents - Page 1

Revision 6 - March 2007

Section/Revision	Title	Date
2.4.13, Rev. 3	Accidental Releases of Radioactive Liquid Effluents in Ground and Surface Waters	03/2007
2.4.14, Rev. 3	Technical Specifications and Emergency Operation Requirements	03/2007
2.5.1, Rev. 4	Basic Geologic and Seismic Information	03/2007
2.5.2, Rev. 4	Vibratory Ground Motion	03/2007
2.5.3, Rev. 4	Surface Faulting	03/2007
2.5.4, Rev. 3	Stability of Subsurface Materials and Foundations	03/2007
2.5.5, Rev. 3	Stability of Slopes	03/2007
CHAPTER 3 Design of Structures, Components, Equipment, and Systems		
3.2.1, Rev. 2	Seismic Classification	03/2007
3.2.2, Rev. 2	System Quality Group Classification	03/2007
3.3.1, Rev. 3	Wind Loading	03/2007
3.3.2, Rev. 3	Tornado Loads	03/2007
3.4.1, Rev. 3	Internal Flood Protection for Onsite Equipment Failures	03/2007
3.4.2, Rev. 3	Analysis Procedures	03/2007
3.5.1.1, Rev. 3	Internally Generated Missiles (Outside Containment)	03/2007
3.5.1.2, Rev. 3	Internally Generated Missiles (Inside Containment)	03/2007
3.5.1.3, Rev. 3	Turbine Missiles	03/2007
3.5.1.4, Rev. 3	Missiles Generated by Tornadoes and Extreme Winds	03/2007
3.5.1.5, Rev. 4	Site Proximity Missiles (Except Aircraft)	03/2007
3.5.1.6, Rev. 3	Aircraft Hazards	03/2007
3.5.2, Rev. 3	Structures, Systems, and Components To Be Protected From Externally-Generated Missiles	03/2007
3.5.3, Rev. 3	Barrier Design Procedures	03/2007
3.6.1, Rev. 3	Plant Design for Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment	03/2007
3.6.2, Rev. 2	Determination of Rupture Locations and Dynamic Effects Associated with the Postulated Rupture of Piping	03/2007
3.6.3, Rev. 1	Leak-Before-Break Evaluation Procedures	03/2007
3.7.1, Rev. 3	Seismic Design Parameters	03/2007
3.7.2, Rev. 3	Seismic System Analysis	03/2007
3.7.3, Rev. 3	Seismic Subsystem Analysis	03/2007
3.7.4, Rev. 2	Seismic Instrumentation	03/2007
3.8.1, Rev. 2	Concrete Containment	03/2007

Table of Contents - Page 2

Revision 6 - March 2007

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (1/7)

[出典:U. S. NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev. 6 (March 2007)]

Section/Revision	Title	Date
3.8.2, Rev. 2	Steel Containment	03/2007
3.8.3, Rev. 2	Concrete and Steel Internal Structures of Steel or Concrete Containments	03/2007
3.8.4, Rev. 2	Other Seismic Category I Structures	03/2007
3.8.5, Rev. 2	Foundations	03/2007
3.9.1, Rev. 3	Special Topics for Mechanical Components	03/2007
3.9.2, Rev. 3	Dynamic Testing and Analysis of Systems, Structures, and Components,	03/2007
3.9.3, Rev. 2	ASME Code Class 1, 2, and 3 Components, and Component Supports, and Core Support Structures	03/2007
3.9.4, Rev. 3	Control Rod Drive Systems	03/2007
3.9.5, Rev. 3	Reactor Pressure Vessel Internals	03/2007
3.9.6, Rev. 3	Functional Design, Qualification, and Inservice Testing Programs for Pumps, Valves, and Dynamic Restraints	03/2007
3.9.7	Risk-Informed Inservice Testing of Pumps and Valves	08/1998
3.9.8	Risk-Informed Inservice Inspection of Piping	09/2003
3.10, Rev. 3	Seismic and Dynamic Qualification of Mechanical and Electrical Equipment	03/2007
3.11, Rev. 3	Environmental Qualification of Mechanical and Electrical Equipment	03/2007
3.12	ASME Code Class 1, 2, and 3 Piping Systems, Piping Components and Their Associated Supports	03/2007
3.13	Threaded Fasteners - ASME Code Class 1, 2, and 3	03/2007
Branch Technical Position 3-1, Rev. 2	Classification of Main Steam Components Other Than the Reactor Coolant Pressure Boundary for BWR Plants	03/2007
Branch Technical Position 3-2, Rev. 2	Classification of Main Steam Components Other Than the Reactor Coolant Pressure Boundary	03/2007
Branch Technical Position 3-3, Rev. 3	Protection Against Postulated Piping Failures in Fluid Systems Outside Containment	03/2007
Branch Technical Position 3-4, Rev. 2	Postulated Rupture Locations in Fluid System Piping Inside and Outside Containment	03/2007
CHAPTER 4 Reactor		
4.2, Rev. 3	Fuel System Design	03/2007
4.3, Rev. 3	Nuclear Design	03/2007
4.4, Rev. 2	Thermal and Hydraulic Design	03/2007
4.5.1, Rev. 3	Control Rod Drive Structural Materials	03/2007
4.5.2, Rev. 3	Reactor Internal and Core Support Structure Materials	03/2007
4.6, Rev. 2	Functional Design of Control Rod Drive System	03/2007
Branch Technical Position 4-1, Rev. 3	Westinghouse Constant Axial Offset Control (CAOC)	03/2007

Table of Contents - Page 3

Revision 6 - March 2007

Section/Revision	Title	Date
CHAPTER 5 Reactor Coolant System and Connected Systems		
5.2.1.1, Rev. 3	Compliance With the Codes and Standards Rule, 10 CFR 50.55a	03/2007
5.2.1.2, Rev. 3	Applicable Code Cases	03/2007
5.2.2, Rev. 3	Overpressure Protection	03/2007
5.2.3, Rev. 3	Reactor Coolant Pressure Boundary Materials	03/2007
5.2.4, Rev. 2	Reactor Coolant Pressure Boundary Inservice Inspection and Testing	03/2007
5.2.5, Rev. 2	Reactor Coolant Pressure Boundary Leakage Detection	03/2007
5.3.1, Rev. 2	Reactor Vessel Materials	03/2007
5.3.2, Rev. 2	Pressure-Temperature Limits, Upper-Shelf Energy, and Pressurized Thermal Shock	03/2007
5.3.3, Rev. 2	Reactor Vessel Integrity	03/2007
5.4, Rev. 2	Reactor Coolant System Component and Subsystem Design	03/2007
5.4.1.1, Rev. 2	Pump Flywheel Integrity (PWR)	03/2007
5.4.2.1, Rev. 3	Steam Generator Materials	03/2007
5.4.2.2, Rev. 2	Steam Generator Program	03/2007
5.4.6, Rev. 4	Reactor Core Isolation Cooling System (BWR)	03/2007
5.4.7, Rev. 4	Residual Heat Removal (RHR) System	03/2007
5.4.8, Rev. 3	Reactor Water Cleanup System (BWR)	03/2007
5.4.11, Rev. 3	Pressurizer Relief Tank	03/2007
5.4.12, Rev. 1	Reactor Coolant System High Point Vents	03/2007
5.4.13	Isolation Condenser System (BWR)	03/2007
Branch Technical Position 5-1, Rev. 3	Monitoring of Secondary Side Water Chemistry in PWR Steam Generators	03/2007
Branch Technical Position 5-2, Rev. 3	Overpressure Protection of Pressurized-Water Reactors While Operating at Low Temperatures	03/2007
Branch Technical Position 5-3, Rev. 2	Fracture Toughness Requirements	03/2007
Branch Technical Position 5-4, Rev. 4	Design Requirements of the Residual Heat Removal System	03/2007
CHAPTER 6 Engineered Safety Features		
6.1.1, Rev. 2	Engineered Safety Features Materials	03/2007
6.1.2, Rev. 3	Protective Coating Systems (Paints) - Organic Materials	03/2007
6.2.1, Rev. 3	Containment Functional Design	03/2007
6.2.1.1.A, Rev. 3	PWR Dry Containments, Including Subatmospheric Containments	03/2007
6.2.1.1.B, Rev. 3 DRAFT	Ice Condenser Containments	04/1996

Table of Contents - Page 4

Revision 6 - March 2007

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (2/7)

[出典:U. S. NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev. 6 (March 2007)]

Section/Revision	Title	Date
6.2.1.1.C, Rev. 7	Pressure-Suppression Type BWR Containments	03/2007
6.2.1.2, Rev. 3	Subcompartment Analysis	03/2007
6.2.1.3, Rev. 3	Mass and Energy Release Analysis for Postulated Loss-of-Coolant Accidents (LOCAs)	03/2007
6.2.1.4, Rev. 2	Mass and Energy Release Analysis for Postulated Secondary System Pipe Ruptures	03/2007
6.2.1.5, Rev. 3	Minimum Containment Pressure Analysis for Emergency Core Cooling System Performance Capability Studies	03/2007
6.2.2, Rev. 5	Containment Heat Removal Systems	03/2007
6.2.3, Rev. 3	Secondary Containment Functional Design	03/2007
6.2.4, Rev. 3	Containment Isolation System	03/2007
6.2.5, Rev. 3	Combustible Gas Control in Containment	03/2007
6.2.6, Rev. 3	Containment Leakage Testing	03/2007
6.2.7, Rev. 1	Fracture Prevention of Containment Pressure Boundary	03/2007
6.3, Rev. 3	Emergency Core Cooling System	03/2007
6.4, Rev. 3	Control Room Habitability System	03/2007
6.5.1, Rev. 3	ESF Atmosphere Cleanup Systems	03/2007
6.5.2, Rev. 4	Containment Spray as a Fission Product Cleanup System	03/2007
6.5.3, Rev. 3	Fission Product Control Systems and Structures	03/2007
6.5.4, Rev. 4 DRAFT	Ice Condenser as a Fission Product Cleanup System	04/1996
6.5.5, Rev. 1	Pressure Suppression Pool as a Fission Product Cleanup System	03/2007
6.6, Rev. 2	Inservice Inspection and Testing of Class 2 and 3 Components	03/2007
6.7, Rev. 3 DRAFT	Main Steam Isolation Valve Leakage Control System (BWR)	04/1996
Branch Technical Position 6-1	pH For Emergency Coolant Water for Pressurized Water Reactors	03/2007
Branch Technical Position 6-2, Rev. 3	Minimum Containment Pressure Model for PWR ECCS Performance Evaluation	03/2007
Branch Technical Position 6-3, Rev. 3	Determination of Bypass Leakage Paths in Dual Containment Plants	03/2007
Branch Technical Position 6-4, Rev. 3	Containment Purging During Normal Plant Operations	03/2007
Branch Technical Position 6-5, Rev. 3	Currently the Responsibility of Reactor Systems Piping from the RWST (or BWST) and Containment Sump(s) to the Safety Injection Pumps	03/2007
CHAPTER 7 Instrumentation and Controls		
7.0, Rev. 5	Instrumentation and Controls - Overview of Review Process	03/2007
7.0-A, Rev. 5	Review Process for Digital Instrumentation and Control Systems	03/2007

Section/Revision	Title	Date
7.1, Rev. 5	Instrumentation and Controls - Introduction	03/2007
7.1-T, Second Rev. 5	Table 7-1 Regulatory Requirements, Acceptance Criteria, and Guidelines for Instrumentation and Control Systems Important to Safety	03/2007
Appendix 7.1-A, Second Rev. 5	Acceptance Criteria and Guidelines for Instrumentation and Control Systems Important to Safety	03/2007
Appendix 7.1-B, Rev. 5	Guidance for Evaluation of Conformance to IEEE Std. 279	03/2007
Appendix 7.1-C, Rev. 5	Guidance for Evaluation of Conformance to IEEE Std. 603	03/2007
Appendix 7.1-D Second Issuance	Guidance for Evaluation of Conformance to IEEE Std. 7-4.3.2	03/2007
7.2, Rev. 5	Reactor Trip System	03/2007
7.3, Rev. 5	Engineered Safety Features Systems	03/2007
7.4, Rev. 5	Safe Shutdown Systems	03/2007
7.5, Rev. 5	Information Systems Important to Safety	03/2007
7.6, Rev. 5	Interlock Systems Important to Safety	03/2007
7.7, Rev. 5	Control Systems	03/2007
7.8, Rev. 5	Diverse Instrumentation and Control Systems	03/2007
7.9, Rev. 5	Data Communication Systems	03/2007
Appendix 7-A, Rev. 5	Branch Technical Positions	Appendix 7-A, Rev. 5, Branch Technical Positions (BTP) (02/20/2007), has been separated into individual sections.
Appendix 7-B, Rev. 5 Appendix 7-A, Rev. 5	General Agenda, Station Site Visits	03/2007
Appendix 7-C, Rev. 5 Appendix 7-B, Rev. 5	Acronyms, Abbreviations, and Glossary	03/2007
Branch Technical Position 7-1, Rev. 5	Guidance on Isolation of Low-Pressure Systems From the High-Pressure Reactor Coolant System	03/2007
Branch Technical Position 7-2, Rev. 5	Guidance on Requirements of Motor-Operated Valves in the Emergency Core Cooling System Accumulator Lines	03/2007
Branch Technical Position 7-3, Rev. 5	Guidance on Protection System Trip Point Changes for Operation With Reactor Coolant Pumps Out of Service	03/2007
Branch Technical Position 7-4, Second Rev. 5	Guidance on Design Criteria for Auxiliary Feedwater Systems	03/2007

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (3/7)

[出典:U. S. NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev. 6 (March 2007)]

Section/Revision	Title	Date
Branch Technical Position 7-5, Rev. 5	Guidance on Spurious Withdrawals of Single Control Rods in Pressurized Water Reactors	03/2007
Branch Technical Position 7-6, Rev. 5	Guidance on Design of Instrumentation and Controls Provided to Accomplish Changeover from Injection to Recirculation Mode	03/2007
Branch Technical Position 7-8, Rev. 5	Guidance for Application of Regulatory Guide 1.22	03/2007
Branch Technical Position 7-9, Rev. 5	Guidance on Requirements for Reactor Protection System Anticipatory Trips	03/2007
Branch Technical Position 7-10, Rev. 5	Guidance on Application of Regulatory Guide 1.97	03/2007
Branch Technical Position 7-11, Rev. 5	Guidance on Application and Qualification of Isolation Devices	03/2007
Branch Technical Position 7-12, Rev. 5	Guidance on Establishing and Maintaining Instrument Setpoints	03/2007
Branch Technical Position 7-13, Rev. 5	Guidance on Cross-Calibration of Protection System Resistance Temperature Detectors	03/2007
Branch Technical Position 7-14, Rev. 5	Guidance on Software Reviews for Digital Computer-Based Instrumentation and Controls Systems	03/2007
Branch Technical Position 7-16 Withdrawn	Guidance on Level of Detail Required for Design Certification Applications Under 10 CFR Part 52	see ML070450253
Branch Technical Position 7-17, Rev. 5	Guidance on Self-Test and Surveillance Test Provisions	03/2007
Branch Technical Position 7-18, Rev. 5	Guidance on the Use of Programmable Logic Controllers in Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems	03/2007
Branch Technical Position 7-19, Rev. 5	Guidance for Evaluation of Diversity and Defense-in-Depth in Digital Computer-Based Instrumentation and Control Systems	03/2007
Branch Technical Position 7-21, Rev. 5	Guidance on Digital Computer Real-Time Performance	03/2007
CHAPTER 8 Electric Power		
8.1, Rev. 3	Electric Power - Introduction	03/2007
8.2, Rev. 4	Offsite Power System	03/2007
8.3.1, Rev. 3	AC Power Systems (Onsite)	03/2007
8.3.2, Rev. 3	DC Power Systems (Onsite)	03/2007
8.4	Station Blackout	03/2007
8-A, Rev. 1	General Agenda, Station Site Visits	03/2007
Branch Technical Position 8-1, Rev. 3	Requirements on Motor-Operated Valves in the ECCS Accumulator Lines	03/2007
Branch Technical Position 8-2, Rev. 3	Use of Diesel-Generator Sets for Peaking	03/2007

Table of Contents - Page 7

Revision 6 - March 2007

Section/Revision	Title	Date
Branch Technical Position 8-3, Rev. 3	Stability of Offsite Power Systems	03/2007
Branch Technical Position 8-4, Rev. 3	Application of the Single Failure Criterion to Manually Controlled Electrically Operator Valves	03/2007
Branch Technical Position 8-5, Rev. 3	Supplemental Guidance for Bypass and Inoperable Status Indication for Engineered Safety Features Systems	03/2007
Branch Technical Position 8-6, Rev. 3	Adequacy of Station Electric Distribution System Voltages	03/2007
Branch Technical Position 8-7, Rev. 3	Criteria for Alarms and Indications Associated with Diesel-Generator Unit Bypassed and Inoperable Status	03/2007
CHAPTER 9 Auxiliary Systems		
9.1.1, Rev. 3	Criticality Safety of Fresh and Spent Fuel Storage and Handling	03/2007
9.1.2, Rev. 4	New and Spent Fuel Storage	03/2007
9.1.3, Rev. 2	Spent Fuel Pool Cooling and Cleanup System	03/2007
9.1.4, Rev. 3	Light Load Handling System (Related to Refueling)	03/2007
9.1.5, Rev. 1	Overhead Heavy Load Handling Systems	03/2007
9.2.1, Rev. 5	Station Service Water System	03/2007
9.2.2, Rev. 4	Reactor Auxiliary Cooling Water Systems	03/2007
9.2.3 - Withdrawn	Deminerlized Water Makeup System	see ML063320108
9.2.4, Rev. 3	Potable and Sanitary Water Systems	03/2007
9.2.5, Rev. 3	Ultimate Heat Sink	03/2007
9.2.6, Rev. 3	Condensate Storage Facilities	03/2007
9.3.1, Rev. 2	Compressed Air System	03/2007
9.3.2, Rev. 3	Process and Post-Accident Sampling Systems	03/2007
9.3.3, Rev. 3	Equipment and Floor Drainage System	03/2007
9.3.4, Rev. 3	Chemical and Volume Control System (PWR) (Including Boron Recovery System)	03/2007
9.3.5, Rev. 3	Standby Liquid Control System (BWR)	03/2007
9.4.1, Rev. 3	Control Room Area Ventilation System	03/2007
9.4.2, Rev. 3	Spent Fuel Pool Area Ventilation System	03/2007
9.4.3, Rev. 3	Auxiliary and Radwaste Area Ventilation System	03/2007
9.4.4, Rev. 3	Turbine Area Ventilation System	03/2007
9.4.5, Rev. 3	Engineered Safety Feature Ventilation System	03/2007
9.5.1, Rev. 5	Fire Protection Program	03/2007
9.5.2, Rev. 3	Communications Systems	03/2007
9.5.3, Rev. 3	Lighting Systems	03/2007

Table of Contents - Page 8

Revision 6 - March 2007

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (4/7)

[出典:U. S. NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev. 6 (March 2007)]

Section/Revision	Title	Date
9.5.4, Rev. 3	Emergency Diesel Engine Fuel Oil Storage and Transfer System	03/2007
9.5.5, Rev. 3	Emergency Diesel Engine Cooling Water System	03/2007
9.5.6, Rev. 3	Emergency Diesel Engine Starting System	03/2007
9.5.7, Rev. 3	Emergency Diesel Engine Lubrication System	03/2007
9.5.8, Rev. 3	Emergency Diesel Engine Combustion Air Intake and Exhaust System	03/2007
CHAPTER 10 Steam and Power Conversion System		
10.2, Rev. 3	Turbine Generator	03/2007
10.2.3, Rev. 2	Turbine Rotor Integrity	03/2007
10.3, Rev. 4	Main Steam Supply System	03/2007
10.3.6, Rev. 3	Steam and Feedwater System Materials	03/2007
10.4.1, Rev. 3	Main Condensers	03/2007
10.4.2, Rev. 3	Main Condenser Evacuation System	03/2007
10.4.3, Rev. 3	Turbine Gland Sealing System	03/2007
10.4.4, Rev. 3	Turbine Bypass System	03/2007
10.4.5, Rev. 3	Circulating Water System	03/2007
10.4.6, Rev. 3	Condensate Cleanup System	03/2007
10.4.7, Rev. 4	Condensate and Feedwater System	03/2007
10.4.8, Rev. 3	Steam Generator Blowdown System	03/2007
10.4.9, Rev. 3	Auxiliary Feedwater System (PWR)	03/2007
Branch Technical Position, 10-1, Rev. 3	Design Guidelines for Auxiliary Feedwater System Pump Drive and Power Supply Diversity for Pressurized Water Reactor Plants	03/2007
Branch Technical Position, 10-2, Rev. 4	Design Guidelines for Avoiding Water Hammers in Steam Generators	03/2007
CHAPTER 11 Radioactive Waste Management		
11.1, Rev. 3	Source Terms	03/2007
11.2, Rev. 3	Liquid Waste Management System	03/2007
11.3, Rev. 3	Gaseous Waste Management System	03/2007
11.4, Rev. 3	Solid Waste Management System	03/2007
11.5, Rev. 4	Process and Effluent Radiological Monitoring Instrumentation and Sampling Systems	03/2007
Branch Technical Position 11-3, Rev. 3	Design Guidance for Solid Radioactive Waste Management Systems Installed in Light-Water-Cooled Nuclear Power Reactor Plants	03/2007
Branch Technical Position 11-5, Rev. 3	Postulated Radioactive Releases Due to a Waste Gas System Leak or Failure	03/2007

Table of Contents - Page 9

Revision 6 - March 2007

Section/Revision	Title	Date
Branch Technical Position 11-6	Postulated Radioactive Releases Due to Liquid-Containing Tank Failures	03/2007
CHAPTER 12 Radiation Protection		
12.1, Rev. 3	Assuring that Occupational Radiation Exposures Are As Low as is Reasonably Achievable	03/2007
12.2, Rev. 3	Radiation Sources	03/2007
12.3-12.4, Rev. 3	Radiation Protection Design Features	03/2007
12.5, Rev. 3	Operational Radiation Protection Program	03/2007
CHAPTER 13 Conduct of Operations		
13.1.1, Rev. 5	Management and Technical Support Organization	03/2007
13.1.2-13.1.3, Rev. 6	Operating Organization	03/2007
13.2.1, Rev. 3	Reactor Operator Requalification Program; Reactor Operator Training	03/2007
13.2.2, Rev. 3	Non-Licensed Plant Staff Training	03/2007
13.3, Rev. 3	Emergency Planning	03/2007
13.4, Rev. 3	Operational Programs	03/2007
13.5.1.1	Administrative Procedures - General	03/2007
13.5.1.2 DRAFT	Administrative Procedures - Initial Test Program (Content subsumed into SRP Section 14.2)	
13.5.2.1, Rev. 1	Operating and Emergency Operating Procedures	03/2007
13.5.2.2 DRAFT	Maintenance and Other Operating Procedures (Content subsumed into SRP Section 17.5)	
13.6	Physical Security	03/2007
13.6.1	Physical Security - Combined License	03/2007
13.6.2	Physical Security - Design Certification	03/2007
13.6.3	Physical Security - Early Site Permit	03/2007
CHAPTER 14 Initial Test Program and ITAAC-Design Certification		
14.2, Rev. 3	Initial Plant Test Program - Design Certification and New License Applicants	03/2007
14.2.1	Generic Guidelines for Extended Power Uprate Testing Programs	08/2006
14.3	Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.1	[Reserved]	03/2007
14.3.2	Structural and Systems Engineering - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.3	Piping Systems and Components - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007

Table of Contents - Page 10

Revision 6 - March 2007

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (5/7)

Section/Revision	Title	Date
14.3.4	Reactor Systems - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.5	Instrumentation and Controls - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.6	Electrical Systems - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.7	Plant Systems - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.8	Radiation Protection Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.9	Human Factors Engineering - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.10	Initial Test Program and D-RAP - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.11	Containment Systems and Severe Accidents - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
14.3.12	Physical Security Hardware - Inspections, Tests, Analyses, and Acceptance Criteria	03/2007
CHAPTER 15 Accident Analysis		
15.0, Rev. 3	Introduction - Transient and Accident Analyses	03/2007
15.0.1	Radiological Consequence Analyses Using Alternate Source Terms	07/2000
15.0.2	Review of Transient and Accident Analysis Methods	01/2006
15.0.3	Design Basis Accidents Radiological Consequence Analyses for Advanced Light Water Reactors	03/2007
15.1.1 - 15.1.4, Rev. 2	Decrease in Feedwater Temperature, Increase in Feedwater Flow, Increase in Steam Flow, and Inadvertent Opening of a Steam Generator Relief or Safety Valve	03/2007
15.1.5, Rev. 3	Steam System Piping Failures Inside and Outside of Containment (PWR)	03/2007
15.1.5.A, Rev. 2	Radiological Consequences of Main Steam Line Failures Outside Containment of a PWR	07/1981
15.2.1-15.2.5, Rev. 2	Loss of External Load; Turbine Trip; Loss of Condenser Vacuum; Closure of Main Steam Isolation Valve (BWR); and Steam Pressure Regulator Failure (Closed)	03/2007
15.2.6, Rev. 2	Loss of Non-Emergency AC Power to the Station Auxiliaries	03/2007
15.2.7, Rev. 2	Loss of Normal Feedwater Flow	03/2007
15.2.8, Rev. 2	Feedwater System Pipe Breaks Inside and Outside Containment (PWR)	03/2007
15.3.1-15.3.2, Rev. 2	Loss of Forced Reactor Coolant Flow Including Trip of Pump Motor and Flow Controller Malfunctions	03/2007
15.3.3-15.3.4, Rev. 3	Reactor Coolant Pump Rotor Seizure and Reactor Coolant Pump Shaft Break	03/2007
15.4.1, Rev. 3	Uncontrolled Control Rod Assembly Withdrawal from a Subcritical or Low Power Startup Condition	03/2007
15.4.2, Rev. 3	Uncontrolled Control Rod Assembly Withdrawal at Power	03/2007
15.4.3, Rev. 3	Control Rod Misoperation (System Malfunction or Operator Error)	03/2007
15.4.4-15.4.5, Rev. 2	Startup of an Inactive Loop or Recirculation Loop at an Incorrect Temperature, and Flow Controller Malfunction Causing an Increase in BWR Core Flow Rate	03/2007

Section/Revision	Title	Date
15.4.6, Rev. 2	Inadvertent Decrease in Boron Concentration in the Reactor Coolant (PWR)	03/2007
15.4.7, Rev. 2	Inadvertent Loading and Operation of a Fuel Assembly in an Improper Position	03/2007
15.4.8, Rev. 3	Spectrum of Rod Ejection Accidents (PWR)	03/2007
15.4.8.A, Rev. 2	Radiological Consequences of a Control Rod Ejection Accident (PWR)	07/1981
15.4.9, Rev. 3	Spectrum of Rod Drop Accidents (BWR)	03/2007
15.4.9.A, Rev. 2	Radiological Consequences of Control Rod Drop Accident (BWR)	07/1981
15.5.1-15.5.2, Rev. 2	Inadvertent Operation of ECCS and Chemical and Volume Control System Malfunction that Increases Reactor Coolant Inventory	03/2007
15.6.1, Rev. 2	Inadvertent Opening of a PWR Pressurizer Pressure Relief Valve or a BWR Pressure Relief Valve	03/2007
15.6.2, Rev. 2	Radiological Consequences of the Failure of Small Lines Carrying Primary Coolant Outside Containment	07/1981
15.6.3, Rev. 2	Radiological Consequences of Steam Generator Tube Failure (PWR)	07/1981
15.6.4, Rev. 2	Radiological Consequences of Main Steam Line Failure Outside Containment (BWR)	07/1981
15.6.5, Rev. 3	Loss of Coolant Accidents Resulting From Spectrum of Postulated Piping Breaks Within the Reactor Coolant Pressure Boundary	03/2007
15.6.5.A, Rev. 2	Radiological Consequences of a Design Basis Loss-of-Coolant Accident Including Containment Leakage Contribution	07/1981
15.6.5.B, Rev. 2	Radiological Consequences of a Design Basis Loss-of-Coolant Accident Leakage From Engineered Safety Feature Components Outside Containment	07/1981
15.6.5.D, Rev. 2	Radiological Consequences of a Design Basis Loss-of-Coolant Accident: Leakage From Main Steam Isolation Valve Leakage Control System (BWR)	07/1981
15.7.3, Rev. 2	Postulated Radioactive Releases Due to Liquid-Containing Tank Failures (content of this section has been relocated to BTP 11-6)	07/1981
15.7.4, Rev. 2	Radiological Consequences of Fuel Handling Accidents	07/1981
15.7.5, Rev. 2	Spent Fuel Cask Drop Accidents	07/1981
15.8, Rev. 2	Anticipated Transients Without Scram	03/2007
15.9	Boiling Water Reactor Stability	03/2007
CHAPTER 16 Technical Specifications		
16.0, Rev. 2	Technical Specifications	03/2007
16.1, Rev. 1	Risk-Informed Decision Making: Technical Specifications	03/2007
CHAPTER 17 Quality Assurance		
17.1, Rev. 2	Quality Assurance During the Design and Construction Phases	07/1981
17.2, Rev. 2	Quality Assurance During the Operations Phase	07/1981

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (6/7)

[出典: U. S. NRC, STANDARD REVIEW PLAN (SRP) FOR THE REVIEW OF SAFETY ANALYSIS REPORTS FOR NUCLEAR POWER PLANTS, NUREG-0800 Rev. 6 (March 2007)]

Section/Revision	Title	Date
17.3	Quality Assurance Program Description	07/1981
17.4	Reliability Assurance Program (RAP)	03/2007
17.5	Quality Assurance Program Description - Design Certification, Early Site Permit and New License Applicants	03/2007
17.6	Maintenance Rule	03/2007
CHAPTER 18 Human Factors Engineering		
18.0, Rev. 2	Human Factors Engineering	03/2007
CHAPTER 19 Severe Accidents		
19.0, Rev. 2	Probabilistic Risk Assessment and Severe Accident Evaluation	
19.1, Rev. 2	Determining the Technical Adequacy of Probabilistic Risk Assessment Results for Risk-Informed	
19.2	Review of Risk Information Used to Support Permanent Plant-Specific Changes to the Licensing Basis: General Guidance	

※ 2007年3月に“Chapter 19 Severe Accidents”が追加され、リスク情報活用・確率論的安全評価（PRA）に関わる次の3項目が新たな審査対象となった。

- ・ 確率論的安全評価とシビアアクシデントの評価
- ・ リスク情報活用のための確率論的安全評価結果の妥当性の決定
- ・ 許認可の基盤となるプラント特有の恒久的な変化を支援するためのリスク情報のレビューに関する一般ガイダンス

図 3.1-2 標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目 (7/7)

(c) 審査における技術的支援

NRC の審査における技術的な諮問機関としては、原子炉安全諮問委員会 (Advisory Committee on Reactor Safeguards : ACRS) と原子力安全・ライセンス委員会パネル (Atomic Safety and Licensing Board Panel : ASLBP) がある。

ACRS は、次の 4 つ目的で 1954 年原子力法 (改正版) により法的に設置が義務付けられた委員会である。

- (i) 安全性研究、原子炉施設ライセンスおよびライセンス更新申請の審査と報告。
- (ii) 提案中および既存の生産・利用施設の危険性、提案された安全基準の妥当性について委員会に助言。
- (iii) 特定の一般的な問題または原子力施設の安全関連項目の審査を開始する。
- (iv) 健康物理学および放射線防護の分野で助言を提供する。

ASLBP は、NRC 委員会の指示に従って、主に個々の原子力安全・ライセンス委員会または通常最高行政判事によって指名される単独の議長を通じて、すべてのライセンスおよびその他の審問を実施する。パネルの役職数は固定されておらず、弁護士、エンジニア、あるいは科学者から NRC 委員会によって任命された行政判事 (常勤および非常勤) で構成されている。

また、NRC は、米国エネルギー省 (DOE) および米国の国立研究所のシステムから多くの分野で技術サポートを受けている。その例として、解析に用いるコンピュータプログラム (計算コード) があり、核燃料施設安全解析システム SCALE (オークリッジ国立研究所)、シビアアクシデント解析コード MELCOR (サンディア国立研究所)、熱水力コード TRACE などが挙げられる。

(d) 運転・維持

現在の NRC の原子炉運転監視プログラムは、原子炉監視プロセス (ROP: Reactor Oversight Processes) と呼ばれている。ROP の背景と理念については、米国の原子力規制の歴史に関するレポート (米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷) に記した。

ROP の中心にあるのはアクションマトリックス (図 3.1-2 参照) である。これは、原子炉運転事業者 (以下、事業者と略す) の業績を列 1 (最高の業績) から列 5 (最悪の業績) までの 5 つの列のいずれかに配置することで表す。各列は、NRC と事業者の行動の範囲と、事業者の業績のさまざまなレベルに対する適切なコミュニケーション レベルを示す。アクションマトリックスは、業績の問題に対処するための段階的なアプローチを示しており、安全業績の特定のレベル (つまり、列 1、いわゆる「事業者の対応列」) 内では、事業者は基本検査プログラムを超えて NRC の追加の関与なしに業績の問題に対処するという理念に基づいて開発された。基本検査プログラムを超える NRC の措置は通常、アクションマトリックスへの入力の特定のしきい値を超えた場合にのみ行われる。このような入力しきい値を超えると、特定のしきい値を超えた入力の数に応じて、事業者は列 1 からパフォーマンスの低い列に移動される。事業者が列 1 から列 5 に近づくにつれて、NRC の監視レベルが高まる。

		Licensee Response Column (Column 1)	Regulatory Response Column (Column 2)	Degraded Performance Column (Column 3)	Multiple/Repetitive Degraded Cornerstone Column (Column 4)	Unacceptable Performance Column (Column 5)	IMC 0350 Process ¹
RESULTS		All assessment inputs (performance indicators and inspection findings) Green; Cornerstone objectives fully met	One or Two White inputs in a strategic performance area; Cornerstone objectives met with minimal degradation in safety performance	One degraded cornerstone (3 or more White inputs or 1 Yellow input), or 3 White inputs in the same strategic performance area; Cornerstone objectives met with moderate degradation in safety performance	Repetitive degraded cornerstone, Multiple degraded cornerstones, Multiple Yellow inputs, or One Red input; Cornerstone objectives met with longstanding issues or significant degradation in safety performance	Overall unacceptable performance; Plants not permitted to operate within this band; Unacceptable margin to safety	Plants in a shutdown condition with performance problems are placed in the IMC 0350 process
	Regulatory Performance Meeting	None	Branch Chief or Division Director meets with licensee	Regional Administrator or designee meets with senior licensee management.	EDO/DEDO or designee meets with senior licensee management	EDO/DEDO or designee meets with senior licensee management	RA/EDO or designee meets with senior licensee management
RESPONSE	Licensee Action	Licensee corrective action	Licensee causal evaluation and corrective action with NRC oversight	Licensee cumulative causal evaluation with NRC oversight	Licensee performance improvement plan with NRC oversight		Licensee performance improvement & restart plan with NRC oversight
	NRC Inspection	Risk-informed baseline inspection program	Baseline and supplemental inspection (IP 95001)	Baseline and supplemental inspection (IP 95002)	Baseline and supplemental inspection (IP 95003)		Baseline and supplemental as practicable; Special inspections per restart checklist
	Regulatory Actions ²	None	Supplemental inspection only	Supplemental inspection only; Plant discussed at AARM if conditions met	10 CFR 2.204 DFI; 10 CFR 50.54(f) letter; CAL/Order; Plant Discussed at AARM	Order to modify, suspend, or revoke license; Plant discussed at AARM	CAL/Order requiring NRC approval for restart; Plant discussed at AARM
COMMUNICATION	Assessment Letters	Branch Chief or Division Director reviews and signs assessment letter w/ inspection plan	Division Director reviews/signs assessment letter w/ inspection plan	Regional Administrator reviews/signs assessment letter w/ inspection plan	Regional Administrator reviews/signs assessment letter w/ inspection plan		N/A. RA or 0350 Panel Chairman review/ sign 0350-related correspondence
	Annual Involvement of Public Stakeholders	Various public stakeholder options involving the senior resident inspector or Branch Chief	Various public stakeholder options involving the BC or DD	Regional Administrator or designee discusses performance with senior licensee management	EDO/DEDO or designee discuss performance with senior licensee management		N/A. 0350 Panel Chairman conducts periodic public status meetings
	External Stakeholders ³	None	State Governors	State Governors, DHS, Congress	State Governors, DHS, Congress	State Governors, DHS, Congress	
	Commission Involvement	None	None	Possible Commission meeting if licensee remains for 3 years	Commission meeting with senior licensee management within 6 months. ⁴	Commission meeting with senior licensee management	Commission meetings as requested; Restart approval in some cases.
INCREASING SAFETY SIGNIFICANCE →							

図 3.1-3 ROP アクションマトリクスの例⁶

アクションマトリックスにおけるプラントの位置の決定は、2 セットの入力、つまり指摘事項 (IF) とパフォーマンス指標 (PI) に基づいて行われる。IF と PI はどちらも、リスクの重要度が増すにつれて、緑、白、黄色、または赤に色分けされる。アクションマトリックスにおけるプラントの位置は、一定期間内にアクションマトリックスに入力された数と色によって決まる。たとえば、すべての IF と PI が緑である場合、プラントはアクションマトリックスの列 1 にあり、通常の基本検査プログラムを超える追加の NRC 規制措置は実行されない。ただし、戦略的パフォーマンス領域に白い入力がある場合、プラントは列 2 に移動し、NRC は補足検査を実施し、事業者と会い、事業者による問題の原因分析と是正措置を監視することで、監視レベルを高める。PI の表示の例として、2025 年 1 月 22 日時点の Vogtle 原子力発電所 3 号機 の PI を図 3.1-3 に示す。このようにグラフィック化されたインターフェースにより、各パフォーマンスインジケータの状況を知ることができる。

ROP はリスクベースであるため、検査結果またはパフォーマンス指標のリスク重要度の決定 (つまり、アクションマトリックスへの対応する入力は何色になるか) は、基本的に確率的リスク評価に基づいていることに注意する必要がある。検査結果は、通常は PRA モデルを使用してリスク重要度を決定する詳細な重要度決定プロセス (SDP: Significance Determination Process) を通じて評価される。

⁶ NRC Inspection Manual Chapter 0305.

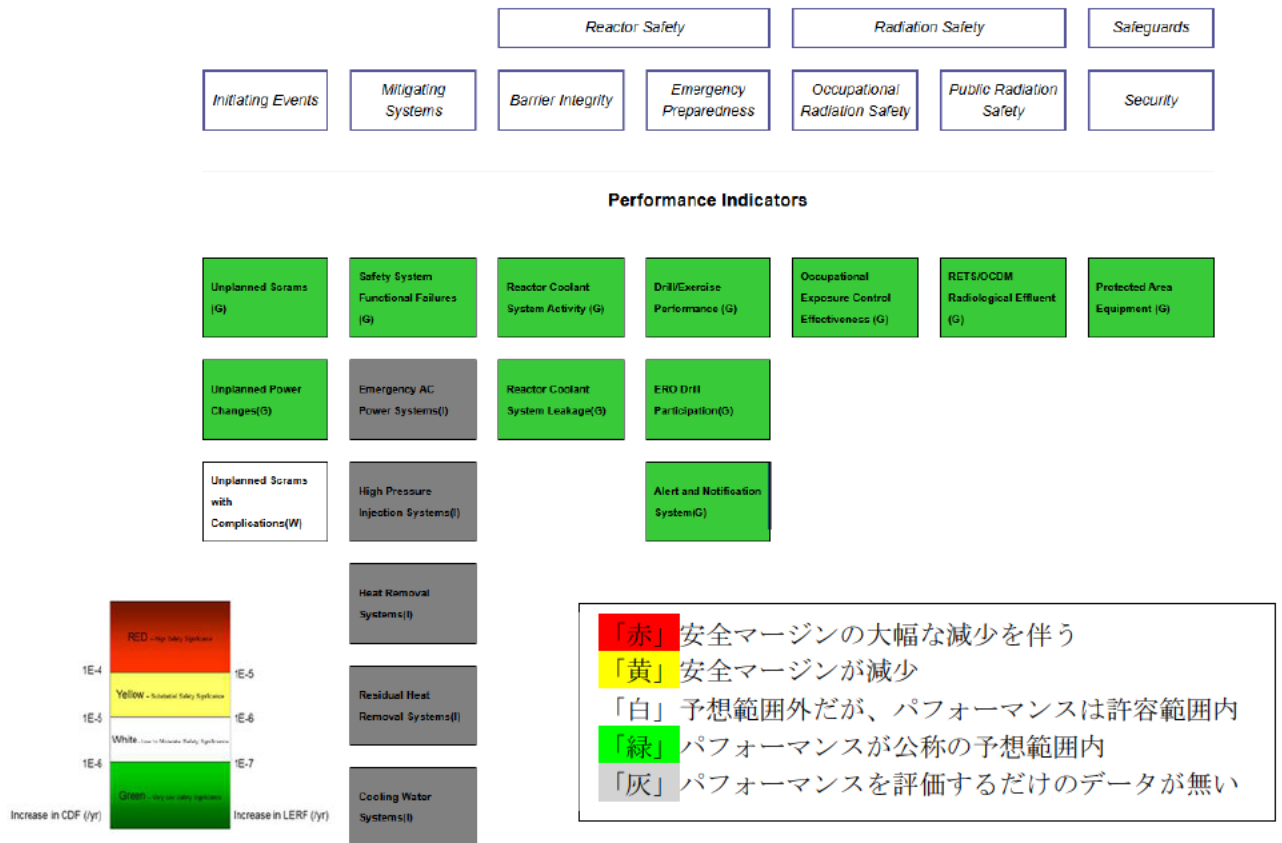


図 3.1-4 Vogtle 原子力発電所 3 号機の 2025 年 1 月 22 日における PI の表示⁷

(2) 日本の審査プロセスと審査内容

(a) 審査の流れ

日本の原子炉の安全審査は基本的に次の 3 ステップから成っている⁸。

①原子炉設置許可

事業者から原子炉設置許可申請が出されると、原子力規制委員会は原子炉設置許可申請が原子炉等規制法に定められた許可基準に適合しているか適合性審査を行い、原子炉の設置許可を行う。

②設計及び工事計画認可

設置許可を受けた事業者は、設計及び工事計画認可申請により原子力発電所の設計の詳細について原子力規制委員会の認可を受けた後、工事を開始する。

③保安規定認可

事業者は原子力発電所施設の設置の工事に着手する前に、「保安規定」の認可を受けなければならない。「保安規定」とは、原子力発電所の運転の際に実施すべき事項や、従業員の保

⁷ NRC Homepage, ROP Plant Summaries.

⁸ 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉の安全規制 概要」

安教育の実施方針など原子力発電所の保安のために必要な基本的な事項が記載されているもので、事業者は、これを遵守しなければならない。原子力規制委員会は、事業者からの保安規定の認可申請を受け、災害の防止上支障がないことを審査した上で保安規定を認可する。

原子力規制委員会が上記の許認可を行うための規制基準は、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省や国内外からの指摘を踏まえて改訂され、「新規制基準」と呼ばれている。新規制基準では、テロ対策やシビアアクシデント対策に対する基準を新設すると共に、従来のプラント及びハザード（地震・津波）に対する基準も強化している。また、新規制基準は2013年7月8日から施工されたが、原子炉等規制法を改正して、施工前に建設された原子力施設にもバックフィットされることになった。このため、全ての原子力発電所を含む原子力関連施設が、新規制基準に適合していることの審査が行われた。原子力発電所は、新規制基準に適合するために、原子炉設置許可、設計及び工事認可、保安規定認可の全ての審査プロセスに関して、変更申請を行うことが必要になった。この新規制基準適合のための審査（及び検査）の流れを図3.1-5に示す。

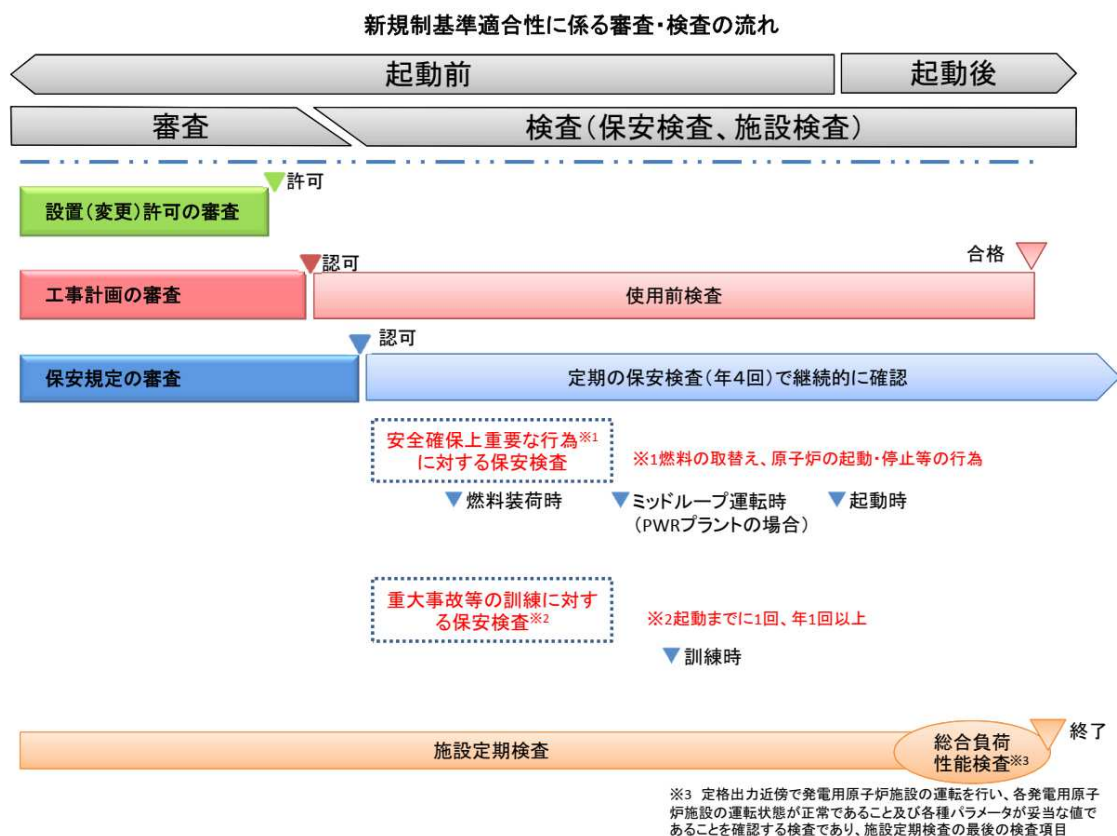


図 3.1-5 新規制基準適合性に係る審査・検査の流れ⁹

この新規制基準に適合するための設置変更許可申請に対する審査の進め方については、2013年7月10日に、原子力規制庁から「新規制基準施行後の設置変更許可申請等に対する

⁹ 原子力規制委員会、/https://www.nra.go.jp/data/000104907.pdf

審査の進め方について」¹⁰という文書が出され、原子力規制委員会で同日に了承されている。

この文書では、次の2種類の会合によって審査を進めることとされている。

①審査会合

審査のため、担当委員出席の下、審査会合を開催することとする。審査会合は、一般傍聴及びネット中継により公開することとし、資料も原則公開とする。ただし、議事進行の妨げになるような発言をした傍聴者については退場を求め、次回以降の傍聴を認めない。また、議場が混乱するような事態が発生した場合には、以降の一般傍聴を行うかにつき、改めて検討する。審査の過程において、メーカーからの意見を聞く場合や、担当委員の判断の下、外部専門家の意見を聞く場合がある。

②ヒアリング

審査会合に加え、申請書の記載内容に関する事実確認等を実施するため、ヒアリングを適宜実施する。ヒアリングについては議事概要を公開するとともに、資料も原則公開とする。ヒアリングにおける事業者とのやりとりに関して、誤解や認識のずれを避けるため、事業者等が作成した記録等については有効性がないことにつき、事業者に同意を求める。なお、事業者は、原子力規制庁が公開したヒアリングの議事概要について意見がある場合には、一定期間内に意見を申し出ることができることとする。

新規基準が施行されてから、新たに原子炉新設のための設置許可申請は未だ行われていないが、新設の場合でも準拠する法令等は同一であるため、審査の流れは同様となると考えられる。

(b) 審査項目

設置（変更）許可申請書に記載すべき内容は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（原子炉等規制法）」及び「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（実用炉則）」によって定められており、これが設置（変更）許可申請での審査項目となる。

表 3.1-2 に原子炉設置許可申請書（本文）の記載項目を、表 3.1-3 に原子炉設置許可申請書（添付書類）の記載内容を示す。本文で重要なのは No.5 の「原子炉およびその附属施設の位置、構造および設備」であるが、この内容は実用炉則で表 3.1-4 に示すように具体的に定められている。

なお、米国では 2007 年の SRP の改訂でリスク情報を活用した PRA によるシビアアクシデントが審査項目に加わっているが（図 3.1-2 の最後に記した）、日本でも、2013 年 6 月 19 日付で原子力規制委員会が「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（以下、「設置許可基準規則解釈」と略す）を制定しており、その中で PRA が利用されている旨を、2015 年に更田原子力規制委員（当時）が述べている¹¹。以下、そ

¹⁰ /<https://www.nra.go.jp/data/000375158.pdf>

¹¹ 更田 豊志、規制におけるリスク情報の活用、日本原子力学会 「2015 年 春の年会」
2015 年 3 月 20 日

の発言を引用する。

従来から自然現象を含む種々の誘因事象への対処が規制上の要求とされてはいたものの、その要求は厳密さを欠き、結果的にランダム故障への対処の妥当性を確認することが中心となっていた。新規制基準の下での審査では、多様な誘因事象それぞれについての対策の妥当性を確認しているが、これらの対策の有効性を確認する上で PRA の利用はランダム故障、地震に限られており、津波、火災など多くの誘因事象については PRA 技術の開発が規制の後追いをしている状況にあると言える。

炉心損傷防止対策の有効性確認について、従来から実施してきた PRA の結果に基づき、設置許可基準規則解釈では、「必ず想定する事故シーケンスグループ」が BWR で 7 つ、PWR で 8 つ挙げられている。

事業者は設置変更許可申請時に当該プラントの PRA を実施し、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」があればそれを追加することが求められているが、これらの事故シーケンスグループそれぞれについて、炉心損傷防止対策の有効性評価の結果が妥当であるかどうか審査される。

もう一つは重大事故が発生した場合の格納容器破損防止対策の有効性確認については、従来から実施してきた PRA の結果に基づき、設置許可基準規則解釈に、BWR、PWR それぞれ 6 つの「必ず想定する格納容器破損モード」を定めている。事業者は設置変更許可申請時に当該プラントの PRA を実施し、「有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モード」があればそれを追加することが求められ、これらの格納容器破損モードそれぞれについて格納容器破損防止対策の有効性評価の結果が妥当であるかどうか審査される。

表 3.1-2 原子炉設置許可申請書（本文） の記載項目

番号	項目名
1	氏名または名称
2	使用の目的
3	原子炉の形式
4	原子炉を設置する工場または事業所の名称及び所在地
5	原子炉およびその附属施設の位置、構造及び設備
6	原子炉施設の工事計画
7	原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量
8	使用済み燃料の処分の方法

表 3.1-3 原子炉設置許可申請書（添付書類） の記載内容

No	項目名
1	原子炉の使用の目的に関する説明書
2	原子炉の熱出力に関する説明書
3	工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類
4	原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類
5	原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書
6	原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書
7	原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から 20km 以内の地図
8	原子炉施設の安全設計に関する説明書
9	核燃料物質及び核燃料物質によって汚染された物による放射線の被曝管理並びに放射性廃棄物の廃棄に関する説明書
10	原子炉の操作上の過失、機械又は装置の故障、地震、火災等があった場合に発生すると推定される原子炉の事故の種類、程度、影響等に関する説明書

表 3.1-4 原子炉およびその付属施設の位置、構造および設備に関する記載内容¹²(1/2)

- イ 発電用原子炉施設の位置
 - (1) 敷地の面積及び形状
 - (2) 敷地内における主要な発電用原子炉施設の位置
- ロ 発電用原子炉施設の一般構造
 - (1) 耐震構造
 - (2) 耐津波構造（設置許可基準規則第五条第一項に規定する基準津波に対して発電用原子炉施設の安全機能が損なわれるおそれがないよう措置を講じた構造をいう。）
 - (3) その他の主要な構造
- ハ 原子炉本体の構造及び設備
 - (1) 発電用原子炉の炉心（以下「炉心」）
 - (i) 構造
 - (ii) 燃料体の最高燃焼度及び最大挿入量
 - (iii) 主要な核的制限値
 - (iv) 主要な熱的制限値
 - (2) 燃料体
 - (i) 燃料材の種類
 - (ii) 燃料被覆材の種類
 - (iii) 燃料要素の構造
 - (iv) 燃料集合体の構造
 - (3) 減速材及び反射材の種類
 - (4) 原子炉容器
 - (i) 構造
 - (ii) 最高使用圧力及び最高使用温度
 - (5) 放射線遮蔽体の構造
 - (6) その他の主要な事項
- ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備
 - (1) 核燃料物質取扱設備の構造
 - (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力
 - (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力
- ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備
 - (1) 一次冷却材設備
 - (i) 冷却材の種類
 - (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造
 - (iii) 冷却材の温度及び圧力
 - (2) 二次冷却設備
 - (i) 冷却材の種類
 - (ii) 主要な機器の個数及び構造
 - (3) 非常用冷却設備
 - (i) 冷却材の種類
 - (ii) 主要な機器及び管の個数及び構造
 - (4) その他の主要な事項

¹² <https://laws.e-gov.go.jp/law/353M50000400077/>

表 3.1-4 原子炉およびその付属施設の位置、構造および設備に関する記載内容 (2/2)

- へ 計測制御系統施設の構造及び設備
 - (1) 計装
 - (i) 核計装の種類
 - (ii) その他の主要な計装の種類
 - (2) 安全保護回路
 - (i) 原子炉停止回路の種類
 - (ii) その他の主要な安全保護回路の種類
 - (3) 制御設備
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 制御材駆動設備の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
 - (4) 非常用制御設備
 - (i) 制御材の個数及び構造
 - (ii) 主要な機器の個数及び構造
 - (iii) 反応度制御能力
 - (5) その他の主要な事項
- ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備
 - (1) 気体廃棄物の廃棄施設
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
 - (iii) 排気口の位置
 - (2) 液体廃棄物の廃棄設備
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
 - (iii) 排水口の位置
 - (3) 固体廃棄物の廃棄設備
 - (i) 構造
 - (ii) 廃棄物の処理能力
- チ 放射線管理施設の構造及び設備
 - (1) 屋内管理用の主要な設備の種類
 - (2) 屋外管理用の主要な設備の種類
- リ 原子炉格納施設の構造及び設備
 - (1) 原子炉格納容器の構造
 - (2) 原子炉格納容器の設計圧力及び設計温度並びに漏えい率
 - (3) 非常用格納容器保護設備の構造
 - (4) その他の主要な事項
- ヌ その他発電用原子炉の付属施設の構造及び設備
 - (1) 常用電源設備の構造
 - (2) 非常用電源設備の構造
 - (3) その他の主要な事項

(c) 審査における技術的支援

4.2.2 節で原子力規制庁の体制を示すが、審査業務は原子力規制部の下で審査グループが担い、技術的な支援は長官官房の下で技術基盤グループが担っている。すなわち、フランスや東日本大震災以前の日本のように規制機関と技術的な支援をするTSO (Technical Support Organization) が別組織になっているのではなく、米国と同じく、規制機関の中に技術基盤を持って、審査における事業者からのヒアリングなどにも技術基盤グループから関連する専門性を持つ職員が参加する、といった体制を取っている。技術基盤グループは、エネルギー対策特別会計から拠出される予算で様々な規制研究を行っており、その一部は日本原子力研究開発機構 (JAEA) などの国立研究開発法人や、原子炉メーカーやソフトウェア会社、調査会社といった民間企業に主に請負契約にて発注している。ただし、審査に係る技術支援は全て内部で行っている。

(d) 運転・維持

原子力規制庁は、2016年4月に行われたIAEAによる総合規制評価サービス (IRRS) で、事業者による安全確保の取り組みをより強化するための監視・検査制度の整備などに取り組むよう指摘を受け、2020年4月1日から新しい検査制度である「原子力規制検査」の運用を開始した。いわゆる日本版ROPとも呼ばれるものであり、リスクインフォームド、パフォーマンスベースト、グレーデッドアプローチの考え方を念頭に準備されてきた。原子力規制庁、「新たな検査制度 (原子力規制検査) の本格運用について」 (令和2年4月1日)¹³から、その内容を転記する。

(1) 規制要求、規制手続きの整備

- ✓ 原子力規制検査に係る規制要求事項については、規則、要領、解釈、運用ガイド等を整備し明確化した。
- ✓ 事業者検査に係る報告等の手続きや規制機関による確認方法等については、「使用前事業者検査に関する原子力規制委員会の確認等に係る運用ガイド」及び基本検査運用ガイドの「使用前事業者検査に対する監督」及び「定期事業者検査に対する監督」に規定している。
- ✓ 手数料については政令で上限を定め、施設の種別や状態に応じた具体的な手数料の金額を規則で定めた。

(2) 監視・評価体系の整備

- ✓ 原子力規制検査の監視領域については、米国のものを参考にして、「原子力規制検査等実施要領」において設定し、その下に様々な検査運用ガイドを定め、検査で確認すべき内容を明確化した。
- ✓ 安全実績指標 (PI) については、米国のものを参考にして、「原子力規制検査等実施要領」及び「安全実績指標に関するガイド」で定義し、その運用方法を明確にした。

¹³ /<https://www.nra.go.jp/data/000307173.pdf>

- ✓ 実用発電用原子炉におけるリスク情報の活用については、事業者が開発した確率論的リスク評価（PRA）モデルを「原子力規制検査において使用する事業者 PRA モデルの適切性確認ガイド」によって適切性を確認した後に活用することとし、伊方3号機の PRA モデルについて本ガイドに沿って適切性を確認した。
 - ✓ 基本検査の実施から重要度評価、総合的な評定に至るまでの一連の監視プロセス（参考7）については、「原子力規制検査等実施要領」、「重要度評価等の事務手順運用ガイド」等において明確化したほか、重要度評価の具体的なプロセスや基準については、「安全重要度評価プロセスに関するガイド」において整備した。
- (3) 行政上の措置の効果的運用（参考3）
- ✓ 法令違反等に対する行政上の措置に係るプロセスや考え方、基準等について、「原子力規制検査における規制対応措置ガイド」等に規定した。
- (4) 実効ある制度運用
- ✓ 検査官による事業者情報の収集については、試運用でフリーアクセスによって実施し、その経験を踏まえてフリーアクセスの考え方や留意点などを「共通事項に係る検査運用ガイド」に規定した。
 - ✓ 現場での監視方法については、試運用での経験を基に、検査実務に係る共通事項について「共通事項に係る検査運用ガイド」に整理したほか、具体的な内容等については、米国の検査手順書（Inspection Procedure）を参考にして、41種類の基本検査運用ガイドとして整理した。
- (5) その他（体制整備、研修体系の整備など）
- ✓ 検査体制については、平成29年7月に原子力規制部内に検査を担当する部署（1課、3部門）を設置した。
 - ✓ 研修体系については、平成30年度から検査官資格制度を開始し、合わせてウォークダウン研修、運転シミュレータ研修、エンジニアリング研修など、資格取得に必要な研修教育プログラムの充実・強化を図った。
 - ✓ 資格取得に必要な研修教育プログラムの充実・強化を図った。
 - ✓ 米国 NRC の検査制度を学ぶため平成28年7月から30年6月までの2年間、原子力規制庁職員を10名 NRC に派遣したほか、平成29年からは NRC 職員を10回（1回当たり1ヶ月程度滞在）招へいし、検査制度の準備や試運用の状況確認の視察、検査官の実務研修の開発支援、検査官との意見交換等を行った。
 - ✓ ステークホルダとのコミュニケーションについては、要請を受けて原子力施設立地自治体や関係学会等への説明を実施した。

上記のとおり、日本の新検査制度は、米国の現行の制度を参考にして設計されたが、実際に検査に用いるガイドなどは、米国のもとと文書構成の階層などに大きな違いがある、と指摘されている¹⁴。

¹⁴ 日本エヌ・ユー・エス株式会社、「令和5年度原子力施設等防災対策等委託費（米国NRCの検査ガイド調査）事業」、令和6年3月

3.1.3 革新軽水炉

(1) 米国の審査の流れ及び審査項目

日本の革新軽水炉に相当するのは第3世代+ (GenIII+) 炉であり、米国で実際に建設されている原子炉ではウェスティングハウス社の AP1000 (PWR 1000MWe) が第3世代+炉に当たる。2023、2024年に運転を開始した米国の Vogtle3、4号炉は AP1000 であり、その安全審査には 10 CFR Part 52 の審査プロセスが用いられた。NRC は先進炉である小型モジュール炉 (SMR) とマイクロリアクターを念頭に置いた 10 CFR Part 53 の枠組みを検討中であるが、これについては添付資料2の中で述べることにし、ここでは 10 CFR Part 52 に基づく審査の流れと審査項目について述べる。

10 CFR Part 52 は、従来の 10 CFR Part 50 プロセスに伴う潜在的な課題に対処するために、建設と運用の両方の承認を 1 つのライセンス (COL : Combined License) に一括する代替のワンステップ ライセンス アプローチとして 1989 年に NRC により導入された。このアプローチは、完成して標準化された設計のプラント向けに作られており、規制の不確実性を減らし、建設中の変更のリスクを最小限に抑え、新しい原子炉をオンラインにするための全体的なスケジュールを短縮することを目的としている。10 CFR Part 52 により、申請者は主要な安全性と環境の問題を事前に解決できるため、標準化された設計の複数の原子炉を展開するための、より予測可能で効果的な経路が可能になる。COL 申請の内容は、3.1.2 項で説明した 10 CFR Part 50 の運転許可申請 (OLA) に必要な内容とほぼ同じである。したがって、COL 申請プロセスで以下にリストされている各レポート、分析、またはレビューの内容の詳細については、10 CFR Part 50 の説明で述べたとおりである。

(a) 建設運転一括許可 (COL) 申請

原子炉の建設を開始する前に、申請者は COL を取得するために以下の書類を提出する必要がある。

- ① 安全解析報告書 (SAR : Safety Analysis Report)
- ② 環境報告書 (Environmental Report)
- ③ 財務情報 (Financial Information)
- ④ 技術仕様 (Technical Specifications)

これに対して、NRC スタッフは申請書を審査し、以下を提供する。

- ⑤ 安全評価報告書 (SER)
- ⑥ 環境影響評価書 (EIS) または環境評価 (EA)
- ⑦ 財務能力の確認 (Assurance of Financial Capability)

これらの文書を完成させる過程で、NRC は以下の手順を実行する。

- ⑧ 安全および環境レビューに関する公開会議の開催 (Convene public meetings on the safety and environmental review.)
- ⑨ ACRS との安全レビューの完了 (Complete safety reviews with the ACRS.)

NRC は上記の手順を完了した後、次の作業を行う。

⑩ COL の行政レビューの完了(Complete administrative review of the COL.)

COL は、申請者が要求した期間または施設の推定寿命が発行日から 40 年を超えないように発行される。

(b) 10 CFR Part 52 に基づく追加の規制ツール

10 CFR Part 52 では、原子炉の配備へのより予測可能で効率的な道筋を求める申請者にとって特に役立つ追加のツールが提供されている。これらのツールにより、申請者は段階的に主要な規制要件に対応できるため、原子炉開発に関連する財務およびスケジュールのリスクを軽減できる。

早期サイト許可 (ESP : Early Site Permit)

ESP により、申請者は建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) を申請する前に、原子力発電所の立地地点 (サイト) の NRC 承認を取得できる。ESP プロセスでは、特定の原子炉設計とは関係なく、サイトの安全性、環境保護、緊急時計画を評価する。このプロセスにより、申請者はサイト関連の潜在的な問題を早期に解決し、特定の原子炉プロジェクトにコミットすることなく、最大 20 年間 (20 年間の更新の可能性あり) サイトを確保できる。ESP 保有者は将来の申請でこの許可を参照できるため、サイトを再評価する必要がなくなり、建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) のプロセスが大幅に合理化される。ESP プロセスには公聴会 (ヒアリング) も含まれる。

標準設計認証 (SDC : Standard Design Certification)

標準設計認証 (SDC) または設計認証 (DC) プロセスは、特定のサイトや発電所建設プロジェクトに依存することなく、原子炉設置者が NRC から原子炉設計の承認を得ることを可能にするものである。一度、規則制定手続きを経て認証されると、その設計は NRC の規則に明文化され、建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) の申請者が参照できるようになる。これにより、個別のサイトごとの設計審査が不要となる。認証された設計は 15 年間有効であり、更新も可能である。この規制手法は、標準化された設計の促進を通じて安全性を向上させるだけでなく、同一設計に対する重複審査を排除することで、将来の申請者にとっての不確実性およびコストを削減する効果がある。建設運転一括許可 (COL) の申請者が認証済み設計を参照することにより、審査プロセスではサイト固有の課題に集中することができる。

標準設計承認 (SDA : Standard Design Approval)

標準設計承認 (SDA) または設計承認 (DA) によって、原子炉設計に関する承認を、NRC は正式な規則制定手続きを伴わずに行うことができる。SDA は、建設許可 (CP)、運転許可 (OL)、または建設運転一括許可 (COL) の申請において、設計を参照することを可能にする NRC による承認である。設計承認 (DA) のプロセスは、設計認証 (DC) と同等の規制上の確実性を付与するものではないが、設計の一部を事前審査・承認することにより、将来の許認可手続きに要する時間を短縮できる利点を有している。SDA には有効期限がなく、更新が可能であるため、原子炉メーカーや申請者に柔軟性を提供する。ただし、設計認証

(DC)とは異なり、SDAは規則に明文化されないため、申請者は当該設計がすべての現行の規制要件を満たしていることを申請書において示さなければならない。

製造ライセンス (Manufacturing License)

このツールにより、申請者は原子炉を設置する特定の場所の建設許可または複合ライセンスを取得する前に、別の場所で原子炉の主要コンポーネントを製造、組み立てするためのNRC承認を取得できる。製造ライセンスは最大10年間有効で、更新できる。製造ライセンスを取得することで、申請者はサイト固有の許認可プロセスの前に主要コンポーネントの製造を開始し、新しい原子炉の導入を加速できる。このツールは、標準化された製造および品質管理プロセスを均一に適用できようにするため、複数のサイトで同一のものを使用することを目的としたモジュール部品または設計を使用する原子炉に特に役立つ。

限定作業許可 (LWA : Limited Work Authorization)

LWAにより、申請者は完全な建設許可または複合ライセンスが発行される前に、特定の建設関連活動を開始できる。これらの活動には、掘削、整地、一時的な建設インフラの設置など、安全に関連しない現場準備が含まれる。LWAは、NRCが原子炉建設を完全に承認する前に申請者が現場を準備できるようにすることで、建設の遅延を減らすのに特に役立つ。ただし、申請者はこれらの活動をサポートするために十分な環境および安全情報を提供する必要があり、LWAで許可される作業範囲は、完全な許認可プロセスを妨げないように慎重に管理される。LWAは、最終的な規制承認がまだ処理されている間に早期の作業を許可することで、プロジェクト全体のタイムラインを早めることができる。

(2) 日本における安全審査への取り組み

日本では、近年求められている、地震・津波その他自然災害への対応、大型航空機衝突・テロ対策、受動的安全システム等の安全対策を施した第3世代+炉として、三菱重工業のSRZ1200、東芝エネルギーシステムズのiBWR、日立GEのHI-ABWRといった革新的な設計の大型の軽水炉が開発されている。これら革新軽水炉（原子力規制庁では「建替原子炉」と表現している）の規制の在り方については、産業界（電力会社、メーカー、原子力エネルギー協議会=ATENA）の間でやっと議論が始まったばかりであり、2024年12月9日に「第1回建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会」¹⁵が行われたところである。日本における革新軽水炉の安全審査への取り組みとして、この会合での議論を紹介する。

この会議は、国内PWR4電力と三菱重工業が共同開発を進めるSRZ-1200を題材として、革新軽水炉の規制基準について共通認識を醸成することを目的とし行われたものである。会議の論点は、産業界側が「規制の予見性が十分でない」と考える次の3点である。

- 【論点①】 常設設備を基本とした重大事故等対応（図3.1-6）
- 【論点②】 特重施設の在り方（図3.1-7）
 - ・重大事故等対処設備（4b;格納容器破損防止）と特重施設の機能統合
- 【論点③】 熔融炉心冷却対策への新技術（ドライ型コアキャッチャ）導入（図3.1-8）

¹⁵ https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/other/tatekaegenshiro_ikenkoukan_n-adres.html

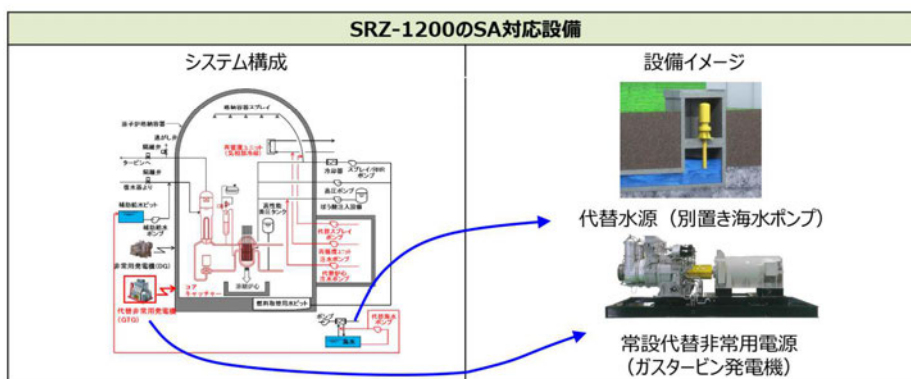
初回の会議は論点提示のみで終わったが、次回から論点を順に議論していくことになった。したがって、革新軽水炉の規制がどうなるか、規則や審査プロセスの変更がどうなるのか、といった点は未だ明確にはなっていない。

9. 常設SA設備の採用

16

- 既設炉では、「柔軟性」に優れた可搬型設備を基本とした対応。
- SRZ-1200では、既存設備による制約はなく、設計段階から重大事故対策を考慮することが可能。
- 「柔軟性」以外の「信頼性」「必要な要員」「手順書・訓練」「対応時間」「耐環境性」「設備容量」の特性に優れた常設設備を基本とした対応を採用。

※：更になお残る不確かさを考慮し大規模損壊への対応としては可搬型設備で対応（12）



ATENNA
Atomic Energy Association

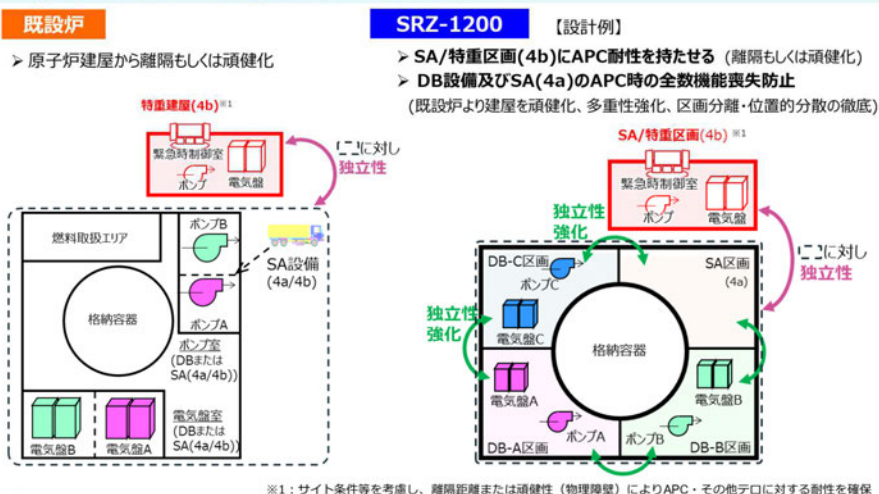
Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

図 3.1-6 【論点①】 常設設備を基本とした重大事故等対応^{【*】}

10. 格納容器破損防止機能を有するSA設備と特重施設を統合

17

- 既設炉では、DB・SA設備との同時損傷を防ぐため、特重施設を原子炉建屋から隔離もしくは頑健化。
- SRZ-1200では、設計段階からAPCその他テロ対策を講じることで、同一機能を有するSA設備(4b;格納容器破損防止)と特重施設を統合可能。



※1：サイト条件等を考慮し、隔離距離または頑健性（物理障壁）によりAPC・その他テロに対する耐性を確保

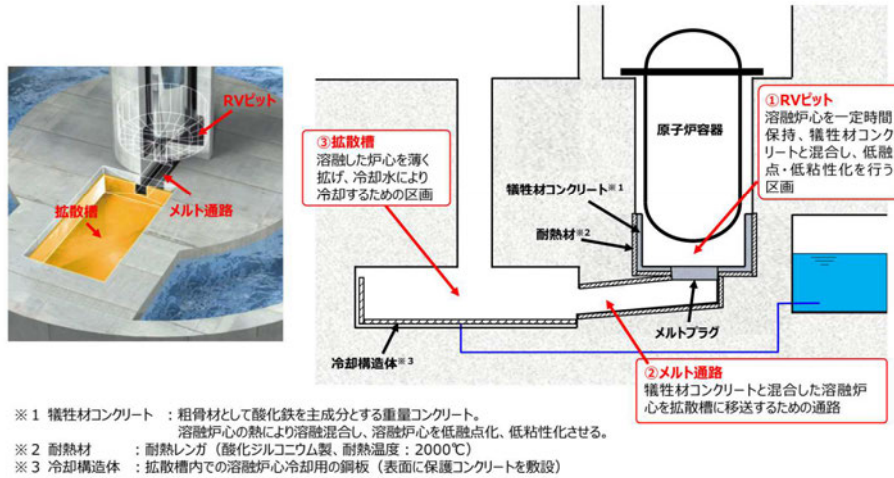
ATENNA
Atomic Energy Association

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

図 3.1-7 【論点②】 特重施設の在り方(重大事故等対処設備との機能統合)^{【*】}

11. 溶融炉心冷却対策としてドライ型コアキャッチャを採用(1/2) 19

▶ パッシブ設備にて、溶融炉心を薄く拡げから、注水することにより、溶融炉心を確実に冷却。
(溶融炉心の拡がり促進のための低粘性化、拡がりを検知して自動的に重力注水。)



ATENA

Copyright © Atomic Energy Association All Rights Reserved.

Z

図 3.1-8 【論点③】 溶融炉心冷却対策への新技術導入(ドライ型コアキャッチャの導入)^[*]

[*] 図 3.1-6, 7, 8 の出典：原子力エネルギー協議会、「SRZ-1200 を題材とした革新軽水炉の安全設計の考え方」、建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会、原子力規制庁 (2024 年 12 月 9 日)

3.1.4 新型燃料

(1) 米国の事故耐性燃料に関する規制の取り組み

米国では、新型の事故耐性燃料 (ATF) について、「事故耐性燃料に対する効率的で効果的な規制のために米国原子力規制委員会が準備すべきプロジェクト計画」というレポート¹⁶が出された。

このレポートではタイトルのとおり、NRC が ATF の安全審査に際して準備を行うための計画が記されている。この計画の中では、NRC は新しい規制の枠組みを示している。ここでは、新旧の枠組みを示す。この新しい枠組みは、NRC と燃料製造会社など産業界との関係も新しくするものであるため、添付資料 6 にも示すと共に、4.3 節でも再び触れる。

(a) 新旧の燃料ライセンスの枠組み

事故耐性燃料 (ATF) 技術に関する NRC のレビューを、原子力業界が提案するタイムラインに沿って成功裏に進めるためには、利害関係者とのコミュニケーションが重要である。NRC の ATF プロジェクト計画では、燃料ライセンスの新たな枠組み (図 3.1-9) を説明しており、技術的基盤の開発 (つまり、新しい ATF 技術が安全であることの正当化) が、規制基盤の必要

¹⁶ www.nrc.gov/docs/ML2124/ML21243A298.pdf

な改善（つまり、新規または修正された規制、新規または修正された規制指針など）と並行して行われることを示している。従来、規制基盤の改善は、業界が技術的基盤を開発し、ライセンス行為の申請を行った後に始まるのが一般的であった。

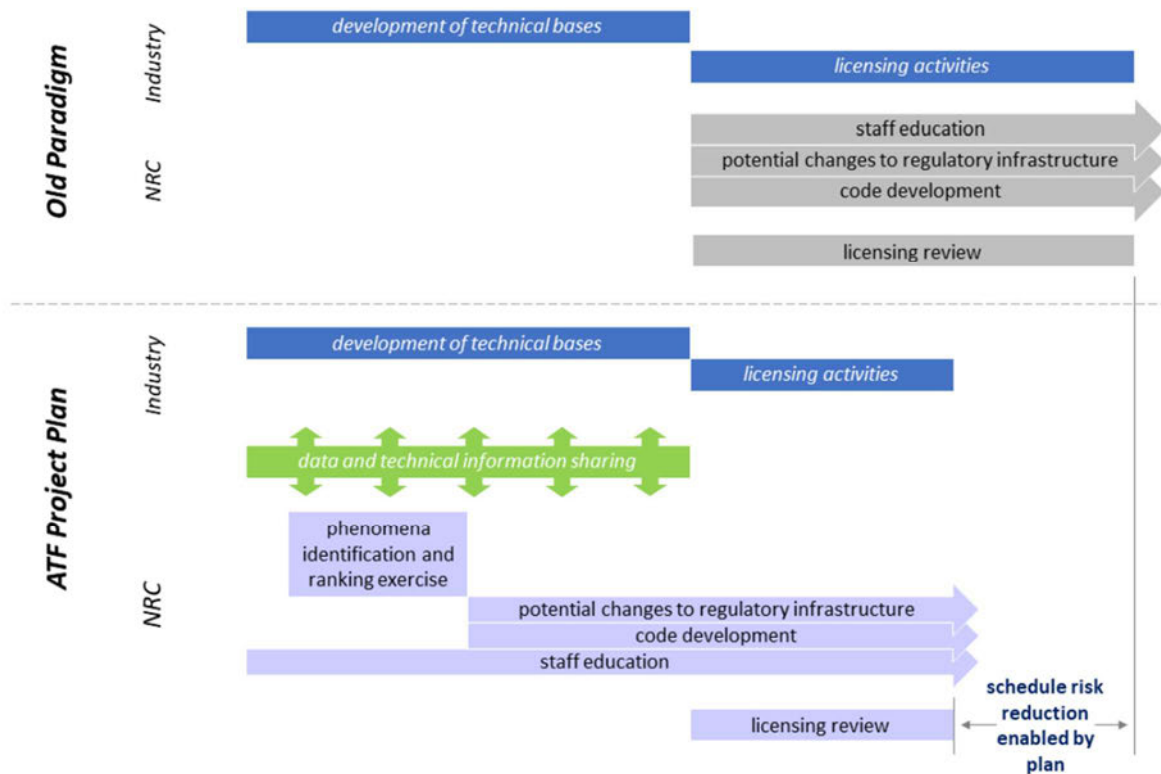


図 3.1-9 ATF プロジェクト計画の新しいパラダイム

[NRC, PROJECT PLAN TO PREPARE THE U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION FOR EFFICIENT AND EFFECTIVE LICENSING OF ACCIDENT TOLERANT FUELS Version 1.2, September 2021 から抜粋]

(b) 旧来の枠組みにおける NRC の役割と問題点

上記の図に示されているように、旧来の枠組みでは、NRC は原子力業界の活動に対して事後対応的な役割を果たしていた。NRC は、新技術について、製造会社やライセンス保持者がライセンス行為を提出したり、提出予定日に近い時期に事前提出会議を要求した時に初めて知ることが多かった。その時、NRC のスタッフは新技術について学び、規制基盤への潜在的な変更を評価し、独立した確認計算のための燃料分析コードやモデルを開発するという三つの活動を開始していた。この NRC の活動は、新技術の技術的基盤が業界によって開発された後に初めて始まるものであった。このプロセスの間にガイダンスや情報交換が不足すると、提出物と NRC スタッフの期待との間に不一致が生じ、追加情報の要求 (RAI) に多くのリソースを費やし、技術的または規制上の問題を解決するために必要な時間が延びる可能性があり、その結果、スケジュールに大きなリスクをもたらすことになった。

(c) 新たな枠組みの導入

これらの遅延を避けるため、ATF プログラムで使用されている新たな枠組みでは、NRC は提出物が受け取られる前に利害関係者とのコミュニケーションを大幅に増やすことを目指している。この新しい枠組みの成功は、業界の早期の関与と NRC への情報の自主的な共有にかかっており、これがなければライセンスプロセスは旧来の枠組みに従うことになり、スケジュールリスクが増大することになる。

この段階でのデータ共有と NRC スタッフとの早期の関与は、スケジュールリスクを削減する上で非常に重要である。さらに、スタッフは新技術について旧パラダイムよりも早い段階で学び、情報を集め始めることができる。

(2) 日本における新型燃料への安全規制の取り組み

原子力規制庁でも、事故耐性燃料に関する規制研究が令和 6 年度から開始されている（図 3.1-10）¹⁷。ATF は、従来とは異なる被覆管材料を用いる新しい核燃料であるため、審査においては、従来型核燃料と異なる挙動はないか、また、挙動が異なる場合は、安全性に問題ないことが確認されているか等を規制側として確認する必要があるとあり、事業者が 2025 年に予定している少量の予備的導入及び 2030 年以降に申請する意向を示している本格的導入の審査を遅滞なく進めるためには、審査に必要な知見の取得を速やかに開始する必要があるためである。

この研究では、ATF 及び高燃焼度まで使用された従来型燃料それぞれについて、(1) LOCA 時、(2) 反応度投入事故 (RIA) 時に生じうる燃料損傷について、実験や解析を行うこととしている。令和 6 年度に 7.3 億円、令和 7 年度に 6.9 億円の予算を用意して、日本原子力研究開発機構 安全研究センターの原子炉安全性研究炉 (NSRR) などを用いた研究を行う計画としている。

いずれにしても、日本における事故耐性燃料への安全規制の取り組みの状況は、規制研究を行って、審査に必要なデータを取得しているところである。

¹⁷ https://www.nra.go.jp/activity/anzen/bunya/kakunenryou_jikojikyodou.html

事故耐性燃料等の事故時挙動研究事業

6. 9億円 (7. 3億円)

システム安全研究部門

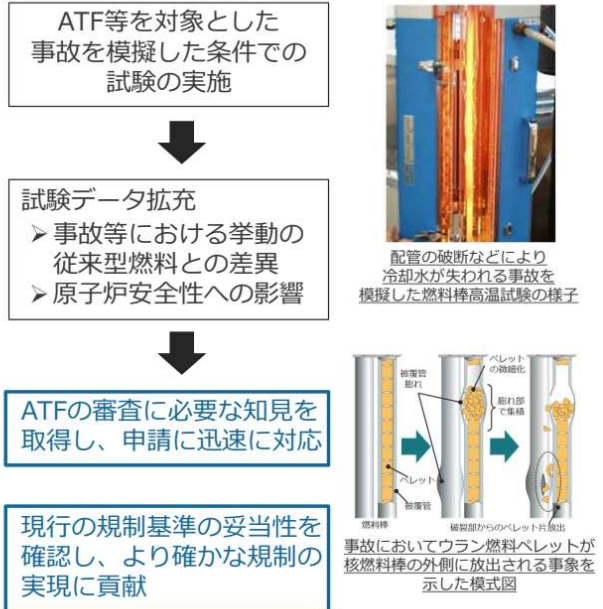
<事業の目的・内容>

- 東京電力福島第一原子力発電所事故では、核燃料と高温水蒸気との酸化反応により熱及び水素が発生し、炉心溶融や水素爆発に至りました。
- この教訓を踏まえて、既存の核燃料に比べて酸化反応が遅く、酸化による熱及び水素が発生しにくい核燃料の開発が世界的に進められており、それらは事故耐性燃料（ATF）と呼ばれています。
- 我が国においては、原子力事業者が、令和7年に少量の予備的導入を、また、令和12年以降に本格的導入を申請する意向を示しています。
- ATFは、従来とは異なる被覆管材料を用いる新しい核燃料であるため、審査においては、従来型核燃料と異なる挙動はないか、また、挙動が異なる場合は、安全性に問題ないことが確認されているか等を規制側として確認する必要があります。
- 予備的導入及び本格的導入の審査を遅滞なく進めるためには、審査に必要な知見を速やかに取得する必要があります。
- そこで、本事業では、核燃料を取り扱える試験施設や研究炉において、ATFを用いて事故を模擬した試験等を実施して、従来型燃料との差異等を調べ、得られる成果・知見をATFの審査に活用します。
- また、本事業では、ATFでも起こり得て、かつ原子炉の安全性に影響を与える懸念があるが、従来型核燃料を含め知見の蓄積が十分ではない事象について、合わせてデータを拡充します。

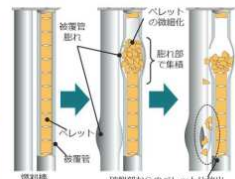
<事業スキーム>



<具体的な成果イメージ>



配管の破断などにより冷却水が失われる事故を模擬した燃料棒高温試験の様子



事故においてウラン燃料ペレットが核燃料棒の外側に放出される事象を示した模式図



図 3.1-10 原子力規制庁の事故耐性燃料に関する規制研究の概要¹⁸

¹⁸ 原子力規制庁、令和7年度エネルギー対策特別会計、説明資料

3.2 ドイツの溶融クリアランス

ドイツにおける原子力施設の廃止措置等に関する安全規制、およびクリアランス制度とその仕組みに関する予備調査の結果をベースに、調査事項に関する文献調査およびドイツにおける原子力発電所の廃止措置およびそれに伴う廃棄物の処分やスクラップ金属等のクリアランスに係る州政府による安全規制を技術支援機関（TSO）として実質的に行っている技術検査協会の一つ TUV Nord に対するヒアリング調査を実施した。

調査結果の詳細は「添付資料3 ドイツにおける金属溶融リサイクルに関する調査」に記載する。「TUV Nord に対するヒアリング調査」の詳細は、添付資料3において、「添付1 TUV Nord に対する聞き取り調査（第1ラウンド）」および「添付2 TUV Nord に対する聞き取り調査（第2ラウンド）」に記載している。

以下では、第1章に示した調査内容に沿って、その成果の概要を示す。

3.2.1 クリアランス測定・評価の信頼性確保に関わる事項

(1) ドイツにおけるクリアランスの慣例と規制

(a) ドイツにおけるクリアランスの慣例と規制の主要点

ドイツにおける金属のクリアランス¹⁹実施の慣行と規制に関する情報の主要なポイントを表3.2-1に記す。本調査はドイツにおける溶融処理に主眼を置くものであるが、その理解にはドイツにおけるクリアランス全般にわたる理解が必要であるため、溶融処理を用いたクリアランス以外のクリアランスについても必要な範囲で調査を行った。なお、クリアランスに係る規制は州政府の所管事項であり、クリアランスの手続き等は州によってかなり異なる点があるが、表3.2-1には共通の事項のみを記す。

表3.2-1 ドイツにおける金属のクリアランスの慣行と規制の主要点

項目		クリアランスに関連する慣行と規制の主要点
国の基本方針	放射性廃棄物等に関する国の基本方針	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物を人の生活圏から永久に隔離するために、すべての放射性廃棄物を国の責任で深地層処分。 地層処分する放射性廃棄物の量を極力少なくするとともに、循環経済・廃棄物法の下に、有用な資源をできる限り再利用・リサイクルする。 放射性廃棄物（クリアランスから生じる二次廃棄物を含む）については、最終処分場あるいは中間貯蔵施設に引き渡すまで、あるいはクリアランス検認に合格するまでは所有権の移転はできず、発生者が全責任を負う。
	放射性廃棄物の分類と	<ul style="list-style-type: none"> 発熱性放射性廃棄物 → 岩塩層処分を計画

¹⁹ IAEAは「クリアランス」を「届出されたまたは許可された施設および活動に関わる放射性物質または放射性の物を規制当局による規制監督から除外すること」と定義しているが、狭義には放射能濃度が基準値よりも低い物質等を所定の手続きを経て施設等から「リリース」することの意味で使われており、広義には、事前の放射線特性評価からリリースまでの全体のプロセスの意味で使われていることもある。本調査で対象とした文献でも、二通りの意味で使われている。

	処分方針	<ul style="list-style-type: none"> 非発熱性放射性廃棄物 → 深地層処分を計画 放射能レベルが極めて低い廃棄物 → 深地層処分、放射性廃棄物貯蔵容器等の製造に使用、特定目的クリアランス、無条件クリアランスのいずれか。 放射能レベルが極めて低い廃棄物については、地層処分する放射性廃棄物を極力減らすために無条件クリアランス以外の利用ルート（特定目的クリアランス、減衰保管、放射性廃棄物貯蔵容器等の製造のためのクリアランス無しの直接利用）が設けられており、全利用ルートにおける無条件クリアランスルート以外の利用ルートの割合が少なくない。
クリアランス規制	主要な規制関連法令	<ul style="list-style-type: none"> 原子力法、放射線防護法、放射線防護令（放射線防護令がクリアランスに係る基本的な規則）。
	クリアランスに係る規制・監督	<ul style="list-style-type: none"> 実際の許認可や監督は、連邦環境・自然保護・原子力安全・消費者保護省（BMUV）の委託を受けて、原子力施設、処理施設の立地州の所管当局（主に州環境省）が実施（放射性廃棄物の最終処分場を除く）。 詳細な許認可手順や、クリアランスに係る規定、ガイドラインは州が制定（そのため州によって違いがある）。 基本的にはクリアランスに関する作業の全工程が規制監督の対象。 州の規制当局は、技術審査や検査について技術支援組織（TÜV など）に支援を委託。 州の規制当局はクリアランス認可審査の結果に基づき、クリアランス通知の中で付帯要件を付けることができる。 BMUV は州の規制活動を監督。
	クリアランス処理事業許可	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉施設、燃料加工・貯蔵・処理施設、廃棄物貯蔵・処理・処分施設等に係る事業許可を持つ者は、新たに許可は不必要。 上記以外の者は、放射性物質取扱に係る事業許可の取得が必要。
クリアランス制度	線量基準（実効線量）	<ul style="list-style-type: none"> 10 μ Sv/年のオーダー（日本と同じ）。
	クリアランスレベル	<ul style="list-style-type: none"> 無条件クリアランスに関するクリアランスレベル（放射能濃度）は IAEA GSR Part 3 の考えに準拠（日本と同じ）。 クリアランス選択肢ごとにクリアランスレベルを規定。 放射能濃度に加えて、表面汚染密度に関するクリアランスレベルも規定。（放射能濃度と表面汚染密度の両方の測定が必要。）
	クリアランス判定基準	<ul style="list-style-type: none"> $\sum \frac{C_i}{R_i} \leq 1$（放射能濃度）（日本と同じ） $\sum_i \frac{A_{s,i}}{O_i} \leq 1$（表面汚染密度） 核種ごとの放射能濃度と表面汚染密度がクリアランス通知に記された方法で適切に測定されていること。
	クリアランス（認可）の選択肢	<ul style="list-style-type: none"> 無条件クリアランス：クリアランスされた金属等の用途・受入先等に制限なし（無条件クリアランスレベルを適用）。 特定目的クリアランス：クリアランスされた金属等の用途・受入先等に制限あり。（特定目的クリアランスレベルを適用）

		<ul style="list-style-type: none"> 個別ケースのクリアランス：放射線防護令が定める基本要件を満たさないために特定目的クリアランスの対象にならない場合、個々のケースごとに判断。
	クリアランス対象物の所有権の所在	<ul style="list-style-type: none"> 最終処分施設（中間貯蔵施設を含む）への引き渡し、またはクリアランス検認に合格するまでは、処理委託の所有権を他の者に移転することはできない（放射性廃棄物に関する発生者責任）。 外部の処理事業者は処理委託者との処理委託契約に基づいてクリアランス処理を実施。処理事業者がインゴットをリリースする場合は所有権の移転が必要。 所有権の移転には、処理委託者の所管規制当局と処理事業者の所管当局の承認が必要。
	クリアランス検認申請の手続き選択肢	<ul style="list-style-type: none"> クリアランス検認申請手続きに個別手続きと標準手続きの選択肢を設けている州もある。 <ul style="list-style-type: none"> 標準手続き：時期や量に関係なく同じクリアランス対象物が同じ条件でクリアランス処理・測定される場合に手続きを簡素化。 個別手続き：標準手続きが適用できない場合。
	溶融処理の利点	<ul style="list-style-type: none"> H-3、C-14、Sr(Y)-90、Cs-134/137、アクチニド核種の大部分が溶融によって除去される → クリアランス判定が容易になる（放射能濃度のほとんどを Co-60 が占める）。 均質なインゴットにできるため、クリアランス測定が容易になり、合理的。
クリアランスのプラクティス	溶融前除染	<ul style="list-style-type: none"> 解体前のシステム除染に重きを置いており、溶融施設での溶融前除染の実施は必要性次第。（行わない場合もある。コーティングがある場合は必須）。
	溶融炉	<ul style="list-style-type: none"> 中規模の中～高周波誘導炉。
	放射能濃度の評価に必要な放射線特性評価データ	<ul style="list-style-type: none"> 発生事業者（原子力事業者等）から受け取る放射線特性評価の最重要データは、発生事業者が測定・評価した放射性核種ごとの放射能濃度の測定・評価値、核種ベクトル。 クリアランスのための評価対象核種の選定、スケールリングファクタ等の決定は放射線特性評価データに基づいて処理委託者または処理事業者が実施。
	サンプリング、クリアランス測定	<ul style="list-style-type: none"> 攪拌力の大きな誘導炉を使っているため溶湯の均質性は自明とされている（随時、確認のための測定は実施）。そのため、溶湯から採取した少数のサンプルをパックの形に加工してクリアランス測定を実施。 Cs、Sr、アクチニドは溶融過程でほとんど除去されるため、ほとんどの場合、測定対象核種は Co-60 のみ。 Co-60 の放射能濃度はγ線スペクトロスコーピーの結果から評価。Ni-63 等の放射能濃度は、必要に応じて Co-60 の放射能濃度と核種ベクトル（スケールリングファクタ）を用いて評価。 Cs、Sr、アクチニド等の放射能濃度が必要な場合は、測定前放射能濃度の値と溶融時の分配係数を用いて評価（分配係数は実際の溶融炉のデータに基づき決定）。 測定方法は DIN 25457 Part 4 および ISO 11929 に準拠。 TSO が自らの測定装置を用いた測定を行い、処理事業者の測定結果の妥当性を確認。

	金属の利用・処分ルート	<ul style="list-style-type: none"> クリアランス選択肢ごとにクリアランスされた金属の利用・処分ルートを設定。 上記の外に減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設定。
二次廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> 処理委託者に返還（発生者責任）。 放射性の副次物（スラグとダスト）は放射性廃棄物と見なされ、発生生業者の責任において処分や中間貯蔵に係る要件を満たさなければならない。 二次廃棄物の放射能濃度は放射化学分析で測定。 廃棄物の処理計画は、BGE（連邦放射性廃棄物処理機関）の承認を受ける必要がある。 	
溶融クリアランスの実績	<ul style="list-style-type: none"> 1989年より Siempelkamp Metallurgie 社が CARLA 施設で、原子力発電所、研究所、燃料加工施設・ウラン濃縮施設、および廃棄物処理・処分施設等の運転や廃止措置から発生する金属廃棄物の溶融処理を行い、インゴットや廃棄物輸送・貯蔵容器などの鑄造品を製造。 今回の調査の限りでは、操業開始以来トラブルの報告はない。 	
クリアランス申請者が提出する非公開情報の保護	<ul style="list-style-type: none"> 規制当局が積極的に開示することはないが、情報公開法に基づく開示請求がある場合には開示。 	

(b) ドイツにおける代表的クリアランスプロセス（溶融処理を含む場合）

ドイツではクリアランスに係る規制は州政府の所管事項であり、クリアランスの手続き等は州によってかなり異なる点があり、クリアランスプロセス、特に州の規制当局との手続きの細かな内容や手続きの順序やタイミングには州によってかなりの違いがある。また、溶融処理の委託者と処理事業者との所在州が異なる場合には、両州の規制当局による監督が行われるために、手続きが複雑になる。そのような状況を考慮して、図 3.2-1~3 に、無条件クリアランスと特定目的クリアランス²⁰の場合の典型的（平均的）なクリアランスのプロセスを示す。

²⁰ “Specific clearance” は「特定クリアランス」または「個別クリアランス」と訳された例が多いが、“Clearance in individual case” と紛らわしいため、本報告書では、前者を「特定目的クリアランス」、後者を「個別ケースクリアランス」と訳した。

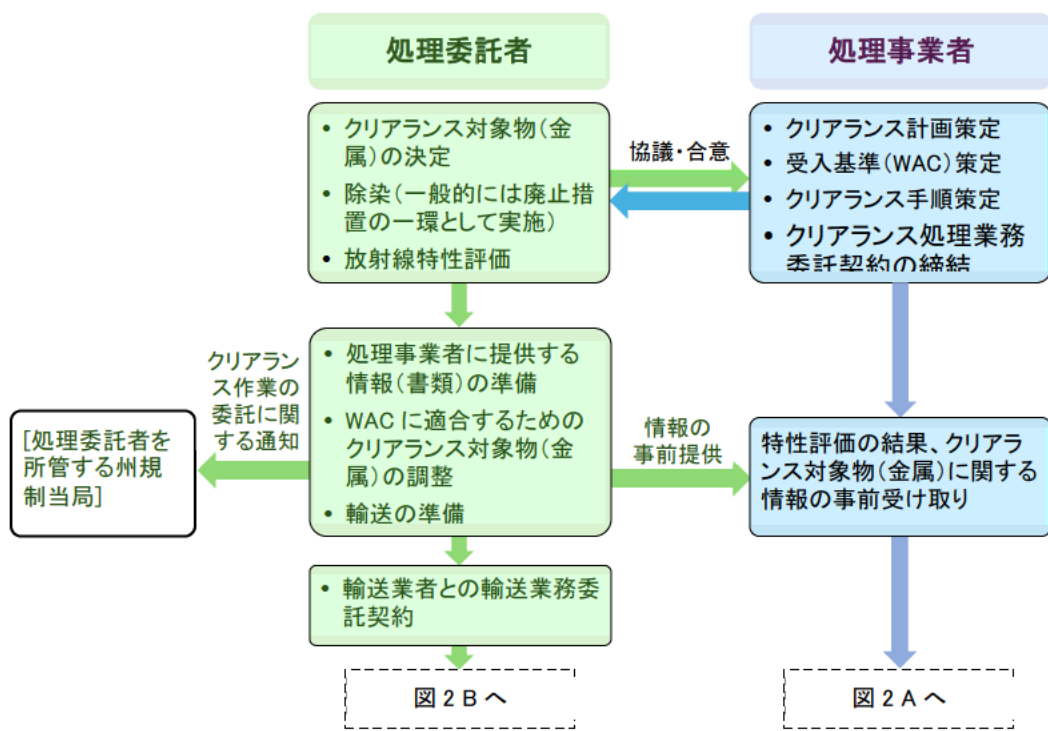


図 3.2-1 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ (その1)

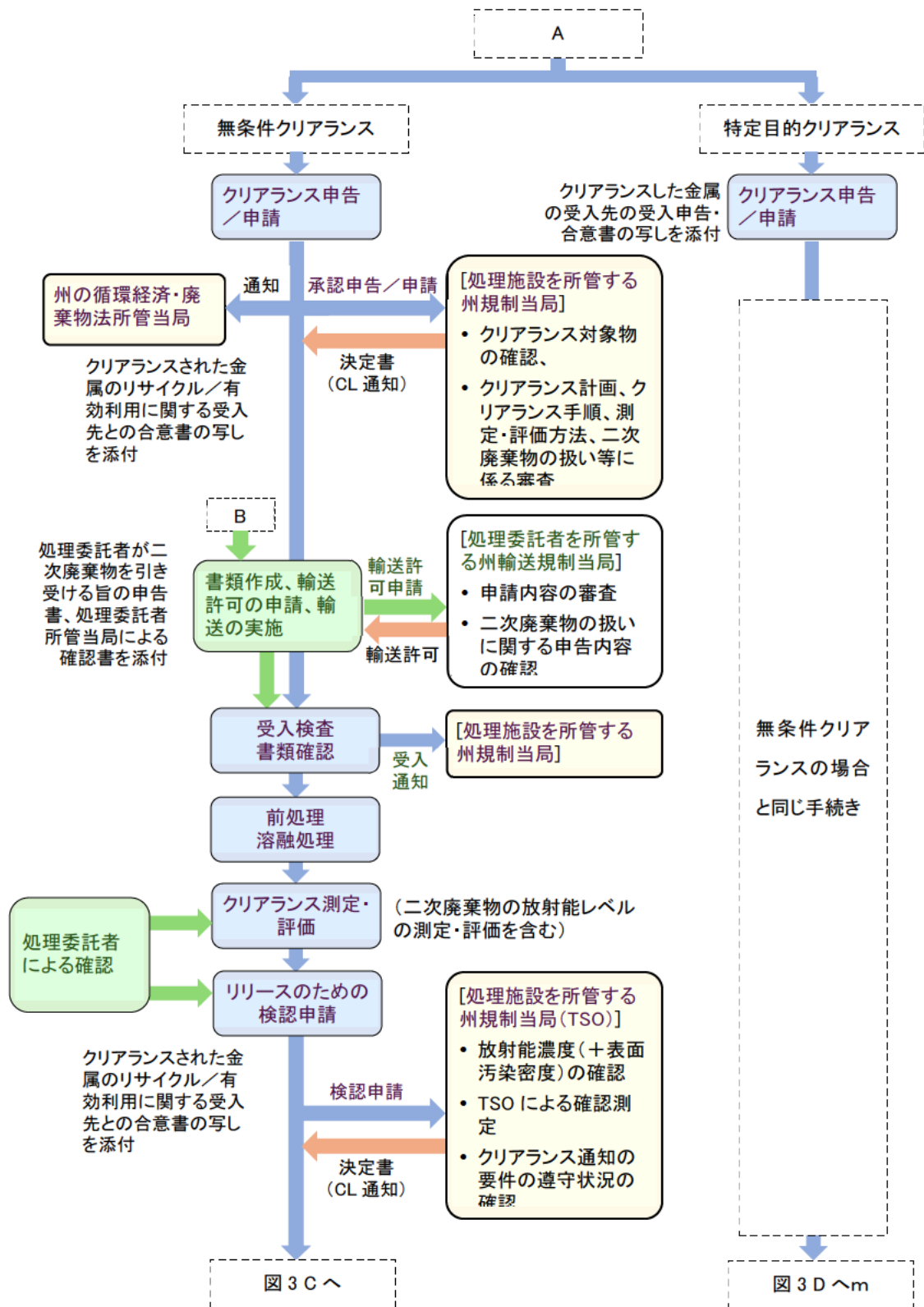


図 3.2-2 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ (その 2)

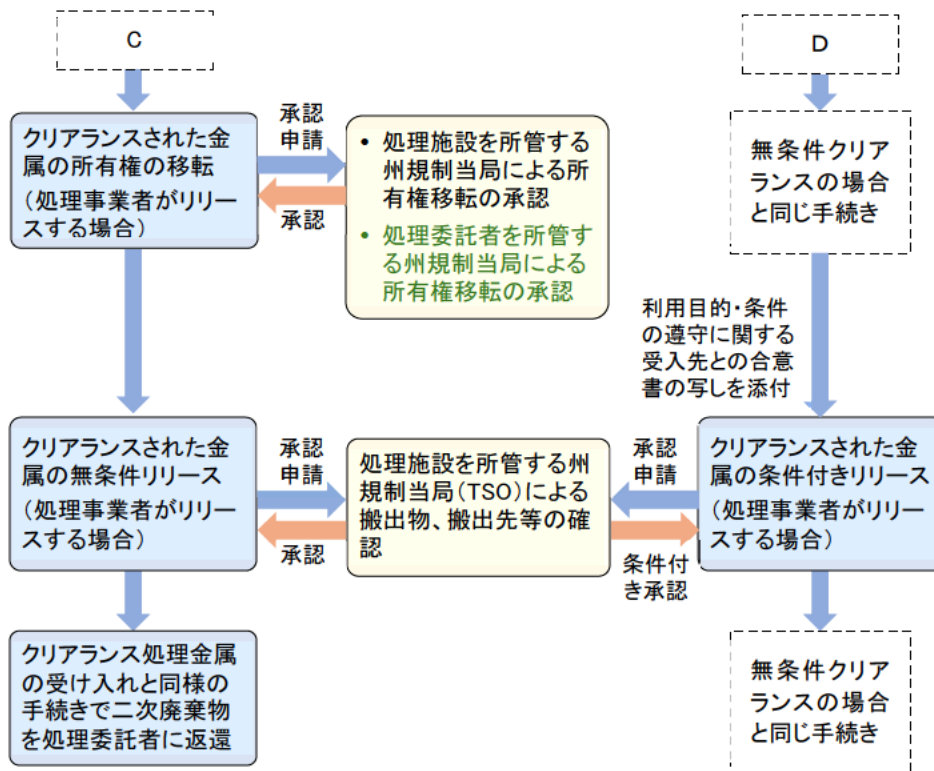


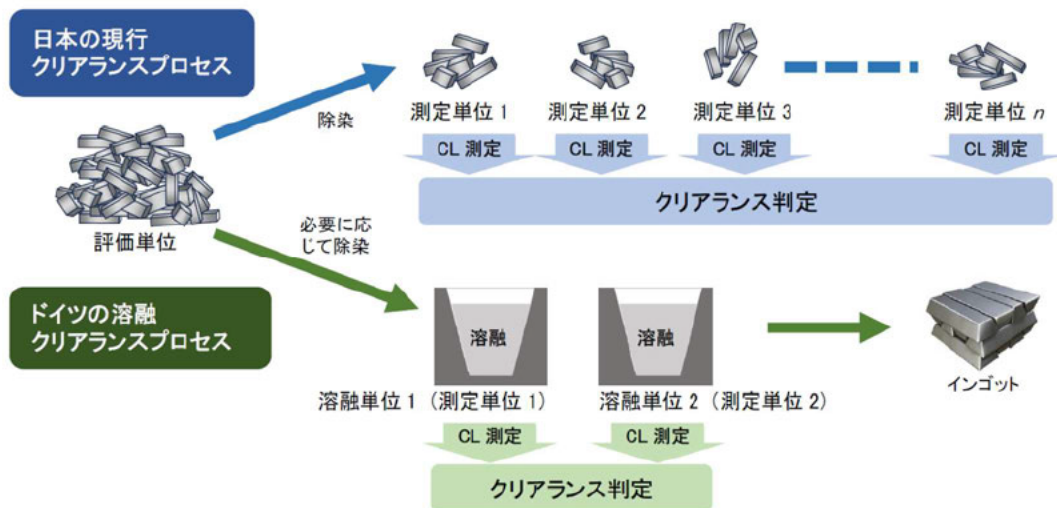
図 3.2-3 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ (その 3)

(c) 鋼材のクリアランスプロセスの日独比較

原子力発電所の廃止措置から発生する鋼材のクリアランスに関して日独で最も違う点は、わが国では無条件クリアランスのみが行われているのに対して、ドイツでは無条件クリアランスに加えて、特定目的のクリアランスレベルを適用する特定目的クリアランスの選択肢、および減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設けてクリアランスの幅を広くしている点である。

鋼材のクリアランスプロセスにおける日独の主な違いを図 3.2-4 に示す。クリアランスプロセスにも、長年にわたるクリアランスの実績に基づき、わが国とは異なる合理的と思われるプロセスが取り入れられている。その代表的なものの一つが、Co-60 に注目したクリアランス測定で、特に熔融処理を行う場合には、セシウム、ストロンチウム、銀、アクチニド等の同位体核種が高温熔融によって溶湯から除去されるために、クリアランス測定にあたっては Co-60 のみを測定すればよい場合もある。

もう一つの合理的な点は、中～高周波誘導炉を使って熔融処理する場合に、均質な溶湯が得られることを前提としている点である。そのために、1回の熔融について採取するサンプルの数は 1～3 個に過ぎない。



	日本の現行クリアランス	ドイツの溶融クリアランス
クリアランス対象金属	<ul style="list-style-type: none"> 機械除染すればクリアランスできると考えられる金属 	<ul style="list-style-type: none"> 基本的にクリアランスできると考えられる金属
溶融前除染	<ul style="list-style-type: none"> $\sum (D_j/C_j) \leq 1$ になるように機械除染 	<ul style="list-style-type: none"> 必要に応じて機械除染など(除染のほとんどは発電所で実施)
溶融	—	<ul style="list-style-type: none"> 溶湯(インゴット)の均質性をア priori に仮定 Sr、Cs、Ag、アクチノイド等の溶融除染(除染係数 10 以上) 溶融時のスラグ等への核種移行係数(分配係数)には実績値を使用
評価単位	<ul style="list-style-type: none"> 10トン以下 評価単位内のいずれの測定単位においても、評価に用いる放射性物質の $\sum (D_j/C_j)$ が 10 を超えないこと 	<ul style="list-style-type: none"> 規定なし
測定単位	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な規定はなし 	<ul style="list-style-type: none"> 溶融処理を行わない場合には、300kg を大幅に超えない平均化単位 溶融処理を行う場合は 1 回の溶融(3 トン程度)が測定単位に相当
クリアランス測定	<ul style="list-style-type: none"> 個々の金属片について測定 放射能濃度評価対象核種のすべてについて放射能濃度を評価 	<ul style="list-style-type: none"> 1 回の溶融バッチから 2~3 個のサンプルを採って測定 通常、Co-60 以外の核種の $\sum (D_j/C_j)$ への寄与が 10% 未満であることが明らかな場合は、Co-60 以外の核種に関する測定は不要
表面汚染	<ul style="list-style-type: none"> 管理区域外持出し基準を適用 	<ul style="list-style-type: none"> 表面汚染クリアランスレベルとして規定されている 表面汚染の平均化面積は最大 1,000 cm²
検認手続き	<ul style="list-style-type: none"> 選択肢なし 	<ul style="list-style-type: none"> 簡素化した「標準手続き」と通常の「個別手続き」
利用ルート	<ul style="list-style-type: none"> 無条件リリースのみ 	<ul style="list-style-type: none"> クリアランス選択肢ごとにクリアランスされた金属の利用・処分ルートを設定 上記の外に減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設定

図 3.2-4 金属のクリアランスプロセスの日独比較 (無条件クリアランスの場合)

(2) ドイツにおけるクリアランス制度の概要

ドイツは、循環経済・廃棄物法の下に、有用な資源をできる限り再利用・リサイクルすることを基本方針とし、クリアランスが国と州による安全規制の下に行われている²¹。

原子力施設の管理区域内にあった物質は汚染または放射化されていると見なされ、そのまま放射線管理区域外に出せないが、例えば下記の物は（必要に応じて除染した後に）放射能レベルが十分に低いことを確認した上で、クリアランスの対象にすることができる。

- 機器やその部品、配管、支持構造物などに使われていた金属（鉄および非鉄金属）、
- 建物の解体から発生する瓦礫、
- 断熱材、ケーブル等。

原子力法、放射線防護法等に基づく継続的な監督の下で、クリアランスされた物をさらに利用またはリサイクルすることは一般的な慣行であり、次のような事例がある。

- 工具、旋盤、工具キャビネット、遮蔽ブロック、土木工事用の鋼桁などの再利用、
- 放射性廃棄物容器製造のための金属のリサイクル、および無条件リサイクル（鉄、アルミニウム、銅）、
- 道路建設、埋立地建設のための瓦礫の利用、
- 各資源サイクルにおける他の物（電子機器スクラップ、ケーブルなど）の利用、
- 原子力発電所の設備や機器の他の原子力施設での再利用。

原子力施設の廃止措置の進展に伴い、建物、最終的にはサイト跡地のクリアランスも行われ、ドイツではいずれも様々な廃止措置プロジェクトで大規模に行われている。

(a) ドイツにおけるクリアランスの選択肢

ドイツにおけるクリアランス選択肢には、表 3.2-2 に示すように、無条件クリアランス、特定目的クリアランス²²、および個別ケースクリアランスの3種類があり、クリアランスされる物質等の性質、発生源、使用履歴などを考慮し、クリアランスの目的に応じて使い分けられている。

なお、放射線防護令第31条第(5)項は、「所管当局は、汚染または放射化がないことが適切な測定で証明されている場合には、クリアランス実施要件の適用免除を認めるものとする」と規定しており、管理区域に由来する物質や物品でも「放射性ではないもの」として規制免除されたものは自由にリリースできることになっている。規制免除についてはその概要を添付資料3付録6に記す。

²¹ 参考資料：National Reports of the Federal Republic of Germany for the Review Meetings for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 2022

²² “Specific clearance”は「特定クリアランス」または「個別クリアランス」と訳された例が多いが、“Clearance in individual case”と紛らわしいため、本報告書では、前者を「特定目的クリアランス」、後者を「個別ケースクリアランス」と訳した。

表 3.2-2 ドイツにおけるクリアランス選択肢

選択肢	対象物
無条件クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> ● 固体および特定の液体物質
特定目的クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> ● 掘削された土地の埋め戻しや路盤材などに使う年間 1,000 トン以上の瓦礫 ● 住宅、産業ビルなどの建設などに使われる土地 ● 一般の埋立地に処分する年間 100 までの固体物質 ● 焼却炉で処分する年間 100 トンまでの固体物質または液体物質 ● 一般の埋立地に処分する年間 1,000 トンまでの固体物質 ● 焼却炉で処分する年間 1,000 トンまでの固体物質または液体物質 ● 継続利用または再利用する建物、部屋、部屋の一部、構造部材 ● 解体する建物、部屋、部屋の一部、構造部材 ● 鋳造所、製鉄所など一般の熔融施設で熔融してリサイクルするスクラップ金属
個別ケースクリアランス	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射線防護令が定める基本要件を満たさないために特定目的クリアランスの対象にならない場合 ● 水溶液などの液体で、放射線防護令にクリアランスレベルが定められていない場合、等

(b) 無条件クリアランス (Unrestricted clearance)

放射線防護令が定める単位質量当たりおよび表面汚染密度に関するクリアランスレベルを満足する固体と特定の固体は、無条件クリアランスすることができる。無条件クリアランス（フリーリリース）された固体物質は如何なる目的にも自由に利用することができる。（クリアランスレベルが現在の値の 10 倍であった RP 89²³の下では、無条件クリアランスされた金属でも原子力産業内でリサイクルすることが望ましいとされていた。）液体の場合には、クリアランス選択肢の適用は、オイル、油性液体、有機溶剤、冷却剤に限定される。これは、これらの液体の放射能濃度が濃縮プロセスによって容易に増すことがないためである。

なお、放射性防護令が定めるクリアランスレベルは、金属成分と非金属成分で構成される複合材には適用されない。

(c) 特定目的クリアランス (Specific clearance)

クリアランスの目的が、表 3.2-2 に示した特定の目的である場合には、無条件クリアランスではなく、放射線防護令の第 32 条第 (3) 項および 36 条に規定されている物質等の種類に特有な特性を考慮した特定目的クリアランスのみが可能である。特定目的クリアランスの可否判断には、特定目的クリアランス用クリアランスレベルが適用される（表 3.2-3 参照）。特定目的クリアランスされた物質等については、再利用・リサイクルの形態や廃棄が制限されるとともに、その第三者への譲渡や所有権の移転先も制限される。

²³ “Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations”, EU, 1998

表 3.2-3 クリアランスレベルの例

1欄	2欄	3欄	5欄	特定クリアランス									14欄	15欄
				6欄	7欄	8欄	9欄	10欄	11欄	12欄	13欄			
放射性核種	免除限度	免除限度・固体及び液体の無条件クリアランス	表面汚染	年間1000kg/超への建築がれき	床面に関する値	年間100kgまでの固体物埋立埋処分する	焼却施設で処分する年間1000kgまでの物質	埋立埋処分する年間1000kgまでの固体物	焼却施設で処分する年間1000kgまでの物質	再利用またはリサイクルされる建造物	解体される建造物	リサイクルされる金属スクラップ	半減期	
				Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/cm ²	Bq/cm ²		Bq/g
H-3	1E+9	1E+2	1E+2	6E+1	3	6E+4	1E+6	6E+3	1E+6	1E+3	4E+3	1E+3	12.3a	
C-14	1E+7	1	1E+2	1E+1	4E-2	4E+3	1E+4	4E+2	1E+4	1E+3	6E+3	8E+1	5.7E+3a	
Cl-36	1E+6	1	1E+2	3E-1		3	3	3E-1	3E-1	3E+1	3E+1	1E+1	3.0E+5a	
Ca-41	1E+7	1E+2				2E+2	1E+3	2E+1	1E+2				1.0E+5a	
Sc-46	1E+6	1E-1	1	1E-1	4E-2	8	9	2	2	1	1E+1	3E-1	83.8d	
Mn-54	1E+6	1E-1	1	3E-1	9E-2	1E+1	1E+1	6	6	1	1E+1	2	312.1d	
Fe-55	1E+6	1E+3	1E+2	2E+2	6	1E+4	1E+4	7E+3	1E+4	1E+3	2E+4	1E+4	2.7a	
Fe-59	1E+6	1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	3E+1	1E+1	44.5d	
Co-58	1E+6	1	1	2E-1	8E-2	1E+1	1E+1	5	5	1	3E+1	1	70.9d	
Co-60	1E+5	1E-1	1	9E-2	3E-2	6	7	2	2	4E-1	3	6E-1	5.3a	
Ni-59	1E+8	1E+2	1E+2	3E+2	8	3E+3	1E+4	3E+2	3E+3	1E+3	9E+4	1E+4	7.6E+4a	
Ni-63	1E+8	1E+2	1E+2	3E+2	3	1E+4	6E+4	1E+3	6E+3	1E+3	4E+4	1E+4	100.6a	
Zn-65	1E+6	1E-1	1	4E-1	1E-2	1E+1	1E+1	8	3	2	2E+1	5E-1	244.2d	
Sr-90(+)	1E+4	1	1	6E-1	2E-3	6	4E+1	6E-1	4	3E+1	3E+1	9	28.8a	
Nb-94	1E+6	1E-1	1	1E-1	5E-2	1E+1	1E+1	3	3	5E-1	4	4E-1	2.0E+4a	
Nb-95	1E+6	1	1	3E-1	1E-1	1E+1	1E+1	6	6	1	6E+1	1E+1	35.0d	
Tc-99	1E+7	1E+0	1E+2	6E-1		7	6	7E-1	6E-1	7E+1	7E+1	4E+1	2.1E+5a	
Ru-106(+)	1E+5	1E-1	1E+1	1	3E-1	7E+1	1E+2	2E+1	2E+1	6	5E+1	1	372.6d	
Ag-108m(+)	1E+6	1E-1	1	1E-1	7E-3	9	1E+1	1	1	5E-1	4	8E-1	418.0a	
Ag-110m(+)	1E+6	1E-1	1	8E-2	7E-3	6	6	2	6E-1	5E-1	4	5E-1	249.8d	
Sb-124	1E+6	1	1	5E-1	4E-2	9	9	3	9E-1	1	2E+1	5E-1	60.2d	
Te-123m	1E+7	1	1E+1	2	7E-3	1E+2	1E+2	4E+1	3E+1	1E+1	2E+2	1E+1	119.5d	
I-129	1E+5	1E-2	1	6E-2		6E-1	6E-1	6E-2	6E-2	8	8	4E-1	1.6E+7a	
Cs-134	1E+4	1E-1	1	1E-1	5E-2	1E+1	1E+1	3	1	6E-1	5	2E-1	2.1a	
Cs-137(+)	1E+4	1E-1	1	4E-1	6E-2	1E+1	1E+1	8	3	2	1E+1	6E-1	30.0a	
Ba-133	1E+6	1E-1	1			4E+1	8E+1	1E+1	1E+1			2	10.5a	
Eu-152	1E+6	1E-1	1	2E-1	7E-2	1E+1	1E+1	4	4	8E-1	6	5E-1	13.5a	
Eu-154	1E+6	1E-1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	7E-1	6	5E-1	8.6a	
Tb-160	1E+6	1	1	2E-1	7E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	2E+1	6E-1	72.3d	
Ta-182	1E+4	1E-1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	1E+1	5E-1	114.7d	
Pu-239(+)	1E+4	1E-1	1E-1	8E-2	4E-2	1	1	5E-1	1	1E-1	2	2E-1	2.4E+4a	
Pu-241(+)	1E+5	1E+1	1E+1	2	4	1E+2	1E+2	4E+1	1E+2	1E+1	9E+1	1E+1	14.3a	
Am-241	1E+4	1E-1	1E-1	5E-2	6E-2	1	1	1	1	1E-1	3	3E-1	432.8a	

【リサイクルを目的とするスクラップ金属のクリアランス】

スクラップ金属は、機器の交換や改造の際に発生するほか、原子力発電プラントの解体時にも大量に発生する。ドイツでは、そのようなスクラップ金属を可能な限り再利用可能な金属としてリサイクルするために、無条件クリアランスだけでなく、金属についても一定の要件が課された特定目的クリアランスの選択肢が設けられている。

金属のリサイクルのための特定目的クリアランスを行う場合には、クリアランスされた金属の利用に当たって必ずその金属を溶融しなければならない。リサイクル用に特定目的クリアランス（条件付きリリース）された金属は、リリースされる物質等の特性等によって、使用、回収、処分、保有または第三者への譲渡などに対する制限が課され、それらの条件が満たされるまでは依然として放射性廃棄物と見なされ規制管理下に置かれる。具体的には、特

定目的クリアランスされた金属（Co-60 の例では、放射能濃度 ≤ 0.6 Bq/g）を再利用する際には、クリアランスされた金属と他の金属の混合比が 1 : 10 であることを保証できる工場、あるいは 1 暦年あたり少なくとも 40,000 トンの処理能力がある工場です再溶融して利用しなければならない。

金属の無条件クリアランス（フリーリリース）、特定目的クリアランス（条件付きリリース）、およびその他の利用ルート等を図 3.2-5 に、単純化して示す。

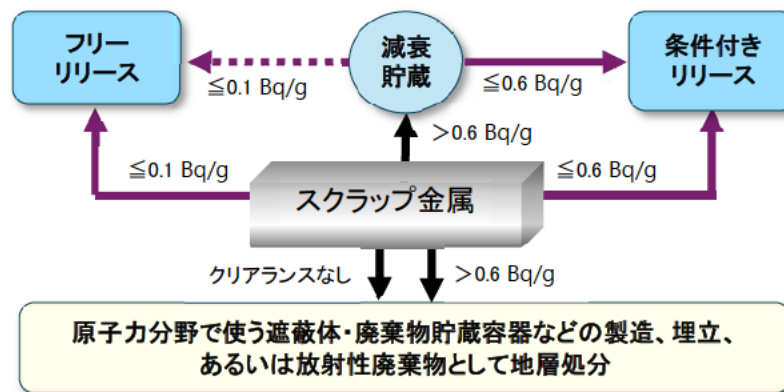


図 3.2-5 スクラップ金属の多様な処理・処分ルート

金属の無条件クリアランスは、スクラップの形のままで行われる場合も溶融処理して行われる場合もある。溶融処理を行う場合には、溶融による除染効果も期待できる。

原子力発電所の廃止措置から発生する金属の処理・処分ルートには、クリアランスと地層処分の外にも、減衰貯蔵や、クリアランスを経由しないで廃棄物貯蔵容器などの製造に利用するルートもある。このように多様な処理・処分ルートがあるため、地層処分と再利用を合せて総合的な戦略を柔軟に検討・立案することができる。

なお、一旦あるクリアランス選択肢を選び、規制当局の承認を得た後に別のクリアランス選択肢を変更する場合には、通常、改めてクリアランス実施の申告が必要である

(3) 溶融後インゴット線量評価値の代表性：インゴットの均質性、サンプリングの考え方

スクラップ金属の一般的なクリアランス手順と規制手続きの流れ(図 3.2-6 参照)の中で、「溶融後インゴット」は、STEP4に位置づけられる。STEP4 の手順の内容及びそれに関連する事項として、インゴットの均質性、サンプリングの考え方等を次頁以降に記述する。

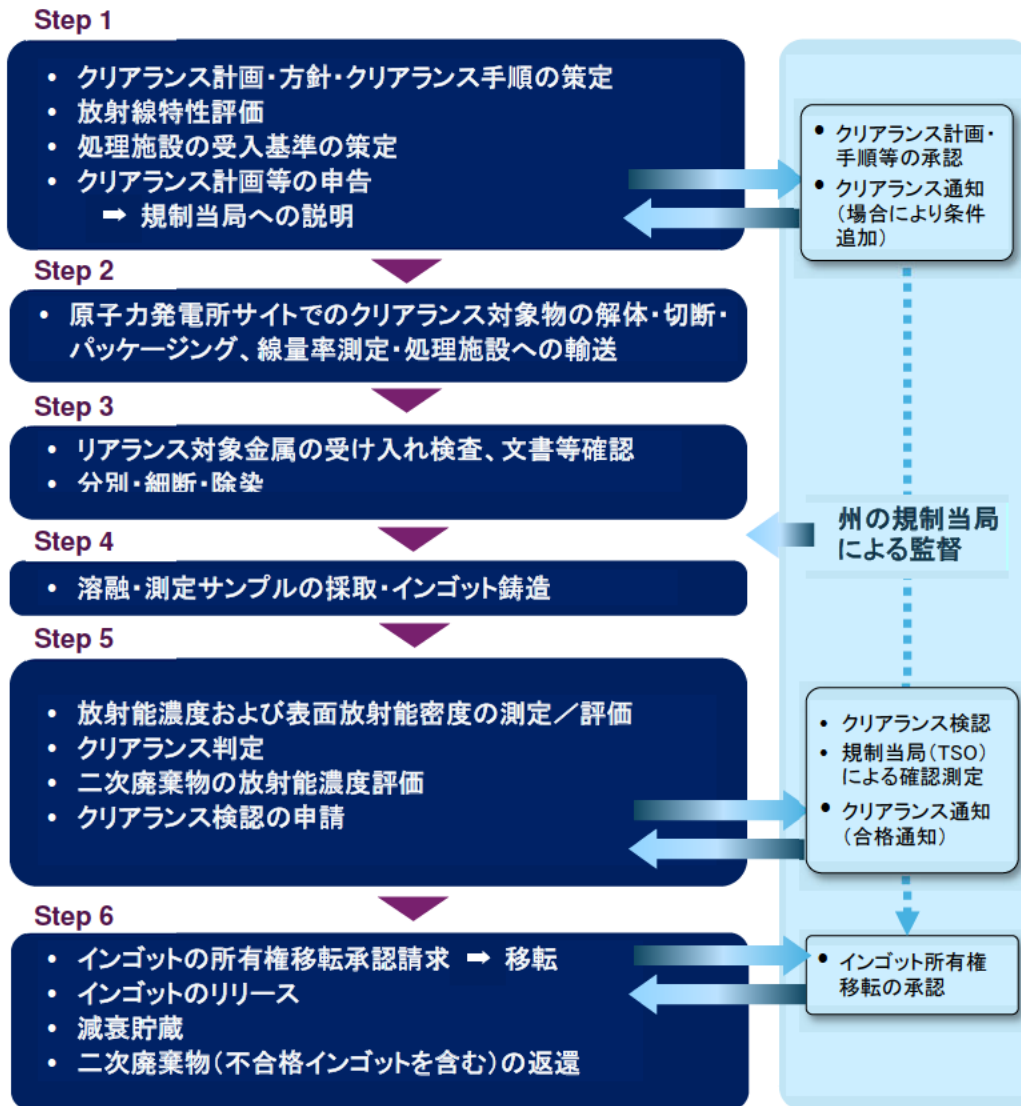


図 3.2-6 ドイツにおけるスクラップ金属のクリアランスの手順と規制介入の概要

(a) スクラップ金属の溶融

溶融処理には、一部の放射性核種を高い割合で除去できること、クリアランス測定が容易になること、減容率が大きいこと、処理製品が安定で取扱性がよいなどの利点がある。

スクラップ金属の溶融には誘導炉が使われている。Siempelkamp Metallurgie 社の場合、溶融速度だけでなく、電磁攪拌能力を考慮して、図 3.2-7 に示す容量 3.2 トンの中周波誘導炉（溶融速度：2 トン／時）が採用されている。

Siempelkamp Metallurgie 社の CARLA では、溶融炉は施設内の負圧に維持された内部ハウジング内に設置されている。この溶融炉は主に鉄スクラップの溶融に使われるが、耐火物（るつぼ）を置き換えることで非鉄金属を溶融することもできる。



図 3.2-7 Siempelkamp Metallurgie 社の誘導炉

(出典) Thomas Kluth (Siempelkamp Nukleartechnik GmbH), "Utilization of External Capacities as an Integral Component of Concepts for Residues and Dismantling Using the Example of the CARLA-Plant", Symposium on Recycling of metals arising from operation and decommissioning of nuclear facilities, April 8-10, 2014

(b) 溶湯・インゴットの組成の均質性

TÜV Nord によると、ドイツでは、誘導炉を使った溶融処理では、高温と対流攪拌効果による溶湯の均質性が、長年にわたる鑄造業等の経験に基づき、一般的に認められた事実であると考えられており、インゴットの非均質性が問題になることはないとのことである。ただし、随時、同一溶融バッチから採取した複数のサンプルに関する測定によって、均質性の確認が行われるとのことである。

(c) 溶融前除染および溶融による核種ごとの放射能濃度比（スケーリングファクタ）の変化

TÜV Nord によれば、原子力発電事業者が放射線特性評価時に算出したスケーリングファクタ (SF) は、金属の溶融時に放射性核種の移行・分配が生じるために、溶融後の放射能濃度の評価には使われず、SF が使われる場合には、処理施設において溶融時の核種分配係数（移行係数）を考慮して修正した SF が使われるとのことである。

また、TÜV Nord の見解では、溶融前に物理的な除染（ブラスト除染など）が行われても SF

の変化は無視でき、Ni-63 等の放射能濃度は、Co-60 を key 核種とする元の SF を用いて評価できるが、酸などを使う化学的に行われた場合には SF が変化する可能性があるという。

(d) 希釈の禁止

放射線防護令第 34 条は、クリアランス測定・評価の対象物の放射能濃度を下げてクリアランスレベルを満足することを目的として、放射能のない、あるいは放射能濃度が低い物質等を意図的に混合し希釈することを禁止しているが、TÜV Nord は、スクラップ金属の熔融処理は、クリアランス対象金属に他の一般スクラップ金属を混合するものではなく、「均質化・除染」であって「希釈」には当たらないとしている。

(e) 熔融処理の利点： 熔融除染とクリアランス測定の容易化

TÜV Nord は、熔融処理の利点として、① ストロンチウム、セシウム、銀、ヨーロッパウム、アクチニド同位体核種の多くが熔融過程で除去される熔融除染の効果と、② 汚染が不均一で複雑な形状のスクラップ金属や、アクセスできない表面を持つためにクリアランス測定が困難なスクラップを均質なインゴットにすることで、クリアランス測定が容易になり、労力が大幅に節減できるという点を挙げている。また、H-3（トリチウム）や C-14 は熔融過程でほとんどが除去されるので、初めから放射能濃度評価核種として選択する必要がないとしている。

ただし、TÜV Nord は、熔融時の核種の移行係数（分配係数）が誘導炉の仕様や熔融温度によって異なってくるため、文献調査によるのではなく、実際に使う誘導炉を用いて測定することを推奨している。

(f) サンプルング

前述したようにドイツでは、溶湯とインゴットの均質性は自明のこととされているため、通常は、溶湯から採ったわずかな量のサンプルで造ったパックと呼ばれる測定用サンプル（図 3.2-8）についてクリアランス測定を行うだけで、溶湯（インゴット）の均質性を確認するための測定・試験を行うことはない。

放射線防護令は、「単位質量当たりの放射能濃度を定める平均化質量が 300kg を大幅に超えてはならない」と規定しているが、TÜV Nord によれば、熔融処理を行った場合には、実際に最終的なクリアランス測定（判定測定）に必要なサンプル数は最少で 2 個（測定用と保管用）あればよいという。通常は、このほかに、処理施設の所管規制当局が TSO に確認測定を行わせるためのサンプル（通常は 1 個）が必要である。処理委託者の所管規制当局が処理施設を所管する規制当局と異なる場合には、処理委託者が自ら測定するためのサンプルを要求する場合もある。

TÜV Nord の経験では、同じ溶湯から採った複数のサンプルの間に、スラグによる汚染があったケースを除いて、放射能濃度に有意な差があった事例はない。処理事業者は、通常の作業の間に随時溶湯からいくつかのサンプルを採って均質性を確認することができ、施設の試運転時に均質性確認試験を行うこともある。



図 3.2-8 クリアランス測定用サンプルの例
(それぞれ上の写真が測定用に調製したもの)

(出典) Thomas Kluth (Siempelkamp Nukleartechnik GmbH), "Utilization of External Capacities as an Integral Component of Concepts for Residues and Dismantling Using the Example of the CARLA-Plant", Symposium on Recycling of metals arising from operation and decommissioning of nuclear facilities, April 8-10, 2014

(4) 処理事業者がクリアランス基準を満たすための、原子力事業者から受け渡すデータの種類・粒度・サンプル数等

スクラップ金属の一般的なクリアランス手順と規制手続きの流れ(図 3.2-6 参照)の中で、「原子力事業者からデータの受け渡し」は、STEP1 に位置づけられる。STEP1 に関連する事項として、次頁以降に記述する。

(a) クリアランス手順書

クリアランス処理事業者は、業務手順書の一部としてクリアランス手順書を作成し、クリアランス申告に係る承認の過程で所管当局による承認を得る必要がある。クリアランス手順書には、クリアランスの対象とするスクラップ金属に関するクリアランス方針の策定、放射線特性評価の内容とそれから得られるデータ、クリアランスの種類、クリアランス処理作業の内容、クリアランス測定の方法、クリアランス測定の結果の規制当局による確認(検認)、検認後の金属の事業所外への搬出まで、すべての手順を定める必要がある。

州の規制当局がクリアランスの規制に関するガイドライン等を作成している場合には、クリアランス手順書にそれを反映する必要がある。

(b) 放射線特性評価

クリアランスプロセスの初期段階での最も重要な作業はクリアランス対象物候補に関する放射線特性評価(予備的な放射線測定)であるが、それはドイツではプラントの除染などとともに廃止措置作業の一環として行われる。放射線特性評価の内容には、通常、クリアランスに必要な事項も含まれ、代表サンプルに関する放射線検出器を用いた測定や放射化学分析などによる測定に基づき、運転履歴を考慮して、クリアランス対象金属の汚染の状況・性状、汚染物質である放射性核種の種類、分布、組成などが評価される。場合によっては、測定対象物中の放射能濃度分布の均一性を確かめるために追加の測定が必要になることもある(特に溶融を行わない場合)。また、必要な場合には、事前に除染を行ってから放射線特性評価が行われることもある。代表サンプリングの採取方法等は、手順書に記された(あるいは別途作成された)サンプリング方針に従って行われる。

ドイツにおける放射線特性評価の内容は概ね IAEA の推奨に沿っているとのことである。

放射線特性評価にあたっては、プラント、プラントの部分、あるいはシステムの代表的な

場所でサンプルを採取し、サンプル中に存在するすべての放射性核種（アルファ、ベータ、ガンマ線放出核種）に関する核種分析（放射化学分析など）が行われる。（通常、重要なすべての放射性核種の核種ベクトルを決定できるように、いわゆる「完全分析」を行う必要がある。）その際には、運転履歴に基づき ORIGEN などの核種生成消滅計算コードを用いた解析によって放射能濃度が求められる場合もある。それによって放射性核種の放射能濃度比データ（核種ベクトル）と放射能の分布が決定される。なお一般的に、放射能濃度を決める平均化質量は、測定単位である 300kg を大幅に超えないようにする必要がある。放射線特性評価の最重要アウトプットは、クリアランス測定（評価）に使われる放射性核種の放射能濃度データ（および核種ベクトル）である。放射能濃度の測定・評価には Co-60 や Cs-137 を key 核種とするスケーリングファクタ (SF) が使われることもある。（なお、アルミニウム等については必ずしも SF が適用できない。）

クリアランス対象金属は、放射線特性評価の結果に基づき、クリアランスの種類（無条件クリアランス、特定目的クリアランス）に従って初期の物質分類が行われ、物質の種類や発生源に関してできる限り均質なバッチに分類される。

放射能濃度評価の対象とする核種は処理委託者または処理事業者が決定し、クリアランス測定方法、放射線検出器などは、実際にクリアランス測定を行う処理事業者が決める。

放射線特性評価での表面汚染測定には、直接的方法と間接的方法（拭き取りサンプルを使った測定など）が使われる。汚染の浸透がある場合には測定の不確かさが著しく増すために、それらの方法と他の測定方法を組み合わせて使うことが望ましい。

(c) クリアランス申請（申告）

クリアランスプロセスを実施するには、クリアランス処理事業者が州の規制当局に対してクリアランス申請（申告）書（application）を提出する必要がある。申告を受けた規制当局は、まず申請者が放射線防護法第 12 条の定める適格者であることを確認する。

規制当局がクリアランス・リサイクルの可否と適切性を確認するには、スクラップ金属の決定からクリアランス検認を受けた金属の払い出しまでのクリアランスプロセスの個々のステップを明確に確認する必要がある。クリアランスのプロセスは、処理事業者と処理委託者の内部規定に従って管理されるが、多くの州では、処理施設が設ける諸々の要件（処理事業者の受入条件など）が確実に実施されるように、それを当局に提出し予め承認を受ける必要がある。当局による確認事項は州によってかなり異なる。例えば、TÜV Nord が関わっているケースでは、放射線防護上必要な事項（施設の受入基準を含む）のみが確認され、処理施設の細かな受入条件等は処理委託者と処理事業者の間の委託契約の問題であるとされ、確認の対象にはなっていない。

規制当局は、クリアランスプロセスの手順を承認する前に、必要なすべての要件が満たされることを文書によって確認する。そのため、申請書にはクリアランス計画に加えて、クリアランス手順書や処理事業者の受入基準など、必要な文書が添付される。

州によっては、処理事業者が行う検査や測定と TSO が実施する監督のすべてを記載し、検査や測定の実施者が署名する「クリアランススケジュール」が使われることもある。このクリアランススケジュールを使うことで、すべての作業や検査が確実に行われるとともに、ク

クリアランスに係る図書作成が容易になる。

州の規制当局は、TSO の支援を得て、クリアランス申告と添付文書の内容の適切性を審査し、適切であれば、各々の手順や方法等について申請者と合意し、合意事項をクリアランスプロセスの実施に係る要件とし、TSO が行う検査の範囲と深さを決定し、申告内容を承認して、クリアランス通知で処理事業者の放射線防護責任者に伝える。その際、付帯要件が付けられることもある。クリアランス通知は、処理事業者の放射線防護責任者によるクリアランス通知の遵守状況を規制当局が随時確認することを前提条件として出される。

クリアランス通知の受領後は、処理事業者は、クリアランス通知に記されたすべての要件に適合するようにクリアランス処理事業を運営・管理しなければならない。

工程の途中でクリアランスプロセスの変更につながる事由が生じた場合には、当局の承認の下に監督手続きに従って、クリアランス通知（決定通知）に明記された基本的な運用規則に対するすべての変更が実施されるまで、物質等のクリアランス作業を行ってはならない。

クリアランスに関連して作成される文書は少なくとも 30 年間は保管しなければならず（放射線防護令）、それによりクリアランス物の追跡可能性が確保される。

3.2.2 原子力発電所事業者から受け取るクリアランス対象金属に関する情報

原子力事業者から受け渡すデータについて、TÜV Nord に対するヒアリング調査で確認した。その内容を以下に記載する。

(1) 放射線特性評価に関する要件

原子力発電事業者が行う解体廃棄物に関する放射線特性評価は、廃止措置作業の一環として行われる作業であり、それに関する要件は原子力発電所の廃止措置許可手続きの際に州の所管当局によって審査・承認される事項である。放射線特性評価の内容（要件）には、通常、クリアランスに必要な事項（重要核種の放射能濃度の評価や核種ベクトルの決定など）も含まれるが、クリアランスに係る規制当局がその審査・承認に関与することはない。

クリアランスに係る規制当局の所管事項は、プロセスの安全な実施とクリアランス検認であり、放射線特性評価に関連する事項としては、クリアランス対象金属の溶融施設の受入基準への適合性と輸送に係る安全要件への適合性が主な関心事である。

通常、クリアランス申請に先だって、クリアランス対象物候補が（溶融処理を行う場合も含めて）実際にクリアランスレベルに適合できるか否か、放射線特性評価の結果に基づく評価が行われる。そのための放射線特性評価の要件に関してはドイツにも IAEA の GSG-18 に記された要件に相当するガイダンスがあるが、それは原子力事業者または処理事業者が参考にするためのものである。

(2) クリアランスに重要な放射線特性評価データ

放射線防護の観点からは、処理施設の受入基準に関連するクリアランス対象物の線量率と表面汚染に関する情報が重要である。

溶融除染の前には、クリアランスレベルに適合できるか否かの評価を行わなければならない。そのために、原子力事業者は、難測定放射性核種を含む核種ベクトル (NV) を提供する必要がある。特定の key 核種に対する難測定放射性核種の割合を表すスケールリングファクタは暗黙的に NV の一部である。金属を溶融する際には、放射性核種が金属中に保持される割合およびスラグやダストに移行する割合が核種によって異なるために核種の分配が生じ、スケールリングファクタが大幅に変化することがよくある。

(3) 放射能濃度評価対象核種の選定

通常、放射能濃度評価対象放射性核種 (significant nuclides) は、処理事業者が、原子力事業者から提供された放射線特性評価データに基づいて決める。

4. 日米等の規制機関における人材育成・確保の手法、体制・意思決定メカニズム及びこれらに係る産業界の関わり方の整理・比較

4.1 人材育成・確保の手法

4.1.1 米国

NRC の人材採用と研修に関しては、詳細な調査結果を添付資料 4 にまとめた。ここでは、この調査結果から抜粋して、NRC の人材確保の状況と人材育成への取組について示す。

(1) NRC の人材確保の状況

NRC の人材確保は現在、非常に厳しい状況にある。2024 年 12 月に NRC 監察総監室（OIG : Office of the Inspector General）が NRC の人員採用と定着活動に関して発行した監査報告書²⁴によると、NRC の目標は、予想される職員の減少に対処し、将来予想される仕事量の増加に備えるため、初級レベルおよび中堅レベルの採用に重点を置き、職員の採用と定着を通じて質の高い労働力を維持することである。NRC のスタッフの 3 分の 1 がすでに退職資格を満たしているため、職員の採用と定着は極めて重要である。

2023 年度の離職者数 199 人は、いわゆる「離職率」とすると 7.4%である。米国連邦政府の離職率は 7~9%で、ベンチマークによると離職率が 10%未満であれば管理可能と考えられているため、NRC の離職率は妥当である。一方、NRC の 2023 年度の採用数は目標を 30%も下回った。2024 年 12 月の監査組織 OIG の監査報告書によると、NRC は米国政府の競争的サービスの採用に関する要件が除外されているにもかかわらず、採用プロセスには 8 つの異なるステップがあり、補充するポストを特定してから応募者にオファーするまでに平均 148 日かかる。これは、米連邦政府人事管理局（OPM : Office of Personnel Management）が連邦機関の採用に要する時間指標としている 80 日のほぼ 2 倍であり、OPM の計算では中規模の政府機関 24 機関中 23 位となる。採用期間が長くなると、NRC は空席の長期化に悩まされ、他の求人に応募者を奪われるリスクがある。

さらに、NRC は近い将来に先進的原子炉の申請が殺到すると予想しており、一部の申請者はエネルギー省の先進的原子炉実証プログラム（ARDP）の下で厳しいスケジュールに縛られた資金提供を受けているため、先進的原子炉の審査に必要な職員を十分に確保することが NRC にとって難しいかもしれない。採用、転勤、および定着のインセンティブと採用戦略を評価するための手段とベンチマークがなければ、NRC は今後数年間にライセンス審査を実施するために必要な知識豊富な職員を十分に確保するための取り組みについて、その有効性を判断できないことになるだろう。

²⁴ NRC Office of the Inspector General, “Audit of the U.S. Nuclear Regulatory Commission’s Recruiting and Retention Activities” (OIG-NRC-25-A-03), December 18, 2024.

(2) NRC における人材の育成

(a) 新卒採用者の教育訓練

NRC は、大学または大学院を最近卒業した新入社員向けに、長年にわたり原子力安全専門職育成プログラム (NSPDP : Nuclear Safety Professional Development Program) を運営してきたが、2020 年以降は、2020 年に開始された原子力規制官研修ネットワーク (NRAN : Nuclear Regulator Apprenticeship Network) と呼ばれる非常に類似した後継プログラムに徐々に置き換えてきた。約 3 年の間、両プログラムが重複して用いられた後の 2023 年 2 月に、関連するプログラムの概要を示す NRC 管理指令 (MD 10.78)²⁵ の再発行で、これに記載されたプログラムの名前が NSPDP から NRAN に変更されたことで、古い NSPDP プログラムは新しい NRAN プログラムに正式に置き換えられた。ここでは、NRAN の内容を示す。

2020 年に入職した最初の研修生グループを皮切りに、NRC は現在、新卒採用者向けの独自の研修プログラム「原子力規制官研修ネットワーク (NRAN)」を運営しており、年間約 25 名の初級エンジニアと科学者に適用している。NRAN の最終目標は、職員グループに NRC 職員が必要とするスキルを訓練し、その後の 1.5 年間から 2 年間のトレーニングを通じてそれらのスキルを習得させることである。2 年後、参加者は多くの経験を積み、その後 NRC 本部または 4 つの地域 NRC オフィスのいずれかで、NRC 全体として雇用された常勤職に就く。

原子力規制官研修ネットワーク (NRAN) は、NRC で昇進志向のキャリアをスタートさせたいと考えている全国の優秀なエンジニアと科学者を対象とした、有給のフルタイム 18 か月トレーニング プログラムである。NRAN に参加する職員は、最近大学を卒業した学生であり、彼らの成長と NRC のキャリアパスについて、メンターとリーダーの両方から指導される。このプログラムは、機関全体の複数の分野でスキル開発に重点を置くことで、バランスの取れた規制官を育成するように設計されている。最初のトレーニングでは、規制と技術の基礎だけでなく、いわゆるソフトスキルもカバーされる。トレーニングを無事に修了すると、候補者は 3 ~ 4 回の研修に参加して、さまざまなスキルと経験を身に付ける。

このプログラムの最初のグループは 2020 年 6 月に開始され、続いて 2 番目のグループは 2022 年に、3 番目のグループは 2024 年に開始された。2026 年のグループの募集は 2025 年の秋に開始される。2 年に 1 回開始される各グループは、約 23 名のメンバーで構成されている。

NRAN の参加者は、優れた学業成績と、チャレンジングな専門職の任務で高い成果を上げる可能性の両方を備え、工学、物理科学、または保健物理の学士号、修士号、博士号を最近取得している必要がある。NRC は通常、次の要素に基づいて応募者を評価する。

- ・ 4.0 満点で 2.95 以上の成績平均点 (GPA)
- ・ 受賞歴や表彰歴
- ・ 課外活動または仕事関連の活動
- ・ 対人スキル (書面/口頭でのコミュニケーション、リスニング、プレゼンテーションな

²⁵ NRC Management Directive 10.78, "Nuclear Regulator Apprenticeship Network Program," February 2023 (ML23006A126).

ど)

- ・ 候補者面接

また、学歴以外に、応募者は次の条件を満たしている必要がある。

- ・ 米国市民権を保有していること
- ・ 雇用前の必須薬物検査に合格していること
- ・ 政府のセキュリティ クリアランスにつながる身元調査に合格していること

NRAN プログラムを成功裏に終えて2年間のプログラムを修了すると、キャリア ラダーとして米国政府の給与体系で13 等級に配置され、通常は毎年昇進する。

NRAN 研修生の集団の一員として、参加者はワシントン D.C. 郊外のメリーランド州ロックビルにある NRC 本部で就職し、本部と技術トレーニング センターの両方で技術および個人開発トレーニングに参加する。

(b) 検査官の研修と資格認定

NRC の検査官のトレーニングおよび資格を認定するためのプログラムは、(1) 法的根拠と規制プロセス、(2) 技術的専門知識、(3) 規制慣行、(4) 個人および対人関係の有効性、という4つの一般的な領域における能力の開発を確実にするために設計されたものである。

検査官のトレーニングおよび資格を認定するプロセス中、検査官候補者は3つの「資格取得ジャーナル」（基礎レベル、一般の熟練レベル、技術的な熟練レベルごとに1つの資格取得ジャーナル）を完了する必要がある。これは、トレーニングおよび認定ジャーナルとも呼ばれる。各資格取得ジャーナルには、座学の項目と、完了する必要がある個別の学習活動とOJTが示されている。各ジャーナルの最後には署名カードと認定証があり、候補者が基礎レベルから熟練レベルへと進む進捗状況を記録するために使用される。これらの署名カードと認定証のページは、検査官の資格取得プログラムの完了の永久記録となり、従業員の公式人事ファイルに保管される。

検査官の資格を認定するプロセスは次の二段階から成っている。

A. 基本レベルプログラム (THE BASIC-LEVEL PROGRAM)

このプログラムは、NRC で働き始めた初日からトレーニングを開始できるように設計されている。基礎レベルプログラムでは、体系化されて自分のペースで進められる自己主導型の個人学習とOJTを重視している。したがって、このレベルでは、正式な長時間の座学項目の数は最小限に抑えられている。

基本レベルのトレーニングおよび認定ジャーナルの要件が完了したことは、直属の上司によって最終的に認定される。この基本検査官認定を受けた検査官は、指定された範囲に限定した検査活動を、適度に細かく監督された下で実行できるようになる。

B. 熟練レベルプログラム (THE PROFICIENCY-LEVEL PROGRAM)

基礎レベルプログラムを修了すると、熟練レベルプログラムに進むが、ここでは、「一般の熟練度」と「技術的な熟練度」の訓練を行う。一般の熟練度は、検査官が独立して、またはチームの一員として検査および監視プログラムを実施するために必要な検査、チームワーク、および対人スキルの開発に重点を置いている。技術的な熟練度は、特定の技術検査分野における適切な深さの知識の習得に重点を置いている。

熟練レベルプログラムの訓練を修了すると、検査官の能力を現場の状況にどれだけ効果的に統合し、適用できるかを評価するために「資格審査委員会」での評価が行われる。資格ジャーナルに記載されたすべての要件を完了した後、資格審査委員会は、その検査官が独立して定められた NRC の検査を実施するために必要な知識、技能、態度を備えていることを確認する。資格審査委員会に合格した検査官のトレーニング・資格記録は、認定のために試験を監査した審査員の情報とともに地域のアドミニストレーターまたは地方事務所所長に送付される。完全に資格を有すると認定された検査員は、通常の監督および指導のもとで、独立して検査または運転者ライセンスに関連する全範囲の活動を実施する任務を与えられる。

検査官は、さらに次の高度な資格のための訓練を受けることも出来る。

C. 専門的かつ高度なトレーニングと資格

機関のニーズや個人の専門的成長の希望により、十分な資格を持つ検査官が、より高度なトレーニングを修習する場合があります。このより高度なトレーニングには、限定された範囲のトピックを扱う個別のコースのみで構成されるものもあるが、その他のトレーニングとして、詳細な知識と高度なスキルを提供し、資格をさらに高めることを目的として設計された規定のプログラムもある。より高度なレベルのトレーニングは、電気、防火、および運転中検査の分野で設けられている。

4.1.2 日本の状況と米国との比較

(1) 原子力規制委員会の人員状況

人事院の原子力規制庁採用パンフレット²⁶によると、2024年4月現在の原子力規制庁の職員数は約1,080名（事務系240名、技術系840名）である。

NRCの2023年度末の人員数は2,722名であり、原子力規制庁の約2.5倍にあたる。米国の稼働中の発電用原子炉の数が93基(2024年4月時点)で、日本の稼働中の数12基の約8倍であることを考えれば、日本の規制人員数は十分にも思えるが、日本では再稼働を待つ原子炉21基の許認可審査があり、かつ、後述するようにヒアリングや審査会合の対応に申請者・原子力規制庁ともに多くの時間がかかること、また、NRCの人員不足が危機的な状況であることを考えると、必ずしも十分では無い可能性もある。

²⁶ /<https://www.jinji.go.jp/content/000003624.pdf>

(2) 原子力規制庁職員の教育・訓練

(a) 人材育成の基本方針

前出の人事院のパフレットによれば、原子力規制庁の人材育成・研修を担当する機関として「原子力安全人材育成センター」(図 4.1-1)があり、職員の専門能力向上のための様々な研修を整備している。原子力の基礎知識から、原子力規制に必要な高度な知識までを継続的に習得していくためのカリキュラムがあり、海外の規制機関への研修派遣や国内専門職大学院への留学制度などを有している、としている。また、入庁当初は2～3年程度で異動しながら本庁を中心としたキャリアパスとなるが、その後は、本人の能力・適正に応じ専門性を身につけ、その経験を活かして将来の規制庁を担う人材となるべく責任あるポストに昇進していく、とされている。

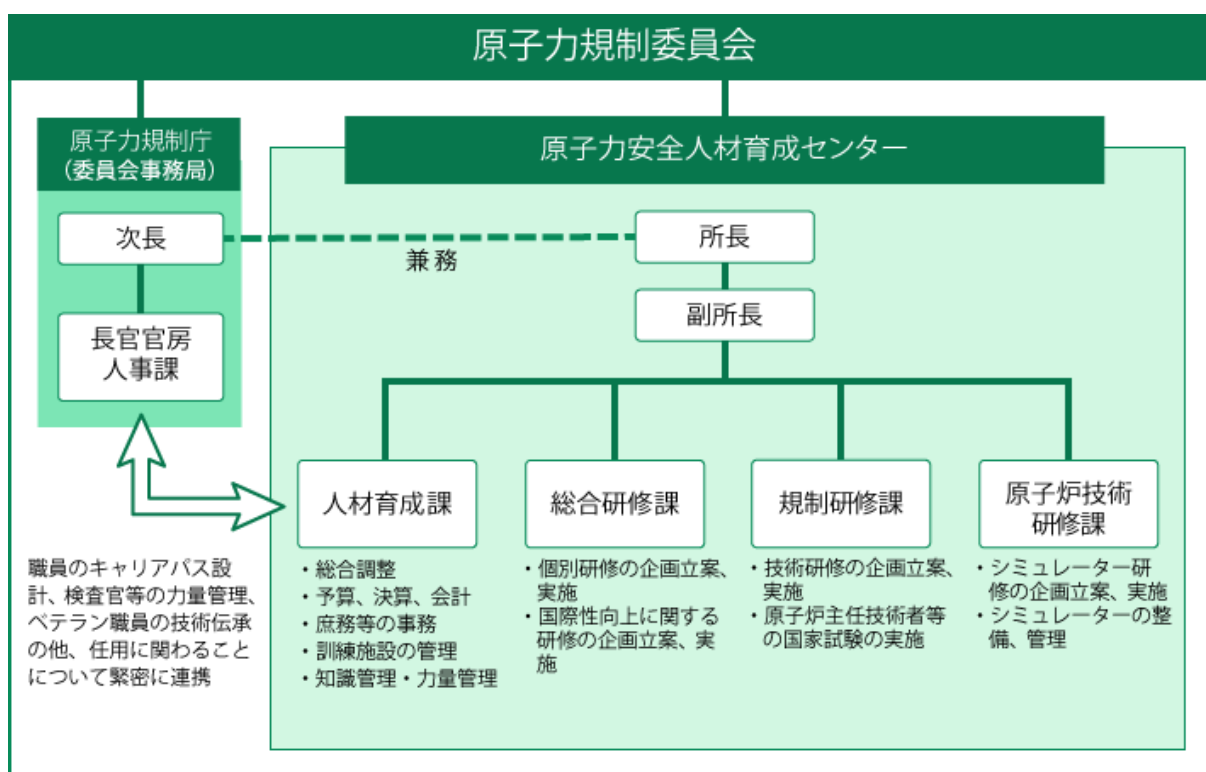


図 4.1-1 原子力安全人材育成センター²⁷

原子力規制委員会の人材育成の基本方針は、発足直ぐに平成 26 年 6 月 25 日に示されているが、令和 5 年 2 月 22 日まで、2 回改定されている。この基本方針での人材育成施策及び研修計画の立案の考え方は次のとおりとなっている。

人材育成施策は、研修、執務を通じての訓練 (On the Job Training。以下「OJT」という。)、ワークショップやセミナー、職務及び職責の付与、職員の自発的な学習等を効果的に活用し、かつ、これらを組み合わせることによって実施されなければなら

²⁷ https://www.nra.go.jp/activity/jinzai/jinzai_gaiyou.html

らない。人事当局及び原子力安全人材育成センターは、次に掲げる原則に従って人材育成施策及び研修計画の立案に努めなければならない。

- ・職員は原子力規制委員会にとって最も貴重な財産であり、職員の人材育成は職員個人にとどまらず、原子力規制委員会の未来に対する投資であること。
- ・職員が自身の能力開発に責任を持ち、組織はそのための機会を提供するパートナーシップの関係であること。
- ・原子力規制委員会の組織理念の達成に役立ち、又はそれに貢献する施策・計画であること。
- ・職員の意欲・適性、各職種の業務上の役割等を踏まえつつ、職員が的確かつ公平に学習・研修等の機会を得られる施策・計画であること。

(b) 人材育成と資格付与

原子力安全人材育成センターでは安全審査に携わる安全審査官、検査に携わる検査官の2種類の専門官について、その資格認定の方法と教育内容を明確に示している。原子力規制庁の安全審査官及び検査官の資格付与、任用（発令）の流れを図4.1-2に示す。安全審査官または検査官の資格は次の(1)から(3)のいずれかの方法を経た者が、任用資格を有するものとされる。

(1) 教育訓練課程修了による方法（訓令第4条第1項第1号）

原子力安全人材育成センターが実施する基本資格に係る教育訓練課程を修了した者の中から、人事上の条件を確認後、高度の専門的な知識及び経験が求められる職に任用。

(2) 原子力安全人材育成センター所長の試験による方法

所定の学歴又は職歴の要件を満たす者については、現行の研修の受講歴や書類等による検査官、安全審査官等としての知識・経験を確認後、原子力安全人材育成センター所長による試験（口頭試問）により合格判定を実施。

試験に合格して資格を付与された者の中から、人事上の条件を確認後、高度の専門的な知識及び経験が求められる職に任用。

(3) 原子力規制委員会委員長が1.及び2.と同等以上の専門性を認める方法

原子力規制委員会委員長が(1)及び(2)により資格を付与された者と同等以上の専門性を有すると認めた者について、人事上の条件を確認後、高度の専門的な知識及び経験が求められる職に任用。

なお、上記の資格取得者には定期的な訓練を継続的に実施される。

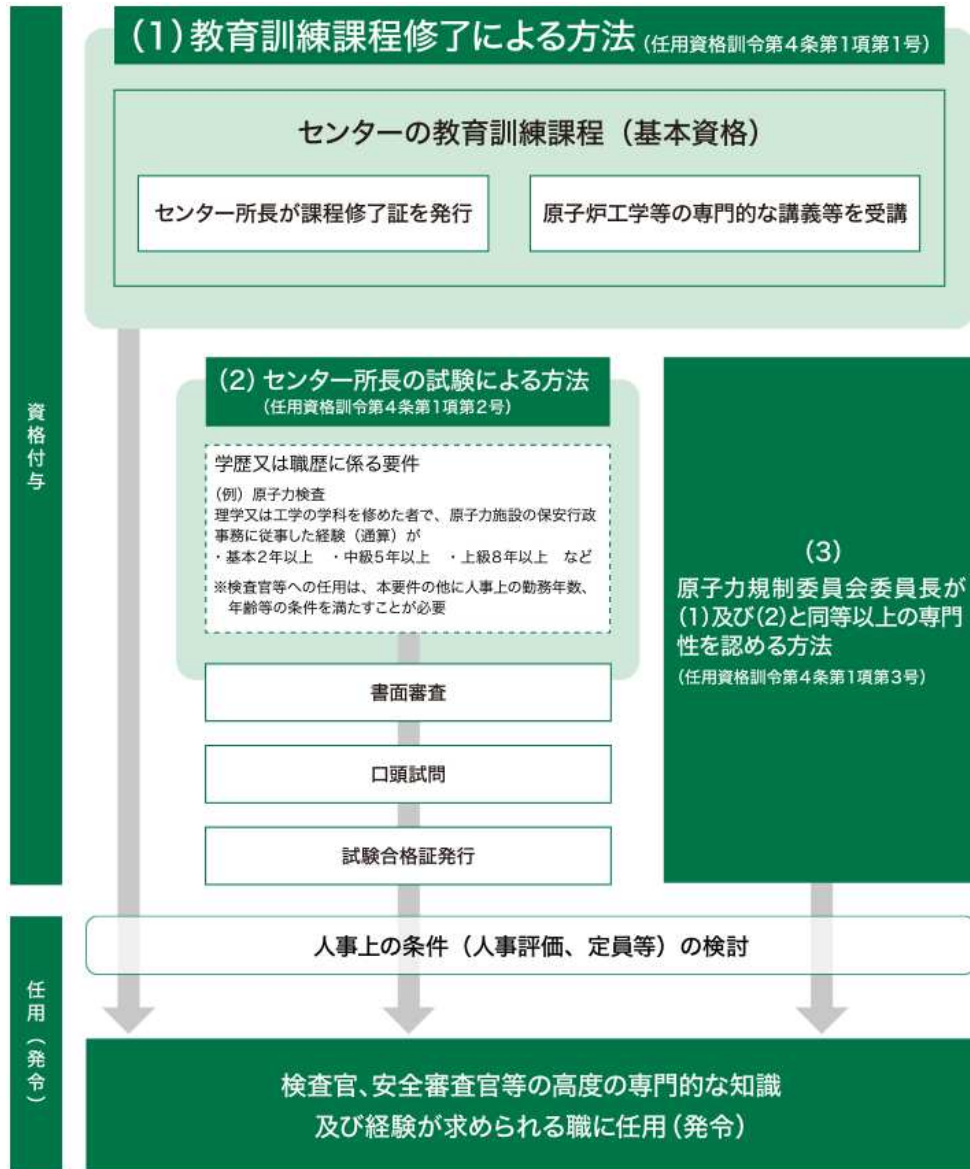


図 4.1-2 原子力規制庁の検査官、安全審査官等の資格認定の方法²⁸

資格には、次の5種類がある。

1. 原子力検査資格
2. 原子力安全審査資格
3. 保障措置査察資格
4. 危機管理対策資格
5. 放射線規制資格

基本原子力検査資格には、基本、中級 (セーフティ)、中級 (セキュリティ)、上級 (セーフティ)、上級 (セキュリティ) の3段階×2種類、その他の資格には基本、中級、上級の3段階がある。

²⁸ <https://www.nra.go.jp/activity/jinzai/kensakan.html>

上記の5資格共通の基本資格のための訓練過程のカリキュラム、シラバス、実務訓練の方法が図4.1-2と同じWebサイトで公開されている。

カリキュラムに記された基本資格の取得方法には、採用後1年間で集中して5種類の資格を得て任用を受ける方法と、最初は集中研修で1種類だけを取得して、任用後に他の資格を取得する方法がある。このカリキュラムによる集合研修では、図4.1-3に示すように入門、原子炉工学等、核燃料工学等、保健物理・放射線防護、一般工学、リスク評価、耐震・耐津波等、その他工学、品質マネジメント、原子力施設・核セキュリティ・保障措置・危機管理対策・放射線規制の法令・実務、個人・対人スキル、といった多くの教育訓練項目(科目)が用意されているが、資格の種類ごとに必要とされる科目は異なる。基本原子力検査資格、基本安全審査資格を得るのに、最も多くの科目の履修が必要とされる。

教育訓練項目	基本資格				
	原子力 検査	原子力 安全審査	保障措置 査察	危機管理 対策	放射線 規制
入門 (IN)					
CT-IN106 原子力全般の基礎知識Ⅰ	○	○	○	○	○
CT-IN107 原子力全般の基礎知識Ⅱ	○	○	○	○	○
CT-IN121 申告制度	○	○	○	○	○
CT-IN131 労働安全とその防護方法の基礎	○	○	○	○	○
CT-IN135 原子力関連訴訟の概要		○			
原子炉工学等 (RE)					
CT-RE301 原子力エンジニアリング 研修総合演習(前期・後期)	○	○			
CT-RE305 原子力エンジニアリング Ⅰ (BP 共通) 原子炉物理	○	○			
CT-RE310 原子力エンジニアリング Ⅰ (BP 共通) 熱流動	○	○			
CT-RE315 原子力エンジニアリング	○	○			

図4.1-3 教育訓練項目の一部と5種類の基本資格の関係²⁹

座学で学ぶ教育訓練項目は図4.1-4に示す、シラバスの目次で知ることができる。

実務教育訓練は、基本資格に係る教育訓練課程により任用資格を取得した任用資格者が、初めて任用資格を必要とする職又は任用資格を必要とする職を補佐する職(図4.1-5参照)に任用されたときに、その任用資格に係る業務固有の実務処理能力及び管理等の職務上の能力その他の検査事務等に必要な力量及び事案への対応方法等を習熟させることを目的に行う教育訓練である。

その教育訓練の期間は、初めて任用資格を必要とする職又は任用資格を必要とする職を補佐する職に任用された日から6か月以内を目途に行うものとされている。

上記のように、原子力規制庁においてもNRCと同様以上に充実した教育訓練システムが作られているので、新卒採用者に対しては、十分な教育訓練が可能になっている。しかしなが

²⁹ /<https://www.nra.go.jp/data/000313794.pdf>

ら、米国は、海軍で原子力潜水艦に従事して原子炉の技術・運転・管理の実際を知った人材が居て、これが重要な専門職の供給源となっていることが古くから言われている。

CT-IN106 原子力全般の基礎知識 I	6
CT-IN107 原子力全般の基礎知識 II	11
CT-IN121 申告制度	14
CT-IN131 労働安全とその防護方法の基礎	15
CT-IN135 原子力関連訴訟の概要	17
CT-RE301 原子力エンジニアリング研修総合演習（前期・後期）	18
CT-RE305 原子力エンジニアリング I（BP 共通）原子炉物理	20
CT-RE310 原子力エンジニアリング I（BP 共通）熱流動	22
CT-RE315 原子力エンジニアリング I（BP 共通）機械・電気設備	24
CT-RE320 原子力エンジニアリング I（BP 共通）安全設計の基本的考え方	26
CT-RE325 原子力エンジニアリング I（BP 共通）計測制御の基礎	30
CT-RE331 原子力エンジニアリング I（BP 共通）模擬ループ実習	32
CT-RE335 原子力エンジニアリング I（BP 共通）水化学	34
CT-RE340-B 原子力エンジニアリング II（B）安全設計・安全評価	35
CT-RE340-P 原子力エンジニアリング II（P）安全設計・安全評価	39
CT-RE345-B 原子力エンジニアリング II（B）燃料及び炉心	43
CT-RE345-P 原子力エンジニアリング II（P）燃料及び炉心	46
CT-RE350-B 原子力エンジニアリング II（B）原子炉設備	48
CT-RE350-P 原子力エンジニアリング II（P）原子炉設備	51
CT-RE355-B 原子力エンジニアリング II（B）タービン設備他	54
CT-RE355-P 原子力エンジニアリング II（P）タービン設備他	57
CT-RE360-B 原子力エンジニアリング II（B）保安規定（LC0）	59
CT-RE360-P 原子力エンジニアリング II（P）保安規定（LC0）	61
CT-RE365-B 原子炉運転トレーニング I（B-通常運転）	63
CT-RE365-P 原子炉運転トレーニング I（P-通常運転）	66
CT-RE370-B 原子炉運転トレーニング II（B-過渡変化/設計基準事故）	68
CT-RE370-P 原子炉運転トレーニング II（P-過渡変化/設計基準事故）	70
CT-RE375-B 原子炉運転トレーニング II（B-過酷事故）	72
CT-RE375-P 原子炉運転トレーニング II（P-過酷事故）	74
CT-RE380 試験研究炉等の概要及び安全規制上の特徴	76
CT-FE300 核燃料サイクルプロセス	77
CT-FE305 使用済燃料再処理プロセス	79
CT-FE310 臨界安全	81
CT-FE315 核燃料物質等の輸送	83
CT-FE320 金属カスクの安全設計	85
CT-HP100 放射線測定及び放射線防護	87
CT-HP300 放射線遮蔽の概要	91
CT-HP305 核燃料サイクル施設の放射線防護	92
CT-EG300 溶接技術	94
CT-EG305 非破壊検査技術	96
CT-EG316 施設管理（概要）	97
CT-EG320 施設管理（保安全管理実習）	99
CT-EG326 施設管理（状態監視）	101
CT-EG335 構造設計の概要	102

図 4.1-4 基本資格に係る教育訓練の課程における教育訓練項目シラバスの目次³⁰

³⁰ <https://www.nra.go.jp/data/000333001.pdf>

任用資格	任用資格を必要とする職	配属課室等
基本原子力検査資格	原子力専門検査官	専門検査部門 原子力規制事務所
	監視指導官	実用炉監視部門 核燃料施設等監視部門
	原子力運転検査官	実用炉監視部門 核燃料施設等監視部門 原子力規制事務所
	特殊施設専門職	東京電力福島第一原子力発電所事故対策室
	核物質防護専門職	核セキュリティ部門
基本原子力安全審査資格	安全審査官	実用炉審査部門 高経年化審査部門 研究炉等審査部門 核燃料施設審査部門 地震・津波審査部門 東京電力福島第一原子力発電所事故対策室
	高経年化対策専門職	高経年化審査部門
基本保障措置査察資格	査察専門職 六ヶ所再処理保障措置対策官	保障措置室
基本危機管理対策資格	原子力防災官	総務課 原子力規制事務所
	放射線防災専門官	監視情報課 原子力規制事務所
基本放射線規制資格	放射線源管理係長 放射線セキュリティ対策官 放射線安全審査官 放射線検査官	放射線規制部門

図 4.1-5 原子力規制庁の任用資格とその資格を必要とする職の関係³⁰

4.2 体制・意思決定メカニズム

4.2.1 米国の規制体制と意思決定メカニズム

米国の規制体制と意思決定メカニズムに関しては、添付資料 5 に詳細を示す。この資料では、NRC の組織体制、及び、意思決定メカニズムとして組織内での意思決定のために交わされる文書と NRC の規制活動の 5 つのプロセスにおける意思決定メカニズムが示されている。ここでは、日本と比較するために、そのまとめを示す。

(1) 体制

NRC の体制図を図 4.2-1 に示す。以下の委員会、部署から成っている。

(諮問組織)

- 原子炉安全諮問委員会 (ACRS : the Advisory Committee on Reactor Safeguards)
- 原子力安全・ライセンス審査委員会 (ASLBP : the Atomic Safety and Licensing Board Panel)

(委員長直属組織 : 2)

- 議会事務局 (OCA : the Office of Congressional Affairs)
- 広報局 (OPA : Office of Public Affairs)

(委員会所属組織 : 6)

- 委員会審査局 (OCAA : Office of Commission Appellate Adjudication)
- 法務局 (OGC : Office of the General Counsel)
- 国際プログラム局 (OIP : Office of International Programs)
- 秘書局 (SECY : Office of the Secretary)
- 財務局 (OCFO : Office of the Chief Financial Officer)
- 運営部長室 (OEDO : Office of the Executive Director for Operations)

(運営部長室管理下の組織 : 11)

- 核物質安全保障局 (NMSS : Office of Nuclear Material Safety and Safeguards)
- 原子炉規制局 (NRR : Office of Nuclear Reactor Regulation)
- 原子力規制研究局 (RES : Office of Nuclear Regulatory Research)
- 執行局 (OE : Office of Enforcement)
- 査察局 (OI : Office of Investigations)
- 原子力セキュリティおよび事故対応局 (NSIR : Office of Nuclear Security and Incident Response)
- 地域オフィス (R-I、R-II、R-III、R-IV)
- 情報技術局 (OCIO : Office of the Chief Information Officer)
- 管理局 (ADM : Office of Administration)
- 人材資本局 (OCHCO : Office of the Chief Human Capital Officer)
- 小規模ビジネスおよび市民権局 (SBCR : Office of Small Business and Civil Rights)

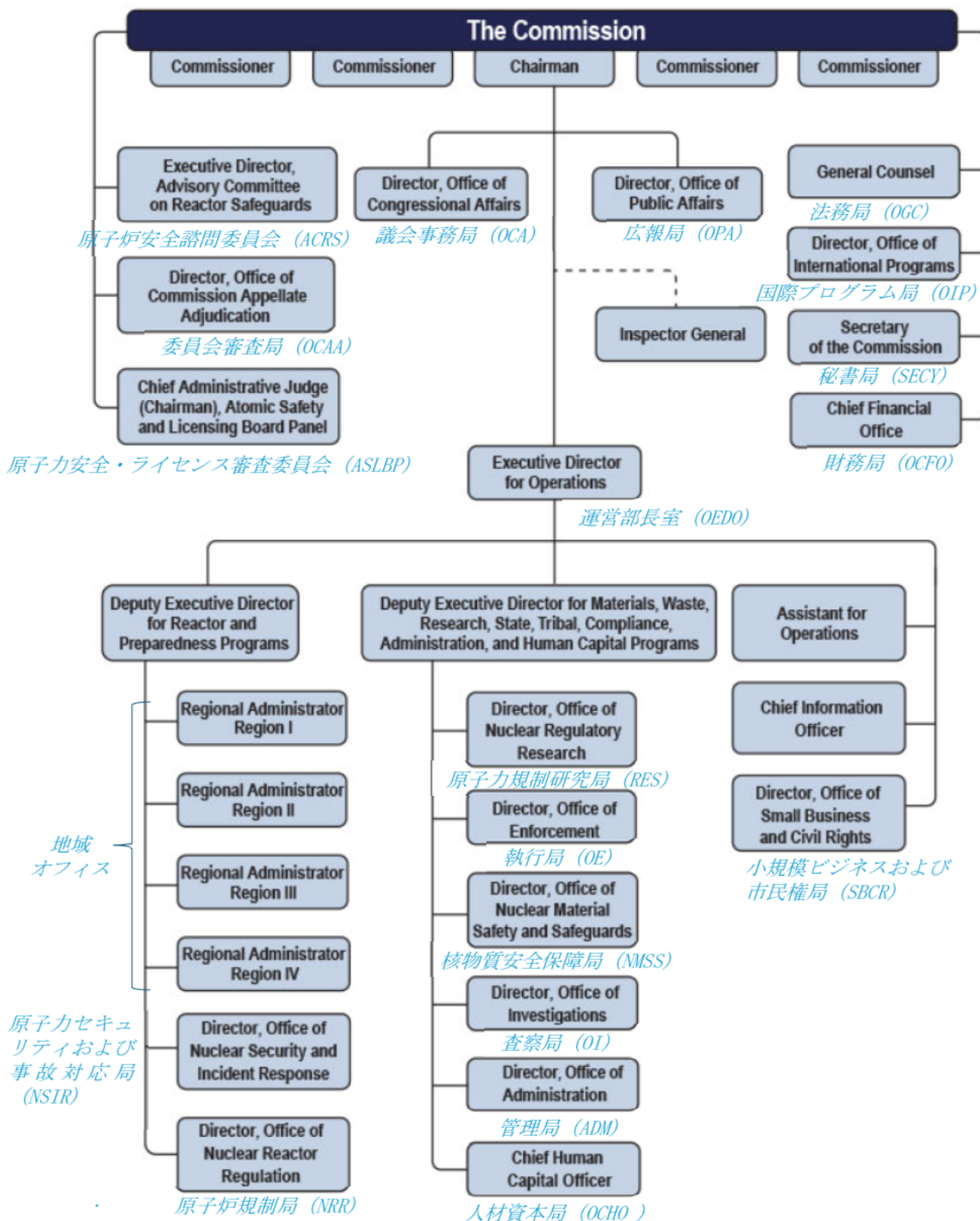


図 4.2-1 NRC の組織図³¹

³¹ www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/infographics/nrc-organization-chart.png

(2) NRC 内の意思決定メカニズム

NRC の意思決定プロセスは、アメリカ合衆国原子力規制委員会の「内部委員会手続き (Internal Commission Procedures)³²」によって規定されている。ここでは、この手続きの概要を示す。

委員会の主要な意思決定ツールは、運営部長 (EDO: Executive Director for Operations)、最高財務責任者 (CFO: Chief Financial Officer)、または委員会に直接報告する他の局長が提出する文書である。この文書は「SECY ペーパー」として知られている。委員会の意思決定文書の作成は、委員長が課題指示メモを通じて開始する場合もあれば、委員会が職員要件メモ (SRM、下記 C 項で説明) で指示を出すことによって開始される場合もある。または、EDO、CFO、または委員会に直接報告する他の局長が開始することもある。

委員会の意思決定におけるもう一つの手段は、委員間での書面によるメモランダム (覚書) の交換である。このアクションメモランダム (「COM」と呼ばれる) では、1 人の委員が他の委員に特定の対応を提案する。委員会はまた、NRC 職員からのメモランダムも受け取る。これらの文書の大部分は、現在のトピックに関する情報を提供するもので、委員会の対応を要求するものではないが、時には職員のメモランダムが委員会への提案を含むか、委員会の指導を求めることもある。その場合、そのメモランダムは「COMSECY」として COM システムで配布される。

書記官は、各 SECY ペーパーおよび各 COM または COMSECY アクションメモランダムに関する委員会の決定結果を「スタッフ要求メモランダム」 (SRM) として記録する。

SRM には以下の内容が含まれる：

- (a) SECY ペーパー、COM、または COMSECY の提案に対する委員会の決定の簡潔な記述、特に提案に対する承認された修正内容の記載。
- (b) スタッフが実行すべき追加の要求またはタスクを明確に示し、適切な対応期限および高優先度の指定 (該当する場合)。これらの期限は、委員会の指示がない場合には SECY によって設定され、SRM 草案の回覧を通じて確認される。
- (c) SRM の即時公表に対する例外が、初ページの下部に記載される。
- (d) SECY ペーパーまたは COMSECY で、委員会が 2 対 2 の票決により、スタッフに委任されていない問題に関して決定に至らなかった場合、書記官の SRM はスタッフに対し、提案された対応は「承認されていない」と通知する。

委員から発信された COM の場合、2 対 2 の票決により委員会が提案された対応に対する決定に至らなかった場合、SRM は発行されない。書記官は、発案した委員に対してその提案が「承認されていない」旨のメモランダムを発行する。

SRM の作成および承認のための各段階のプロセスは以下のとおりである。

- ① 少なくとも委員会の過半数が投票し、すべての延長時間が経過した後、SECY は決定を SRM 草案として記録する。

³² www.nrc.gov/docs/ML1929/ML19296A025.pdf

- ② 委員会決定文書の投票が完了した後、SECY は SRM 草案を委員会に電子メールで回覧し、レビューと承認を求める。SECY は過半数の支持を受けた決定のみを SRM 草案の本体に反映させる（過半数の支持を得られないコメントであっても、本体の変更に矛盾しない場合は「追加の委員コメント」として SRM 草案の添付資料に含める）。SRM 草案への投票が完了した後、SECY は委員会の過半数によって支持された決定を反映する最終 SRM を作成する。
- ③ 承認対応の場合、SRM はそのために予定された委員会会議で正式な投票が行われた直後に発行される。
- ④ 委員会が 2 対 2 の票決によって問題に関して決定に至らなかつた場合、書記官の SRM はスタッフに対し、提案された対応は「承認されていない」と通知する。スタッフは、決定に至らなかつた理由が解消された場合や新たな情報が委員会に提供された場合に、再度問題を委員会に提出することができる。スタッフが対応する権限を持っているが、対応を行う前に委員会との協議が求められる場合（例えば、執行問題に関して）、SRM はスタッフに対し、委員会が対応を行えなかつた場合でも対応を進めることができる旨を通知する。
- ⑤ 承認項目に関する SRM（下記ステップ 10 参照）を除き、SRM 草案は 3 営業日間³³のレビュー期間を設け、委員会、OGC、EDO、CFO、その他適切な関係者に回覧される。OGC、EDO、CFO などは、委員会の決定が明確で理解しやすいこと、およびリソース、スケジュール、法的制約が適切に考慮されていることを確認する機会を得る。SECY は、委員会レベルまたはスタッフオフィスから提出された SRM 草案に対するコメントを迅速に委員会に転送する。委員会が SRM 草案に対して実質的な修正を提案した場合、SECY はその後のバージョンを発行し、過半数の支持を得た内容に基づいて最終的な決定を確立する。意思決定プロセスを迅速に完了させるために、SRM の後続バージョンは通常、2 営業日以下のレビュー期間で回覧され、各バージョンに対しては最大 2 営業日までの延長が許可される。
- ⑥ 他の委員会オフィスから異議がない限り、SRM の期限から 2 営業日の延長が許可され、すべての委員に適用される。この延長は、各委員会オフィスからの個別の要求を必要としない。
- ⑦ SRM が無修正の一致した投票に基づいている場合、SECY は SRM 草案を委員会のレビューなしで発行する。
- ⑧ 委員会が迅速に対応する必要がある場合、SECY は通常のレビュー期間を免除するかどうかを委員会に尋ねる。免除措置は委員会の過半数によって決定される。
- ⑨ 委員会の裁定命令に対する投票が完了した後、委員会控訴裁定局（OCAA）または OGC（適切な場合）は、最終命令の草案を委員会に回覧し、レビューと承認を求める。最終命令の草案には、委員会の投票により明確に支持された修正が反映される。支持が明確でない修正があれば、OCAA または OGC はその点を草案に記載し、委員会の意

³³ Commissioner requests for extensions for review are granted for up to 2 business days unless a majority of the Commission objects.

見を求めて過半数の意見を確立する。

- ⑩ 承認を必要とする項目に関する SRM については、3 営業日の委員会レビューは適用されない。これらの SRM は、公開承認セッションで委員会の正式な位置が再確認されるため、承認後すぐに発行される。
- ⑪ 委員会が公開を指定しなかった SRM を発行した後、SECY は SRM および関連する SECY ペーパー、COM、COMSECY をレビューし、公開の必要性があるかどうかを判断する。
- ⑫ 最終 SRM が発行されると、書記官は委員会投票記録 (CVR) パッケージを発行する。このパッケージには、(a) 委員全員の賛成票、反対票、棄権、非参加、および個別の見解、(b) 各委員の投票用紙のコピーが含まれる。CVR のコピーは OGC および発案したオフィスに送付され、適切な場合に公開される。

(3) NRC 規制プロセスの 5 つの主要要素ごとの意思決定メカニズム

NRC の規制プロセスには次の 5 つの主要な要素がある。

- (a) NRC の申請者やライセンス保有事業者に対する規制と指針の策定、
- (b) 核物質の使用や核施設の運転、またはライセンス終了を許可する廃止措置に関する申請者のライセンスまたは認証、
- (c) ライセンス保有事業者の運営や施設の監視を行い、ライセンス保有事業者が安全要件を遵守していることを確認する、
- (d) ライセンス施設での運転経験やライセンス活動に関する経験の評価、
- (e) 研究の実施、NRC の決定に影響を受ける関係者の懸念を解決するための公聴会の開催、および NRC の規制決定を支持するための独立したレビューの取得。

それぞれの要素について、外部からの意見の反映も含めた、その意思決定メカニズムを説明する。

(a) 規制と指針

NRC の規制（「規則」とも呼ばれる）は、ライセンス保有事業者が核物質を使用したり、核施設を運転したりするために、ライセンスや認証を取得または維持するために満たさなければならない要件を課すためのものである。NRC の規則作成プロセスを図 4.2-2 に示す。規制の策定過程は、「規則作成」と呼ばれ、非公式に以下の 2 つのフェーズ（事前規則作成、規則作成）に分けられ、公共の参加を最大限に活用することを目指している。

①事前規則作成

事前規則作成フェーズは、規則作成の初期段階で一般の参加を求め、ライセンス保有事業者および一般市民のニーズに応じて調整する。事前規則作成のアウトリーチ活動で受け取った公共の意見やコメントは、NRC が規則作成を続けるかどうかの決定に影響を与える可能性がある。NRC は、事前規則作成のアウトリーチの一環として、1 回以上の公共会議を開催する場合がある。事前規則の作成では、提案された規則作成の事前通知 (ANPR: Advance Notice of Proposed Rulemaking) を一般に対して行った上で、初期案の公開を行う。

② 規則作成

- ・規則の提案：このフェーズでは、NRC スタッフが実際の規制を起草する。政策に関する重要な事項を含む提案された規則は、NRC 委員会に承認を求める。重要でない規則は、委員会の承認を得た上で、NRC スタッフマネージャーによって署名される場合がある。承認されると、提案された規則は連邦官報に掲載され、場合によっては 30 日から 90 日間のパブリックコメント期間が設けられる。
- ・最終的な規則の作成：公開コメント期間が終了すると、スタッフはコメントを分析し、必要な変更を加えて最終規則を準備し、委員会または NRC マネージャーの承認を得る。承認されると、最終規則は連邦官報に掲載され、通常、30 日後に施行される。

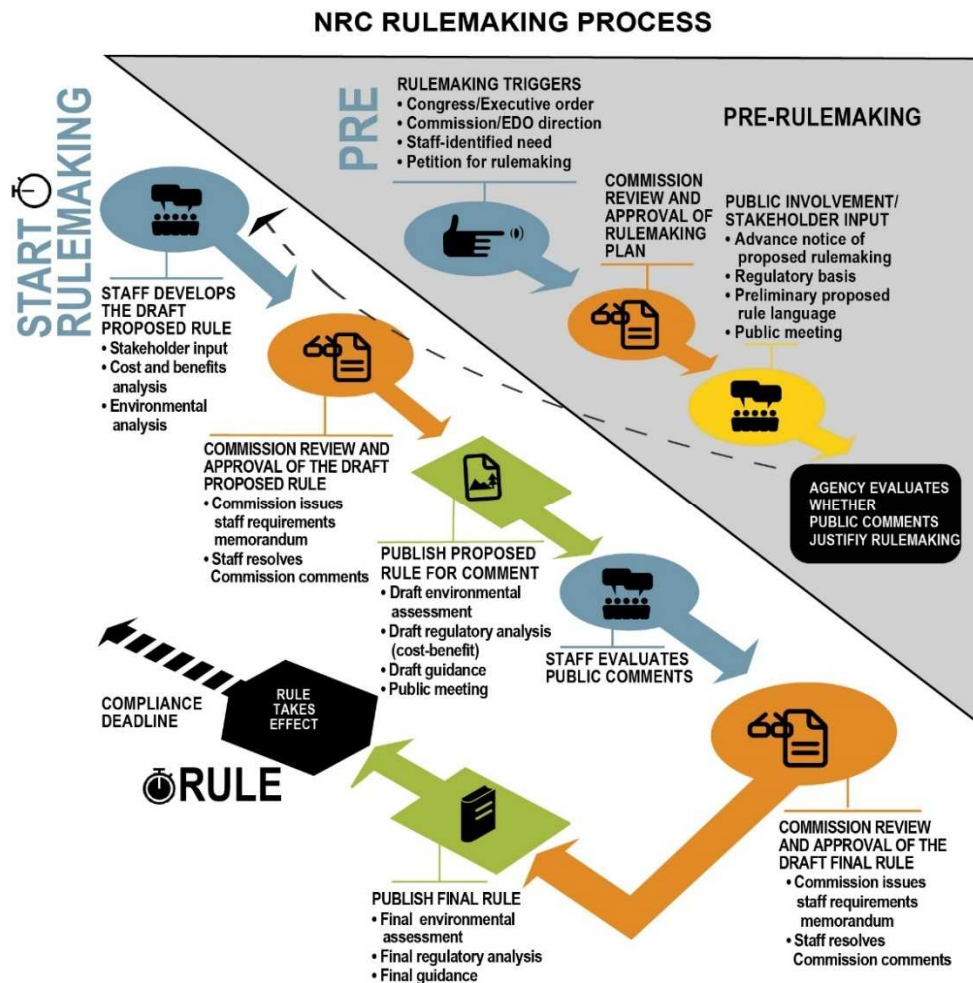


図 4.2-2 NRC の規則決定プロセス³⁴

(b) ライセンスの発行

NRC は、ライセンス発行プロセスを通じて、10 CFR Part 50 あるいは 10 CFR Part 52 に基づき、申請者が商業用原子力炉の建設、運転、および廃止に関連する活動を行うことを認

³⁴ www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/rulemaking-process.html

可する。

例えば、10 CFR Part 50 (3.1.2(1)(a)参照) の場合は、次のように意思決定が行われる。

第1段階の①～④(申請者による建設許可申請書の作成)で作成された完全な申請書(CPA)を受け取ってから30日以内に、NRCはCPAの承認審査プロセス(⑤～⑨)を完了する。このプロセスでは、NRCスタッフがCPAの技術的完全性を審査し、その受領を公に通知する。申請書が完成し、審査が承認された場合、NRCスタッフは申請書の技術的、財務的、および環境的審査を開始する。また、第2段階の申請者による①～⑤(FSAR等の文書作成)が完了し、完全なFSAR等を受領してから30日以内に、NRCは運転許可(OL)申請の受理審査プロセスを完了する。このプロセスには、NRCスタッフが申請書の技術的な完全性を審査し、受領通知を公に発表することが含まれる。申請が完全であり、レビューを行うことが認められた場合、NRCスタッフは最終的な技術、安全性、および環境の審査を開始する。この後は「⑧安全性および環境審査に関する公開会議」で一般の意見を聞いて、ACRSのレビューを受けた上で、安全審査を完了する。

(c) 監視

NRCは、ライセンス保有事業者の活動がNRCの規制に従って安全に運営されることを確認するために監視を行う。NRCの常駐検査官は、図4.2-3に示すように運転ログ、CAP(Corrective Action Program)などの情報を全て把握し、毎日、所属する地域オフィス(地方局)に連絡する。

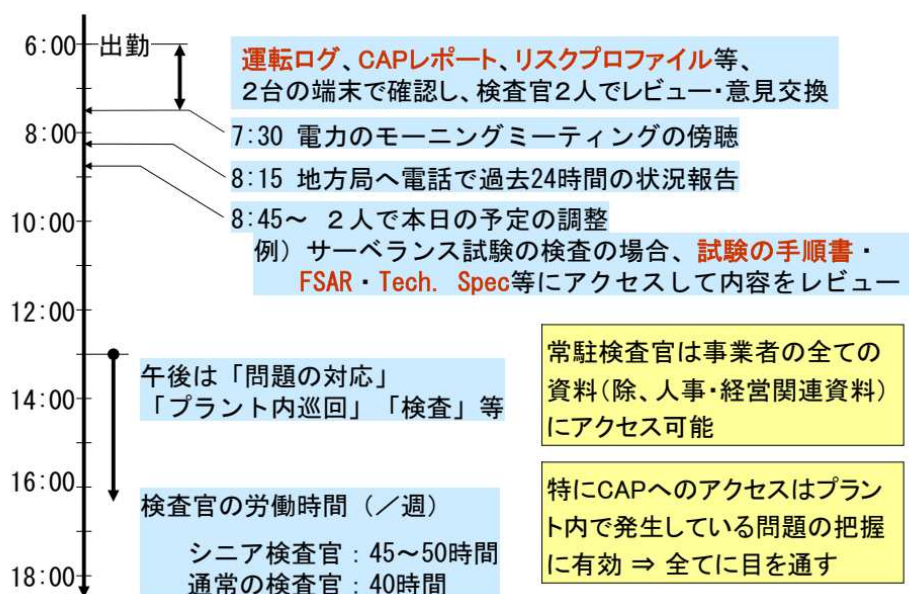


図4.2-3 NRC常駐検査官の一日³⁵

(d) 操業中の経験

事業者は、その施設で発生したり、核関連物質の使用中に発生した「事象報告ガイドライ

³⁵ 水町渉、「海外における検査制度第1～6次海外調査の概要」、原子力の安全規制の最適化に関する研究会発表会(J SME)、平成22年1月26日

ン」(NUREG-1022)に定められた「報告義務のある事象」について NRC に情報を提供しなければならない。また、NRC は、プラント運転の評価を通じて、公共の健康と安全、共通の防衛とセキュリティ、または環境に関連し、複数の NRC 管轄下の団体やライセンス保有事業者に影響を与える可能性のある問題(一般的な問題)を特定して、「一般的な問題プログラム(GIP)」により、スクリーニング、評価、規制当局による実施、を行う。議会が、この GIP の継続を要求している。

(e) NRC の意思決定支援

NRC はその意思決定をサポートするために、研究活動を行い、諮問委員会と相談し、NRC の意思決定に影響を受ける当事者の懸念を審査する。

NRC がスポンサーとなる規制研究プログラムは、原子炉、核材料、放射性廃棄物の 3 つの分野で課題に取り組んでいる。この研究プログラムは、NRC の知識を深め、リスクの不確実性を解消し、安全係数が十分に特定されていない領域や、新しい設計および技術における規制の確認が必要な領域に焦点を当てている。NRC の年次規制情報会議(RIC)は、NRC の研究活動についての発表と議論の場を提供している。研究プログラムから得られた情報は、NRC の NUREG シリーズの出版物に記録され、規制ガイドの策定に使用される。

NRC プログラムのための二つの主要な諮問委員会は、原子炉安全諮問委員会(ACRS、3.1.2(1)(c)参照)および医療用同位元素諮問委員会(ACMUI)である。ACMUI は、放射性物質の診断および治療における医療用の規制に関する政策および技術的な問題について NRC に助言する。ACMUI のメンバーは、さまざまな分野の医療専門家であり、NRC の規制やガイダンスの変更についてコメントを行い、放射性物質の非定型的な使用を評価し、ライセンス、検査、執行に関する支援を提供し、重要な問題を委員会に報告して適切な対応を促す。

原子力エネルギー法の下で、議会は、さまざまな民間原子力問題に関する公聴会における公共の関与を促進するための裁定プロセスを確立した。このプロセスを通じて、原子力安全ライセンス審査委員会(ASLBP、3.1.2(1)(c)参照)の独立した裁判官は、原子力材料を使用または製造する施設に関連するライセンスまたは執行措置の影響を直接受ける個人または団体の懸念を聴取し、対処する。

4.2.2 日本

(1) 体制

2025 年 3 月現在の原子力規制委員会の組織図を図 4.2-4 に示す。委員会直属の組織として原子力安全人材育成センターがあり、4.1.2 で述べた人材育成を担っている。事務局である原子力規制庁には、原子力規制部に属する審査グループ(審査)、検査グループ(保安活動)、長官官房に属する放射線防護グループ(放射線防護政策の企画立案、実施)、技術基盤グループ(規制における科学的・技術的基盤)の 4 グループを本庁内の実働組織として有する。



図 4.2-4 原子力規制委員会の組織図³⁶

³⁶ 原子力規制委員会パンフレット /<https://www.nra.go.jp/data/000069304.pdf>

審査グループは、実用炉審査部門（設置・運転の許認可の審査）、高経年化審査部門（長期間運転に関する審査）、研究炉等審査部門（試験研究炉、研究開発段階炉、廃棄施設、使用施設等の許認可審査）、核燃料施設審査部門（再処理施設、加工施設、貯蔵施設、輸送の許認可の審査）、地震・津波審査部門（地震・津波・火山の影響＝ハザードの審査）の五部門から成り、各原子力施設に関する申請が、法令の許可基準に適合しているか、審査会合等を通じて審査を実施する。

検査グループは、検査監督総括課（検査制度の企画立案、ガイド類の作成）、実用炉監視部門（原子力発電所の検査官による保安活動監視）、核燃料施設等監視部門（核燃料施設などの検査官による保安活動監視）、専門検査部門（本庁検査官による特定分野のチーム検査）の4組織から成り、「原子力規制検査」を実施する。

放射線防護グループは、文部科学省から放射線審議会とともに移管された組織であり、放射線防護企画課、監視情報課、放射線規制部門、核セキュリティ部門の4組織から成っている。放射線障害防止法に基づく放射性物質や放射線発生装置の規制（放射線規制部門）、平常時・災害時・原子力艦船寄港時などの放射線モニタリング（監視情報課）、原子力施設の核テロ対策の監督（核セキュリティ部門）、IAEAとの協定に基づく核物質の核兵器非転用の証明（放射線防護企画課の下の保障措置室）といった業務を行っている。

技術基盤グループは、原子力安全・保安院の時代のTSO（技術支援機関）であった原子力安全基盤機構（JNES）をルーツとして、規制基準の策定、審査等における技術支援、国内外の最新知見の収集、安全研究を実施する。技術基盤課（以下4部門のとりまとめ）、システム安全研究部門（材料・機器・構造物の劣化、火災、溢水、核燃料挙動、核燃料物質貯蔵・輸送、放射線遮蔽など）、シビアアクシデント部門（重大事故のリスク評価）、放射線・廃棄物研究部門（被ばく線量評価、健康リスク、放射性廃棄物放射能濃度評価・長期安全性）、地震・津波研究部門（ハザードとその建屋・機器への影響評価）の5組織を持つ。

設置（変更）許可、設計及び工事認可、保安規定などに対する審査は主に審査グループが行い、技術基盤グループがこれを技術的に支援している。

また、外部の技術的支援を受ける機関として、日本原子力研究開発機構（JAEA）と量子科学技術研究開発機構（QST）を主に文部科学省と共同所管している。JAEAは研究炉の運転者であって被規制者でもあるが、原子炉を運転する部署とは独立な安全研究センターが専ら規制研究を行っている。QSTは放射線防護の研究機関である放射線医学研究所（令和5年4月に放射線医学総合研究所から改名）などが、放射線防護や緊急時対策に関して技術的支援を行っている。

(2) 意思決定メカニズム

「原子力規制委員会マネジメント規定」（令和4年4月1日）には、「業務の意思決定及び管理（第31条）」という項があり、以下のように書かれている。

（業務に係る意思決定）

第31条 原子力規制委員会は、その任務を遂行するため、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）、放射性同位元素等の規

制に関する法律（昭和 32 年法律第 167 号）その他の法令の規定に基づき、設計の審査及び施設の検査等の業務を行うものとする。

2 前項の業務に係る意思決定は文書によるものとし、その意思決定権者は、文書規程類の定めるところによるものとする。

意思決定は文書で行う、となっているが、原子力規制委員会会合において、「決定した文書」あるいは「了承した文書」が示されることで、原子力規制委員会の意思決定が文書で行われていると考えられる。

これらの「決定」や「了承」は会議資料として提出された個々の資料に対して行われ、会議を記録した Web で公開されている。

「決定」が行われているのは、原子力規制委員会の運営、法令の制定及び改正、原子力災害対策、特定の個別施設（東京電力福島第一、第二、柏崎刈羽、高速増殖炉もんじゅ、日本原子力発電敦賀発電所など）に関するもの、核セキュリティ、国会への年次報告などに関する事項である。新規制基準への適合の決定についても、決定事項として示されている³⁷。

「了承」の対象となるのは上記以外の様々な規制活動であり、例えば、許認可のための審査会合に備えての事業者へのヒアリング結果、パブリックコメントの実施、などが了承事項になる³⁸。

新規制基準に適合するための設置変更許可申請、設計及び工事認可申請、保安規定認可申請では、平成 25 年 7 月 10 日に原子力規制委員会です承された「新規制基準施行後の設置変更許可申請等に対する審査の進め方について」³⁹に原子力規制委員会での「決定」に至るまでの審査の進め方が記されている。この文書では、次のとおり、担当原子力規制委員が出席する審査会合に向けて申請書の記載内容に関する事実確認等を実施するため、原子力規制庁の職員が行うヒアリング会合が行われることが、次のとおり記載されている。

2. 審査会合の実施

- 審査のため、担当委員出席の下、審査会合を開催することとする。
- 審査会合は、一般傍聴及びネット中継により公開することとし、資料も原則公開とする。ただし、議事進行の妨げになるような発言をした傍聴者については退場を求め、次回以降の傍聴を認めない。また、議場が混乱するような事態が発生した場合には、以降の一般傍聴を行うかにつき、改めて検討する。
- 審査の過程において、メーカーからの意見を聞く場合や、担当委員の判断の下、外部専門家の意見を聞く場合がある。

3. ヒアリングの実施

- 審査会合に加え、申請書の記載内容に関する事実確認等を実施するため、ヒアリングを適宜実施する。
- ヒアリングについては議事概要を公開するとともに、資料も原則公開とする。ヒアリングにおける事業者とのやりとりに関して、誤解や認識のずれを避けるため、事業者等が作成した記録等については有効性がないことにつき、事業者に同意を求める。なお、事業者は、原子力規制庁が公開したヒアリングの議事概要について意見がある場合には、一定期間内に意見を申し出ることができることとする。

³⁷ https://www.nra.go.jp/aboutNRA/kanren/understand_list_index.html

³⁸ <https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/kettei/index.html>

³⁹ [/https://www.nra.go.jp/data/000375158.pdf](https://www.nra.go.jp/data/000375158.pdf)

このヒアリングは、審査会合一回について複数回行われており、後述するように BWR の再稼働の場合などは、設置変更許可、設計及び工事認可のそれぞれ数百回行われている。個別の施設や対策の一つ一つの許認可について、このヒアリングと審査会合を行っていき、審査会合で「了承」が得られない場合は再度ヒアリングからやり直す、という手順を行うためにヒアリングの回数が非常に多くなっている。全ての許認可を要する施設や対策に「了承」が得られて、初めて適合の「決定」が為される。

4.2.3 日米の比較

(1) 体制

米国の NRC と日本の原子力規制委員会の組織構成は対比が難しいほどに異なっている。いずれかには在って他方には無い機能の組織をまとめると、次のとおりとなる。

NRC に在って原子力規制委員会に無い組織と機能

議会事務局：議会対応を行う。

小規模ビジネスおよび市民権局 (SBCR)：従業員および申請者に対する平等な雇用機会を促進し、差別申し立ての公正かつ中立的な処理を提供する。

原子力規制委員会に在って NRC に無い組織と機能

審議会等：原子炉安全、核燃料安全、放射線などの専門別の諮問機関

放射線防護グループ：放射線利用施設の審査も含めた放射線安全の専門組織

技術基盤グループ：審査への技術的な支援と規制研究の双方を行う組織

「NRC に在って原子力規制委員会に無い組織」は米国独特の国情によるものである。「原子力規制委員会に在って NRC に無い組織」は、日本の場合は専門別に組織を分ける傾向があるためと考えられる。審査における技術的な支援については、NRC にも研究開発局があるが、その役割は「原子力規制研究のプログラムを計画、勧告、管理し、実施する。また、全ての NRC の局および委員会との間で研究に関する問題を調整する」ことであり、審査実務の技術的なサポートは含まれていない。一方、原子力規制庁の技術基盤グループは、規制研究の実施に加えて、審査会合やヒアリングにも同席して、審査の技術的支援を行っている。

(2) 意思決定メカニズム

双方とも、事務局が準備して最終的な基準への適合判断などの決定は委員会で行うのと、文書により意思決定を行うのは同じである。ただし、文書でのコミュニケーション及び意思決定の方法が、米国では SECY、COM、COMSECY といったフォーマットできちんと決められているのに対して、日本ではそこまで確立した規定は無い。

4.3 産業界との関わり方

4.3.1 米国における産業界と規制側の関わり

(1) 産業界と規制側との関わりの歴史

添付資料 1 の米国原子力規制の歴史でも触れているように、米国では NRC の規制の在り方に、議会と連携して産業界が深く関わってきた。

- 1953 AEC に関する議会監視委員会（原子力合同委員会）が平和的な原子力開発に関する公聴会を行った際に、民間企業の代表者たちがデータ取得の制限が緩和されなければ産業の進歩は不可能だと強調し、1954 年の原子力法で原子力技術を商業利用に開放。
- 1957 産業界からの要望でプライス・アンダーソン原子力産業保障法が成立。事故に対する国からの補償と AEC の許認可手続きの改革
- 1979 TMI 事故の発生と SALP による事業者レビュー・評価の強化
- 1985 デービス・ベッセ発電所給水喪失事故と SMM・NRC ウォッチリストによる事業者監視の強化
- 1990 後半 業界・一般市民・連邦議会から、NRC の決定の予測可能性・客観性・迅速性およびライセンス保有事業者のパフォーマンス評価の公平性に対する批判
- 1994 タワーズ・ペリン報告書で NRC の多くの活動が公衆の健康と安全を高めてはいない、という批判、パフォーマンス型規制の導入
- 1991 ケネス・ロジャース NRC 委員「良い規制の 5 原則」
- 1991 メンテナンス規則が産業界の反対にもかかわらず、導入される。
- 1998 NEI の会長兼 CEO のジョー・コルビン議会証言。実効性のある規制改革を強く提唱。連邦議会は、NRC が検査や監視体制を近代化しない限り、予算を大幅に削減する可能性を示唆（NRC の臨死体験）。
- 2000 SALP を廃して、ROP を導入。

最も顕著に産業界の意見で規制が変わったのは、1998 年のコルビン証言 (Colvin Testimony) であろう。議会から受けた「抜本的な規制改革を行わなければ NRC の予算を大幅に削減する」といった警告と合わせて、コルビン証言を受ける形で 1999 年に NRC の委員会は NRC スタッフに対し、SRM-SECY-98-144「リスク情報およびパフォーマンス重視の規制に関するホワイトペーパー (White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation)」で提示された概念を、NRC が行うルールメイキング（規則制定）、許認可、検査、評価、執行、その他の意思決定プロセスに適用するよう指示を出した。

こうした取り組みの結果、2000 年 4 月 2 日、NRC は運転中のすべての商業用原子力発電所で新たな監視プロセス ROP (Reactor Oversight Process) の運用を開始し、それまで用いられてきた SALP (Systematic Assessment of Licensee Performance) を置き換えた。

(2) 産業界と規制側との新しい関わり方

現在、事故耐性燃料（ATF）に関する規制に関して、迅速な規制を目指した改革が行われている。詳細は添付資料 6 に、概要は 3.1.3 節で述べているが、これまでの新技術に関する規制では、技術が開発されてから、NRC 中でのスタッフの教育、規制のためのインフラの変更の必要性評価、クロスチェック解析用コードの開発、といったことが初めて行われたのに対して、ATF のための新しい規制では、図 3.1-9 に示したように、燃料製造会社や事業者と開発段階から意見交換を行い、上記のような迅速な規制に必要な基盤を構築していこうとしている。

(3) 事業者の規制コスト負担

添付資料 2 に示したように、原子炉の新設・変更において NRC の許認可申請に要するコスト及び運転における監視活動に関わるコストは、事業者に請求される。

NRC が予測した原子炉新設の際の審査等、許認可活動のために NRC から申請者に請求される費用は以下のとおりとなる（添付資料 2 の表 3 より）。

項目	平均コスト（単位百万ドル）
ライセンスの変更	0.083
COL（運転設置一括許可）	33.3
ESP（早期建設許可）	12.0
DC（設計認証）	56.9

もちろん、事業者は上記の審査に関して NRC に支払うよりも数倍大きな費用を許認可申請の準備のために掛けているが、総額で 1 億ドルを超える審査費用もプラント新設のために無視できないコストとなる。この費用は、主に NRC のスタッフの人件費（平均で 1 時間当たり 317 ドル）と請負契約での外注作業費用であるが、圧倒的に前者が大きいので、審査に要する時間が長引くほど、事業者の費用負担も大きくなる。

なお、2024 年 7 月 9 日に成立した「クリーンエネルギーのための多用途で先進的な核エネルギーの導入促進法（ADVANCE 法：Accelerating Deployment of Versatile, Advanced Nuclear for Clean Energy）」では、先進炉の審査期間を短縮し、また NRC の料金体系を改訂して審査料金を 50%安くする（2025 年 10 月 1 日から）などの、原子炉新設推進の施策が取られている。

(4) 原子力発電所新設に関わる事業者との関わり方

10 CFR Part 52 に基づく COL 申請を行ったプラントについて、それに要した期間を表 4.3-1 に示す。表 4.3-1 に示した 8 つのサイト、14 のプラントのうち、実際に建設されたのは Vogtle 3 & 4 だけであり、他は全て建設中止あるいは申請取り下げとなった。Vogtle 3 & 4 は 47 ヶ月という他に比べれば短い時間で COL 認可を得ることができたが、この間にどの程度の頻度で、NRC と事業者（SNC: Southern Nuclear Operating Company）との間でのやり取りが行われたかは不明である。

表 4.3-1 10 CFR Part 52に基づき COL が申請され NRC に認可された原子力発電所⁴⁰

プロジェクト	炉型	申請者	申請日	認可日	申請から認可までの期間
South Texas Project Units 3 and 4	ABWR	Nuclear Innovation North America, LLC	2007/9	2016/2	101 ヶ月
North Anna Unit 3	ESBWR	Dominion Virginia Power	2007/11	2017/5	114 ヶ月
William States Lee III Units 1 and 2	AP1000	Duke Energy	2007/12	2016/12	108 ヶ月
Virgil C. Summer Units 2 and 3	AP1000	South Carolina Electric & Gas	2008/3	2012/3	48 ヶ月
Vogtle Units 3 and 4	AP1000	Southern Nuclear Operating Company (SNC)	2008/3	2012/2	47 ヶ月
Levy Nuclear Plant Units 1 and 2	AP1000	Duke Energy Florida, LLC	2008/7	2016/10	99 ヶ月
Fermi Unit 3	ESBWR	Detroit Edison Company	2008/9	2015/4	79 ヶ月
Turkey Point Units 6 and 7	AP1000	Florida Power & Light Company	2009/6	2018/4	106 ヶ月

(5) 技術開発における産業界との関わり

図 4.3-1 に示したように、ATF に見られるような規制改革において、産業界の技術開発と並行して意見交換を行うことで、技術開発の内容についての規制上の問題点を予め示すことで、技術開発の手戻りを減らすことに貢献することができると考えられる。

また、NRC は原子力プラントの安全性向上に資する技術を、産業界に提供する役割も果たしている。特に、添付資料 2 で述べた、NRC の予算で米国エネルギー省 (DOE) 傘下の国立研究所が開発した安全解析のためのコンピュータプログラム (計算コード) は、テネシー州オークリッジの RSICC (Radiation Safety Information Computing Center) を通じて広く世界中に公開されている。申請者がその精度や妥当性が確認された計算コードを用いて解析を実施して安全評価を行うことで、申請者側も規制側も、解析手法の妥当性確認に要する時間を大幅に短縮することができる。

このような NRC の予算で開発された代表的な計算コードには、核燃料施設の安全性評価に用いられる SCALE システム (オークリッジ国立研究所)、過酷事故解析コードの MELCOR (サンディア国立研究所) や熱水力計算コードの TRACE などがあり、日本の許認可のための安全解析でも広く用いられている。また、NRC は運転中の原子炉監視プロセス (ROP) の基となるリスク情報を与える PRA モデルも開発するなど建設時の安全評価だけでなく、運転時の監視に役立つ情報も提供している。

⁴⁰ NRC, “Combined License Applications for New Reactors,” July 2023.

4.3.2 日本における産業界と規制側の関わり

(1) 産業界と規制側との関わりの歴史

福島第一原子力発電所事故の前に、原子力産業界が公式に規制の在り方について発言したことは少ないが、2009年6月に、原子力産業協会が日本経団連（2006年に加入）を通じて、①「核燃料物質加工施設の設備・機器の休止時における施設定期検査の免除」と②「原子力発電所等の建築工事の設計・許認可に係る審査の一元化」の2件の要望を内閣府に出したことがある⁴¹。

福島第一原子力発電所事故を受けて、2012年に一般社団法人 原子力安全推進協会(JANSI)がピアレビュー機関として、2014年に電力中央研究所内に原子力リスク研究センター(NRRC)が民間のリスク研究機関として、2018年に原子力エネルギー協議会(ATENA)が規制当局との対話窓口として設立され、図4.3-1に示す産業界が安全性向上に取り組みながら規制側と対話していく体制が確立した。

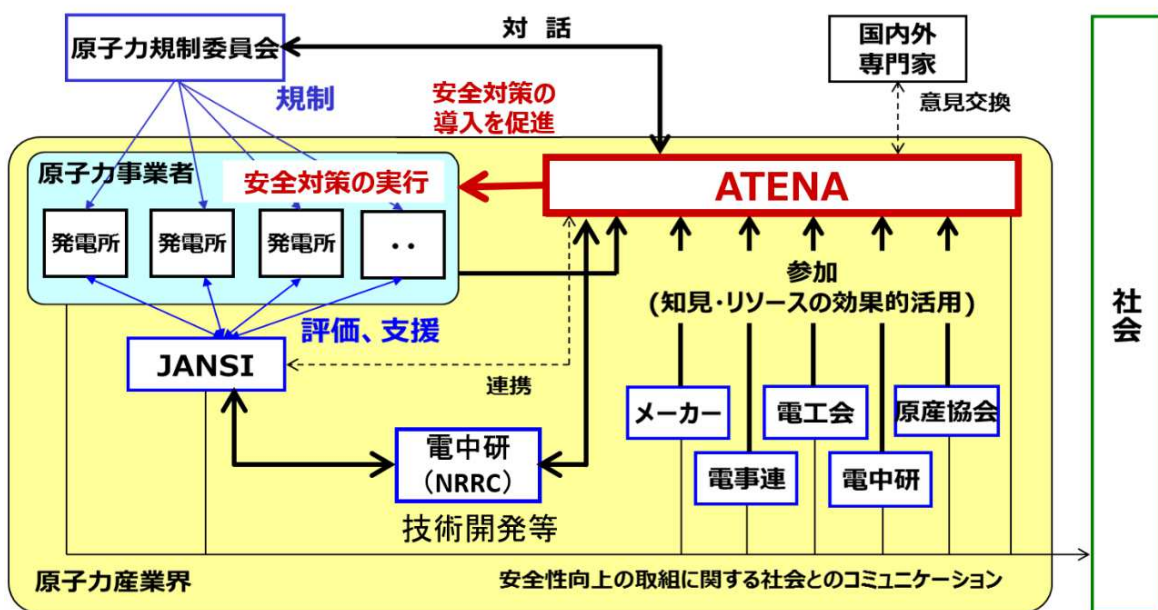


図 4.3-1 日本における原子力産業界の組織図⁴²

(2) 産業界と規制側との新しい関わり方

最近では、原子力規制庁と被規制者側（産業界）との間で表4.3-2に示すような会合が行われている⁴³。

⁴¹ https://www.jaif.or.jp/melmag_db/2009/0727.html#1-4

⁴² https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyogenshiryoku_shinsoshiki.html (資源エネルギー庁)

⁴³ https://www.nra.go.jp/NuclearRegulation/hikisei_iken_index.html (原子力規制庁)

表 4.3-2 産業界と原子力規制庁の意見交換会合

会合名	期間 (回数)	産業界出席者
主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会 (CNO 意見交換会)	2017. 1. 18～2024. 12. 23 ～継続中 (20)	電力会社、ATENA、(電中研、メーカー)
経年劣化管理に係る ATENA との実務レベルの技術的意見交換会	2020. 3. 6～2020. 7. 1(6)	ATENA(長期安全運転のための経年劣化管理ガイドラインWG = 電力会社、メーカー)
(各電力会社経営層との意見交換)	2022. 4. 12 北海道電力 8. 17 東北電力 8. 24 電源開発 9. 2 中部電力 9. 5 北陸電力	
審査プロセスの改善に係る事業者との実務的な意見交換会	2024. 10. 22 (1)	電力会社
建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会	2024. 12. 9 (1)	ATENA、電力会社、メーカー

「主要原子力施設設置者の原子力部門の責任者との意見交換会 (CNO 意見交換会)」は ATENA が発足する以前から行われており、約半年に一回開催され、2024 年 12 月までに 20 回開催された。原子力規制委員会からは規制委員長と規制委員 (1、2 名)、原子力規制庁からは規制技監、規制部長、長官官房審議官らの幹部、産業界からは各電力会社の原子力担当役員 (CNO)、ATENA 理事、回によってメーカーや電力中央研究所からも出席している。主に事業者側から問題提起や要望を行い、それを受けて更なる議論の場などを規制側で用意する、といった形で議論が行われている。

CNO 意見交換会の第 18 回(2024 年 3 月 25 日)及び第 19 回(2024 年 9 月 12 日)では、革新軽水炉の規制に関して、規制の予見性が不十分で今後の開発推進に影響を及ぼす、という問題提起が産業界側から行われた。これを受けて、「建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会」の第 1 回会合が 2024 年 12 月 9 日に開催された。出席者は、原子力規制庁からは技術的な検討を行う技術基盤グループの 4 名、規制を担う規制企画課の 2 名、審査を担う審査官 2 名の計 8 名、被規制者 (産業界) からは、ATENA、電力会社、メーカーから 37 名であった。三菱重工業と PWR 電力 4 社で開発を進めている革新軽水炉 SRZ-1200 (1200MWe PWR) のシビアアクシデントや大規模損壊対応設備と現行の規制基準との適合性を中心に議論が交わされた。この会合は、革新型軽水炉の開発進展に合わせて、今後も継続して開催されると考えられる。

また、原子力規制庁は各電力会社の経営層と 2022 年に意見交換を重ね (4 月 12 日 北海道電力、8 月 17 日 東北電力、8 月 24 日 電源開発、9 月 2 日 中部電力、9 月 5 日北陸電力)、同年 9 月 7 日には、原子力規制委員会に「電力会社経営層との意見交換を踏まえた新規規制基準適合性に係る審査の進め方」を諮った。この諮問では、審査効率化について次の 5 つの提案が事業者から出されたことを受け、それぞれに対する原子力規制庁としての対応方針を示した。

- 提案1 できるだけ早い段階での確認事項や論点の提示
- 提案2 公開の場における「審査の進め方」に関する議論及び共有
- 提案3 審査会合における論点や確認事項の書面による事前通知
- 提案4 原子力規制委員又は原子力規制庁職員の現地確認の機会を増加
- 提案5 基準や審査ガイドの内容の明確化

CNO 意見交換会の第 19 回では二つ目の議題として、前回意見交換会での原子力規制庁から審査プロセスの改善について意見があれば伺いたい、という要望に対して、上記の「電力会社経営層との意見交換を踏まえた新規制基準適合性に係る審査の進め方」で原子力規制庁が示した対応方針を基とし、ATENA から審査会合におけるラップアップの重要性、指摘事項の書面による事前提示、といった提案が為された。結論として、審査プロセスの改善については、継続して取り組む必要があることから、今後も実務的な意見交換を行い、運用の改善に努めることとなった。これを受けて、「審査プロセスの改善に係る事業者との実務的な意見交換会」が、2024 年 10 月 12 日に開催された。原子力規制庁からは、実用炉、高経年化、地震・津波審査の各担当安全規制管理官、安全規制調整官、安全管理調整官、管理官補佐（3 名）の計 8 名、事業者側として「電力会社経営層との意見交換」の対象となった電力会社 5 社から計 15 名が参加した。主に審査における論点の提示方法と時期に関する議論が為された。

(3) 事業者の規制コスト負担

原子力規制委員会の令和 5 年度補正予算及び令和 6 年度当初予算案とその内訳を図 4.3-2 に示す。東日本大震災前の体制では、審査における技術的な役割を原子力安全基盤機構（JNES）が担っており、審査のクロスチェック解析などの費用を請負契約で民間会社に発注していたが、原子力規制庁になってからは直接に審査に要するのは人件費だけと考えられる。その規模はほぼ一般会計による予算と同程度の約 120 億円で、いわば国の予算で全て賄われており、審査に掛かるコストを産業界は直接には負担していないことになる。

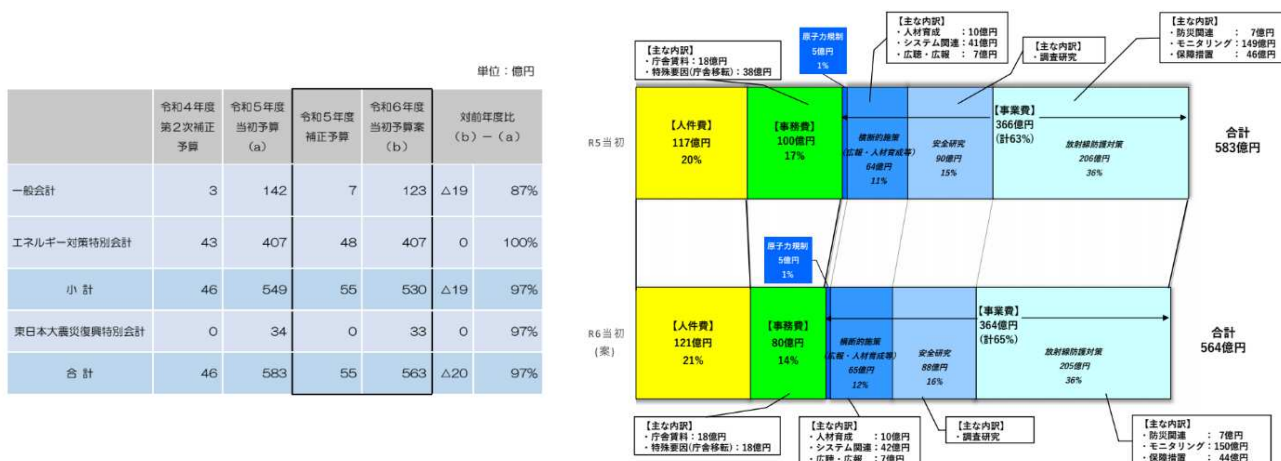


図 4.3-2 原子力規制委員会の令和 5 年度補正予算及び令和 6 年度当初予算案とその内訳⁴⁴

⁴⁴ 原子力規制委員会の 令和 6 年度当初予算案等の概要、原子力規制庁、令和 5 年 12 月 27 日

(4)再稼働に関わる事業者との関わり方

2025年2月までの時点で再稼働が行われたプラントの本体工事について、設置許可変更、工事認可、保安規定変更の各申請に要した時間を表4.3-3にまとめた。

表 4.3-3 再稼働した原子力発電所の新規制基準適合（本体）のための許認可に要した期間

プラント名	項目	申請	許可	許可までの期間
女川 2号	設置変更許可	2012/12/27	2020/2/26	85ヶ月
	工事認可	2012/12/27	2021/12/23	107ヶ月
	保安規定	2012/12/27	2023/2/15	121ヶ月
島根 2号	設置変更許可	2013/12/25	2021/9/15	92ヶ月
	工事認可	2013/12/25	2023/8/30	116ヶ月
	保安規定	2013/12/25	2024/5/31	125ヶ月
美浜 3号	設置変更許可	2015/3/17	2016/10/5	18ヶ月
	工事認可	2015/11/26	2016/10/26	11ヶ月
	運転期間延長	2015/11/26	2016/11/16	11ヶ月
高浜 1,2号	設置変更許可	2015/3/17	2016/4/20	13ヶ月
	工事認可	2015/7/3	2016/6/10	11ヶ月
	運転期間延長	2015/4/30	2016/6/20	13ヶ月
高浜 3,4号	設置変更許可	2013/7/8	2015/2/12	19ヶ月
	工事認可	2013/7/8	2015/8/4	24ヶ月
	保安規定	2013/7/8	2015/10/9	27ヶ月
大飯 3,4号	設置変更許可	2013/7/8	2017/5/24	46ヶ月
	工事認可	2013/7/8	2017/8/25	49ヶ月
	保安規定	2013/7/8	2017/9/1	49ヶ月
玄海 3,4号	設置変更許可	2013/7/12	2017/1/18	42ヶ月
	工事認可	2013/7/12	2017/8/25	49ヶ月
	保安規定	2013/7/12	2017/9/14	50ヶ月
川内 1,2号	設置変更許可	2013/7/8	2014/9/10	14ヶ月
	工事認可	2013/7/8	2015/5/22	22ヶ月
	保安規定	2013/7/8	2015/5/27	22ヶ月
平均	設置変更許可			41.1ヶ月
	工事認可			48.6ヶ月
	保安規定			52.3ヶ月

特に BWR の再稼働（女川 2 号、島根 2 号）には多くの時間を要したことが分かる。これらの本体工事について、原子力規制庁が許認可までに事業者から行ったヒアリングの回数をまとめると、表 4.3-4 のとおりとなる。島根 2 号については原子力規制委員会の審査会合の回数も示した。

表 4.3-4 BWR プラントの新規制基準適合（本体）のために行われた
原子力規制庁による事業者ヒアリングの回数

プラント	設置変更許可	工事認可	保安規定
女川 2 号炉	483	274	17
島根 2 号炉	402	495	33
(原子力規制委員会審査会合)	184	9	5

平成 25 年 7 月 10 日に原子力規制委員会です承された「新規制基準施行後の設置変更許可申請等に対する審査の進め方について」では、担当委員出席のための審査会合に加えて、「申請書の記載内容に関する事実確認等を実施するため、ヒアリングを適宜実施する」とされており、これに従って膨大な回数のヒアリングが行われたものである。この他に、特定重大事故等対処施設及び所内常設直流電源設備（3 系統目）における許認可申請も行われているため、再稼働までの許認可に要した期間は米国の新設(Vogtle 3, 4)に要したそれを超えている。これに要した事業者側、規制側双方の労力（人件費コスト）も米国での新設を超えている可能性がある。

(5) 技術開発における産業界との関わり

東日本大震災前に原子力安全保安院が原子力安全規制を担っていた時には、原子力安全基盤機構（JNES）がクロスチェック解析などにより審査の技術的な部分を支援していた。この時に JNES で開発された計算コードが、数は少ないが（3 件）、一般財団法人高度情報科学技術研究開発機構(RIST)を通じて、産業界でも使用できるように公開されたことはある。

また、電気事業者やメーカーが行う技術開発について、現在は特に原子力規制庁が関与することはなかったが、先に述べた「建替原子炉の設計に関する事業者との実務レベルの技術的意見交換会」では、規制の予見性を高めて開発の遅延を防ぐために、電力会社及びメーカーから革新型原子炉の開発情報を原子力規制庁に提供して共有する、という試みが始められている。

4.3.3 日米の比較

上記で述べた、日米における産業界と規制側の関わり方（過去及び現在）、審査コストの負担、事業者側の負担の視点からの新設（米国）及び再稼働（日本）の審査に要した期間、技術開発に関する両者の関係をまとめると、以下のとおりとなる。

産業界と規制側の関わり方

- 米国 : 産業界(NEI など)が議会や世論を動かして NRC に変革を迫ってきた。それに応じて、NRC も規制の見直しや組織改革を行ってきた。
- 日本 : 産業界から規制側に公式に意見を言うこと少なかったが、CNO 意見交換会が 2017 年に設置されてからは、個別の問題での担当者間の議論の場が設けられるなど、積極的に産業界と規制側の意見交換が行われるようになった。

審査コストの負担

- 米国 : 審査に要した時間に応じて申請者がコストを負担する。
- 日本 : 審査においては申請者のコスト負担はない。(原子力規制検査では手数料を事業者から徴収する)

最近の審査に要した期間

- 米国 : 新設の COL で 47 ヶ月程度で完了(稼働した Vogtle 3、4 の例)。
- 日本 : 再稼働のための設置変更許可で PWR は 13~46 ヶ月、BWR は 90 ヶ月程度。膨大(数百回)な回数のヒアリングを要する。

技術開発

- 米国 : NRC が産業界でも使えるように安全解析のための計算コードの開発予算を提供し、公開してきた。ATF 燃料では、開発段階から NRC と核燃料製造会社・事業者が意見交換を行い、技術開発と審査の双方を効率化する。
- 日本 : 革新軽水炉の開発では、原子力規制庁と電力会社・メーカーが意見交換を行い、規制の予見性を高めて安全性を確保しつつ、開発を効率化する。

5. まとめ

5.1 米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷に関する調査

米国の原子力規制の歴史を、第二次大戦後の黎明期から現在まで、次の3つの時代に分けてまとめた。

- (1) 原子力時代の幕開けからスリーマイル島（TMI）事故までの初期の時代、
- (2) 1979年から2000年までのTMI事故後の時代、
- (3) 2000年から現在までの現代。

5.2 海外の規制体系の整理比較

5.2.1 米国の発電用原子炉に関する規制と日本の規制との比較

米国の軽水炉新設における許認可の審査プロセスと審査内容を調査し、日本の新規規制基準適合のための許認可における審査プロセスを、リスク情報の活用も含めて比較した。

また、米国で検討されている先進炉の規制のための枠組み（10 CFR Part 53）の状況を調査するとともに、革新軽水炉に相当する第3世代+原子炉（AP1000）に適用された10 CFR part 52の内容を調査した。日本の革新軽水炉の規制に関する動きは昨年12月の原子力規制庁と事業者との会合で始まったばかりであるが、その会合での論点を示した。

さらに、事故耐性燃料（ATF）の利用に関する規制の動きを日米それぞれで示した。米国は、ATFの規制に当たって、産業界と規制側が協力した新たな枠組みを作って、効果的な規制を行おうとしていることがわかった。

5.2.2 ドイツの溶融クリアランス

「文献調査」及び「TÜV Nordに対するヒアリング調査」により、ドイツの溶融クリアランスに関する調査を行なった。我が国の規制体系との相違点は、以下の2点であることが分かった。

- ① 無条件クリアランス、特定目的クリアランス、および個別ケースクリアランスの3種類があり、クリアランスされる物質等の性質、発生源、使用履歴などを考慮し、クリアランスの目的に応じて使い分けられていること。
- ② 機械除染のみでなく溶融除染も想定していること。

5.3 人材育成・確保の手法、体制・意思決定メカニズム、産業界の関わり方の日米比較

5.3.1 人材育成・確保の手法

先進炉の許認可審査の増大と、このような先進炉開発者に人材を引き抜かれることからNRCの人材不足は深刻な状況である。新卒採用者の教育や安全審査官・検査官などの資格認定の制度については、原子力規制庁のシステムもNRCと遜色ないと思える。しかし、米国では海

軍からの原子力専門人材の供給があり、日本でも中途採用人材の拡充が望まれる。

5.3.2 体制・意思決定メカニズム

米国の NRC と日本の原子力規制委員会（原子力規制庁）について、その組織体制、人材育成・確保の手法について比較した。組織体制については、日本では専門的に分化した諮問委員会が設けられていること、技術基盤グループが規制研究に加えて審査においても協力していることが、NRC の体制とは異なる点であった。

意思決定メカニズムについては、NRC では SECY や COM といったメモランダムを活用して文書で伝えるシステムが確立している点が特長である。

5.3.3 産業界の関わり方

産業界と規制側の関わりのこれまでの歴史と現状、審査コストの負担、最近の審査に要した期間、技術開発での規制側と産業界の関係、について、日米で比較を行った。

米国では事故耐性燃料（ATF）の許認可申請のために産業界と NRC が協力する新しい規制の枠組みが作られようとしている。

日本でも 2017 年から電力事業者の原子力担当役員と原子力規制委員会との対話が始まり、昨年はそこから実務者同士の対話も生まれるなど、産業界と規制側が協力して効果的な原子力規制を実現することで、安全性をより高めていく試みが進んできている。

添付資料 1

米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷

令和7年3月15日

合同会社アマランス・アソシエイツ

米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷

目 次

はじめに.....	1
1. 初期の時代 (1946 ~ 1979).....	1
(1) 1954 年の原子力法.....	1
(2) 原子力委員会と商用原子炉の開発.....	2
(3) AEC 原子力規制プログラム.....	2
(4) プライス-アンダーソン (PRICE-ANDERSON) 原子力産業補償法.....	4
(5) 原子力発電の成長.....	5
(6) 放射線防護.....	6
(7) フォールアウトに関する論争.....	7
(8) 1960 年代中盤からの急速な米国原子力の進展と急成長する市場への規制の負担.....	8
(9) 国家環境政策法 (NEPA) と CALVERT CLIFFS 原子力発電所.....	10
(10) 初期の NRC.....	13
2. スリーマイル島事故後 (1979 ~ 2000).....	15
(1) SALP プログラムの概要.....	15
(2) 1980 年代後半の改良: "SENIOR MANAGEMENT MEETING PROCESS" と "NRC WATCH LIST".....	18
(3) 1990 年代の一般市民/業界からの批判の高まり.....	19
(4) 1994 年の TOWERS PERRIN による "NUCLEAR REGULATORY REVIEW STUDY".....	19
(5) 確率論的リスク評価 (PRA) の開発と導入.....	22
(6) NRC の「良い規制の 5 原則」に関して.....	23
(7) NRC のメンテナンス規則導入に関して.....	25
(8) 1998 年 7 月の NEI 会長 JOE COLVIN による議会証言.....	26
3. 現在 (2000 ~).....	27
(1) コルビン証言への対応と ROP フレームワーク.....	27
(2) 2001 年 9 月 11 日のテロ攻撃が米国の原子力規制に及ぼした影響.....	32

はじめに

米国における原子力規制は、次の3つの時代に分けることができる。

- (1) 原子力時代の幕開けからスリーマイル島（TMI）事故までの初期の時代、
- (2) 1979年から2000年までのTMI事故後の時代、
- (3) 2000年から現在までの現代。

以下では、上記の三つの時代それぞれについて、米国の原子力規制制度の主要な制度改正の概要、そうした改正に至った経緯・要因、特に産業界（NEI等）との関わりや米国原子力規制委員会（NRC）の取組等を整理した。

1. 初期の時代（1946～1979）¹

1946年の原子力法は、第二次世界大戦の終結後、米ソ間の緊張が冷戦へと急速に発展していく中で議会により成立したが、原子力の平和的利用の可能性についてはほとんど触れられていなかった。むしろ、この法律は核エネルギーの軍事的側面を主に強調し、秘密保持の必要性と核兵器の継続的な生産を強調した。この1946年の法律は、原子力の民間および商業的利用を認めず、事実上、核技術に関する政府の独占を確立した。米国の原子力プログラムを管理するために、この法律は5人の委員からなる米国原子力委員会（AEC）を設立した。

(1) 1954年の原子力法

1954年までに、米国では原子力を民間利用目的で開発することが重要な目標であるとの広範な政治的合意が形成された。その年、議会は新しい原子力法を制定した。この法律は、新たなエネルギー源の長期的必要性という認識の一部から生まれたが、主に米国の核技術における世界的なリーダーシップを維持し、国際的な威信を高め、平和的な原子力利用の利点を示すという即時的な目的から成立した。これらの要素により、原子力プログラムには緊急性が与えられた。

改正された1954年の原子力法は、初めて原子力の平和的利用を広範囲にわたり認めた。この法律は、政府による技術データの独占を終了させ、商業用原子力産業の発展を重要な国家目標として再定義した。また、この法律は原子力委員会（AEC）に対し、「原子力の平和的な開発および利用に広く参加を促進する」ことを指示した。

また、1954年の原子力法は、放射線の危険から公衆の健康と安全を守るための規則を準備するよう、AECに指示した。

すなわち、この法律はAECに以下の3つの主要な役割を割り当てた。(1) 核兵器プログ

¹ この節の情報は次の文献に基づく。“A Short History of Nuclear Regulation, 1946–2009” by J. Samuel Walker and Thomas R. Wellock (History Staff, Office of the Secretary, U.S. Nuclear Regulatory Commission), October 2010.

ラムの継続、(2) 原子力の商業利用の促進、(3) これら平和利用による危険の防止である。これらの役割は多くの点で切り離せないものであったが、単一の機関によって遂行されると相容れないものとなった。この競合する責任と、AEC が軍事および促進活動に優先順位を与えたことにより、規制問題における信頼性が次第に損なわれ、安全プログラムへの公衆の信頼を弱める結果となった。

(2) 原子力委員会と商用原子炉の開発

1955年1月、AECは「発電実証炉プログラム」を開始した。このプログラムでは、

- ・ AEC は、国立研究所での発電炉に関する研究開発を行い、
- ・ 産業界が実施する追加研究に対して固定金額契約を通じて補助金を提供し、
- ・ 政府が所有し続ける核分裂性物質の貸与に伴う燃料使用料を7年間免除する、

ことを薦めた。一方で、民間の電力会社やベンダーは、原子力発電所の建設資金を提供し、燃料費以外の運営費を負担することとされた。この実証プログラムの目的は、さまざまな炉設計の技術的および経済的な実現可能性を探るために、民間の参加と投資を促進することであった。(当時、提案されていた複数の炉型の中で、最も有望とされる炉型はまだ明確には定まっていなかった。)

AECはまた、産業界の技術情報に対する需要にも対応しようとした。数年間、一部の電力会社幹部は、電力生成に核分裂を利用することに強い関心を示していたが、1946年の原子力法で定められた情報アクセスに関する厳しい制限のため、原子力エネルギーの商業利用は妨げられていた。1953年、AECに関する議会監視委員会(原子力合同委員会)が平和的な原子力開発に関する公聴会を行った際、民間企業の代表者たちは、データ取得の制限が緩和されなければ産業の進歩は不可能だと強調した。1954年の原子力法は、原子力技術を商業利用に開放することで、これらの不満をおおむね解消した。電力会社の視点から見ると、この法律は、核開発に参加し、将来的なエネルギー需要に対応する技術で経験を積む機会を提供するものであった。

原子力発電のコストとリスクを考慮して、電力業界は1954年の原子力法およびAECの実証プログラムに対して慎重な姿勢を示した。多くの電力会社は原子力の可能性を探ることに関心を持ちながらも、既存の不確実性の中で迅速に前進することをためらった。しかし、1955年8月までに、5つの電力会社が原子力発電所の建設計画を発表したことに、AECは喜びとともに驚きを感じた。このうち2社は政府の支援なしで進めることを決定し、他の3社はAECの発電実証プログラムの下でプロジェクト提案を提出した。

(3) AEC 原子力規制プログラム

AECが民間企業との提携を通じて原子力開発を推進するという方針は、同委員会の規制政策に大きな影響を及ぼした。規制の策定におけるAECの基本的な目標は、公共の健康と

安全を確保する一方で、産業の成長を妨げるような過剰な負担を課さないようにすることであった。1955年、AECの委員であったウィラード・F・リビーは、AEC関係者の間で一般的だった意見を述べ、「この人類にとっての大きな恩恵が、不必要な規制によって『誕生時に』消されてしまうことこそが、我々にとって最大の危険である」と語った。原子力開発の支持者たちも同様の見解を共有していた。彼らは、安全性が進歩に不可欠であることを理解しており、事故が業界を壊滅させるか、少なくとも何年も後退させる可能性があることを認識していた。しかし同時に、過度に厳しい規制や柔軟性に欠ける規制が、民間企業の参加や原子力技術への投資を阻害することを懸念していた。

AECが必要な規制と過剰な規制を区別することの本質的な困難さは、技術的な不確実性や、発電用原子炉に関する運転経験の不足によってさらに複雑化した。AECが運営する実験用原子炉の安全記録は、安全上の問題を解決し、事故の可能性を「許容可能な計算上のリスク」に抑えられるという自信をもたらした。しかし、当時の経験では、いくつかの重要な技術的および安全上の問題に関して明確な指針をほとんど提供していなかった。例えば、放射線が原子炉材料の性質に与える影響、原子炉内での応力下における鋼やその他の金属の耐久性、原子炉内での水とウラン、トリウム、アルミニウム、およびその他の元素との反応、さらには大規模な事故が発生した場合に放射線被ばくを最小限に抑えるために必要な対策などが挙げられる。

AECが1954年の原子力法の成立直後に設立された後、その規制スタッフは、安全性を確保するのに十分厳格でありながら、新しい知見や急速に進化する原子力技術に対応できる柔軟性も持つ規則を作成し、許認可手続きを考案するという課題に直面した。短期間のうちに、スタッフは放射線防護基準、核分裂性物質の配布および保護、原子炉運転員の資格に関する規則や定義を策定した。また、民間所有の原子炉の許認可手続きも確立した。

1954年原子力法は、許認可を与えるための2段階の手続きを明記していた。まず、公益事業体が提案する原子炉に関する安全解析がAECにより受け入れ可能と判断された場合、建設許可証が発行される。その後、公益事業体が建設を完了し、施設がすべての安全要件を完全に満たしているとAECが判断した場合、燃料装填および運転を開始するための許可証が申請者に発行される。

技術的知識の不確実性やさまざまな原子炉設計を奨励するというAECの目標のため、同委員会は許認可申請をケースバイケースで判断する必要があるがあった。当時の技術が初期段階にあったため、原子炉工学のあらゆる側面において普遍的な基準を策定することは不可能であった。規制スタッフは、申請者が提出した提案された敷地の適性、建設仕様、詳細な運転計画、安全機能に関する情報を審査した。さらに、外部専門家のパネル（原子炉安全諮問委員会、ACRS）による審査も行われた。ACRSは、原子炉技術のさまざまな分野で認められた権威者で構成される非常勤のコンサルタントから成り、自身の独立した審査を実施した。ACRSおよび規制スタッフの勧告は、最終的に建設許可または運転許可を承認するかどうかを決定するAECの委員会に提出された。（その後、AECは規制スタッフとACRSの判

断を原子力安全許認可委員会から選出されたパネルに委ねるようになり、必要に応じてパネルの判断を再審査する最終的な管轄権を保持した。）

AEC は、建設許可を取得するために将来の発電用原子炉所有者が施設の安全性に関する詳細な技術データを提出することを要求しなかった。同委員会は、申請が提案された敷地で計画された施設を「公衆の健康と安全に不当なリスクを与えることなく」建設および運転できるという「合理的な保証」を提供する限り、条件付き許可を発行する用意があった。この2段階の許認可システムにより、AEC は原子力発電所の建設を承認する一方で、未解決の安全性の問題を調査し、初期計画の修正を指示するのに十分な時間を確保することができた。

委員会の関係者は、安全性に関するすべての潜在的な問題を解決する前に建設を進めることの是非に関する議論の余地があることを認識していたが、当時の技術の状況と原子力発電の急速な発展への取り組みを考えると、他の選択肢はないと考えていた。彼らは、規制要件が原子力発電システムの危険に対する十分な防護策となっていると確信していたが、すべてのリスクを完全に排除することは不可能であることも認めていた。

(4) プライス-アンダーソン (Price-Anderson) 原子力産業補償法

AEC は、民間の原子力発電への投資を促進するためには補償法の制定が不可欠であると考えており、この見解は業界代表者や原子力合同委員会 (Joint Committee on Atomic Energy) と共有されていた。深刻な原子炉事故の可能性をゼロにすることは不可能であると認識していたため、原子力発電の熱心な推進派でさえ、適切な責任保険がなければ計画を進めることに消極的であった。民間の保険会社は、原子炉1基につき最大6000万ドルの保険を提供する準備をしたが、これは米国の他のどの産業よりもはるかに高い額であった。しかし、大規模な事故が発生した場合、この保険金額では、故人や負傷者、事故周辺地域の財産被害に対する請求を賄うには不十分であるとみなされていた。

そのため、業界の経営陣は追加の保険保護を提供する政府プログラムを求めた。Consolidated Edison, Inc.の取締役会会長 H.R.シアリングは、ニューヨーク市近郊に位置するインディアンポイント発電所の建設を進めるものの、保険問題が解決されない限り、燃料装填や運転開始を行わないと明言した。さらに、ゼネラル・エレクトリック社のフランシス・K・マキューンは、1957年に原子力合同委員会で、もし議会が補償法を制定しなければ、自社は現在建設中のコモンウェルス・エジソン社のドレスデン原子力発電所の作業を停止すると述べた。彼は、政府の保険プランがなければ民間原子力エネルギー市場は崩壊し、ベンダーがこの分野から撤退する可能性があるとは指摘した。

業界の懸念に促され、AEC と原子力合同委員会は、政府が原子炉所有者に追加の責任保険を提供する方法を検討した。その結果、アンダーソン上院議員とメルビン・プライス下院議員によって提案された法案が成立した。この法案では、民間保険会社が提供する6000万ドルを超える5億ドルの保険を政府が保証することが提案された。当初、AEC は原子炉事

故による損害額を正確に見積もる方法が存在しないため、具体的な上限を設定することに反対していた。しかし、アンダーソンは、業界にいわゆる「空白小切手」を与えることを避けたいという理由で、恣意的に5億ドルを上限額に設定した。この法案では、必要に応じて議会が追加の支払いを承認できること、また原子炉所有者が許認可を受けた際に保険プールに資金を拠出することが求められた。AECと業界の強力な支持を受け、議会は1957年8月にプライス・アンダーソン原子力産業補償法（Price-Anderson Act）を可決した。この法案の最終形には、アンダーソンが提案したAECの許認可手続きの改革も含まれていた。

AECはアンダーソンの修正案に不満を抱いていたが、補償法案の承認が危ぶまれることや遅延を避けるためにそれを受け入れた。実質的には、プライス・アンダーソン法は原子力事故の被害者に保険保護を提供するという規制措置だったが、その動機の多くは推進的なものであった。業界、AEC、原子力合同委員会は、この法律が民間の原子力開発における大きな障害を取り除くと信じた。

(5) 原子力発電の成長

AECは、規制活動よりも開発および推進活動に明確に重点を置いていた。原子力発電の成長を促進することを優先した背景には、いくつかの要因があった。1954年原子力法は、原子力の平和利用を広範に促進することを国家目標として掲げたが、民間企業はしばしば開発に伴うコストやリスクを負担することに消極的であった。そのため、AECは民間企業が原子力発電に投資するよう説得または誘導することを目指した。この取り組みは特に緊急性を帯びていた。なぜなら、原子力合同委員会が進展を加速するようAECに強い圧力をかけ、民間企業が迅速に行動しない場合には、AECに試作プラントの建設を義務付けるという脅威を持続的に与えていたからである。

AECが民間開発を目指して行った重要な手段の一つは、公衆の安全を保護しながらも業界に過度の負担を与えないように設計された規制を作成することであった。安全性の問題は、具体的または定量的なものではなく、主に判断に依存するものであり、AECの関係者は、そのような問題が解決済みであるか、将来的に満足に解決されると仮定する方が、原子炉が建設されると仮定するよりも容易だと考えた。たとえば、AECがミシガン州での商業用高速増殖炉の建設許可をPower Reactor Development Company (PRDC)に発行した際、ACRS（原子炉安全諮問委員会）の懸念にもかかわらず、同委員会は先進技術プラントとしてのビジョンとその実証炉プログラムの成果を重視した。AECは、安全性の問題が技術開発に及ぼす影響を認識していたが、時が経てば核科学が未解決の問題に対する答えを提供すると確信していた。要するに、進展を示す具体的な成果への欲求が、定義が難しい安全性の問題を先に解決するという課題よりも強く働いていた。

AECが原子力開発を刺激することに重点を置いていたからといって、安全性の問題を軽視していたわけではなかった。1954年原子力法の成立直後にスタッフが作成した規制は、当時利用可能な最高の科学的情報と判断を慎重に考慮したものであった。AECは、この新

しい急速に進化する技術における事故の可能性を認識し、公然と認めていて、事故が起こらないという絶対的な保証を提供したことはなかった。しかし、規制の遵守が深刻な事故の可能性を最小限に抑えると信じていた。同委員会は、開発活動が規制方針よりも重要であるとは見なしていなかったが、産業成長の奨励をより差し迫ったニーズと見ていた。

1962年までに、原子力発電開発における民間参入を促進するというAECの取り組みは、いくつかの有望な結果をもたらした。当時、AECは原子力技術が民間企業に開放されてから短期間で、6基の「大規模」発電用原子炉が稼働を開始し、そのうち2基は政府の補助金なしで建設されたことを誇らしげに指摘していた。化石燃料と比較した原子力発電のコストに対する業界の懸念は依然として残っていたが、AECの推進および規制プログラムは、商業用原子力発電の初期成長を促進していた。同委員会は、2000年までに原子力発電所が国内の電力供給能力の最大50%を占める可能性があるとさえ予測していた。

しかし、AECの主張にもかかわらず、原子力産業の未来は依然として不安定であった。稼働中または建設中の14基の原子炉は、依然として商業的競争力があるとも、技術的に実証済みであるとも言えなかった。さらに、公益事業者のさらなる開発への関心は不確実であった。AECと原子力合同委員会の両者は、これらの不確実性を痛感し、深い懸念を抱いていた。

(6) 放射線防護

原子力推進派の視点から見ると状況をさらに悪化させたのは、原子力発電の危険性に対する世論の反対、あるいは少なくとも懸念が高まっている兆候が見られたことであった。1950年代後半から1960年代初頭にかけて、米国・ソ連・英国による大気中核実験に伴う放射性降下物をめぐる大きな議論の影響で、放射線の危険性に対して人々の注意が高まり、不安が増大した。その結果、人々は原子力発電を含むあらゆる放射線源からの被ばくリスクにますます懸念を抱くようになった。

実際、1940年代初頭までに、大多数の科学者は「ある一定のしきい値以下の放射線被ばくは影響がない」という考え方を、少なくとも遺伝的影響の面では否定していた。1946年、米国の放射線専門家委員会である全国放射線防護委員会(NCRP)は、この分野の意見の総意を反映する形で、「許容線量(tolerance dose)」という用語を「最大許容線量(maximum permissible dose)」に置き換えた。これは、「いかなる量の放射線も安全であると証明できるわけではない」という原則をより適切に伝えると考えられたためである。NCRPは「許容線量」を、「現在の知見に照らして、生涯のいかなる時点においてもその人に顕著な身体的損傷を引き起こすとは考えにくい放射線量」と定義した。NCRPは、個人が許容限度以下の放射線量であっても有害な影響を受ける可能性があることを認めつつも、「そのような傷害が起こる確率は非常に低く、平均的な個人が容易に受け入れられるリスクであるべき」という考え方に基づいて許容線量を設定していた。

原子力関連の事業が拡大し、放射線源を扱う人々の数が大幅に増えたことを受け、NCRP

は 1948 年までに、1934 年に定めていた 1 日 0.1 レントゲンという職業被ばく限度を 50% 削減することを決定した。NCRP の国際版とも言える国際放射線防護委員会 (ICRP) も、第二次世界大戦後に同じ最大許容線量を採用した。NCRP と ICRP が新たに推奨した全身に対する最大許容線量は、「最も重要」な組織と見なされる造血器官、生殖腺 (性腺)、および水晶体への被ばくを基準に、週 6 日勤務で 0.3 レントゲンとされた。感受性の低い部位については、より高い線量限度が適用された。また、NCRP と ICRP は、X 線やガンマ線に対する被ばく基準だけでなく、「内部放射線源」と呼ばれるアルファ線やベータ線を放出する放射性同位元素について、空気や水中における最大許容濃度も定めた。アルファ線やベータ線は体外から重要な組織を貫通することはできないものの、汚染された食物や水を摂取したり、汚染された空気を吸入したりすると体内に入り、深刻な健康被害をもたらす可能性がある。

NCRP と ICRP が定めた許容限度は、いずれも放射線業務従事者のみに適用された。しかし、放射線の遺伝的影響や事故や緊急事態で周囲の人々が被ばくする可能性を考慮し、両組織はより幅広い集団に対してもガイドラインを発行した。若年層が放射線に対してより感受性が高いことから、NCRP は 18 歳未満の個人に対して職業被ばくの最大許容線量を 10 分の 1 に引き下げるよう勧告した。ICRP はさらに一步進んで、一般公衆に対しても職業被ばくレベルの 10 分の 1 を上限とすることを提案した。これらの団体はいずれも法的権限や公式の地位を持っていないが、その勧告は放射線防護の専門家による最新の知見や意見を反映していたため、放射線安全に関わる政府機関に対して大きな影響力を持っていた。

AEC は、1954 年原子力法の成立後、自らの施設や被許可事業者に対する規制で NCRP の職業被ばく限度を採用した。AEC が 1955 年に公表して 1957 年に発効した放射線防護規則は、NCRP の勧告に従って放射線業務従事者の許容線量を定めるとともに、被許可事業の活動によって影響を受ける可能性のある一般公衆に対しては、その職業被ばくレベルの 10 分の 1 を最大許容線量とすることを定めた。

(7) フォールアウトに関する論争

大気中核実験による放射性降下物をめぐる激しい社会的論争は、AEC の規制プログラムに二つの重要な影響を及ぼした。第一に、この論争は AEC の放射線基準の強化につながった。世論の高まりや科学団体の研究成果を踏まえて、NCRP (全国放射線防護委員会) および ICRP (国際放射線防護委員会) は、推奨される被ばく許容量をさらに引き下げた。両団体の措置は安全マージンを大きくするものだったが、同時に、従来の基準値が危険なほど高すぎたという証拠は存在しないことが強調された。

職業被ばくの限度は、18 歳以降の平均で年間 5 レムとされ、一方で一般公衆の被ばくレベルは、個人ベースで職業被ばくの 10% (年間 0.5 レム) に制限されるべきだという提案は維持された。さらに放射線防護関連組織は、新たな条件として遺伝的影響を考慮し、大規模集団における平均被ばくレベルは職業被ばく限度の 30 分の 1 (年間 0.17 レム) を超える

べきではないとした。

AEC はこれらの新しい勧告を即座に規則に取り入れた。1959 年にこれを公表し、意見募集を経て、1961 年 1 月 1 日付で発効させた。

(8) 1960 年代中盤からの急速な米国原子力の進展と急成長する市場への規制の負担

1954 年原子力法の成立から 10 年が経過した時点で、原子力発電の急速な開発の見通しは一筋縄ではいかなかった。確かに目覚ましい進歩は見られたものの、多くの不確定要素が残されていた。世論の支持は概して強いように見えたが、それが当たり前とみなせるわけではなかった。たとえば、1963 年にニューヨーク市中心部に建設が計画されたレイヴンズウッド原子力発電所や、1963～64 年にサンアンドレアス断層付近のカリフォルニア州沿岸に建設が提案されたボデガ湾原子力発電所に対する反対運動が、その証左といえる。しかし 1960 年代半ば以降、さまざまな要因が重なって原子力産業に予期せぬブームが到来し、その過程で原子力技術に関する未知の部分がいくつか解決に向かう一方、AEC の規制スタッフにとっては新たな問題が次々と生じることになった。

1950 年代後半から 1960 年代初頭にかけて、原子力を発電用途に用いる技術はまだ新しく、開発途上の段階であった。稼働中・建設中・受注済みの発電所が比較的少なかったため、原子炉の立地選定、許認可、検査など AEC が担う規制業務の範囲はまだ限定されていた。しかし 1960 年代後半になると、米国の電力会社は原子力発電所の発注を急激に増やし、アメリカン・エレクトリック・パワー・サービス社の元社長フィリップ・スポーン(Philip Sporn) が 1967 年に「大いなるバンドワゴン市場 (the great bandwagon market)」と評した現象が起こった。

同時に、建設中の原子力発電所の規模も急速に拡大していった。商業的に競争力を持ち始めた原子力発電の急浮上は、AEC の規制スタッフに前例のない負担をもたらすと同時に、それまで考慮されてこなかった新たな安全上の課題を提起した。また、原子炉の発注が増加し、炉自体の規模が大型化するにつれ、原子力発電が環境に与える影響に対する懸念も新たに高まり、技術の安全性をめぐる世間の不安はさらに強まっていった。

1960 年代には「ターンキー契約」(“turnkey”—電力会社は“キーを回す”だけで原子力発電所を稼働できるという趣旨)、電力系統の相互接続、炉の大型化、そして高まる大気汚染への国民的関心が重なり合い、米国の電力会社にとって原子力発電の魅力が増していった。石炭火力発電所は大気汚染の主要因であり、環境浄化の標的となりやすい存在であった。環境改善キャンペーンの勢いが増す中、電力業界は化石燃料を用いたプラントの公害防止コストを意識せざるを得なくなり、石炭火力の排出抑制費用を支払う代わりに原子力発電に活路を見いだそうとする動きが強まった。

こうした状況の中で、原子炉の建設許可申請件数と計画される発電所規模の急増により、AEC の規制スタッフには多大な負荷がかかることとなった。申請が殺到すると、AEC に十分な専門人材が足りないため、許認可の遅れは避けられなかった。1965 年から 1970 年に

かけて、規制スタッフの人数はおよそ 50%増加したものの、許認可や検査の件数は約 600%増となった。その結果、建設許可証を審査・発行するまでに要する期間の平均は、1965 年頃の約 1 年から 1970 年には 18 か月超へと延びた。このバックログの増大は、発電所建設を申請する電力会社や原子炉メーカーの大きな不満を招いた。ある電力会社幹部は「もし遅延が当たり前になれば、原子力の素晴らしい将来性などすぐに失われてしまうだろう」と述べ、別のより批判的な幹部は、許認可プロセスを「まるで現代版のスペイン宗教裁判」だと評し、「AEC の技術者や科学者、コンサルタントは経済的側面をまるで考えていない」と厳しく批判した。AEC は許認可手続きの合理化を試みたが、審査期間を短縮したり業界の要求を満たしたりすることは難しかった。

許認可プロセスが長期化したのは、AEC が審査すべき申請件数が増えただけでなく、提案される炉の設計が大規模かつ複雑になったことにも原因があった。原子炉の大型化や既存技術を拡張的に応用する設計手法（いわゆる“外挿”）によって、容易には解決できない複雑な安全問題がいくつも浮上した。原子炉の申請を慎重に評価することは常に不可欠だったが、1960 年代には電力会社が人口密集地の近郊に発電所を建設しようとする動きが高まり、それに伴い安全面での慎重さはいっそう求められるようになった。

AEC はニューヨーク中心街に計画されたレイヴンズウッド原子力発電所のような“都市部への立地（metropolitan siting）”を事実上禁止する方針を採っていたが、“郊外への立地（suburban siting）”であれば、都市に比較的近くても認める傾向があった。こうした立地方針は、事故の影響から公衆を守る伝統的な手段である“遠隔地への立地（remote siting）”の重要性を低下させる一方、事故が発生したときの被害を封じ込めるために発電所に組み込まれる「設計上の安全機構（engineered safeguards）」への依存を高めた（後には“engineered safety features”と呼ばれるようになる）。しかし 1960 年代になると、こうした設計上の安全機構が重大事故の際に大量の放射性物質の放出を本当に防げるのかについての疑問が生じ始めた。

原子力発電所の設計上の安全機構は、その炉型によって異なる設計や運用をとるが、次の大きく二つの機能を担う：

1. 核燃料を収納する炉心が過熱し、溶融するのを防ぐこと。
2. 炉心が損傷した場合に、放射性物質が発電所外へ漏れ出すのを防ぐこと。

こうした機能を果たすため、事故が起こった際に炉心から熱を除去したり、過剰な圧力を低減するシステムが多数設置された。たとえば、コアスプレーや圧力抑制プール、大量の冷却水を炉容器に注入する“安全注入”システム、事故時に放射性ガスや粒子を収集・捕捉するためのフィルター・ベント・スクラバー・空気循環装置などがある。これらの設計上の安全機構がすべて機能しなかった場合に備えた最後の防護壁として、「格納容器（containment building）」が存在する。これは、炉や蒸気の発生装置、安全システムを覆うドーム型の巨大な構造物である。

原子炉の専門家たちは、発電所に組み込まれた設計上の安全機構とこの格納容器によっ

て、ほとんどの状況で事故が起こっても公衆に対する影響は防げると自信を持っていた。しかし、ある種の連鎖的出来事が起こることで安全システムが迂回あるいは無効化され、最悪の場合には格納容器が破られてしまう可能性もゼロではなかった。1967年、AECの規制担当副局長クリフォード・K・ベック（Clifford K. Beck）は原子力合同委員会に対し、「核分裂生成物が環境に放出されるような原子炉事故が絶対に起こらないと誰も証明することはできない。誰もそういう事故が起こるとは考えていないが、起こらないとはっきり言い切ることもできない。」と証言している。

AECは事故発生の可能性を最小限に抑えようと努めた。具体的には、運転実績、技術的判断、実験炉でのテスト結果などを総合して、原子炉の設計や建設許可申請の安全性を評価していた。初期の商業用原子炉で得られた運転実績は概ね有望で、原子炉の科学を理解する上で役立つ多くの知見をもたらした。しかし、これらの経験は1960年代後半に電力会社が建設を計画していた、より大型で新しい炉にはあまり直接的には適用できなかった。炉が急速に大型化したことで、綿密なエンジニアリング判断の必要性が一層高まった。

AECは公衆の安全を脅かす重大事故を起こすリスクを軽減するため、安全設計において複数のバックアップ装置や冗長性を要求した。また、事故時に安全装置が損傷・機能停止するシナリオを想定し、いわゆる“保守的前提”（起こり得る中で最悪の条件を想定すること）を立てて炉の設計を評価していた。こうした多重防護策や保守的な評価手法によって、事故リスクをできるかぎり低減するのがAECの方針だった。

(9) 国家環境政策法（NEPA）と Calvert Cliffs 原子力発電所

AECは、連邦政府機関に自らの活動が環境に及ぼす影響を検討するよう義務付けた法律、すなわち1969年12月に議会で可決され、1970年1月1日にニクソン大統領が署名した国家環境政策法（NEPA）への対応によって厳しい批判を招いた。この法律は多くの点で曖昧で混乱を引き起こすものであり、連邦政府機関にはどのように任務を遂行するかについて幅広い裁量が与えられていた。AECはNEPAに対応するため迅速に動いたが、その手続きの進め方が環境保護論者の抗議を招いた。AECはNEPAにおける自らの責務を狭く解釈し、1970年12月に提案した規則案では、初めて非放射線関連の問題を規制対象に含めたものの、他の連邦および州機関の環境評価を参照する方針を示し（AEC自身で新たな環境調査は実施しない）、許認可審理においても当事者が環境問題を提起した場合のみ、その問題を取り扱うとした。また、許認可の事例でNEPAに関わる検討を開始する時期を1971年3月まで先送りした。

AECがNEPAにおける責務を拡大解釈しなかったのには、いくつかの理由があった。まず、原子炉を通常運転する限り、環境への深刻な脅威とはならず、むしろ化石燃料の燃焼と比較すれば有益であるという認識があったことである。また、放射線放出や排熱（温排水）など、原子力発電による主要な環境影響は他の法律によってすでに規制の対象となっていた。さらに、NEPAを積極的に実施しようとする、限定的な人材リソースがAECの本来

の業務から割かれる可能性があった。大量の原子炉建設申請に押し流されそうな状態の AEC の規制スタッフにとって、大規模な環境レビューに時間を費やすことは歓迎できるものではなかった。何より重大だったのは、放射線や排熱以外の環境問題をも考慮するようになると、許認可手続きが不当に遅れるのではないかという懸念であった。審査に要する時間はすでに増加傾向にあり、AEC は NEPA が原因で手続きが「飛躍的」に長引く恐れがあると危惧したのである。AEC は規則を立案する際、環境問題への配慮と電力需要の確保の両立を模索した。

環境保護運動家たちは、AEC が NEPA の目的を果たしていないと批判し、メリーランド州のチサピーク湾沿いの田園地帯で建設が進められていた Calvert Cliffs 原子力発電所に AEC の規則を適用することをめぐって、連邦裁判所に訴えを起こした。1971 年 7 月 23 日、コロンビア特別区控訴裁判所は、AEC にとって壊滅的ともいえる判決を下した。同裁判所は有名な一文で AEC を厳しく非難した。「われわれは、委員会 (AEC) の NEPA に対する狭量な解釈は、この法律を形骸化するものとする」というのがそれである。『ニュークリオニクス・ウィーク (Nucleonics Week)』誌が伝えたように、この判決は AEC と原子力産業にとって「痛烈な一撃」となった。

Calvert Cliffs 判決は、AEC と原子力発電が一連の逆風に直面していた流れの中の一つの出来事であった。1971 年の夏までに、AEC への国民の不信感が高まっており、原子力発電への支持が下降傾向にあるのは明らかであった。緊急炉心冷却装置 (ECCS)、温排水問題、放射線基準、NEPA など、数多くの論争が積み重なり、AEC の安全への取り組みに対する国民の信頼を損ない、原子力発電の利益への疑念を高めていた。反原発活動家たちは、この技術が健康と環境に及ぼす影響への高まる懸念を活用し、批判の声を強めた。批判者の中には、十分な知識を持ち責任ある議論をする者もいたが、一方的で不正確な主張を展開する者もいた。原子力推進派が誇張や誤情報を正そうとしても、マスコミの注目度や影響度において劣勢は否めなかった。ベトナム戦争の影響で 1960 年代末までに政府や既成の制度、科学そのものへの幻滅が広まっていたことも AEC にとって不利に働いた。ブルックヘブン国立研究所の放射線専門家ヴィクター・ボンド (Victor Bond) と、AEC に批判的な有力論者の討論を聴いたある大学生は、「ボンド博士の話は納得できるように聞こえるが、彼は政府側の人間だから信用できないんだ」と述べたことが、状況を端的に表している。

1971 年の夏の段階で、AEC は主に規制上の諸問題によって厳しい立場に追い込まれていた。10 年にわたり委員長を務めたグレン・シーボーク (Glenn T. Seaborg) は 1971 年 7 月に辞任し、その後任としてニクソン大統領は行政管理予算局 (OMB) の副局長ジェームズ・R・シュレジンジャー (James R. Schlesinger) を任命した。シュレジンジャーは環境への配慮を強化し、AEC の失墜したイメージを改善することに強い意欲を持っていた。その第一歩として、シュレジンジャーと同時に AEC の委員に就任したウィリアム・O・ダウ (William O. Doub) は、Calvert Cliffs 判決への上訴はすべきではないという結論に達し、熟慮の末、他の委員もこれに同意した。AEC は 1971 年 8 月 26 日、この決定を公表した。

しかし Calvert Cliffs 判決への AEC の対応は、稼働直前の発電所の許認可が長期化することを恐れる電力会社から激しい抗議を浴びた。シュレジンジャーは 1971 年 10 月 20 日にフロリダ州バルハーバーで開催された産業団体の会議で演説を行い、AEC の新方針を説明した。彼は、原子力発電の長期的な見通しは「上向き (bullish)」であるように見えるが、その発展スピードは「安全かつ信頼できる技術を提供すること」と「その技術に対する公衆の信頼を得ること」の 2 つの要因に左右されると指摘した。シュレジンジャーは、AEC がこれまで産業を推進し保護してきたことは原子力発電の黎明期には正当化できたが、産業が「急速に成熟しつつある」今、その責任を再定義しなければならないと述べ、「AEC が産業の政治的、社会的、商業的な戦いを代わりに戦うとは期待しないでほしい」と宣言した。また「AEC の役割は、おもに公益を守るレフェリーとして機能することだ」と付け加えた。この演説が伝えたメッセージはそれまでにないものであり、AEC の従来から大きく方向転換し、規制業務に対する新たなアプローチを示すものであった。

シュレジンジャーが原子力推進派と反対派の溝を埋め、AEC の規制機関としての信頼を回復しようとした試みは、限定的な成果にとどまった。多くの環境保護論者は、AEC が Calvert Cliffs 判決を受け入れたことや、シュレジンジャーのバルハーバーでの演説を高く評価した。『ナショナル・ワイルドライフ (National Wildlife)』誌がシュレジンジャーについて書いた記事のタイトル「原子力委員会を率いる“バードウォッチャー”がいる (There's a Bird Watcher Running the Atomic Energy Commission)」が示すように、一部の環境保護団体は彼の姿勢に慎重ながらも期待を寄せた。しかし、AEC と環境保護論者の間には依然として大きな溝が残り、シュレジンジャー就任以前から懸念を招いていた多くの課題は、依然として論争を引き起こし続けた。

ECCS (緊急炉心冷却装置) の信頼性をめぐる議論は依然として収まらず、AEC は 1971 年 6 月に示した ECCS 暫定受容基準に対する反対意見を受け、あらゆる許認可事案に適用されるルールメイキング (規則制定) 公聴会を行うことに決めた。これは、一つひとつの許認可審理で同じ手続きを繰り返し、同じ問題を審議する必要をなくし、全てのプラントに共通する問題を一括で解決する狙いがあった。こうして ECCS 公聴会は 1972 年初頭に始まり、およそ 1 年半にわたって 135 日間開催された。終了時、議事録は 22,000 ページを超える分量となった。最終的には、暫定基準にいくつか小幅ながら重要な改訂が加えられたが、公聴会では激しい証言の応酬があり、一面ニュースとして大きく取り上げられた。これらの報道は AEC の安全プログラムに否定的な印象を与え、AEC 内部の専門家のあいだでも暫定基準の有効性について意見が割れている様子をさらけ出し、その信用にいつそう傷をつける結果となった。

1970 年代初頭に AEC の信頼を損ねたもう一つの問題は、高レベル放射性廃棄物の処分に対する AEC の取り組み方であった。原子力発電産業が成長するにつれ、強い放射能を持つ廃棄物を安全に処分することは急務となった。AEC は長年、原子炉廃棄物を処理する手段を模索してきたものの、決定的な解決策を見いだせずじまい。早くも 1957 年には、科学

界のコンセンサスとして「長期にわたり高レベルの放射能を持つ廃棄物は地下深部の岩塩層（ソルトドーム）に処分するのが最良」という結論が出ていた。1970年、科学者や議員、報道機関から「高レベル放射性廃棄物の処分に関する方針が欠如している」との懸念が相次いだため、AECはカンザス州ライオンズにある廃坑（岩塩採掘跡）を恒久的な核廃棄物貯蔵施設として開発する計画を発表した。しかし事前の地質学的・水文学的調査は十分でなく、カンザス州の地質学者や他の科学者たちがその適合性に異議を唱えた。最終的にはライオンズでの処分場計画は不適切であると判明し、1972年にAECは大きな面目を失う形でこの構想を撤回するに至った。

ECCSや高レベル廃棄物処分の失敗に加え、原子炉設計・安全性、品質保証（QA）、大規模事故の確率評価など、さまざまな論点が原子力発電をめぐる論争をさらに激化させた。発電所の許認可をめぐる争点となる公聴会の件数も着実に増え続けた。こうした論争は、シュレジンジャーの「AECへの信頼回復」や「反対派との軋轢の解消」という目標を妨げることになった。加えて、AECの規制スタッフが業界の反対を押し切って要求した安全基準や、申請審査・放射線防護基準策定で保守的（安全寄り）のアプローチを取っている実態などが、これらの騒動の影に隠れがちになった。

原子力発電をめぐる議論が続くなか、原子力技術の推進と規制の両方を担うAECの二重責務そのものに批判が強まってきた。反原子力派の論者は、この点をAEC批判の主要な根拠として挙げ、「キツネにニワトリ小屋を任せるようなものだ」と言い放った。1954年原子力法の成立後、民生用原子力の推進機関と規制機関を分離する構想は早々に浮上していたが、原子力開発の初期段階では時期尚早だとみなされていた。しかし産業の懸念と反原子力感情が高まるにつれて分離案への支持が増大し、1973～74年のアラブ石油禁輸措置やエネルギー危機を経て一層切迫した課題となった。ニクソン大統領がエネルギー危機に対応するために取った方策の一つは、原子力発電所の許認可を迅速化する新しい政府機関の設立を議会に求めることであった。長い議論を経て、議会は1974年にAECをエネルギー研究開発局（U.S. Energy Research and Development Administration）と原子力規制委員会（U.S. Nuclear Regulatory Commission、NRC）に分割する法案を可決した。このエネルギー再編成法（Energy Reorganization Act of 1974）は、1954年原子力法とあわせてNRCの法的根拠をなすものである。こうして誕生した新機関NRCは、先行機関であるAECから、20年にわたる良心的な規制の積み重ねと未解決の安全問題や根強い反原子力運動、そして国民の原子力不信という入り混じった遺産を引き継ぐことになった。

(10) 初期のNRC

NRC（原子力規制委員会）は、1975年1月に独立機関としての活動を開始した。多くの面でAEC（原子力委員会）から受け継いだ遺産を引き継いでおり、2つの大きな業務、すなわち原子炉の許認可および規則の策定といった、AECの規制部門が20年にわたって担っていた機能をそのまま担った。一方で、新たな管理業務や規制業務も負うことになった。

NRC は AEC の規制部門と異なり、開発と推進という原子力技術特有の優先事項に左右されにくくなったことから、規制上の問題における最終的な裁定者としての性質がより明確になった。これは、NRC が産業界の都合をまったく顧みないという意味ではなく、NRC の法的使命が明確に「原子力発電の安全を確保すること」に特化した、ということである。

NRC は、発足後最初の数か月間、規制責務を遂行しながら組織体制づくりにも注力した。AEC から引き継いだもの、あるいは NRC 設立直後に生じた喫緊の問題に関しても検討を重ねた。その中でもとりわけ注目されたのが核物質の防護（safeguards）であった。“Safeguards”とは、核燃料やその他核関連物質の盗難・紛失・転用、あるいは原子力発電所の破壊工作を防ぐことを指す。1970 年代前半にはテロリスト集団の活動や意図への懸念が高まり、世界各地で爆破事件、暗殺、ハイジャック、殺人といったテロ活動が相次いだ。1972 年のオリンピックで起きたイスラエル選手団殺害事件は、とりわけ世間に大きな衝撃を与えた。

こうした世界的なテロの増加により、テロリストが原子爆弾を製造する恐れが現実味を帯びてきた。複数の核専門家は「必要な物質さえ入手できれば、爆弾を作ることはそれほど難しくないと公に警告を発し、大きく報道された。その結果、AEC や後継組織である NRC は、核物質の輸送や原子力発電所のセキュリティに関する規制要件を大幅に強化した。また NRC は、海外への核物質輸出にも多大な注意を払った。アメリカは核燃料や関連物質を海外に供給するうえで圧倒的に大きなシェアを持っていたため、NRC は核拡散やテロリストへの核兵器流出を防ぐ観点から重要な責任を負った。

こうした核物質防護の問題が大きくクローズアップされていたとはいえ、NRC 創設時の最大の課題は依然として原子炉の安全であった。NRC が活動を開始した初期の段階で、NRC と世間の注目を特に集めた 2 つの出来事があった。

1 つめは、1975 年 3 月、アラバマ州ディケーター近郊にあるテネシー川流域開発公社（TVA）の Browns Ferry 原子力発電所で起きた大規模な火災である。発電所の制御室や安全システムを動かす電力ケーブルが収められたトレイの近くで、技術者がエアリーク（空気漏れ）を探すためにろうそくを使ったところ、ケーブルの絶縁物に火が移り、火災が発生した。火は 7 時間以上燃え続け、2 基ある炉のうちの 1 基の安全装置をほぼ使用不能にする寸前まで至った。この事故により、できたばかりの NRC と原子力発電のイメージは大きく傷ついた。火災によってプラントの安全性が脅かされる事態をどう防ぐか、そして「共通要因故障（common-mode failures）」と呼ばれる、一つのトラブルが連鎖してバックアップ機構まで同時に機能喪失に陥らせる可能性について、新たな懸念が高まった。

2 つめは、NRC 発足後まもなく公表された「原子炉安全研究（Reactor Safety Study）」の最終版をめぐるものであった。これは AEC が 1972 年に委託し、マサチューセッツ工科大学（MIT）の原子力工学教授ノーマン・C・ラスムッセン（Norman C. Rasmussen）を中心として行われた研究である。AEC が長年取り組んできた「深刻な原子炉事故が起こる確率をどう評価するか」という課題に対し、ラスムッセンと AEC のスタッフは新しい分析手

法や高度なフォルトツリー解析を用いて、重大事故の起こりやすさを予測した。1975年10月に公表されたラスムッセン報告書の最終版は、「火災・爆発・有毒化学物質の流出・ダム決壊・航空機事故・地震・竜巻・ハリケーンなど、ほかのリスクと比べれば原子力発電によるリスクは非常に小さい」という結論を示した。

ラスムッセン報告は、非常に複雑なテーマを明らかにする先駆的な試みとして賞賛される一方、NRCの内外から批判の声も上がった。ある専門家は、「主要事故に至る経路を網羅的に検討できていない」と指摘し、また別の批判者は、「報告書のデータは、エグゼクティブサマリー（要約）にある“原子力の相対的リスクの低さ”を裏付けるほどではない」と不満を示した。NRCはこの問題に関する両側からの意見を検討し、1979年1月に報告書のエグゼクティブサマリーへの全面的な支持を撤回する政策声明を出した。

2. スリーマイル島事故後（1979～2000）

NRC創設当初の数年は、検査と規制の執行に重点が置かれ、発電所全体のパフォーマンスを包括的に評価する視点はあまり注目されていなかった。ところが、1979年に起きたスリーマイル島（TMI）事故によって、運転中のすべての原子力発電所が、許認可条件と適用される規制要件の観点から定期的かつ公開の場で厳格にレビューされるべきだという勧告がTMI事故大統領委員会報告書（＝いわゆる「KEMENY COMMISSION REPORT」）に含まれた。この勧告に基づき、SALP（Systematic Assessment of Licensee Performance：事業者のパフォーマンスを体系的に評価するプログラム）が創設された。

SALP評価は、地域事務所のスタッフと本部スタッフが共同で、おおむね18か月ごとに実施し、各運転中の原子力発電所のパフォーマンスを評価する。このプロセスでは、プラントの状態を全体的かつ包括的に見直すことが重視され、評価分野に応じたランク付けや管理レビュー、評価対象期間の設定などが行われ、それに基づく報告書が作成される。SALPでは当初7つの評価分野があったが、最終的には以下の4分野に整理された。

- Plant Operations（運転）
- Maintenance（保守）
- Engineering（設計・技術）
- Plant Support（支援業務）

こうした仕組みにより、NRCは各発電所の安全や信頼性を継続的に把握し、必要に応じて改善を促すことが可能となった²。

(1) SALPプログラムの概要³

A. 評価の頻度

² NRC Inspection Manual Chapter 0308, Section 05.02a, January 2023.

³ この項の情報は次の文献に基づく。U.S. NRC, Systematic Assessment of Licensee Performance (SALP) Directive 8.6, July 1993.

NRC は、通常、運転許可（オペレーティング・ライセンス）もしくは建設許可（コンストラクション・パーミット）を有する各発電用原子炉の事業者を、おおむね 18 か月（±2 か月）の間隔でレビューおよび評価する。

B. 評価プロセス

評価プロセスは以下のステップで構成される：

- (ア) 当該発電所の検査および/または監視責任を持つ地域事務所（リージョン）や本部スタッフは、SALP（Systematic Assessment of Licensee Performance：事業者のパフォーマンスを体系的に評価するプログラム）の評価委員会（SALP Board）のために背景情報を作成する。これらの背景情報は検査報告書、発生事象（イベント）、執行措置の結果、事業者との経営会合・議論、定期的なプラントパフォーマンスレビューの結果など、さまざまな情報源から得られる。
- (イ) SALP Board は事業者の安全パフォーマンスを評価し、地域管理者（リージョナル・アドミニストレーター）に勧告を行う。
- (ウ) 地域管理者が SALP 報告書を発行する。
- (エ) 地域管理者または副地域管理者が、事業者の経営陣との公開会合を開催し、当該評価について議論を行う。

C. 機能分野（Functional Areas）

機能分野とは、事業者の類似した活動をまとめたグループ分けを指す。運転中の原子炉については、以下の機能分野が設定されている：

(ア) Plant Operations（運転）

この機能分野は、発電所の運転に直接関連する活動の制御や実施を主に扱う。具体的には、プラントの起動、出力運転、停止、システムのラインアップといった活動を含む。さらに、プラントの状態監視や記録、通常運転、トランジェントや異常状態への対応、緊急操作手順や異常時操作手順の妥当性と実施状況、炉および補機類の操作、制御室での専門性なども対象となる。また、運転員の初期訓練や再資格訓練もここに含まれる。

(イ) Maintenance（保守）

この機能分野には、プラントの構造物、システム、構成要素の診断・予防・事後保全・修理作業、あるいはプラントの物理的状態の維持に関連するすべての活動が含まれる。加えて、サーベイランス・テスト（監視試験）、運転中検査（Inservice Inspection; ISI）と試験、計装キャリブレーション、機器の可動性試験、保守後のテスト、停止期間後のテスト、格納容器の漏えい率試験、特別試験なども対象となる。

(ウ) Engineering（設計・技術）

この機能分野は、すべてのプラント活動に対する技術的・工学的支援の妥当性を扱

う。設計管理 (Design Control) やプラント改造の設計・設置・試験、運転・停止期間・保守・試験・サーベイランスや購買活動に対する工学的・技術的サポート、コンフィギュレーション管理、設計基準情報とその取得、許認可関連業務への支援など、事業者が行うすべての活動が対象である。

(エ) Plant Support (プラント支援)

この機能分野には、放射線管理、緊急時対策、セキュリティ、化学、火災防護といったプラント支援に関するすべての活動が含まれる。具体的には、作業者の放射線防護、放射性廃棄物管理、放射性排出物の制御と監視、放射性物質の輸送、緊急時対策訓練や実際の事象における事業者のパフォーマンス、緊急時計画の通報手順、発電所内外の緊急対応組織との連携、さらに物理的セキュリティ、被雇用者の適性維持 (Fitness for Duty)、アクセス権限の管理、特殊核物質の管理などの保安措置が含まれる。

D. パフォーマンス・カテゴリーの評価

上記の各機能分野における事業者のパフォーマンスは、以下に示すカテゴリーのいずれかを付与することで評価される。

(ア) Category 1

事業者の関心と関与が安全性にしっかり向けられており、極めて高いレベルの安全パフォーマンスが示されている。事業者のプログラムおよび手順が効果的なコントロールを提供しており、自己評価によって新たな問題点が的確に把握されている。是正措置 (コレクティブ・アクション) は技術的に妥当かつ包括的・徹底的であり、再発問題は解消され、問題解決もタイムリーである。根本原因の分析 (ルートコーズ・アナリシス) も十分に深く行われている。

(イ) Category 2

事業者の関心と関与は通常、安全に適切に向けられており、良好な水準の安全パフォーマンスが示されている。事業者のプログラムと手順はふつう必要な活動をコントロールできているものの、一部に不備がある可能性がある。自己評価も基本的に良好であるが、ときに問題を見落とすことがある。是正措置は通常有効であるが、いくつかは完了していない場合がある。根本原因分析は概して十分であるが、場合によっては改善の余地がある。

(ウ) Category 3

事業者の関心と関与によって、安全パフォーマンスは容認できる水準にとどまっている。ただし、以下のような特徴が一つまたはいくつか見られる場合がある。事業者のプログラムや手順が重要な分野の活動を十分にコントロールできていない、問題が顕在化して初めて自己評価が行われる、安全上重要な問題の意味を十分に理解していない、大量の軽微な問題が積み重なっていることから是正措置が徹底され

ていないことがうかがえる、根本原因分析が十分に深く掘り下げられていないため問題解決が不完全に終わっている、などである。重要な側面で不適切なパフォーマンスとの境界が小さいため、NRC および事業者双方による追加の注視と対応が必要になる。

カテゴリ-1 が付与された場合、その分野での安全パフォーマンスが明らかに優れており、NRC による監視をある程度緩和できると判断されることを示す。一方、カテゴリ-3 が付与された場合は、安全パフォーマンスは容認できる水準ではあるものの、NRC として懸念を持つレベルであり、当該分野に関して追加のやり取りや監視を検討することがある。

最終的な評価は、各機能分野における問題点とその安全上の重要性を熟知した上での総合的な判断に基づく「複合的評価」となる。

(2) 1980 年代後半の改良：“Senior Management Meeting process” と “NRC Watch List”⁴

1980 年代後半、1985 年に発生した Davis-Besse 発電所における給水喪失事故 (loss of feedwater event) を契機に、NRC が事業者の安全性能を評価する方法について得られた教訓を踏まえ、シニア・マネジメント・ミーティング (SMM) によるレビュー手法と、これに付随する「NRC ウォッチリスト」が開発された。SMM は、上級管理職が原子炉の安全パフォーマンスを評価するための場として機能する。このレビュー手法では、専門家パネルが地域内の発電所を検討し、それぞれのサイトをウォッチリストに掲載すべきかどうかを判断していた。しかし、多くのステークホルダーは、その判断プロセスが主観的であり、予測可能・再現可能とは言い難く、リスク情報に基づいていないと感じていた。また、地域ごとに発電所の扱われ方に大きな差があることも問題視されていた。リージョナル・アドミニストレーター (Regional Administrator; RA) には拒否権があり、SMM の決定を覆すことが可能であったが、これが発動されると、発電所のデータと合わない結論が下される場合もあった。この問題を解決するために、複数地域間での相互訪問 (クロスリージョナル・ビジット) を実施し、プロセスの改善を図った。

ウォッチリストに掲載された発電所は、通常、NRC との会合を求められるとともに、1 年から 2 年の運転停止を余儀なくされ、問題点を修正する必要があった。これは当時で 2 億 5 千万ドルから 5 億ドルに相当する大きな経済的影響を及ぼす可能性があり、ウォール街などにも負の影響を与えるなど、ライセンス保有者に予期せぬ財務上の打撃をもたらすことがあった。

SALP や SMM に加えて、NRC はプラントの安全パフォーマンスを評価する別の手法として、プラント・パフォーマンス・レビュー (PPR) というプロセスを開発した。PPR は、SALP プログラムよりも短期スパン (半年ごと) で、事業者のパフォーマンスを総合的に評

⁴ この項の情報は“NRC Inspection Manual Chapter 0308, Section 05.02b, January 2023.”に基づく。

価する仕組みであった。PPR の結果は、関連するパフォーマンス上の課題（プラント・イシュー・マトリックス〔PIM〕に記録）や、今後6～12か月のNRCによる検査・活動スケジュールなどを盛り込んだ手紙の形で、ライセンス保有者に送付された。手紙には、前回の検査スケジュールからの変更理由も示されていた。

PPR では、PIM やその他一部選定された情報源が評価データの基礎として用いられた。各プラントに関する評価情報はPIMに集約されるため、PPRの際に情報を効率的かつ徹底的に統合できた。PIMには、SALPプログラムにおける4つの機能分野（運転、保守、エンジニアリング、プラント支援）ごとに、プラントの問題点がこれまでにどのように発生してきたかが履歴として一覧化されている。PIMには、検査報告書や、NRCとライセンス保有者のあいだで公に入手可能な文書に記載された項目のみが含まれる。また、PIMはPPR完了後にライセンス保有者全員へ送られる手紙に同封される形で、公にも入手可能な資料となっている。

(3) 1990年代の一般市民/業界からの批判の高まり⁵

1990年代半ば以降、一般市民や業界、そして連邦議会から、NRCの決定の予測可能性・客観性・迅速性およびライセンス保有者のパフォーマンス評価の公平性に対する懸念が高まった。批判点としては、次のようなものが挙げられていた。

1. NRCの活動目的への注目度
2. NRCプログラムの実施方法
3. 重大度レベルIV（Severity Level IV）の違反をまとめて扱う方法
4. 「リスク上の重要性（risk significance）」ではなく「規制上の重要性（regulatory significance）」という概念を用いていること
 - このため、NRCが最も重要な安全上の問題に明確に焦点を当てられていない。
5. あまりにも主観的なプロセス
 - NRCの措置は、理解しがたく予測が難しい形で行われている。
6. 地域事務所間の一貫性の欠如
 - 類似の検査上の問題に対する重要度の評価が地域ごとに異なり、ライセンス保有者の安全パフォーマンスを判断するうえで不整合が生じている。

以上の指摘により、NRCの規制活動に対する透明性と公平性が問われることとなった。

(4) 1994年のTowers Perrinによる“Nuclear Regulatory Review Study”⁶

1994年10月、経営コンサルティング会社のタワーズ・ペリン（Towers Perrin）は、NRC

⁵ この項の情報は“NRC Inspection Manual Chapter 0308, Section 05.02c, January 2023.”に基づく。

⁶ この項の情報は以下の文献による。

(原子力規制委員会) とその実務慣行を詳細に検証した 550 ページにも及ぶ大規模な調査報告書を発表した。この調査は、米国の原子力産業団体の中でも最も著名な組織である原子力エネルギー協会 (NEI) の設立母体にあたる委員会の要請によって行われたものである (同委員会は、原子力発電所を運営する電力会社の CEO9 名で構成されていた)。当時、セリン (Selin) 委員長の下で NRC は原子力産業に課してきた「規制上の負担」を多く削減していたが、それでも NEI は NRC の動きが遅いと感じており、タワーズ・ペリンの調査を通じて NRC に圧力をかけることにしたのである。この報告書は、以下の 4 つの中心的な結論を示した。

1. 米国の原子力産業は、公衆の健康と安全を守る第一の責務を一貫して果たしてきた

NRC 自身のパフォーマンス指標 (業界側のデータとも一致している) が示すところでは、過去 10 年間で米国の原子力発電所の安全性と信頼性は顕著に向上し、非常に高い水準に達している。産業界もまた、公衆の健康と安全を守るうえで核となる自らの役割を後押しするため、強力かつ有能で公正な規制当局が必要であると認識している。

2. NRC およびその活動には、いくつかの肯定的な特質が見られる

具体例としては、安全運転を支えるルールや技術仕様の有効性、重複した規則や安全性に寄与しない規則・規制を廃止することで規制負担を軽減しようとする NRC の取り組み、より客観的な手法 (たとえば確率論的リスク評価など) を使って規制上注目すべき問題を絞り込もうとする姿勢、そして NRC 職員の技術的能力や安全への真摯な取り組みなどが挙げられている。

3. 産業界にも問題があり、NRC との規制面での連携を必ずしも効果的に管理してきたわけではない

タワーズ・ペリンは、電力会社の CEO は NRC の人員や方針がプラントの管理職に与えている圧力を十分把握していないこと、ライセンス保有者が継続的に NRC への懸念を共有しているわけではないこと、そして NRC の圧力に応じる際に合意事項を遵守できないケースがあることを指摘した。さらに、重要な共通課題を巡って産業界と NRC が効果的・効率的に連携できていないという問題も見出された。

4. 最後に、NRC による規制プロセス管理に関しては多数の慢性的かつ持続的な問題があることが判明した

これらの問題は NRC 内部でも長年認識されてきたものであり、本調査では、NRC の多くの活動が公衆の健康と安全を高めていないという点で産業界の広範な合意があることが明らかになった。実際、産業界の視点では、NRC が行う多くの活動はむしろ逆効果で、原子力事業者の経営陣を煩雑な作業に追われる状態にし、経営陣を本来最優先すべき「プラントの安全運転」から目を逸らさせるものである。また、ライセンス保有

Project on Government Oversight (POGO) Report “Who the Hell is Regulating Who? The NRC’s Abdication of Responsibility” by Scott Amey, September 1, 1999; Towers Perrin “Nuclear Regulatory Review Report,” October 1994.

者は、NRC の多くの活動が、消費者が支払う電気料金を不必要に押し上げていると考えており、さらに一部の NRC の活動（意図せずにあっても）が原子力エネルギーに対する市民の信頼を損なっている可能性があるとしている。

この画期的ともいえるタワーズ・ペリンの報告書は、NRC の方針と実務が「プラント経営陣を混乱させ、原子力発電に対する市民の信頼を損ね、競争が激しいエネルギー市場で原子力を立場の不利に追い込む」ことによって、「米国の原子力エネルギー資源にとって深刻な脅威」となっている、と結論づけた。そして、「原子力産業の衰退を加速させる NRC の役割」を転換するために速やかな対応が必要だと提言した。また、タワーズ・ペリン報告書は、NRC の規制手法が「ネガティブかつ懲罰的」とであると指摘し、TMI（スリーマイル島）事故以降に産業界が成し遂げた著しい改善を認めるような、パフォーマンス指標に基づく評価へと重点を移すよう強く求めた。

タワーズ・ペリン報告書が発表された頃、NRC はすでにリスク評価やパフォーマンス指標を規制プロセスにどのように組み込むべきかについて検討を始めていた。原子力産業の関係者は、NRC が「規定型（prescriptive）」の規則に過度に依拠していると主張していた。こうした規則では、安全目標をどう達成するかについて NRC が厳格な解決策を押し付けるため、すでに独自手法で規制基準を満たしていたライセンス保有者が、NRC の好む別の方法を導入するために多大な人員と時間を費やさなければならないというケースが生じる。

タワーズ・ペリン報告書は、NRC が非規定型（パフォーマンス型）の規則にいつそう重点を置くよう求めた。これにより、ライセンス保有者は規制目標をどのように達成するかをある程度柔軟に決定できるようになり、コストを抑えながらも安全性を維持できる可能性が生じる。運転および保守コストの上昇を踏まえ、1992～1995 年に委員長を務めたアイヴァン・セリン（Ivan Selin）は「NRC もその要因のひとつであると考えており、そろそろ公衆の健康と安全によって正当化される以上のコストがかかっているかを積極的に探る段階だと思う」と述べている。1991 年、NRC 理事会は、ライセンス保有者がどのように目標を達成するかを厳密に定めるのではなく、「得られるべき成果（result to be obtained）」に焦点を当てた規制手法（パフォーマンス型規制）をより活用できるかどうか調査するよう、NRC スタッフに指示した。この取り組みは、セリン、そして彼の後を継いだシャーリー・アン・ジャクソン（Shirley Ann Jackson, 在任 1995～1999 年）および NRC 理事会の同僚たちから強い支持を受けた。

パフォーマンス型規制を効果的に導入するためには、リスクに関する十分な分析が不可欠であった。タワーズ・ペリン報告書は、NRC が安全問題と非安全問題を十分に区別して優先順位をつける努力をほとんどしていないと批判している。その結果、プラントで問題が起こった際の人間の動作（ヒューマン・パフォーマンス）など、最も重要な安全課題から事業者のリソースを逸脱させ、分散させていると指摘した。産業界および NRC 内部の多くの関係者は、確率論的リスク評価（PRA）を活用することで、潜在的リスクをより効果的に把

握し、対策資源を最も重要な領域に的確に振り向けられるよう主張していた。

(5) 確率論的リスク評価 (PRA) の開発と導入⁷

1975年のラスムッセン報告以来、PRA（確率論的リスク評価）の利点はNRCの内部でも議論されてきたが、NRCの規則策定や規制の執行には大きな影響を与えていなかった。業界側は、NRCが「決定論的分析（deterministic analysis）」および冗長性を重ねた「多重防護（defense-in-depth）」アプローチに固執しており、安全評価におけるリスク評価の役割を過小に扱っていると懸念していた。決定論的アプローチをとる規制担当者は、原子力施設で起こり得る「もっともらしい（credible）」事故とその影響を想定し、その上で多重防護—すなわち多数の冗長的な安全機能を重ねる—という手段を義務付けることで事故に備えていた。TMI（スリーマイル島）事故以前には、炉心の溶融に至る深刻な事故は一度も起きていなかったため、大事故の確率を正確に計算する方法は存在しなかった。NRCの専門家は総合的な判断によって「起こりうる事故」を想定し、事故の確率や結果が不確かな部分を補うために複数の安全システムを要求することが多かった。この手法は公衆の安全を守るうえで大きく寄与しており、実際TMI事故でも最も危険な放射線の大規模放出を防ぐうえで多重防護が功を奏した。しかし、多重防護アプローチは事故の優先度を付けることや、高額な追加安全システムが安全余裕度の向上に見合った効果をもたらすかどうかを判断するうえでは有効ではなかった。この点で、より詳細な確率やプラントや人間の挙動をモデル化できるPRAこそが、そうした課題に対応し得るとPRA支持派は主張していた。

1980年代に入って、NRCはPRAの導入を慎重に進めた。業界とNRCはPRAを積極的に活用していくという大枠の目標で一致していたが、実際にリスク評価の概念をどのように適用するかについては多くの不確定要素が残っていた。PRAで信頼性の高いリスク推定を行うために必要なデータがまだ十分でなかったのである。たとえば、NRCがまとめたPRA関連データによる炉心溶融確率の推定では、データやモデルの不確実性のために、実際リスクが一桁ほど高い場合も低い場合もありうるということが示唆されていた。1985年の米国政府監査院（GAO）の報告書は、PRAを主に環境影響評価書への補足情報とすることや、全炉共通の安全課題の優先度を定める手助けとすること、および提案された規制措置の利点を評価するための補助的ツールとするというNRCの方針を支持した。GAOは、「PRAの結果に内在する大きな不確実性」を踏まえ、PRAを安全分析や意思決定のなかで限定的に活用し続けることは妥当であると結論づけた。

しかし1990年代になると、TMI事故後に実施された研究プログラムなどの成果もあって、PRAの技術水準は大きく向上した。1991年、NRCは「Severe Accident Risks: An Assessment of Five U.S. Nuclear Power Plants（5つの米国原子力発電所における深刻事故

⁷ この項の情報は次の文献から得た。

“A Short History of Nuclear Regulation, 1946–2009” by J. Samuel Walker and Thomas R. Wellock (History Staff, Office of the Secretary, U.S. Nuclear Regulatory Commission), October 2010.

リスクの評価)」と題する大規模な研究を完了し、これを「リスクに基づく概念を活用するうえで重要な転換点」として高く評価した。さらに 1995 年、NRC 理事会 (Commission) は全会一致で政策声明を採択し、PRA をより幅広く規制プロセスに取り入れる方針を打ち出した。これは安全性に関する意思決定を強化すると同時に、「ライセンス保有者への不要な負担を軽減する」目的も掲げていた。ほどなくして NRC は、「リスク情報に基づくパフォーマンス型規制 (risk-informed, performance-based regulation)」という表現を用い始め、リスク評価から得られる知見を最大限活用していく方針を示した。NRC は、リスク分析によって「公衆に最大のリスクをもたらす被規制活動に重点を置く」ことが可能になるだろうと期待を表明した。

とはいえ、この政策声明では、PRA は依然として多重防護アプローチを補完する立場にあり、その主要な役割は「過度に保守的な規制要件」を洗い出すことであると明示されていた。こうした決定論的手法の優位性が続いていることは、1997 年、NRC 理事会がウエスチングハウス社の新型炉 AP600 の設計について、PRA ではスプレー・システムなしでも「十分に安全」だと示唆されていたにもかかわらず、格納容器スプレー・システムを導入するよう求めた事例からも明らかである。

多重防護の重要性が再確認される一方で、NRC は PRA を活用して規制プロセスを改善する方法を模索し続けた。最終的に PRA は NRC の「Reactor Oversight Process (ROP)」(原子炉監視プロセス)の中核的要素となっていく。しかし、NRC の規制監視プログラムを ROP へと転換するためには、さらにもう一押し、すなわち 1998 年のコルビン証言 (Colvin Testimony) とその影響を伴う産業界からの後押しが必要であった。

(6) NRC の「良い規制の 5 原則」に関して⁸

1991 年 1 月 17 日、NRC は規制の卓越性を奨励し、不十分なパフォーマンスに対処するための原則を発表した。その原則—良い規制機関が持つべき 5 つの特徴—は、NRC 委員として 1987 年から 1997 年まで務めたケネス・ロジャーズ委員によって執筆された。

1989 年、ロジャーズ委員が初めてその原則を提案した時、NRC は独立性を保ちつつ、開かれた、効率的で明確、かつ信頼性のある規制機関であることを求められていた。ロジャーズは、NRC の職員が変化する時代において、良い規制の証として確立された要素を思い出させるための一貫した指針を持つべきだと主張した。2 年後、委員会はこれに賛同し、「良い規制の 5 原則」は NRC の文化の一部となった。今日では、これらの原則は世界中の規制体制の基礎を成している。

NRC は、一貫して高いパフォーマンスを奨励し、不十分なパフォーマンスに対処するために、以下の「良い規制の原則」を遵守している。1991 年 1 月の委員会から NRC 全職員への発表⁹によれば、規制は以下のものでなければならない：

⁸ Information in this section was derived from NRC Historian Tom Wellock's essay "Moments in NRC History – 25 Years of the NRC's Principles of Good Regulation," January 26, 2017.

⁹ <https://nrcpublicblog.wordpress.com/wp-content/uploads/2017/01/principles-of-good-regulation->

- ・ **独立性**

規制は、倫理的なパフォーマンスと専門職としての最高水準のみに基づいて行われるべきであり、他のいかなる影響にも左右されるべきではない。しかし、独立性は孤立を意味するものではない。ライセンス保有者やその他の関心を持つ一般市民から、すべての利用可能な事実や意見を積極的に収集しなければならない。関与する多くの公的利益と、場合によっては矛盾する利益を考慮する必要がある。最終的な決定は、すべての情報を客観的かつ偏りなく評価した結果に基づき、理由を明示的に記録した上で下されなければならない。

- ・ **開かれた規制**

原子力規制は公共の業務であり、その業務は公開かつ率直に行われるべきである。公衆は規制プロセスについて情報を得る権利があり、法律に基づきそのプロセスに参加する機会を持たなければならない。NRC は、議会、他の政府機関、ライセンス保有者、一般市民、さらには国際的な原子力コミュニティとの間で、開かれたコミュニケーションのチャンネルを維持しなければならない。

- ・ **効率的**

米国の納税者、料金を支払う消費者、およびライセンス保有者は、規制活動が最良の管理と運営で行われる権利を有している。最高の技術的および管理的な能力が求められ、それは常に NRC の目標であるべきである。NRC は、自らの規制能力を評価し、継続的に向上させる手段を確立しなければならない。

規制活動は、それが達成するリスク削減の程度に一致しているべきである。複数の効果的な選択肢がある場合には、リソースの使用を最小限に抑える選択肢が採用されるべきである。規制決定は、過度の遅延なく行われるべきである。

- ・ **明確であること**

規制は、一貫性があり、論理的で、実用的であるべきである。規制と機関の目標および目的の間には、明示的または暗示的に関係が明確でなければならない。機関の立場は、容易に理解でき、簡単に適用できるべきである。

- ・ **信頼性があること**

規制は、研究と運用経験から得られた最良の知識に基づくべきである。システムの相互作用、技術的な不確実性、ライセンス保有者および規制活動の多様性をすべて考慮に入れ、リスクが許容できる低いレベルで維持されるようにする必要がある。規制が確立された後は、その規制は信頼できるものであり、正当な理由なく移行状態にあるものとして認識されるべきではない。規制措置は、常に書面で定められた規制と完全に一致し、迅速かつ公平に、決定的に執行されるべきであり、原子力の運転および計画プロセスに安定性をもたらすようにするべきである。

長年にわたり、この5つの原則はNRCでの継続的な改善を促進してきた。これらの原則は、その他の行動とともに、NRCが予算を策定し、福島第一原子力発電所事故後の安全改善を優先する際に役立った。また、利害関係者はこれらの原則を用いてNRCに対して責任を問うことができる。NRCの批判者にとって、この原則は、NRCが自らの卓越性の基準に達していないと考える場合の貴重な指針となってきた。

(7) NRCのメンテナンス規則導入に関して

TMI事故を受けて、NRCは運転中の原子力発電所における品質保証および適切なメンテナンスに対して、より多くの注意とリソースを注いだ。NRCは1985年に、過去10年間に議会に報告した異常事象の35%以上がメンテナンスの不備に直接起因していると推定した。多くの問題は、人為的なミスから発生しており、手順を守らなかったり、機器を誤って設置したり、修理に誤った部品を使用したりすることが原因であった。メンテナンスの改善の必要性は、1985年にオハイオ州のDavis-Besse原子力発電所で発生した事故によって強調された。この事故では、すべての給水が失われた。発電所がテストやメンテナンスを行っていなかった補助給水ポンプを含む給水ポンプの故障が、重大な事故につながる可能性のある状況を引き起こした。

原子力業界は、メンテナンスプログラムにおける欠点を十分に認識しており、改善に向けた措置を講じた。NRCはその努力を評価したが、ライセンス保有者は依然として「メンテナンス分野でやるべきことが多い」と結論した。したがって、1988年6月、委員会はNRC職員に対し、「最優先事項」としてメンテナンス規則の草案を作成するよう指示した。1991年6月、業界から規則が不要だという異議があったにもかかわらず、委員会はすべての商業用原子力発電所に十分なメンテナンスプログラムを要求する規制を採択することを決定した。委員会は職員に対し、ライセンス保有者が既存の弱点を特定し、NRCの要求を満たす手順を確立するための広範なガイドラインを準備するよう指示した。

NRCは1991年7月10日に初めて10 CFR 50.65（現在では一般的にメンテナンス規則と呼ばれている）を発表した。このメンテナンス規則が必要であるというNRCの判断は、効果的なメンテナンスと安全性の間には明確な関係があるという結論に基づいている。この関係は、トランジェントの数や安全システムへの挑戦、そして安全機器の稼働性、可用性、および信頼性に関連する必要性といった要素に関係している。メンテナンス規則は、公共の安全を実質的に向上させ、その関連コストは正当化できると判断された。

NRCが当初のメンテナンス規則を発行したのは、ライセンス保有者が限られたPRA（確率論的リスク評価）能力しか持っていない時期であったため、適切なメンテナンス実践を確保するためであったことを指摘することが重要である。1999年7月、メンテナンス規則は次の要件[10 CFR 50.65 段落a(4)]を追加することによって更新された。

「メンテナンス活動（監視、保守後テスト、修正および予防的メンテナンスを含むがこれに限定されない）を実施する前に、ライセンス保有者は提案されたメンテナンス活動から生じる可能性のあるリスクの増加を評価し、管理しなければならない。評価の範囲は、リスクに基づく評価プロセスによって公共の健康と安全に重要であると示された構造、システム、部品に限定される場合がある。」

この追加された要件の目的は、ライセンス保有者が提案されたメンテナンス活動のリスクを評価すること、特にオンラインメンテナンスを実施する前にそのリスクを評価することにあった。これには、直接のおよび意図しない機器の利用不可を考慮することが含まれ、ライセンス保有者が情報に基づいてメンテナンス時間を最小化できるようにし、さらに、発電所特有の PRA（確率論的リスク評価）に含まれるものと一致する信頼性のパフォーマンス指標を確立することが求められた。

米国の原子力業界がメンテナンス規則の導入およびその改訂に関与した経緯について、規則案およびその改訂案はコメントのために配布され、そのたびに業界は追加の規則改訂が不要であると考えていると表明した。業界は、既存のプログラムの改善だけで規則の目的を達成できると記述した。しかし、NRC はこれに同意せず、規制要件が実際に必要であると考えた。したがって、メンテナンス規則は原子力業界の反対を受けて米国の規制システムに導入された。

(8) 1998 年 7 月の NEI 会長 Joe Colvin による議会証言

1990 年代初頭、NRC は基本的に「要求事項への準拠（コンプライアンス）を強制する」という規制手法を採用していた。NRC による事業者のパフォーマンス評価（Systematic Assessment of Licensee Performance）はこの手法を適用していたため、運転や保守のコストを高騰させる一因となり、その一方で安全性の向上がそれに見合うほど得られないという問題が生じていた。先に挙げた 1994 年のタワーズ・ペリン（Towers Perrin）の報告書は、こうした NRC の規制プロセス管理における慢性的・継続的な問題を指摘し、特に処方的（prescriptive）で決定論的（deterministic）な規則を遵守させることに偏重している点を問題視していた。

タワーズ・ペリン報告書から 4 年後の 1998 年 7 月、当時の原子力エネルギー協会（NEI）会長兼最高経営責任者であったジョー・コルビン（Joe Colvin）は、連邦議会で証言を行った。その中で、旧来の規制枠組みを、安全性に焦点を当て、状況に機敏に対応できる仕組みに置き換えるよう NRC に求め、実効性のある規制改革を強く訴えた。以下がその証言の概要である。

NRC は時代遅れで効果の薄い規制枠組みを一新し、客観性と安全性重視、そして柔軟性を持つ枠組みに変えていかなければならない。規制プログラムにリスク情報とパフォーマンス重視の考え方を導入すれば、これらの目標は達成可能である。

リスク情報を用いた規制 (risk-informed regulation) では、NRC は原子力発電所の運転実績や確率論的安全評価 (PSA) といった分析手法を活用し、公衆の健康と安全に対してどの程度重要かに基づいて設計上・運用上の課題に優先度をつけることができる。現在の NRC は処方的かつ決定論的な規制アプローチを取っており、発電所の運転実績や PSA にほとんど依拠していない¹⁰。

さらに、NRC の新しい規制文化には、パフォーマンス重視 (performance-based) アプローチが取り入れられるべきである。つまり、手順そのものではなく、成果 (結果) を監視の主眼に置く下記のような特徴を備えている規制のことである。

- ・ 発電所とライセンス保有者のパフォーマンスを測定する仕組み
- ・ パフォーマンス履歴など、客観的な評価基準
- ・ どうすれば評価基準を最も効果的に満たすことができるかを、ライセンス保有者が柔軟に決定できる余地¹¹

このコルビンの証言が大きな影響を与えた結果、連邦議会は、NRC が検査や監視体制を近代化しない限り、予算を大幅に削減する可能性を示唆した。これにより、委員会は抜本的な規制改革の必要性を強く認識するに至った。NRC の内部関係者のあいだでは、これを「NRC にとっての“臨死体験 (near-death experience) ”」と呼ぶことがある¹²。

3. 現在 (2000 ~)¹³

(1) コルビン証言への対応と ROP フレームワーク

コルビン証言 (Colvin Testimony) と、議会から「抜本的な規制改革を行わなければ NRC の予算を大幅に削減する」といった警告を受けたことを受け、1999 年に (NRC の) 委員会 (Commission) は NRC スタッフに対し、SRM-SECY-98-144 「リスク情報およびパフォーマンス重視の規制に関するホワイトペーパー (White Paper on Risk-Informed and Performance-Based Regulation)」で提示された概念を、NRC が行うルールメイキング (規則制定)、許認可、検査、評価、執行、その他の意思決定プロセスに適用するよう指示を出した。

こうした取り組みの結果、2000 年 4 月 2 日、NRC は運転中のすべての商業用原子力発電所で新たな監視プロセス (Reactor Oversight Process, ROP) の運用を開始し、それまで用いられてきた Systematic Assessment of Licensee Performance (SALP) を置き換えた。こ

¹⁰ ANS Nuclear Newswire, “RIPB regulations: Are we there yet?”, July 10, 2024.

¹¹ HEARING BEFORE THE SUBCOMMITTEE ON CLEAN AIR, WETLANDS, PRIVATE PROPERTY AND NUCLEAR SAFETY AND THE COMMITTEE ON ENVIRONMENT AND PUBLIC WORKS, United States Senate, July 30, 1998.

¹² ANS Nuclear Newswire, “RIPB regulations: Are we there yet?”, July 10, 2024.

¹³ この項の情報は“NRC Inspection Manual Chapter 0308, Sections 05.02—05.05, January 2023.”から得た。

の新監視プロセスの各要素を開発する目的は、従来よりもリスク情報に基づき、客観的で予測可能かつ理解しやすい方法で、事業者のパフォーマンスを検査・評価し、NRCの要求事項を執行するツールを提供することにあった。新しいROPプロセスは下記の4つを念頭に設計されている。

- ・ 安全の維持 (Maintain safety)
- ・ 透明性の向上 (Increase openness)
- ・ NRCの活動と決定の有効性、効率性、実効性の向上 (Make NRC activities and decisions more effective, efficient, and realistic)
- ・ 不要な規制上の負担を低減する (Reduce unnecessary regulatory burden)

ROPを策定するにあたり、従来の監視プロセスにおける検査プログラム、評価プロセス、執行方針など、多くの要素が上記の目的を達成できるよう修正され、より良く統合・簡素化された。加えて、パフォーマンス・インジケータ (Performance Indicator, PI) プログラムや検査結果の重要度を判定するための Significance Determination Process (SDP) といった新たな監視手法も開発された。ROP全体の概要と、これらの各プロセスがどのように相互作用するかを、図1に示す。

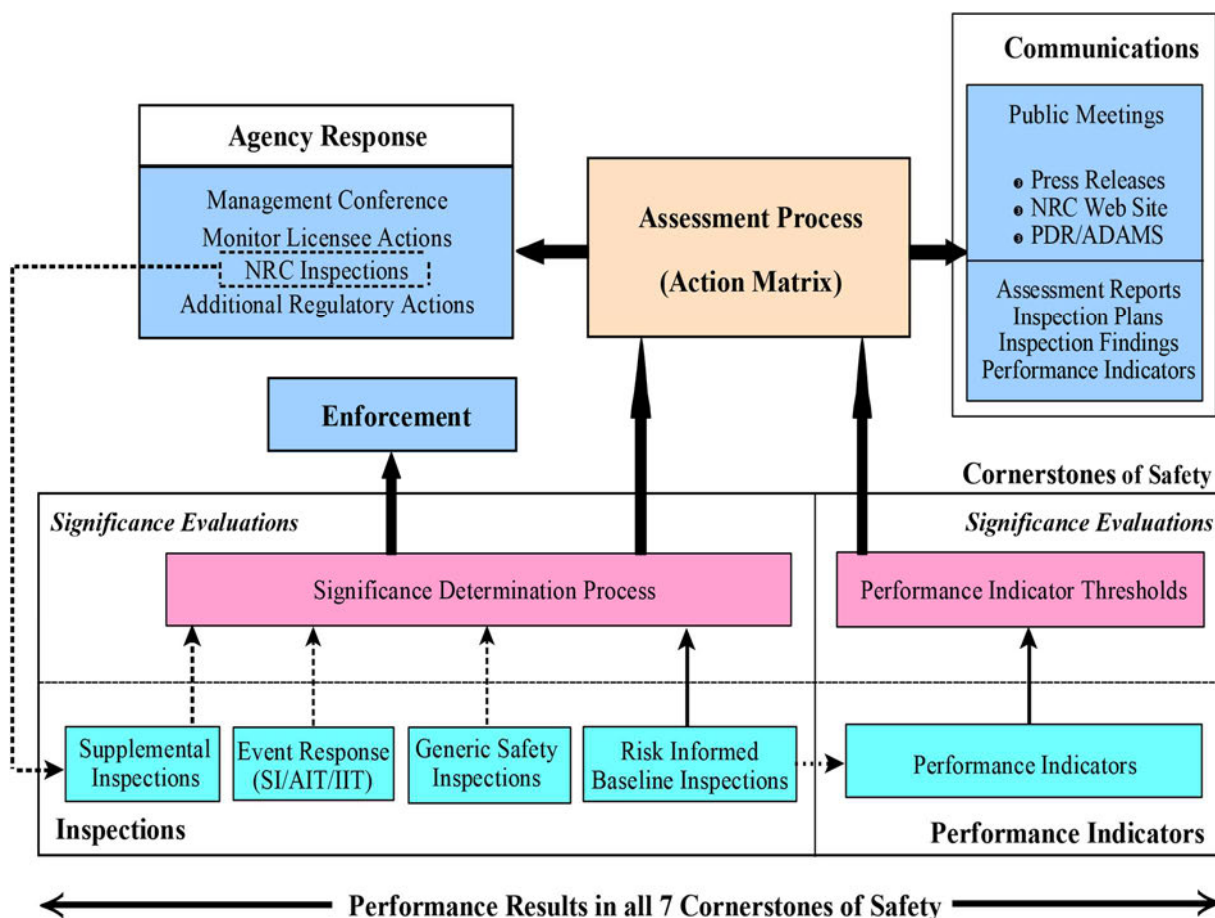


図1 The Reactor Oversight Process (ROP)

[出典: NRC Inspection Manual Chapter 0308, January 2023]

ROP は、図 2 に示される規制フレームワークを基盤としている。NRC のスタッフは、この新たな原子炉監視の概念を策定するにあたり、トップダウンの階層的アプローチを採用した。原子炉監視の規制フレームワークは、大きく分けて以下の 3 つの戦略的パフォーマンス領域（Strategic Performance Areas）から構成されている：

- ・ 原子炉の安全（Reactor Safety）
- ・ 放射線の安全（Radiation Safety）
- ・ 核物質防護（Safeguards）

各戦略的パフォーマンス領域の中には、施設運用における安全の本質的側面を反映する「コーナーストーン（cornerstones）」が設けられている。具体的には、以下の 7 つのコーナーストーンである。

- ・ 初期事象（Initiating Events）
- ・ 緩和システム（Mitigating Systems）
- ・ バリアの健全性（Barrier Integrity）
- ・ 緊急時対応（Emergency Preparedness）
- ・ 公衆放射線安全（Public Radiation Safety）
- ・ 作業員放射線安全（Occupational Radiation Safety）
- ・ 物理的防護（Physical Protection=PP:後に“Security（セキュリティ）”と呼ばれる）

これらのコーナーストーンで、ライセンス保有者が良好なパフォーマンスを示していれば、発電所が安全に運転されており、NRC の安全確保の使命が果たされていると合理的に判断できる。各コーナーストーンには、それぞれが目指す目標を満たしているかを検証するための検査手順とパフォーマンス・インジケータ（PI）が設定されている。

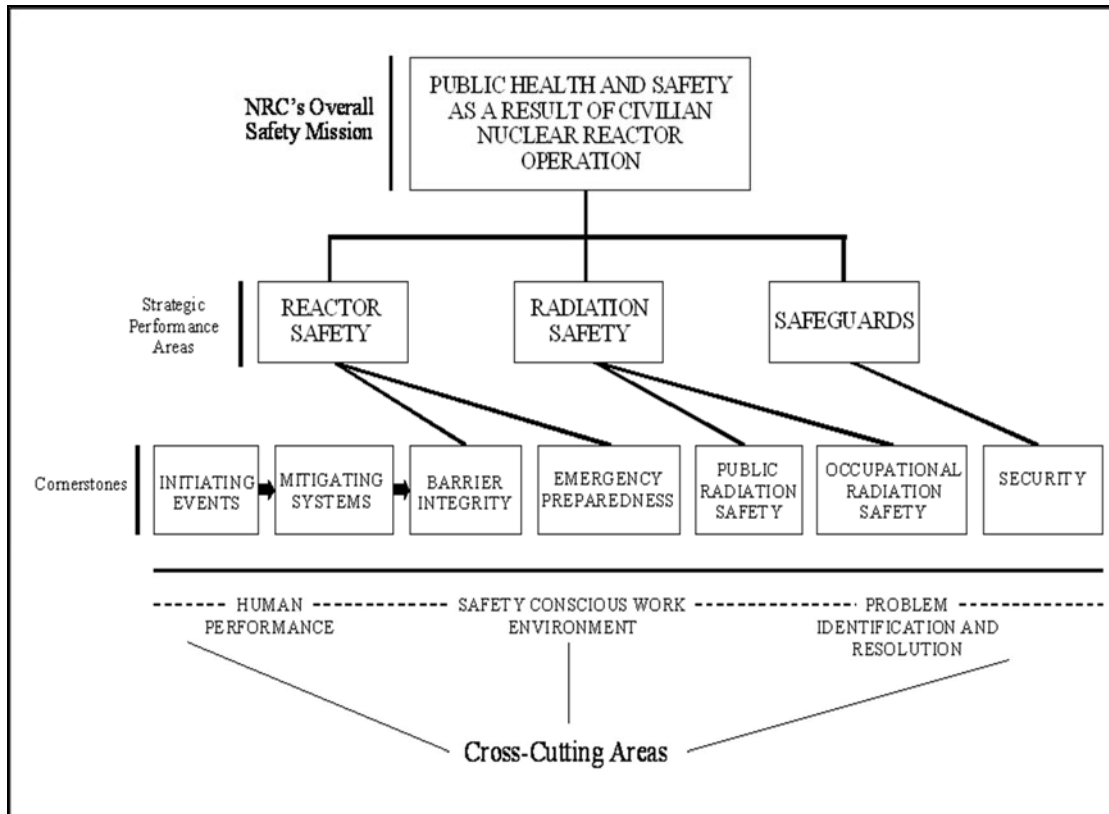


図2 ROP のフレームワーク

[出典: NRC Inspection Manual Chapter 0308, January 2023]

ROP フレームワークは次の4つの層から成っている。

① **NRCの安全ミッション (NRC's Safety Mission)**

NRC (原子力規制委員会) の最終的な使命は、公共の健康と安全を保護し、共通防衛と安全保障を促進し、環境を保護するため、国内での放射性物質の利用を許認可・規制することである。この使命は、商業用原子力発電所が公共の健康と安全を十分に守れる状態で運転されるよう保証することを意味する。

② **戦略的パフォーマンス領域 (Strategic Performance Areas)**

NRC の使命を踏まえて、NRC スタッフは、事業者のパフォーマンスのうち、NRC の使命達成にとって重要であり、したがって規制監視の対象となる分野を特定した。ROP フレームワークを策定した当時、NRC の戦略計画 (Strategic Plan) では、原子炉の安全およびセキュリティを確保するために、以下のようなパフォーマンス目標を掲げていた。

- (ア) 核事故につながる可能性のある事象の頻度を低く保つ
- (イ) 民間原子炉が原因となる重大な放射線被ばくをゼロにする

- (ウ) 10 CFR Part 20（放射線防護規則）を超過する放射性物質の屋外放出事例を増やさない
- (エ) 放射線破壊工作或特殊核物質の盗難・転用に対する保護を著しく弱体化させる物理的防護（現在の用語ではセキュリティ）プログラムの崩壊が、裏付けをもって確認されないようにする

これらのパフォーマンス目標は、NRC が総合的な使命を果たすうえで規制責任を担う事業者パフォーマンスの分野を反映している。これらの目標がフレームワーク構造において“戦略的パフォーマンス領域”として示され、ROP の2番目の層を形成している。“戦略的パフォーマンス領域”は、Reactor Safety（原子炉の安全）、Radiation Safety（放射線安全）、Safeguards（核物質防護）の3つである。

③ コーナーストーン（Cornerstones）

NRC スタッフは、リスク情報に基づく視点を用いて、上記の戦略的パフォーマンス領域それぞれにおいて、NRC の総合的な使命を達成するうえで特に重要となる要素を特定した。これらが ROP フレームワークの3番目の層を構成する「コーナーストーン（cornerstones）」である。コーナーストーンは ROP の基盤となる要素を担い、各コーナーストーンにおける事業者のパフォーマンスが十分であれば、公衆の健康と安全を十分に保護していると合理的に判断できる。

ROP における7つのコーナーストーンと、その主眼は以下のとおりである。

(ア) 初期事象（Initiating Events）

事故や異常の発生頻度を低く抑える。

(イ) 緩和システム（Mitigating Systems）

緩和システムの可用性、信頼性、および機能を確保する。

(ウ) バリアの健全性（Barrier Integrity）

燃料被覆管、原子炉冷却材系、格納容器のバリアを維持する。

(エ) 緊急時対応（Emergency Preparedness）

緊急時対応体制の妥当性を確保する。

(オ) 公衆放射線安全（Public Radiation Safety）

公衆を放射性物質放出による被ばくから保護する。

(カ) 作業員放射線安全（Occupational Radiation Safety）

原子力発電所で働く作業員を放射線被ばくから保護する。

(キ) セキュリティ（Security）

設計基準脅威（Design-Basis Threat）に対応できる物理的防護プログラムを確立し、放射線破壊工作を防ぐ（当初は“Physical Protection”と呼ばれていた）。

可能な場合は、各コーナー石の主要な属性を測定する手段として、客観的な

パフォーマンス指標（PI）を設定している。適切なPIが見つからない場合、あるいは選定しても十分な包括性が得られない場合には、基本的な検査活動（ベースライン・インスペクション）を設定し、報告されるPIデータの正確性と完全性を検証するための検査も行う。各コーナーストーンにおけるPIとベースライン検査プログラムの詳細は、本調査における別項目「海外の規制体系（審査内容や審査プロセス等）の整理・比較」の中で改めて説明する。

④ クロスカutting領域（Cross-cutting Areas）

7つのコーナーストーンに加え、複数のコーナーストーンにまたがって影響を及ぼす可能性のある事業者パフォーマンス要素が確認された。これらは「クロスカutting領域」と呼ばれる。具体的には、人間のパフォーマンス（Human Performance）、安全重視の職場環境（Safety-Conscious Work Environment: SCWE）、および問題の識別と解決（Problem Identification and Resolution）といった要素で、特定のコーナーストーンには分類されないものの、NRCの安全ミッションを達成するうえで重要と考えられている。NRCスタッフは、これらの要素がパフォーマンス問題の根本原因となることが多いと結論づけた。

クロスカutting領域における事業者のパフォーマンスは、コーナーストーン内で明示的に評価される場合もあれば、PIや検査結果を通じてコーナーストーンのパフォーマンスとして間接的に評価される場合もある。3つのクロスカutting領域は、下記のとおりである。

- ・ 人間のパフォーマンス（Human Performance）
- ・ 安全重視の職場環境（Safety-Conscious Work Environment）
- ・ 問題の識別と解決（Problem Identification and Resolution）
- ・

(2) 2001年9月11日のテロ攻撃が米国の原子力規制に及ぼした影響

2001年9月11日、アルカイダがニューヨークの世界貿易センターとバージニア北部のペンタゴンを同時に攻撃したことは、米国原子力規制委員会（NRC）の政策と手続きに大きな影響を与えた。自爆テロによる航空機攻撃は、NRCと原子力業界に次の2つの重要な課題を突きつけた。

①テロリストによる襲撃で原子炉の安全システムが無力化され、環境に大量の放射線が放出される可能性、

②燃料を満載した航空機が高速で原子炉に衝突する場合の影響。

NRCは、2001年9月11日の攻撃を知った直後、保有許可事業者に対し、最高警戒レベルである「セキュリティレベル3」に移行するよう指示した。これにより、各事業者は敷地内の警備要員を増強し、巡回回数を増やし、施設へのアクセスをより厳格に制限した。（同時に、NRCは、9月11日以前から1970年代に制定された規制により、原子力施設のセキュリティ対策が既に厳重であったことを指摘した。）

9月11日以降、NRCは既存の規制を見直し、改善のための措置を検討した。2002年2月には、一連のセキュリティ対策を指示し、その多くがテロ攻撃直後に取られた対応を正式に制度化したものであった。セキュリティ上の理由から、強化された要件の詳細は公開されなかったが、以下のような指示が一般的に行われた：

- 巡回活動の強化
- 警備要員の規模と能力の増強
- 物理的障壁の追加設置
- 原子炉から離れた場所での車両検査の実施
- 建物や設備への従業員アクセスの厳格な管理
- 軍や法執行機関との連携の強化

さらに、NRCは、セキュリティの有効性を評価する「フォース・オン・フォース (FoF)」演習の頻度を8年ごとから3年ごとに引き上げることを決定した。2002年4月には「原子力セキュリティおよびインシデント対応局」を設立し、セキュリティプログラムの中核とした。2003年4月と2006年3月には、施設所有者が対応すべき「設計基準脅威 (DBT)」に関する要件を強化した。詳細は公表されなかったが、NRCはこれらの要件が「既存の法律の下で規制対象の警備部隊が防御可能な最大限の合理的脅威」に対応するものであると説明した。

航空機衝突の脅威

地上からのテロ攻撃への対応を進める中で、NRCは航空機が原子炉建屋や使用済み燃料プールに衝突する影響についても検討した。2001年9月11日の攻撃直後、NRCは、原子力施設の設計がボーイング757や767のような航空機の攻撃を想定していなかったことを認めた。唯一、ペンシルベニア州のハリスポート国際空港から3マイルの距離にあるスリーマイル島 (TMI) 原子力発電所が、約20万ポンドの航空機が時速230マイルで偶然衝突することを想定して設計されていた。しかし、テロリストが使用した航空機は時速350～537マイルで標的に衝突し、重量は27万2500ポンドから45万ポンドに達していた¹⁴。

NRCは原子炉建屋が「非常に堅牢な構造」¹⁵であると指摘したが、「燃料を満載した大型航空機が原子力施設に衝突した場合の影響」を確実に予測することはできないと述べた。

この問題を解決するため、2002年6月、電力研究所 (EPRI)がNEI (原子力エネルギー協会) のスポンサーの下で行った研究が発表された。この報告書では、時速約350マイルで飛行する航空機がさまざまな角度から原子炉建屋に衝突した場合の影響を分析した。(ただし、報告書は、それ以上の速度で飛行する航空機の衝突については考慮していない。パイロットがこのような高速度かつ低高度で標的に命をさせる可能性が「ほぼゼロ」と判断されたためである。)

NRCは、米国の国立研究所や自局の調査に基づき、NEIの結論を支持するものの、より

¹⁴ http://health.phys.iit.edu/extended_archive/0203/msg00590.html

¹⁵ 同上

慎重な立場を示した。2004年9月、NRCは、航空機が原子力施設に衝突した場合、放射能の放出が生じる可能性があるとして報告したが、大規模な放射性物質の放出につながる可能性は低いと結論づけ、施設運営者が公衆の健康を保護するための緩和措置を取る十分な時間があると強調した¹⁶。

2008年10月、NRCスタッフは、すべての新設原子炉に対して航空機衝突評価を実施することを提案した。この提案には、既に認定されている設計を使用する原子炉も含まれていた¹⁷。NRCの委員会は2009年2月17日、3対1の投票結果でこの変更を承認し、同年6月12日に連邦官報に公表された¹⁸。この新規則は、新設原子炉に対して以下の具体的な設計要件を追加した。

本項の対象となる各申請者は、大型商業航空機の衝突が施設に及ぼす影響について、設計固有の評価を実施しなければならない。現実的な解析を用い、申請者は以下を示す設計上の特性および機能を特定し、それを設計に組み込む必要がある。これにより、運転員の操作を最小限に抑えた場合でも以下が確保されることを示す：

- (A) 原子炉の炉心が冷却されたままであり、または格納容器が無傷のままであること。
- (B) 使用済み燃料の冷却が維持される、または使用済み燃料プールの構造的健全性が保たれること。

NRCは、既存原子炉における航空機衝突による損害が、すでに全ての原子炉に義務付けられている措置によって十分に緩和されると判断し、既存原子炉に（さらには新設原子炉にも）、「ビームヘンジ」バリアの追加などの航空機衝突に対する保護措置を義務付ける提案を却下した。

¹⁶ L NRC Chairman の Nils J. Diaz が Secretary of Homeland Security の Tom Ridge に宛てた 2004/9/8 の手紙より

¹⁷ Nuclear Regulatory Commission, Final Rule—Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactors, Rulemaking Issue Affirmation, SECY-08-0152, October 15, 2008.

¹⁸ Nuclear Regulatory Commission, Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactors, Final Rule, 74 Federal Register 28111, June 12, 2009. This provision is codified at 10 CFR 50.150.

添付資料 2

米国の規制（審査内容や審査プロセス等）の整理

－米国の原子炉の許認可と検査の制度について－

令和 7 年 3 月 15 日

合同会社アマランス・アソシエイツ

米国の規制（審査内容や審査プロセス等）の整理
－米国の原子炉の許認可と検査の制度について－

目次

I. 新規建設原子炉の許認可	1
A. NRC の許認可プロセスの概要	1
(1) 事前申請プロセス (Pre-Application Process)	2
(2) 受理審査および DOCKET 登録	3
(3) 安全審査	4
(4) 環境審査	5
(5) 財務審査	6
(6) 行政審査および手続き	6
(7) 委員会の投票と承認	8
B. 10 CFR Part 50 プロセス	8
(1) 第 1 段階：建設許可申請 (CPA: Construction Permit Application)	8
(2) 第 2 段階：運転認可 (OL: Operating License) 申請	11
C. 10 CFR Part 52 プロセス	17
(1) 統合ライセンス (COL) 申請	17
(2) 10 CFR Part 52 に基づく追加の規制ツール	18
D. 10 CFR Part 53 プロセス (NRC により現在開発中)	21
(1) 10 CFR Part 53 制定の経緯	21
(2) 10 CFR Part 53 制定の状況	21
(3) 10CFR Part 53 の内容	22
E. 原子炉許認可申請に要する費用	25
(1) ライセンス申請審査料	25
(2) 料金に影響する政策と法律	27
F. 原子炉ライセンスに関連する NRC の現在の活動	27
(1) 新しい軽水炉に関する申請	28
(2) 新しい非軽水炉に関する申請	28
G. 許認可に関する NRC 内外からの専門知識と技術の支援	28
(1) 原子炉安全諮問委員会 (ACRS)	28
(2) 原子力安全・ライセンス委員会パネル (ASLBP)	29
(3) 米国エネルギー省 (DOE)	30
II. 運転中の原子炉の監視と検査	31
A. 指摘事項	33

(1) 基本検査	33
(2) 補足検査	36
(3) 常駐検査官の活動.....	37
B. パフォーマンス指標	39
C. 既存の原子力発電所の監視における確率論的リスクの使用	41
D. 検査活動の費用と時間要件.....	42

1. 新規建設原子炉の許認可

2025年初頭現在、アメリカ合衆国の原子炉は主に2つの経路で認可を取得できる。それは、**10 CFR Part 50** および **10 CFR Part 52** である。**Part 50** では建設許可と運転許可を2段階で取得する方式を提供し、一方で **Part 52** では建設と運転の両方の承認を1回で取得できる統合認可（COL：Combined License）の方式が用意されている。提出された各申請は、原子力規制委員会（NRC）による包括的な安全性、環境、財務、法的な審査を受ける。

以下の**セクション A** では、**10 CFR Part 50** と **Part 52** で共通な、安全性や環境などの重要分野を含む NRC の許認可プロセスの概要を説明する。**セクション B** では **Part 50** のプロセスを、**セクション C** では **Part 52** のプロセスを段階的に説明する。**セクション D** では、2019年の「原子力エネルギー革新および近代化法（NEIMA）」によって NRC が制定を指示された、先進原子炉向けの新たな許認可プロセス **10 CFR Part 53** について説明する。**セクション E** では原子炉許認可活動のコストについて議論し、**セクション F** では現在の NRC の許認可関連活動について触れる。最後に、NRC の専門知識や内部・外部の技術支援の活用など、その他の許認可の課題について、**セクション G** で説明する。

A. NRC の許認可プロセスの概要

NRC の許認可プロセスの詳細は特定の規制活動によって異なるが、ほとんどの主要な規制活動は共通する一般的なレビューと承認プロセスをたどる。**図 1** に、この一般的な許認可プロセスを示す。以下の節では、各主要ステップについて詳細に説明する。

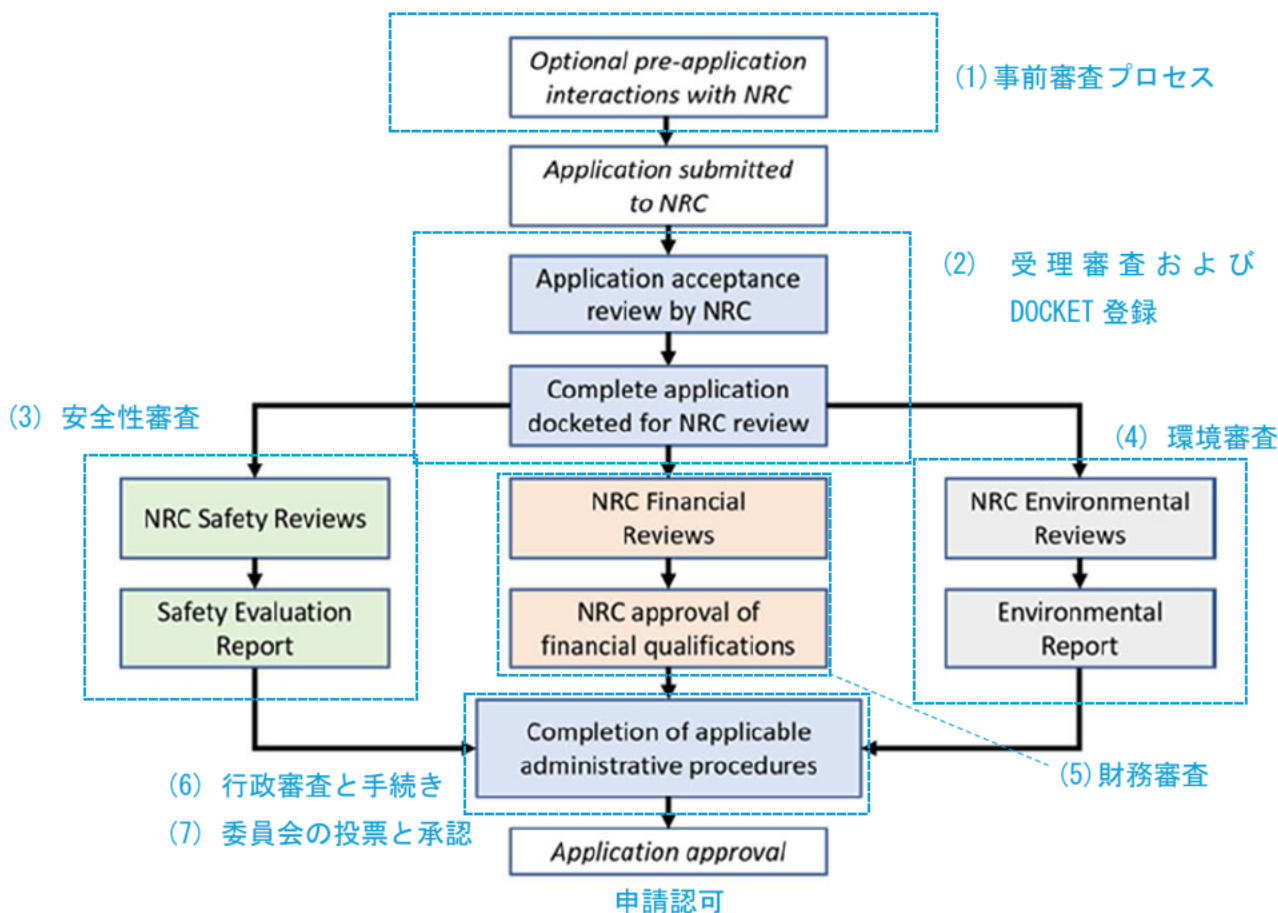


図1 NRCの許認可レビュープロセスの概要

[*Nuclear Reactor Licensing 101*, Patrick White and Brittany Lutz, Nuclear Innovation Alliance, October 2024.より]

(1) 事前申請プロセス (Pre-Application Process¹)

NRCの事前申請プロセスは、技術的および政策的課題を早期に特定・解決するための早期で継続的な協議を奨励し、原子炉開発者の許認可審査を最適化するように設計されている。このプロセスにより、申請者は「試験計画、安全性分析アプローチ、または設計認可の全体的な実現可能性」について情報提供またはフィードバックを得ることが可能となり、規制の予測可能性を向上させ、以後の申請審査を迅速化することができる。

事前申請活動の有用性（審査プロセス全体の短縮や規制リスクの軽減）は、いくつかの要素に依存する。これらの要素には、事前申請期間中のNRCスタッフによる追加情報要請（RAI）への申請者の迅速な対応、意味のある協議を可能にする成熟した設計、事前申

¹ Draft White Paper Preapplication Engagement to Optimize Advanced Reactors Application Reviews (ADAMS Accession No. ML21014A267).

請と申請段階の間における大幅な設計変更や申請変更のないこと、などが含まれる。

事前申請活動は、トピカルレポートの提出、ホワイトペーパー・監査・会議の活用から成る。トピカルレポートでは、主たる設計基準、許認可の基準となるイベントの選定、燃料認定計画、放射線源設定の方法論、品質保証プログラム、保障措置情報、安全性・事故解析の方法論などの重要課題を扱う。これらのレポートは、NRC による正式かつ確定的な安全性評価結果をもたらす、後の申請プロセスで参照することができる。一方で、技術文書、ホワイトペーパー、申請監査、および情報提供会議は、申請プロセスに関するフィードバックの機会を提供し、確率論的リスク評価、規制上のギャップ分析、政策課題、環境分析およびレビューといったトピックの進捗に関して、申請者と NRC スタッフの間での意識共有と双方向のコミュニケーションを維持する助けとなる。

事前申請プロセスの重要な活動として、事前申請準備評価 (the pre-application readiness assessment²) がある。この評価は、申請予定日の約 6 カ月前に実施されるのが最も効果的である。ここで申請者は、最新の安全性分析報告書、環境報告書、技術文書のドラフト、およびスタッフや契約者に関する情報を NRC スタッフに提供し、NRC スタッフは主要な問題や申請におけるギャップについてフィードバックを提供する。この活動は必須ではないが、新設計や初回申請者にとって特に有益で、情報不足による申請却下や遅延を減らす助けとなる。

総じて、事前申請プロセスでの早期かつ包括的な協議が、NRC の効率的な審査と迅速な許認可を促進する。

(2) 受理審査および DOCKET 登録

受理審査は、原子炉許可申請における NRC の評価プロセスの最初の段階である。この段階では、NRC スタッフが予備的な審査を行い、申請書に詳細な評価を開始するために必要な全ての情報が含まれていることを確認する。このステップでは、申請書が最低限の規制基準を満たし、さらなる審査に十分な詳細が含まれていることを検証する。申請が不完全と判断された場合、NRC は追加情報の提出を申請者に要請する補足情報要請 (RSI: request for supplementary information³) を発行するか、申請を却下し、その理由を説明することがある⁴。申請が完全と見なされた場合、それは公式に DOCKET 登録され、NRC の公開システムに記録され、許認可審査の正式な開始が示される。DOCKET 登録が完了すると、速やかに審査開始通知が発行されて審査手続きの開始を公示し、申請および審査プロセスに対する一般からの意見や異議の募集が行われる。

² <https://www.nrc.gov/docs/ML2010/ML20104B698.pdf>

³ 10 CFR 2.102 Agency Rules of Practice and Procedure | Administrative review of application.

⁴ 10 CFR 2.108 Agency Rules of Practice and Procedure | Denial of application for failure to supply information.

(3) 安全審査

NRC は、提出された原子炉申請に対して詳細な安全審査を実施し、提案された原子炉の設計および運用が「公衆の健康および安全を適切に保護する合理的な保証」(reasonable assurance of adequate protection of public health and safety⁵) を提供するかどうかを評価する。申請者が提出する予備および最終安全性解析報告書 (SARs : Safety Analysis Reports) を審査した後、NRC は予備および最終安全評価報告書 (SERs: Safety Evaluation Reports) を作成し、申請者が厳格な安全基準を満たしていることを確認する。この審査には、サイト特性、事故緩和戦略、放射性廃棄物管理計画などの評価が含まれる。

NRC スタッフが規制上の決定を行うために十分な情報を得るために追加の情報が必要な場合、申請者の SAR を審査中および SER の作成中に追加情報要請 (RAI) が発行されることがある⁶。RAI は、最初の申請書に含まれていない情報、以前の DOCKET 登録済みの対応からは利用できない情報、あるいは、提供された資料から合理的に推測できない情報、を要求するために使用される。RAI は、NRC スタッフの質問に対応し、包括的な許認可基盤を確保するために、申請書の修正につながる可能性がある。しかし、RAI プロセスには誤解が生じる場合があり、申請者と NRC スタッフとの間で長期的なやり取りが発生し、結果的に審査期間が延びることもある⁷。

申請者と NRC スタッフは、RAI に代わる、またはそれに加えた形で、規制監査を実施して申請審査に必要な追加情報や文脈を提供することを選択する場合もある。規制監査では、申請者と NRC スタッフが共同で、DOCKET 登録されていない申請書の外部資料を審査する範囲を定義する。これにより、NRC スタッフは「理解を深め、情報を検証し、申請審査をサポートするために」⁸必要な情報を特定することができる。監査の記録と完了後、申請者は NRC スタッフの審査を支援するために追加情報を DOCKET に自発的に提出することや、NRC スタッフと協力して RAI を作成し情報を追加すること、または申請書の文章を修正して必要な文脈や情報を提供することができる。この監査プロセスは、適切に使用されれば、許認可の時間とコストを削減し、新しい原子炉申請を審査する NRC スタッフにとって RAI プロセスを効率的にすることができる。

安全審査は主に NRC スタッフの責任であるが、その結果は原子炉安全諮問委員会 (ACRS : Advisory Committee on Reactor Safeguards) によって独立して評価される。ACRS は、NRC スタッフおよび申請者の作業をレビューし、公開報告書を直接委員会に提供する独立した専門家パネルである。ACRS の詳細については、**セクション G** で説明する。

⁵ The NRC Mission Statement.

⁶ NRC, LIC-115, Revision 1 Processing Requests for Additional Information.

⁷ NRC Staff Lessons Learned Report for the Review of NuScale SMR Design Certification Application.

⁸ 同上

(4) 環境審査

国家環境政策法（NEPA：National Environmental Policy Act）の下では、連邦機関は、人間環境への影響を伴う連邦政府の主要な行動（以下、連邦行動：Federal actions）について評価し、文書化することが義務付けられている。NEPAによると、原子炉の建設および運用を許可する NRC ライセンスの発行は、主要な連邦行動と見なされる。NEPA は、必要な評価を完了するために、次の 3 つの異なるレベル（詳細さのレベル順、EIS が最も詳細）のいずれかを準備することを連邦機関に認めている⁹：

- **特定の除外（CATEXs：Categorical exclusion）**：連邦行動を、以前の評価で個別的または累積的に環境に重大な影響を与えないと判断されたものに分類。
- **環境評価（EA：Environmental assessment）**：プロジェクト固有の評価で、人間環境に与える潜在的な環境影響を検討。
- **環境影響評価書（EIS：Environmental impact statement）**：より詳細なプロジェクト固有の評価で、環境への影響を文書化。

NRC は、10 CFR Part 51 に記載されている規則を通じて NEPA を実施し、さまざまな NRC の許認可活動に対する行政手続きを規定している¹⁰。この規則の下では、すべての原子炉申請に対して EIS を準備することが通常必要とされる。

最近、NRC は新しい原子炉申請に対する NEPA 審査プロセスの代替案を模索している。2023 年には、NRC スタッフが Kairos 社の Hermes 2（溶融塩実証炉、テネシー州オークリッジ）の建設許可申請に対して、先行した Hermes（熱出力 3.5MW）の建設許可 EIS の経験を踏まえて、EIS ではなく EA を準備することを決定した¹¹。2024 年 9 月に完了した EA は、「重大な影響はない」という結論（FONSI）を導き、NEPA 法的要件を満たした。EA の使用により、Hermes 2 の NEPA 審査費用と期間は、Hermes プロジェクトよりも大幅に削減された。ただし、このアプローチは商業用原子力発電所のライセンスにはまだ適用されておらず、NRC からの規制上の例外として扱われることが必要である。この例外としての扱いがなければ、すべての新しい原子炉申請には NEPA 要件を満たすために EIS を準備する必要がある。

さらに、NRC は新しい原子炉に対する NEPA 審査プロセスを効率化するための「新型原子炉汎用環境影響評価書（NR GEIS：New Nuclear Reactor Generic Environmental Impact Statement¹²）」を 2024 年に提案した。この NR GEIS は、小型モジュール炉、非軽

⁹ https://ceq.doe.gov/get-involved/citizens_guide_to_nepa.html

¹⁰ 10 CFR Part 51 Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions.

¹¹ NRC, SECY-23-0080: Environmental Review Approach for the Kairos Power, LLC Hermes 2 Construction Permit Application

¹² <https://www.nrc.gov/reactors/new-reactors/advanced/modernizing/rulemaking/advanced-reactor-generic-environmental-impact-statement-geis.html>

水炉、マイクロリアクターなどの新型の革新炉を対象とするもので、「技術に依存せず、性能に基づいたアプローチ¹³」を採用しており、各プロジェクトごとに個別の EIS を作成する必要性を減らすことができる。このイニシアチブは、革新炉技術の迅速な展開を支援するための NRC の近代化努力の一環である。

NRC スタッフは、特に小型炉やマイクロリアクターのような新しい原子炉申請に対し、将来的に EA の使用を検討し続ける可能性がある¹⁴。また、将来的には、NEPA に基づく新しい原子炉の環境審査に CATEX を使用することが可能になるかもしれない。これにより、環境への影響が最小限のプロジェクトに対する環境審査プロセスがさらに簡素化され、迅速化される可能性がある。これらの変更は、特にマイクロリアクターに対して、より迅速で負担の少ない規制承認を可能にするが、更なる規制研究および規則制定が必要とされる。

(5) 財務審査

NRC は、申請者が施設の建設、運用、および最終的な廃炉に必要な資金を調達できることを確認するために、申請者の財務資格を評価する。申請者はこれらの費用を賄うための必要な財務資源を有していることを示さなければならない^{15,16}。この審査には、財務諸表、資金源、および長期的な財務計画の評価が含まれる。

(6) 行政審査および手続き

安全性、環境、財務に関する審査が完了した後、NRC が許可を発行する前にいくつかの行政的な手順を完了する必要がある。これらの手順には、次に示す、新しい原子炉申請に対する「義務的ヒアリング (mandatory hearings)」、一般市民による「争点ヒアリング (contested hearings)」を通じた異議申し立ての機会、および新しい原子炉申請に対する最終的な委員会の投票が含まれる。

義務的ヒアリング

NRC は、原子力法 (AEA : Atomic Energy Act) の規定により、各原子炉申請およびウラン濃縮施設のライセンスに対して「義務的ヒアリング」を実施することを義務付けられている (AEA 第 189 条 a.(1)(A) に基づく)。これらの審理は、NRC スタッフが新しい原子炉申請の安全性、環境、財務面の審査を完了した後に実施される。義務的ヒアリングは、すべての建設許可および統合ライセンス申請に対して必要とされている。

¹³ 同上

¹⁴ U.S. Nuclear Regulatory Commission, Draft White Paper “Micro-reactors Licensing Strategies,” September 2021.

¹⁵ 10 CFR 50.33 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Contents of applications; general information.

¹⁶ 10 CFR 50.75 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Reporting and recordkeeping for decommissioning planning.

一般市民が直接参加する公開会議とは異なり、義務的ヒアリングには NRC スタッフ、申請者、および委員会のみが積極的に参加する¹⁷。これらのヒアリングは一般市民が観察できる形で公開されているが、一般市民の直接的な参加は認められておらず、書面でのコメントの提出のみが可能である。義務的ヒアリングの間、NRC スタッフおよび申請者は、広範な書面および口頭での証拠を提示し、委員会が手続きを進める。NRC の義務的ヒアリングの実施は、時代遅れで資源を多く消費するとの批判を受けており、透明性や公共の安全性を大幅に向上させることなく、許認可プロセスを長引かせ、コストを増加させる可能性がある¹⁸。

2024 年 7 月、委員会はこのプロセスを改革することを決議し、口頭での議論を廃止し、書面記録の簡易審査に移行した¹⁹。この新しい形式では、NRC スタッフによる最終安全評価書または環境評価の提出後、州、地方自治体、連邦認定のアメリカ先住民が委員会への書面声明を提出する期間が設けられる。委員会は、書面による陳述と書面による回答の提出に関する質問の機会を得た後、書面による投票を行う²⁰。この変更により、義務的審理プロセスの期間が約 4 か月から 8 週間に短縮されることが期待されている。

争点ヒアリング

原子炉ライセンス申請の審査プロセスでは、争点ヒアリングを通じて一般市民が新しい原子炉申請の審査に異議を申し立てることができる。争点ヒアリングは、技術的または法的専門知識を持つ判事から構成される原子力安全およびライセンス委員会パネル

(ASLBP : Atomic Safety and Licensing Board Panel²¹) が監視する。個別のケースにおける ASLB の典型的な構成は、議長を務める法的判事 1 名と技術的判事 2 名で構成される。争点ヒアリングは、NRC スタッフが安全性および環境審査を完了し、その結果を報告した後、その後開催される場合がある。

争点ヒアリングの過程では、一般市民、非政府組織、州および地方自治体、他の連邦機関などの参加者が、提案されたプロジェクトの安全性、セキュリティ、または環境面に関する特定の主張を提起することができる。参加を希望する個人または団体は、異議を申し立てるための申立書を提出する必要がある。この申立書には、懸念事項を詳細に記載し、提起したい主張を特定し、提案された原子力ライセンス活動が自分たちの利益にどのように影響するかを示す必要がある。ASLB はこれらの主張を最初に評価し、審理プロセス中にさらに検討する価値があるかどうかを判断する。ASLB による決定に対しては委員会に

¹⁷ Center on Global Energy Policy at Columbia University, “Improving the Efficiency of NRC Power Reactor Licensing: The 1957 Mandatory Hearing Reconsidered,” November 2023.

¹⁸ Idaho National Laboratory (INL), “Recommendations to Improve the Nuclear Regulatory Commission Reactor Licensing and Approval Process,” April 2023.

¹⁹ NRC, SRM-SECY-24-0032: Revisiting the Mandatory Hearing Process at the U.S. Nuclear Regulatory Commission.

²⁰ 同上

²¹ セクション G で ASLBP の詳細を示す。

控訴することができ、委員会は裁判権をもってその事案を審査する。

ヒアリングのプロセス

ヒアリングの形式はさまざまである。歴史的には「正式な公聴会 (formal hearings)」と呼ばれてきたが、ほとんどのライセンスに関するヒアリングは、専門家の証人によるプレゼンテーションと関係者からの質問を含む NRC の内部非公式公聴会の手順²²に従う。伝統的な反対尋問が行われることは稀れであり、ヒアリングは主に書面の提出と、ごく限られた口頭陳述で構成される場合が多い。NRC の法務顧問室 (OGC : Office of the General Counsel²³) は、NRC スタッフに法的な代表性とガイダンスを提供し、法令遵守を確保し、文書と調査結果を作成する。ヒアリングに参加するスタッフとは別に、一部の OGC スタッフは、委員会に控訴について助言することがある。これは通常、委員会控訴裁定室 (Office of Commission Appellate Adjudication) によって行われる。

(7) 委員会の投票と承認

NRC スタッフが技術、安全性、環境の各審査を完了し、関連するすべての審理が終わると、委員会はライセンスの付与について投票を行う。委員会は最終安全評価報告書 (SER)、環境審査の文書、および公的意見や審理結果を含むすべての入力情報を考慮する。申請された原子炉が安全に運転でき、NRC の規制に準拠していると判断された場合、委員会はライセンスを承認する決定を下す。承認されたライセンスには、安全性や規制遵守を確保するための条件や追加要件が含まれる場合がある。

B. 10 CFR Part 50 プロセス

Part 50 は、原子炉ライセンスの元来の段階的プロセスであり、特定のサイトでの原子炉建設を許可する建設許可 (CP) と原子炉の運転を認可する運転認可 (OL) の 2 つの主要な段階で構成されている。このプロセスは、商用原子炉用に開発された最初のライセンスプロセスであり、最近完成した 2 基の AP-1000 原子炉 (Vogtle ユニット 3 とユニット 4) を除き、現在米国で稼働しているすべての商用発電原子炉のライセンスに使用された。

(1) 第 1 段階 : 建設許可申請 (CPA : Construction Permit Application)

建設許可を取得するためには、申請者はまず完全な建設許可申請書 (CPA) を提出する必要がある。完全な申請書²⁴には、以下の要素が含まれる。

²² 10 CFR 2 Subpart L Agency Rules of Practice and Procedure | Simplified Hearing Procedures for NRC Adjudications.

²³ <https://www.nrc.gov/about-nrc/organization/ogcfuncdesc.html#funcdesc>

²⁴ 10 CFR 50.30 Filing of applications for licenses; oath or affirmation. 10 CFR 50.33 Contents of applications; general information. 10 CFR 50.34 Contents of applications; technical information.

① **予備安全解析書 (PSAR : Preliminary Safety Analysis Report)**

申請者は、提案された原子炉設計、安全機能、およびサイト特性を詳細に説明する PSAR を提出する必要がある。この報告書には、事故シナリオの可能性、緊急対応計画、および公衆の健康と安全を保護するための措置の分析が含まれている。

NRC スタッフは、この報告書を審査し、提案された設計が規制要件を満たし、提案されたサイトで安全に建設できるかどうかを判断する。

② **予備環境報告書(Preliminary Environmental Report)**

申請者はまた、提案された原子炉の建設および運転に伴う潜在的な環境影響を評価した環境報告書を提出する必要がある。この報告書では、土地利用、水資源、大気品質、生態系への影響などの要因を評価する。さらに、プロジェクトの主要目的、その必要性、および電力需要やエネルギー代替案の分析を説明する。

③ **予備財務情報(Preliminary Financial Information)**

申請者は、施設の建設および関連する燃料サイクル費用を賄うために必要な資金を有している、または合理的に調達できることを示さなければならない。この申請には、建設費用の総額および関連する燃料サイクル費用の見積もり、およびこれらの費用を賄う資金源の特定が含まれる²⁵。

申請者は、財務能力を証明することに加え、申請者の名前と住所、事業内容または職業、関連する国籍の詳細を提供する必要がある²⁶。法人または団体の場合は、設立された州、事業所の所在地、取締役および役員の名前と国籍、および外国人の所有権を含める必要がある。代表者として活動する場合は、代表者の情報を提供する必要がある。申請書には、許認可のクラス、施設の用途、有効期間、および発行または申請されたその他のライセンスも指定する必要がある。

④ **その他の補足書類(Other Supporting Documents)**

申請者は、NRC の要求に応じてその他の裏付け文書を提出する。これには、裏付け計算、現場評価、またはプロジェクトの固有の側面を扱う特定の文書が含まれる。NRC は、これらの追加文書を使用して、主要なレポートでカバーされていない特定の規制要件またはプロジェクトの詳細に対処する。

完全な申請書を受け取ってから 30 日以内に、NRC は次の CPA の承認審査プロセスを完了する。このプロセスでは、NRC スタッフが CPA の技術的完全性を審査し、その受領を公に通知する。申請書が完成し、審査が承認された場合、NRC スタッフは申請書の技術的、財務的、および環境的審査を開始する。

²⁵ 10 CFR 50.33 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Contents of applications; general information.

²⁶ 同上

⑤ **予備安全評価報告書 (PSER: Preliminary Safety Evaluation Report)**

PSAR を徹底的に審査した後、NRC は予備安全評価報告書 (PSER : preliminary Safety Evaluation Report) を作成する。この文書は、原子炉の安全機能、設計の適合性、およびサイトの適切性に関する NRC の調査結果を要約したものである。SER では、申請者が規制要件を遵守しており、原子炉が安全に建設・運転できることを評価する。

⑥ **ドラフト環境影響宣言書 (または環境評価書) (Draft Environmental Impact Statement (or Assessment))**

NRC は、環境報告書の審査を並行して実施し、ドラフト環境影響評価書 (EIS) または環境評価 (EA) を作成する。後者はそれほど広範ではない。EIS または EA は、提案された原子炉の環境影響を評価し、必要な緩和措置を概説する。これにより、プロジェクトの環境的側面が徹底的に評価され、潜在的な影響が許容範囲内に収まることが確認される。

⑦ **財務能力の確認(Assurance of Financial Capability)**

NRC は、申請者の財務情報を審査し、申請者が原子炉の建設および運転に必要な資金を有していることを確認する。このステップには、申請者の財務諸表、資金源、および長期的な財務予測の検証が含まれる。NRC は、プロジェクトが財務的に実行可能であり、十分な財務的保護策が確立されていることを確認する。

⑧ **安全性および環境審査に関する公開会議の開催(Convene public meetings on safety and environmental reviews.)**

許認可プロセスの一環として、NRC は安全性および環境審査に関する公開会議を開催する。これらの会議は、地域社会、環境団体、州および地方自治体を含む利害関係者に意見を述べる機会を提供する。これらの会議で得られたフィードバックは、プロジェクトのあらゆる側面で、NRC スタッフによる審査に考慮される。環境審査に関する公開会議は NEPA の規定により明示的に要求されている。一般市民の参加は、多様な視点を考慮に入れ、初期報告書で対処されていない可能性のある環境問題を特定するのに役立つ。

⑨ **安全審査の完了(Complete safety reviews.)**

NRC スタッフは PSAR を徹底的に審査し、安全性評価報告書 (SER) を作成する。その後、原子炉安全諮問委員会 (ACRS) が PSAR とスタッフの SER の範囲を独立してレビューし、提案された原子炉の設計と建設が安全で規制要件を満たしていることを評価する。ACRS の会議は一般に公開されており、委員会は一般市民からのコメントを受け入れる場合もある。ただし、これらは前述の行政審査セッションで説明した義務的ヒアリングプロセスとは異なる。

上記のステップを NRC が完了後、次のステップが行われる。

⑨ 建設許可（CPA）の行政審査の完了（Complete administrative review of the CP.）

一般市民からの異議申し立て期間が終了し、争点ヒアリングが解決され、スタッフの審査が完了すると、NRC 委員会は義務的ヒアリングを実施する。NRC が原子炉が安全に建設できると判断し、すべての規制要件が満たされている場合、さらに申請者がプロジェクトを完成させるための財務的および技術的資格を有している場合、委員会は建設許可の発行を承認する。

CP は申請者に原子炉の建設を開始する権限を与えるが、原子炉の運転を許可するものではない。安全性と規制遵守を確保するために、建設中に遵守しなければならない特定の条件と要件が含まれている。CP は発行日から 40 年を超えない範囲で許可書に指定された期間有効である²⁷。この期間内に建設が開始されない場合、申請者が延長を申請して許可されない限り、許可は失効する可能性がある。

(2) 第 2 段階：運転認可（OL: Operating License）申請

原子炉の建設がほぼ完了した時点で、申請者は運転認可申請（OLA: Operating License Application）を提出する。この申請には以下が含まれる。

① 最終安全解析報告書（FSAR：Final Safety Analysis Report）

FSAR には、完成した施設に関する構造、システム、およびコンポーネントの説明と、安全解析などの詳細な情報が含まれる²⁸。FSAR は、建設許可（CP）段階で提出された予備安全解析書（PSAR）に基づいて作成され、以下を含む。

- ・ **施設の説明と設計基準**：性能要件および技術的根拠を強調した、完成施設の構造、システム、コンポーネントの詳細な記述。原子炉炉心、原子炉冷却システム、計装および制御システム、電気システム、格納容器システム、その他の工学的安全機能、補助および緊急システム、電力変換システム、放射性廃棄物処理システムが含まれる。
- ・ **最終安全解析**：建設中に行われた設計変更や改良が反映された安全システムやコンポーネントの詳細な評価。これには、潜在的な事故シナリオ、システムの冗長性、および事故を防止および軽減するように設計された安全システムの分析が含まれる。
- ・ **運用手順**：構造、システム、コンポーネントの保守、監視、定期テスト、運用前テスト、初期運用など、通常運用の実施に関する申請者の計画の説明。
- ・ **組織構造**：施設の安全な運営を確保するための申請者の組織構造、責任と権限の割り当て、および人員の資格要件の説明。

²⁷ 10 CFR 50.51(a) Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Continuation of license.

²⁸ 10 CFR 50.34(b) Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Contents of applications; technical information.

- ・ **緊急時対応計画**：避難計画、通信プロトコル、地方および連邦の緊急サービスとの調整など、さまざまな緊急事態への対応を概説した詳細な戦略。
- ・ **放射線防護および排出管理**：作業員および公衆の放射線被ばくを監視および制御するための詳細な計画。これには、遮蔽設計、監視システム、放射性排出物を制御し放射線被ばくを 10 CFR Part 20 に規定された制限内に維持する方法、が含まれる。
- ・ **セキュリティ計画**：破壊行為、核物質の盗難、サイバー攻撃などの脅威から施設を保護するための強力な対策により、原子炉の物理および情報セキュリティを確保する。

② 環境報告書(Environmental Report)

完成した環境報告書は、原子炉の運転に関連する環境影響に関する最新かつ徹底的な評価を提供する²⁹。これは、CP フェーズで提出された環境報告書に基づき、以下を含む。

- ・ **提案された措置の説明**：原子炉の運用と提案された措置の目的の詳細な説明。
- ・ **現状の環境影響分析**：提案が実施された場合に避けられない環境への悪影響を含む、提案された措置の環境影響の分析。これには、空気と水質、生態系、野生生物への影響が含まれ、影響はその重要性に応じて説明される。
- ・ **提案された措置の代替案**：提案された措置の合理的な代替案の説明。これには、環境への悪影響を軽減または回避するために実施できるこれらの代替案の環境への影響が含まれる。
- ・ **不可逆かつ回復不可能な資源の投入**：原子炉が稼働した場合、土地利用、水、材料など、提案された措置に関係する不可逆かつ回復不可能な資源の投入の説明。
- ・ **短期的環境関係と長期的環境関係**：運用段階などの環境の短期的利用と、長期的な生産性の維持または向上との関係の分析。
- ・ **環境規制の遵守状況**：提案された措置に関連して取得する必要がある連邦許可、ライセンス、およびその他の権利を含む、適用される環境品質基準および要件の遵守状況の説明。これには、水質汚染制限、土地利用規制、および連邦、州、または地方機関によって設定されたその他の環境保護要件の遵守が含まれる。
- ・ **累積影響分析**：提案された原子炉の運用と、その場所での他の施設および建設前の活動との複合的な環境影響を考慮した累積影響の分析。
- ・ **緩和措置**：悪影響を軽減または回避するために講じられる措置の説明。これ

²⁹ 10 CFR 51.45 Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions | Environmental report.

には、原子炉の運用による潜在的な影響を最小限に抑える、または修復するための緩和戦略の計画が含まれる。

③ 最新の財務情報(Completed Financial Information)

建設許可 (CP) 申請時に提出された予備財務情報に基づき、申請者は施設を安全かつ責任を持って運用するために必要な資金を確保するための詳細な財務情報を提供する必要がある³⁰。これには、運転初年度から5年間の年間運転費用の詳細な予測が含まれる。

④ 有効な建設許可 (CP: Active Construction Permit)

運転許可 (OL) 段階に進むには、有効な建設許可 (CP) が必須である。申請者は以下を実証する必要がある。

- ・ **CP 条件の遵守:** 承認された設計、建設基準、安全プロトコルの遵守を含め、元の建設許可で指定されたすべての条件と要件が十分に満たされていること。
- ・ **建設マイルストーンの完了:** 原子炉建設は、すべての重要な構造、システム、コンポーネントが設置され、承認された仕様に従って機能する段階まで進んでいること。
- ・ **建設活動の文書化:** 建設プロセス、品質保証対策、元の計画からの逸脱や変更、およびそのような変更の正当性と承認を詳述した包括的な記録とレポート。

⑤ 技術仕様(Technical Specifications)

申請者は、原子炉の安全な運転を確保するために必要な運転制限と安全要件を定義する技術仕様を提供する必要がある³¹。これらの仕様は、安全分析レポートから導き出され、事故を防ぎシステムの信頼性を確保するために維持しなければならないパラメータとして、次が含まれている。

- ・ **安全制限:** 原子炉冷却システムなどの重要な安全バリアの完全性を保護し、放射能の制御されていない放出を防ぐ重要なプロセス変数の境界。
- ・ **制限安全システム設定:** 安全制限を超えないようにし、必要に応じて是正措置を開始する自動保護装置設定。
- ・ **運転制限条件 (LCO):** 原子炉の安全性に不可欠なシステムとコンポーネントに必要な最小限の性能または機能能力。これらの条件が満たされない場合は、原子炉を停止するか、その他の是正措置を講じる必要がある。
- ・ **監視要件:** システムとコンポーネントが安全制限内にとどまり、LCO が満たされていることを保証するテスト、較正、検査の手順。

³⁰ 10 CFR 50.33(f)(2) Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Contents of applications; general information.

³¹ 10 CFR 50.36 Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities | Technical specifications.

- ・ **設計上の特徴:** 安全性に影響し、NRC によって明示的に承認されない限り変更されない原子炉の物理的特性と建設材料。
- ・ **管理上のコントロール:** 報告および監査要件を含む、原子炉の安全な運転を確保するために必要な組織管理、手順、および記録保持に関する規定。

完全な申請書を受理してから 30 日以内に、NRC は運転認可 (OL) 申請の受理審査プロセスを完了する。このプロセスには、NRC スタッフが申請書の技術的な完全性を審査し、受領通知を公に発表することが含まれる³²。申請が完全であり、レビューを行うことが認められた場合、NRC スタッフは最終的な技術、安全性、および環境の審査を開始する。この審査プロセスの結果、以下の成果が得られる。

⑥ 安全評価報告書 (SER: Safety Evaluation Report)

SER は、申請者の最終安全解析報告書 (FSAR) の審査結果をまとめた詳細な文書である。SER の主な構成要素は以下を含む³³。

- ・ **技術的評価:** 設計の説明、安全システムの機能、および潜在的な事故シナリオへの対応を含む原子炉の安全機能の詳細な評価。
- ・ **規制への準拠:** 原子炉の設計と運転計画が安全余裕、システムの冗長性、受動的な安全機能に関する規制に準拠していることの検証。
- ・ **安全システムのパフォーマンス:** 冷却、格納容器、計装などの安全上重要なシステムの独立した分析により、NRC 基準を満たしていることを確認する。
- ・ **リスクと事故の分析:** 冷却材喪失シナリオ、シャットダウンの安全性、放射線防護対策など、潜在的な事故の評価。
- ・ **結論と推奨事項:** 提案された原子炉の運用の安全性に関する NRC の結論の概要と、運転許可に適用すべき推奨事項または条件。

⑦ 補足環境影響宣言書 (SEIS: Supplemental Environmental Impact Statement) または補足環境評価書 (SEA: Supplemental Environmental Assessment)

SEIS は、ドラフト版 SEIS およびパブリックコメント期間の後に NRC によって作成される包括的な文書であり、環境調査の結果と一般からの意見が取り入れられている³⁴。SEIS には以下が含まれる。

- ・ **パブリックコメントへの対応:** NRC は、EIS 草案に対する実質的なコメント

³² 10 CFR 2.104 Agency Rules of Practice and Procedure Subpart A | Notice of a Hearing.

³³ NRC, Final Safety Evaluation Report Related to Certification of the AP600 Standard Design (ML19336A027).

³⁴ 10 CFR 51.91 Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory Functions | Final environmental impact statement—contents.

に対して詳細な回答を提供する。これには、提案された措置または代替案の修正、事実の修正、または特定のコメントがさらなる措置を必要としない理由の説明が含まれる場合がある。

- ・ **代替案の検討:** SEIS では、パブリックコメントと新しい情報に基づいて、代替案の修正、新しい代替案の開発、または以前に検討された代替案のさらなる評価について説明する。
- ・ **最終分析:** この文書には、大気と水質、生態系、公衆衛生への潜在的な影響の評価を含む、環境影響の最終分析が含まれる。この分析は、EIS 草案とコメントへの対応として行われた更新に基づいている。
- ・ **反対意見:** EIS 草案で十分に議論されなかった責任ある反対意見があれば、提示して対処する。
- ・ **最終勧告:** SEIS は、環境への悪影響を最小限に抑えるために実施すべき条件または緩和策を含む、提案された措置に関する NRC の最終勧告で締めくくられる。推奨事項は、NEPA の要件およびその他の関連する環境法とポリシーに基づいている。

一方、補足環境評価(SEA) はそれほど包括的ではなく、通常は提案された行動が環境に重大な影響を及ぼすかどうかを判断することに焦点を当てているため、SEIS の作成が必要になる。SEA は短く、詳細な分析は少なく、広範な一般市民の関与や SEIS にあるコメントへの詳細な対応は必要とされない。

これらの文書を完成させる過程で、NRC は次のステップを実施する。

⑧ **安全性および環境審査に関する公開会議(Convene public meetings on the safety and environmental reviews)**

許認可プロセスの一環として、NRC は安全性と環境の両方の審査について話し合う公開会議を開催する。これらの会議は、地域社会、環境団体、州政府、地方自治体などの関係者が意見を述べる機会となる。これらの会議からのフィードバックは、プロジェクトのあらゆる側面に関する NRC スタッフのレビューで考慮される。環境審査のための公開会議は、国家環境政策法 (NEPA) の下で明確に義務付けられている。一般市民の参加により、多様な視点が考慮され、最初のレポートで取り上げられなかった環境上の懸念事項を特定するのに役立つ。

⑨ **安全審査の完了(Complete safety reviews.)**

NRC スタッフは PSAR の包括的なレビューを実施し、SER を作成する。その後、ACRS は PSAR の範囲とスタッフの SER を独立してレビューし、安全性と規制要件への準拠を確認する。ACRS の会議は一般に公開され、委員会は一般からのコメントを受け付ける場合がある。ただし、これは上記の行政レビューのセク

ションで説明した義務的なヒアリングプロセスと同じではない。

NRC が上記のステップを完了後、次のステップを実施する。

⑩ **運転認可申請 (OLA) の行政審査の完了(Complete administrative review of the OLA.)**

一般市民からの異議申し立て期間が終了し、争点ヒアリング解決され、スタッフの審査が完了すると、NRC 委員会はライセンスの発行に向けて投票を行う。NRC が原子炉が安全に運転できると判断し、すべての規制要件が満たされている場合、さらに申請者が施設の運転と安全な管理を確実にを行う財務的および技術的資格を有している場合、委員会は運転認可 (OL) の発行を承認する。運転認可 (OL) は、安全性および規制遵守を確保するために運転中に遵守すべき具体的な条件および技術仕様を含む場合がある。OL の発行は、Part 50 プロセスにおいて建設から燃料装荷、試運転、運転開始への移行を示す重要な節目となる。

CP と同様に、OL は発行日から 40 年を超えない固定期間で発行される。ライセンスの期間は、申請者が要求した期間、または施設の寿命が要求された期間よりも短いと NRC が判断した場合は施設の推定寿命に基づいて決定される。

10 CFR Part 50 のライセンス プロセスでは、申請者は最終設計を待つのではなく、予備設計情報を使用して建設を開始できる。この 2 段階のプロセスでは、建設開始前に予備的な安全レビューのみを要求し、建設フェーズ中に設計変更を許可することで柔軟性が確保されるため、運転ライセンス (OL) は完成したプラントを反映できる。

Vogtle ユニット 3 および 4 を除き、現在アメリカ合衆国で運転中の商業用原子炉および過去に運転されていた商業用原子炉は、すべて上記の 10 CFR Part 50 の 2 段階プロセスを使用して建設され、運転を開始されたものである。part50 の下で NRC に提出され処理された数百件の申請に関する要約データは容易に入手できないが、NRC は part50 の下で申請を処理するために必要な時間についての推定値を公表している。NRC によると、建設許可 (CP) の最終安全評価書を発行するための一般的なマイルストーンは、申請の受理レビューの完了から 36 か月である。また、運転許可証を発行するための一般的なマイルストーンは、申請の受理レビューの完了から 42 か月である。最終安全評価書の発行は、原子力規制委員会が正式に許可証の発行について投票する前の最終的な主要ステップであることに注意が必要である。近年では、最終安全評価書が発行されてから、委員会が正式に許可証の発行について投票するまでに通常おおよそ 6 か月を要している。したがって、申請受理レビューの完了から発行までの一般的なタイムラインは、建設許可に関しては part 50 の下で約 42 か月、運転許可証に関しては part 50 の下で約 48 か月である。

G. 10 CFR Part 52 プロセス

従来の 10 CFR Part 50 プロセスに伴う潜在的な課題に対処するため、NRC は、建設と運用の両方の承認を 1 つのライセンス (COL : Combined License) に統合する、代替のワンステップ ライセンス アプローチとして 10 CFR Part 52 を導入した。このアプローチは、完成して標準化された設計のプラント向けに作られており、規制の不確実性を減らし、建設中の変更のリスクを最小限に抑え、新しい原子炉をオンラインにするための全体的なスケジュールを短縮することを目的としている。10 CFR Part 52 により、申請者は主要な安全性と環境の問題を事前に解決できるため、標準化された設計の複数の原子炉を展開するための、より予測可能で効率的な経路が可能になる。2024 年末現在、米国で稼働している 94 基の商用原子炉のうち、この 10 CFR Part 52 プロセスは、2023 年と 2024 年に Vogle3 号機と 4 号機として稼働を開始した 2 基のウェスティングハウス AP-1000 型原子炉のライセンス取得にのみ適用されている。COL 申請の内容は、B(2)節で説明した運転認可申請 (OLA) に必要な内容とほぼ同じである。したがって、COL 申請プロセスで以下にリストされている各レポート、分析、またはレビューの内容の詳細については、前節の 10 CFR Part 50 の説明で述べたとおりである。

(1) 統合ライセンス (COL) 申請

原子炉の建設を開始する前に、申請者は COL を取得するために以下の書類を提出する必要がある。

- ① 安全解析報告書 (SAR : Safety Analysis Report)
- ② 環境報告書 (Environmental Report)
- ③ 財務情報 (Financial Information)
- ④ 技術仕様 (Technical Specifications)

これに対して、NRC スタッフは申請書を審査し、以下を提供する。

- ⑤ 安全評価報告書 (SER)
- ⑥ 環境影響評価書 (EIS) または環境評価 (EA)
- ⑦ 財務能力の確認 (Assurance of Financial Capability)

これらの文書を完成させる過程で、NRC は以下の手順を実行する。

- ⑧ 安全および環境レビューに関する公開会議の開催 (Convene public meetings on the safety and environmental review.)
- ⑨ ACRS との安全レビューの完了 (Complete safety reviews with the ACRS.)

NRC は上記の手順を完了した後、次の作業を行う。

- ⑩ COL の行政レビューの完了 (Complete administrative review of the COL.)

COL は、申請者が要求した期間または施設の推定寿命が発行日から 40 年を超えないように発行される。

(2) 10 CFR Part 52 に基づく追加の規制ツール

10 CFR Part 52 では、原子炉の配備へのより予測可能で効率的な道筋を求める申請者にとって特に役立つ追加のツールが提供されている。これらのツールにより、申請者は段階的に主要な規制要件に対応できるため、原子炉開発に関連する財務およびスケジュールのリスクを軽減できる。以下では、これらのツールについて詳しく説明する。

早期サイト許可 (ESP : Early Site Permit)

ESP により、申請者は建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) を申請する前に、原子力発電所の立地地点 (サイト) の NRC 承認を取得できる。ESP プロセスでは、特定の原子炉設計とは関係なく、サイトの安全性、環境保護、緊急時計画を評価する。このプロセスにより、申請者はサイト関連の潜在的な問題を早期に解決し、特定の原子炉プロジェクトにコミットすることなく、最大 20 年間 (20 年間の更新の可能性あり) サイトを確保できる。ESP 保有者は将来の申請でこの許可を参照できるため、サイトを再評価する必要がなくなり、建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) のプロセスが大幅に合理化される。ESP プロセスには公聴会 (ヒアリング) も含まれる。

標準設計認証 (SDC : Standard Design Certification)

標準設計認証 (SDC) または設計認証 (DC) プロセスは、特定のサイトや発電所建設プロジェクトに依存することなく、原子炉設置者が NRC から原子炉設計の承認を得ることを可能にするものである。一度、規則制定手続きを経て認証されると、その設計は NRC の規則に明文化され、建設許可 (CP) または建設運転一括許可 (COL) の申請者が参照できるようになる。これにより、個別のサイトごとの設計審査が不要となる。認証された設計は 15 年間有効であり、更新も可能である。この規制手法は、標準化された設計の促進を通じて安全性を向上させるだけでなく、同一設計に対する重複審査を排除することで、将来の申請者にとっての不確実性およびコストを削減する効果がある。建設運転一括許可 (COL) の申請者が認証済み設計を参照することにより、審査プロセスではサイト固有の課題に集中することができる。

標準設計承認 (SDA : Standard Design Approval)

標準設計承認 (SDA) または設計承認 (DA) によって、原子炉設計に関する承認を、NRC は正式な規則制定手続きを伴わずに行うことができる。SDA は、建設許可 (CP)、運転許可 (OL)、または建設運転一括許可 (COL) の申請において、設計を参照することを可能にする NRC による承認である。設計承認 (DA) のプロセスは、設計認証 (DC) と同等の規制上の確実性を付与するものではないが、設計の一部を事前審査・承認することにより、将来の許認可手続きに要する時間を短縮できる利点を有している。SDA には有効期限がなく、更新が可能であるため、原子炉メーカーや申請者に柔軟性を提供する。ただし、設計認証 (DC) とは異なり、SDA は規則に明文化されないため、申請者は当該設計がすべての現行の規制要件を満たしていることを申請書において示さなければ

ならない。

製造ライセンス(Manufacturing License)

このツールにより、申請者は原子炉を設置する特定の場所の建設許可または複合ライセンスを取得する前に、別の場所で原子炉の主要コンポーネントを製造、組み立てするための NRC 承認を取得できる。製造ライセンスは最大 10 年間有効で、更新できる。製造ライセンスを取得することで、申請者はサイト固有の許認可プロセスの前に主要コンポーネントの製造を開始し、新しい原子炉の導入を加速できる。このツールは、標準化された製造および品質管理プロセスを均一に適用できようにするため、複数のサイトで同一のものを使用することを目的としたモジュール部品または設計を使用する原子炉に特に役立つ。

限定作業許可 (LWA : Limited Work Authorization)

LWA により、申請者は完全な建設許可または複合ライセンスが発行される前に、特定の建設関連活動を開始できる。これらの活動には、掘削、整地、整地、一時的な建設インフラの設置など、安全に関連しない現場準備が含まれる。LWA は、NRC が原子炉建設を完全に承認する前に申請者が現場を準備できるようにすることで、建設の遅延を減らすのに特に役立つ。ただし、申請者はこれらの活動をサポートするために十分な環境および安全情報を提供する必要がある、LWA で許可される作業範囲は、完全な許認可プロセスを妨げないように慎重に管理される。LWA は、最終的な規制承認がまだ処理されている間に早期の作業を許可することで、プロジェクト全体のタイムラインを早めることができる。

10 CFR Part 50 と 10 CFR Part 52 とその各プロセスの導入日と最終更新日は以下のとおりである³⁵。

許認可事項	法令	導入日	最終更新日
Construction permit (CP)	10 CFR Part 50	1956	1/27/1978
Operating license (OL)		1956	10/22/2015
Combined operating license (COL)	10 CFR Part 52	1989	4/12/2018
Design certification (DC)		1989	10/15/2014
Early site permit (ESP)		1989	12/19/2020

現在までのところ、10 CFR Part 52 に定められた 1 段階（統合）ライセンスプロセスに

³⁵ OKLO, "U.S. Nuclear Regulatory Commission Licensing Pathways", <https://oklo.com/regulatory-maturity/default.aspx>

基づき取得した承認を使用して建設された原子炉は、Vogtle ユニット 3 および 4 の 2 基のみである。Vogtle 3 および 4 に加えて、表 1 に示す 7 件の他の COL 申請が受理され、最終的に NRC によって COL ライセンスが発行されたが、これらの 7 つの建設プロジェクトのいずれも申請者によって後にキャンセルまたは中止された。NRC は、Vogtle 3 および 4 について、申請が提出されてから COL ライセンスを発行するまでに 47 か月を要した。同様に、VC Summer ユニット 2 および 3 の COL は 48 か月で発行された。しかし、他の 6 件の COL 申請は、COL 申請の提出から NRC による COL 発行まで平均 101 か月を要した。

表 1 10 CFR Part 52 に基づき COL が申請され NRC に認可された原子力発電所

プロジェクト	炉型	申請者	申請日	認可日	申請から認可までの期間
South Texas Project Units 3 and 4	ABWR	Nuclear Innovation North America, LLC	2007/9	2016/2	101 ヶ月
North Anna Unit 3	ESBWR	Dominion Virginia Power	2007/11	2017/5	114 ヶ月
William States Lee III Units 1 and 2	AP1000	Duke Energy	2007/12	2016/12	108 ヶ月
Virgil C. Summer Units 2 and 3	AP1000	South Carolina Electric & Gas	2008/3	2012/3	48 ヶ月
Vogtle Units 3 and 4	AP1000	Southern Nuclear Operating Company (SNC)	2008/3	2012/2	47 ヶ月
Levy Nuclear Plant Units 1 and 2	AP1000	Duke Energy Florida, LLC	2008/7	2016/10	99 ヶ月
Fermi Unit 3	ESBWR	Detroit Edison Company	2008/9	2015/4	79 ヶ月
Turkey Point Units 6 and 7	AP1000	Florida Power & Light Company	2009/6	2018/4	106 ヶ月

Source: NRC, “Combined License Applications for New Reactors,” July 2023.

D. 10 CFR Part 53 プロセス（NRCにより現在開発中）

(1) 10 CFR Part 53 制定の経緯

米国で商業用原子力発電が始まって以来、大規模な商業用原子炉（沸騰または加圧軽水炉設計）は、B.及びC.で説明した 10 CFR Part 50 およびその後の 10 CFR Part 52 の規定に基づいて許認可されてきた。これらの許認可アプローチでは、許認可申請者は、特定のサイトで大規模な原子力発電所を運用するために必要なリスクと管理に対処することを主目的として制定された、数年の時間を要するプロセスで建設許可および運転認可の申請を提出しなければならない。

先進炉に合わせた新しい許認可フレームワークを求める動きは、2019 年に議会が原子力エネルギー革新および近代化法（NEIMA：Nuclear Energy Innovation and Modernization Act）を可決し、NRC に商業用先進原子炉申請者向けの技術を含むフレームワークを確立するよう義務付けた後、勢いを増した。2024 年クリーンエネルギーのための多用途で先進的な原子力の導入促進法（ADVANCE 法：Advanced Nuclear for Clean Energy Act of 2024）によって修正された NEIMA では、「先進的な原子炉」を「商用原子炉と比較して大幅に改善された核分裂炉または核融合装置」と定義している。NRC は、この用語と定義を使用して 10 CFR Part 53 の範囲を確立することを検討したが、「大幅な改善」の定義が十分に具体的ではないと判断した。代わりに、NRC は対象とする技術を包含するために、より広い用語である「商用原子力発電所」を使用している。

現在、新世代の技術が登場している。これには、より安価で、より容易に導入でき、より迅速に構築でき、より簡単に操作できることを目的とした小型モジュール炉（SMR）とマイクロリアクターが含まれる。NRC は、10 CFR Part 50 と 52 で現在保証されている安全性のレベルを損なうことなく、原子力発電を導入する新しい方法に合わせた効率的な許認可フレームワークを通じて、これらの新しい設計開発に対応する許認可プロセスを求める議会の要求に対応するために、10 CFR Part 53 を提案している。

(2) 10 CFR Part 53 制定の状況

2024 年 10 月 31 日に公開された新規規則の草案は、連邦官報に掲載されている³⁶。当初、規則草案のパブリックコメント期間は 2024 年 12 月 30 日に終了する予定だったが、複数のリクエストに応じて、NRC はコメント期間を 60 日間延長し、2025 年 2 月 28 日までとした。2024 年 11 月 19 日から 11 月 21 日までの 2 日半にわたり、NRC は公開会議を開催し、リスク情報に基づいたテクノロジーを包括した規制枠組みを提案するための NRC スタッフの規制アプローチを説明し、提案された新規規則への理解の促進を図った。スタッフは提案された規則の構造と内容について議論し、提案された規則に関す

³⁶ <https://www.govinfo.gov/content/pkg/FR-2024-10-31/pdf/2024-23434.pdf>

る有意義なコメントの提出を促すための質問に答えた。2025年1月8日、NRCは2回目の公開会議を開催し、主に製造施設での燃料付き製造原子炉の試験と、2024年11月の最初の公開会議で関係者が提起したその他の技術的な関心事項に焦点を当てた。

当初、NRCスタッフは、一般からのコメントを検討した後、2025年7月に委員会に最終規則案を提出する予定であった。しかし、2025年1月14日にACRS規制規則制定、政策、および実務小委員会によって開催された「提案10 CFR Part 53への更新に関する情報説明会」³⁷で、NRCの原子炉規制局(NRR)は、新たなマイルストーンは2026年5月に委員会に最終規則案を提出することであると示した。最終規則は、NEIMAが定めた2027年12月の期限までに公表する必要がある。

(3) 10CFR Part 53の内容

新しい規則はまだ確定しておらず、一般からの意見の検討や委員会による検討とコメントの後で変更される可能性が高いことに留意することが重要であるが、一流の国際法律事務所であるSidley Austin LLPは、提案された規則の5つの重要なポイントを次のように要約している³⁸。

① 技術を包含し、リスク情報に基づいた、パフォーマンスに基づくライセンス フレームワークを確立する。

10 CFR Part 53 フレームワークは、商用原子力発電所のライフサイクルのさまざまな段階に対応するサブ part に分かれている。ライセンス フレームワークは、エネルギー省(DOE)のライセンス近代化プロジェクトの方法論に基づいた確率的リスク評価(PRA)主導のアプローチを採用している。

10 CFR Part 53 では、潜在的な故障、内部および外部の危険に対する脆弱性、および安全機能に問題となる可能性のあるイベント シーケンスのその他の要因を特定するために、各商用原子力発電所に対して PRA を実行する必要がある。これは、新しい原子炉を評価する必要がある安全フレームワークに規範的で決定論的な要件を使用する以前の10 CFR Part 50 および 52 プロセスとは異なる。

提案されたアプローチは、サポートに使用されるアプリケーションに基づいて PRA を開発および評価するための柔軟性を提供することを目的としている。NRC は、PRA の受け入れに必要となる可能性のある追加のガイダンスについてアドバイスを求めている。さらに、NRC は、10 CFR Part 53 の要件の提案された構成と、規則をより明確かつ簡潔にするために、特定の条項を統合または再編成する方法についての勧告を求めて

³⁷ NRC Staff Presentation Slides for January 14, 2025, ACRS Regulatory Rulemaking, Policies and Practices Subcommittee Meeting: UPDATE - 10 CFR Part 53, Risk - Informed, Technology- Inclusive Regulatory Framework for Commercial Nuclear Plants

³⁸ Sidley Austin LLP, "U.S. Nuclear Regulatory Commission Proposes New Licensing Framework for Advanced Reactors," November 7, 2024.

いる。

② 8 つの異なるタイプの許認可申請が含まれている。

提案された規則では、次の 8 種類の許認可申請がある。

- 早期サイト許可: 初期段階では、申請者は建設許可または複合ライセンスを申請する前に、早期サイト許可の承認を求めることができる。
- 限定作業許可 (LWA): 申請者は、特定の活動を行うために、早期サイト許可と併せて LWA を要求することもできる。
- 標準設計承認 (SDA): SDA は、将来の建設許可、運転ライセンス、COL、または製造ライセンスの申請で参照できる、原子力発電炉の最終的な標準設計の承認を受けるオプションを提供する。
- 標準設計認証 (SDC): SDC は、規則制定を通じて原子力施設の標準設計の承認を提供する。
- 建設許可 (CP): CP により、ライセンス保有者は商業用原子力発電所を建設できる。提案されている 10 CFR Part 53 では、CP は OL の前に発行され、施設と委員会の措置が完了すると OL に変換される。
- 運転ライセンス (OL): OL は、ライセンス所有者が商業用原子力発電所を運転することを可能にする。
- 統合ライセンス (COL): COL は CP と OL を統合し、必要な条件をすべて提供する。
- 製造ライセンス (ML: Manufacturing License): ML は原子炉の製造を許可する。ML に関して、NRC は複数の条項を定め、助言と勧告を求めている。これらの要請のうち 2 つは、(1) 提案された規制が製造された原子炉の製造と配備のさまざまなシナリオを規定するのに十分であるかどうかに関するコメント、および (2) 10 CFR Part 53 で CP または OL の申請者または保有者が ML を参照できるようにすべきかどうかに関するコメントである。

③ 共通設計の複数のプラントの効率性をサポートする。

NRC は、同一の設計（「共通設計」）を使用する複数のサイトの申請を組み合わせることを許可することを提案している。これは、共通の設計を持つ CP、OL、および COL 申請に適用され、1 人以上の申請者が、複数のサイトにある原子力発電所の建設および運転のライセンスの共通審査を求めることが可能になる。

NRC は、この規定に基づいて柔軟性をさらに高めることができるかどうかについてコメントを求めている。特に、NRC は、この規定で完全に同一ではない申請を検討すべきかどうか、また、検討する場合、共通審査が適切かどうかを判断するためにどのようなプロセスが使用されるかについてコメントを求めた。

④ 新しい技術を考慮して標準の Part 50/52 の技術要件を変更する。

(a) 10 CFR Part 26 および 73 の変更

10 CFR Part 53 は、施設の安全性を強化するために、10 CFR Part 26 および 73 の規定によって補足される。10 CFR Part 26 の規定に基づき、10 CFR Part 53 の申請者は、施設の職員が職務に適しており、信頼でき、信頼できることを確認するために、建設開始までに職務適性プログラム（薬物およびアルコール検査、疲労管理など）を実施する必要がある。

10 CFR Part 73 は、代替の物理的保護（Physical Protection＝セキュリティ）要件によって10 CFR Part 53 をサポートする。10 CFR Part 50 および 52 の既存の要件を満たさない特定の申請者に対しては、10 CFR Part 73.100 で、特殊な核物質が関与する活動が共通の防衛とセキュリティに有害でなく、公衆衛生と安全に対する不当なリスクを構成しないことを保証することを目的とした代替の物理的保護プログラムが提供される。

(b) 包括的リスク指標

10 CFR Part 53 では、包括的リスク指標と関連するリスクパフォーマンスを、いくつかのパフォーマンス基準の1つとして使用することを提案している。これには、個人の早期死亡リスク、個人の潜在的癌死亡リスク、および NRC 安全目標政策声明の定量的健康目標の使用が含まれる。NRC は、提案されている商用原子力発電所によってもたらされる包括的リスクに対処するために使用できる他のパフォーマンス基準に関する推奨事項を求めている。

(c) 多層防御

提案されている 10 CFR Part 53.250 では、許認可ベースの事象中の商用原子力発電所の不確実性に対処するために、多層防御を評価して提供するための要件を確立する。NRC は、このような要件を含めること、および計画外のイベントを防止または軽減する上で、一部の構造、システム、およびコンポーネントの固有の特性が果たす可能性のある役割をより明確に扱うために、特定の条項を追加する必要があるかどうかについてコメントを求めている。

⑤ 廃棄物管理要件が含まれている。

10 CFR Part 53 では、商用原子力発電所のライフサイクル全体にわたる廃棄物管理の要件を確立し、詳細に説明している。運用要件については、10 CFR Part 53.850 では、OL または COL のすべての所有者に放射線防護プログラムと放射性排出物の管理プログラムを維持することを義務付けている。放射性排出物のプログラムは、オフサイト線量計算マニュアルに含まれている必要がある。OL および COL 所有者は、固体放射性廃棄物の処理、プロセス パラメータ、および監視要件に関するプロセス管理プログラムも持っている必要がある。

10 CFR Part 53 は、新しい「原子カルネッサンス」の大きな障害とみなされるもの、つまりコスト効率の高い方法で原子炉を設計および構築するために必要な規制承認を取得で

きないことを軽減するために、原子力産業に大幅な設計および運用の柔軟性を提供するために提案されている。NRC は、10 CFR Part 53 の規則制定が 2027 年まで確定せず、10 CFR Part 53 に基づく原子炉のライセンスはその時期以降に行われると予想しているが、この規則制定案は、新しい高度な原子炉技術を市場に投入するための重要な、待望のステップである。

E. 原子炉許認可申請に要する費用

米国において、原子炉許認可を取得するためには非常に高額な費用が掛かる。これらの費用には、NRC によって義務付けられている申請審査料が含まれる（原子炉が運転を開始した後は、別途年間運転料が課され、これは原子炉の監視活動にかかる NRC の費用を賄うために使用される）。

(1) ライセンス申請審査料

申請者は、建設許可、運転許可、および統合ライセンス申請に対する NRC の審査費用を支払う義務がある。これらの費用には、事前申請活動、安全性および環境審査、建設検査、規制要件への準拠を確認するためのその他の必要な評価に関連する NRC のコストが含まれる。最新の会計年度（2024 年度）において、これらの費用は NRC の専門スタッフ時間あたり 317 ドルの時間単価で請求される³⁹。総費用は、NRC が審査を完了するのに必要な時間に依存し、この時間は審査の複雑さ、範囲、および期間によって変動する。

NRC は、過去のデータに基づいて、さまざまなタイプの申請に対する NRC スタッフの労力とコストの見積もりを提供している⁴⁰。さまざまな審査に対する NRC スタッフリソースの見積もりは表 2 にまとめられており、申請者に請求される総コストの見積もり（1 時間あたり 317 ドルで請求される NRC スタッフリソースのコストと NRC 請負業者のコストを含む）は表 3 にまとめられている。

表 2 完了した申請審査に基づく NRC のスタッフと請負契約のコスト

Licensing Action	STAFF Hours			CONTRACTOR Costs		
	Low Level of Effort	High Level of Effort	Average	Low Level of Effort	High Level of Effort	Average
License amendments	30	1,819	263	N/A	N/A	N/A
Combined Licenses (8 sites total)	44,269	178,160	89,261	\$2.76M	\$8.88M	\$5.02M
Early Site Permits (6 total)	14,626	64,940	29,104	\$1.87M	\$5.11M	\$2.76M
Design Certifications (6 total)	108,000	257,104	179,395	N/A	N/A	N/A

[Source: NRC, “New Reactors Business Line Fee Estimates,” January 2023.]

³⁹ 10 CFR 170.20 Average cost per professional staff-hour.

⁴⁰ NRC, “New Reactors Business Line Fee Estimates,” January 2023.

表3 許認可活動のために申請者に請求される NRC の予測コスト

Licensing Action	Cost of NRC Staff and Contractors (\$ Million)		
	Low LOE	High LOE	Average
License Amendments	0.01	0.58	0.083
Combined Licenses (8 sites total)	16.8	65.4	33.3
Early Site Permits (6 total)	6.5	25.7	12.0
Design Certifications (6 total)	34.2	81.5	56.9

[表2に基づき、アマランス・アソシエイツ社で推定.]

たとえば、NRC は、COL 申請の平均審査には NRC スタッフの作業時間が 89,261 時間、NRC 請負業者の費用がさらに 502 万ドル必要で、申請者に請求される COL 審査費用の平均合計は 3,330 万ドルになると見積もっている。また、ESP 申請の平均審査には NRC スタッフの作業時間が 29,104 時間、NRC 請負業者の費用がさらに 276 万ドル必要で、申請者に請求される ESP 審査費用の平均合計は 1,200 万ドルになると見積もっている。最終的に、NRC は、設計認証申請の平均審査には NRC スタッフの作業時間が 179,395 時間必要で、申請者に請求される DC 審査費用の平均合計は 5,690 万ドルになると見積もっている。これらの費用見積りは、申請者がライセンス プロセスの計画と予算を立てるのに役立つように提供されているが、実際の費用は申請の品質と審査の複雑さによって異なる場合がある。

上記の許認可活動の費用は、NRC の許認可活動に対して申請者が NRC に直接支払った金額のみを反映していることに留意する必要がある。申請者は、別途、許認可申請書類の準備費用を賄うために莫大な支出を行う必要がある。これには、必要なデータの収集、技術解析の実施、NRC の要件を満たすための包括的な文書の作成などの申請前の準備費用、申請の準備、必要な解析の実施、規制プロセスのナビゲートを支援する外部コンサルタントや法律専門家の雇用にかかる多額の費用、商業用原子炉許認可プロセスを完了するまでに何年かかかるため管理しなければならない資金調達費用やその他のプロジェクト費用が含まれる。NRC からの遅延や追加情報要請 (RAI) により、プロセスがさらに長引く可能性があり、追加の財務義務につながる可能性がある。

たとえば、NuScale は、50 MWe SMR モジュールの設計認証申請の準備に必要な情報を作成するために 5 億ドル以上を費やし (大口投資家である Fluor の支援を受けて)、200 万時間以上の労働時間を必要としたと報告されている⁴¹。NuScale は、申請書 (それ自体が 12,000 ページ以上) に加えて 14 の個別のトピカルレポートを提出し、NRC 監査用に 200 万ページを超える裏付け情報を提供した。NuScale は 2016 年 12 月に DC 申請書

⁴¹ World Nuclear News, "NuScale SMR receives US design certification approval," September 2020.

を提出し、NuScale の 50MWe SMR 設計を認証する NRC の最終的な規則は、6 年以上後の 2023 年 2 月に発効した。

(2) 料金に影響する政策と法律

2024 年 7 月 9 日に法律として署名された「クリーンエネルギーのための多用途で先進的な核エネルギーの導入促進法 (ADVANCE 法 : Accelerating Deployment of Versatile, Advanced Nuclear for Clean Energy)」⁴²は、米国における先進的な核エネルギーの導入を加速し、米国の先進的な核技術の海外への輸出を促進することを目的としている。この法律には、先進的な原子炉のライセンス改革と、その商業化を支援するための国際協力の促進に焦点を当てたさまざまな規定が含まれている。これらはどちらも、米国のクリーン エネルギー目標を達成するために不可欠である。具体的には、NRC にライセンス プロセスを合理化するよう指示し、特にブラウンフィールドとされる場所に設置された原子炉の審査の効率性を向上させることに重点を置いている。また、すでに認証されている設計や以前にライセンスを受けた原子炉に類似する設計について、複合ライセンスの迅速な手続きを確立している。さらに、この法律は、2025 年 10 月 1 日より、先進炉申請審査の料金を約 50% 削減することで NRC の料金体系を改訂する。加えて、エネルギー省 (DOE) または国防総省 (DoD) の施設に設置された実証炉の事前申請活動および早期サイト許可審査に関連する費用を NRC の料金ベースから削除する。

イノベーションをさらに奨励するため、この法律では、運転免許の取得やリサイクル核燃料の利用など、特定のライセンスのマイルストーンに到達した開発者に金銭的な賞金を提供し、ライセンス取得プロセス中に発生した費用を相殺する。さらに、この法律では、NRC が高度な資格を持つスタッフを追加で雇用し、強力なトレーニングを提供することで人員を強化することを許可し、革新的な技術の需要とライセンス取得スケジュールの加速に対応できるようにしている。これらの措置は、ライセンス取得プロセスを改善して、より予測可能で費用対効果の高いものにし、先進的な核技術の開発と展開を促進することを目的としている。

F. 原子炉ライセンスに関連する NRC の現在の活動

NRC の 2025 会計年度 (2024 年 10 月 1 日から 2025 年 9 月 30 日までの会計年度) の議会予算正当化説明⁴³によると、NRC は 2025 会計年度に、軽水炉と非軽水炉の両方のタイプの以下の先進的原子炉開発者とのライセンス問題に取り組むことを予想している。

⁴² United States Congress, ADVANCE Act of 2024.

⁴³ <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1100/v40/index.html>

(1) 新しい軽水炉に関する申請

- ・ NuScale 77-MWe SMR 設計の標準設計申請 (SDA) 審査
- ・ TVA Clinch River サイトの GE-Hitachi BWRX-300 SMR の建設許可 (CP) 審査
- ・ Holtec SMR-160 建設許可の申請前活動
- ・ Westinghouse AP300 の申請前活動

(2) 新しい非軽水炉に関する申請

- ・ X-Energy 社の HTGR(高温ガス炉) Xe-100 の CP 審査
- ・ TerraPower-GE-Hitachi の SFR (ナトリウム冷却高速炉) Natrium の CP 審査
- ・ アイエルソン空軍基地 (アラスカ) のマイクロリアクターパイロットプログラム (オク
ロ社の液体金属冷却高速炉"Aurora") の COL 審査
- ・ Westinghouse eVinci マイクロリアクター (TRISO 燃料ヒートパイプ冷却) の DC 審
査 / ML 審査 / COL 申請前活動

G. 許認可に関する NRC 内外からの専門知識と技術の支援

(1) 原子炉安全諮問委員会 (ACRS)⁴⁴

ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) は、1954 年原子力法 (改正版) に
より法的に設置が義務付けられている。この委員会の主な目的は次の 4 つである。

- (i) 安全性研究、原子炉施設ライセンスおよびライセンス更新申請の審査と報告。
- (ii) 提案中および既存の生産・利用施設の危険性、提案された安全基準の妥当性につ
いて委員会に助言。
- (iii) 特定の一般的な問題または原子力施設の安全関連項目の審査を開始する。
- (iv) 健康物理学および放射線防護の分野で助言を提供する。

NRC 委員会の要請により、ACRS は NRC の研究活動も審査し、3 年ごとの書簡レポー
ト (以前は 2 年ごとのレポート) を委員会に提出する。また、エネルギー省からの要請に
より、ACRS は米国海軍の原子炉設計を審査し、償還契約に基づいてレポートを提出する。

ACRS は NRC スタッフから独立しており、委員を任命する委員会に直接報告する。
ACRS の運用慣行は、連邦諮問委員会法の規定によって規定されている。諮問委員会は、多
くの技術的視点を代表する専門家が委員会の意思決定プロセスに考慮される独立したアド
バイスを提供できるフォーラムを提供するように構成されている。委員会の会議のほとん
どは一般に公開されており、一般の人は誰でも委員会会議中に口頭で発言する機会を要求

⁴⁴ <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/advisory/acrs.html>

できる。

ACRS は、さまざまなエンジニアリングの専門知識を持つ個人で構成されている。現在、メンバーには、原子力工学、リスク評価、化学、施設運用管理、重大事故事象、材料科学および冶金、デジタル計装および制御システム、熱水力学および熱伝達、機械工学、土木工学、電気工学の専門家が含まれているのに加えて、必要に応じて、外部コンサルタントが特定の問題に関する技術支援を行う。ACRS メンバーは 4 年の任期で任命され、通常は 3 期まで務める。ACRS のメンバーは最大 15 名で、現在は 11 名である⁴⁵(2025 年 1 月時点)。

(2) 原子力安全・ライセンス委員会パネル (ASLBP)⁴⁶

ASLBP(Atomic Safety and Licensing Board Panel) は、NRC 委員会の指示に従って、主に個々の原子力安全・ライセンス委員会または通常最高行政判事によって指名される単独の議長を通じて、すべてのライセンスおよびその他の審問を実施する。パネルの役職数は固定されておらず、弁護士、エンジニア、あるいは科学者から NRC 委員会によって任命された行政判事(常勤および非常勤)で構成されている。行政判事は、単独の議長として、または通常弁護士が議長を務める 3 人の委員で構成される委員会、幅広い手続きを担当する。2025 年初頭現在、ASLBP には合計 19 人の委員がおり、そのうち 10 人は常勤のパネル委員である。現在の 19 人の委員のうち、6 人は法律の専門家、13 人は技術の専門家である⁴⁷。

パネルの判事は NRC の職員であり、その決定は NRC 委員会の審査の対象となる。しかし、行政手続法および長年の機関の方針により、彼らは NRC 委員会から独立している。機関の一方的および機能分離規則(ex parte and separation of functions rules)では、ASLBP とそのメンバーは、実際のまたは認識される利益相反を回避するために、NRC スタッフを含む訴訟当事者から一定の距離を保つことが規定されている。

議会が原子力法を制定したとき、パネルの技術判事は「原子力分野で認められた能力と名声を持つ人物」であることを期待していた。さらに、法務判事と技術判事の両方が、連邦職員に適用される利益相反法と規制、および連邦裁判官の高い倫理基準の対象となる。彼らとその配偶者および未成年の子供は、原子力公益事業体および原子力産業の主要構成要素が発行する証券を所有することを禁じられている。すべての常勤判事は、NRC によって規制されている原子力事業体と雇用関係はない。一部の非常勤技術判事は、最先端の科学技術の研究と実装に関する助成金や任務に取り組むことで専門知識を維持している。一部の助成金や任務には、エネルギー省や原子力産業の関係者が関与する場合がある。そのとき、非常

⁴⁵ <https://www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/advisory/acrs/membership.html>

⁴⁶ <https://www.nrc.gov/about-nrc/organization/aslbfuncdesc.html>

⁴⁷ <https://www.nrc.gov/about-nrc/organization/panel-members.html>

勤判事は、判事の活動に資金を提供している当事者の利益に影響を与える可能性のある手続きには参加しない。判事の公平性は、判事の事件への参加が利益相反に関係したり、判事の公平性に疑問が生じたりする可能性のある事例を特定する多層的な審査メカニズムによってさらに確保される。

(3) 米国エネルギー省 (DOE)⁴⁸

NRC は、米国エネルギー省 (DOE) および米国の国立研究所のシステムから多くの分野で技術サポートを受けている。たとえば、DOE はさまざまな方法で NRC の取り組みを検証された解析コードでサポートしている。独立した検証計算は、NRC が安全性レビューで使用できるツールの 1 つである。コンピューターコードを使用して実行されるこのような検証計算により、燃料および原子炉システムの挙動、および過渡および事故シナリオの潜在的な結果に関する洞察が得られる。さらに、感度研究は、安全性分析に対するリスクの重要な要因を特定し、NRC スタッフによるアプリケーションのレビューを集中させるのに役立つ。

1つの例は、DOE のオークリッジ国立研究所によって開発および保守されている許認可用臨界・放射線安全解析コード SCALE である。SCALE は、DOE の「CASL」(軽水炉の高度なシミュレーションのためのコンソーシアム) プログラムの作業から大きな恩恵を受けている。もう 1つの例は、原子力発電所における重大事故の進行をモデル化するために DOE のサンディア国立研究所によって開発された MELCOR コードである。

最近では、熱水力コード TRACE が外部燃料性能コード FAST および DOE の BISON と結合された。これにより、TRACE を用いた熱水力シミュレーションで事故耐性燃料 (ATF) コンセプトに BISON の材料特性と燃料性能モデルを使用できるようになり、NRC でのコード開発作業の冗長性が軽減された。

⁴⁸ <https://www.nrc.gov/reactors/power/atf/interactions/doe-interact.html>

II. 運転中の原子炉の監視と検査

NRC の原子炉運転監視プログラムは、**原子炉監視プロセス (ROP: Reactor Oversight Process)** と呼ばれている。ROP の背景と理念については、米国の原子力規制の歴史に関するレポート（米国の原子力規制に関わる歴史的経緯・制度変遷）に記した。

ROP の中心にあるのは**アクションマトリックス**（図 2 参照）である。これは、原子炉運転事業者（以下、事業者と略す）の業績を列 1（最高の業績）から列 5（最悪の業績）までの 5 つの列のいずれかに配置することで表す。各列は、NRC と事業者の行動の範囲と、事業者の業績のさまざまなレベルに対する適切なコミュニケーション レベルを示す。アクション マトリックスは、業績の問題に対処するための段階的なアプローチを示しており、安全業績の特定のレベル（つまり、列 1、いわゆる「事業者の対応列」）内では、事業者は基本検査プログラムを超えて NRC の追加の関与なしに業績の問題に対処するという理念に基づいて開発された。基本検査プログラムを超える NRC の措置は通常、アクション マトリックスへの入力特定のしきい値を超えた場合にのみ行われる。このような入力しきい値を超えると、特定のしきい値を超えた入力の数に応じて、事業者は列 1 からパフォーマンスの低い列に移動される。事業者が列 1 から列 5 に近づくにつれて、NRC の監視レベルが高まる。

アクションマトリックスにおけるプラントの位置の決定は、2 セットの入力、つまり**指摘事項 (IF)** と**パフォーマンス指標 (PI)** に基づいて行われる。これらについては、以下のセクション A と B で説明する。IF と PI はどちらも、リスクの重要度が増すにつれて、緑、白、黄色、または赤に色分けされる。アクション マトリックスにおけるプラントの位置は、一定期間内にアクション マトリックスに入力された数と色によって決まる。たとえば、すべての IF と PI が緑である場合、プラントはアクション マトリックスの列 1 にあり、通常の基本検査プログラムを超える追加の NRC 規制措置は実行されない。ただし、戦略的パフォーマンス領域に白い入力が 1 つまたは 2 つある場合、プラントは列 2 に移動し、NRC は補足検査を実施し、事業者と会い、事業者による問題の原因分析と是正措置を監視することで、監視レベルを高める。

ROP はリスクベースであるため、検査結果またはパフォーマンス指標のリスク重要度の決定（つまり、アクションマトリックスへの対応する入力が何色になるか）は、基本的に確率論的リスク評価に基づいていることに注意する必要がある。検査結果は、通常は PRA モデルを使用してリスク重要度を決定する詳細な重要度決定プロセス (SDP: Significance Determination Process) を通じて評価される。IF の色（つまり、重大度）を決定するためのしきい値を図 3 に示す。

		Licensee Response Column (Column 1)	Regulatory Response Column (Column 2)	Degraded Performance Column (Column 3)	Multiple/Repetitive Degraded Cornerstone Column (Column 4)	Unacceptable Performance Column (Column 5)	IMC 0350 Process ¹
RESULTS		All assessment inputs (performance indicators and inspection findings) Green; Cornerstone objectives fully met	One or Two White inputs in a strategic performance area; Cornerstone objectives met with minimal degradation in safety performance	One degraded cornerstone (3 or more White inputs or 1 Yellow input), or 3 White inputs in the same strategic performance area; Cornerstone objectives met with moderate degradation in safety performance	Repetitive degraded cornerstone, Multiple degraded cornerstones, Multiple Yellow inputs, or One Red input; Cornerstone objectives met with longstanding issues or significant degradation in safety performance	Overall unacceptable performance; Plants not permitted to operate within this band; Unacceptable margin to safety	Plants in a shutdown condition with performance problems are placed in the IMC 0350 process
RESPONSE	Regulatory Performance Meeting	None	Branch Chief or Division Director meets with licensee	Regional Administrator or designee meets with senior licensee management.	EDO/DEDO or designee meets with senior licensee management	EDO/DEDO or designee meets with senior licensee management	RA/EDO or designee meets with senior licensee management
	Licensee Action	Licensee corrective action	Licensee causal evaluation and corrective action with NRC oversight	Licensee cumulative causal evaluation with NRC oversight	Licensee performance improvement plan with NRC oversight		Licensee performance improvement & restart plan with NRC oversight
	NRC Inspection	Risk-informed baseline inspection program	Baseline and supplemental inspection (IP 95001)	Baseline and supplemental inspection (IP 95002)	Baseline and supplemental inspection (IP 95003)		Baseline and supplemental as practicable; Special inspections per restart checklist.
	Regulatory Actions ²	None	Supplemental inspection only	Supplemental inspection only; Plant discussed at AARM if conditions met	10 CFR 2.204 DFI; 10 CFR 50.54(f) letter; CAL/Order; Plant Discussed at AARM	Order to modify, suspend, or revoke license; Plant discussed at AARM	CAL/Order requiring NRC approval for restart; Plant discussed at AARM
COMMUNICATION	Assessment Letters	Branch Chief or Division Director reviews and signs assessment letter w/ inspection plan	Division Director reviews/signs assessment letter w/ inspection plan	Regional Administrator reviews/signs assessment letter w/ inspection plan	Regional Administrator reviews/signs assessment letter w/ inspection plan		N/A. RA or 0350 Panel Chairman review/ sign 0350-related correspondence
	Annual Involvement of Public Stakeholders	Various public stakeholder options involving the senior resident inspector or Branch Chief	Various public stakeholder options involving the BC or DD	Regional Administrator or designee discusses performance with senior licensee management	EDO/DEDO or designee discuss performance with senior licensee management		N/A. 0350 Panel Chairman conducts periodic public status meetings
	External Stakeholders ³	None	State Governors	State Governors, DHS, Congress	State Governors, DHS, Congress	State Governors, DHS, Congress	
	Commission Involvement	None	None	Possible Commission meeting if licensee remains for 3 years	Commission meeting with senior licensee management within 6 months. ⁴	Commission meeting with senior licensee management	Commission meetings as requested; Restart approval in some cases.
INCREASING SAFETY SIGNIFICANCE →							

図2 ROP アクションマトリクスの例 [Source: NRC Inspection Manual Chapter 0305.]

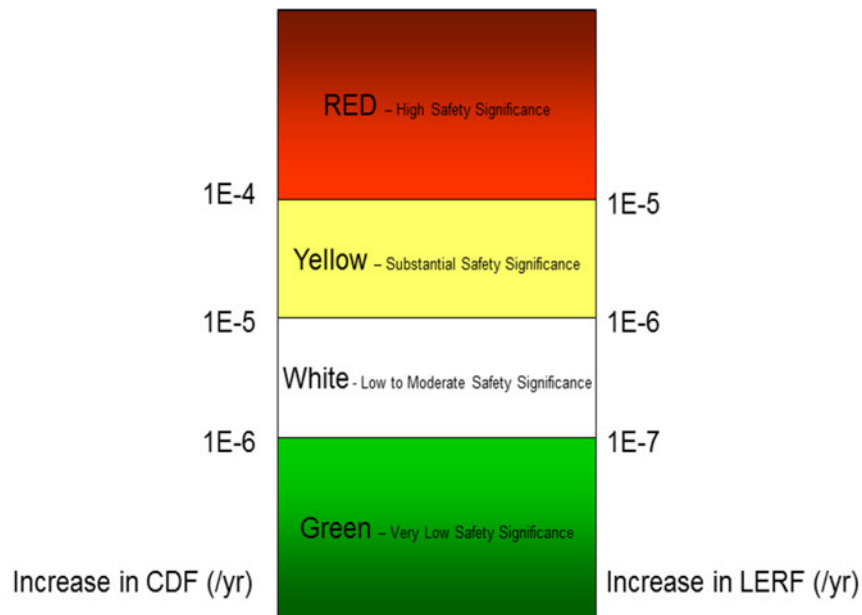


図3 検査結果の定量的重要性のグラフ表示の例

[Source: NRC, Inspection Manual Chapter 0609, Exhibit 1.]

A. 指摘事項

指摘事項 (Inspection Findings) とは、NRC 検査マニュアル第 0612 章の付録 B に規定されているスクリーニング手順に従って「軽微を超える」と判断された「パフォーマンス劣化」である。NRC では、パフォーマンス劣化は「事業者が 1 つ以上の規制要件または自主基準を満たしていないが、そのような不履行が合理的に予見可能かつ予防可能であったこと」と定義されている。

NRC の検査官は、検査プログラムを通じて気付き事項 (NRC では「安全性またはセキュリティに潜在的に影響し、さらなる検査、スクリーニング、評価、または規制措置を必要とする可能性のある明確に定義された観察または観察の集合」と定義されている) を特定する。検査プログラムは主に (1) 基本検査、(2) プラント固有の補足検査、および (3) 常駐検査官が実施するプラント・ツアーなどの日常的な活動で構成され、潜在的にリスクの大きい活動を特定するのに役立つ場合がある。

(1) 基本検査

基本検査プログラムは、すべての稼働中の原子炉で実施される。この検査では、安全の 7 つのコーナーストーンにおける事業者の実績の検査が必要となる。これらの基本検査では、プラントと事業者の活動を十分に検査して、実績指標とともに、事業者が 7 つのコ

コーナーストーンの目標すべてを満たしているかどうかを判断し、コーナーストーンの目標が損なわれる前に NRC がさらに関与できるように実績の問題の兆候を特定する。基本検査は、全体的な実績がアクション マトリックスの事業者の対応列 (列 1) に残っているプラントに対する適切なレベルの検査である。

このレポートには含まれない各基本検査の詳細は、NRC の検査手順のオンラインリポジトリ⁴⁹で確認できる。各検査手順には、検査を実施する頻度 (四半期ごと、年ごと、2 年ごと、4 年ごとなど)、検査に必要な NRC 検査官の予想工数、検査の目的が記載されている。検査を実施するための一般的なガイダンスと具体的なガイダンスの両方が含まれている。2025 年初頭現在、以下の検査 (ROP コーナーストーンが主催) が NRC の基本検査プログラムを構成している。

- ① 開始イベント、緩和システム、バリアの完全性のコーナーストーン
 - (a) 71111.01 悪天候からの保護
 - (b) 71111.04 機器の配置
 - (c) 71111.05 防火
 - (d) 71111.06 洪水防止対策
 - (e) 71111.07 熱交換器/シンクの性能
 - (f) 71111.08 稼働中の検査活動
 - (g) 71111.11 認定オペレータの再認定プログラムと認定オペレータの性能
 - (h) 71111.12 メンテナンスの有効性
 - (i) 71111.13 メンテナンスのリスク評価と緊急作業管理
 - (j) 71111.15 操作性の決定と機能性の評価
 - (k) 71111.18 プラントの変更
 - (l) 71111.20 燃料補給およびその他の停止活動
 - (m) 71111.21M 総合エンジニアリング チーム検査 (CETI)
 - (n) 71111.21N.01 環境適格性検査
 - (o) 71111.21N.02 10 CFR 50.55a 要件に基づく電動バルブの設計基準能力
 - (p) 71111.21N.03 商用グレードの劣化
 - (q) 71111.21N.04 経年劣化
 - (r) 71111.21N.05 防火チーム検査 (FPTI)
 - (s) 71111.24 リスクに重要な機器のテストとメンテナンス
- ② 緊急時対応のコーナーストーン
 - (a) 71114.01 演習評価
 - (b) 71114.02 警報通知システム試験

⁴⁹ <https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/inspection-procedure/index.html>

- (c) 71114.03 緊急対応組織の人員配置および増強システム
- (d) 71114.04 緊急行動レベルおよび緊急計画の変更
- (e) 71114.05 緊急時への備えの維持
- (f) 71114.06 訓練評価
- (g) 71114.07 演習評価 - 敵対的行動 (HA) イベント
- (h) 71114.08 演習評価 - シナリオレビュー

③ 放射線安全 (一般および職業) のコーナーストーン

- (a) 71124.01 放射線ハザード評価および被ばく管理
- (b) 71124.03 工場内空中放射能管理および緩和
- (c) 71124.04 職業被ばく線量評価
- (d) 71124.05 放射線モニタリング機器
- (e) 71124.06 放射性ガスおよび液体排出物の処理
- (f) 71124.07 放射線環境モニタリングプログラム
- (g) 71124.08 放射性固形廃棄物の処理および放射性物質の取り扱い、保管、輸送

④ セキュリティ コーナーストーン

- (a) 71130.01 アクセス許可
- (b) 71130.02** アクセス制御
- (c) 71130.03** 緊急時対応 - フォースオンフォーステスト
- (d) 71130.04** 機器の性能、テスト、メンテナンス
- (e) 71130.05** 保護戦略評価および性能評価プログラム
- (f) 71130.07 セキュリティトレーニング
- (g) 71130.07EW 強化武器および銃器法の先取り
- (h) 71130.08 職務適格性プログラム
- (i) 71130.09 セキュリティ計画の変更
- (j) 71130.10 サイバーセキュリティ
- (k) 71130.11** 資材管理および会計 (MC&A)
- (l) 71130.14** 権限のレビュー原子炉ターゲット セット

注: 上記のリストで ** とマークされているセキュリティ関連の基本検査の検査手順は、「公式使用のみ」に分類されており、一般には公開されていない。

⑤ その他の基本検査

- (a) 71151 パフォーマンス指標の検証
- (b) 71152 問題の特定と是正 (PI&R)
- (c) 71153 イベントのフォローアップと施行裁量通知

(2) 補足検査

補足検査は、事業者のパフォーマンス低下の兆候に段階的に対応するために設計されており、これは工場がアクションマトリックスの列1から外れたときに発生する。通常、補足検査は、白、黄、または赤の検査結果が特定された場合、またはパフォーマンス指標が特定のしきい値を超えた場合に実行される。

補足検査プログラムは、3つの補足検査（IP95001、95002、および95003）で構成されている。これらの検査を組み合わせることで、段階的な規制監視が深度と幅を広げ、事業者をアクションマトリックスの列1から外す事業者のパフォーマンス問題の重要性和幅に合わせてより侵襲的かつ診断的になり、工場がアクションマトリックス内でさらに右に移動するにつれて重大度が増す。表3は、補足検査IP95001、95002、および95003の類似点と相違点を示している。

表3 補足検査の選択表

補足検査 IP	検査範囲（目的）	補足検査結果の評価
IP 95001, “Supplemental Inspection Response to Action Matrix Column 2 (Regulatory Response Column) Inputs”	目的は、追加検査の対象となる個別および集団的なリスク重大なパフォーマンス問題に対する事業者の因果評価の側面（問題の特定、因果分析、運用経験、原因の範囲、状態の範囲、安全文化、再発防止のための是正措置、有効性のレビューなど）をレビューし、選択的に異議を唱えることであり、パフォーマンス問題の独立した評価を実行することではない。	これら2つの補足検査は、NRCが安全性を評価するために必要な情報を提供することを目的としている。NRCは、独立した検査を実施するか、問題の根本原因を評価するための事業者の取り組みをレビューすることで、この情報を取得できる。事業者の評価または是正措置計画に重大な弱点がある場合、解決されるまで補足検査を満足に完了できず、必要に応じて検査を拡大して検査要件を独自に完了させる必要がある。
IP 95002, “Supplemental Inspection Response to Action Matrix Column 3 (Degraded Performance Column) Inputs”	目的は、この追加検査の根拠となった個別および集団リスクの重大なパフォーマンス問題に対する事業者の根本原因評価の側面をレビューし、選択的に異議を唱えることである。また、事業者の状態範囲の決定の妥当性を判断するために、独立したNRC検査が必要である。安全文化の要素が重大なパフォーマンス問題を引き起こしたか、または重大な一因となったかを判断し、特定された他のIPを使用して事業者の状態範囲と原因範囲の妥当性を独立して評価する。	グリーン基準を超える問題を解決する事業者のPI&Rパフォーマンスに関するNRCの評価も、運転中の原子炉評価プログラムへのリスク情報に基づく入力である。弱点は、それに応じて特定、処分、および文書化する。

		る必要がある、ことである。
--	--	---------------

表3 補足検査の選択表(続き)

補足検査 IP	検査範囲 (目的)	補足検査結果の評価
IP 95003, “Supplemental Inspection Response to Action Matrix Column 4 (Multiple/ Repetitive Degraded Cornerstone, Column) Inputs”	安全性、組織、プログラム上の問題の幅と深さを判断することを目的としている。指標というよりは診断的なものであり、基本検査プログラムの一部として検査されなかったプログラムとプロセスのレビューが含まれる。 パフォーマンスの問題が以前に特定された領域に焦点を適用できるが、影響を受ける戦略的パフォーマンス領域のすべての主要な属性についていくつかのサンプルレビューを実行する必要がある。 ROP 自己評価を組み込む。	施設が停止命令とそれに続く検査を正当化するかどうか、または他の機関の措置が正当化されるかどうかを判断するために評価された結果。 グリーン基準を超える問題の解決における事業者の PI&R パフォーマンスに関する NRC の評価は、運転中の原子炉評価プログラムに対するリスク情報に基づく入力でもある。弱点は、それに応じて特定、処分、および文書化する必要がある、ことである。

[Source: NRC Inspection Manual Chapter 2515 Appendix B.]

(3) 常駐検査官の活動⁵⁰

常駐検査官 (RI) は、基本検査および補足検査の実施または参加に加えて、プラントの状態を日常的に把握するという特別な責任を負っている。常駐検査官は、以下の活動を通じてこれを達成する。

(a) 制御室ウォークダウン

制御室ウォークダウンの目的は、検査官がプラントの最新の状態を把握できるようにするとともに、基本検査プログラムに基づいて追加の検査が必要となる予期しないプラント状態を特定できるようにすることである。検査官が制御室ウォークダウン中に実行する項目の例には、次のものがある。

- (i) プラントの運用モードに基づいて予期しない構成になっているシステム コンポーネントまたは予期しない値になっているパラメータを探す。
- (ii) 警告またはロックインされたアナラジック状態を特定する。

⁵⁰ この節の情報は NRC INSPECTION MANUAL CHAPTER 2515 APPENDIX D, effective January 1, 2023.に基づく。

- (iii) 可能であれば、制御室のオペレータとプラントの状態について話し合う。
- (iv) プラント パラメータの不利な傾向が存在するかどうか（未確認および確認済みの漏れ、RCP シール、SRV テールパイプの温度など）を記録し、事業者が傾向を認識しているかどうかを判断する。
- (v) その日の主なプラント スケジュール項目を特定し、プラント リスク モデルが現在のプラント構成を反映しているかどうかを記録する。
- (vi) プラントが技術仕様（TS）の運転制限条件（LCO）を満たしているかどうか、TS アクション ステートメントが満たされているかどうか、およびそれらの TS 要件とライセンス条件が満たされているかどうかを確認する。

(b) ステータス ミーティング

常駐検査官は、プラントの全体的なステータスと関連する進行中の活動を提供する事業者ミーティングを定期的を選択して出席する。これらのミーティングには、事業者の当日の計画ミーティング、シフト交代ミーティング、緊急作業ミーティング、機器優先順位付けミーティング、および PI&R ドキュメント レビュー ミーティングが含まれる。ステータスミーティングに出席する目的は、サイト全体のアクティビティに関する情報を収集して、どのようなアクティビティが行われるか、または行われているかを判断し、検査リソースをリスクの重要性が高いアクティビティに適切に集中できるようにすることである。

(c) 工場見学

常駐検査官は、定期的に、リスクの大きいシステム、構造、コンポーネント（SSC：Systems, Structures, and Components の略）を含む工場のアクセス可能なエリア、重大な放射線ハザードを含むエリア、および重要なセキュリティ SSC があるエリアを巡回する。検査官は、他の検査中に検査官が立ち入らなかった工場のエリアに焦点を当てる。工場の状態確認作業の頻度は、リスクを考慮して、現在の工場の状態と活動に基づいて検査官が決定する必要がある。検査官は、現在の工場の構成を考慮して、どの SSC と活動がリスクの大きいのかを判断するために、工場固有のリスク情報を使用する必要がある。

常駐検査官は、地域ベースのセキュリティ検査官によるフォローアップが必要なセキュリティ関連の問題を特定するために、定期的に（四半期に 1 回）セキュリティ関連エリアの巡回を実施する。

常駐検査官は、通常アクセスできないエリアがアクセス可能になったときに、事業者と調整して巡回を行い、SSC の物質的な状態とステータスを評価する BWR のヒーターベイなど、通常はアクセスできない一部のエリアは明らかだが、その他のエリア（必須サービス水、放射性廃棄物貯蔵庫、およびリスクが重大な SSC を含む屋外地下貯蔵庫など）を特定してツアーを計画するには、追加の労力が必要になる場合がある。

B. パフォーマンス指標

検査結果に加えて、ROP アクション マトリックスへのもう 1 つの重要な入力は、パフォーマンス指標 (PI: Performance Indicators) のセットである。各 ROP コーナーストーン内では、事業者が提出した PI データから、リスクが重要な領域における事業者のパフォーマンスを評価するための広範なデータ サンプルが収集される。PI は、プラントの設計と運用のあらゆる側面を完全に網羅することを意図しているわけではないが、関連するコーナーストーン内のパフォーマンスを示すことを目的としている。

各事業者が提出したデータは、PI 値の計算に使用される。次に、これらの値は客観的なしきい値と比較され、それらの値に関連付けられたパフォーマンス バンドが決定される。パフォーマンス バンドは、次のように色分けされている。

- ・ 「緑」のバンド内にある PI のプラント データは、ライセンシーのパフォーマンスが公称の予想範囲内であることを示す。
- ・ 「白」のバンドは、パフォーマンスが公称の予想範囲外であり、安全上の重要性が低いか中程度であることを示すが、パフォーマンスは許容範囲内である。
- ・ 「黄色」のバンド内のパフォーマンスは、パフォーマンスのより大幅な低下を示し、かなりの重要性があると特徴付けることができる。パフォーマンスは許容範囲内と見なされるが、安全マージンの減少が存在する。
- ・ 「赤」のバンド内のパフォーマンスは、パフォーマンスの非常に大幅な低下を示す。変更は、安全上の重要性が高いと特徴付けることができる。パフォーマンスは、安全マージンの大幅な減少を伴って許容範囲内である場合もあれば、許容範囲外である場合もある。

2025 年 1 月現在、各 ROP コーナーストーンのパフォーマンスを監視する PI の現在のセットは次のとおりである。

(1) 起動イベント コーナーストーン

- (ア) IE-01: 7,000 クリティカル時間あたりの計画外のスクラム
- (イ) IE-03: 7,000 クリティカル時間あたりの計画外の電力変更
- (ウ) IE-04: 合併症を伴う計画外のスクラム

(2) 緩和システム コーナーストーン

- (ア) MS-05: 安全システム機能障害 (SSFF)

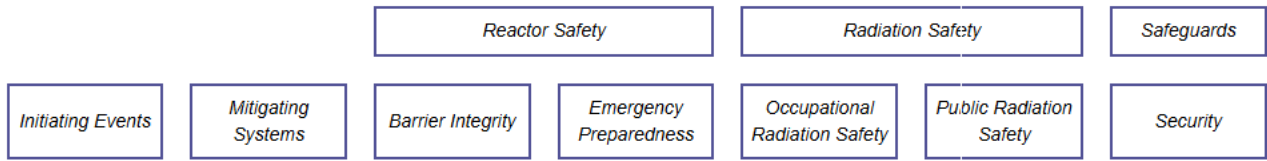
緩和システム性能指数 (MSPI)。MSPI は、原子炉タイプごとに次の 5 つのシステムごとに個別に計算される。

- (イ) MS-06: 緊急 AC 電源システム
- (ウ) MS-07: 高圧注入システム。加圧水型原子炉 (PWR) の場合、高圧安全注入システムが監視される。沸騰水型原子炉 (BWR) の場合、高圧冷却材注入システム

- (高圧冷却材注入、高圧炉心スプレー、給水冷却材注入など)が監視される。
- (エ) MS-08: 熱除去システム。PWR の場合、補助給水システムが監視される。
BWR の場合、監視される熱除去システムには、原子炉炉心隔離冷却システムや隔離凝縮器システムが含まれる場合がある。
- (オ) MS-09: 残留熱除去システム (または同等の機能)
- (カ) MS-10: 冷却水サポートシステム (上記システム用)
- (3) バリアの完全性コーナーストーン
- (ア) BI-01: RCS の特定の活動
- (イ) BI-02: RCS の特定 (または完全な) 漏れ
- (4) 緊急時準備コーナーストーン
- (ア) EP-01: 訓練/演習の実施
- (イ) EP-02: 緊急時対応組織の訓練への参加
- (ウ) EP-04: 緊急時対応施設および機器の準備状況
- (5) 職業放射線安全コーナーストーン
- (ア) OR-01: 職業被ばく管理の有効性
- (6) 公衆放射線安全コーナーストーン
- (ア) PR-01: 放射性排出物の技術仕様/オフサイト線量計算マニュアル 放射性排出物発生事例
- (7) セキュリティの要
- (ア) PP-01: 保護区域セキュリティ機器パフォーマンス指標

各ライセンサーは、四半期ごとに各 PI のパフォーマンス評価データを NRC に提出する (データは、報告四半期の終了月の翌月の 21 日までの間に NRC に電子的に提出される)。内部レビュー プロセスの後、NRC は PI データを NRC の外部 Web サイト⁵¹に掲載し、外部の利害関係者が利用できるようにする。たとえば、2025 年 1 月 22 日時点の Vogtle 原子力発電所 3 号機 の PI を図 4 に示す。このようにグラフィック化されたインターフェースにより、各パフォーマンスインジケータの状況を知ることができる。

⁵¹ <https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/plant-by-plant-summaries.html>



Performance Indicators

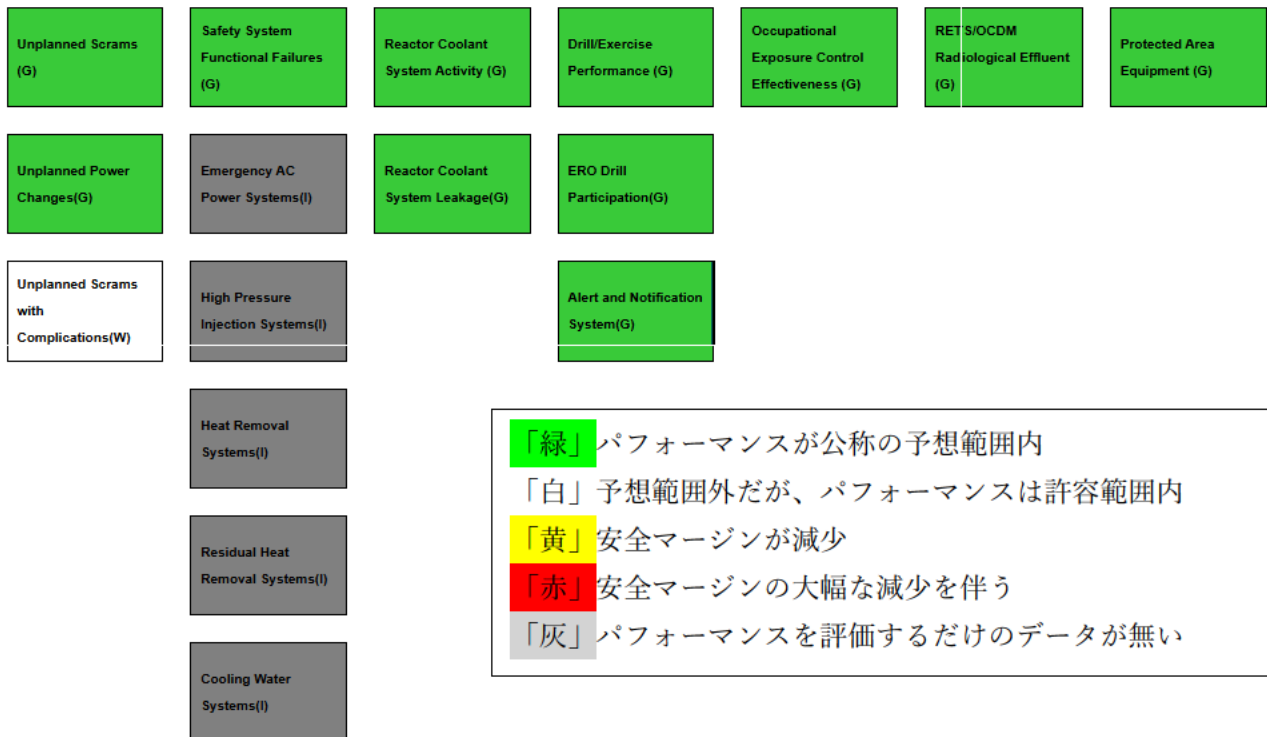


図4 Vogtle 原子力発電所 3号機の 2025 年 1 月 22 日における PI

[Source: NRC Homepage, ROP Plant Summaries.⁵⁰]

G. 既存の原子力発電所の監視における確率論的リスクの使用

リスク情報を利用する米国の ROP システムは、基本的にリスク情報に依っていることに留意することが重要である。検査結果の重要性決定プロセスが一般的に PRA（確率論的リスク解析）モデルを使用して問題のリスク的重要性を判断するのと同様に、PRA モデルは、イニシエーティングイベントおよびミティゲーションシステムのコーナーストーンにおける PIs（パフォーマンス指標）の閾値に関するリスクの視点を提供するためにも使用された。この目的のために、PIs の値が変化する際にプラントの炉心損傷頻度 CDF がどのように変動するかを調査する感度分析が行われた。分析は NRC（米国原子力規制委員会）の職員または NRC の契約業者によって SAPHIRE コードを使用して行われ、当時アイダホ

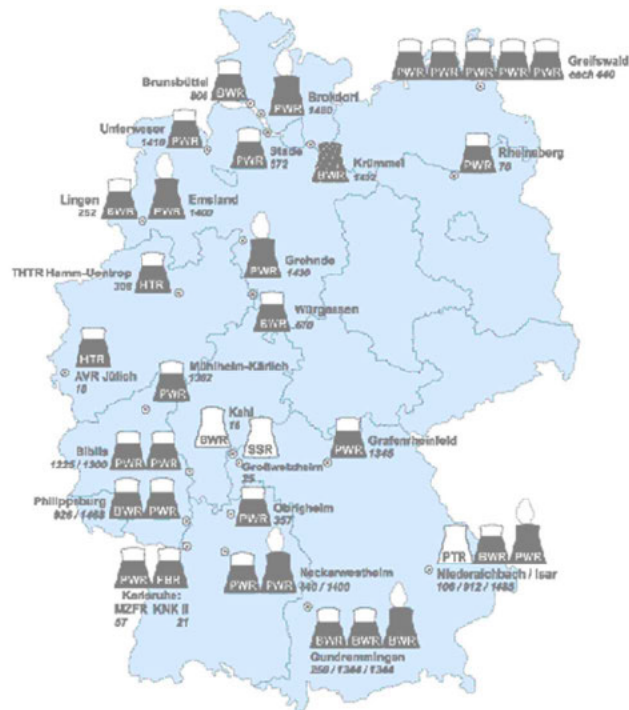
国立工学環境研究所（INEEL）で利用可能だった 7 つの NRC 開発の簡易化モデル（SPAR モデル）および 6 つのライセンシー PRA モデルが使用された。さらに、12 のライセンシー PRA モデルからの結果が原子力エネルギー協会（NEI）によって提供された。

D. 検査活動の費用と時間要件

原子炉が稼働すると、免許保有者は NRC に年間料金を支払う必要がある。これらの料金は、施設の安全な運用を監視するために必要な検査、免許活動、その他の規制機能を含む NRC の規制監視の費用をカバーする。料金は、稼働中の原子炉の数と種類、および NRC の全体的な予算要件に基づいて毎年調整される。2024 年度の稼働中の原子炉 1 基あたりの NRC 年間料金は 5,336,000 ドルであった。

調査報告書

令和6年度原子力の利用状況等に関する調査
(諸外国における原子力発電所の利用に関する事項の調査)
ドイツにおける金属溶融リサイクルに関する調査



2025年3月

株式会社ピー・ティー・ピー

目次

1. はじめに	1
2. 本調査のまとめ	2
2-1 本調査の経緯.....	2
2-2 調査結果のまとめ	4
2-3 調査結果に関する考察	9
3. ドイツにおける放射性廃棄物の処分とクリアランスの概要	13
3-1 放射性廃棄物の分類と処分方針	13
3-2 クリアランスの重要性 - ドイツの考え方	14
3-3 クリアランスレベル	17
3-4 ドイツにおけるクリアランス制度の概要	19
4. ドイツにおけるクリアランスの制度的枠組みの概要.....	23
4-1 ドイツにおけるクリアランス制度の概略経緯.....	23
4-2 クリアランスに関連する法令・文書等.....	23
4-3 廃止措置等に関する安全規制体制と関連組織.....	26
4-4 Graded approach	30
5. 金属のクリアランス手順と手続き	32
5-1 クリアランスプロセスの流れ（溶融処理を含む場合）	32
5-2 一般的な事項.....	34
5-3 ステップごとの手順.....	36
6. ドイツにおけるスクラップ金属溶融処理の経験.....	48
6-1 Siempelkamp Metallurgie 社によるスクラップ金属の溶融処理	48
6-2 Stade 原発の廃止措置からのスクラップ金属の溶融処理.....	55
6-3 溶融処理に関する GNS の活動実績	60
6-3 州による規制：シュレーズヴィヒ・ホルシュタイン州の例.....	61
7. 参考文献	64
付録 1 TÜV Nord に対する聴き取り調査（第 1 ラウンド）	66
付録 2 TÜV Nord に対する聴き取り調査（第 2 ラウンド）	71
付録 3 金属リサイクル以外の特定目的クリアランス.....	80
付録 4 クリアランスに関する放射線防護令の規定.....	83
A4-1 クリアランスに関連する放射線防護令の関連条文.....	83
A4-2 放射線防護令付属書 4 表 1 クリアランスレベル	88
A4-3 放射線防護令付属書 8 クリアランス判定	89
付録 5 RS-Handbuch のクリアランス関連部分	93
付録 6 物質等の規制免除	99
付録 7 放射線特性評価と核種ベクトルについて	101
付録 8 特徴的な概略核種ベクトルの例（DIN25457-4）	106
付録 9 ドイツにおける放射性物質の輸送に係る規制.....	108
付録 10 IAEA GSG-18 の放射線特性評価に関する記載	111

1. はじめに

2024年12月現在、国内にある発電用原子炉50基のうち24基の廃止措置が廃止措置段階にある。廃炉が決まった原子炉施設については、地域社会における潜在的なリスクを可能な限り小さくするために、できるだけ速やかに廃止措置作業を行うことが望まれる。しかし、必ずしも廃止措置は円滑には進んでおらず、その理由の一つとして、解体廃棄物の処分施設、特に発生量が多い低レベル放射性廃棄物（中でもL3廃棄物）の処分施設が未だないために、発電所内の利用可能な保管スペースが逼迫しつつあり、解体作業に要するスペースを圧迫して、作業に支障を来していることが挙げられる。

廃止措置およびそこから発生する放射性廃棄物の処理・処分は、原子力発電の恩恵を受けた現世代が取り組むべき課題、少なくとも現世代が対処の道筋を明確にすべき課題である。

そのような状況下で、L3廃棄物の量を減らすことを目的にクリアランスを積極的に進めようという原子力事業者の動きがあるが、原子力事業者だけでは難しい面もある。一方、県内に多くの原子力発電所を抱え、日本原子力研究開発機構の高速増殖原型炉“もんじゅ”と新型転換炉原型炉“ふげん”を加えて7基の原子炉が廃止措置段階にあり、将来的にはさらに廃止措置プラントが増えると予期される福井県では、県が主導して溶融処理を採用したクリアランス処理を進めるという独自の取組を行っている^{注1-1}。

放射能レベルの極めて低い廃棄物の多くは、放射能レベルが人の健康に及ぼす影響を無視できるほどに低い、あるいは適切な除染を行うことによってそのようなレベルにすることが可能な廃棄物である。クリアランス制度を活用し、そのような廃棄物の一部を有用な金属等を再利用する、あるいは一般の産業廃棄物と同様に廃棄することは、資源の有効利用を図る循環型社会が目指すところであり、また、処分場の確保が容易ではない放射能レベルの極めて低い廃棄物（L3廃棄物）の量を減らすうえでも大きな意義がある。

本調査報告書は、上記の状況に鑑み、「令和6年度原子力の利用状況等に関する調査（諸外国における原子力発電所の利用に関する事項の調査）」の一部として行った、ドイツにおける放射性廃棄物の溶融処理／クリアランスの状況に関する調査結果をまとめたものである。

ドイツは、金属の溶融処理／クリアランスの分野では、スウェーデンとともにわが国に先行しており、25年の経験を持っている。同国におけるクリアランス制度の仕組みと安全規制のプラクティスについて、文献調査と、クリアランスに係る州政府の規制活動を技術支援機関（TSO）として支えている技術検査協会の一つ TÜV Nord に対するヒアリング調査を行って、福井県の計画を含むわが国でのクリアランスを進めるうえでの、ひいては低レベル放射性廃棄物の処分を含めたより広い視野での検討の一助にすることが本調査の目的である。

^{注1-1} 福井県では2020年に、福井県嶺南地域を中心に、原子力をはじめとし再エネを含む様々なエネルギーを活用した地域経済の活性化やまちづくりを目指すことにより、人・企業・技術・資金が集まるエリアの形成を目指す「嶺南Eコースト計画」を策定し、その一環として原子力リサイクルビジネスの育成を掲げ、溶融処理を含む集中クリアランス処理施設の建設を目指した検討に取り組んでいる。

2. 本調査のまとめ

2-1 本調査の経緯

(1) 本調査業務の仕様に記された調査項目

[重点調査項目]

- (1) クリアランス測定・評価の信頼性確保に関わる事項
 - a. 溶融後インゴット線量評価値の代表性の担保手段と説明方法（クリアランス測定・評価に関する考え方、インゴットの均質性、サンプリングの考え方も含む）
 - b. 処理事業者がクリアランス基準を満たすための、原子力事業者から受け渡すデータの種類・サンプル数等
- (2) 原子力事業者から受け取るクリアランス対象金属に関する情報
 - c. 原子力事業者によるクリアランス対象金属に関する放射線特性評価に関する情報など(原子力事業者のクリアランス対象物に非公開情報が含まれていた場合の規制のかけ方も含む)

[調査の方法]

- 文献調査およびヒアリング調査

[調査結果の整理と評価]

- クリアランス制度とプラクティス（規制対応面を含む）に関する日独の違いを明らかにするとともに、福井県が現在実際に進めている集中溶融クリアランス処理事業の具体的なプロセス（規制対応面を含む）の詳細検討に参考になるドイツのクリアランス・プラクティスの考え方をまとめる。
- クリアランスのみに限定せず、広く低レベル放射性廃棄物の処理・処分の全体に関する日独の考え方を比較し、最適な低レベル放射性廃棄物の処理・処分のあり方についても検討する。

(2) 本調査業務の実施方針

TÜV Nord に対する第1ラウンドの聴き取りで、溶融処理が希釈に当たるかどうか、溶融前プラスト除染の除染係数確保、溶湯・インゴットの均質性の確保、溶湯から採取するサンプルの数（代表性の問題）、クリアランス測定におけるスケーリングファクタの適用性など、わが国では議論の対象になりがちな事項が、ドイツでは、考え方が日本とは異なるために、議論の対象にはならないことが判明した。また、文献調査で、クリアランスレベルにも（ドイツには複数のクリアランス選択肢があることを除けば）日独で大きな違いはなく、ドイツでは電力会社ではない処理事業者による溶融クリアランス処理が長年行われており、それを行うためのクリアランスプロセスと規制に係る手続きが確立されている点が日独の主要な違いであることがわかった。

そのため、調査に当たっては、クリアランスプロセスの特定のステップにおける特定の事項に関する調査を行うよりも、上記の「重点調査項目」を含め、また「調査結果の整理と評価」を考慮して、ドイツにおけるクリアランスの仕組み、放射線特性評価からクリアランスされた金属のリリースまでの手順・手続きの全体、およびドイツにおける溶融処理の実績に重点を置いた

調査を行う方が調査の目的に適うと判断し、その線に沿って調査を行った。

したがって、本報告書の構成は「重点調査項目」の構成とは異なるが、重点調査項目にあげられた事項は、表 2-1 に示すようにすべて含まれている。

表 2-2 重点調査項目に関する調査結果の記載ページ

仕様書記載の調査項目		本報告書記載ページ
(1) クリアランス測定・評価の信頼性確保に関わる事項		P36～46、付録 4, 7
a.	溶融後インゴット線量評価値の代表性の担保手段と説明方法（クリアランス測定・評価に関する考え方、インゴットの均質性、サンプリングの考え方も含む）	P41～46
b.	処理事業者がクリアランス基準を満たすための、原子力事業者から受け渡すデータの種類・サンプル数等	P36～39
(2) 原子力事業者から受け取るクリアランス対象金属に関する情報		P35～39、付録 7
c.	原子力事業者によるクリアランス対象金属に関する放射線特性評価に関する情報など(原子力事業者のクリアランス対象物に非公開情報が含まれていた場合の規制のかけ方も含む)	P35～39

2-2 調査結果のまとめ

(1) ドイツにおけるクリアランスの慣行と規制の主要点

本調査のまとめとして、調査で得られたドイツにおける金属のクリアランス^{注2-1}実施の慣行と規制に関する情報の主要なポイントを表 2-1 に記す。本調査はドイツにおける溶融処理に主眼を置くものであるが、その理解にはドイツにおけるクリアランス全般にわたる理解が必要であるため、溶融処理を用いたクリアランス以外のクリアランスについても必要な範囲で調査を行った。なお、クリアランスに係る規制は州政府の所管事項であり、クリアランスの手続き等は州によってかなり異なる点があるが、表 2-1 には共通の事項のみを記す。

表 2-1 ドイツにおける金属のクリアランスの慣行と規制の主要点

項目		クリアランスに関連する慣行と規制の主要点
国の基本方針	放射性廃棄物等に関する国の基本方針	<ul style="list-style-type: none"> 放射性廃棄物を人の生活圏から永久に隔離するために、すべての放射性廃棄物を国の責任で深地層処分。 地層処分する放射性廃棄物の量を極力少なくするとともに、循環経済・廃棄物法の下に、有用な資源をできる限り再利用・リサイクルする。 放射性廃棄物（クリアランスから生じる二次廃棄物を含む）については、最終処分場あるいは中間貯蔵施設に引き渡すまで、あるいはクリアランス検認に合格するまでは所有権の移転はできず、発生者が全責任を負う。
	放射性廃棄物の分類と処分方針	<ul style="list-style-type: none"> 発熱性放射性廃棄物 → 岩塩層処分を計画 非発熱性放射性廃棄物 → 深地層処分を計画 放射能レベルが極めて低い廃棄物 → 深地層処分、放射性廃棄物貯蔵容器等の製造に使用、特定目的クリアランス、無条件クリアランスのいずれか。 放射能レベルが極めて低い廃棄物については、地層処分する放射性廃棄物を極力減らすために無条件クリアランス以外の利用ルート（特定目的クリアランス、減衰保管、放射性廃棄物貯蔵容器等の製造のためのクリアランス無しの直接利用）が設けられており、全利用ルートにおける無条件クリアランスルート以外の利用ルートの割合が少なくない。
クリアランス規制	主要な規制関連法令	<ul style="list-style-type: none"> 原子力法、放射線防護法、放射線防護令（放射線防護令がクリアランスに係る基本的な規則）。
	クリアランスに係る規制・監督	<ul style="list-style-type: none"> 実際の許認可や監督は、連邦環境・自然保護・原子力安全・消費者保護省（BMUV）の委託を受けて、原子力施設、処理施設の立地州の所管当局（主に州環境省）が実施（放射性廃棄物の最終処分場を除く）。 詳細な許認可手順や、クリアランスに係る規定、ガイドライン

^{注2-1} IAEA は「クリアランス」を「届出されたまたは許可された施設および活動に関わる放射性物質または放射性の物を規制当局による規制監督から除外すること」と定義しているが、狭義には放射能濃度が基準値よりも低い物質等を所定の手続きを経て施設等から「リリース」することの意味で使われており、広義には、事前の放射線特性評価からリリースまでの全体のプロセスの意味で使われていることもある。本調査で対象とした文献でも、二通りの意味で使われている。

項目	クリアランスに関連する慣行と規制の主要点
	<p>は州が制定（そのため州によって違いがある）。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 基本的にはクリアランスに関する作業の全工程が規制監督の対象。 • 州の規制当局は、技術審査や検査について技術支援組織（TÜV など）に支援を委託。 • 州の規制当局はクリアランス認可審査の結果に基づき、クリアランス通知の中で付帯要件を付けることができる。 • BMUV は州の規制活動を監督。
	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉施設、燃料加工・貯蔵・処理施設、廃棄物貯蔵・処理・処分施設等に係る事業許可を持つ者は、新たに許可は不必要。 • 上記以外の者は、放射性物質取扱に係る事業許可の取得が必要。
クリアランス制度	<ul style="list-style-type: none"> • 10 μ Sv/年のオーダー（日本と同じ）。
	<ul style="list-style-type: none"> • 無条件クリアランスに関するクリアランスレベル（放射能濃度）は IAEA GSR Part 3 の考えに準拠（日本と同じ）。 • クリアランス選択肢ごとにクリアランスレベルを規定。 • 放射能濃度に加えて、表面汚染密度に関するクリアランスレベルも規定。（放射能濃度と表面汚染密度の両方の測定が必要。）
	<ul style="list-style-type: none"> • $\sum \frac{C_i}{R_i} \leq 1$（放射能濃度）（日本と同じ） • $\sum_i \frac{A_{s,i}}{O_i} \leq 1$（表面汚染密度） • 核種ごとの放射能濃度と表面汚染密度がクリアランス通知に記載された方法で適切に測定されていること。
	<ul style="list-style-type: none"> • 無条件クリアランス：クリアランスされた金属等の用途・受入先等に制限なし（無条件クリアランスレベルを適用）。 • 特定目的クリアランス：クリアランスされた金属等の用途・受入先等に制限あり。（特定目的クリアランスレベルを適用） • 個別ケースのクリアランス：放射線防護令が定める基本要件を満たさないために特定目的クリアランスの対象にならない場合、個々のケースごとに判断。
	<ul style="list-style-type: none"> • 最終処分施設（中間貯蔵施設を含む）への引き渡し、またはクリアランス検認に合格するまでは、処理委託の所有権を他の者に移転することはできない（放射性廃棄物に関する発生者責任）。 • 外部の処理事業者は処理委託者との処理委託契約に基づいてクリアランス処理を実施。処理事業者がインゴットをリリースする場合は所有権の移転が必要。 • 所有権の移転には、処理委託者の所管規制当局と処理事業者の所管当局の承認が必要。
	<ul style="list-style-type: none"> • クリアランス検認申請手続きに個別手続きと標準手続きの選択肢を設けている州もある。

項目		クリアランスに関連する慣行と規制の主要点
	肢	<ul style="list-style-type: none"> - 標準手続き：時期や量に関係なく同じクリアランス対象物が同じ条件でクリアランス処理・測定される場合に手続きを簡素化。 - 個別手続き：標準手続きが適用できない場合。
	溶融処理の利点	<ul style="list-style-type: none"> • H-3、C-14、Sr(Y)-90、Cs-134/137、アクチニド核種の大部分が溶融によって除去される → クリアランス判定が容易になる（放射能濃度のほとんどを Co-60 が占める）。 • 均質なインゴットにできるため、クリアランス測定が容易になり、合理的。
クリアランスのプラクティス	溶融前除染	<ul style="list-style-type: none"> • 解体前のシステム除染に重きを置いており、溶融施設での溶融前除染の実施は必要性次第。（行わない場合もある。コーティングがある場合は必須）。
	溶融炉	<ul style="list-style-type: none"> • 中規模の中～高周波誘導炉。
	放射能濃度の評価に必要な放射線特性評価データ	<ul style="list-style-type: none"> • 発生事業者（原子力事業者等）から受け取る放射線特性評価の最重要データは、発生事業者が測定・評価した放射性核種ごとの放射能濃度の測定・評価値、核種ベクトル。 • クリアランスのための評価対象核種の選定、スケールリングファクタ等の決定は放射線特性評価データに基づいて処理委託者または処理事業者が実施。
	サンプリング、クリアランス測定	<ul style="list-style-type: none"> • 攪拌力の大きな誘導炉を使っているため溶湯の均質性は自明とされている（随時、確認のための測定は実施）。そのため、溶湯から採取した少数のサンプルをパックの形に加工してクリアランス測定を実施。 • Cs、Sr、アクチニドは溶融過程でほとんど除去されるため、ほとんどの場合、測定対象核種は Co-60 のみ。 • Co-60 の放射能濃度はγ線スペクトロスコーピーの結果から評価。Ni-63 等の放射能濃度は、必要に応じて Co-60 の放射能濃度と核種ベクトル（スケールリングファクタ）を用いて評価。 • Cs、Sr、アクチニド等の放射能濃度が必要な場合は、測定前放射能濃度の値と溶融時の分配係数を用いて評価（分配係数は実際の溶融炉のデータに基づき決定）。 • 測定方法は DIN 25457 Part 4 および ISO 11929 に準拠。 • TSO が自らの測定装置を用いた測定を行い、処理事業者の測定結果の妥当性を確認。
	金属の利用・処分ルート	<ul style="list-style-type: none"> • クリアランス選択肢ごとにクリアランスされた金属の利用・処分ルートを設定。 • 上記の外に減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設定。
二次廃棄物	<ul style="list-style-type: none"> • 処理委託者に返還（発生者責任）。 • 放射性の副次物（スラグとダスト）は放射性廃棄物と見なされ、発生事業者の責任において処分や中間貯蔵に係る要件を満たさなければならない。 • 二次廃棄物の放射能濃度は放射化学分析で測定。 • 廃棄物の処理計画は、BGE（連邦放射性廃棄物処理機関）の承 	

項目	クリアランスに関連する慣行と規制の主要点
	認を受ける必要がある。
溶融クリアランスの実績	<ul style="list-style-type: none"> 1989年より Siempelkamp Metallurgie 社が CARLA 施設で、原子力発電所、研究所、燃料加工施設・ウラン濃縮施設、および廃棄物処理・処分施設等の運転や廃止措置から発生する金属廃棄物の溶融処理を行い、インゴットや廃棄物輸送・貯蔵容器などの鋳造品を製造。 今回の調査の限りでは、操業開始以来トラブルの報告はない。
クリアランス申請者が提出する非公開情報の保護	<ul style="list-style-type: none"> 規制当局が積極的に開示することはないが、情報公開法に基づく開示請求がある場合には開示。

(2) ドイツにおける代表的クリアランスプロセス(溶融処理を含む場合)

ドイツではクリアランスに係る規制は州政府の所管事項であり、クリアランスの手続き等は州によってかなり異なる点があり、クリアランスプロセス、特に州の規制当局との手続きの細かな内容や手続きの順序やタイミングには州によってかなりの違いがある。また、溶融処理の委託者と処理事業者との所在州が異なる場合には、両州の規制当局による監督が行われるために、手続きが複雑になる。そのような状況を考慮して、図 2-1 (1~3) に、無条件クリアランスと特定目的クリアランス^{注2-1}の場合の典型的(平均的)なクリアランスのプロセスを示す。

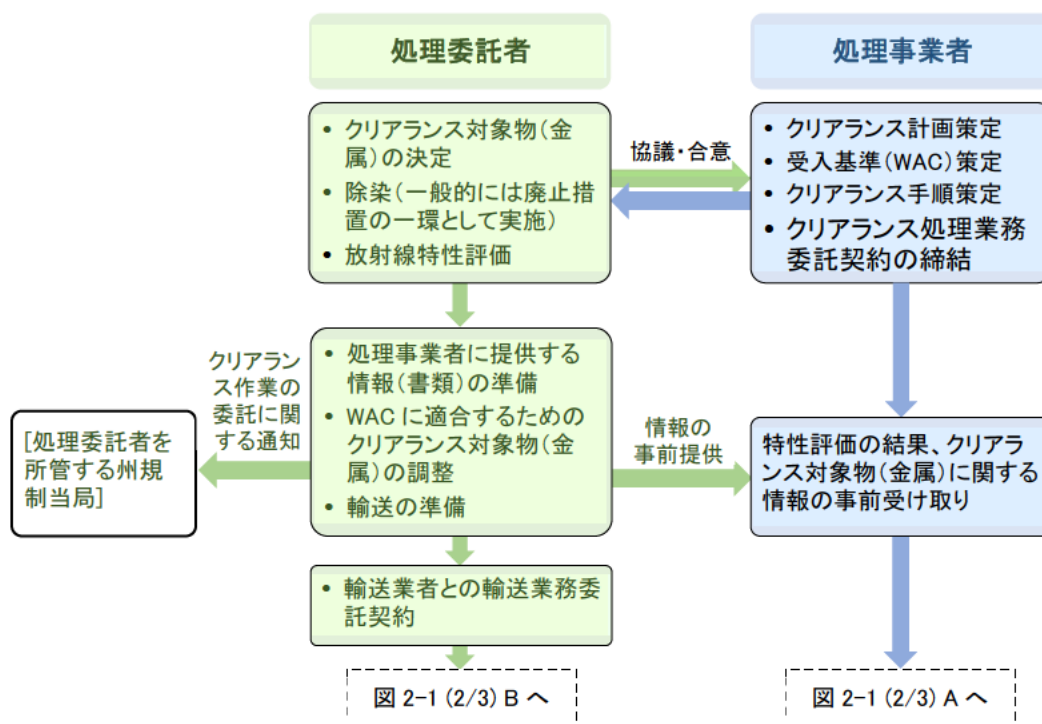


図 2-1(1/3) 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ

^{注2-1} “Specific clearance”は「特定クリアランス」または「個別クリアランス」と訳された例が多いが、“Clearance in individual case”と紛らわしいため、本報告書では、前者を「特定目的クリアランス」、後者を「個別ケースクリアランス」と訳した。

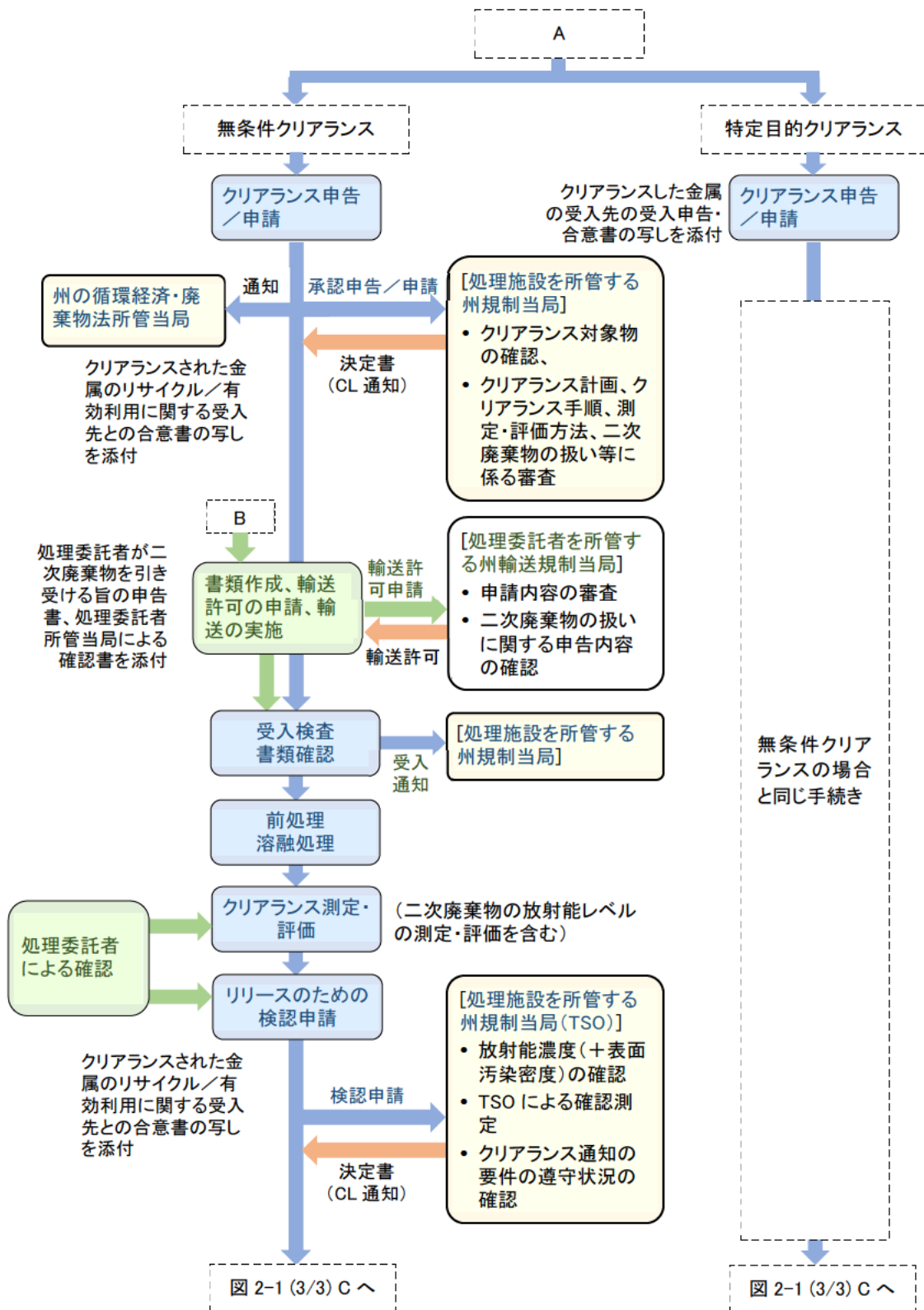


図 2-1(2/3) 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ

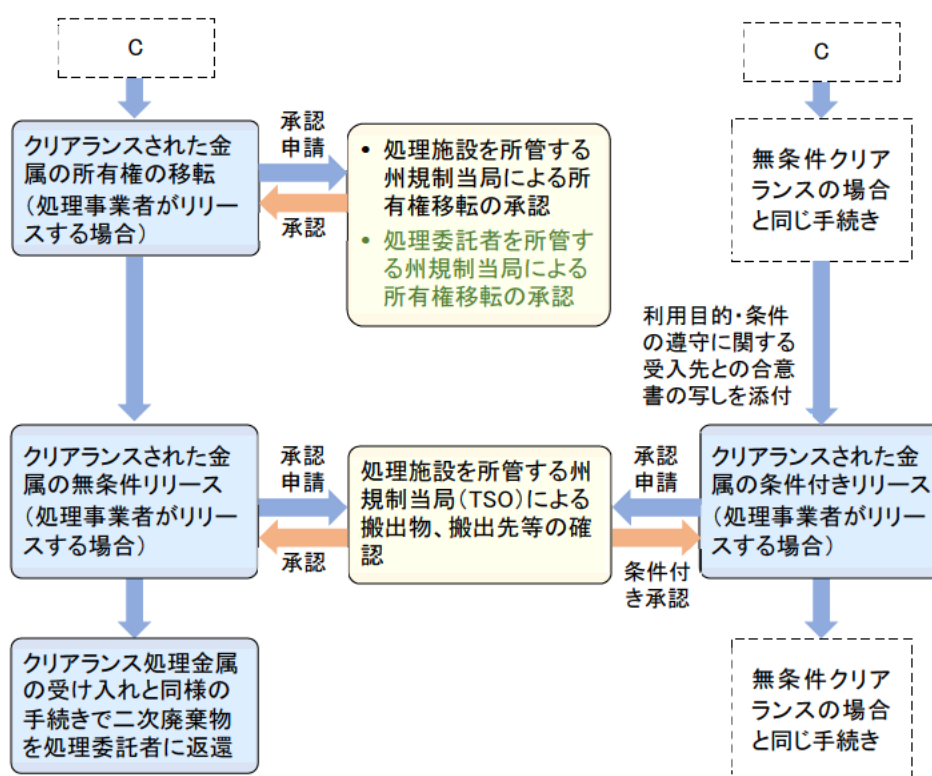


図 2-1(3/3) 無条件クリアランスおよび特定目的クリアランスの場合の代表的なクリアランスのプロセスの流れ

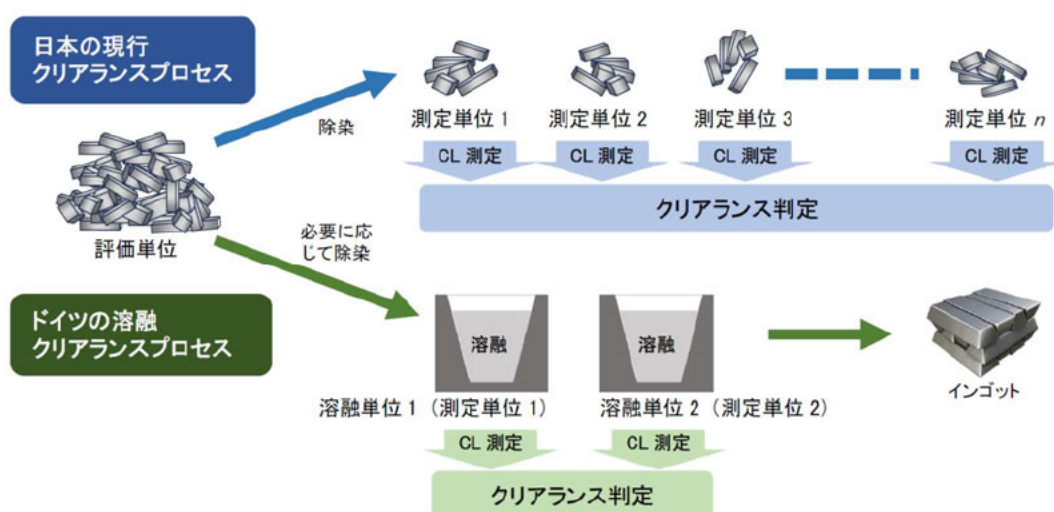
2-3 調査結果に関する考察

(1) 鋼材のクリアランスプロセスの日独比較

原子力発電所の廃止措置から発生する鋼材のクリアランスに関して日独で最も違う点は、わが国では無条件クリアランスのみが行われているのに対して、ドイツでは無条件クリアランスに加えて、特定目的のクリアランスレベルを適用する**特定目的クリアランス**の選択肢、および減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設けてクリアランスの幅を広くしている点である。

鋼材のクリアランスプロセスにおける日独の主な違いを図 2-2 に示す。クリアランスプロセスにも、長年にわたるクリアランスの実績に基づき、わが国とは異なる合理的と思われるプロセスが取り入れられている。その代表的なものの一つが、Co-60 に注目したクリアランス測定で、特に溶融処理を行う場合には、セシウム、ストロンチウム、銀、アクチニド等の同位体核種が高温溶融によって溶湯から除去されるために、クリアランス測定にあたっては Co-60 のみを測定すればよい場合もある。

もう一つの合理的な点は、中～高周波誘導炉を使って溶融処理する場合に、均質な溶湯が得られることを前提としている点である。そのために、1 回の溶融について採取するサンプルの数は 1～3 個に過ぎない。



	日本の現行クリアランス	ドイツの溶融クリアランス
クリアランス対象金属	<ul style="list-style-type: none"> 機械除染すればクリアランスできると考えられる金属 	<ul style="list-style-type: none"> 基本的にクリアランスできると考えられる金属
溶融前除染	<ul style="list-style-type: none"> $\sum (D_j/C_j) \leq 1$ になるように機械除染 	<ul style="list-style-type: none"> 必要に応じて機械除染など(除染のほとんどは発電所で実施)
溶融	—	<ul style="list-style-type: none"> 溶湯(インゴット)の均質性をア priori に仮定 Sr, CS, Ag, アクチニド等の溶融除染(除染係数 10 以上) 溶融時のスラグ等への核種移行係数(分配係数)には実績値を使用
評価単位	<ul style="list-style-type: none"> 10トン以下 評価単位内のいずれの測定単位においても、評価に用いる放射性物質の $\sum (D_j/C_j)$ が 10 を超えないこと 	<ul style="list-style-type: none"> 規定なし
測定単位	<ul style="list-style-type: none"> 具体的な規定はなし 	<ul style="list-style-type: none"> 溶融処理を行わない場合には、300kg を大幅に超えない平均化単位 溶融処理を行う場合は 1 回の溶融(3 トン程度)が測定単位に相当
クリアランス測定	<ul style="list-style-type: none"> 個々の金属片について測定 放射能濃度評価対象核種のすべてについて放射能濃度を評価 	<ul style="list-style-type: none"> 1 回の溶融バッチから 2~3 個のサンプルを採って測定 通常、Co-60 以外の核種の $\sum (D_j/C_j)$ への寄与が 10% 未満であることが明らかな場合は、Co-60 以外の核種に関する測定は不要
表面汚染	<ul style="list-style-type: none"> 管理区域外持出し基準を適用 	<ul style="list-style-type: none"> 表面汚染クリアランスレベルとして規定されている 表面汚染の平均化面積は最大 1,000 cm²
検認手続き	<ul style="list-style-type: none"> 選択肢なし 	<ul style="list-style-type: none"> 簡素化した「標準手続き」と通常の「個別手続き」
利用ルート	<ul style="list-style-type: none"> 無条件リリースのみ 	<ul style="list-style-type: none"> クリアランス選択肢ごとにクリアランスされた金属の利用・処分ルートを設定 上記の外に減衰保管とクリアランス無しの利用ルートを設定

図 2-2 金属のクリアランスプロセスの日独比較 (無条件クリアランスの場合)

(2) わが国での溶融クリアランスの実施に係る検討課題 — 本調査の結果から

本調査の結果に基づき、わが国でクリアランス対象金属の溶融処理を行う場合に予め検討しておくべき課題を以下にまとめる。

① クリアランス対象候補金属の放射線特性評価

なるべく早期に電力会社と協議して、電力会社が実施する放射線特性評価の内容について決めておく必要がある。

また、放射能濃度評価核種の選定および溶融前除染時の除染係数の設定に大きな影響を及ぼすクリアランス対象候補金属の汚染特性データ（汚染の性状、汚染核種、核種間の比放射能の比（核種組成比）など）に関する情報を早期に入手して、クリアランス対象金属の汚染特性データの包絡的な値を押さえ、放射能濃度測定の方針等を決めておく必要がある。

② Co-60 のみに着目したクリアランス測定に関する検討

上記の放射線特性評価の結果に基づき、溶融除染の効果を考慮して、各放射性核種の $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与割合を評価し、Co-60 のみを主要核種とするドイツ式のクリアランス測定の適用可能性・適用条件について検討することが望まれる。

③ 溶融前ブラスト除染の除染係数の確認

できるだけ多くの金属を溶融処理してクリアランスの対象にするには、溶融に先立つ除染が必要である。ドイツでは除染は主に原子力発電所で行われているが、日本の場合、除染を溶融処理施設で行う場合には、溶融施設がどの程度まで汚染した金属を受け入れるかを定めるために、また、クリアランス判定に不合格となる金属を極力少なくするために、実際に使われる除染技術（ブラスト除染など）でどの程度の除染係数が確実に得られるかを十分に見極めておく必要がある。

④ 溶湯およびインゴットの均質性の確認

ドイツでは、長年にわたる冶金工業や鑄造業での経験に基づき、中～高周波誘導で溶融したクリアランス対象金属の均質性は自明なこととされており、クリアランスプロセスで均質性が問題になることはないとのことである（TÜV Nord の見解）。しかし、均質性は金属溶融時の溶融金属の流動挙動に依存するため、溶融施設の操業開始前に行われる性能試験の一部として、模擬クリアランス対象金属を使って均質性を確認することが望ましい。また、実際の操業時には、クリアランス測定手順に均質性確認を含めておくことが望ましい。

⑤ クリアランス測定における測定単位と溶湯サンプル数

ドイツでは、溶湯の均質性が当然のものとして仮定されており、クリアランス測定のためのサンプル数は1回の溶融量あたり2～3とされている。すなわち1回の溶融量がわが国の測定単位に相当する。このような考え方をわが国の規制でどう扱うか、規制当局の意見を聞きつつ検討しておく必要がある。

⑥ 溶融時の核種分配係数(移行係数)の整備

わが国でクリアランス対象金属の溶融処理を行う際、溶融除染（特定の核種が溶融時にスラグやダストに移行することによる除染効果）を考慮する場合には、その効果を評価するために、溶融時の諸核種の移行係数（分配係数）が必要になる。

これらの係数については国内外での測定結果がいくつか公表されており、セシウム、ストロンチウム、銀、アクチニド等の同位体核種については90%以上がスラグ・ダスト・排気に移

行すると考えられているが、実際の移行係数（分配係数）は誘導炉設備の攪拌特性や溶融温度に依存するために、TÜV Nordの説明では、ドイツでは実際に溶融処理に使われる誘導炉を使ってそれらの係数を決定しているとのことである。

実際に分配係数を測定するため、あるいは確認するためには、溶融施設の操業開始前に行われる性能試験の一部として、模擬クリアランス対象金属、あるいは廃止措置から発生した実際のクリアランス対象金属を用いた試験を行う必要がある。前者の場合にはアメリカシウムやプルトニウムを模擬するために天然ウランを使うことが考えられる。後者の場合にはある程度の核分裂生成物核種（Cs-137やSr-90など）およびアクチニド核種を含み、その放射能濃度が測定（評価）された実際のクリアランス対象金属が必要であり、そうした実際のクリアランス対象金属が使えるか否かという問題がある。

溶融除染の効果を考慮する場合には、上記のような点を検討し、操業前性能試験プログラムに組み込んでおくことが必要である。

⑦ 測定・評価方法の認可手続きの合理化

ドイツでは、無条件クリアランスの場合で、排出時期や排出量に関係なく、汚染等の状況が同様の同じ物質が繰り返しクリアランス対象物として排出される場合については、初回の手続きでクリアランス通知に設定されたクリアランス測定・検認のルールや手順を繰り返し適用することで検認プロセスを効率化する方式がコンクリート（解体瓦礫）等に適用されている。このような方式をわが国における金属に関する無条件クリアランスに関する測定・評価方法の認可手続きに適用できないか、規制当局とともに検討することが望まれる。

(3) 廃棄物の処分とクリアランスに関する広い視点からの検討

ドイツは、第3章の図3-5に示すようにスクラップ金属に関する多様な処理・処分ルートを持っている。ドイツではクリアランスできない金属は深地層処分しなければならないこと、放射性廃棄物の貯蔵・輸送容器に対する比較的大きな需要があることなど、わが国とはL3相当廃棄物とクリアランスを取り巻く環境が必ずしも同じではない。しかし、トレンチ処分するL3廃棄物をできるだけ減らすとともに循環型社会を目指す点では、方向的には同じであり、わが国でも（発生量の多い）L3廃棄物の処分とクリアランスを総合的に考えて、既存の枠にとらわれずに、処理・処分ルートの多様化とその最適な運用に向けた検討を、例えば専門家や学術機関と協力して行うことは有意義であると考えられる。

3. ドイツにおける放射性廃棄物の処分とクリアランスの概要

本調査はドイツにおける溶融処理を用いたスクラップ金属のクリアランスに関する調査を主目的とするものであるが、以下には、ドイツのクリアランス制度全体の考え方の中での金属溶融処理の位置付けを把握するために、建物や土地などのクリアランスについても必要な範囲で記す。

3-1 放射性廃棄物の分類と処分方針

原子力施設の操業や原子力設備の運転から、またそれらの廃止措置や解体が行われる際には、放射性廃棄物だけではなく、再利用・リサイクル可能な物質も大量に発生する。放射性廃棄物は、原子力法（Atomgesetz：AtG）、放射線防護法（StrlSchG）、および電離放射線の有害な影響に対する防護に関する政令（放射線防護令 StrlSchV, 2018 年）に則って適切な方法で処分しなければならない。

図 3-1 に、IAEA の廃棄物分類と現行のドイツの廃棄物分類の比較を示す。ドイツは、あらゆる種類の放射性廃棄物を深地層処分することを基本方針としており、その方針に基づいて、IAEA の推奨に従って国際的に広く使われている、EW・VLLW・VSLW・LLW・ILW・HLW という分類ではなく、放射性廃棄物が出す崩壊熱に着目した、「発熱性放射性廃棄物」と「非発熱性放射性廃棄物」という基本的な分類^{注 3-1}を採用している。

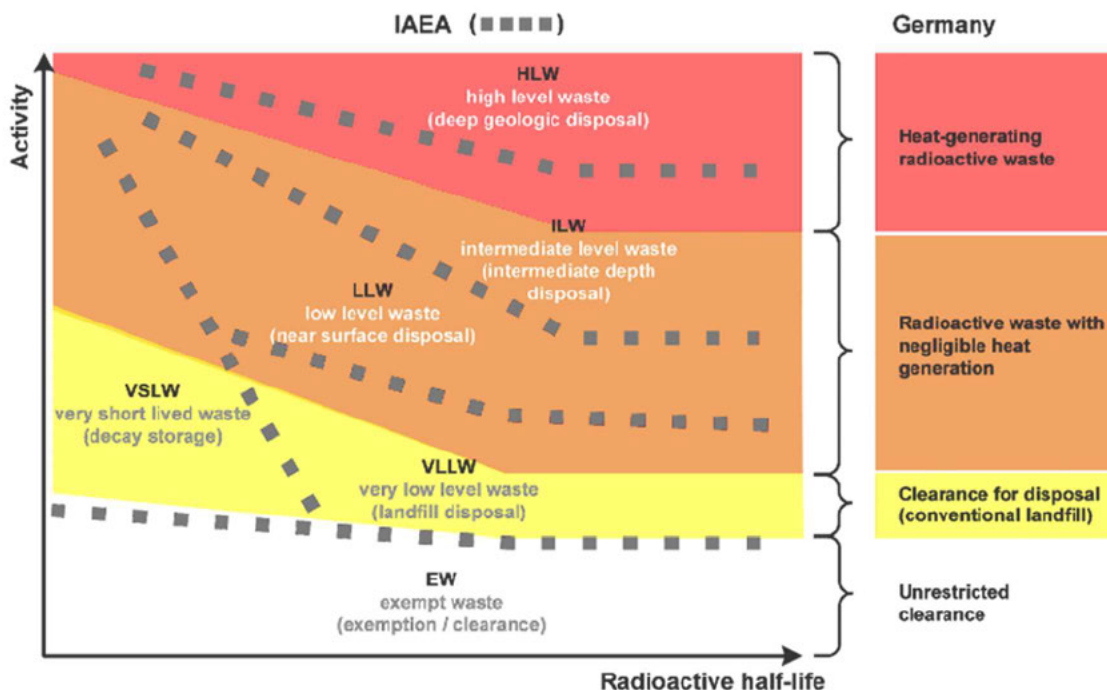


図3-1 放射性廃棄物に関するIAEAの分類とドイツの分類の比較（参考文献 [1]）

（EW：免除廃棄物、VLLW：極低レベル廃棄物、VSLW：極短半減期廃棄物、LLW：低レベル廃棄物、ILW：中レベル廃棄物、HLW：高レベル廃棄物）

^{注 3-1} 廃棄物パッケージに含まれる放射性核種の崩壊熱による処分室の壁の平均温度上昇が 3 °K を超える廃棄物を「熱発生のある放射性廃棄物」、そうではない廃棄物を「熱発生を無視できる放射性廃棄物」とする。

この分類法では、半減期が比較的短い放射性核種を含む廃棄物と半減期が比較的長い放射性核種を含む廃棄物を区別する必要がなく、放射性廃棄物を分離するための方策や事前措置は求められない。そのかわり、定置される廃棄物による環境温度条件が大幅に変化する可能性を考えて、放射性廃棄物からの発生熱が処分施設の設計と評価に与える影響が特に重要視されている。

図 3-1 から、ドイツの分類による発熱性放射性廃棄物（赤い部分）が IAEA の分類の HLW だけではなく、ILW も含んでいること、および IAEA の VLLW（黄色の部分）がドイツにおける埋立処分に関する許容レベルを超えていることが分かる。このように、ドイツの分類は IAEA の分類と幾分かの違いがあるものの、基本的には同じ考え方だと言えることができる^{注3-2}。

発熱性放射性廃棄物

発熱性放射性廃棄物はいわゆる高レベル（使用済燃料、高レベルガラス固化体、ハル・エンドピース圧縮体など）は Gorleben の岩塩層で処分される計画で、現在、サイト選定法に基づいて処分場サイトの選定調査が行われている。

非発熱性放射性廃棄物

原子力施設の運転や廃止措置、また放射性同位元素の使用から発生する放射能濃度が非常に低い廃棄物は、発熱が無視できる非発熱性放射性廃棄物に分類される。非発熱性放射性廃棄物を処分するために、現在、2027 年前半の操業開始を目指して Konrad 処分場（地下 800～1,300m）の建設が進められている。旧東ドイツ時代に 1981 年から操業されていた Morsleben 処分場は、現在、廃止措置に係る許認可手続中であり、Asse II 研究鉱山は、閉鎖の方向で、処分された廃棄物の状態などの調査が進められている。

放射能レベルが極めて低い廃棄物

図 3-1 の黄色の部分（clearance for disposal）と塗りつぶしのない部分（unrestricted clearance）にはわが国の基準では放射能レベルが極めて低い放射性廃棄物（L3 廃棄物）に分類される放射性廃棄物と無条件クリアランスの対象となる放射性廃棄物が含まれる。原子力施設の廃止措置から発生するこれらの廃棄物を、すべての放射性廃棄物を深地層処分するという基本方針に従って、すべて Konrad 処分場のような施設で処分するには、大容量の地層処分場を確保する必要があり、その建設費を含めた処分費用も非常に大きなものになる。そのため、最終的に放射性廃棄物として処分される廃棄物の量をできるだけ減らす必要があり、また、スクラップ金属を最大限にリサイクルするという循環経済法の要請を考慮して、ドイツでは早期からクリアランスが行われてきた。

3-2 クリアランスの重要性 — ドイツの考え方

ドイツでは 2023 年にイザール原子力発電所 2 号機、ネッカー原子力発電所 2 号機、およびエムスラント原子力発電所の 3 基が恒久停止され、ドイツ統一後に廃止された旧東ドイツの Greifswald 原子力発電所の 5 基を含め、図 3-2 に示すすべての原子力発電所が廃止措置段階に入った（うち 2 基は既に廃止措置が終了している）。これらの原子力発電所の廃止措置からは大量の放射性廃棄物が発生し、その処分が大きな課題になっている。

^{注3-2} なお、Asse II 鉱山と Morsleben 放射性廃棄物処分場（ERAM）で処分された放射性廃棄物については、LAW（低放射能廃棄物）と MAW（中放射能廃棄物）という分類が使われていた。

3. ドイツにおける放射性廃棄物の分類とクリアランスの概要

ドイツでは、国の方針に従って、原子炉施設、核燃料施設等の事業者は、それらの施設の廃止措置等から発生する放射性残留物および放射性解体廃棄物を、有害な影響なく利用するか、または管理された方法で放射性廃棄物として処分（直接処分）するための措置を講じなければならない。

クリアランスが、放射性廃棄物を有害な影響なく利用するための手段であることは以前から広く認められおり、必要な制度的枠組みが整備されてきたが、現行の制度は、2018年に制定された欧州基本安全基準（EU BSS）を取り入れた放射線防護令に基づいている。

連邦の原子力規制機関であるBMUVのバックエンド関連の問題を専門に扱う諮問機関ESK（放射性廃棄物管理委員会）は、原子力発電プラントの解体にはクリアランスが不可欠だとし、クリアランス制度の必要性について下記のように説明している（以下、参考文献[3]、[16]より）。

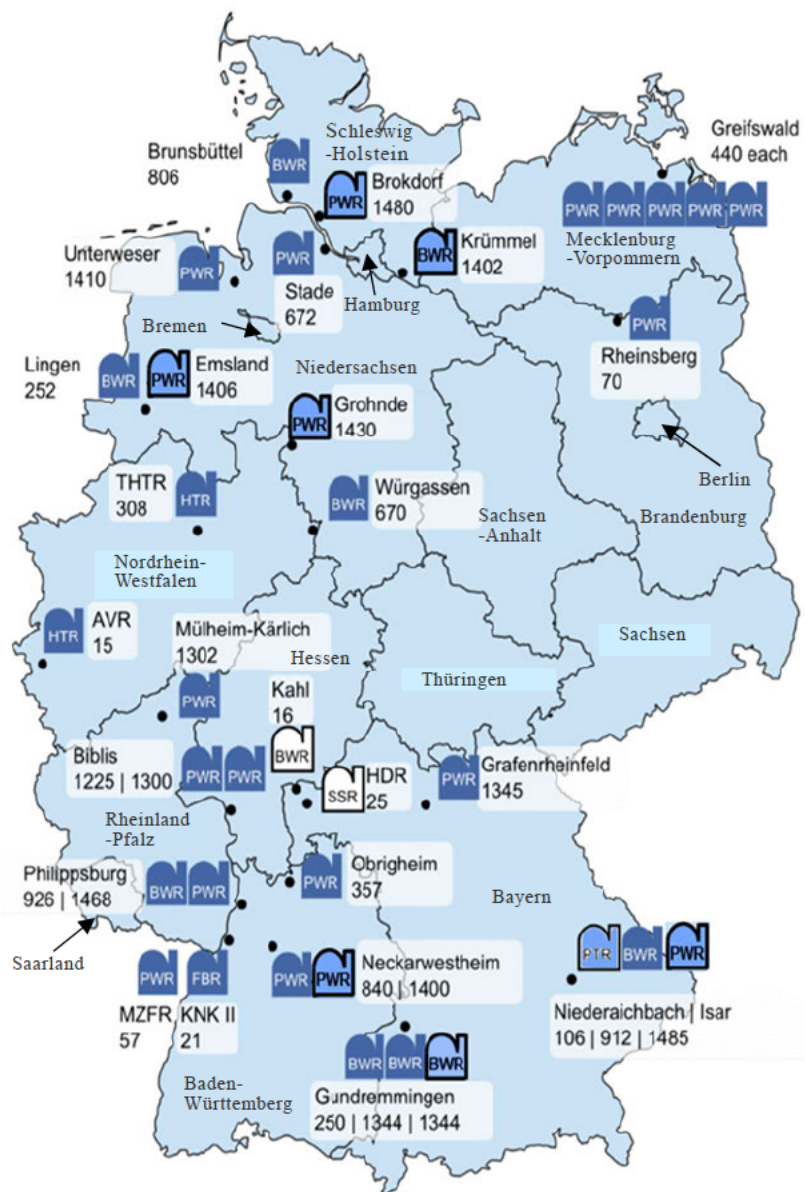


図 3-2 ドイツの原子力発電所
(すべてが運転終了→ 廃止措置段階)

ドイツは、放射性廃棄物を人の生活圏から恒久的に隔離するために、すべての放射性廃棄物を深い地層中に処分することを基本方針としており、ドイツには、フランス等で建設されているような低・中レベル放射性廃棄物の地上処分場の建設計画はない。

原子力発電所の解体から生じる大量のコンクリート構造物などは、汚染も放射化もされおらず、管理区域の配管などは表面が汚染されているだけで、簡単に除染することができ、放射性廃棄物として扱う必要はない。潜在的ハザードがごく低い、数百万トンにのぼる汚染されていない大量の瓦礫を埋めるための処分施設を新規に建設することは、経済的にも、生態学的にも望ましくない。このようなコンクリート構造物などは、フランスなど、低・中レベル放射性廃棄物の地上処分場がある国でも、発電所内の非汚染区域に従来どおり埋められている。

ドイツの原子力発電プラント 1 基の廃止措置からは、管理区域から約 20 万トンの廃棄物（コンクリートや金属）が発生するが、図 3-3 に示すように、そのうち最大 98%が無条件または特定目的のクリアランスの対象になり得る。

放射性廃棄物として処分すべき機器や構造物は、地域に対する潜在的ハザードを減らすため

建物の特定目的クリアランスの対象物	約 180,000 トン (約 90%) (規制免除対象の建物等を含む)
無条件クリアランスの対象物	約 10,000 トン (約 5%)
埋立・焼却処分のための特定目的クリアランスの対象物	約 6,000 トン (約 3%)
地層処分される放射性廃棄物	約 4,000 トン (約 2%)

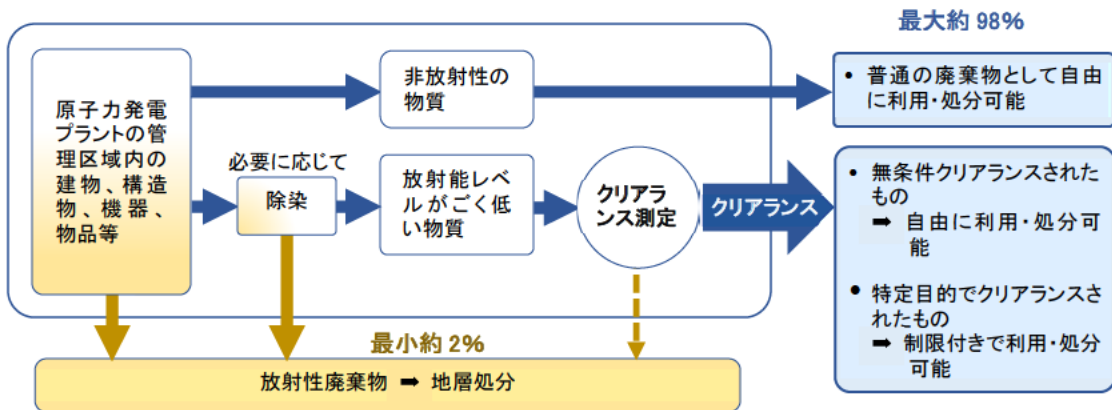


図 3-3 ドイツの原子力発電プラント 1 基の廃止措置から発生する廃棄物（コンクリート、金属など）20 万トンのうち 18 万トンはクリアランス可能（参考文献 [3] に基づいて作成）

に、不必要に遅らすことなく地下に埋設すべきである。放射化された、あるいは汚染度の高い物は、放射線特性評価によって特定され、クリアランスの対象になる可能性がある物から分別され、廃棄物管理のルートに乗せられる。放射能レベルが高い物（例えば、Co-60 や Cs-137 の放射能濃度が数 Bq/g よりも高い物）は、処分場の廃棄物受入要件に合うように調整され、保管された後、Konrad 処分場で処分される予定^{注 3-3}である。

放射化がなく汚染が表面汚染のみの物については、技術的・経済的に可能であれば、除染してクリアランスが行われる。除染方法には、機械的な方法（拭き取り除染、プラスト除染等）、化学除染、溶融処理がある。

金属を溶融すると特定の核種が分離される。すなわち、物理的・化学的プロセスの効果によって、特定の放射性核種が溶湯からスラグ、ダストあるいは排ガスに移行する。例えば、Cs-137 やアルファ線放出核種はスラグやフィルタダストに移行する。溶融除染された金属は、残存する汚染の程度によってクリアランスされ、あるいは、例えば放射性廃棄物用の容器などに加工される。二次廃棄物であるスラグ、ダスト、フィルタは通常、放射性廃棄物として処分される。

こうすることで、処分すべき放射性廃棄物の量を最小限に抑えることができ、同時にクリアランスされた物質等をリサイクルすることで資源を有効に活用することができる。

原子力発電プラントの建屋内設備をすべて撤去した後は、除染された建物が残る。これに

注 3-3 ドイツの廃棄物区分は発熱性放射性廃棄物（HLW と ILW に相当）と非発熱性放射性廃棄物（LLW に相当）の 2 種類で、現時点では TRU 核種も含むすべてを Konrad 処分場（ニーダーザクセン州の鉄鉱石鉱山跡）で地下 800~1300 m 程度の深地層中に処分されることになっている。ドイツでは廃炉廃棄物の大半を占める LLW は可能な限りクリアランス後再利用する方針。

については、管理区域内の建物を解体せずに放置する代替策に関する議論が高まっている。しかしドイツでは、建物の廃棄は廃棄物処理ルートとはされておらず、建物に使用価値が残っており、放射能レベルがクリアランスレベル以下であれば従来どおり使い続けることができ、そうしない場合には、クリアランス測定後に建物を解体し、発生した建物の瓦礫を従来の方法でリサイクルされる。

ESK は、使われなくなった建屋構造物を長期間安全な状態に維持することは大きな負担であり、老朽化が進むにつれて維持費用が大幅に増加し、解体する際のリスクも大幅に増大するとし、建屋構造物の放置はリスクの増加をもたらすだけで、安全上のメリットがないと考えている。

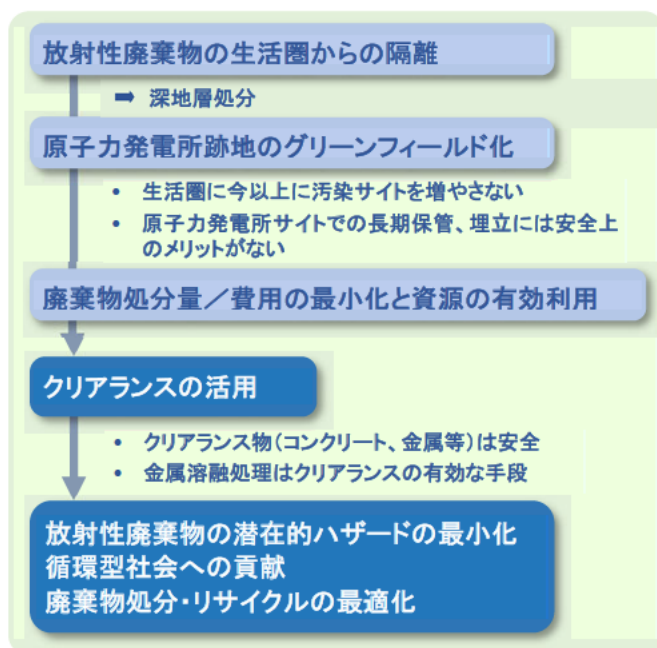


図 3-4 クリアランス制度の必要性

廃止された原子力発電プラントにはオイルや PCB などの汚染物質が残存する可能性があり、それらを放置せずに、適切に管理する必要がある。

クリアランスされた物質等をサイトでの埋め戻しに使う、あるいはサイトで長期保管するという案も議論されているが、ESK はそれにも安全上の利点はないと考えている。

すべての解体作業が完了し、建物が除染されクリアランスされた後に、解体から生じた瓦礫を再利用しても、放射線による害はない。

今の工業社会にこれ以上新たな汚染サイトをつくることは望ましくない。また、原子力エネルギーの利用がもたらした負担は、運転員や住民を危険にさらすことなく今排除できるものであり、将来世代に引き継ぐべきではない。

3-3 クリアランスレベル

原子力施設の運転、特に廃止措置から発生する放射性廃棄物の多くは非放射性であるか放射能レベルが極めて低い廃棄物である。汚染した物質や放射化された物質でも、その汚染や放射化の程度が非常に低い場合には、さらに除染などを行って放射能レベルを十分に低くすれば、規制の対象から除外され、普通の廃棄物と同じように、利用、リサイクル、処分、保有でき、第三者に譲渡することもできる。汚染したあるいは放射化された施設、設備、物品、建物等を、それらが役割を終えた後に、一定の条件の下に原子力法や放射線防護法に基づく規制監督から解放することをクリアランスと呼ぶ。

クリアランスは、解放された物品等によって一般公衆が受ける放射線被ばく線量（実効線量）が放射線防護の対象にならないほど“些細”であることを条件として行われる。“些細”な線量としては、IAEA が推奨する **10 μ Sv/年のオーダー** という値が使われている（「de minimis（僅少）の原則」あるいは「10 μ Sv/年の原則」という）。

電離放射線の被ばくによる健康への影響は、被ばく線量が低いほど発生確率が減少するが、線量にしきい値があるか否かは必ずしも断定はできない。しかし、この 10 μ Sv/年という線量は、ドイツ国民が日常、自然放射線から受ける被ばく線量（平均 2,100 μ Sv/年）よりも十分

に低く、“些細”な線量として妥当な線量である。現在の知見によれば、 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ という被ばく線量は、自然放射線によるリスクと比較して、追加的な健康リスクの可能性が科学的には100万分の1のオーダーであり、無視できる値である。

クリアランスされた物による人の被ばくが実際に $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ のオーダー以下であることを直接線量測定で監視することはできない。人の被ばく線量を評価する計算モデルを用いて計算した線量が $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ のオーダーの線量を超えないような放射性核種の放射能濃度を求め、それをクリアランスレベル（以下「CLレベル」と呼び、それ基準としてクリアランスが行われる。CLレベルの算出に使われる被ばくシナリオでは、一般公衆（乳幼児も含む）だけでなく、職務上クリアランスされた物を取り扱う人も含めたすべての人が考慮され、線量レベルとしては、異なる種類の放射線（アルファ線、ベータ線、ガンマ線など）の影響と、異なる身体器官の感度を考慮した実効線量が使われている。被ばくシナリオの例（参考文献[4]）を図3-4に示す。

ドイツのクリアランスには、IAEAの考え方（参考文献[8]）に沿った、無条件クリアランスと特定目的クリアランスという2つ基本的な選択肢があり、2019年に発効した改定放射線防護令の付属書4表1に核種別、クリアランスの目的別のCLレベルが定められている（付録4参照）。CLレベルは基本的に放射能濃度（ Bq/g ）で表されているが、クリアランス対象物に汚染の測定ができる固体表面が存在する場合等に適用するために、表面汚染限度（ Bq/cm^2 ）に関するCLも定められている。クリアランスが完了し、物質が原子力規制管理から解放された後、それらの物質は「循環経済・廃棄物法」（Closed Substance Cycle and Waste Management Act）^{注3-4}の対象となる。

無条件クリアランスに適用される放射能濃度レベルは、IAEAのGSR-3と同様に10の累乗数に丸めた値（1, 10, 100等）で定められているが、特定目的クリアランスに適用される放射能濃度は、有効数字1桁に丸めた値で定められている。

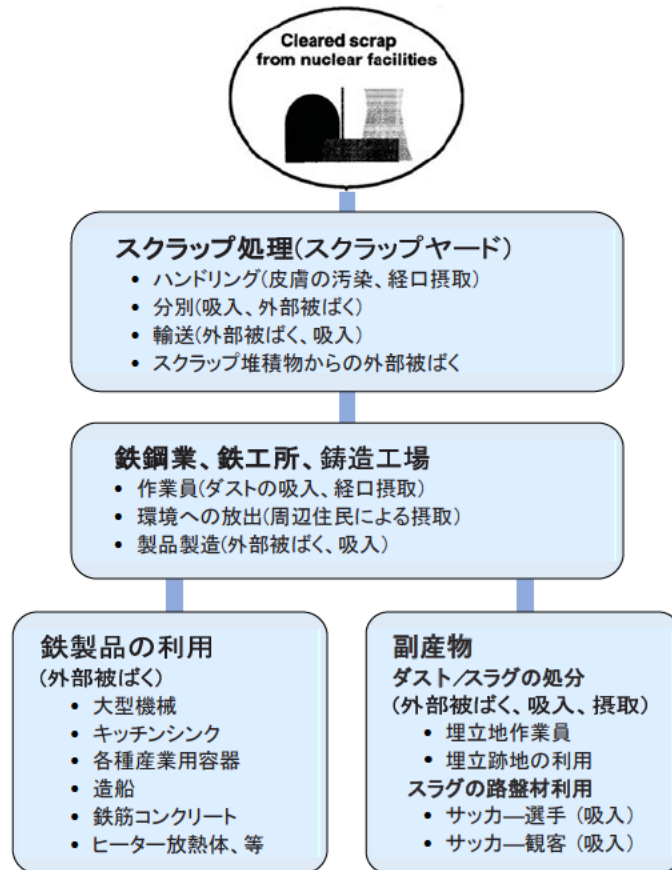


図3-4 クリアランスされた鉄スクラップの放射能移行と被ばくシナリオの例
(参考文献[4]より)

^{注3-4} 1994年に制定され、1996年に施行されたドイツの循環経済・廃棄物法は、廃棄物政策の重点を従来の処理から物質循環の促進へと移行することで、環境と調和した廃棄物処理を確保するとともに、資源・エネルギーの効果的節約、廃棄部分の少ない製品の開発、長期的には消費と製造のシステム全体を循環経済へと作り変えることを目指している。

Co-60 を例にとって放射線防護令が定める CL レベル（放射能濃度および表面放射能密度）を表 3-1 に示す。特定目的 CL レベルも無条件 CL レベルと同様に 10 μ Sv/年の原則に基づいて決められたものである。

特定目的クリアランス用の CL レベルは、無条件クリアランスの場合よりも高く設定されている。これは、用途等に制約があってもできる限りクリアランスを活用するという循環経済・廃棄物法の要請に沿ったものと理解される。

表 3-1 クリアランス目的による Co-60 のクリアランスレベルの違い

クリアランス目的(選択肢)		クリアランスレベル		
		放射能濃度 (Bq/g)	表面汚染 (Bq/m ²)	
無条件クリアランス	固体の無条件クリアランス	0.1	1	
特定目的クリアランス	建物瓦礫の無条件クリアランス (>1000 t)	0.09		
	土地の無条件クリアランス	0.03		
	建物のクリアランス (継続利用目的)		0.4	
	固体のクリアランス (埋立目的)	(\leq 年 100 t)	6	1
		(\leq 年 1000 t)	2	
	固体クリアランス (焼却目的)	(\leq 年 100 t)	7	1
		(\leq 年 1000 t)	2	
建物のクリアランス (解体目的)			3	
金属クリアランス (リサイクル目的)		0.6	1	

通常のカリアランスにおいて最も重要な放射性核種は Co-60 であるが、クリアランス対象金属には複数の放射性核種が含まれており、それを考慮して、実際のクリアランスでは、核種ごとの放射能濃度の測定・評価値 D_j とその核種 i に関する CL レベル C_j の比の合計 $\Sigma(D_j/C_j)$ が 1 以下であるか否かでクリアランスレベルへの適合・不適合が判断される。

なお、放射性防護令付属書 4 表 1 が定めるクリアランスレベルは、金属成分と非金属成分で構成される複合材には適用されない。

3-4 ドイツにおけるクリアランス制度の概要

ドイツは、循環経済・廃棄物法の下に、有用な資源をできる限り再利用・リサイクルすることを基本方針とし、クリアランスが国と州による安全規制の下に行われている（以下、参考文献 [1] より）。

原子力施設の管理区域内にあった物質は汚染または放射化されていると見なされ、そのまま放射線管理区域外に出せないが、例えば下記の物は（必要に応じて除染した後に）放射能レベルが十分に低いことを確認した上で、クリアランスの対象にすることができる。

- 機器やその部品、配管、支持構造物などに使われていた金属（鉄および非鉄金属）、
- 建物の解体から発生する瓦礫、
- 断熱材、ケーブル等。

原子力法、放射線防護法等に基づく継続的な監督の下で、クリアランスされた物をさらに利用またはリサイクルすることは一般的な慣行であり、次のような事例がある。

- 工具、旋盤、工具キャビネット、遮蔽ブロック、土木工事用の鋼桁などの再利用、
- 放射性廃棄物容器製造のための金属のリサイクル、および無条件リサイクル（鉄、アルミニウム、銅）、

3. ドイツにおける放射性廃棄物の分類とクリアランスの概要

- 道路建設、埋立地建設のための瓦礫の利用、
- 各資源サイクルにおける他の物（電子機器スクラップ、ケーブルなど）の利用、
- 原子力発電所の設備や機器の他の原子力施設での再利用。

原子力施設の廃止措置の進展に伴い、建物、最終的にはサイト跡地のクリアランスも行われ、ドイツではいずれも様々な廃止措置プロジェクトで大規模に行われている。

(1) ドイツにおけるクリアランスの選択肢

ドイツにおけるクリアランス選択肢には、表 3-2 に示すように、無条件クリアランス、特定目的クリアランス^{注 3-5}、および個別ケースクリアランスの 3 種類があり、クリアランスされる物質等の性質、発生源、使用履歴などを考慮し、クリアランスの目的に応じて使い分けられている。

なお、放射線防護令第 31 条第 (5) 項は、「所管当局は、汚染または放射化がないことが適切な測定で証明されている場合には、クリアランス実施要件の適用免除を認めるものとする」と規定しており、管理区域に由来する物質や物品でも「放射性ではないもの」として規制免除されたものは自由にリリースできることになっている。規制免除についてはその概要を付録 6 に記す。

表 3-2 ドイツにおけるクリアランス選択肢

クリアランス	無条件 クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> • 固体および特定の液体物質
	特定目的 クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> • 掘削された土地の埋め戻しや路盤材などに使う年間 1,000 トン以上の瓦礫 • 住宅、産業ビルなどの建設などに使われる土地 • 一般の埋立地に処分する年間 100 までの固体物質 • 焼却炉で処分する年間 100 トンまでの固体物質または液体物質 • 一般の埋立地に処分する年間 1,000 トンまでの固体物質 • 焼却炉で処分する年間 1,000 トンまでの固体物質または液体物質 • 継続利用または再利用する建物、部屋、部屋の一部、構造部材 • 解体する建物、部屋、部屋の一部、構造部材 • 鋳造所、製鉄所など一般の溶融施設で溶融してリサイクルするスクラップ金属
	個別ケース クリアランス	<ul style="list-style-type: none"> • 放射線防護令が定める基本要件を満たさないために特定目的クリアランスの対象にならない場合 • 水溶液などの液体で、放射線防護令にクリアランスレベルが定められていない場合、等

(2) 無条件クリアランス (Unrestricted clearance)

放射線防護令が定める単位質量当たりおよび表面汚染密度に関するクリアランスレベル（付録 1 表 A4-1）を満足する固体と特定の固体は、無条件クリアランスすることができる。無条件クリアランス（フリーリリース）された固体物質は如何なる目的にも自由に利用することができる。（クリアランスレベルが現在の値の 10 倍であった RP 89（参考文献 [4] “Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations”, EU, 1998）の下では、無条件クリアランスされた金属でも原子力産業内でリサ

^{注 3-5} “Specific clearance”は「特定クリアランス」または「個別クリアランス」と訳された例が多いが、“Clearance in individual case”と紛らわしいため、本報告書では、前者を「特定目的クリアランス」、後者を「個別ケースクリアランス」と訳した。

イクルすることが望ましいとされていた。) 液体の場合には、クリアランス選択肢の適用は、オイル、油性液体、有機溶剤、冷却剤に限定される。これは、これらの液体の放射能濃度が濃縮プロセスによって容易に増すことがないためである。

なお、放射性防護令が定めるクリアランスレベルは、金属成分と非金属成分で構成される複合材には適用されない。

(3) 特定目的クリアランス (Specific clearance)

クリアランスの目的が、表 3-2 に示す特定の目的である場合には、無条件クリアランスではなく、放射線防護令の第 32 条第 (3) 項および 36 条に規定されている物質等の種類に特有な特性を考慮した特定目的クリアランスのみが可能である。特定目的クリアランスの可否判断には、特定目的クリアランス用クリアランスレベルが適用される (付録 4 の表 A4-1 参照)。特定目的クリアランスされた物質等については、再利用・リサイクルの形態や廃棄が制限されるとともに、その第三者への譲渡や所有権の移転先も制限される。

(a) リサイクルを目的とするスクラップ金属のクリアランス

スクラップ金属は、機器の交換や改造の際に発生するほか、原子力発電プラントの解体時にも大量に発生する。ドイツでは、そのようなスクラップ金属を可能な限り再利用可能な金属としてリサイクルするために、無条件クリアランスだけでなく、金属についても一定の要件が課された特定目的クリアランスの選択肢が設けられている。

金属のリサイクルのための特定目的クリアランスを行う場合には、クリアランスされた金属の利用に当たって必ずその金属を溶融しなければならない。リサイクル用に特定目的クリアランス (条件付きリリース) された金属は、リリースされる物質等の特性等によって、使用、回収、処分、保有または第三者への譲渡などに対する制限が課され、それらの条件が満たされるまでは依然として放射性廃棄物と見なされ規制管理下に置かれる。具体的には、特定目的クリアランスされた金属 (Co-60 の例では、放射能濃度 ≤ 0.6 Bq/g) を再利用する際には、クリアランスされた金属と他の金属の混合比が 1 : 10 であることを保証できる工場、あるいは 1 暦年あたり少なくとも 40,000 トンの処理能力がある工場で再溶融して利用しなければならない。

金属の無条件クリアランス (フリーリリース)、特定目的クリアランス (条件付きリリース)、およびその他の利用ルート等を図 3-5 に、簡単化して示す。

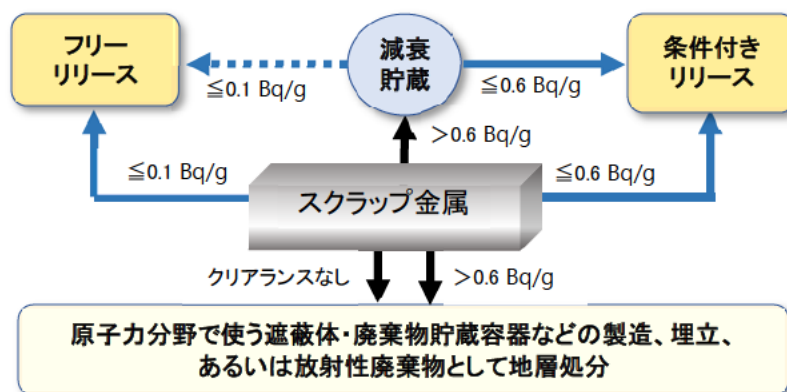


図 3-5 スクラップ金属の多様な処理・処分ルート

3. ドイツにおける放射性廃棄物の分類とクリアランスの概要

金属の無条件クリアランスは、スクラップの形のままで行われる場合も溶融処理して行われる場合もある。溶融処理を行う場合には、溶融による除染効果も期待できる。

原子力発電所の廃止措置から発生する金属の処理・処分ルートには、クリアランスと地層処分の外にも、減衰貯蔵や、クリアランスを経由しないで廃棄物貯蔵容器などの製造に利用するルートもある。このように多様な処理・処分ルートがあるため、地層処分と再利用を合わせて総合的な戦略を柔軟に検討・立案することができる。

なお、一旦あるクリアランス選択肢を選び、規制当局の承認を得た後に別のクリアランス選択肢を変更する場合には、通常、改めてクリアランス実施の申告が必要である



金属リサイクル以外の目的での特定目的クリアランスと個別ケースクリアランスについては付録3に記す。

4. ドイツにおけるクリアランスの制度的枠組みの概要

4-1 ドイツにおけるクリアランス制度の概略経緯

ドイツではすべての放射性廃棄物を深地層処分する方針であり、クリアランスを行わないで管理区域からの撤去物をすべて放射性廃棄物として処分すると大容量の深地層処分場を確保する必要がある。そのため、最終的に放射性廃棄物として処分される廃棄物の量を減らす必要性が認識されており、早期からクリアランス制度が設けられ運用されてきた。

1977年に放射線防護令が改定された際には、「許可を要しない取り扱い」に関する核種別の線量上限が定められ、さらに1979年には原子力施設からの撤去物の種類・量・撤去頻度に応じてそれを規制するために、当時、連邦規制機関であった連邦内務省（BMI）の通達が出された。

その後、様々な変遷を経て、クリアランスの手続きやクリアランスレベルも整備されてきた。2000年に脱原発が決定されると、大量の廃止措置廃棄物の発生が予想され、それに対応するために、クリアランス制度が全面的に見直された。2001年に放射線防護令が改定された際には、それまでの勧告等を取り入れた統合的なクリアランス規定が作られ、現在のクリアランス制度の形となった。さらに、2007年、埋立や焼却を目的とするクリアランスに関する新しいレベルをSSKが勧告し、それが放射線防護令に取り込まれた。また、埋立や焼却によって年間処理できる廃棄物の量の制限も決められた。

一方、EUにおいては2013年に、国際放射線防護委員会（ICRP）の2007年勧告に沿って、線量基準10 μ Sv/年に基づく物質等の無条件クリアランスレベルを設定する欧州基本安全基準EU BSS（理事会指令2013/59/Euratom 2）が出され、2018年2月6日までに加盟各国がそれを国内法化することが求められた。EU BSSでは、金属に関する無条件クリアランスレベルが、従来の1 Bq/gから0.1 Bq/gに変更された。

それを受けてドイツでは、2018年にEU BSSを採り入れた改定放射線防護令が施行された。改定放射線防護令では、埋立や焼却、スクラップ金属、建築構造物などに関する以前の「他のクリアランスレベル」がEU指令に従って「特定目的クリアランスレベル」に変えられた。この改定により、金属の無条件クリアランスレベルが0.1 Bq/gとされ、それと同時に、今後増加する原子力発電所の解体から生じる金属のクリアランスを推進するために、クリアランスレベルを0.6 Bq/gとする「金属のリサイクルを目的とする特定目的クリアランス」という選択肢が設けられた。

なお、クリアランスレベルの変遷経緯については参考文献 [14] に詳しく記載されている。

4-2 クリアランスに関連する法令・文書等

クリアランスに関連する主な法令や文書を図4-1に示す。

ドイツにおけるクリアランスに関わる基本的な法令は、原子力法、放射線防護法、放射線防護令である。原子力法は原子力分野に関する最上位の基本法であり、原子力に係る連邦および州の立法・行政権限等を定めている。この法律は、連邦のみに原子力に関する立法権限を付与している。原子力法の下には施行令として各種の政令が制定されている。

クリアランスに関しては、原子力法と放射線防護法には一般的な事項が定められており、クリ

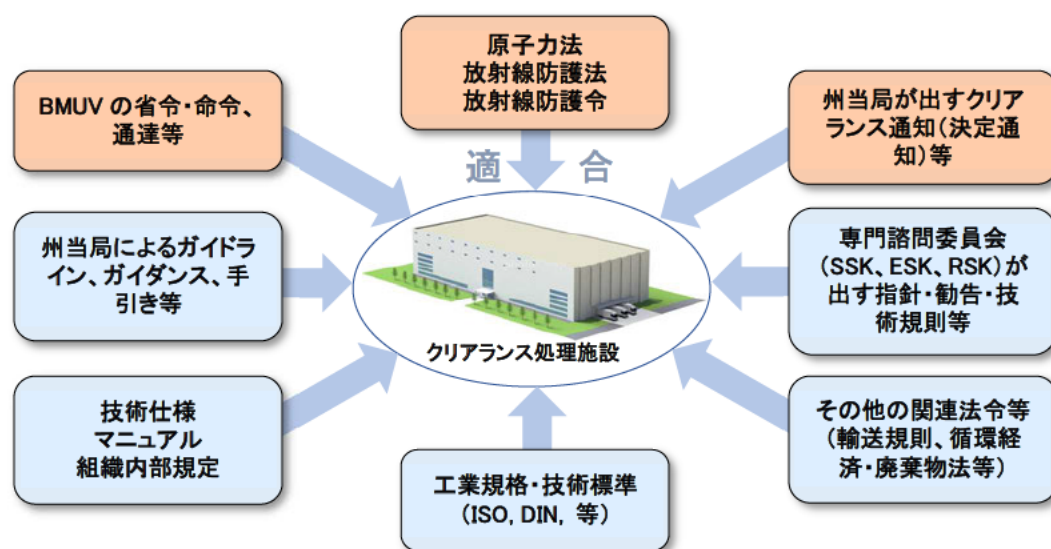


図 4-1 クリアランスに関連する主な法令・文書
（橙色の部分は明示的な拘束力を持つ文書）

アラランスに係る線量基準、クリアランスレベル、判定要件、認可手続き等の具体的な事項は放射線防護令に定められている。本報告書の付録 4 に放射線防護令の関連条文を記す。

連邦政府は、連邦法を全国で統一的に施行するため、州当局に対して法的拘束力を持つ一般行政規則を発行することができ、それには、原子力施設等から放出される放射性物質による被ばくを評価する際のパラメータ等を定める文書などがある。

法的拘束力を持つ文書を補足・補完する文書としては、BMUV が出す通達（廃止措置ガイドライン等）、政府の原子力関連専門諮問委員会として BMUV を支援する放射線防護委員会（SSK）、放射性廃棄物管理委員会（ESK）、原子炉安全委員会（RSK）が出す指針や勧告、原子力技術委員会（KTA）の技術規則や、その他の標準類（DIN 標準等）、マニュアル類などがある。指針類は法的拘束力を持つ規制文書ではないが、規制当局が規制活動の際に参照するものとして、間接的な法的拘束力を持っている。（諮問委員会については 4-3 章に記す。）

廃止措置に特化した規制文書には、BMUV の通達「廃止措置ガイドライン」、ESK の「廃止措置指針」がある。「廃止措置ガイドライン」が複数の法令、指針類、規則類に分散する廃止措置に関する規定の参照先、運用方法の方針を整理して示す文書であるのに対し、ESK の廃止措置指針は、バックエンドの専門諮問委員会が出す技術的指針であり、これには運転停止後、廃止措置への移行に際しての運転手順書の変更や原子力施設のシステム・機器等の分類変更など、より具体的な手順に関する考え方が示されている。

◆ BMUV の通達

BMUV は、各州と協議した後、標準、指令、規制ガイドライン、基準、勧告を通達の形で出す。そのほとんどは、原子力法の統一的な適用に関する各州の許認可・監督当局との合意に基づいて採択された規制である。

BMUV の通達は、原子力安全と行政実務の一般的な問題に関する許認可・監督を行う連邦機関の立場を述べるもので、それが原子力に関する州間委員会（LAA）において全会一致で決定されれば、すなわち当該課題に関する州レベルの当局の見解を示すものにもなる。この通達

は、州にとっては原子力法の実施に関するガイダンスとなる。また、州当局の権限の範囲内で許認可や監督活動を行う際の基準枠ともなる。これにより、様々な州において、可能な限り同じ基準に従って法律が実施されるようになる。

BMUV の廃止措置ガイドライン

BMUV は多くの通達を出しているが、廃止措置の規制については、「廃止措置ガイドライン」（原子力法に基づく原子力施設あるいは施設部分の廃止、安全貯蔵及び解体に関するガイドライン）がある。これは、原子力発電所の廃止措置に関する許認可・監督活動の実施に関連する様々な面を一つの文書にとりまとめ、廃止措置手続きの目的に沿って連邦と州が共通理解を形成し、既存の考え方と手続き手順の調和を図ることを主な目的として策定されたものである。このガイドラインの内容は連邦放射性廃棄物処分安全庁（BASE）の RS Handbuch（Manual on Reactor Safety and Radiation Protection）にも収められており、そのクリアランスに関する部分を本報告書の付録 5 に記す。

BMUV の廃止措置ガイドラインには廃止措置に関する次のような原則が記されている。

- ドイツにおけるすべての廃止措置の最終目標は、原子力法が定める防護目標、および各種国際基準に従って、原子力施設を原子力法に基づく規制から解放することである。また、クリアランスされていない残存施設を原子力法・放射線防護法に基づく管理の下に、別の用途に転用することで廃止措置を完了することもできる。
- プラントの全体あるいは一部の廃止措置を行うには、原子力法に基づく許認可が必要である。廃止措置の際に発生する放射能を帯びた物質等、放射化されたあるいは放射能に汚染された物体、建物、土地、施設あるいは施設の一部分を規制から解放するには、放射線防護令に基づくクリアランス手続きが必要である。管理区域外に由来するもので、放射化・汚染のないものは、クリアランス手続きなしに排出することができる。
- 廃止措置に係る安全評価に関する判断は、当該施設の放射性物質のインベントリ、システムの技術的な状況等によって決まる潜在的风险に応じて行われる。恒久停止された施設の廃止措置に係る安全評価にあたっては、建設・運転時に適用していた設計要件をそのまま使うのではなく、その時々々の施設状態を勘案する必要がある。
- 事故想定においては、未だ施設内に残っている放射性物質の種類や量、分布を考慮した事象シーケンスを想定する。廃止措置中であっても、原子力法が定める一定量を超える核燃料が残っている限り、引き続き関連する必要な要件を満たさなければならない。

◆ ESK および SSK の勧告

廃止措置や放射性廃棄物に係る許認可および監督の手続き、規則の策定、安全研究など、BMUV は現実の重要課題については ESK や SSK などの諮問委員会と協議する。これらの委員会は自らの発案で助言を行うこともある。また、課題によっては、州当局、専門組織、事業者、またはその他の技術専門組織も協議に加わることもある。

これらの協議の結果は、BMUV に対する意見書あるいは勧告の形にまとめられる。各州の許認可・監督当局は、その責任の一環として勧告や意見書についてサイト固有の視点から検討し、現実の課題に関して措置を講じる必要があるか否かを判断し、必要な場合には、どのような形で措置を講じるかを決定して、それに着手する。

諮問委員会の指針類は、規制適合の“考え方”を示す文書であり、規制に関する詳細な事項を記すものではない。一例として、ESK の廃止措置指針には、運転停止後の廃止措置への移行に際しての運転手順書の変更や原子力施設の設備・機器等の分類の変更など、廃止措置ガイドラインに比べてより技術的で具体的な手順についての考え方が記されている。

◆ 既存の技術規格・基準

さらに、原子力施設の建設と運転には、既存の技術標準、主としてドイツ規格協会（DIN e.V.）が定めた国家技術基準、国際標準化機構（ISO）の国際規格、国際電気標準会議（IEC）の規格が適用される。これらの既存の技術標準は、最低限準拠すべき標準であり、連邦および州がより厳しい要件を採用する場合には、それが優先する。

4-3 廃止措置等に関する安全規制体制と関連組織

(1) 廃止措置等に関するドイツの安全規制体制

廃止措置等に関するドイツの安全規制体制を図 4-2 に示す。

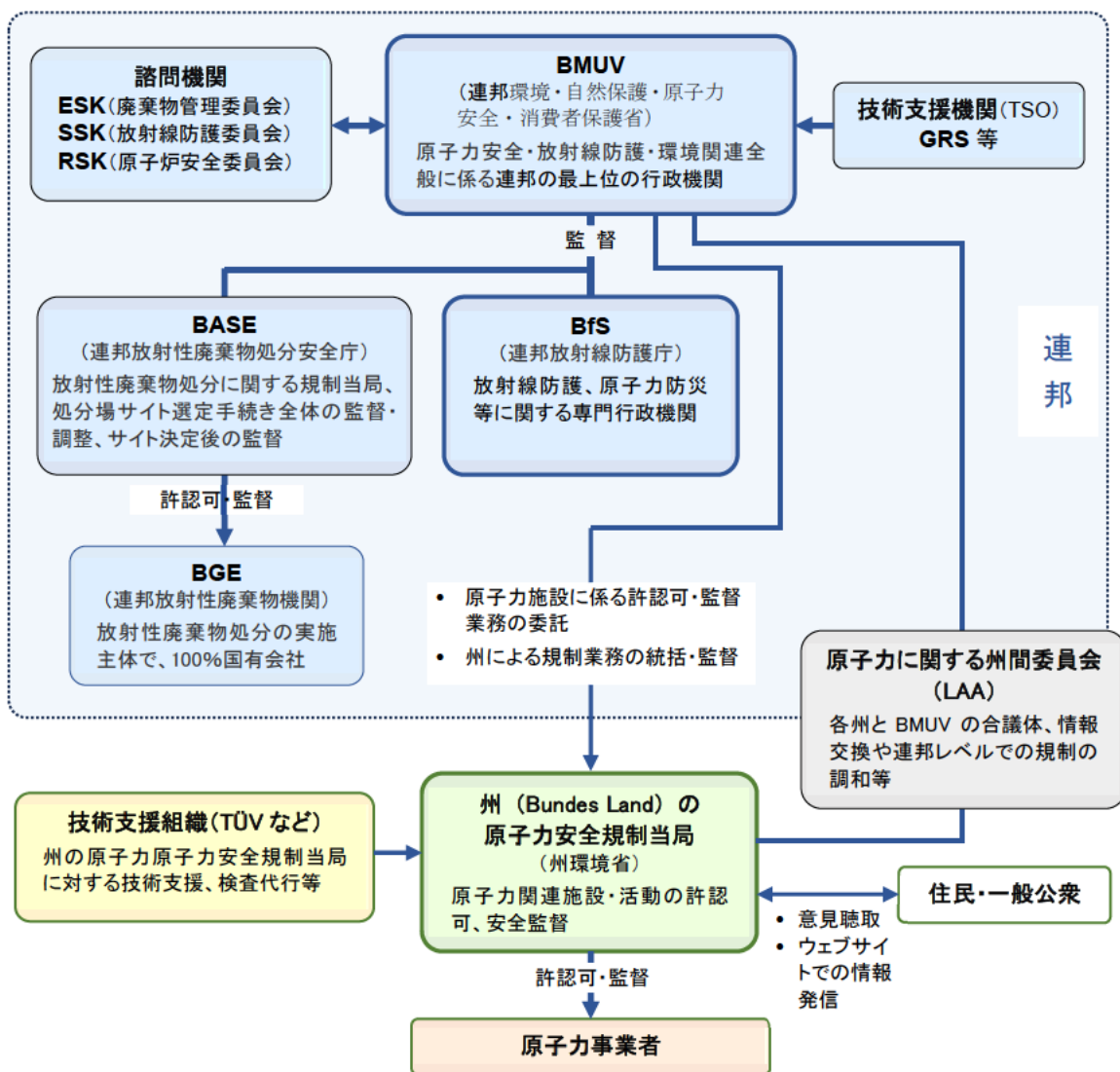


図 4-2 廃止措置等に関するドイツの安全規制体制

BMUV

BMUV(連邦環境・自然保護・原子力安全・消費者保護省)は、原子力分野の安全規制行政を監督する連邦の最上位の機関として、原子力安全規制に係る連邦機関の組織・人事・財務に関する責任を負うとともに、ドイツにおける原子

力安全・保安を統括（原子力施設安全を担当する部局の職員数は100名程度）。BMUVの所管事項には、規制政策の策定、規制指針等の策定（州の同意が必要）、法令等の施行に関する州当局に対するオリエンテーション、州の活動が統一的行われるための指導・監督、州による規制業務の遂行に係る命令（必要な場合）などが含まれる。なお、連邦原子力規制機関であるBMUVは、連邦議会の外部諮問機関や他の政府機関による規制上の影響は受けない。

BMUVの下には専門官庁として連邦放射性廃棄物処分安全庁（BASE）、連邦放射線防護庁（BfS）が置かれている。また、連邦政府の諮問機関として原子炉安全委員会（RSK）、放射線防護委員会（SSK）、放射性廃棄物管理委員会（ESK）があり、BMUVに対して専門家としての助言を行うとともに、各種の指針勧告を出している。

実際の原子力施設に係る許認可や監督（国内の原発がすべて停止された現在は、廃止措置や使用済燃料の管理・処分、放射性廃棄物の処理・処分に係る許認可・監督が主）は、原子力法に基づき、原子力施設が立地する州の当局（主に州環境省）がBMUVの委託を受けて実施。州当局の組織・人事・財務等の責任はそれぞれの州政府にある。（州政府の原子力規制業務に必要な人員は、原子力発電所ごとに約30～40名程度。例えば、バイエルン州環境省の原子力エネルギー放射線防護課の人員は約40名。）

連邦当局であるBMUVと州当局はそれぞれ、外部専門組織（技術支援組織：TSO）と技術支援契約を結んでおり、研究や検査業務等、幅広い活動を委託している。現在、BMUVの原子力TSOは設備・原子炉安全協会GRSであり、州当局の多くは、各地域の技術検査協会（TÜV）とTSO契約を結んでいる。

BASE

BASE（連邦放射性廃棄物処分安全庁）は、2014年に設置されたBMUVの下位機関（専門官庁）で、高レベル放射性廃棄物処分に係る許認可・監督を実施。また、高レベル放射性廃棄物処分場のサイト選定手続きの監督責任者でもある。2019年の法改正により、名称がBfEから「連邦放射性廃棄物処分安全庁」（BASE）に変更された。

BfS

BfS（連邦放射線防護庁）は、BMUVの下位機関（放射線防護・原子力防災に関する専門官庁）で、技術・科学専門機関として、特に、連邦監督の実施、法的・行政的手順の準備、政府間協力の面でBMUVを支援。放射線防護に関する専門的な立場から、核燃料の政府管理、低レベル放射性廃棄物処分場（Konrad）や高レベル放射性廃棄物処分場（Gorleben）などの処分場の建設・操業、核燃料・放射性物質の輸送許可、核燃料貯蔵の許可、放射線被ばく登録の監督、事故・トラブル情報の文書化、科学的研究の推進などを行う。BfEが活動開始する前は、連邦政府が設置する責任を有する放射性廃棄物処分場の建設・操業の実施主体であった。

RSK

RSK（原子炉安全委員会）は、BMUVの諮問機関として、BMUVに対して専門的かつ客観的な助言を提供。原子力施設の安全性に関する全ての問題についてBMUVに勧告する責任を負う。委員はBMUVによって任命され、任期は通常3年、最長6年まで可。

SSK

SSK（放射線防護委員会）は、BMUVの諮問機関として、電離放射線のリスク評価を行うとともに、専門的かつ客観的な助言をBMUVに提供。放射線防護に関する全ての問題について連邦環境大臣に勧告する責任を負う。委員はBMUVによって任命され、任期は通常3年、最長6年まで可。

ESK

ESK（放射性廃棄物管理委員会）は、**BMUV** の諮問機関として、バックエンド関連の問題を専門に扱う委員会。放射性廃棄物および使用済燃料の中間貯蔵、原子力施設の廃止措置、あらゆる種類の放射性廃棄物の最終処分などに関わる事項について **BMUV** に対して勧告を行う責任を負う。委員は通常 11 名で、**BMUV** によって任命され、任期は通常 3 年、最長 6 年まで可。委員会は、国際機関や州の **TSO**、学識経験者、原子力事業者に加え他国の規制当局者などで構成されるが、政府当局の諮問委員会という性格上、ドイツの連邦および州の当局者は入っていない。**ESK** の会合は原則非公開である。**ESK** の本委員会の下には、廃棄物の処理・輸送・中間貯蔵、最終処分、廃止措置の 3 つの小委員会が設置されている。

KTA

KTA（原子力技術委員会）は、規制者・メーカー・運転者それぞれの専門家間のコンセンサスに基づき、技術規則を策定・発行するとともに、規則の適用に関する支援を行うことを目的として、原子力事業者、メーカー、規制当局、**TSO** など専門家組織、研究機関、ドイツ工業規格（**DIN**）委員、その他のステークホルダー（損害保険会社、労働組合等）で構成される 5 つのグループが活動している。

GRS

GRS（施設・原子炉安全協会）は、**BMUV** に対する技術支援組織（**TSO**）。1977 年の業務開始以来、原子炉の安全性、最終処分場の安全性、および放射線防護の分野における専門組織として活動。**RSK**、**SSK** とともに、**BMUV** に対する助言・技術支援を行う。職員は約 450 名。時には州の許認可・監督当局からの依頼も受ける。

BGE

BGE（連邦放射性廃棄物機関）は **BfS** が担っていた放射性廃棄物処分の実施主体としての役割を 2017 年に引き継いだ、放射性廃棄物処分の実施主体で、100% 国有の有限会社。既存・建設中の処分場の操業者。また、「発熱性放射性廃棄物の最終処分場のサイト選定に関する法律」（「サイト選定法」）に基づいて、高レベル放射性廃棄物処分場のサイト選定手続きの実施者として、今後、候補地域及び探査サイトの提案、サイトの探査計画及び評価基準の策定、サイトでの探査の実施、予備的安全評価などを行う予定。原子力法に基づいて、連邦政府の委託を受けて放射性廃棄物処分場の設置・操業を行うことになっている。

LAA

LAA（原子力に関する州間委員会）は、連邦と州の常設委員会（合議体）であり、各州の原子力規制当局と **BMUV** の代表者で構成され、原子力法が国全体で可能な限り均一に施行されるように、原子力法の施行における連邦政府と州政府の活動の調整を行うとともに、各州の原子力認可・監督当局と **BMUV** が、合意に基づいて原子力法を統一的に適用するための規則類の作成等を行う。

LAA の役割は、原子力法の実施に係る連邦および州の活動に関する準備・調整を行い、必要に応じて、改定案を立案し、法的な規定および行政的規定を立案し、二次的な規制類を立案することである。**LAA** は、各州が早期にかつ全面的に立法に関与するための重要なフォーラムであり、連邦参議院による立法に参加する正式な権利を補完するものである。

この形の自発的な協力は、連邦がその監督権を遂行する上で一方的にとる正式な措置とは異なる。州の許認可・監督当局は、連邦政府の要請に応じて、法律の実施状況について報告する義務を負うが、そのために、連邦政府は報告書や文書の提出を要請し、すべての当局に委員を派遣することができる。また、**BMUV** は、最高の連邦機関として、州当局に対して拘束力のある個別の指示を出すことができる。

連邦は、自ら実質的な権限を行使することができる。すなわち、自らの権限として、州に指示を出すことで、問題に関する決定を行うことができる。ただし、いずれの場合においても、申請者または許認可の取得者に対する決定の実施については州が責任を負う。

TÜV

TÜV（技術検査協会）は19世紀に蒸気ボイラーの品質・安全・信頼性を確保するための検査機関として発足し、現在は国際的な組織になっている、産業界により設立された伝統ある独立な設備検査機関。政府に認められた（非営利）民間検査機関で、州規制当局の審査や検査を代行するとともに、州規制当局に対して技術面の助言を行う。

ドイツ連邦内に TÜV Süd、TÜV Rheinland、TÜV Nord の3大組織と6支部を持つ。産業施設／機器、自動車、家電製品、情報機器などの安全検査・認証・コンサルタント業務を行う。原子力関係では、クリアランスにも広範な経験を持ち、独立専門家組織として州の原子力規制当局の委託を受け、許認可審査、検査等を技術面で支援。

原子力法は、州の当局が原子力安全規制を行うに際して、技術面で TSO の支援を得ることを認めており、そのための費用は、関係事業者が負担することになっている。TÜV Nord は、州の原子力安全規制当局と TSO 委託契約を結び、事業者が提出する許認可申請書類の技術的なチェックから、発電所現場の検査の実施まで、幅広く規制当局の業務を代行している（許認可を行うのは州の当局）。TÜV Nord は原子力事業者からの業務委託は受けていないが、例えば、TÜV Rheinland は、原子力事業者による許認可申請書類の作成支援も行っている。

(2) 廃止措置等に関する州の安全規制当局

ドイツ原子力法およびその関連政令は、一部の例外を除き、連邦政府に代わって州によって実施される（これは、連邦の委託による州による執行と呼ばれる。ドイツ基本法第 87c 条および第 85 条、および原子力法第 24 条第（1）項第一文）。州政府は、原子力・放射線防護に係る許認可と監督の任務を州の最高位の局（省）に割り当てており、州の下部機関が原子力・放射線防護関連法の施行に関与することはほとんどない。表 4-1 と表 4-2 に、それぞれ各州の原子力・放射線防護所管当局と連邦との機能分担の概要を示す。

表 4-1 各州の原子力・放射線防護所管当局*

州	原子力・放射線防護所管当局
シュレースヴィヒ・ホルシュタイン州	エネルギー転換・気候保護・環境・自然省
メクレンブルク・フォアポンメルン州	気候保護・農業・農村地域・環境省
ニーダーザクセン州	ニーダーザクセン州環境・エネルギー・気候保護省
ハンブルク州	環境・気候・エネルギー・農業省 環境汚染管理・事業局
ブレーメン州	科学、女性、消費者保護担当上院議員 気候保護・環境・モビリティ・都市開発・住宅担当上院議員
ブランデンブルク州	ブランデンブルク社会・保健・統合・消費者保護省 ブランデンブルク内務省・地方自治省
ベルリン州	上院交通・運輸・気候保護・環境局
ザクセン・アンハルト州	科学・エネルギー・気候保護・環境省 労働・社会・保健・平等省
ノ르트ライン・ヴェストファーレン州	ノ르트ライン・ヴェストファーレン州労働・保健・社会省 ノ르트ライン・ヴェストファーレン州環境自然交通省
ザクセン州	エネルギー・気候保護・環境・農業省
テューリンゲン州	テューリンゲン州環境・エネルギー・自然保護省
ヘッセン州	ヘッセン州環境・気候保護・農業・消費者保護省

4. ドイツにおけるクリアランスの制度的枠組みの概要

ラインラント・プファルツ州	気候保護・環境・エネルギー・モビリティ省
バイエルン州	バイエルン州環境・消費者保護省 バイエルン州経済・地域開発・エネルギー省
バーデン・ヴュルテンベルク州	バーデン・ヴュルテンベルク州環境・気候保護・エネルギー省
ザールラント州	環境・気候・モビリティ・農業・消費者保護省

* ドイツ州政府の省庁名は頻繁に変更される。

表 4-2 連邦と州の機能分担

機能	連邦	州
規則	<ul style="list-style-type: none"> 法律および規制文書の策定 	<ul style="list-style-type: none"> 実施経験と実施上の必要性の観点からの参加 州の補足的な行政手続き（必要な場合）
許認可	<ul style="list-style-type: none"> 州当局による措置の合法性と適切性の監視 国の標準的な要件に照らした審査結果の適切性確認 	<ul style="list-style-type: none"> 申請書および通知に関する審査 許認可の発給
原子力施設の規制検査・評価	<ul style="list-style-type: none"> 州当局による措置の合法性と適切性の監視 国の標準的な要件に照らした検査・評価結果の適切性確認 	<ul style="list-style-type: none"> 原子力施設の監督と検査、施設の安全性および防護・予防措置の適切性に係る確認と評価
対策の実施	<ul style="list-style-type: none"> 州当局による措置の合法性と適切性の監視 国の統一的な要件に照らした実施結果の適切性確認 	<ul style="list-style-type: none"> 危険の回避、および安全・防護・予防措置の改善に必要な措置の実施
安全研究	<ul style="list-style-type: none"> 標準的な要件の策定のための安全課題の調査 	<ul style="list-style-type: none"> プラントごとの検討
事象・運転経験・実施に係る監督	<ul style="list-style-type: none"> 施設の安全性、および防護・予防措置の全般に関わるドイツおよび海外での事象の調査と評価 経験の反映に関する全国的な対処 	<ul style="list-style-type: none"> 施設の安全性、および防護・予防措置の観点からの事象の調査と評価
放射線防護、環境モニタリング	<ul style="list-style-type: none"> 一般公衆および連邦領土の放射線被ばくのモニタリング 	<ul style="list-style-type: none"> プラントごとの放射能放出・環境汚染（作業員および環境の放射線被ばく）のモニタリング
防災	<ul style="list-style-type: none"> 一般的要件の策定と計画 国境を越えた緊急事態への備え 国際報告システムへの参加 	<ul style="list-style-type: none"> 一般的要件の策定と計画への参加 プラントごとの緊急時対応
国際協力	<ul style="list-style-type: none"> 科学技術と原子力関係規則の最新状況を把握するための国際活動への参加、および国内目的のためのそれらの知識の提供 国際的義務の履行 安全上に関するドイツの関心の表明 	<ul style="list-style-type: none"> 国際的に文書化された科学技術の最新状況の考慮 国境に近い施設の係る主に二国間協定に基づく近隣諸国との協力への参加

4-4 Graded approach

ドイツでは、廃止措置を含むバックエンドに係る活動に、リスクレベルやリスクのスコープの違いを踏まえた **Graded approach** の考え方を原則的に適用することが原子力法に定められている。また放射線防護法は、放射線防護に係る規制監督を当該活動に関連するリスクの範囲と

性質を、可能な限り考慮した内容と間隔で行うことを定めており、**Graded approach** を推奨している。

そのため、ドイツでは、廃止措置の進展に応じてガイドラインや技術規則の適用範囲を決め、あるいは要件を緩和するほか、構造物・機器・系統の状況や放射線リスクに応じて各種仕様書・手順書等を、当局の承認を受けて順次改訂し、当局もこうした文書に基づいて監督を行うなど、**Graded approach** にあたる規制が行われている。

州当局の規制活動における **Graded approach** の考え方については、例えば、バーデン・ヴュルテンベルク州の原子力規制・監督当局である同州環境省が作成した文書「バーデン・ヴュルテンベルク州の原子力施設に対する規制監督方針」にその例が見られる。

その文書では、規制当局が事業者に対して是正措置などの介入を行う際に、まずは最も軽い是正措置から始めて、効果がない場合には、効果が現れるまで段階的に措置を重くしていく対応をとることにしている。また、施設の種類（原子力発電所、研究炉、貯蔵施設、その他）や施設のステータス（許認可発給前、運転中、運転終了後フェーズ、廃止措置中）に応じて、規制・監督の厳しさを考えることを考慮している。

廃止措置に関しては、廃止措置作業を複数の段階に分け、段階ごとに異なる要件（例えば、設備の安全上の重要度）に基づいて部分許可を発給するという運用が行われており、それを活用することで、廃止措置作業を柔軟かつ円滑に進めることができる。また、州当局によるクリアランス検認を受けるための手続きとして標準手続きが設けられているのも、**Graded approach** の考え方を反映したものと考えられる（5-3章参照）。

5. 金属のクリアランス手順と手続き

5-1 クリアランスプロセスの流れ(溶融処理を含む場合)

図 5-1 に、ドイツにおける溶融処理を行う場合のスクラップ金属の一般的なクリアランス手順と規制手続きの流れの概略を示す。

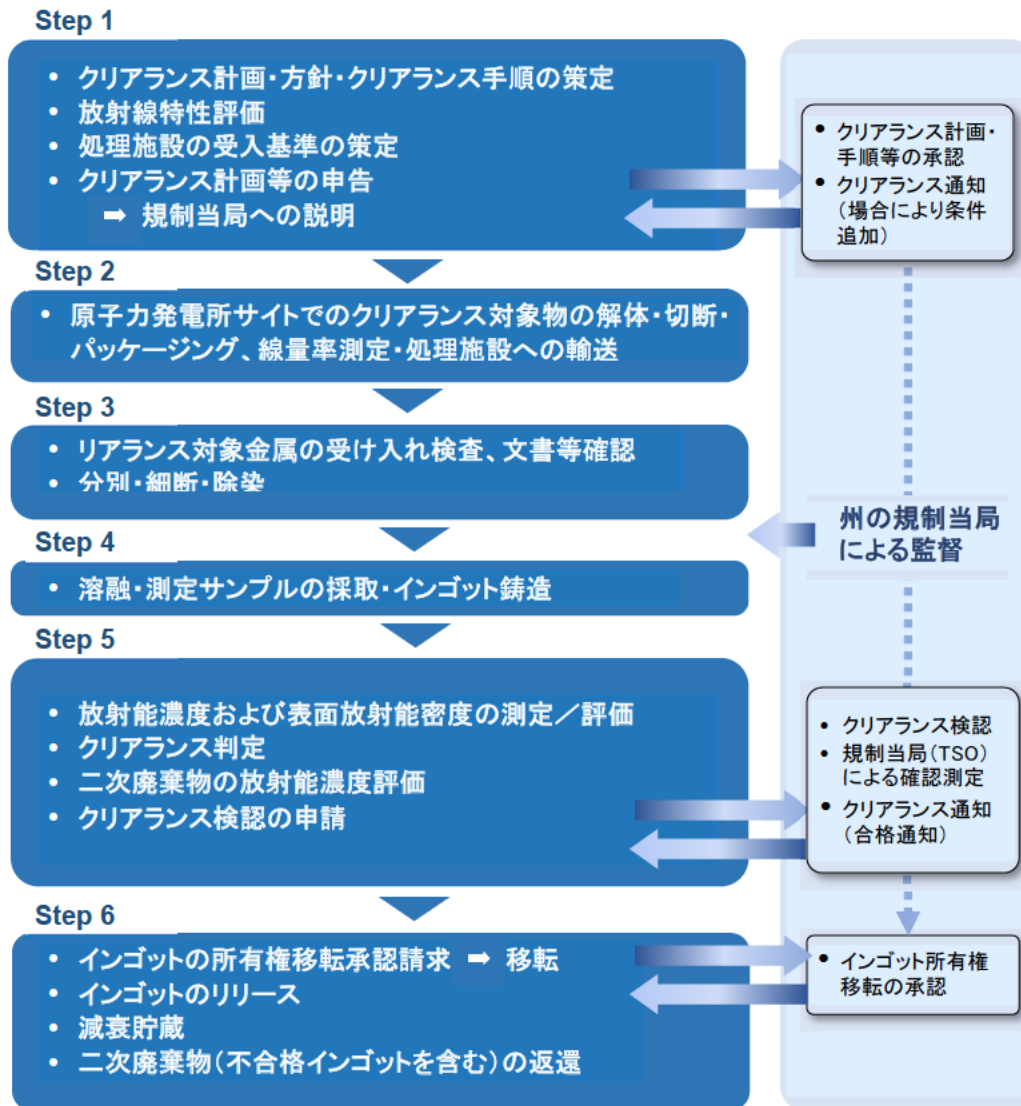


図 5-1 ドイツにおけるスクラップ金属のクリアランスの手順と規制介入の概要

図 5-1 に示すスクラップ金属のクリアランス手順は放射性廃棄物管理委員会（ESK）が一般向けに簡単にまとめた一般的なプロセス（参考文献 [3]）と、TÜV NORD のシュレースヴィヒ-ホルシュタイン州におけるクリアランス手順に関する解説（参考文献 [17]）を基に、諸文献からの情報を加えて作成したものである。また、図 5-2 には DIN 25457-4 に記されたスクラップ金属に関するクリアランス測定・評価プロセスの概要を示す。

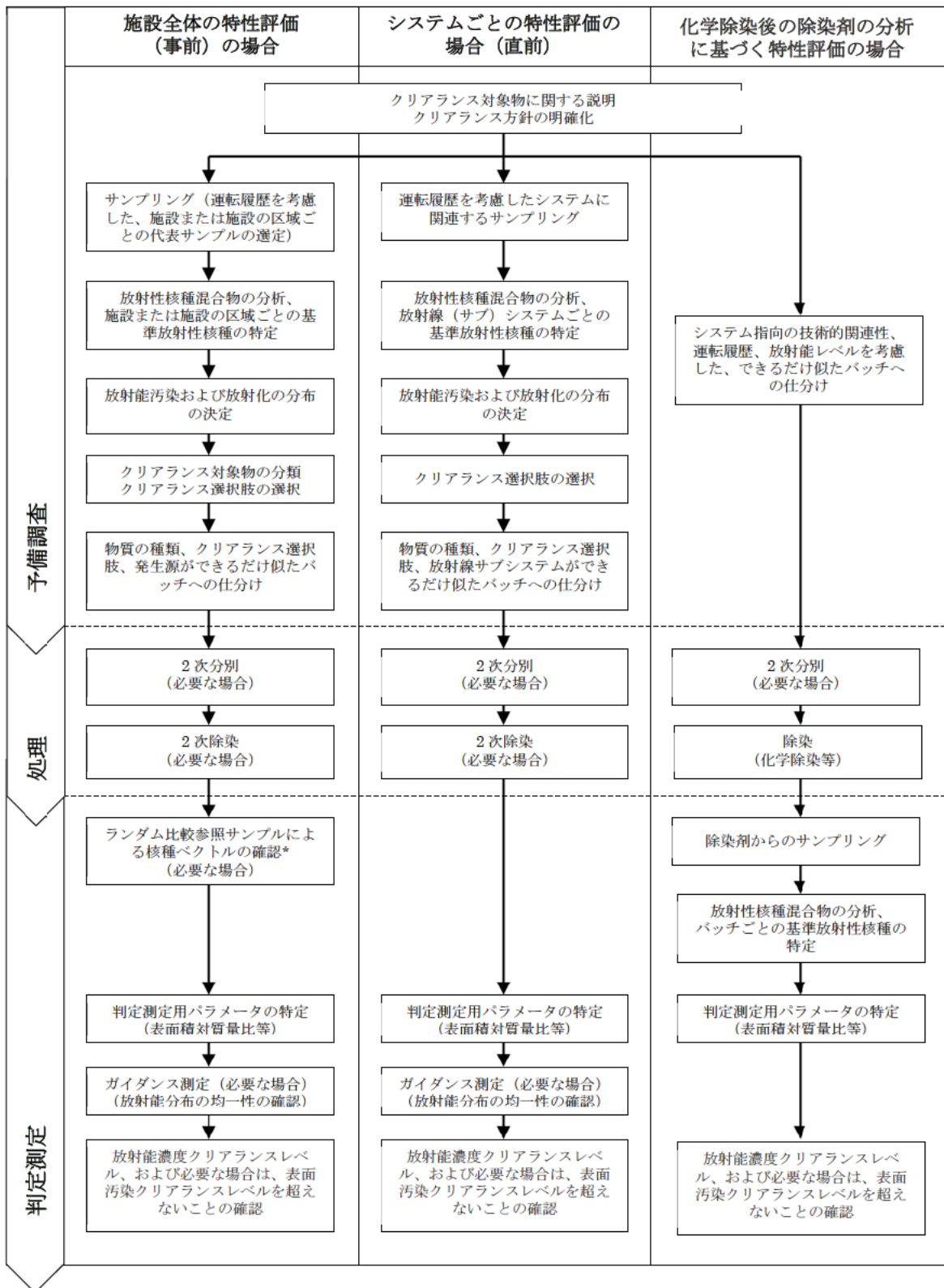


図 5-2 スクラップ金属に関するクリアランス測定・評価プロセスの概要 (DIN 25457-4)

ドイツではクリアランスに係る規制活動は州の規制当局 (州の環境省) が行っており、すべての州でクリアランスの手順が同じだとは限らず、実際の手順の各ステップでの監督の範囲や手

続き等については、州の間である程度の違いがある。

図 5-2 に示す DIN 25457-4 のスクラップ金属に関するクリアランスプロセスには、解体前に施設全体に関して放射線特性評価を行うケース、解体直前にシステムごとに特性評価を行うケース、および除染中に除染剤サンプリングに基づいて特性評価を行う場合の、3 つのケースのプロセスが示されている。今回聴き取りを行った TÜV Nord が関わっている範囲では、解体前のシステム除染後の状態で施設全体に関して放射線特性評価を行うケースが主であった。

5-2 一般的な事項

ドイツでは、放射性廃棄物の処理・処分に関する責任が廃棄物発生事業者と連邦の間で分担されており、廃棄物を処分できる形にして連邦の放射性廃棄物処分組織に引き渡すまでの責任は発生事業者が負い、最終的な処分は連邦の責任で行われる。また、その中間機能として、原子力施設の立地州は、放射性廃棄物の収集施設と中間貯蔵施設を持つことになっている。

クリアランスにおいては、放射性廃棄物がクリアランスされて非放射性廃棄物になった時点で、発生事業者は当該廃棄物の所有権を他の者に移転することができるが、クリアランス認可の申請は処理事業者が行わなければならない。

◆ クリアランス事業の許可

表 5-1 に示す者のみがクリアランス処理の実施に係る認可申請を行うことができる。表 5-1 に示す許可取得者ではない者がクリアランス処理を行うためには、新たに州の所管当局から事業許可を取得する必要がある（放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 3 に基づく許可）。

一般論として、原子炉施設、燃料製造施設、中間貯蔵施設のように潜在的な危険性の高い施設の建設とは違い、クリアランス処理施設の場合には、フルスコープの安全審査は行われず、安全評価も比較的簡単である。

どの程度の安全評価（作業員および公衆に関する被ばく評価）が必要かは、建設に係る許認可申請の内容を見て、州の規制当局がケースバイケースで判断する。判断は州によっても違い、一律に決められてはいない。その際の判断の基になるのは施設の操業に伴うリスクの大きさ、すなわち、扱う放射性物質の放射能インベントリ、事象時に放出される放射性物質の量などである。この場合、事前協議に基づき、graded approach を適用して、安全評価の程度を決めることが推奨されている。

◆ 州による監督と TSO の関与

スクラップ金属のクリアランス処理は、それを行う事業者の許可から、クリアランス方針・計

表 5-1 クリアランス認可申請ができる者

放射線防護法第 12 条の記述	具体的な適格者
原子力法第 6 条に基づく許可の取得者	核燃料の貯蔵に関する許可の取得者（原子炉の建設・運転許可の取得者はその許可の下に申請可能）
原子力法第 7 条に基づく許可の取得者	核燃料の製造、処理、加工、原子炉での利用、または照射核燃料の再処理のための固定施設を建設／運転に関する許可の取得者
原子力法第 9 条に基づく許可の取得者	上記以外の施設で、核燃料を処理、加工、その他の方法で利用する許可の取得者
原子力法第 9b 条に基づく計画の承認あるいは許可の取得者	連邦または州の廃棄物集積施設・廃棄物中間貯蔵施設・廃棄物処理施設の建設、運用に関する許可の所得者
放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 1 に基づく許可の取得者	電離放射線を発生させる施設の運転に関する許可の取得者
放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 2 に基づく許可の取得者	試験研究炉の照射設備を用いた生物の照射に関する許可の取得者
放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 3 に基づく許可の取得者	免除レベルを超える放射能レベルの他の放射性物質の取扱いに関する許可の取得者

画の策定や放射線特性評価、クリアランスされた物質等のリリースや二次廃棄物の返還まで、すべての工程が州（Bundesland）の規制当局による監督の下に行われる。そのためにクリアランスガイドラインを持つ州もある。

州による規制活動には、専門の技術組織（多くの場合は当該地域の TÜV）が州との委託契約（協定）に基づいて技術支援組織（TSO）として技術面で関与している。

TSO の役割には、技術的な審査・確認、管理区域内の物の解体、分解、除染に関わる確認、判定測定用の装置など、放射線防護測定に関わる装置の初期試験や運用に関わる確認、クリアランス測定（判定測定）結果の確認などが含まれ、定期的に使用されている測定装置の供用期間中試験に立ち会うこともある。

◆ クリアランス通知

クリアランス計画等の申告に関する所管当局による審査の結果やクリアランス申請の認可はクリアランス通知（clearance notice）をもって処理事業者に伝えられる。クリアランス通知は、申告・申請の内容に基づく要件を含み、法的な性格（拘束力）を持つ文書であり、処理事業者の放射線防護責任者は、クリアランス通知に記された要件等を確実に順守しなければならない。

◆ クリアランス認可を受けた者の義務

放射線防護令第 42 条は、クリアランス認可を受けた者（認可取得者）の義務として以下の事項を定めている。

- 認可取得者（処理事業者）の放射線防護責任者はまず、クリアランスされた物の利用、処分、保有または第三者への譲渡が予定されるそれぞれの物質量または部分質量がクリアランス通知の内容に適合していることを確認しなければならない。
- 認可取得者の放射線防護責任者は、クリアランス通知の内容への適合性を確認する上で必要な放射能濃度の測定（クリアランス測定）およびその結果を文書化しなければならない。
- 認可取得者の放射線防護担当者は、クリアランスの認可要件のいずれかが満たされなくなった場合、その旨を直ちに所管当局に届け出なければならない。

◆ 情報等に関する責任

州の規制当局に対しては、処理委託者が提供する放射線特性評価データも含めて、処理事業者が責任を負う。クリアランスプロセス、したがってそれに使われるデータに矛盾がないこと（consistency）に関する責任も、クリアランス認可の取得者（溶融施設の所有者）にある。処理事業者は、処理委託者から受け取ったデータのすべてを規制当局に提出するわけではない。

◆ 情報の公開

TÜV Nord によれば、規制当局による審査の内容は基本的に公開されるが、その裏付けとなる処理委託者の非公開情報については、ケースバイケースで公開されることも、されないこともある。ただし、情報公開法^{注 5-1}に基づく国民からの開示要請がある場合には、当局は国民に情

^{注 5-1} ドイツでは、環境政策に係る情報公開法は 1994 年に制定されたが、一般的な行政に係る情報公開法は 2005 年になって制定され、2006 年 1 月から施行されている。州レベルでは、ブランデンブルク州（1998 年）、ベルリン州（1999 年）、シュレーズヴィヒ・ホルシュタイン州（2000 年）、ノルトライン・ヴェストファーレン州（2001 年）の 4 州が連邦に先行して一般的な情報公開法を制定している（いずれも、連立与

報を提供する義務を果たすために申告者（申請者）から入手した非公開情報を公開することもあり得る。

所管当局は、情報開示の請求がない限り、積極的に情報を一般に公開する義務は負っていない。しかし、広報活動やパブリックアクセプタンスを進めるという点では、ステークホルダーの関与が有益だと考えられている。

原子力法に基づく許認可プロセスについては、一般市民の参加が義務付けられており、公聴会が許認可プロセスの一部になっており、そこでは通常、安全評価書、簡単な説明、環境影響評価報告書などの文書が公開される。

5-3 ステップごとの手順

以下、図 5-1 のステップに沿って各手順の内容およびそれに関連する事項について記す。手順は州によって異なることもある。

Step 1

クリアランス計画・方針、クリアランス手順の策定、放射線特性評価、クリアランス計画等の申告 → 規制当局への説明

Step 1 には、クリアランス計画やクリアランスプロセスに関する手順書の作成からクリアランス計画の申告までの作業が含まれる。

クリアランス手順書

クリアランス処理事業者は、業務手順書の一部としてクリアランス手順書を作成し、クリアランス申告に係る承認の過程で所管当局による承認を得る必要がある。クリアランス手順書には、クリアランスの対象とするスクラップ金属に関するクリアランス方針の策定、放射線特性評価の内容とそれから得られるデータ、クリアランスの種類、クリアランス処理作業の内容、クリアランス測定の方法、クリアランス測定の結果の規制当局による確認（検認）、検認後の金属の事業所外への搬出まで、すべての手順を定める必要がある。

州の規制当局がクリアランスの規制に関するガイドライン等を作成している場合には、クリアランス手順書にそれを反映する必要がある。

◆ 放射線特性評価

クリアランスプロセスの初期段階での最も重要な作業はクリアランス対象物候補に関する放射線特性評価（予備的な放射線測定）であるが、それはドイツではプラントの除染などとともに廃止措置作業の一環として行われる。放射線特性評価の内容には、通常、クリアランスに必要な事項も含まれ、代表サンプルに関する放射線検出器を用いた測定や放射化学分析などによる測定に基づき、運転履歴を考慮して、クリアランス対象金属の汚染の状況・性状、汚染物質である放射性核種の種類、分布、組成などが評価される。場合によっては、測定対象物中の放射能濃度分布の均一性を確かめるために追加の測定が必要になることもある（特に溶解を行わない場合）。また、必要な場合には、事前に除染を行ってから放射線特性評価が行われることもある。代表サンプリングの採取方法等は、手順書に記された（あるいは別途作成された）サンプリング方針に従って行われる。

党社会民主党と同盟 90/緑の党の政権下での制定)。

ドイツにおける放射線特性評価の内容は概ね IAEA の推奨に沿っているとのことである（参考として付録 10 に GSG-18 の放射線特性評価に関する部分を抜粋して示す）。

放射線特性評価にあたっては、プラント、プラントの部分、あるいはシステムの代表的な場所でサンプルを採取し、サンプル中に存在するすべての放射性核種（アルファ、ベータ、ガンマ線放出核種）に関する核種分析（放射化学分析など）が行われる。（通常、重要なすべての放射性核種の核種ベクトルを決定できるように、いわゆる「完全分析」を行う必要がある。）その際には、運連履歴に基づき ORIGEN などの核種生成消滅計算コードを用いた解析によって放射能濃度が求められる場合もある。それによって放射性核種の放射能濃度比データ（核種ベクトル）と放射能の分布が決定される。なお一般的に、放射能濃度を定める平均化質量は、測定単位である 300kg を大幅に超えないようにする必要がある。放射線特性評価の**最重要アウトプットは、クリアランス測定（評価）に使われる放射性核種の放射能濃度データ（および核種ベクトル）**である。放射能濃度の測定・評価には C0-60 や Cs-137 を key 核種とするスケーリングファクタ（SF）が使われることもある。（なお、アルミニウム等については必ずしも SF が適用できない。）

クリアランス対象金属は、放射線特性評価の結果に基づき、クリアランスの種類（無条件クリアランス、特定目的クリアランス）に従って初期の物質分類が行われ、物質の種類や発生源に関してできる限り均質なバッチに分類される。

放射能濃度評価の対象とする核種は処理委託者または処理事業者が決定し、クリアランス測定方法、放射線検出器などは、実際にクリアランス測定を行う処理事業者が定める。

放射線特性評価での表面汚染測定には、直接的方法と間接的方法（拭き取りサンプルを使った測定など）が使われる。汚染の浸透がある場合には測定の不確かさが著しく増すために、それらの方法と他の測定方法を組み合わせて使うことが望ましい。

◆ クリアランス申請（申告）

クリアランスプロセスを実施するには、クリアランス処理事業者が州の規制当局に対してクリアランス申請（申告）書（application）を提出する必要がある。申告を受けた規制当局は、まず申請者が放射線防護法第 12 条の定める適格者であることを確認する。

規制当局がクリアランス・リサイクルの可否と適切性を確認するには、**スクラップ金属の決定からクリアランス検認を受けた金属の払い出しまでのクリアランスプロセスの個々のステップを明確に確認する必要がある**。クリアランスのプロセスは、処理事業者と処理委託者の内部規定に従って管理されるが、多くの州では、処理施設が設ける諸々の要件（処理事業者の受入条件など）が確実に実施されるように、それを当局に提出し予め承認を受ける必要がある。**当局による確認事項は州によってかなり異なる**。例えば、TÜV Nord が関わっているケースでは、放射線防護上必要な事項（施設の受入基準を含む）のみが確認され、処理施設の細かな受入条件等は処理委託者と処理事業者の間の委託契約の問題であるとされ、確認の対象にはなっていない。

規制当局は、クリアランスプロセスの手順を承認する前に、必要なすべての要件が満たされることを文書によって確認する。そのため、申請書にはクリアランス計画に加えて、クリアランス手順書や処理事業者の受入基準など、必要な文書が添付される。

州によっては、処理事業者が行う検査や測定と TSO が実施する監督のすべてを記載し、検査や測定の実施者が署名する「クリアランススケジュール」が使われることもある。このクリアランススケジュールを使うことで、すべての作業や検査が確実に行われるとともに、クリアランスに係る図書作成が容易になる。

州の規制当局は、TSO の支援を得て、クリアランス申告と添付文書の内容の適切性を審査し、適切であれば、各々の手順や方法等について申請者と合意し、合意事項をクリアランスプロセスの実施に係る要件とし、TSO が行う検査の範囲と深さを決定し、申告内容を承認して、クリアランス通知で処理事業者の放射線防護責任者に伝える。その際、付帯要件が付けられることもある。クリアランス通知は、処理事業者の放射線防護責任者によるクリアランス通知の遵守状況を規制当局が随時確認することを前提条件として出される。

クリアランス通知の受領後は、処理事業者は、クリアランス通知に記されたすべての要件に適合するようにクリアランス処理事業を運営・管理しなければならない。

工程の途中でクリアランスプロセスの変更につながる事由が生じた場合には、当局の承認の下に監督手続きに従って、クリアランス通知（決定通知）に明記された基本的な運用規則に対するすべての変更が実施されるまで、物質等のクリアランス作業を行ってはならない。

クリアランスに関連して作成される文書は少なくとも 30 年間は保管しなければならない（放射線防護令）、それによりクリアランス物の追跡可能性が確保される。

Step 2

原子力発電所サイトでのクリアランス対象物の解体・切断 パッケージング、線量率測定・処理施設への輸送

◆ クリアランス対象物の輸送

クリアランス対象物のクリアランス処理施設への輸送に先立ち、処理委託者である発生事業者は処理施設の廃棄物受入基準（WAC）に適合するように、必要に応じてクリアランス対象物の解体・切断等を行ったうえで、受入基準が指定する輸送容器に収め、容器表面の放射線線量を測定する必要がある。

Siempelkamp Metallurgie 社の CARLA 施設の例では、クリアランス対象金属の輸送は、200 l ドラム缶や鉄箱、または標準的な ISO 20 ft コンテナ（内法：幅 2.3m×長さ 5.9m×高さ 2.3m）に収納しトラック輸送される。大量のバルク材の場合は、ISO コンテナにバラ積みして搬入することも可能。CARLA 施設構内での搬送設備（クレーン等）の制約から、荷姿は、最大でも 40 フィート ISO コンテナと同じ方式で荷下ろし可能なサイズ（上記の寸法）とし、重量 24 トンまでに制限されている。

輸送はすべて輸送を行う者（輸送業者）の責任で行われる。放射性物質の国内輸送に関する規制・監督は、放射線防護法第 184 条に基づいて、連邦政府に代わって州の所管当局によって行われており、輸送に当たっては州の所管当局による許可を取得する必要がある。

輸送に際しては、道路による危険物の国際輸送に関するヨーロッパ協定（ADR）に従い、定められた手順に従って輸送パッケージの放射能濃度を決定する必要があるほか、コンテナごとに詳細なリストを作成する必要がある。リスト記載事項には、コンテナの識別番号、総重量（グロス重量、コンテナ重量を除く正味重量）、収納物の説明、全放射能、核種別の放射能濃度、表面線量率（コンテナ表面から 0 m と 1 m の距離での線量率）がある。ウランを含む場合には、その濃縮度と重量も必要である。

輸送の申請／手配にあたっては、処理委託者が、処理によって生じる二次的な放射性廃棄物および残留物を引き受ける旨の申告書、ならびにその申告書に対する所管当局の確認書が必要となる。処理施設が二次廃棄物等を委託元に返還する際にも同様な手続が必要になる。

ドイツにおける放射性物質の陸上輸送は、IAEA の輸送規則に準拠した危険物輸送規則（道路

による危険物の国際輸送に関するヨーロッパ協定：ADR) および鉄道による危険物の国際輸送に関する規則 (RID) の対象であり、さらに原子力法およびドイツ放射線防護法の規定も適用される (本報告書の付録 9 を参照)。

Step 3

クリアランス対象金属の受け入れ検査、文書等確認 分別・細断・除染

◆ 受入検査、受入基準

クリアランス処理施設での作業はクリアランス対象金属の受け入れから始まる。通常は、スクラップ金属の受け入れに先立って、処理事業者は処理委託者から受け入れに必要な書類を受け取り、その内容を予め確認する。受け取る書類に含まれる主な情報は、① 処理施設の受入基準 (WAC) が満たされていることを示す情報、② 処理委託者から処理施設への輸送物に関する情報、および ③ 放射線特性評価の結果であるが、詳細は処理委託者と処理事業者の間の委託契約で決められる、

① WAC が満たされていることを示す情報

TÜV Nord は、処理施設の WAC の主要な内容として下記の項目を挙げている。

- 溶融/処理施設の許可要件 (施設/貯蔵施設について許可された総放射能、許可された物質の質量、核燃料物質の含有量)
- 放射線防護に係る要件 (線量率、非固着性の表面汚染、アルファ線放出核種による汚染)
- 労働安全衛生基準に係る要件 (物質の組成、塗装/コーティングがないこと、中空密閉スペースがないこと、溶融炉に投入できる寸法)
- クリアランスレベルを満たすための要件 (最大総放射能、例えば Co-60 の最大比放射能、放射化)

Siempelkamp Metallurgie 社の場合の受入基準を本報告書の第 6-2 章に記す。

② 輸送物に関する情報

Siempelkamp Metallurgie 社の場合、処理委託者から予め輸送コンテナごとに詳細なデータリストを受け取っている。このデータリストには、容器の識別番号、総重量、内容物の正味重量、内容物に関する説明、全放射能、核種ごとの放射能濃度、クリアランス対象物収納容器の表面線量率 (容器表面から 0m および 1m の距離での線量率) 容器の表面汚染、ウランが含まれる場合にはその重量と濃縮度が記される。

③ 放射線特性評価の結果

Step 1 に記した放射線特性評価の結果については、Siempelkamp Metallurgie 社の場合には処理委託者が測定・評価した値をそのまま使い、自ら測定・評価し直すことはないとのことであるが、TÜV Nord によれば、処理事業者が評価対象核種を決めるケースもあるとのことである。

なお、二次廃棄物および残留物が処理委託者に返還される場合には、処理委託者がそれらを引き受ける旨の申告書、およびその申告書に対する処理委託者を所管する当局の確認書が必要であり、それは処理事業者が当局に提出する受入届にも添付される。

◆ クリアランス処理施設における溶融前分解・切断

クリアランス対象物を溶融する前には、必要に応じて、最終的な分解・切断といった前処理が行われる。切断は溶融炉へのスクラップ投入を容易にするために行われる。Siempelkamp Metallurgie 社は、分解・切断のために、450 トン油圧せん断機、移動式油圧せん断機、ワイヤソー／切断機、プラズマバーナー／ガスバーナー等を備えている。

クリアランス対象物に放射化された部分がある場合には、その部分を切削除去することもある。

◆ クリアランス処理施設における溶融前除染

溶融前除染については、ケースバイケースで、行われる場合も行われなかった場合もある。TÜV Nord の説明では、通常は、溶融前除染は行われず、廃棄物受け入れ基準を満たすために塗装やコーティングを除去するためにのみ除染が行われるとのことであるが、Siempelkamp Metallurgie 社の資料には、溶融前除染が標準的なステップとして記載されている。概して、ドイツでは除染については、解体前のシステム除染に重きが置かれているようである。ただし、無条件クリアランスを行う場合で、最終的なインゴット中の Co-60 の放射能濃度がクリアランスレベルを超える可能性がある場合には、除染作業が必須になる。それは、クリアランス測定で最も重要な核種である Co-60 が溶融によっては除去されないためである。

なお、IAEA の GSG-18 (参考文献 [8]) は、溶融処理とは関係なく、次のように定めている。

「放射能分布が局所的に不均一であるために放射能濃度がクリアランスレベルを超える場合が予想され、放射能濃度のばらつきを妥当な程度に制限することが重要である。通常は、10 倍までのばらつきは許容される。特性評価の際に特定された、放射能濃度がクリアランスレベルよりも顕著に高い物質あるいは表面の部分（ホットスポット）については、構造物や機器の解体または取り壊しを行う前に除染することを検討すべきである。規制機関は、クリアランス対象物質の内部あるいは表面にホットスポットがある場合に、それを検出し管理するために、現行の平均化基準に追加するモニタリング基準を承認または規定すべきである。」



通常用の吊り軌道ブラスト除染装置



管内面汚染除去装置

Siempelkamp Metallurgie 社の CARLA 施設には、汚染されたスクラップを除染するために、通常用の吊り軌道ブラスト装置（900 mm φ × 1,200 mm まで除染可能）と配管用ブラスト装置（内径 20～200mm、長さ 1m まで除染可能）の 2 種類のブラスト装置が設置されている（図 5-3）。

図 5-3 Siempelkamp Metallurgie 社の除染装置

(参考文献 [21]より)

◆ クロスコンタミネーションの防止

クリアランス対象金属を取り扱う際には、キャンペーン法式をとって異なる処理委託元からの金属の接触を防止するとともに、厳格なプロセス管理による物質フローの管理などによって、キャンペーン間でのクロスコンタミネーションを防止する必要がある。

クロスコンタミネーションの防止策は、ケースバイケースであるが、TÜV Nord は次の事項を

挙げている。

- 一度に処理する金属を一つの処理委託者からのものに限定する。
- 異なる処理委託者からの金属を別々に保管する。
- 各バッチの処理後に、汚染の検査を含めて、作業区域を清掃する。また、作業中は常時放射線測定を行う。

クロスコンタミネーションの経験はほとんどないとのことである。

Step 4

溶融・測定サンプルの採取・インゴット鑄造

◆ スクラップ金属の溶融

溶融処理には、一部の放射性核種を高い割合で除去できること、クリアランス測定が容易になること、減容率が大いこと、処理製品が安定で取扱性がよいなどの利点がある。

スクラップ金属の溶融には誘導炉が使われている。Siempelkamp Metallurgie 社の場合、溶融速度だけでなく、電磁攪拌能力を考慮して、容量 3.2 トンの中周波誘導炉（溶融速度：2 トン/時）が採用されている。

Siempelkamp Metallurgie 社の CARLA では、溶融炉は施設内の負圧に維持された内部ハウジング内に設置されている。この溶融炉は主に鉄スクラップの溶融に使われるが、耐火物（るつぼ）を置き換えることで非鉄金属を溶融することもできる。



図 5-4 Siempelkamp Metallurgie 社の誘導炉
(参考文献 [21]より)

◆ 溶湯・インゴットの組成の均質性

TÜV Nord によると、ドイツでは、誘導炉を使った溶融処理では、高温と対流攪拌効果による溶湯の均質性が、長年にわたる鑄造業等の経験に基づき、一般的に認められた事実であると考えられており、インゴットの非均質性が問題になることはないとのことである。ただし、随時、同一溶融バッチから採取した複数のサンプルに関する測定によって、均質性の確認が行われるとのことである。

◆ 溶融前除染および溶融による核種ごとの放射能濃度比(スケーリングファクタ)の変化

TÜV Nord によれば、原子力事業者が放射線特性評価時に算出したスケーリングファクタ (SF) は、金属の溶融時に放射性核種の移行・分配が生じるために、溶融後の放射能濃度の評価には使われず、SF が使われる場合には、処理施設において溶融時の核種分配係数(移行係数)を考慮して修正した SF が使われるとのことである。

また、TÜV Nord の見解では、溶融前に物理的な除染(ブラスト除染など)が行われても SF の変化は無視でき、Ni-63 等の放射能濃度は、Co-60 を key 核種とする元の SF を用いて評価できるが、酸などを使う化学的に行われた場合には SF が変化する可能性があるという。

◆ 希釈の禁止

放射線防護令第34条は、クリアランス測定・評価の対象物の放射能濃度を下げてクリアランスレベルを満足することを目的として、放射能のない、あるいは放射能濃度が低い物質等を意図的に混合し希釈することを禁止しているが、TÜV Nordは、スクラップ金属の溶融処理は、クリアランス対象金属に他の一般スクラップ金属を混合するものではなく、「均質化・除染」であって「希釈」には当たらないとしている。

◆ 溶融処理の利点：溶融除染とクリアランス測定の容易化

TÜV Nordは、溶融処理の利点として、① ストロンチウム、セシウム、銀、ヨーロッパウム、アクチニド同位体核種の多くが溶融過程で除去される溶融除染の効果と、② 汚染が不均一で複雑な形状のスクラップ金属や、アクセスできない表面を持つためにクリアランス測定が困難なスクラップを均質なインゴットにすることで、クリアランス測定が容易になり、労力が大幅に節減できるという点を挙げている。また、H-3（トリチウム）やC-14は溶融過程でほとんどが除去されるので、初めから放射能濃度評価核種として選択する必要がないとしている。

ただし、TÜV Nordは、溶融時の核種の移行係数(分配係数)が誘導炉の仕様や溶融温度によって異なってくるため、文献調査によるのではなく、実際に使う誘導炉を用いて測定することを推奨している。

上記①の効果の程度を見るために、本報告書の付録7の表A6-1に示す核種ベクトルの例について、溶融効果（ストロンチウム、セシウム、アクチニド等に関する%単位で表した除去割合をパラメータとして $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与率を計算した結果を表5-2に示す。

溶融除染の効果が無い場合にはCo-60とCs-137の $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与率がそれぞれ61.1%、35.5%であるのに対して、除去割合を比較的保守的な80%および90%と仮定した場合にはCo-60/Cs-137の寄与率は、それぞれ88.5%/10.3%、93.8%/5.5%となる。さらに95%の除去割合を仮定すると、Co-60の寄与率だけで96.7%となり、 $\Sigma(D_j/C_j)$ のほとんどの部分がCo-60の寄与になり、クリアランス測定に際してCo-60のみを考慮すればよいことがわかる。

表5-2 溶融による核種の除去割合とCo-60およびCs-137の $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与率

核種	v_i (%)	R_i (Bq/g)	W_i ($\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与、%)					
			第1列の*印のついた核種が除去される割合					
			0%	70%	80%	90%	95%	100%
Fe-55	42.271	1000	0.009	0.012	0.013	0.014	0.014	0.015
Co-60	28.852	0.1	61.078	83.819	88.527	93.794	96.670	99.951
Cs-137*	16.774	0.1	35.511	14.620	10.294	5.453	2.810	0.000
Ni-63	9.395	100	0.020	0.027	0.029	0.031	0.031	0.033
Eu-152*	1.208	0.1	2.557	1.053	0.741	0.393	0.202	0.000
Ni-59	0.503	100	0.001	0.001	0.002	0.002	0.002	0.002
Sr(Y)-90*	0.335	1	0.071	0.029	0.021	0.011	0.006	0.000
Cs-134*	0.242	0.1	0.511	0.211	0.148	0.079	0.040	0.000
Pu-241*	0.228	1	0.048	0.020	0.014	0.007	0.004	0.000
Ag-108m	0.064	0.1	0.136	0.187	0.198	0.209	0.216	0.000
Eu-154*	0.020	0.1	0.043	0.018	0.012	0.007	0.003	0.000
Am-241*	0.004	0.1	0.008	0.003	0.002	0.001	0.001	0.000

- v_i は核種*i*の核種ベクトル、 R_i は核種*i*のクリアランスレベル（付録7を参照）。寄与率は参考文献[18]に記載された典型的な核種ベクトルの値を基にPTPで計算した値。Eu、Sr(Y)、Cs、アクチニドに関する除染割合を同じと仮定。

◆ サンプルング

前述したようにドイツでは、溶湯とインゴットの均質性は自明のこととされているため、通常は、溶湯から採ったわずかな量のサンプルで造ったパックと呼ばれる測定用サンプル（図 5-5）についてクリアランス測定を行うだけで、溶湯（インゴット）の均質性を確認するための測定・試験を行うことはない。

放射線防護令は、「単位質量当たりの放射能濃度を定める平均化質量が 300kg を大幅に超えてはならない」と規定しているが、TÜV Nord によれば、溶融処理を行った場合には、実際に最終的なクリアランス測定（判定測定）に必要なサンプル数は最少で 2 個（測定用と保管用）あればよいとい

う。通常は、このほかに、処理施設の所管規制当局が TSO に確認測定を行わせるためのサンプル（通常は 1 個）が必要である。処理委託者の所管規制当局が処理施設を所管する規制当局と異なる場合には、処理委託者が自ら測定するためのサンプルを要求する場合もある。

TÜV Nord の経験では、同じ溶湯から採った複数のサンプルの間に、スラグによる汚染があったケースを除いて、放射能濃度に有意な差があった事例はない。処理事業者は、通常の作業の間に随時溶湯からいくつかのサンプルを採って均質性を確認することができ、施設の試運転時に均質性確認試験を行うこともある。



図 5-5 クリアランス測定用サンプルの例
（それぞれ上の写真が測定用に調製したもの。
参考文献 [21] より）

Step 5

放射能濃度（および表面放射能密度）の測定／評価
クリアランス判定
二次廃棄物の放射能濃度評価
規制当局による検認・TSO による確認測定

ステップ 5 では、処理事業者がクリアランス測定（判定測定: decision measurement）を行い、クリアランスされた金属の放射能濃度がクリアランスレベル以下で、リリースできるか否かの判定を行う。そのためには、予め、処理事業者が選定した判定測定の方法および各種パラメータについて、州が指定した認定専門組織（TSO）による確認を受けていなければならない。これには、適用する核種ベクトルに評価対象核種のすべてが含まれていることの確認も含まれる。

また、放射線防護および廃棄物の処理・処分の観点から、溶融処理から発生する二次廃棄物の放射能レベルの測定を行う必要がある。

◆ クリアランス測定に関する標準・基準・ガイドライン

ドイツにおけるクリアランスプロセスには、専らドイツ工業規格 DIN 25457 シリーズが適用されている。DIN のガイドラインは、通常、業界、規制当局、および TSO の代表者によって作成されたもので、それ故に共通の理解に基づくものといえる。

ドイツ規格協会の標準 DIN 25457-Part 4（参考文献 [15]）にはスクラップ金属に関するクリアランスプロセスの手順や測定方法が記されており、鋼の溶融処理時の放射性核種の分配係数などについても記している。それらの係数は Siempelkamp が実測値に基づいて決定したもので、関係当局によって承認されたものである。

放射線測定の技術的な基本事項（決定しきい値、検出限界、不確かさの評価方法など）につい

ては国際規格 ISO 11929（参考文献 [19]）がガイドラインになる。

DIN 25457 および ISO 11929 は、現場実務の詳細なことを記すものではなく、クリアランス測定の方法など、一般的な推奨事項を記すもので、拘束力を持つものではない。ただし、クリアランス申告者の提案がこれらの標準に依拠していることは提案の適切性を主張するのに役立つ。

◆ 溶融処理後の金属の放射能濃度の測定（クリアランス測定）

TÜV の説明では、融処理後の金属サンプルに含まれる放射性核種の放射能濃度は基本的には表 5-3 に示す方法で測定（評価）される。

表 5-3 融処理後の放射性核種の放射能濃度の基本的な測定・評価方法

放射性核種	放射能濃度の測定（評価）方法
① コバルト 60	<ul style="list-style-type: none"> ガンマ線スペクトロスコピーを用いて測定。
② 放射能濃度が Co-60 の放射能濃度と相関関係にある核種 (Fe-55、Ni-63 等) :	<ul style="list-style-type: none"> Co-60 の測定値と溶融前の核種ベクトル（スケールングファクタ）を用いて評価。
③ セシウム 137	<ul style="list-style-type: none"> 溶融前の放射能濃度と分配係数を用いて評価。 必要な場合にはガンマ線スペクトロスコピー（あるいは放射化学分析）を用いて測定。
④ 放射能濃度が Cs-137 の放射能濃度と相関関係にある核種 (Cs-134、Sr-90 等)	<ul style="list-style-type: none"> 溶融前の放射能濃度と分配係数を用いて評価。 必要な場合には放射化学分析等を用いて測定。
⑤ アクチニド核種	<ul style="list-style-type: none"> Am-241 のガンマ線（59.5 keV）測定結果から推定。 あるいは放射化学分析を用いて測定。

処理事業者によるクリアランス測定の方法や手順など、プラント固有で詳細な事項は、クリアランス申告書に添付する書類の中で処理事業者が提案する。それが当局によって承認されれば、拘束力のあるクリアランス通知（決定通知）にそれがクリアランス測定の条件として指定される。例えば、放射能濃度の評価対象となる放射性核種の評価にスケールングファクタや分配係数が使われる場合には、使うべき値がクリアランス通知で指定される。したがって、クリアランス測定を行うに当たり、処理事業者はクリアランス通知（決定通知）で認められた測定方法や条件を遵守しなければならない。

ガンマ線検出器の較正（ガンマ線計数率をサンプルの放射能濃度に換算する係数の決定）については、主に標準線源を用いた較正方法（あるいは解析）が使われ、モンテカルロ法は使われていないと TÜV Nord は述べている。

クリアランス測定に当たっては、DIN EN ISO 11929「電離放射線における検出限界（決定しきい値、検出限界および包含区間の限界）の求め方」に従って測定値・評価値の統計的な不確かさが評価される。

放射線防護令は、放射能濃度の測定に加えて、クリアランス対象金属に「汚染が測定できる固体表面がある場合には、その表面汚染密度を測定し、付属書 4 表 1 の第 5 列に記す表面汚染レベル以下であること」と定めている。そのための表面汚染密度はシンチレーション検出器等を用いて測定することができる。表面汚染の平均化面積は 1,000 cm² 以下でなければならない。

なお、クリアランス測定の結果については、放射能濃度がクリアランスレベル以下であることを証明するすべてのデータと情報を含め、詳細に記録する必要がある。

◆ クリアランス判定

クリアランス判定は95%の信頼水準で行われる。すなわち、この信頼レベルに基づいて計算された系統的な誤差と統計誤差に関連する不確かさを考慮したうえで、 $\Sigma(D_j/C_j)$ の期待値がクリアランスレベル以下であることの確認が行われる。

表 5-4 クリアランス片定の基準

1	$\sum_i \frac{C_i}{R_i} \leq 1$	C_i : 各放射性核種の放射能濃度の測定値 R_i : 各放射性核種の放射能濃度クリアランスレベル
	$\sum_i \frac{A_{s,i}}{O_i} \leq 1$	$A_{s,i}$: 各放射性核種の表面放射能密度の測定値 O_i : 各放射性核種の表面汚染クリアランスレベル
2	C_i および $A_{s,i}$ がクリアランス通知に記された方法で適切に測定されていること	

ドイツの放射線防護令は、 $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与が合計で10%未満であることが明らかな重要度が低い放射性核種についてはそれを考慮する必要はない（正確には、 D_j/C_j を値の大きな順に加えていき、残りの核種の $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与が合計で明らかに10%未満になった場合、それらの核種については考慮する必要はない）と規定している（付属書8のPart A）。すなわち、 $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する各核種の寄与割合の例を示す表5-2で、溶融除染がない場合の例では、Co-60とCs-137だけで既に寄与の割合が96%を超えており、他の核種の寄与は3.4%に過ぎないため、Co-60とCs-137だけの測定値をもって $\Sigma(D_j/C_j) \leq 1$ と判定することができ、溶融除染率90%の場合には、Co-60の測定値だけで $\Sigma(D_j/C_j) \leq 1$ と判定することができる。

◆ クリアランス検認

所管規制当局によるクリアランス測定の結果の確認手順は州によって幾分かの違いはあるが、Siempelkamp Metallurgie社があるノルトライン・ヴェストファーレン州の場合、インゴットに関するクリアランス検認を受けるには、放射線防護令が定める手続きに従って、まずはインゴットの放射能濃度が無条件クリアランスあるいは特定目的クリアランスのクリアランスレベル以下であり、放射線防護令付属書8に記された諸条件を満足していることを示す書類を添付したクリアランス検認申請書を州の所管当局に提出する必要がある。この申請書には、溶湯サンプルの測定データに関する報告書のほか、インゴットの引き渡し先とのリサイクル/利用に関する合意を示す書類の写しが添付される。申請書の写しは、循環経済・廃棄物法に基づく利用の所管当局にも提出される。

クリアランス検認にあたって、TSOは、クリアランス測定に関係する文書の確認を行うだけでなく、処理事業者が提供するサンプルについて自らの測定機器を使って独自の測定（コントロール測定）を行うことで処理事業者による判定の適切性を確認することもある。TÜV Nordの場合は処理バッチごとに独自の測定を行っている。

TÜV Nordによるコントロール測定は、ガンマ線スペクトロスコピーで検出できる放射性核種に焦点を当てて行われる。 $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与が合計で10%未満であることが明らかな重要度が低い放射性核種については測定する必要はない。その際、Am-241を検出することで、アルファ線放出核種の顕著な寄与を排除することができる。鉛の場合には融点が低く、放射性核種Sr-90が重要核種になる。鉛の場合には、発電所事業者が決定した核種ベクトルと、ガンマ線スペクトルにおける制動放射線に由来する信号に依存せざるを得ないが、サンプル内のSr-90の $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与が大きい場合には、低エネルギー領域のガンマ線スペクトルがシフ

トし、測定が難しい。

なお、TSOによる確認には、クリアランス測定用の放射線測定装置の定期点検時の立会いや、保守記録の確認などが含まれる場合もある。

州の所管当局は、書類審査の結果およびTSOによる技術的な確認結果に基づいて、問題がなければ「クリアランス通知」を発行することにより、クリアランス測定の結果を承認する。この手続きが完了した後、インゴットの利用、保持、あるいは第三者への所有権の移転が可能になる。

◆ 二種の検認手続き

ドイツのクリアランス制度の特徴は、州の規制当局が州のクリアランス規制に関するガイドラインでクリアランス検認手続きとして（州によって呼称は異なることがあるが）次のような「標準手続き」と「個別手続き」という二つの手続きを定めている点である。

- **標準手続き**は、ドイツでは、無条件クリアランスの場合で、排出時期や排出量に関係なく、汚染等の状況が同様の同じ物質が繰り返しクリアランス対象物として排出される場合については、初回の手続きで**クリアランス通知に設定されたクリアランス測定・検認のルールや手順を繰り返し適用することで検認プロセスを効率化する方式**がコンクリート（解体瓦礫）等に適用されている。
- **個別手続き**は、リリースされる金属の受入先が特定の能力を持つ製鋼工場や鋳造工場などに限定される金属の特定目的クリアランスの場合、クリアランスされた物の受け入れ先が埋立処分場である場合、クリアランス対象物が繰り返し排出されないものである場合など、標準手続きが適用できない場合に、その都度個別に検認プロセスを設定する普通的方式。

Step 6

- **インゴットの所有権移転承認請求 → 移転**
- **インゴットのリリース**
- **減衰貯蔵、二次廃棄物(不合格インゴットを含む)の返還**

◆ 所有権の移転

ドイツでは、クリアランスに係る安全規制が州の当局によって行われており、規制の細部には州による違いがある。そのため、クリアランス測定とクリアランスされた金属のリリースに係る手続きが次のように（日本に比べて）かなり煩雑になる。

クリアランス検認が完了するまでは（放射性廃棄物に関する発生者責任の関係で）スクラップ金属の所有権の移転ができないために、所有権は処理委託者にあり、処理委託者が所在する州の規制当局の監督下にある。一方、スクラップの処理やクリアランス測定は、処理事業者が所在する州の規制当局の監督の下で行われる。そのため、当該金属のクリアランスは、両州の規制当局間の合意に基づき、両規制当局による監督の下に行われる。クリアランス検認済みの金属をリリースする際、① 処理委託者がリリースする場合には、処理委託者所在州の規制当局が定める手続きを経てリリースされ、② 処理事業者がその所在州の規制当局の定める手続きを経てリリースする場合には、それに先立って、両州の所管当局の承認を得て所有権を処理委託者から処理事業者に移転する必要がある。

通常、クリアランス測定は溶融処理施設を所管する規制当局が求める要件に従って行われるため、① の場合には、処理委託者あるいは処理委託者の施設を所管する規制当局のTSOによる

最終的なクリアランス測定（判定測定）が必要になることもある。

◆ リリース・再利用に係る条件

クリアランスされた金属は放射線防護令に従ってリリースされる。無条件クリアランスされた金属は、原子力法・放射線防護法令の監督外になるため、如何なる目的にも自由にリリースすることができ、最初の搬出先以降の追跡性は求められない。

一方、リサイクル用に特定目的クリアランスされた金属は、**インゴットの形でのみリリースでき、その場合でも、クリアランスされた金属と他の金属の混合比が 1:10 であることを保証できる工場向け、あるいは1 暦年あたり少なくとも 40,000トンの処理能力がある工場向け以外にはリリースすることができない（放射線防護令付属書 8 の Part G）**。この条件付きリリースを行う者は、当該利用者との間の合意を示す書類の写しを添付して、その旨を州の所管当局に申告しなければならない。上記条件が満たされない限り、特定目的クリアランスされた金属は依然として規制管理の下に置かれ、直接再利用することは許されない。

リサイクル用に特定目的クリアランスされた金属をリリースする際、クリアランスされる金属の特性、または将来的な使用、回収、処分、所有、または第三者への譲渡に関する要件によって、さらなる条件が付される場合がある（放射線防護令第 32 条）。

◆ 二次廃棄物等の処理と返還

受入れ基準を満たさないスクラップ金属、除染廃棄物、溶融処理の際に発生する二次廃棄物は、一時保管した後、基本的に、二次廃棄物に関する責任を負う処理委託者に返還される。

処理事業者は、二次廃棄物等の返還に当たって、放射性物質の輸送の手続きに加えて、予め二次廃棄物等の受入者（処理委託者）申告書の写し、および処理委託者の受入申告書の写し、あるいは処理事業者と処理委託者との間で別途結ばれた契約書の写しを、処理事業を所管する当局に提出しなければならない。同時に、処理事業者は、循環経済・廃棄物法に従って、処理委託者を所管する環境当局に当該受入申告書または当該契約書の写しを送付しなければならず、処理事業者を所管する当局にそのことを証明しなければならない（放射線防護令第 40 条）。

ドイツでは、金属の溶融除染は、いわゆる廃棄物処理計画とともに放射性廃棄物キャンペーンに組み込まれるのが普通である。これらの**廃棄物処理計画は、BGE（連邦放射性廃棄物処理機関）の承認を受ける必要がある**。それは、副次物として生じるスラグとダストが放射性廃棄物と見なされ、処分や中間貯蔵に係る要件を満たさなければならないためである。これらの処理計画には、すべての作業と評価の手順、および各関係者の責任が明確に記され、処理プロセス中はそれが厳密に遵守される。

6. ドイツにおけるスクラップ金属溶融処理の経験

以下に、ドイツにおけるスクラップ金属の溶融処理を含むクリアランスの実施例として、Siempelkamp Metallurgie 社によるスクラップ金属の溶融処理の経験、原子力サービス社（GNS）の活動、および Stade 原子力発電所の廃止措置におけるスクラップ金属の溶融処理の概要について記す。

6-1 Siempelkamp Metallurgie社によるスクラップ金属の溶融処理

ジンペルクンプ社（Siempelkamp GmbH）は、1883年設立の世界的な鑄造メーカーの一つである。同社の Krefeld（ノルトライン・ヴェストファーレン州）にある年間生産量 60,000 トンの鑄造工場 Siempelkamp Giesserei では、Siempelkamp Nukleartechnik GmbH（現 Siempelkamp Metallurgie GmbH）が 1989 年より CARLA（Central Plants for the Recycling of Low-level Radioactive Waste）施設で、原子力発電所、研究所、燃料加工施設・ウラン濃縮施設、および廃棄物処理・処分施設等の運転や廃止措置から発生する金属廃棄物の溶融処理を行い、インゴットや鑄造品を製造してきた。

CARLA 施設は、放射線防護令が定める無条件クリアランスレベルを超えるスクラップ金属を扱うため、放射線防護法に基づく許認可を得てスクラップ金属の溶融処理を行っている（参考文献 [9]、[10]、[21]）。

(1) CARLA 施設の処理容量と処理実績

CARLA の認可処理量は 4,000 トン/年（1,000 トンまでの鉛を含む）であるが、受け入れた金属を溶融するだけでなく、前処理として分別や除染を行う必要があるため、実際の処理量は 2,000 トン/年程度（1 シフト体制）である。認可年間処理量は、大気に係る環境基準と排出上限値を定めた連邦イミッション規制法**に基づくものである。

CARLA では、国内外の原子力施設で発生した放射能で汚染された金属を受け入れており、外国顧客にはスペイン、イタリア、オランダ、ベルギー、オーストリア、スイス、英国、フランスがある。汚染金属は、原子力施設の廃止措置時に生じるものだけでなく、運転期間内に行われる設備機器の取り替え等で生じるものもある。発生源としては原子力発電所が最も多いが、原子力研究施設、放射性同位元素を扱う研究施設、核燃料製造工場、ウラン濃縮施設、廃棄物管理施設も含まれる。

Siempelkamp Metallurgie 社における処理対象金属の受け入れからインゴットおよび二次廃棄物の払い出しまでの期間は、許認可条件によって最長 3 年間に制限されている。3 年以内に溶融処理が完了する見通しがない場合には、新たな金属の受け入れを中止する必要がある。また、処理委託者に返還する二次廃棄物の保管期限は 1 年までという条件がある。製造されたインゴットの敷地内保管の期限は 5 年間までであるが、減衰保管する場合には 20 年まで認められている。

1989 年の操業開始以来 2023 年末までに CARLA 施設で溶融処理された金属は約 44,000 トン

** 人間、動植物、土壌、水域、大気および文化財その他の財産を環境汚染から守ることを目的として 1974 年に制定されたドイツの法律。イミッション（immision）とは、大気汚染、騒音、振動等の環境に悪影響を及ぼす作用のこと。

ンであり、その内訳は対のとおりであった。

鉄系金属：94%（炭素鋼・低炭素鋼、ステンレス鋼、亜鉛メッキ鋼、塗装鋼）

非鉄金属：5%（アルミニウム、銅・真鍮、鉛）

複合金属：1%（ステンレス鋼／鉛など）

そのほかに、鉄粒製造と再除染のために 2,500 トンが追加溶融された。複合金属には、例えば耐食性を高めるためにステンレス鋼に鋼やニッケル合金のような異種金属を接合して貼り合わせたクラッド鋼などが含まれる。

(2) ARLA 施設の受け入れ条件

CARLA 施設の受入基準は、放射線防護令に基づく施設の許可条件として定められており、放射線防護と作業安全の観点から表 6-1 のように定められている。（CARLA では、クリアランスレベルが高い特定目的クリアランス、またクリアランスレベルよりも放射能濃度がかかなり高い金属を用いた遮蔽体や廃棄物輸送・貯蔵容器の製造、さらには地層処分する金属の減容のための溶融処理も行っているため、施設としての受入基準放射能濃度はかなり高く設定されている。）

表 6-1 CARLA 施設の主要な受入基準

施設の許可条件に係る基準	<ul style="list-style-type: none"> • 1回の受け入れ金属当たり、全放射能濃度（α, β, γ）が 1,000 Bq/g 未満 • H-3, C-14, Fe-55, Ni-63 については放射能濃度が 10,000 Bq/g 未満 • 核分裂性核種の含有量が、受け入れ金属 100g あたり 15g 未満
作業安全に係る基準	<ul style="list-style-type: none"> • 乾燥しており、水分や油を含まないこと • 有機物（保護用の透明プラスチックシートやゴム等）がバッチあたり 1 重量%未満であること • グリースやニスが入ったスズ製の缶が混入していないこと • 爆発するおそれがあるものが混入していないこと • 密閉された空洞がないこと（支持部材で使われる中空管等には予め穴をあけること）
操業面に係る基準	<ul style="list-style-type: none"> • 最低でも溶融炉 1 溶融バッチ分量（鉄：3 トン、鋼と真鍮の合計：3 トン、アルミニウム：0.7 トン、鉛：0.5 トン）になるように、金属種類別に可能な限り分別して持ち込むこと。 • スクラップ金属の最大寸法は 2.5m×2.5m×12m

(3) クリアランス対象金属の輸送と受け渡し

クリアランス対象金属の CARLA 施設への輸送は、処理委託者が、200 l ドラム缶や鉄箱、または標準的な ISO 20 ft コンテナ（内法：幅 2.3m×長さ 5.9m×高さ 2.3m）に収納してトラック輸送で行われる。大量のバルク材の場合は、ISO コンテナにバラ積みした状態で搬入することもできる。構内での搬送設備（クレーン等）の制約から、荷姿は、最大でも 40 フィート ISO コンテナと同じ方式で荷下ろし可能なサイズ（上記の寸法）とし、重量 24 トンまでとされている。

輸送に際しては、危険物輸送規則（ADR）に基づき、一定の手順に従って輸送パッケージの放射能濃度を決定する必要があるほか、コンテナごとに詳細なリストを作成する必要がある。このリストの記載事項には、コンテナの識別番号、総重量（グロス重量、コンテナ重量を除

く正味重量)、収納物の説明、全放射能、核種別の放射能濃度、表面線量率(コンテナ表面から 0 m と 1 m の距離での線量率)がある。ウランを含む場合には、その濃縮度と重量も必要である。

輸送の申請にあたり、二次廃棄物および残留物が処理委託者に返却される場合には、処理委託者がそれらを引き受ける旨の申告書の写し、およびその申告書に対する所管当局の確認書の写しが必要となり、それは Siempelkamp Metallurgie 社が当局に出す処理対象物の受入届にも添付される。(Siempelkamp Metallurgie 社が二次廃棄物等を委託者に返還する際にも同様な手続きが必要になる。)

(4) 処理委託者によるクリアランス対象金属に関する情報の提供

受け入れに先立って、Siempelkamp Metallurgie 社は、処理委託者から上記のコンテナごとに詳細なデータリストを受け取る必要がある。通常その際に処理委託者が行った放射線特性評価の結果(核種組成データ等)も受け取る。Siempelkamp Metallurgie 社の場合、処理対象物の核種組成データ等は処理委託者が測定・設定した数値をそのまま使い、独自に測定し直すことはない。

Siempelkamp Metallurgie 社が処理委託者から受けとったスクラップ金属に関する情報は社内の ADAM (Analysis and Documentation of Activity and Mass Flows in CARLA melting plant) と呼ばれる物質管理・記録・追跡システムに入力されて管理される。ADAM は GNS が運用するドイツ廃棄物追跡システム AVK***と連携しており、処理委託者からの受け入れ廃棄物の情報と CARLA 施設側で発生した二次廃棄物や残留物の情報がオンラインで引き渡されるようになっている。

(5) CARLA 施設の設備と処理作業

このプロセス全体を通して、異なる処理委託者から受け入れたクリアランス対象金属の混合が生じないように、物質フローを厳格に管理する必要がある。受け入れた金属の所有権は処理委託者にあり、クリアランスされない限り所有権を移転することはできない。

溶融プロセスでは、遠隔操作のマニピュレーターを使って溶融炉上部口から金属片を順次投入していくため、大きなスクラップはサイズを長辺長さ 1,500mm 未満、断面を 500mm × 500mm 未満に切断する必要がある。処理委託元での分別時にサイズ条件を満足する必要は必ずしもないが、顧客との契約に応じて受け入れ側で前処理を行う。CARLA 施設での切断には、450 トン油圧式せん断装置、プラズマトーチ切断装置、ガスバーナー溶断機、ワイヤソー、コールドカッターが使われる。

汚染されたスクラップ(特に溶融除染できない Co-60 の濃度がクリアランスレベルより高いもの)は、溶融前に表面除染を行う必要がある。除染には通常用の吊り軌道ブラスト装置(断面幅 900mm × 長さ 1,100mm、重量約 400kg まで除染可能)と配管用ブラスト装置(内径 20~200mm、長さ 1m まで除染可能)の 2 種類のブラスト装置が使われる(図 6-1)。除染のために、必要に応じて切断が行われる。プラスト処理は、表面塗装を除去するた

*** 放射性廃棄物の発生から、取扱い、処理、中間貯蔵施設への輸送、最終処分場での処分までのルートに沿った膨大なデータと情報を規制当局の要件に従って収集し文書化し管理するためにドイツの原子力事業者が、関連施設と共同で開発した廃棄物追跡及び文書化システム。1991 年から運用されている。

めにも行われる。

プラントの中核設備は、容量 3.2 トン中周波誘導炉（溶融速度：2 トン／時）（図 6-2）1 基であり、CARLA 施設内の内部ハウジング内に設置されている。この溶融炉は主に鉄スクラップの溶融に使われるが、耐火物（るつぼ）を置き換えることで非鉄金属を溶融することもできる。（鉛の溶融にはガスバーナーを搭載した専用のレードルが使われる。）

溶融炉の耐火物ライニングは、バッチごとに交換されるが、耐火材は薄く、体積的には少ない。スラグ、ダスト、および溶融炉ライニングなどの残留物（二次廃棄物）の発生量は、重量で溶融対象金属の 3～4% 程度である。

作業員の放射線被ばくを減らすため、溶融炉へのスクラップの投入、スラグ除去、出湯・ casting は、溶融炉が置かれた内部ハウジングの外の操作盤から遠隔操作で行われる。

溶融された鉄は円筒形の金型に流し込まれ、1 日冷ました後に約 500kg のインゴットにされる（図 6-3）。金型は 80～100 回程度繰り返し使うことができる。鉄の場合、1 回の溶融バッチで 3 トン以上を処理するため、6 体のインゴットが製造される。 casting 時にインゴットに取り扱い用の金属製ハンドルを付ける。インゴット本体には識別 ID がペイント書きされ、ハンドルに識別 ID を刻印した金属プレートが付けられる。インゴットの重量は、払い出し時に輸送車両の揚重機（トラッククレーン）で積み込むことを考えて 500kg にしている。

また、溶湯を流水中に流し込むことで直系 1～8 mm の鉄粒に造粒することもできる。鉄粒は、放射能濃度がクリアランスレベルを超える場合でも、コンクリート製廃棄物容器などの製造に使う重コンクリート用の骨材として使うことができる。

インゴット casting 前に、溶湯のサンプルを採取し、冷却・凝固後に機械切削によって標準的なメダル型の試料に加工し、識別番号を刻印してインゴットのクリアランス測定用の試料



ブラスト除染装置



管内面汚染除去装置

図 6-1 Siempelkamp Metallurgie 社の除染装置

（参考文献 [21]より）



図 6-2 CARLA 施設でのスクラップ金属の溶融

（参考文献 [21]より）



図 6-3 完成したインゴット

（参考文献 [21]より）

とする。金属化学組成分析には切削屑が使われる。また、スラグ、フィルタダスト等からもサンプルが採取され、(必要に応じて)放射能測定が行われる。

クリアランス測定は DIN EN ISO/IEC 17025 認定を受けた分析ラボで、ガンマ線スペクトロメトリーによって行われる。このラボには DIN EN ISO/IEC 17025 に従って標準線源を用いて校正された 2 台のガンマ線スペクトロスコープ装置が備えられている (図 6-4)。

金属の溶融過程では、成分のスラグおよびダストへの移行が生じる。これまでの経験では、溶融金属、スラグ、ダストの間の放射性核種の分布は表 6-2 に示すようになっており、アルファ線放出核種、Sr-90、CS-134/137、Ag110m 等はほとんどすべてが溶湯から除去される。

施設内での放射性物質の拡散および外部への放出を防止するために、溶融炉、切断設備、分別設備、除染設備などは内部ハウジング内に設置されており、そこからの排気は、冗長性のあるフィルタシステムを備えた高効率排気システム (容量 45.100 m³/h、室内負圧 0.1 mbar) によって処理される。フィルタシステムは、サイクロン、バグフィルタ、HEPA フィルタで構成され、除去効率は 99.997% である。フィルタ類は、数年に 1 回程度交換される。

CARLA 施設では、処理キャンペーン間でのクロスコンタミネーションを防止するために厳格なプロセス管理 (物質フローの管理、清掃等) が行われている。

二次廃棄物は基本的に処理依頼者に返還されるが、プロセス管理上、処理対象物や二次廃棄物を顧客別に完全に切り分けできないもの (例えば一部のダスト等) については、その旨を顧客との委託契約で事前に合意した上で Siempelkamp Metallurgie 社が処理を行っている。

柔軟な運用ができるように、CARLA 施設には受け入れスクラップの保管用として、約 3 年分の受け入れ量に相当する、20ft コンテナ約 150 個を収容できる屋外コンテナ保管エリアが設置されており、それに加えて一時的保管エリアも設けられている。インゴット用の一時的保管エリアには 5 年分のインゴットを保管できる。また、Co-60 の放射能濃度が 8 Bq/g 程度以下のインゴット 500 トンを 20 年間減衰保管できるエリアも具备している。プロセス廃棄物の保管期間は最長 1 年である。

(6) クリアランス検認



図 6-4 SMG 分析ラボ
(参考文献 [14]より)

表 6-2 溶融処理後金属中の放射性核種の分布
(文献 [7] より)

Nuclides	Distribution in %			
	Melt	Slag	Dust	
α- Nuclides (and daughters)	- U 235, U 238	1	99	
	- Pu 241	1	99	
	- Am 241	1	99	
	- Th 231, Th 234	1	99	
	- Pa 234m	1	99	
β/γ - Nuclides	- Fe 55	100	< 1	-
	- Co 60	88	11	1
	- Ni 63	90	10	-
	- Sr 90	< 1	97	2
	- Cs 134, Cs 137	< 1	60	40
	- Ag 110m	< 1	32	68
	- Eu 152, Eu 154	4	95	1
	- Ce 144	50	50	< 1
	- Mn 54	60	39	1
	- Zn 65	36	12	52
	- C 14	-	5	95
	- Zr 95	28	72	-
	- Ru 103, Ru 106	67	< 1	33
- Sb 125	95	4	1	

CARLA 施設で造られたインゴットについて規制当局によるクリアランス検認を受けるには、放射線防護令が定める手続きに従って、インゴットの放射能濃度が無条件クリアランスあるいは特定目的クリアランスのクリアランスレベル以下（実際には $\Sigma(Dj/Cj) \leq 1$ ）であり、放射線防護令付属書 8 に記された諸条件を満足していることを示す書類を添付したクリアランス検認申請書を州の所管当局に提出する必要がある。この申請書には、溶湯サンプルの測定データに関する報告書のほか、インゴットの引き渡し先との利用に関する合意を示す書類の写しが添付される。申請書の写しは、循環経済・廃棄物法に基づく利用の所管当局にも提出される（循環経済法の観点からのチェックのため）。

州の規制当局は、書類審査の結果に基づいて、「クリアランス通知」を発行することにより、クリアランス（リリース）を認可する。クリアランス手続きが完了した後、インゴットの利用、保持、あるいは第三者への所有権の移転が可能になる。

放射性資材の受け入れから製造したインゴットおよび二次廃棄物の払い出しまでの期間の長さには許認可条件としての制約がある。Siempelkamp Metallurgie 社の敷地内では、受け入れたクリアランス対象金属の保管は最長でも 3 年間に限られている。すなわち、3 年以内に溶融処理を済ませる見通しがない場合には、新たな資材受け入れを中止する必要がある。また、顧客に返還する二次廃棄物の保管期限は 1 年までという条件がある。製造されたインゴットの敷地内保管の期限は 5 年間までであるが、減衰保管する場合には 20 年までの保管が認められている。

(7) インゴットの利用・処分ルート

Siempelkamp Metallurgie 社が適用している金属の利用・処分ルートの選択肢の考え方を簡略化して図 6-5 に示す。実際のクリアランスでは、それぞれの選択肢に関するクリアランスレベルについて $\Sigma(Dj/Cj)$ が 1 以下であるか否かで判定が行われるが、図 6-5 では主要な核種である Co-60 の放射能濃度のみに着目して、直接それぞれのクリアランスレベルと比較している。

放射能濃度 (Bq/g) (カッコ内の値は運用値)					
≤ 0.1	≤ 0.6	≤ 2	≤ 6 (3)	≤ (8)
① 無条件リリース					
② 特定の工場でのリサイクル					
③ 1000トンまでの埋立					
④ 100トンまでの埋立					
⑤ 減衰保管					
⑥ 放射性廃棄物貯蔵容器などの製造、あるいは委託者に返還され放射性廃棄物として処分					

図 6-5 インゴットの利用・処分ルート

(簡単化するために代表的な放射性核種 Co-60 の放射能濃度のみに着目)

無条件クリアランスレベルを超えるインゴットを特定の工場でのリサイクルするルート ②の場合、放射線防護令付属書 8 に規定されている適格な払い出し先は、当該インゴットと他の金属との混合割合が 1:10 とすることが保証できる、または年間処理量が 40,000 トン以上である精錬所等でなければならない。

年間 100 トンまでの金属を埋立に使うルート ③ の場合、放射線防護令が定める特定目的クリアランスレベルは 6 Bq/g であるが、Siempelkamp Metallurgie 社は実運用でそれより低い 3 Bq/g を使っている。

20 年までの減衰保管を行うルート ⑤ の場合の金属の Co-60 の放射能濃度の上限は、放射線防護令には定められていないが、20 年の保管後には放射能濃度が初期値の 7% 程度まで減衰して 0.56 Bq/g まで下がることを考慮して 8 Bq/g に設定しているものと考えられる。クリアランスは放射能が十分に減衰してから行われる。

ルート ⑥ は、クリアランスレベルを超える金属を溶融し、クリアランスを行わずに、原子力施設内で使われる遮蔽体や、放射性廃棄物貯蔵・輸送容器などの casting 品にしてリサイクルするルートである。この場合、ルート ② に適用されるインゴットの 1:10 混合希釈などの要件は適用されない。このようなリサイクルが行われない場合には、当該金属は処理委託者に返還され、放射性廃棄物として処分ルートに乗せられる。

ルート ⑥ で製造された製品には次のものがある。

- MOSAIK コンテナ：CARLA で処理したリサイクル金属を最大 25% 使った総重量が最大 6 トンの鋳鉄製コンテナ（図 6-6）
- IAEA の規則に従った低・中レベル放射性廃棄物用の様々な種類のキャスク
- 鋳鉄コンテナ：リサイクル金属を最大 25% 使った総重量 20 トンの Konrad の要件を満たした最終処分容器
- 鋳鉄製の遮蔽要素：最大 90% のリサイクル金属を使った最大重量 150 トンの原子力産業および研究向けの遮蔽要素
- 金属粒：コンクリート製廃棄物容器などの製造に使う重コンクリート用の骨材



図 6-6 MOSAIK コンテナ

(参考文献 [21]より)

(8) 二次廃棄物の返還等

受入れ基準を満たさないスクラップ金属、除染廃棄物、溶融処理の際に発生する二次廃棄物であるスラグ、溶融炉の耐火物廃材などは、切断エリアに隣接する保管容積 3,000 m³ のホールに一時保管された後、基本的に、二次廃棄物に関する責任を負う原子力事業者に戻還される（フィルタ等の廃棄物は、Siempelkamp Metallurgie 社の放射性廃棄物として自社で保管）。二次廃棄物は 180 ℓ ドラム缶に収納し、処理委託者が用意する輸送コンテナに収納して引き渡す。また、処理委託者からのクリアランス対象物の運搬に使われたスクラップ用のドラム缶やコンテナも処理委託者に返還される。

(9) CARLA での処理から得られた知見

これまでのスクラップ金属の溶融処理の経験から、次のような溶融処理の利点を確認されている。

除染効果：表 6-2 に示す溶融処理後の放射性核種の分布から、セシウム、ストロンチウム、アクチニド元素については、大きな除染効果が見られる。原子炉スクラップの主要な汚染核種である Co-60 は金属中に残るが、金属中に残存する放射性核種は均一化され、インゴット中に固定される。

減容効果：放射性廃棄物の最終処分場の建設には大きな費用がかかる。そのため、できるだけ廃棄物の体積を減らす必要があるが、それには金属廃棄物の溶融処理が有効である。20年にわたる鉄スクラップの溶融の経験から見て、金属を放射性廃棄物として処分する際に、溶融処理を行わないで直接処分する場合に比べて、溶融処理を行ってインゴットにすることで最終的な保管容積を80%程度節減できる。また、インゴットの安定性などを考えると、低レベル放射性廃棄物の最終処分にも溶融処理が有効に適用できると考えられる。

クリアランス金属のリサイクルについては、次のことが言える。

- スクラップ金属の品質が様々なために、インゴットの品質も様々である。そのため、様々なリサイクル用途を探す必要がある。
- ステンレス鋼は、今のところ、鋳造品にはせず、重コンクリート製容器製造用の鉄粒の造粒等に使われているが、他の用途を探す必要がある。
- 低レベル放射性廃棄物中に含まれる支配的な放射性核種はCo-60であるが、その半減期が5.3年と比較的短いため、廃棄物をインゴットの形で減衰保管し、その後にリリースする選択肢は有効なクリアランス選択肢になり得る。

6-2 Stade原発の廃止措置からのスクラップ金属の溶融処理

この章には、廃止措置から出たスクラップ金属を海外（スウェーデン）で溶融処理した例を記す。本章に記す情報は2014年に発表された報告（参考文献 [23]）に基づいており、適用されたクリアランスレベルやクリアランス選択肢等が現行のものとは異なるが、溶融処理の初期の事例としてここに記しておく。

1972年に運転を開始したドイツ E-ON 社の Stade 原子力発電所（PWR、67.2万kW）はフェーズアウト政策の対象になった最初の発電所として2003年に運転を終え、一定の移行期間を経た後、2005年に廃止措置許可が下りた。2014年までに管理区域内の設備が解体され、発生した金属廃棄物13,000トンの約3分の1（約4,200トン）が、原子力サービス社（Gesellschaft für Nuklear-Service mbH: GNS）を介してスウェーデンの当時の Studsvik Waste Technology（SWT、現在は Cyclife Sweden の一部）で溶融処理された。



SWTで溶融処理された金属のほとんどは、表面汚染のある低レベルスクラップ金属であり、その一部については、SWTの受入基準およびSWTの溶融施設の操業許可条件に従って、溶融施設に輸送される前にStade発電所で予めサンドブラスト除染された。GNSは、Stade原子力発電所で発生した低レベル廃棄物（金属）のSWTにおける溶融処理を、輸送計画から輸送の実施までを含めて、一括して請け負った。

GNS社は、ドイツの原子力発電所（旧東ドイツの Greifswald 発電所を除く）の廃止措置から発生する放射性残留物と、原子炉圧力容器やその内部構造などの大型機器を含む高レベル/低レベル放射性廃棄物を連邦の中間貯蔵施設に移送するまでのほとんどの業務、すなわち、廃止措置、廃棄物関連施設のエンジニアリング・建設・運用、廃棄物の輸送、廃棄物の処理、廃棄物輸送・貯蔵容器の製造などを原子力事業者等から受託して実施する民間のサービスプロバイダー会社である。1970年代の使用済核燃料の輸送・中間貯蔵用のキャスク（CASTOR）の開発以来、これらの分野で50年にわたる経験を持っている。

GNS 社は自ら、除染・細断・乾燥・蒸発・高圧減容・セメント固化などに必要な設備を持っているが、溶融処理は Siempelkamp Metallurgie 社あるいは Cyclife Sweden に委託して実施している。

Stade 原子力発電所は、溶融処理のためにクリアランス対象金属を SWT に送るに先立って、発電所を所管しているニーダーザクセン州の規制当局の認可を受けたが、この認可は、スクラップ金属の溶融、RP89 に基づく規則に従った再溶融・リサイクルを目的とするクリアランス、および RP89 とドイツ放射線防護令に基づくクリアランスレベルに適合するインゴットの所有権の移転に関する条件を含むものであり、残留放射性廃棄物と二次放射性廃棄物は Stade 原子力発電所に返還することになっていた。GNS が取得した許可および Stade 原子力発電所が得た認可は、いずれも、SWT が持つスクラップ溶融施設の操業許可に基づいて取得したものである。

以下に、溶融処理という選択に当たっての主な基準について記すとともに、溶融処理の採用・不採用を判断する根拠についても議論する。

(1) 廃棄物に含まれる放射能

SWT で溶融処理された金属は、溶融処理を行えばクリアランスレベルを満足すると考えられる金属だけである。この条件は、SWT の受入基準および SWT の溶融施設の操業許可条件に従って決められた条件である。再溶融後のリサイクル前提とする RP89 のクリアランスレベルは、ドイツの放射線防護令が定める無条件クリアランスレベルよりも約 10 倍高い値であった。

条件次第では、Co-60 の放射能レベルが受入基準よりも高いスクラップを Studsvik に送ることが許されているが、その場合には、溶融前に Studsvik でスクラップを除染する必要があり、最終的には、インゴットの放射能レベルがクリアランスレベル以下になるようにする必要がある。除染残渣は、他の二次廃棄物とともにドイツに送り返された。

(2) スクラップのその他の特性

溶融すればクリアランスが可能だと判断できる場合には、他の二つの主要な特性を考慮して、そのスクラップ金属に最適な処理方法を採用する必要がある。

- 物質：Studsvik の施設の場合、溶融炉の処理容量に見合ったバッチ重量であれば、多種類の金属が受け入れられるが、スクラップが単一の金属であるか、あるいは異種金属の弁別が容易なものでなければならない。制限量内の非金属やコーティングは許されるが、水分は完全に禁止されている。
- 形状・寸法：スクラップ金属の形状・寸法は、許容範囲内で、溶融炉に適したものでなければならない。特に空気を含む可能性がある空洞は取り除く必要がある。複雑な形状のものはクリアランス測定が難しいため、その形のままクリアランスすることが不適切である。そのため、Stade 原子力発電所の場合には、そのままではクリアランス測定が困難な形状の小口径管や小型部品については、溶融が推奨された。また、表面積が大きく質量が比較的小さな金属部品や機器の場合も溶融が推奨された。

形状・寸法の調整は、Stade 発電所でも SWT 施設でも、事前処理として行うことができる。そのため、溶融施設の受入条件を満たすための費用と合せて、全体としての費用最適化プロセスにおいてスクラップの特性評価が行われた。

(3) 除染効果

溶融施設を使ってスクラップを溶融するか否かの重要な判断基準の一つは、インゴット内に残

存する放射能である。溶融処理の過程では放射性核種の一部がスラグまたはダスト中に移行するため、インゴット中に残存する放射能を確認することが重要である。

SWT の溶融施設で得られたインゴット、スラグ、およびダストに関する核種分析の結果を図 6-7 に示す。ここでインゴットは全部で約 1,000 トン、スラグとダストは合せて約 18 トンであった。

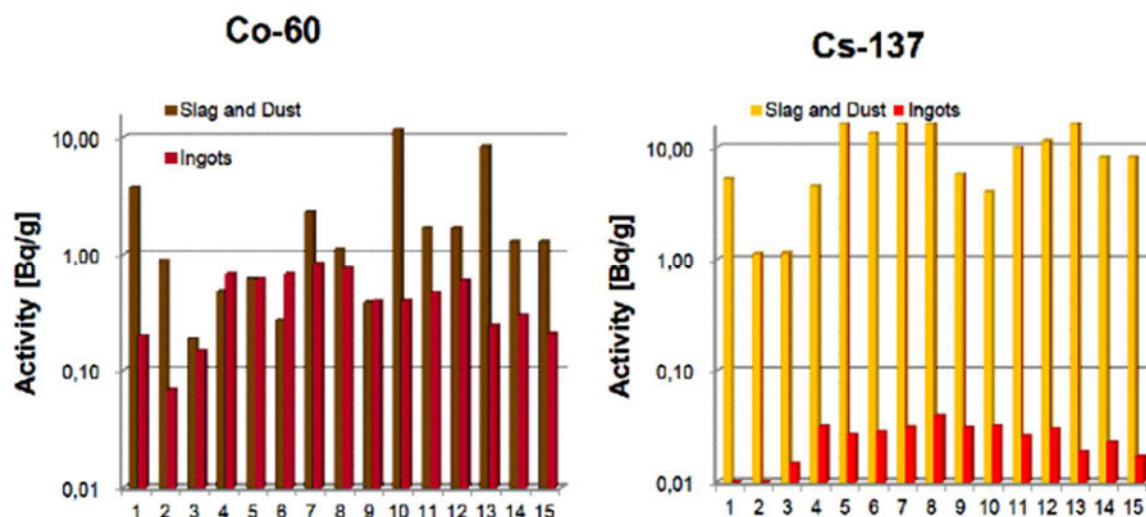


図 6-7 1,000 トンのスクラップを溶融した後のインゴット、ダストおよびスラグ中の放射能濃度 (参考文献 [23]より)

図 6-7 から次のことがわかる。

- スラグとダスト中の Co-60 の放射能濃度はインゴット中の Co-60 の放射能濃度と同程度から約 10 倍であるが、ダストとスラグの量がインゴットの質量の 2% 足らずであることを考慮すれば、Co-60 のほとんどはインゴット中に残存している。
- インゴット中の Co-60 の放射能濃度は、RP89 が定める Co-60 のクリアランスレベル 1 Bq/g 未満である (RP89 が定める Co-60 のクリアランスレベルは、現行の放射線防護令が定めるクリアランスレベルの 10 倍であった)。
- インゴット中の Cs-137 の放射能濃度は、スラグとダスト中の Cs-137 の放射能濃度よりも 2 桁ほど低く、インゴット中の Co-60 の放射能濃度の 1/10 程度である。

上記の結果を考慮し、スクラップ金属に含まれる Co-60 と Cs-137 以外の放射性核種の放射能濃度がわずかであることを考慮すれば、溶融処理した場合にインゴット中に残存する放射能を予め推定するためには、Co-60 のすべてがインゴット内に残り、その他の核種はすべて二次廃棄物に移行すると仮定した第一近似簡易モデルを使うことができる。この簡易モデルは、溶融施設を使ってスクラップを溶融するか否かを判断する際に使うことができる。

スクラップの除染作業が単純になること、Co-60 以外の放射性核種のほとんど (場合によってはすべて) が除去されること、およびインゴット中の残存放射能の測定が簡単であることが溶融処理の重要な利点である。

(4) 処理施設の受入基準

受入基準の最も重要なポイントについては、すでに上に記した。

- 放射能濃度の限度：SWT の溶融施設では、製品としてのインゴット (の放射能濃度) が

RP 89 が定めるクリアランスレベル（現在のレベルの 10 倍）を満足しなければならぬため、クリアランス対象金属に含まれる放射性核種の放射能濃度が制限される。

- クリアランス対象金属の形状・寸法が溶融炉の仕様によって制限され、また、安全面からの制約もある。
- 特定の種類の金属のみが受け入れられる。

ドイツ国外の施設を使う場合は、国境を越える放射性物質の輸送に関する規則が適用されるだけでなく、放射性物質の輸出に係る規制条件を厳密に満たす必要がある。さらに、廃棄物の所有に関連する規制要件も満たさなければならない。そのため、Stade 原子力発電所は、スウェーデンにおける処理施設に係る様々な許認可を得る必要がある。

(5) 溶融処理施設の利用可能性

次のような理由で、溶融処理施設の利用可能性が変動する可能性がある。

- 特定の時期に特殊な金属の溶融処理施設が使えなくなる。
- 事故等のために施設が一時的に閉鎖される。
- 許認可のいずれかが有効期限が切れる。
- 行政面の影響または法例の改定。

このように溶融施設が使えなくなった場合には、代替溶融施設を探すか、原子力発電所のサイトで処理しなければならなくなる。あるいは、溶融施設が再び使えるようになるまで、溶融処理対象金属を一時的に保管することにもなり得る。

(6) プロセスの信頼性と安定性

許認可を含めて上記の諸条件を満たすためには、そのためのプロセスを確立する必要がある。品質を確保するには、内部規定や品質保証に係る様々な措置が必要である。プロセスの複雑さ、プロセスに従事するスタッフ、そして多くの場合、当局による政治的な受容が、プロセスの安定性に重要な影響を及ぼす。

(7) 望ましい処理選択肢に係るプロセスのコストと効率性

上記の基準や要因のすべてが全体的な費用に影響を及ぼす。全体的な費用のすべての部分を事前に計算できるわけではなく、また、外部からの影響によって費用が変わる可能性もある。これらの費用を見積もるか、あるいはリスクとして考慮する必要がある。さらには、解体プロジェクトの全体的な工程に対する影響も考慮しなければならない。

(8) 長期的な面(残存廃棄物の量、減衰保管など)

ドイツには未だ最終処分場がなく、すべての放射性廃棄物を中間貯蔵施設に保管しなければならず、それによって放射性廃棄物の処理費用がさらに増加する。そのため、放射性廃棄物の発生量を最小限に抑えることが、一般的に費用効率が最も良い廃棄物処理方法になる。

スクラップ金属を溶融処理することで、放射性廃棄物の発生量を減らすことができる。二次廃棄物は化学的に不活性であり、その主要なものの容積は非常に小さいために、中間貯蔵のための前処理と準備、および最終貯蔵のための受け入れが容易になる。

放射性廃棄物の量を減らすもう一つの方法として、放射性廃棄物を減衰保管し、後にクリアランスすることが考えられる。スウェーデンでは、自国外で発生し自国内で溶融処理された金属廃棄物を自国内で減衰保管することは認められない。

(9) オンサイト処理かオフサイト処理か

前述した基準や事実次第では、解体プロジェクトのサイトに溶融施設を設置する方が効率的なのではないかという疑問が生じることもある。そのようなオンサイト廃棄物処理を実現するためには、次のような追加の条件を検討する必要がある。

- オンサイト処理を行うために使えるスペース
- オンサイト溶融処理に先立って行うべき処理機能の利用可能性
- スクラップの溶融処理に関するノウハウと経験
- 必要な専門家やスタッフの確保
- サイトに溶融施設を設置することの全体工程への影響
- 許認可環境
- セキュリティ対策
- 政治的な側面と受容

原子力発電所の大型機器については、その逆の間をしなければならない。大型機器をそのまま外部の処理施設に送り、解体プロジェクトのスケジュールで節約できる時間を別に活用する方が良い選択かもしれない。例えば、Stade 原子力発電所の場合、蒸気発生器 (SG) 全体が SWT に送られ、1 次系、2 次系を含む SG 全体が溶融に適した大きさに切断され、溶融に先立って、金属はクリアランスに適した部分と放射性廃棄物に分離された。溶融処理した放射性廃棄物と二次廃棄物は、Stade 原子力発電所に送り返され、現在、サイト内の中間貯蔵建屋に保管されている。



図 6-8 Stade 発電所から SWT への海上輸送中の蒸気発生器

(10) まとめ

ここに記した基準と事実は、スクラップ金属の処理方法の決定に際して考慮すべき重要な事項に関して、かなり込み入った考えを示すものである。すべての原子力発電所にとって最適な選択肢というものはないが、いくつかの一般的な条件を挙げることはできる。

物質が無条件クリアランスの基準を満たすと想定され、そのことを合理的な労力と経済的な方法で証明できる場合には、原子力発電所のサイトでクリアランスが実施される。非金属物質も条件付きクリアランスの対象となる（ドイツの場合は、埋立地への廃棄あるいは焼却のための特別なクリアランスレベルがある）。

- スクラップ金属の放射能濃度が無条件クリアランスレベルを超えるが、溶融処理すれば法令が定める条件が満たされる場合は、溶融処理が推奨される選択肢になる。また、小口径管や複雑な形状のスクラップについては、多くの場合、溶融処理が推奨される（解体物量の約 30%が溶融処理されている）。
- Stade 原子力発電所の場合、解体物の物量の大部分が汚染の程度が低い金属であったため、放射性スクラップを溶融処理するか否かが、廃止措置の経済的側面に関する主要な検討事項の一つであった。

Stade 原子力発電所では、それまでも SWT でスクラップ金属を溶融処理した長年の経験があり、原子力発電所外の施設で金属を溶融処理することがこの種の廃棄物を処理する費用効率の高い方法であると判断された。

6-3 溶融処理に関するGNSの活動実績

前章の冒頭に言及した GNS は 1996 年以來、2013 年までに年平均約 1,000 トンのスクラップ金属を、提携している 3 社の溶融施設に委託して溶融処理を行ってきた。年ごとの溶融実績を図 6-9 に示す。

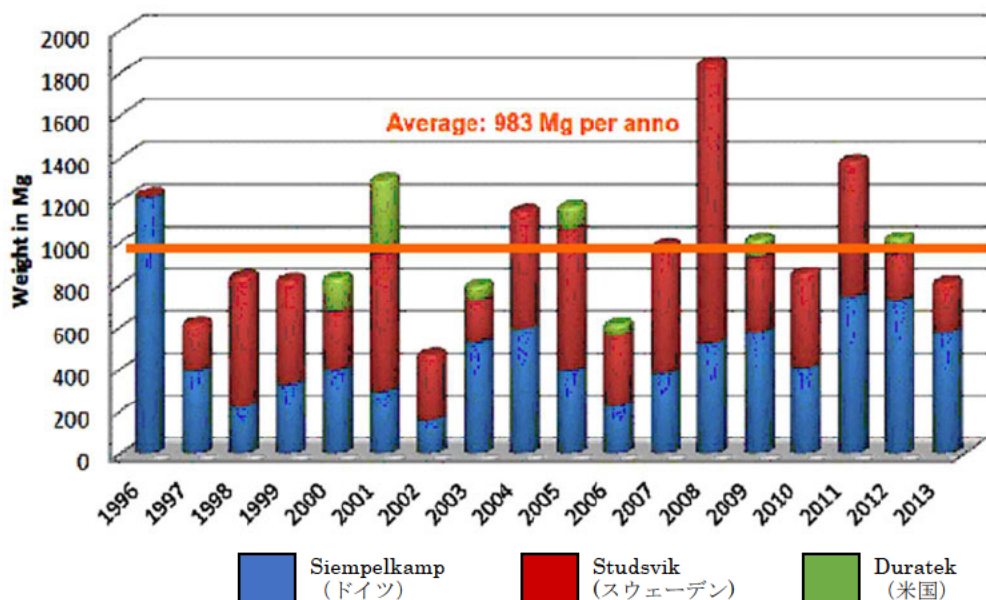


図 6-9 2013 年までに GNS が行った委託溶融処理 (参考文献 [26] より)

この間に溶融処理したスクラップ金属の量は合計 17,707 トンで、そのうち重量で 89% (約 15,900 トン) がフリーリリース可能であった。放出されなかった金属は合計 5% (約 830 トン)、その他のプロセス残留物は 6% (約 1,100 トン) で、これらを合わせると残りの放射性廃棄物の量のわずか 11%であった。

プロセス残留物には、主にスラグ、フィルタダスト、切断・ブラスト残渣、溶融炉ライニング、およびフリーリリースには適さないインゴットが含まれる。GNS は、放射性廃棄物に適用される基本要件に適合するために、最終処分場の基準に従って、パッキングなど、プロセス残留物の処理を行う。この処理の内容は主に、乾燥、高圧圧縮、パッケージングで、残量物を 2/3 程度まで減容し、最終的に中間貯蔵施設および最終処分施設の要件を十分に満たす廃棄物パッケージにされる。

GNS は、これらの実績を基に、溶融処理は、「放射性廃棄物の量を最小化するとともに、リサイクルを最大化にする」実証された手段であるとして、次のような利点を挙げている。

- Sr-90、Cs-137、アクチニド等の放射性核種のほとんどを除去することができる。
- 放射化学分析の必要が減り、放射能濃度の測定が容易になり、測定に要する労力・時間を少なくできる。
- 取り扱いや貯蔵が容易で、不活性で、均質であり、安定したインゴットにすることができる。
- 保管する場合、放射性廃棄物として処分する場合の容積を減らすことができる。

6-3 州による規制: シュレースヴィヒ・ホルシュタイン州の例

ドイツでは、原子力法に基づいて、原子力施設の許認可と監督に係る規制が各州の当局によって行われている。以下に、今回の調査のために聴き取りを行った TÜV Nord が TSO として関与しているシュレースヴィヒ・ホルシュタイン州でのクリアランスに関する規制の概要を記す。

E-ON 社の Brokdorf、Brunsbüttel、Krümmel の 3 つの原子力発電プラントと研究炉 HZG を抱えるシュレースヴィヒ・ホルシュタイン州では、エネルギー転換・気候保護・環境・自然省 MEKUN（以前のエネルギー・農業・環境・農村地域省 MELUR）が原子力規制の任に当たっており、その実施にあたり技術的な支援を受けるために、原子力法第 20 条の定めに基づいて、認可された独立専門家組織 TÜV Nord と技術支援契約を結んでいる。

TÜV Nord（本部はニーダーザクセン州ハノーファー）の原子力部門には約 400 人の専門家が主に廃止措置や放射性廃棄物の分野の業務を行っている。クリアランスに関わっている専門家は 40 人を超える。

溶融による金属のクリアランス/リサイクルは放射線防護令が定める廃棄物管理選択肢の一つであり、それを実施するには、MEKUN の認可を得る必要がある。その認可に係る手続きや施設の監督については手続きについては、MEKUN が詳細な規則を設けており、それらの規則には、海外での第三者施設におけるクリアランス処理に関する規則も含まれている。シュレースヴィヒ・ホルシュタイン州にはスクラップ金属の溶融処理ができる施設がないため、実際には、溶融処理は主としてスウェーデンの Cyclife の施設で行われている。

クリアランス処理を実施するには、先ず原子力事業者が必要な申請書を MEKUN に提出する必要がある。リサイクルが可能か否かを評価するには、スクラップ金属の同定から放射線防護令に従ったリサイクルまで、クリアランスプロセスの個々のステップを明確に説明する必要がある。これらのプロセスは、溶融処理事業者と原子力事業者の内部規定に従って管理すべきである。スクラップ金属の受入れ基準など、溶融処理施設が設けるさらなる要件が確実に実施されるように、必要な図書を当局に提出する必要がある。また、MEKUN は溶融施設の許可状況を把握しておく必要がある。MEKUN は、クリアランスプロセスを認可する前に、すべての要件が満たされていることを文書によって確認する必要がある。それに基づいて、それぞれの方法と文書について同意し、独立な専門家組織が行う検査の範囲と深さを決定する。

クリアランス認可の発給条件

- 安全性、透明性、手順の実行可能性
- EU の基本安全基準への適合性
- 放射線防護令の規定の遵守
- 申請者が取得している許認可
- クリアランスレベルの遵守
- 関連文書の完全性
- 監督当局による監督

MEKUN は、放射線防護令には明示的な規定はないが、原子力事業者ではない別の州や海外にある処理事業者（Siempelkamp Metallurgie 社やスウェーデンの Cyclife）がその施設に関する許可の範囲内でクリアランス処理を行うことを承認することもできる。その場合には、当然ながら、両州の当局（原子力事業者を監督する MEKUN と外部処理事業者を監督する別の州の当局）の様々な責任と主権がそのまま維持される必要があり、両当局間の合意と、クリアランスに関する両州の要件の調和が追加的な必要条件になる。また、原子力事業者は、自らの物質から発生する廃棄物に関する責任を負っているため、外部クリアランス処理から発生する二次放射性廃棄物を引き取る責任がある。

クリアランス検認は、放射線防護令に基づく行政行為である。放射線防護令で認められた溶融

処理によるスクラップ金属のクリアランスプロセスの流れを図 6-10 に示す。

MEKUN によるクリアランス検認を受けるための申請に当たって、原子力事業者の認可取得者である放射線防護責任者は、残存放射能がクリアランスレベル以下であり、当該物質が認可文書または放射線防護令に規定されたすべてのクリアランス条件を満たしていることを確認したことを記す溶融処理報告書を MEKUN に提出しなければならない。物質を規制監督から解放する前には TÜV Nord による評価（独自のクリアランス測定を含む）が必要であり、それに基づいて MEKUN が最終的なクリアランス許可を出すか、あるいは必要に応じて追加の監督を行うことになる。

実際のクリアランス手順には所有権の変更が含まれ、それには MEKUN の承諾が必要である。承諾の根拠となるのは、溶融処理事業者が提出し、原子力事業者が評価・確認した溶融処理報告書である。MEKUN がクリアランスの実施に伴う所有権の変更を承諾する前には、TÜV Nord による評価が必要である。その手続きは関係者が署名した公式の書類に記録される。

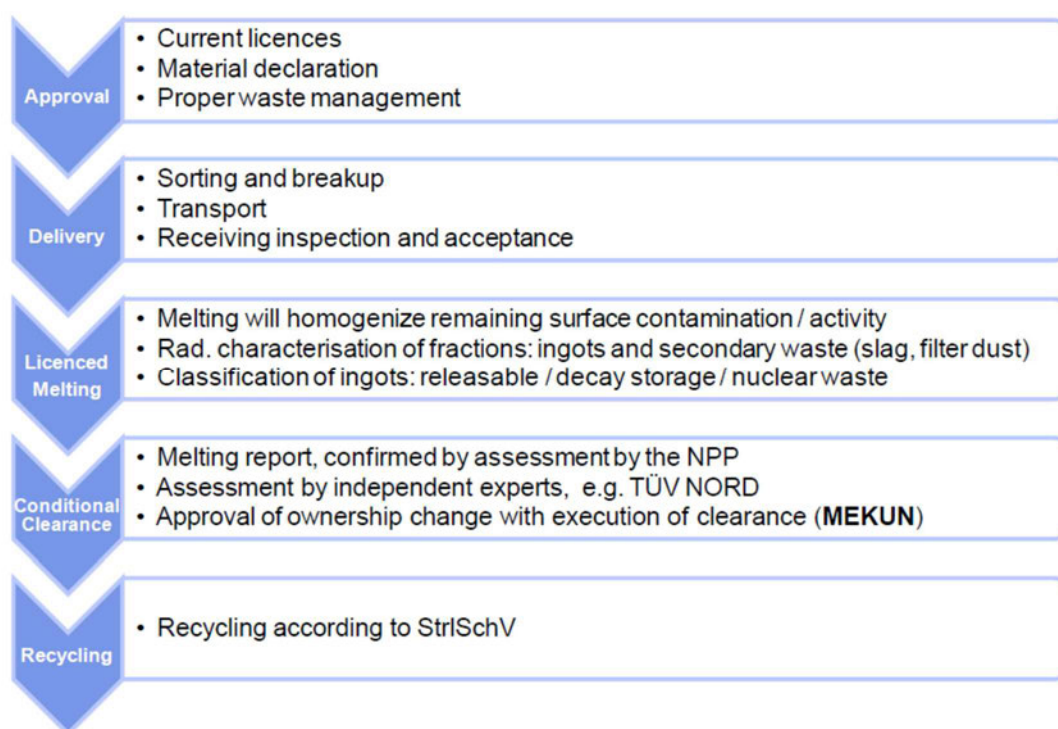


図 6-10 規則で許可された溶融処理によるスクラップ金属のクリアランスの流れの例（参考文献 [16] より）

上記プロセスの実施経験により、プロセスの仕様が完全に満たされていることを示す目に見えるパラメータを設ける必要性が指摘された。所有権変更前の原子力発電所と溶融施設間の物質および放射能の移動は、放射線防護令が定める受け払いに関する要件を満たす必要がある。クリアランスプロセス前後の計量は、適切な計測器を使うことで正確に行うことができ、それによって、すべてのクリアランスステップの完了が確認される。しかし、このような合理的なパラメータを使うには、クリアランスの方法とプロセスを熟知している必要がある。

これまでの規制経験に基づき、MEKUN は外部の溶融施設の活用について次のように考えている。

6. ドイツにおけるスクラップ金属の溶融処理の経験

- 国外（外部）の溶融施設を利用してスクラップ金属の処理とクリアランスを行うことは実施可能かつ有効な選択肢である。
- クリアランスに関する国の要件と国外処理施設を監督する規制当局の規制要件の調整が重要な課題である。
- これまでの経験が示すように、EU加盟国の別の国で金属のリサイクルを行うことは、追加の要件が課されるものの、国内でのリサイクルとほぼ同じ方法で実施することができる。

7. 参考文献

参考文献

- [1] National Reports of the Federal Republic of Germany for the Review Meetings for the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 2022
- [2] Ordinance on Protection against the Harmful Effects of Ionizing Radiation – Radiation Protection Ordinance (amended in 2019)
- [3] ESK INFORMATION PAPER, "Clearance of radioactive material and removal of non-radioactive material from the dismantling of nuclear power plants", 2022
- [4] RP89 "Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations", EU, 1998
- [5] "Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance", IAEA Safety Report Series No. 44, 2003
- [6] "Clearance: Standpoint on Radiation Protection", Federal Office for Radiation Protection (BfS), 2019
- [7] U. Quad W. Müller (Siempelkamp Nukleartechnik GmbH), "Recycling of radioactively contaminated scrap from the nuclear cycle and spin-off for other application", 2005
- [8] "Application of the Concept of Clearance", IAEA Safety Standards, General Safety Guide No. GSG-18, 2023
- [9] Stefan. Thierfeldt, "How the New Clearance Levels of the EU-BSS will affect clearance in Germany, Annales de l'Association belge de Radioprotection, vol. 43, No.2, 2018
- [10] Thomas Pöhlsen, "Clearance in the Framework of Decommissioning of Nuclear Power Plants in Germany", 2017
- [11] "Clearance during nuclear power plant decommissioning", An information portal of the Federal government and the Länder, Clearance during nuclear power plant decommissioning, Nuclear Safety Portal (<https://www.nuklearesicherheit.de/en/404/>)
- [12] Act on the Peaceful Utilization of Atomic Energy and the Protection against its Hazards (Atomic Energy Act)
- [13] Act on Protection against the Harmful Effects of Ionizing Radiation
- [14] "諸外国における放射性廃棄物のクリアランス及び再利用の実態に関する調査"、令和5年度 放射性廃棄物共通技術調査等事業放射性廃棄物海外総合情報調査報告書、第VI編、資源エネルギー庁/RWMC、2023
- [15] "Activity Measurement Methods in the Clearance of Radioactive Substances and Components of Nuclear Facilities — DIN 25457-4 Part 4, 2013
- [16] Matthias Bodenstein & Johannes Delfs (TÜV Nord), Oliver Karschnick (MELUR), "Example of establishing the recycling of scrap metal as a waste management option within German regulations", Symposium on Recycling of Metals arising from Operation and Decommissioning of Nuclear Facilities, 2014
- [17] 令和元年度原子力の利用状況等に係る調査（国内外の廃止措置の規制に関する調査）調査報告書、資源エネルギー庁（三菱総合研究所）、2020

- [18] Andrea Maria Kim, Florian Lietzmann, "Nuclide Vector for Decommissioning and Release Measurements in Germany", Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting Goyang, 2019
- [19] ISO 11929: Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation (2020)
- [20] RS-Handbuch (Manual on Reactor Safety and Radiation Protection), Federal Office for the Safety of Nuclear Waste Management (BASE), 2021
- [21] Thomas Kluth (Siempelkamp Nukleartechnik GmbH), "Utilization of External Capacities as an Integral Component of Concepts for Residues and Dismantling Using the Example of the CARLA-Plant", Symposium on Recycling of metals arising from operation and decommissioning of nuclear facilities, April 8-10, 2014
- [22] "Recycling of radioactively contaminated metals by melting", Material for OECD/NEA RWMC Meeting, 2024
- [23] Georg U. Bacmeister, "Some Impact of Melting Scrap for the Decommissioning of Nuclear Power Plant Stade", Symposium on Recycling of Metals arising from Operation and Decommissioning of Nuclear Facilities, 2014
- [24] "Managing of Low Radioactivity Material from the Decommissioning of Nuclear Facilities", IAEA, Technical Report Series No. 452, 2008
- [25] Matthias Bothe, "Empfehlungen zur Ermittlung der Repräsentativität von Nuklidvektoren bei Freigabemessungen", Auftragnehmer: Verein für Kernverfahrenstechnik und Analytik Rossendorf (VKTA) e.V., Dresden, 2009
- [26] Boris Westerwinter (GNS), "Gained experience concerning the treatment of radioactive metal scrap from German nuclear power plants", Symposium on Recycling of Metals arising from Operation and Decommissioning of Nuclear Facilities, 2014

付録1 TÜV Nord に対する聴き取り調査(第1ラウンド)

1. 聴き取り調査の目的:

ドイツにおける金属溶融リサイクルに関する調査の一環として、また福井県が現在、クリアランス対象金属の集中クリアランス処理事業の計画を検討していることも視野に入れて、ドイツにおける原子力発電所の廃止措置から発生する廃棄物のクリアランスの手順と規制経験について、州の規制当局に対する技術支援機関 (TSO) である TÜV Nord に対する聴き取り調査を行った。

第1ラウンドでは、日本の状況を説明するとともに、クリアランスに関わるドイツにおける規制の概要を聴いた。時間的制約もあり、技術的な事項については会合の目的を達成するために数点に触れただけで、踏み込んだ議論は行なわず、第2ラウンドで議論することとした。

2. 主な結果:

以下に会合における TÜV Nord による説明および TÜV Nord の意見をまとめる。

(1) ドイツにおける原子力安全規制

- ドイツにおける原子力発電および放射線に係る安全規制は、原子力法および放射線防護法、ならびに両法に関連する政令 (省令) に基づいて行われている。実際の原子力安全規制は、連邦環境・自然保護・原子力安全・消費者保護省 (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz : BMUV) の監督の下に、各州が行っている。BMUV の原子力安全規制関係スタッフの人数は多くない。
- 各州では、連邦 (Bund) と各州 (Land) の間の業務委託協定 (契約) に基づいて、州の所管当局が許認可・監督を含む原子力・放射線に係る安全規制を行っている。クリアランスプロセスに係る規制活動も州当局の所管。
- BMUV による州の原子力安全規制活動に対する監督の目的は、関連州の間で規制の内容や程度に大きな差がないようにする (基本的な整合性をとる) こと。BMUV は諮問機関として放射性廃棄物管理委員会 (ESK) を持っているが、ESK の勧告は法的拘束力を持つものではない。原子力安全規制の分野で BMUV の技術支援機関 (TSO) になっているのは原子炉安全協会 (GRS) で、GRS は安全研究や国際協力の分野で活動しているが、TÜV のように実際の施設の規制に関わる技術的詳細には踏み込まない。
- クリアランスは、放射線防護令に基づく安全規制 (監督・許認可) の対象になっており、クリアランス事業を行うには州当局の許認可が必要。

(2) 原子力安全規制に対する TÜV の関与

- TÜV Nord は、自動車や工業プラントに係る産業安全や情報技術などに関わるプロセス認証および製品認証を行う 4 つの技術検査協会 TÜV (TÜV Rheinland、TÜV Nord、TÜV Süd、TÜV Saar) の一つであり、産業界の資金で運営される純然たる民間組織。原子力関係の職員も多く (各社の担当者 200~400 人)、TÜV Nord (本部はニーダーザクセン州ハノーファー) の原子力部門では約 400 人の専門家が働いている (廃止措置や放射性廃棄物の分野が主)。クリアランスに関わっている専門家は 40 人を超える。
- 原子力法は、州の当局が原子力安全規制を行うに際して、技術面で TSO の支援を得ること

を認めており、そのための費用は、関係事業者が払うことになっている。TÜV Nord は、州の原子力安全規制当局と TSO 委託契約を結び、事業者が提出する許認可申請書類の技術的なチェックから、発電所現場の検査の実施まで、幅広く規制当局の業務を代行している（許認可を行うのは州の当局）。TÜV Nord は原子力事業者からの業務委託は受けていないが、例えば、TÜV Rheinland は、原子力事業者による許認可申請書類の作成支援も行っている。

- 脱原子力発電政策のために廃止措置と放射性廃棄物管理の分野ではこれからも業務量が増えるが、それ以外の分野では業務が増えることがなく、原子力に関する技術を維持するのが大変だが、今後 10～20 年は、廃止措置関連業務で、技術力を維持できると考えている。

(3) クリアランス処理施設の建設に係るドイツの許認可手続き

- クリアランス処理 (Conditioning) 施設の建設に係る許認可プロセスは、それが原子力法に基づくのか放射線防護令に基づくのかで異なってくる。一般論として、原子炉施設、燃料製造施設、中間貯蔵施設のように潜在的な危険性の高い施設の建設の場合には、原子力法に基づくフルスコープの安全審査が必要であり、安全解析・安全評価が必要になる。それに対して、RI 使用施設や低レベル放射性廃棄物の処理施設などの場合は放射線防護令に基づく許認可で済み、細かな安全評価は必ずしも求められない。(場合によっては、原子力安全規制当局とは違う別の州当局による許認可で済むこともある。)
- TÜV Nord は Siempelkamp Metallurgie のケースには関与しておらず、調べてみなければ分からないが、同社の熔融処理施設は放射線防護令の下に許認可を得て操業していると考えられる。Siempelkamp Metallurgie の許認可およびクリアランス業務には州の規制当局を通じて別の TÜV が関与している可能性も考えられる。調べることは可能だと思う。
- 潜在的な危険性の高い施設に関する安全審査 (安全解析・安全評価のチェックなど) は普通、州の原子力安全規制当局の TSO である TÜV によって行われるが、放射線防護令の対象となる潜在的な危険性の低い RI 施設などの場合には、通常審査のすべてを州の当局が行う (稀に安全評価のチェック等を TÜV が行うこともある)。(放射線防護令は TSO の活用には言及しておらず、TÜV による作業の費用に関する定めもない。)
- クリアランス処理施設などの建設については、放射線防護令に基づいて許認可が行われると考えられるが、どの程度の安全評価 (作業員および公衆に関する被ばく評価) が必要かは、建設に係る許認可申請の中味を見て、州の規制当局がケースバイケースで判断する。判断は州によっても違い、一律に決められてはいない。その際の判断の基になるのは施設の運転に伴うリスクの大きさ、すなわち、扱う放射性物質の放射能インベントリ、事象時に放出される放射性物質の量などである。この場合、事前協議に基づき、graded approach を適用して、安全評価の程度を決めることが推奨されている。
- クリアランス処理施設に類似した施設の一例としては、ドイツの発電所サイトに除染などを行う“廃棄物処理センター”が新規建設された例がある。その際には、原子力法ではなく放射線防護令に基づく許認可が州の当局によって行われ、これには TSO も関与した。

(4) クリアランス測定に係るいくつかの技術的ポイントについて

a. クリアランス測定に関する標準・基準・ガイドライン

- クリアランスに関する一般的な要件と手順は放射線防護令に記されている。ドイツ規格協

会の標準 DIN 25457-1~7*にはスクラップ金属に関するクリアランスの手順や測定方法が記されている。金属の溶融処理時の放射性核種の分配係数などについても記している。放射線測定のための技術的な基本事項 (決定しきい値、検出限界、不確かさの評価方法など) については国際規格 ISO 11929 がガイドラインになる**。

- DIN 25457 および ISO 11929 は、現場実務の詳細なことを記すものではなく、クリアランスのやり方、測定の方法といったことに関する一般的な推奨事項を記すもので、拘束力を持つものではない。(ただし、クリアランス認可申請者の提案がこれらの標準に依拠していることは提案の適切性を主張するのに役立つ。)
- 実際にどのような方法を用いてどのような手順でクリアランス測定を行うかなど、プラント固有で詳細な事項は、クリアランス認可申請者が申請書に記し、当局の審査を経て、それが認可条件として、拘束力のあるクリアランス認可通知に記される。

b. 溶融処理は「希釈」に該当するか

- Siempelkamp が行っているような金属の溶融処理は、クリアランス対象金属に他の一般スクラップ金属が混合されることはなく、ドイツでは、「均質化」であって「希釈」には当たらないと解釈されている。実際には「均質化」プラス「除染」である。金属を溶融することで、アルファ線放出核種やセシウムなどは溶融金属外に移行し、主として鉄と合金化しやすい元素のみが溶融金属内に残る。そういった除染効果はあるが、溶融処理は「希釈」ではない。

c. 溶融・インゴットの均質性

- 溶湯とインゴットの均質性は、鑄造業等における誘導炉を使った長年にわたる国内外での金属溶融処理の経験を通じて確立された事実であり、当然のこととされている。TÜV Nord も自らの測定で確認している。均質な溶湯 (インゴット) が得られるのは、高温で攪拌力の強い誘導炉の基本性能であり、大きなメリットでもある。したがって通常は、溶湯から造ったわずかな量のサンプル (パックと呼ばれる) についてクリアランス測定を行うだけで、溶湯 (インゴット) の均質性を確認するための測定・試験を行うことはない。TÜV Nord の経験では、同じ溶湯から採った複数のサンプルの間に、スラグによる汚染があったケースを除いて、放射能濃度の有意な差があった事例はない。むしろ、通常の作業の間にときおり溶湯からいくつかのサンプルを採って均質性を確認することはできる。施設の試運転時に均質性確認試験を行うことも考えられる。

福井プロジェクトではスクラップ金属を溶融処理して作ったインゴットのクリアランス測定・評価を溶湯から採取したサンプルのγ線測定とスケーリングファクタを用いて行うことを考えている。そのためには、溶湯サンプルの代表性を裏付ける溶湯の均質性が保証されていなければならない。今回の聴き取り調査では、ドイツでは溶湯の均質性をどのように保証しているかを聞いたが、TÜV Nord は、長年の経験に基づいて「誘導炉の溶湯の均質性は確立された前提条件」としており、今ではその妥当性が問題にされることはないと考えているようであった。

なお、JAEA は、高減容施設で行った試験の結果、放射能濃度測定値の相対標準偏差 (測定値のばらつき) は、Mn-54 で 4.4%、Co-60 で 9.0%であり、「試料調製誤差や測定誤差を考慮すれば、巨視的にはインゴット中にほぼ均一に分布していると考えられる」と報告している。(デコミッションング技報第9号、1993年、J Nucl Sci Technol., 2016年。)

* DIN 25457: Activity Measurement Methods in the Clearance of Radioactive Substances and Components of Nuclear Facilities — Part 4: Contaminated and Activated Metal Scrap (2013)

** ISO 11929: Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the coverage interval) for measurements of ionizing radiation (2020)

d. クリアランス/リリースの手続きと必要なサンプル数

- 日本と違いドイツでは、クリアランスに係る安全規制が州の当局によって行われており、規制の細部には州による違いがある。そのため、クリアランス測定とクリアランス金属のリリースに係る手続きが次のように（日本に比べて）かなり煩雑になる。

クリアランス測定が完了するまではスクラップの所有権は処理を委託する発電所にあるが、スクラップ自体とその扱いは、発電所が所在する州の規制当局と熔融処理施設が所在する州の規制当局間の合意に基づいて、両規制当局の監督下におかれる。クリアランス測定が完了し、インゴットをリリースする際、① 発電所がリリースする場合には、発電所所在州の規制当局が定める手続きを経てリリースされ、② 熔融処理施設がその所在州の規制当局の定める手続きを経てリリースする場合には、それに先立ち、両規制当局の承認を得て所有権を発電所から熔融処理施設に移転する必要がある。

通常、クリアランス測定は熔融処理施設を所管する規制当局が求める要件に従って行われるため、① の場合には、発電所あるいは発電所を所管する規制当局の TSO による最終的なクリアランス測定（判定測定）が必要になることもある。

- TÜV Nord の経験によれば、最終的なクリアランス測定（判定測定）に必要なサンプル数は最少で 2 個（測定用と保管用）。このほかに発電所が自ら測定するために要求する場合があります。また、規制当局が TSO に適切性確認のために測定させるためにサンプルを要求することもある。

e. クリアランス測定の方法

- インゴット（溶湯）サンプルに含まれる測定が容易な放射性核種の測定には、 γ 線スペクトロスコーピーが標準的に使われる。放射能濃度に対する寄与が最大の核種は Co-60。測定が困難な放射性核種（ α ・ β 線放出核種を含む）の放射能濃度は、通常、発電所が提供するスクラップ金属の放射線特性評価データ（スクラップ金属に含まれる放射性核種の放射能濃度データなど）を基に、スケールリングファクタや熔融時の放射性核種の分配係数などを使って評価される。

分配係数については、当局によって認められた値が表で与えられている。スケールリングファクタは鉄系スクラップについては適用可能であるが、アルミニウム等については必ずしも適用できない。測定が困難な核種の放射能濃度の評価に放射化学分析が用いられることもあるが、実施頻度は低い。



- 今回の会合に際して、TÜV Nord は非常に協力的であった。
- 今回の会合（および関連する文献調査）によって、廃止措置・クリアランス等に関するドイツの規制体制の大まかな概要を把握することができた。
- また、クリアランス等に関する安全規制の技術面では、安全評価書の審査、クロスチェックからクリアランス測定・評価の方法と結果の適切性チェックまで、TÜV が準主役的な役割の役割を果たしていることが理解できた。
- ドイツでは母材が放射化された金属のクリアランスが明示的には禁止されていないが、今回の会合でのクリアランス測定に関する TÜV の説明を聞く限りでは、実際のクリアランスでは、(クラッド等による) 表面汚染だけがあるスクラップ金属のみが対象とされ、母材に有意な放射化があるスクラップ金属は対象としていないように思われる。

- また、溶融処理は、スクラップ金属の均質化よりは、溶融除染を主目的に行われていると思われる。
- 時間的制約のために十分な議論ができなかった事項については、今回の会合の範囲内でメールによる確認等を行うことで双方が合意した。
- なお、TÜV Nord は2年ごとに"**Symposium on the Release of Radioactive Materials**"を開催しており、そこではクリアランスに関する様々な情報が得られるとのこと。2024年の第13回はドイツ語で開催されるが、2026年は **International Symposium** として英語で開催される予定。

付録 2 TÜV Nord に対する聴き取り調査（第 2 ラウンド）

1. 聴き取り調査の経緯：

TÜV Nord に対する聴き取り調査の第 2 ラウンドでは、PTP が予め準備した質問のそれぞれに対して TÜV Nord が口頭および文書で回答するという形で、ドイツにおける原子力発電所の廃止措置から発生する廃棄物のクリアランスの手順と規制経験について、TÜV Nord の説明と見解を聴いた。

2. 主な結果：

以下に日本側の質問に対する TÜV Nord の回答を整理して記す。

(1) クリアランス処理事業の許可

- ドイツでは、放射線防護法第 12 条（「許可を要する行為」のうち「その他の放射性物質の取扱い」）に基づいて、州（Bundesland）の所管当局がクリアランス処理事業（廃棄物処理事業）に係る許可を発給する。
- 一般条的な許可条件は、放射線防護法第 13 条（許可の一般的発給条件、許可手続きの留保）に定められている。

(2) クリアランスに係る認可手続きとクリアランス通知

- 一般的な手続きとして、クリアランス処理事業者（または原子力事業者）は、クリアランス処理の実施に先立って、まずは所管当局にクリアランスの実施に係る承認申請を行う。それを受けて、所管官庁は、申請の内容（添付の説明書類を含む）を審査し、申請内容が適切ならば、それを承認し、法的拘束力のあるクリアランス通知をもって審査結果を申請者に通知する。クリアランス通知には、必要に応じてクリアランス作業の実施に関する追加条件が含まれることもある。クリアランス処理事業は、クリアランス通知書に定められた要件に従って行われなければならない。

クリアランス検認を受ける際には、所管官庁は、クリアランス処理事業者の検認申請に基づいて、クリアランス測定が上記クリアランス通知に定められたとおりに行われたこと、および放射能濃度がクリアランスレベル以下であることを確認した上でクリアランス処理事業者によるクリアランス判定の結果を承認し、その旨をクリアランス通知で申請者に通知する。

- 上記手続きの法的な根拠は、放射線防護令第 33 条（クリアランスの許可）に規定されている。放射線防護令第 42 条（許可保有者の義務）によれば、認可取得者である（クリアランス処理事業者の）放射線防護責任者は、放射性物質が非放射性物質として規制監督から解放される前に、クリアランス通知の内容が遵守されていることを確認しなければならない。つまり、クリアランス判定に関する責任は、原則として、放射線防護責任者にあることになる。ただし、放射線防護令第 33 条によれば、所管当局は、放射線防護管理者がクリアランス通知の内容を遵守していることの証拠を確認する（原子力事業者によるクリアランス判定結果の確認を含む）という留保条件の下でクリアランス認可を発給することができる。したがって、所管当局によるクリアランス判定結果を承認は、原子力事業者がクリアランス判定の結果を確認した後に行われなければならない。

- クリアランス申請ごとに対象施設やクリアランスプロセスが異なるために、審査事項はケースごとに異なり、また、当局が課す要件なども異なるために、クリアランス通知の内容もケースごとに異なる。多くの場合、クリアランス作業の手順、特にクリアランス測定手順や測定が困難な核種に関する計算について説明した文書が審査の主な対象となる。当局が必要と判断した場合にはクリアランス通知に留保条件が定められる。また、クリアランスプロセスとクリアランス測定の実施方針に係る内部規定については所管当局の承認を受ける必要があるという規定もクリアランス通知に含まれる。
- 個々のクリアランス判定のそれぞれに関する承認が必要であると当局が判断する場合には、通常、クリアランス判定に関するすべての文書がクリアランスプロセスの後に審査される。これには主に、サンプルを用いた測定（分析）結果と測定手順、および測定が困難な核種に関する放射能濃度の計算が含まれる。ただし、Siempelkamp の場合には、そのような承認行為は、金属インゴットについては行なわれず、溶融プロセスの副次物（ダストややスラグなど）について、および埋立を目的とする特定目的のクリアランスの場合についてのみ行われている。

このように、Siempelkamp は、インゴットのクリアランス手続きが所管当局の留保条件なしに行われている施設の代表例である。すなわち、Siempelkamp では、クリアランス判定は放射線防護担当者（放射線防護責任者の委任を受けた者）によって行われ、所管当局によるさらなる承認が行われていない。それが、所有権の変更前に原子力事業者がクリアランス判定の結果を確認するという留保条件を原子力事業者の所管当局が要求する理由の一つである。

(3) 放射線特性評価に関する要件

- 原子力事業者が行う解体廃棄物に関する放射線特性評価は、廃止措置作業の一環として行われる作業であり、それに関する要件は原子力発電所の廃止措置許可手続きの際に州の所管当局によって審査・承認される事項である。放射線特性評価の内容（要件）には、通常、クリアランスに必要な事項（重要核種の放射能濃度の評価や核種ベクトルの決定など）も含まれるが、クリアランスに係る規制当局がその審査・承認に関与することはない。
- クリアランスに係る規制当局の所管事項は、プロセスの安全な実施とクリアランス検認であり、放射線特性評価に関連する事項としては、クリアランス対象金属の溶融施設の受入基準への適合性と輸送に係る安全要件への適合性が主な関心事である。
- 通常、クリアランス申請に先だって、クリアランス対象物候補が（溶融処理を行う場合も含めて）実際にクリアランスレベルに適合できるか否か、放射線特性評価の結果に基づく評価が行われる。そのための放射線特性評価の要件に関してはドイツにも IAEA の GSG-18 に記された要件に相当するガイダンスがあるが、それは原子力事業者またはクリアランス処理事業者が参考にするためのものである。

(4) クリアランスに重要な放射線特性評価データ

- 放射線防護の観点からは、処理施設の受入基準に関連するクリアランス対象物の線量率と表面汚染に関する情報が重要である。
- 溶融除染の前には、クリアランスレベルに適合できるか否かの評価を行わなければならない。そのために、原子力事業者は、難測定放射性核種を含む核種ベクトル（NV）を提供する必要がある。特定の key 核種に対する難測定放射性核種の割合を

表すスケーリングファクタは暗黙的に NV の一部である。金属を溶融する際には、放射性核種が金属中に保持される割合およびスラグやダストに移行する割合が核種によって異なるために核種の分配が生じ、スケーリングファクタが大幅に変化することがよくある。

(5) 放射能濃度評価対象核種の選定

- 通常、放射能濃度評価対象放射性核種（significant nuclides）は、クリアランス処理事業者が、原子力発電所から提供された放射線特性評価データに基づいて決める。

(6) 放射能濃度評価の対象核種

- ドイツにおけるクリアランスプロセスには、専らドイツ工業規格 DIN 25457 シリーズが適用されている。DIN のガイドラインは、産業界、規制当局、および TSO の代表者によって作成されたものであり、共通の理解に基づくものといえる。DIN 25457-4（放射性物質および原子力施設の機器のクリアランスに使われる放射能測定方法 – Part 4：汚染・放射化されたスクラップ金属）には、鋼に関する代表的な核種ベクトルが記載されている。
- 鋼のインゴットに関するクリアランス判定の場合、考慮すべき支配的な放射性核種は Co-60 である。他の金属の場合の支配的な核種は分配係数で変わってくる。たとえば鉛の場合には、Sr-90 が最も重要な放射性核種になる。

(7) 放射能濃度評価対象核種の核種ベクトルの例

- DIN 25457-4 の付録には、参考的な意味で典型的な核種ベクトルのリストが示されている。それらの核種ベクトルは、ユーザーのためのオリエンテーションを目的とする例であり、実際の核種ベクトルを表すものではない。

Radionuklid	NV1	NV2	NV3	NV4	NV5	NV6	NV7	NV8
Fe-55			20	2	5	17	16,0	85
Ni-59							21,0	
Ni-63			48	20	29	30	43,0	10
Co-60	100		24	9	4	15	15,0	5
Sr-90+					4		0,5	
Ag-108m							0,5	
Cs-137+		100	8	69	54	2	0,5	
Eu-152						6	1,0	
Eu-154						2	0,5	
Eu-155							0,2	
Pu-239/240						4	0,2	
Pu-241					3	18	1,5	
Am-241					1	6	0,1	
Summe	100	100	100	100	100	100	100,0	100

NV1：放射性核種は Co-60 のみ。Co-60 の割合が多い場合の包絡的アプローチ。測定に際して他の放射性核種が存在する場合には、Co-60 で代表。

NV2：放射性核種は Cs-137 のみ。Cs-137 の割合が多い場合の包絡的アプローチ。測定に際して他の放射性核種が存在する場合には、Cs-137 で代表。

NV3 と NV4：燃料要素に欠陥がない場合。最終停止から 5～6 年後。Co-60 と Cs-

137 の割合のばらつきが大きい場合。

NV5 : 少量のアルファ線放出核種による汚染がある場合。

NV6 : アルファ線放出核種の割合が高く、より複雑な汚染の場合。

NV7 : アルファ線放出核種の割合が少なく、より複雑な汚染の場合。

NV8 : 表面汚染のない放射化された鋼。最終停止から 5～6 年後。

(8) 処理施設の受入基準(WAC)

- クリアランス処理施設の受入基準には次のような事項が含まれる。
 - 溶融/処理施設の許可要件（施設に関する許可条件：総放射能量（放射能インベントリー）、核分裂性物質の含有量など）
 - 放射線防護要件（クリアランス対象物収納容器（ドラム缶、鉄箱）の表面線量率、非固着性の表面汚染の有無、アルファ線放出核種による汚染の有無等）
 - 労働安全衛生基準（物質の組成、亜鉛メッキや塗装/コーティングがないこと、中空密閉スペースがないこと等）
 - クリアランスレベルを満たすための要件（例えば Co-60 の最大総放射能・最大放射能濃度、放射化の有無等）
- 以上に加えて、処理対象金属に含まれる特定の核種（Co-60、アルファ線放出核種など）の最大許容比放射能なども WAC に規定されることがある。
- 処理施設の許可条件になっている事項は必ず処理施設の WAC に定めて規制当局の確認を受けなければならないが、施設の運用に関わる事項（クリアランス対象金属の寸法、一度に受け入れることができるクリアランス対象金属の量等）など、より詳細な事項や処理キャンペーン固有の条件は、処理委託者と処理事業者の間の役務委託契約の中で決められる。

(9) 処理施設へのスクラップ金属の輸送

- 放射線防護法の第 27～30 条には危険物の輸送に関する基本的な要件（許認可要件、有効期間、輸入/輸出に関する要件など）が定められている。輸送は通常、独立した輸送業者によって行われ、輸送に関する責任は輸送業者が負う。

(10) 放射能濃度がクリアランスレベルを超える金属の溶融施設における受け入れ

- ドイツの慣行では一般的に、溶融施設が、無制限クリアランスを行うために放射能濃度がクリアランスレベルを超える金属を溶融施設が受け入れることはないが、次のような理由で溶融施設が放射能濃度がクリアランスレベルを超える物質を受け入れることがある。すなわち、クリアランス測定が溶融除染後に行われるため、溶融除染後にはクリアランス判定に合格するとの見込みがあるため、あるいはクリアランス判定に合格しなくても、金属インゴットを埋立処分するためにクリアランスレベルがかなり高く設定された特定目的クリアランスの選択肢も用意されているためである。また、Siempelkamp の場合には、除染後の金属を保管しておき、それを、金属中の残存汚染が問題にならない放射性廃棄物貯蔵容器などの製造に使うことができるためである。その場合は、製品が引き続き規制監督下に置かれるため、クリアランスの必要がない。

(11) 処理委託者から処理事業者への放射線特性評価データの提供

- 処理委託者が行った放射線特性評価の結果（データ）や、処理施設での受け入れに必要な情報は、クリアランス対象金属の引き渡しに先立って処理事業者に提供されなければならない。

(12) 溶融処理前後の除染

- 通常、原子力発電所ではクリアランスのための除染が行われることはない。ただし、通常は、廃止措置に先立ってシステム全体の除染が行われ、それにより、1次系およびそれにつながる系統の放射能が大幅に（1桁以上）低減され、溶融施設の受入基準を満たす物質がより多くなる。
- 状況次第では溶融施設で溶融前にブラスト除染を行うこともある。ただし、通常それは、放射能レベルを下げるためではなく、主に溶融炉に有害な亜鉛メッキやコーティング（可燃性塗料など）を除去するために行われる。
- 無制限クリアランスの場合、放射能濃度がクリアランスレベル以下であることに加えて、表面汚染レベルが放射線防護令の定める表面クリアランスレベル以下でなければならない。そのため、スラグの付着などでインゴットの表面汚染が表面クリアランスレベルを超える場合には、サンドブラスト等による除染が行われる。

(13) 放射化された金属の溶融処理

- 放射化された金属を溶融処理するか否かは個々のケースで異なる。放射化したスクラップ金属の溶融は、クリアランスレベルを満足する可能性がある場合にのみ行われる。放射化されたスクラップ金属の溶融は、通常、廃棄物受入基準によって制限される。

(14) インゴットの均質性

- ドイツでは、誘導炉を使う溶融処理では、高温と対流攪拌（電磁攪拌）のために完全な均質性が得られることが前提とされている。均質性は、同一溶湯から採取した複数のサンプルの測定によって随時確認されている。
- 溶融処理の重要な点は、非均質で複雑な形状の金属機器や、アクセスできない表面を持つために除染と測定が困難な機器を溶融してインゴットにすることで、容易に除染（溶融除染）が行われ、クリアランス測定も容易になり、労力と費用が節減できるという点である。

(15) スケーリングファクタ

- 原子力事業者が放射線特性評価時に算出した元のスケールリングファクタは、金属の溶融時に放射性核種の移行・分配が発生するために、溶融後の放射能濃度の評価には使われない。スケールリングファクタが使われる場合には、それらは、原子力事業者によって提供され、溶融施設で分配係数（移行係数）を考慮して修正された値が使われる。
- Co-60が複合酸化物の形で（クラッド内に）存在し、溶融過程でスラグに移行する可能性は考えられるが、ドイツではクリアランスにおけるその影響は考慮されていない。ドイツでは、Co-60の約90%は金属内に残るといふ分配係数が一般に受け入れられており、また、Co-60の放射能は溶融バッチごとにサンプルを採取して測定されており、Co-60のクリアランス測定（判定測定）に際して上記現象が有意な影響を及ぼす懸念はない。

- 物理的な除染（サンドブラストなど）が行われる場合については、スケーリングファクタの変化は無視できると考える。スケーリングファクタが変化する可能性があるのは、（酸などを使う）化学的な除染方法が用いられる場合のみで、そのような場合には、スケーリングファクタが変化しなかったことを証明する必要がある。

(16) 溶融時の核種分配係数(移行係数)

- DIN 25457-4 には、鋼の溶融に関する分配係数が示されている。それらの係数は Siempelkamp が実測値に基づいて決定したもので、関係当局によって承認されたものである。
- 分配係数（移行係数）は溶融条件によって変わってくるため、実際に使う溶融炉のデータを使って決めることが勧められる。

(17) クリアランス測定と判定

- 溶融処理を行う場合、溶湯の均質性が自明であるため、1回の溶融バッチ（約3トン）当たり採取されるサンプル数は2~3個（保管用等を含む）である。通常はそのうちの1個についてクリアランス測定が行われる。
- ドイツの放射線防護令は、 $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与が10%未満の放射性核種の測定は省略できると規定している。したがって、この条件が満たされていることを示すことができる場合には、それらの核種に関する測定は必要ない。溶融処理を行う場合、 $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与が10%未満であることは、通常、分配係数と溶融前の初期の核種ベクトルに基づいて示すことができる。例えば、溶融前のアルファ線放出核種の寄与が Co-60 の寄与の数%程度の場合、溶融後には Co-60 の90%は金属内に残り、アルファ線放出核種の99%程度は金属から除去されてスラグや粉塵に移行するため、溶融後の Co-60 の寄与は90%より大きくなる。また、汚染が均一な金属サンプルの場合、ガンマ線スペクトロスコーピーによって Am-241 が放出する 59.5 keV のガンマ線を測定することで、アルファ線放出核種を測定することも可能である。

(18) 溶融処理後のアルファ線放出核種の放射能濃度の推定

- アルファ線放出核種の放射能濃度は、通常、スケーリングファクタと分配係数を用いて評価される。 $\Sigma(D_j/C_j)$ に対するアルファ線放射核種の寄与はわずかであり、放射線防護令に従ったクリアランス判定では、 $\Sigma(D_j/C_j)$ への寄与が合せて10%未満の放射性核種は無視することができる。
- 特別な場合には、例えばクロスコンタミネーションを排除するために、放射化学分析が行われることもある。
- 汚染が均一な金属サンプルの場合、ガンマ線スペクトロスコーピーによって Am-241 が放出する 59.5 keV のガンマ線を測定することで、アルファ線放出核種を測定することも可能である。
- アルファ線放出核種による汚染がクリアランス判定に影響を与える可能性があるのは、燃料要素の損傷のために照射燃料による一次系の汚染が高い「古い」原子力発電所や、そのような原子力発電所の一部区域から排出された金属をクリアランスする場合のみである。普通、これらの区域はよく把握されており、特別な放射線防護措置が講じられている。
- 燃料加工の際に燃料棒表面に着いたわずかな UO_2 の核分裂に由来するアルファ線放出核種や核分裂生成物による汚染の問題はドイツでも発生したことがある。しかし、

燃料棒表面の汚染を最小限に抑えるために多大な努力が払われ、今では、燃料棒の損傷がないプラントでは、アルファ線放出核種による汚染は実質的に発生していない（一次冷却材中の水のアルファ線放出核種の濃度は Co-60 の濃度の 1000 分の 1 未満）。

(19) 溶融処理後のベータ線放出核種の放射能濃度、表面汚染の測定

- ベータ線放出核種で重要なのは Sr-90 であるが、その放射能濃度はガンマ線測定で求めた Cs-137 の放射能濃度とスクレーピングファクタを用いて評価することができる。銅を溶融処理した場合には、Sr-90 のほとんどはスラグに移行し、重要な核種ではなくなる。鉛の場合には、放射性核種 Sr-90 の放射能濃度を求めるために放射化学分析が重要になる。溶融プロセス後も Sr-90 の多くが鉛母材中に残存する。
- 表面汚染の測定には次の方法が使われる。
 - 非固着性の表面汚染についてはワイプテスト
 - スラグの残留物をチェックするにはシンチレーション検出器

(20) ガンマ線検出器(半導体検出器)の較正

- ガンマ線検出器の較正（ガンマ線計数率をサンプルの放射能濃度に換算する係数の決定）を行うには、標準線源と遮蔽実験の組み合わせや、決定論的な計算など、様々な方法が使われる。一般的には、溶融物から採取したサンプル（通常は小さな金属ディスクの形状）のガンマ線スペクトロスコーピーが使われ、これは、一般的な実験室で1時間たらずで行うことができる。モンテカルロ法は使われていない。

(21) クリアランス判定における不確かさの考慮

- 統計的な不確かさは DIN EN ISO 11929「電離放射線における検出限界（決定しきい値、検出限界および包含区間の限界）の求め方」に従って評価される。クリアランス判定は、その他の不確かさも考慮して、95%の信頼水準で行われる。すなわち、この信頼レベルに基づいて計算された期待値、および系統的な誤差と統計誤差に関連する不確かさをもって、クリアランス判定が行われる。

(22) クロスコンタミネーションの防止

- 一度に処理する金属を一つの処理委託者からのものに限定する。
- 異なる処理委託者からの金属を別々に保管する。
- 各バッチの処理後に、汚染の検査を含めて、作業区域を清掃する。また、作業中は常時放射線測定を行う。
- クロスコンタミネーションにはケースバイケースで対処するが、クロスコンタミネーションが起きたことはほとんどない。

(23) 規制当局(TSO)によるクリアランス測定

- 通常、コントロール測定は溶融バッチごとに実施され、ほとんどの場合、追加のサンプルを用いて行われる。

(24) クリアランスされた金属のリリースに係る申請

- クリアランス（リリース）が行われる前に所有権を譲渡する必要がある。原子力発電所の監督当局は処理施設に関する監督責任を負わない可能性があるため、クリアランス

（リリース）の申請は処理事業者が行う必要がある。通常、所有権の移転には原子力発電所の監督当局による事前承認が必要であり、承認は、物質がクリアランスの条件を満たしている場合にのみ与えられる。

(25) クリアランスに使われる放射線特性評価データに関する責任と所有権の移転

- クリアランスプロセス、したがってそれに使われるデータの一貫性に関する責任も、クリアランス認可の取得者（クリアランス処理事業者）にある。
- クリアランスされたインゴットをリリースするには、事前にその所有権を変更する必要がある。通常、所有権の変更には原子力発電所の所管当局（州の所管省）の承認が必要であり、原子力発電所がその承認を得るには、インゴットの放射能濃度が、選択されたクリアランス選択肢に係るクリアランスレベル以下であることを証明しなければならない。
- 原子力発電所を所管する当局が所有権の変更を承認する際には、原子力発電所サイトでクリアランス判定がなされる場合の要件と同じ条件の下で処理施設でのクリアランスプロセスが行われたことを示す必要があり、熔融施設でのクリアランス判定の要件が緩められてはならない。すなわち、熔融施設が、原子力事業者が容易にクリアランス認可を得るための「抜け道」になってはならない。
- またドイツでは、金属の熔融除染は、いわゆる廃棄物処理計画とともに放射性廃棄物キャンペーンに組み込まれるのが普通である。これらの廃棄物処理計画は、BGE（連邦放射性廃棄物処理機関）の承認を受ける必要がある。それは、副次物として生じるスラグとダストが放射性廃棄物と見なされ、処分や中間貯蔵に係る要件を満たさなければならないためである。これらの処理計画には、すべての作業と評価の手順が記されていないと見なされ、各関係者の責任が処理計画に明確に記されていないと見なされる。

(26) 処理委託者の情報の公開

- ドイツでは、情報公開法に基づき、国民の要請があれば、当局は国民に情報を提供する義務を負う可能性がある。その場合、関係当局は、入手した情報のみを開示することができる（求められた申請書類次第であるが）。

所管当局は、情報開示の請求がない限り、情報を一般に公開する義務を負っていないが、広報活動やパブリックアクセプタンスの推進という点では、ステークホルダーの関与が有益だと考えられている。

原子力法に基づく許認可プロセスでは、一般市民の参加が義務付けられており、安全評価書、簡単な説明、環境影響評価報告書などの文書が公開される。通常、公聴会は許認可プロセスの一部である。

(27) 全クリアランスに占める無条件クリアランスの割合

- TÜV NORD はドイツ全体に関する情報を持っておらず、すべてのクリアランスに占める無条件クリアランスの割合等は不明である。一般的なデータベースもない。
- しかし、ドイツにおける典型的な PWR プラント 1 基の廃止プロジェクトで、システムと設備の解体から生じる総重量約 20,000 トンの金属（コンクリート構造物内の鉄筋を除く）のすべてが処理・処分されるとした場合については、下記のような数値が予想されている。

- 発生するスクラップ金属うち、約 60 %は熔融されずに廃止措置サイトで無条件クリアランス（直接無条件クリアランス）される。
- 約 10 %は熔融除染後に無条件クリアランスされる。
- 約 10 %は（埋立またはリサイクルのために）特定目的クリアランスされる。
- 原子炉圧力容器や 1 次系機器などを含む残り約 20 % は放射性廃棄物として地層処分される。
- 上記の処理・処分ルートへの配分に関する TÜV NORD の見解は次のとおりである。
 - 無条件クリアランスの場合、熔融処理を行う金属の量の割合は原子力発電所の状況によって異なり、汚染が高い原子力発電所ほど熔融処理を行う割合が大きくなる。直接クリアランスは、それにかかる労力と費用が少ないために、通常は原子力事業者にとって好ましい方法である。熔融処理は、例えば、スクラップ金属がクリアランス測定の難しい形状をしている場合など、クリアランス測定がより厄介な場合に採用されるが、採用に係る一般的な判断基準等はない。熔融処理の採用については、熔融施設を容易に利用できるか否かなど、状況によって大きく違ってくる。
 - 無条件クリアランスを行うために原子力発電所ごとに熔融施設を建設し運用するのはそれに要する費用と労力が大き過ぎるために非現実的であり、熔融処理は外部の施設（Siempelkamp や Cyclife の施設）に頼らざるを得ない。一方、一般の埋立地での処分または一般の熔融施設でのリサイクルのための特定目的クリアランスは原子力発電所サイトでも、原子力発電所に係る許可の範囲内で比較的容易に行うことができると考えられる。

付録3 金属リサイクル以外の特定目的クリアランス

(3-4章のつづき)

(3) 特定目的クリアランス(Specific clearance)

(b) 建物または建屋構造物のクリアランス

建物のクリアランスには、① 解体と瓦礫の再利用・処分を目的とするクリアランスと、② 建物の継続利用・再利用を目的とするクリアランスという2つのシナリオがある。②の場合には、様々な用途が考えられるために、クリアランスレベルが①の場合よりもより厳しく設定されているが、いずれのクリアランス経路を目的とするかには関係なく、クリアランスプロセスの手順は同じである。

建物やその一部については、一般的に放射能による汚染箇所が壁・床・天上の表面であるために瓦礫に比べて放射能の検出・分離が容易な解体前の構造物を対象に、クリアランス測定を行うべきである。そうすることで、汚染されていない物質等との容認できない混合も防ぐことができる。

建物のクリアランスプロセスの第1ステップでは、放射線特性評価が行われ、核種ベクトル、汚染の浸透の状況(深さ)、汚染の均一性、および必要な除染の程度が決定される。この評価は、線量率の測定、汚染モニタによる測定、建屋構造物の様々な深さから採取されたサンプル(ドリルコアやチゼルで削り出した表面サンプルなど)に関するガンマ線スペクトロスコピー、および現場でのガンマ線スペクトロスコピーを組み合わせで行われる。この予備調査の結果に基づいて、除染の程度、すなわち壁、床、天井からの程度の厚さを除去する必要があるかが決められる。表面の除去には、研削、ニードルガニング、ミリング、チゼル削りなど、標準的な方法が使われる。

表面測定を行う際の基準となる平均化面積は最大1 m²であるが、解体を目的に建物のクリアランスを行う場合、規制当局が認めれば、平均化面積をより大きくすることもできる。予備調査の際には、汚染が建屋構造物に浸透しているか否か(浸透している場合はどの程度の深さか)や、放射化の有無が確認され、その結果と汚染物質の核種組成などの他のパラメータを基に、使用する測定装置の適用性や較正方法が判断される。

(c) 土地のクリアランス

原子力発電プラントの敷地を通常の用途に使えるようにするには、それが原子力法および放射線防護法による監督から解放されなければならない。そのために、プラントの運転によって汚染されている可能性がある敷地内の土地のクリアランスが必要になる。

地表面の汚染は、汚染土を掘削するか、舗装された表面汚染のある道路、床面、または通路を撤去することで除去することができる。そのような目的のために、放射線防護令には関連する単位質量当たりのクリアランスレベル(平均化質量は1トンまで)が記されており、平均浸透深を仮定すれば、そのレベルを単位表面積当たりのクリアランスレベルに変換することができる。

土地のクリアランスの場合の判定測定には、通常、現場でのガンマ線スペクトロスコピーが使われる。許容される平均化面積は100 m²である。土地のクリアランスに際しては、地下に埋設された構造物や機器(配管等)に注意する必要がある。それらの構造物等が汚染されている場合には、管理区域の建物から撤去した機器等に適用されるのと同じクリアランス測定要件が適用される。

敷地のクリアランス測定に際しては、敷地内のプラントあるいは設備に由来する汚染のみが考慮され、核兵器実験の放射性降下物やチェルノブイリ事故の放射性降下物による汚染を考

慮する必要はない。

運転履歴によって非密封放射性物質が扱われたことがないと確認された敷地内の汚染されていない区域については、一定の境界条件の下でクリアランスが免除されることがある。土地のクリアランスには、その目的に沿ったクリアランスレベルを使う必要がある。掘削土を表土として大規模に再利用する場合には植物の栽培や飲料水製造に係る被ばくシナリオを考慮したクリアランスレベルを使う必要があり、それを考慮していない無条件クリアランス用のクリアランスレベルを掘削土のクリアランスに適用することはできない。

(d) 埋立または焼却を目的とするクリアランス

埋立や焼却を目的とするクリアランスに関しては、汚染された物の再利用や継続的な使用といった被ばく経路が考慮されておらず、無条件クリアランスの場合よりも高いクリアランスレベルが適用されるため、埋立地や焼却施設外での回収や再利用および一般市場への放出を行ってはならない。

埋立または焼却を目的とするクリアランス選択肢を採用する場合、クリアランス物は、関連所管当局間の合意の下に、適切な埋立地または焼却施設で処分されなければならない。そのために、クリアランスが認可される前に、廃棄物の処分場所がクリアランスに係る所管当局に通知され、回収、埋立、または焼却を行う施設の事業者の「受入申告」が提出されなければならない。放射線防護令には埋立地の広さや焼却施設の規模などの基本要件が定められている。

埋立や焼却を目的とするクリアランスの場合も、無条件クリアランスの場合と同様に、平均化質量を約 300 kg として、放射能濃度が単位質量当たりのクリアランスレベルよりも低いことを示す必要がある。人が汚染される可能性を排除できない場合には、表面汚染が制限値よりも低いことを測定によって示す必要がある。

埋立を目的にクリアランスされた物質等は、埋立地での受け入れ準備が完了し、廃棄証明（廃棄物管理が適切に行われていることを示す記録）が出されている場合に限って、埋立地で処分することができる。焼却施設での処分の場合と同様に、埋立地で処分されるクリアランス物の量は、その施設で処分される廃棄物全体に比べてごくわずかである。

埋立および焼却を目的とする特定目的クリアランスレベルは、受入施設の典型的な設備やプロセス、および、必要に応じて廃棄物の処分（埋立）作業、ならびに施設の代表的な処理量を仮定して計算された値である。計算で使われたパラメータが特定の施設に適用できない可能性がある場合には、埋立地や焼却施設の具体的な特性に基づくケースごとの計算によって $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ の原則に反しないことを個別に示す必要がある。

場合によっては、埋立地や焼却施設で処分できるクリアランスされた物の量を減らすなど、追加の制限を設けることが必要になることもある。それらのサイトでの放射線防護を監督する当局は、そこに搬入されるクリアランス物の量を監視する必要があり、放射線防護令は、他の州から 10 トンを超える搬入物がある場合には関係当局間で情報交換を行うことを求めている。無条件クリアランスの場合とは異なり、この場合には、クリアランス認可が出された後に所管当局による監督措置がとられる。

(4) 個別ケースクリアランス (Clearance in individual cases)

放射線防護令が標準的なものとして想定している対象物に該当しないクリアランス対象物については、 $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ の原則への適合性を個別に示すことでクリアランスを行うことができる。次のようなケースがこれに当たる。

- 埋立地や焼却施設が、放射線防護令が定める基本要件（例えば埋立地の広さや焼却施設の規模）を満たさないために特定目的クリアランスが適用されない場合 所管当局が、放射線防護令付属書 4 表 1 の第 8、9、10、11、または 14 列に記されたクリアランスレベルについて調査した結果、廃棄物処分施設のサイトでクリアランスに係る線量基準に

適合していない可能性が判明した場合、

- 特定目的クリアランスレベルが適用される場合で、処分場サイトで $10\mu\text{Sv}/\text{年}$ の原則が満たされないおそれが否定できないことが所管当局によって指摘される場合、
- 水溶液などの液体で、放射線防護令にクリアランスレベルが定められていない場合、
- 放射線防護令付属書 8 Part B に示されている以外の液体を含む場合。

上記の場合は、一般公衆が受ける年間実効線量が $10\mu\text{Sv}$ のオーダー以下になることを個々のケースで証明する必要があり、その際には、当該物質が利用、リサイクル、または処分される場所に関する具体的な境界条件に基づいて包絡線量を評価する必要がある。

付録 4 クリアランスに関する放射線防護令の規定

以下に、ドイツの放射線防護令（2018 Ordinance on Protection against the Harmful Effects of Ionizing Radiation）のクリアランスに関連する規定を抜粋して示す。

A4-1 クリアランスに関連する放射線防護令の関連条文

第 31 条:放射性物質のクリアランス;線量基準

(1) 下記のものについては、クリアランス合格証が発行された後にのみ、非放射性物質として使用、回収、処分、保有、または第三者への譲渡を行うことができる。

1. 放射線防護法第 4 条第 (1) 項第一文の 1、および第 5 条第 (39) 項の 1 または 2 に準拠して行われる活動、あるいは第 4 条第 (1) 項第一文の 3 から 7 に準拠して行われる活動から発生した放射性物質、および、
2. 放射線防護法第 4 条第 (1) 項第一文の 1、および第 5 条第 (39) 項の 1 または 2 に準拠して行われる活動、あるいは第 4 条第 (1) 項の 3 から 7 に準拠して行われる活動によって発生した、または汚染された、あるいは放射化された、移動可能な物品、建物、部屋またはそれらの部分、および機器、床面、設備またはそれらの部分（物品）。

特に、管理区域から発生する次のような物質および物品についてはクリアランスが必要である。

1. 非密封放射性物質が取り扱われている、または取り扱われたことがある区域、
 2. 非密封放射性物質が存在する、または存在したことがある区域、または、
 3. 放射化の可能性があった区域。
- (2) クリアランスに係る線量基準は、クリアランスされる物質および物品によって公衆が受ける可能性がある 1 暦年あたりの実効線量を 10 μ Sv のオーダー以下にするものでなければならない。
- (3) クリアランスは、原子力法第 7 条第 3 項に基づく許可【廃止措置許可】に代わるものではない。
- (4) 本政令の第 58 条第 (2) 項【管理区域からの物品の持ち出し管理】および第 99 条から第 102 条【環境への放射性物質の放出管理】はクリアランスによる影響を受けないものとする。
- (5) 汚染または放射化がないことが適切な測定による証拠をもって証明される場合には、所管当局は第 (1) 項の第二文の適用免除を許可する。第一文は、放射線防護法第 4 条第 (1) 項第一文の 4 に基づく行為【原子力法第 7 条に基づく廃止措置、解体等】には該当しないものとする。汚染や放射化がないことを証明するための手順を記す社内文書を作成し、それには業務の種類と範囲に関する情報を記載しなければならない。

第 32 条:クリアランスの申請

- (1) クリアランス認可の申請は、次の許可等を取得している者が行うことができる。
1. 原子力法第 6、7、あるいは 9 条に基づく許可【燃料の貯蔵・取扱・処理等】、
 2. 原子力法第 9b 条に基づく計画の承認あるいは許可【放射性物質の使用・処分等】、

3. 放射線防護法第12条第(1)項の1～3に基づく許可【電離放射線発生装置・施設等】。
- (2) 無条件クリアランスの場合は、クリアランスされる物質および物品の将来的な使用、回収、処分または所有、あるいは第三者への譲渡に関する規定を必要としない。
- (3) 特定目的クリアランスの場合は、クリアランスされる物質および物品の将来的な使用、回収、処分、所有、または第三者への譲渡が、次の特性または要件に基づいて制限される。
1. クリアランスされる物質および物品の材料特性、または、
 2. クリアランスされる物質および物品の将来的な使用、回収、処分、所有、または第三者への譲渡に関する要件。
- (4) 1回限りのクリアランスは、クリアランスされる物質および物品の使用、利用、回収、処分または所有、あるいは第三者への譲渡の将来的な可能性のすべてが、クリアランスに係る線量基準への適合に関する記録管理の中でケースごとに考慮されている場合に限って、無条件クリアランスにすることができる。第一文にかかわらず、水溶液については、クリアランスに係る線量基準に加えて、2016年3月10日付の通達（連邦法公報 [BGBl.] 第1部 459 ページ）の各適用版に記された飲料水令（*Trinkwasserverordnung*）の付属書 3a に基づくトリチウムおよびラドン 222 の放射線学的パラメータが満足されている場合には、個別に無条件クリアランスが考慮されるものとする。

第33条:クリアランスの認可

- (1) 所管当局は、申請者がクリアランスに係る線量基準に準拠している場合にクリアランス*を認可するものとする。
- (2) クリアランスは、クリアランス通知として書面で認可されるものとする。
- (3) 所管当局は、クリアランス認可の取得者である放射線防護責任者がクリアランス通知の内容を遵守していることの証拠を確認することを条件に、クリアランスを認可することができる。
- (4) 原子力法第17条第(1)項の第2文から第4文が既定する内容に係る制限、課される義務、および期限については、それぞれ適用される最新版が適用される。さらに、諸条件、取り消しの留保、または条件のその後の追加、修正、または延長の留保を条件としてクリアランスが認可される場合がある。

第34条:混合の禁止

クリアランス認可を申請できる者、およびクリアランス認可の取得者である放射線防護責任者は、クリアランスの認可条件に適合するため、あるいはクリアランス通知の内容を遵守するために、故意に混合または希釈を行ってはならない。

第35条:無条件クリアランス

無条件クリアランスの場合、所管当局は、申請者が次のことを証明すれば、クリアランスに係る線量基準に準拠していると思なすことができる。

1. 放射能濃度が付属書4表1の第3列に記すクリアランスレベル以下であること、
2. 付属8 Part A の第1項、および Part B の規定に適合していること、および、
3. 汚染が測定できる固体表面がある場合には、その表面汚染密度が、付属書4表1の第

* この「クリアランス」は「リリース」の意。

5 列に記す表面汚染レベル以下であること。

第36条:特定目的クリアランス

- (1) 特定目的クリアランス**の場合、所管当局は、申請者が次のことを証明すれば、クリアランスに係る線量基準に適合していると思なすことができる。
1. 建物の解体から発生する、予期される年間発生量が 1,000 トンを超える瓦礫については
 - a) 放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 6 列に記すクリアランスレベル以下であり、
 - b) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part F の規定に適合していること。
 2. 床面については
 - a) 表面汚染密度が付属書 4 表 1 の第 7 列に記すクリアランスレベル以下であり、
 - b) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part E に記された規定に適合していること。
 3. 埋立処分される固体物質については
 - a) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part C の規定に適合しており、
 - b) 汚染が測定できる固体表面がある場合には、その表面汚染密度が、付属書 4 表 1 の第 5 列に記すクリアランスレベル未満であり、
 - c) 予想される質量が
 - aa) 1 暦年当たり 100 トンまでの場合には、放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 8 列に記すクリアランスレベル以下であること、あるいは、
 - bb) 1 暦年当たり 100 トンを超え 1,000 トンまでの場合には、放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 10 列に記すクリアランスレベル以下であること。
 4. 焼却施設で処分される物質については
 - a) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part C の規定に適合し、
 - b) 汚染が測定できる固体表面がある場合には、その表面汚染密度が、付属書 4 表 1 の第 5 列に記すクリアランスレベル以下であり、
 - c) 予想される質量が
 - aa) 1 暦年当たり 100 トンまでの場合には、放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 9 列に記すクリアランスレベル以下であること、あるいは、
 - bb) 1 暦年当たり 100 トンを超え 1,000 トンまでの場合には、放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 11 列に記すクリアランスレベル以下であること。
 5. 再利用または継続使用される建物、部屋およびその部分、ならびに再利用または継続使用される機器については
 - a) 表面汚染密度が付属書 4 表 1 の第 12 列に記すクリアランスレベル以下であり、
 - b) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part D の規定に適合していること。
 6. 解体される建物、部屋およびその部分、ならびに機器については、
 - a) 表面汚染密度が付属書 4 表 1 の第 13 列に記すクリアランスレベル以下であり、

** “Specific clearance”は従来「特定クリアランス」または「個別クリアランス」と訳された例が多いが、“Clearance in individual case”と紛らわしいため、本報告書では、前者を「特定目的クリアランス」、後者を「個別ケースクリアランス」と訳した。

- b) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part D の規定に適合していること。
7. リサイクルされるスクラップ金属については、
- a) 放射能濃度が付属書 4 表 1 の第 14 列に記すクリアランスレベル以下であり、
 - b) 付属書 8 Part A の第 1 項、および Part G の規定に適合しており、
 - c) 汚染が測定できる固体表面がある場合には、その表面汚染密度が、付属書 4 表 1 の第 5 列に記すクリアランスレベル以下であること。
- (2) 処分を目的とする特定目的クリアランスおよびリサイクルを目的とするスクラップ金属の特定目的クリアランスの場合、所管当局は、処分施設のサイトにおいてクリアランスに係る線量基準が守られていないことを示す徴候が発生しないようにしなければならない。
- (3) 処分のための特定目的クリアランスおよびリサイクルのためのスクラップ金属の特定目的クリアランスの場合、所管当局は、クリアランスされる物質によって人が汚染される可能性が無視できる場合には、表面汚染密度が付属書 4 表 1 第 5 列に記されたクリアランスレベル以下であることを示す証拠の提出を免除することができる。

第 37 条: 個別ケースクリアランス

- (1) 申請者は、クリアランスに係る線量基準に適合していることの証拠を、個別に提出することもできる。これは下記の場合に適用される。
- 1. 個々のケースで、特定目的クリアランスに求められる条件および規定に適合しない場合、
 - 2. 個々の放射性核種に関するクリアランスレベルが決められていない場合、
 - 3. 付属書 8 Part B に記されたもの以外の液体物質が含まれている場合、または、
 - 4. 所管当局が、付属書 4 表 1 の第 8、9、10、11、または 14 列に記されたクリアランスレベルについて調査した結果、廃棄物処分施設のサイトでクリアランスに係る線量基準に適合していない可能性があることが判明した場合。

第一文は、直近には 2012 年 2 月 24 日の法律第 5 条第 25 項により改正（連邦法律公報 Part I、212 ページ）された、2002 年 7 月 24 日の廃棄物地下貯蔵に関する政令（Versatzverordnung）（連邦法律公報 Part I、2933 ページ）の第 1 条第（1）項のそれぞれの該当するバージョンに基づいて、鉱業利用の目的でクリアランスが行われる場合にも適用される。

- (2) 記録管理においては、付属書 8 Part A の第 2 項の規定を考慮しなければならない。

第 38 条: 職権によるクリアランス認可

認可取得者がいなくなった場合には、職権によってクリアランスを認可することもできる。

第 39 条: 処分のための特定目的クリアランスに関する合意

- (1) 1 暦年当たり 10 トンを超える質量の廃棄物を処分するためにクリアランスが行われる場合には、所管当局は、クリアランスされる大量の廃棄物が処分される州において本政令の実施に責任を負う最高位の州当局との合意に達しなければならない。
- (2) クリアランス計画を所管する当局による請求を受領した日から 30 日以内にそれが拒否されない限り、合意が得られたものと見なされるものとする。計画されたクリアランスが実施された場合には廃棄物処理施設の設置場所においてクリアランスに係る線量基準が守られないことを排除できないと推定される場合には、クリアランスされる大量の廃棄物が処分される州において本政令の実施に責任を負う最高位の州当局同意を拒否するものとする。

第 40 条:循環経済・廃棄物法に従った利用または処分ルート

- (1) 処分のための特定目的クリアランス、スクラップ金属のリサイクルのための特定目的クリアランス、および個別のケースにおける特定目的クリアランスの場合、クリアランスを所管する当局は、廃棄物に関する法律の下での予期される回収または処分の方法の許容性について、また、それが遵守されるか否かについて、いかなる懸念も残してはならない。
- (2) クリアランスの認可に先立ち、申請者は、廃棄物の最終的な受入先に関する申告書および回収施設または処分施設の事業者による受け入れ申告書、あるいは申請者と回収施設または処分施設の事業者との間で別途結ばれた契約書を、クリアランスを所管する当局に提出しなければならない。同時に、申請者は、循環経済・廃棄物法に従って、回収施設または廃棄施設を所管する当局に受け入れ申告書または契約書の写しを送付しなければならない。クリアランス所管当局にそのことを証明しなければならない。
- (3) 回収・処分施設を所管する当局は、循環経済・廃棄物法に従って、上記写しの受領後 30 暦日以内に、クリアランス所管当局に対して、回収または処分の方法に関する要件に係る合意を求めることができる。
- (4) それによって、循環経済・廃棄物法およびこの法律に基づいて制定された廃棄物の適正処理に関する政令に含まれる規定が影響を受けてはならない。

第 41 条:クリアランス手続き

- (1) 所管当局は、原子力法第 6、7、9 条に基づく許可、原子力法第 9b 条に基づく計画の承認決定または認可、放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 1 から 3 に基づく認可、または特別な通知に、次の事項に係る手続きを定めることができる。
 1. 下記に関する要件と規定の遵守と立証
 - a) 無条件クリアランス、
 - b) 特定目的クリアランス、または、
 - c) 個別ケースクリアランス、および、
 2. クリアランス通知の内容に対する適合性の判断。
- (2) クリアランス認可を求める当事者の要請を受けて、所管当局は、クリアランスを認可するための具体的な条件が既に満たされているか否かを確認する場合がある。
- (3) 具体的な条件が満たされているか否かの確認結果は、下記文書に記載される
 1. 原子力法第 6、7、9 条に基づく許可、
 2. 原子力法第 9b 条に基づく計画の承認決定または認可、
 3. 放射線防護法第 12 条第 (1) 項の 1～3 に基づく認可、または
 4. 別途発行される通知。
 この確認結果は、クリアランス手続きの根拠として使われなければならない。

第 42 条:クリアランス認可を受けた者の責任

- (1) クリアランス認可の取得者である放射線防護責任者は、非放射性物質としてのクリアランス認可に基づいて使用、再利用、処分、保有、または第三者への譲渡が行われる質量または部分質量ごとに、予めクリアランス認可通知の内容との一致を確認しなければならない。
- (2) クリアランス通知の内容との一致を確認するために必要な放射能濃度の測定（クリアランス測定）およびその結果は、クリアランス認可の取得者である放射線防護責任者によって

文書化されるべきである。

- (3) クリアランス認可の取得者である放射線防護責任者は、クリアランスの認可条件の一つが遵守されなくなった場合には、遅滞なく所管当局にそれを通知しなければならない。

A4-2 放射線防護令付属書4表1 クリアランスレベル

表 A4-1 に放射線防護令付属書 4 表 1 に掲げられたクリアランスレベルの例を示す。

表 A4-1 クリアランスレベルの例

1欄	2欄	3欄	5欄	特定目的クリアランス									14欄	15欄
				6欄	7欄	8欄	9欄	10欄	11欄	12欄	13欄			
放射性核種	免除限度	免除限度：固体及び液体の無条件クリアランス	表面汚染	年間1000Mgを超える建築がれき	床面に関する値	年間100kgまでの固体物埋立埋処分する	年間100kgまでの固体物焼却施設で処分する	年間100kgまでの固体物埋立埋処分する	年間100kgまでの固体物焼却施設で処分する	再利用またはリサイクルされる建造物	解体される建造物	リサイクルされる金属スクラップ	半減期	
				Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/g	Bq/cm ²	Bq/cm ²	Bq/g		
H-3	1E+9	1E+2	1E+2	6E+1	3	6E+4	1E+6	6E+3	1E+6	1E+3	4E+3	1E+3	12.3a	
C-14	1E+7	1	1E+2	1E+1	4E-2	4E+3	1E+4	4E+2	1E+4	1E+3	6E+3	8E+1	5.7E+3a	
Cl-36	1E+6	1	1E+2	3E-1		3	3	3E-1	3E-1	3E+1	3E+1	1E+1	3.0E+5a	
Ca-41	1E+7	1E+2				2E+2	1E+3	2E+1	1E+2				1.0E+5a	
Sc-46	1E+6	1E-1	1	1E-1	4E-2	8	9	2	2	1	1E+1	3E-1	83.8d	
Mn-54	1E+6	1E-1	1	3E-1	9E-2	1E+1	1E+1	6	6	1	1E+1	2	312.1d	
Fe-55	1E+6	1E+3	1E+2	2E+2	6	1E+4	1E+4	7E+3	1E+4	1E+3	2E+4	1E+4	2.7a	
Fe-59	1E+6	1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	3E+1	1E+1	44.5d	
Co-58	1E+6	1	1	2E-1	8E-2	1E+1	1E+1	5	5	1	3E+1	1	70.9d	
Co-60	1E+5	1E-1	1	9E-2	3E-2	6	7	2	2	4E-1	3	6E-1	5.3a	
Ni-59	1E+8	1E+2	1E+2	3E+2	8	3E+3	1E+4	3E+2	3E+3	1E+3	9E+4	1E+4	7.6E+4a	
Ni-63	1E+8	1E+2	1E+2	3E+2	3	1E+4	6E+4	1E+3	6E+3	1E+3	4E+4	1E+4	100.6a	
Zn-65	1E+6	1E-1	1	4E-1	1E-2	1E+1	1E+1	8	3	2	2E+1	5E-1	244.2d	
Sr-90(+)	1E+4	1	1	6E-1	2E-3	6	4E+1	6E-1	4	3E+1	3E+1	9	28.8a	
Nb-94	1E+6	1E-1	1	1E-1	5E-2	1E+1	1E+1	3	3	5E-1	4	4E-1	2.0E+4a	
Nb-95	1E+6	1	1	3E-1	1E-1	1E+1	1E+1	6	6	1	6E+1	1E+1	35.0d	
Tc-99	1E+7	1E+0	1E+2	6E-1		7	6	7E-1	6E-1	7E+1	7E+1	4E+1	2.1E+5a	
Ru-106(+)	1E+5	1E-1	1E+1	1	3E-1	7E+1	1E+2	2E+1	2E+1	6	5E+1	1	372.6d	
Ag-108m(+)	1E+6	1E-1	1	1E-1	7E-3	9	1E+1	1	1	5E-1	4	8E-1	418.0a	
Ag-110m(+)	1E+6	1E-1	1	8E-2	7E-3	6	6	2	6E-1	5E-1	4	5E-1	249.8d	
Sb-124	1E+6	1	1	5E-1	4E-2	9	9	3	9E-1	1	2E+1	5E-1	60.2d	
Te-123m	1E+7	1	1E+1	2	7E-3	1E+2	1E+2	4E+1	3E+1	1E+1	2E+2	1E+1	119.5d	
I-129	1E+5	1E-2	1	6E-2		6E-1	6E-1	6E-2	6E-2	8	8	4E-1	1.6E+7a	
Cs-134	1E+4	1E-1	1	1E-1	5E-2	1E+1	1E+1	3	1	6E-1	5	2E-1	2.1a	
Cs-137(+)	1E+4	1E-1	1	4E-1	6E-2	1E+1	1E+1	8	3	2	1E+1	6E-1	30.0a	
Ba-133	1E+6	1E-1	1			4E+1	8E+1	1E+1	1E+1			2	10.5a	
Eu-152	1E+6	1E-1	1	2E-1	7E-2	1E+1	1E+1	4	4	8E-1	6	5E-1	13.5a	
Eu-154	1E+6	1E-1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	7E-1	6	5E-1	8.6a	
Tb-160	1E+6	1	1	2E-1	7E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	2E+1	6E-1	72.3d	
Ta-182	1E+4	1E-1	1	2E-1	6E-2	1E+1	1E+1	4	4	1	1E+1	5E-1	114.7d	
Pu-239(+)	1E+4	1E-1	1E-1	8E-2	4E-2	1	1	5E-1	1	1E-1	2	2E-1	2.4E+4a	
Pu-241(+)	1E+5	1E+1	1E+1	2	4	1E+2	1E+2	4E+1	1E+2	1E+1	9E+1	1E+1	14.3a	
Am-241	1E+4	1E-1	1E-1	5E-2	6E-2	1	1	1	1	1E-1	3	3E-1	432.8a	

(参考文献 [14] より。)

A4-3 放射線防護令付属書8 クリアランス判定

Part A: 共通事項

1. 後出の Part B から Part G に特段の定めがない限り、以下が適用されるものとする。
 - a) クリアランスレベルへの適合性を証明する手順は、物質の種類と特性によって決まるものとする。
 - b) クリアランスレベルへの適合性の証明は、測定値を使って行わなければならない。さらに、汚染が測定できる固体表面がある場合には、表面汚染限度へ適合性が証明されなければならない。その証明も測定値に基づいて行われなければならない。個々のケースにおいては、所管当局が他の証明方法を認めることもあり得る。
 - c) 放射能濃度の決定に使われる平均化質量が 300 kg を大幅に超えてはならない。
 - d) 表面汚染の平均化面積は最大 1,000 cm² とする。
 - e) 複数の放射性核種がある場合には、クリアランスされる物質に含まれる各放射性核種の放射能濃度 (C_i) と、付属書 4 表 1 の第 3 列、第 6～11 列、および第 14 列に記された各放射性核種のクリアランスレベル (R_i) の比 C_i/R_i の合計を計算する必要がある (合計式)、この合計が 1 を超えてはならない。

$$\sum \frac{C_i}{R_i} \leq 1$$

複数の放射性核種がある場合には、単位面積に存在する放射能 ($A_{s,i}$) と、付属書 4 表 1 の第 5 列、第 12 列、および第 13 列に記された各放射性核種の表面汚染限度 (O_i) の比 $A_{s,i}/O_i$ の合計を計算する必要がある (合計式)。

$$\sum \frac{A_{s,i}}{O_i} \leq 1$$

C_i/R_i または $A_{s,i}/O_i$ を値の大きな順に加えていき、残りの核種の $\Sigma(C_i/R_i)$ または $\Sigma(A_{s,i}/O_i)$ に対する寄与が合計で 10% 未満になった場合、それらの核種については考慮する必要はない。

2. 第 31 条第 (2) 項に記されたクリアランスに係る線量基準への適合性の証明が個々のケースで維持される場合には、付属書 11 Part A に指定された被ばく経路が第 37 条に照らして個々のケースにとって重要である場合に限って、付属書 11 [被ばく計算に用いられる仮定] の Part B および C の第 1 項の規定、特に付属書 11 Part B の表 1 の第 1 列から第 7 列に示す規定に準拠しなければならない。

Part B: 固体物質、オイル、油性有機溶媒、冷却液を含む液体の無条件クリアランス

付属書 4 表 1 の第 3 列に記すレベルは次のものに適用される。

1. 個体物質、
2. 建物の解体から生じる瓦礫 (クリアランスされる質量が 1 暦年当たり 1,000 トン以下)、および、
3. オイル、油性有機溶媒、冷却液を含む液体。

Part C: 処分を目的とする特定目的クリアランス

1. 処分を目的とする特定目的クリアランスは、第 42 条第 (1) 項に従って有効な確認が行われた物質が埋立地に投棄されるか、または焼却施設で処分されることを条件に行われな

ればならない。埋立地や焼却施設以外での回収や再利用、および物質の経済活動への再流入は行ってはならない。

2. 附属書4表1の第8列から第11列のレベルは、クリアランスされる質量が1暦年当たり1,000トンを超える可能性がある瓦礫および付着土を含む瓦礫には適用されない。
3. クリアランスされた物質に適した処分は、次の条件を具えた廃棄物処理施設での埋立のみである。
 - a) 少なくとも、(直近では2017年9月27日の政令第2条(連邦法律官報Part I、3465ページ)によって改定された)2009年4月27日の埋立に関する政令(Deponieverordnung)(連邦法律報Part I、900ページ)の第2条7から10に記された埋立カテゴリーの要件に適合し、
 - b) 過去3年間の平均で、1暦年あたり少なくとも10,000トンの処理能力を持つ、または1暦年あたり7,600立方メートルの保管能力を有する廃棄物処理施設。
4. 2およびPart Aの第1(e)の第1文の規定にかかわらず、1暦年当たり1,000トンを超える放射性核種が排出され、廃棄物処理施設で処分される場合で、複数の放射性核種が含まれる場合には、クリアランスされる物質に含まれる各放射性核種の放射能濃度(C_i)と、附属書4表1の第10列または第11列に記された各放射性核種のクリアランスレベル(R_i)の比 C_i/R_i の合計にクリアランスされる質量の1,000分の1を乗じた値を計算し、その値が1を超えてはならない。

$$\sum_i \frac{C_i}{R_{i,sp.10,sp.11}} \times \frac{m}{1000} \leq 1$$

Part A 第(1e)の第1文にかかわらず、1暦年の間に、附属書4表1第8列と第10列に記された放射性核種を含む物質それぞれ100トン1,000トンの両方が埋立処分のためにクリアランスされる場合で、複数の放射性核種が含まれる場合には、クリアランスされる物質に含まれる各放射性核種の放射能濃度(C_i)と、附属書4表1の第8列に記された各放射性核種のクリアランスレベル(R_i)の比 C_i/R_i にクリアランスされる質量の100分の1を乗じた値と、クリアランスされる物質に含まれる各放射性核種の放射能濃度(C_i)と、附属書4表1の第10列に記された各放射性核種のクリアランスレベル(R_i)の比 C_i/R_i にクリアランスされる質量の1,000分の1を乗じた値との和の合計を計算し、その値が1を超えてはならない。

$$\sum \left[\frac{C_{i,sp.8}}{R_{i,sp.8}} \times \frac{m_{sp.8}}{100} + \frac{C_{i,sp.10}}{R_{i,sp.10}} \times \frac{m_{sp.10}}{1000} \right] \leq 1$$

上記の規定は、変更すべきところを変更すれば、第9列と第11欄に記された焼却施設での処分のためのクリアランスにも準用され、合計には下式が適用される。

$$\sum \left[\frac{C_{i,sp.9}}{R_{i,sp.9}} \times \frac{m_{sp.9}}{100} + \frac{C_{i,sp.11}}{R_{i,sp.11}} \times \frac{m_{sp.11}}{1000} \right] \leq 1$$

ここで、

C_i は、現暦年内にクリアランスされた物質とクリアランスされる予定の物質に含まれる放射性核種*i*の平均放射能濃度(Bq/g)で、 $C_i < R_i$ 、

m は、現暦年内にクリアランスされた物質とクリアランスされる予定の物質の合計質量(トン)、

R_i は、附属書4表1の第8、9、10、または11列に記された各放射性核種*i*のクリアランスレベル(Bq/g)である。

Part D: 建物、部屋およびその部分、構造部材の特定目的クリアランス

1. 建物、部屋またはその一部、または構造部材のクリアランス測定は、原則として、解体前の現状で行うものとする。測定は適切なサンプリング技術を用いて行うこともできる。
2. 基準となる平均化面積は1 m²までとする。
3. 建物のその後の再利用または継続使用を排除できない場合には、表面汚染レベルが付属書4表1第12列に記す限度を超えてはならない。
4. クリアランス測定後に建物またはその一部が解体される場合、表面汚染レベルが付属書4表1の第13列に記した限度を超えてはならない。平均化面積を拡げても必要な検出限界が得られることが証明された場合には、所管当局は要請に応じて、1 m²を超える平均化面積を認可することができる。建物、部屋またはその一部、および構造部材の部分を解体するためにクリアランスを行う場合は、瓦礫にする前にクリアランスを行うことを条件とする。
5. 建物、部屋またはその一部、または構造部材の解体によって生じる瓦礫については、再度クリアランスを行う必要はない。
6. 放射化による体積内放射能がある場合には、Part B、C、またはFが適用されるものとする。

Part E: 土地の特定目的クリアランス

1. 表面汚染に関するクリアランスレベルを使う場合には、表面汚染の平均化面積は最大100 m²までとする。代替方法として質量に関するクリアランスレベルを使う場合には、放射能濃度の決定に用いられる表面化の平均化質量は最大1トンまでとする。
2. 事業所内の施設または設備に由来する汚染のみを考慮するものとする。
3. 付属書4表1の第7列にクリアランスレベルが示されていない場合には、個々のケースごとに線量基準に対する適合性を証明しなければならない。その際、それぞれの地域の条件とそれに関連する被ばく経路に応じて、クリアランスされる土地の用途を考慮しなければならない。
4. 3に規定する証明は、測定結果に基づく線量計算によって行われなければならない。
5. 付属書4表1の第7列に記されたクリアランスレベルは、次の比率を用いて表面汚染限度に変換することができる。

$$O_i = R_i \times \rho \times d$$

ここで、

O_i は、地表に関する各放射性核種*i*のクリアランスレベル (Bq/cm²)、

R_i は、付属書4表1の第7列に記された地表に関する各放射性核種*i*のクリアランスレベル (Bq/g)、

ρ は、深さ*d*における土壌の平均密度 (g/cm³)、

d は、平均浸透深さ (cm) である。

Part F: 建物の解体瓦礫の特定目的クリアランス

1. 付属書4表第1列6に記すクリアランスレベルは、Part Dに記した現状での構造物のクリアランス測定の前提条件が満たされなかった場合に限り、現在の操業活動中あるいは建物や設備の一部の解体後に発生する瓦礫にも適用されるものとする。瓦礫に付着した土壌

は瓦礫と見なすことができる。

2. 瓦礫のクリアランス測定の場合の平均化質量は最大1トンとする。平均化質量を大きくした場合にクリアランスの線量基準も達成されることが証明される場合には、所管当局は、要求に応じて、より大きな平均化質量を許可することができる。
3. 1,000 トンを超える大量の建物瓦礫に関する付属書4表1第6列のクリアランスレベルの適用とは別に、1 暦年当たり質量が0~10,000 トンの建物瓦礫には、クリアランスの基準として Cs-137 のクリアランスレベルが使われるものとする。

Part G:リサイクルを目的とするスクラップ金属の特定目的クリアランス

1. リサイクルのためのスクラップ金属のクリアランスは、第42条第(1)項に従って判定されたスクラップ金属が利用に当たって溶融されることを条件とする。
2. 付属書4表1の第14列のクリアランスレベルは、金属と非金属からなる複合材料には適用されない。
3. クリアランスされたスクラップ金属と他の金属の混合比が1:10であることを保証できる溶融事業、または1 暦年あたりの処理量が少なくとも40,000 トンである溶融事業のみが適格な利用者であるとみなされる。
4. リサイクルを目的とするスクラップ金属のクリアランスの場合で、汚染核種が Be-7、C-14、Mn-53、Mn-54、Co-57、Ni-59、Ni-63、Nb-93m、Mo-93、Tc-97、Tc-99、Ru-103、Ag-105、Ag-108m、Cd-109、Sb-125、Te-132、I-129、Eu-155、Ti-204、Pa-231、Es-254、または Fm-255 のいずれか一つのみである場合には、1 暦年あたりにクリアランスされる質量の限度を10 トンとする。一つの放射性核種以外のすべての放射性核種を合わせた放射能が全放射能の1,000分の1を超えない場合は、単一放射性核種による汚染と見なすものとする。

付録5 RS-Handbuch のクリアランス関連部分

以下に、連邦放射性廃棄物処分安全庁（BASE）の2021年版RS-Handbuch (Manual on Reactor Safety and Radiation Protection)のクリアランスに関連する部分を抜粋して記す。この部分は、放射線防護令のクリアランスに関連する条文の解説になっている。

6. 廃止措置から発生する放射性物質と非放射性物質

原子力施設の廃止措置からは放射性残留物や解体・分解された機器等が発生するが、それらの廃棄物については、原子力法第9a条に従って、有害な影響を及ぼすことなく利用するか、あるいは放射性廃棄物として管理された方法で適切に処分する必要がある。

廃止措置から出る物質は、原子力・放射線防護関連法に基づいて許可された別の施設等で再利用できる可能性があり、放射能レベルが極めて低い物質は、放射線防護令が定めるクリアランスを実施することによって、原子力・放射線防護関連法に基づく規制監督から解放できる可能性がある。また、非放射性物質に限り、原子力・放射線防護関連法に基づく規制の対象から除外することができる。

再利用、リサイクル、あるいは規制除外できない物質は、廃棄管理移送法（Waste Management Transfer Act）や原子力廃棄物処理法（Waste Management Transfer Act）などの原子力関連法の要件に従って処分される。

6.1 原子力法・放射線防護法に基づく規制監督からの解放

原子力法第7条（1）が定める施設の、原子力・放射線防護関連法に基づく規制監督からの解放は、原子力法第7条（3）に基づく原子力許認可の条件に基づいて行われる。一方、放射性物質および放射化または汚染した物質の原子力・放射線防護法関連法の下での規制監督からの解放は、放射線防護令第31～42条に従ったクリアランスによってのみ行うことができる。クリアランスの手続きは、原子力法第7条（3）に基づく認可により、あるいは別のクリアランス通知を通じて規制される。

放射線防護法第4条（1）第一文の4で言及されている行為によって発生した物質および物品で、管理区域内にあったものではなく、その行為による汚染または放射化の可能性がないものについては、規制から除外することができる。規制除外の手続きについては、認可文書に記載される。

放射線防護令が定める撤去は、クリアランスまたは規制除外に代わるものではない。

また、建物、設備・システムが未だ残っているサイトを含む施設は、原子力・放射線防護関連法に基づいて許認可された他の施設・設備に（新規施設として、あるいは既存施設の関連施設として）転用することができる。この場合、原子力関連法の下に定められた手続きが原子力・放射線防護関連法に基づく別の手続きに変更されることで、原子力・放射線防護関連法に基づく規制監督が継続される。

6.2 放射線防護令に基づくクリアランス

放射線防護法第68条第（1）項および放射線防護令第31条第（1）項の第一文に記されたクリアランスの目的は、放射線防護法第4条第（1）項第一文の1、および第5条第（39）項の1または2で言及されている行為から生じ、または第4条第（1）項の第一文の3から7言及されている行為から生じ、これらの行為によって放射化されまたは放射性物質で汚染された、放射性物質および可動物、建物、部屋、部屋の一部、および構造部材、土地、施設またはその一部（ここでは、物）を、原子力・放射線防護関連法による規制監督から解放することである。

クリアランスは、放射線防護令第33条第(1)項および第(2)項の規定に従い、所管当局が出すクリアランス通知(決定通知)の中で、書面をもって認可される。放射線防護責任者は、クリアランス認可を申請し、認可を受けた後は認可の取得者となる。クリアランス認可は、行政行為の形をとった法的に拘束力のある決定である。

クリアランスの目的は、行為から生じた、放射能がないかまたは非常に低い(放射線学的に無害な)物質がもはや法律が定める放射性物質ではない(なくなった)ことを確認することである。クリアランスされた物質の放射能濃度は無視することができ、法的規制を必要としない(「僅少」の原則)。したがって、クリアランスされた後は、これらの物質は原子力・放射線防護関連法による規制監督を必要としない。

原子力法第2条第(2)項の第一文の1および2、および同一内容の放射線防護法第3条第

(2)項の)第一文の2は、そのような物質の放射能あるいは放射能濃度がクリアランスレベルよりも低く、かつクリアランスが承認された場合に限って、無視することができると定めている。(非常に低い放射能が存在する場合、あるいは行為からみて放射能があると想定される場合は)規制当局によるクリアランス検認が行われない限り、単に放射能濃度がクリアランスレベルよりも低いというだけでは、放射性物質を法律が定める非放射性物質とみなすことはできない。

放射線防護令第33条に従ってクリアランス認可を出すには、クリアランスされる物質および物によって一般公衆が受ける実効線量が1暦年あたり10 μSv 程度であるという放射線防護令第31条第(2)項が定める線量基準を満たすことが条件になる(10 μSv の原則)。

すなわち、原子力事故や核兵器実験による放射性降下物等による線量など、放射線防護法第4条第(1)項の第一文の4で言及されている行為による汚染によるものではない線量は考慮されない(放射線防護委員会の勧告「報告または許可の対象となる行為による、無視できる程度の放射能を持つ物質、建物、およびサイトのクリアランス」、1998年2月12日、放射線防護委員会報告書第11巻を参照のこと)。

放射線防護令第32条第(1)項に基づくクリアランス認可の申請者は、所管官庁に対して上記線量基準への適合性を証明する必要がある。

線量基準への適合性を証明するに当たり、申請者は無条件クリアランスと特定目的クリアランスのいずれかを選択できる。放射線防護法第32条第(2)項によれば、無条件クリアランスの場合、クリアランスされた物質および物の将来的な使用、利用、処分、所有、あるいはそれらの第三者への譲渡を決める必要はない。ただし、放射線防護令付属書4の表1第3列のクリアランスレベルは、固体物質および可燃性液体にのみ適用される(放射線防護令付属書8のPart Bの3を参照のこと)。

放射線防護令第32条第(3)項は、特定目的クリアランス場合については、クリアランスされた物質および物の将来的な使用、利用、処分、所有、あるいはそれらの第三者への譲渡を制限している。制限は、当該物質または物の物質特性と、予め決められた廃棄物管理ルート選択肢によって判断される。

クリアランスに放射線防護令付属書4の表1に記されたクリアランスレベルを適用する場合は、放射線防護令付属書4および8の仕様に従う必要がある。この仕様は、各種のクリアランスの根拠となり、表1のクリアランスレベルの導出に使われた計算モデルの主要パラメータに基づくものである。したがって、クリアランスレベルへの適合性に加えて、線量基準に適合するために重要な具体的な廃棄物管理ルートの特性と計画された処分の目的に関わる範囲で、それらの仕様に従っていることも示す必要がある。申請者が、放射線防護令第35条および第36条に従って、所管当局に対してクリアランスレベルおよび仕様への適合性を証明した場合には、当局はクリアランスに係る線量基準が満たされていると見なすことができる。

放射線防護令第37条に定められているように、放射線防護令第37条第(1)項第二文の1から4に規定されている条件の下では、個別ケースクリアランスも可能である。個別ケースクリ

クリアランスは、一般的に、放射線防護令第32条第(3)項で言及されている特定目的クリアランスの一つであり、放射線防護令第32条第(4)項の前提条件が適用される場合にのみ無条件クリアランスとなる。したがって、どのクリアランスも、特定目的クリアランスまたは無条件クリアランスのいずれかで見なされる。線量基準へ適合性は、一般的に、個々のケースに合わせた計算モデルに基づいて妥当性が確認される。これらの計算モデルの境界条件の下に求められたクリアランスレベル、および処分目的と廃棄物管理ルートに関する仕様のすべてに適合する必要がある。

例えば、放射線防護令第36条(1)項の6、放射線防護令付属書4表1の第13列、および付属書8 Part A の1およびPart D に従って建物の解体のためのクリアランスを行う場合には、その解体(放射線防護措置を要しない普通の解体)に際して、線量基準への適合性を裏付けるための計算モデルに関連する要件が最終的に満たされるようにする必要がある。

選択された廃棄物処理施設は、仕様を満足するものでなければならない。中でも、計算モデルが準拠している廃棄物関連法(埋立令など)に基づく規定には必ず適合していなければならない。放射線防護令第36条第(2)項によれば、所管当局は、埋立処分または焼却あるいはスクラップ金属のリサイクルのための特定目的クリアランスの場合、廃棄物処理施設のサイトでクリアランス線量基準が守られていないことを示す徴候が発生しないようにしなければならない。不適合の徴候は、例えば、計算モデルの仮定が廃棄物処理施設のサイトの実際の状況と一致しない場合に生じる可能性がある。クリアランスに係る複数の物質の流れが一つの廃棄物処理施設で合流する場合についても考慮する必要がある。

処分のための特定目的クリアランスの場合、クリアランス認可の取得者の施設が所在する州とは別の州に廃棄物処理施設がある場合、または別の州の最高位の規制当局が放射線防護に責任を負っている場合で、1暦年あたり10トンを超える廃棄物を処分する場合には、所管当局は、放射線防護令第39条第(1)項に従って、放射線防護令の実施に責任を負う州の最高位の当局とその処分に関して合意しなければならない。

放射性の物質および物をクリアランスするための唯一の基準は、それぞれの行為による汚染または放射化の有無である(放射線防護令第31条第(1)項を参照)。放射線防護令第39条第(1)の第二文によれば、特に当該行為による汚染や活性化の可能性を排除できない管理区域からの物質および物については、すべてクリアランスを実施する必要がある。

所管当局は、認可の取得者である放射線防護責任者による、クリアランス通知の内容の遵守状況を確認することを留保条件として、クリアランスを認可することができる(放射線防護令第33条第(3)項および第42条第(1)項)。原子力法第19条に基づく監督に加えて、当局は、クリアランス関連規則の枠組み内で、計画された処分目的を達成するために物質が最終的に移送される前に、クリアランス認可の取得者である放射線防護管理者がどの程度クリアランス通知を遵守しているかについて、監督または確認措置を実施することができる。

さらに、放射線防護令第33条第(4)項が定めるように、一定の条件、条件の取り消しまたは条件を含めることの留保、条件の修正またはそれへの追加を条件に、当局がクリアランスを認可することができる。これによって、当局は、クリアランスのプロセスおよび計画された廃棄物管理ルートをさらに指定することが可能になる。この場合には、それに応じて、制限、条件、および期限に関する原子力法第17条第(1)項の第二文から第四文の規定が修正され適用される。この場合、追加条件の履行などの留保条件、またはクリアランス認可が無効になる場合を規定する解除条件を付けてクリアランスを認可することが可能である。

放射線防護令第42条第(3)項は、クリアランス認可の取得者である放射線防護責任者に対して、クリアランスの認可要件の1つが満たされなくなった場合には、原子力・放射線防護関連法の下での監督・許認可当局である所管当局にそれを通知することを義務付けている。原則として、放射線防護責任者は、計画された廃棄物管理ルートで計画された処分目的が達成されるまでに、そうする義務がある。

クリアランスに関する記録管理と通知に関する放射線防護令第 86 条には、クリアランスに係る文書管理義務が定められている。第 86 条第 (1) 項の 1 は文書化すべき内容を定め、第 86 条第 (1) 項の 2 は所管当局への通知について定めている。また、第 86 条第 (2) 項は文書の利用可能性と保存期間を規定しており、第 86 条第 (3) 項の 1 と 2 は、文書化義務の例外が認められる場合について規定している。

建物の解体、再利用、および継続利用のためのクリアランス、および土地のクリアランスについては、表面の放射能密度のレベルを文書に記録することで、第 86 条第 (1) 項 1 の (a)、および付属書 8 の Part D または Part E の要件を満たすことができる。

さらに、クリアランス認可取得者の義務に関する放射線防護令第 42 条の第 (2) 項は、クリアランス認可の取得者は、いかなる場合でも、クリアランス通知の内容への適合性を判断するために必要な放射能濃度の測定（クリアランス測定）およびクリアランス測定の結果を文書化しなければならないと定めている。

放射性物質の廃棄物としての処理、および放射線防護令の下での放射性物質のクリアランスに関連する規則類は、原子力・放射線防護関連法体系の中の関連規定に含まれている（具体的には、原子力法第 2 条第 (2) 項および第 9a 条、放射線防護法第 3 条第 (2) 項、放射線防護令第 31 条から第 42 条、第 85 条、第 86 条、第 187 条、原子力処分令（AtEV : Nuclear Disposal Ordinance）第 1 条から第 8 条、および放射性廃棄物の管理に関するガイドライン）。

廃止措置に関わるクリアランスの手順は、以下の主要なステップに分けられる。

- 放射線防護令第 32 条第 (1) 項に基づく、申請者によるクリアランス認可申請。この申請書には、例えば、クリアランス手順を実行するための作業指示書やクリアランススケジュールが含まれることもある。
- 放射線防護令第 33 条第 (1) 項に基づく書面によるクリアランスの認可。
- 放射線防護令第 42 条第 (1) 項に基づく、クリアランス認可の取得者によるクリアランス通知の内容に対する適合性の確認。
- 所管当局は、放射線防護令第 33 条第 (3) 項に基づき、クリアランス通知に記された事項を請者が遵守していることの証拠を確認する権利を留保することができる。
- 所管当局は、原子力法第 19 条に従って、監督の枠組み内で、無作為サンプルを用いたさらなる検査を行うことができる。その際、所管当局は、原子力法第 20 条に規定に従って、認定された専門組織の支援を受けることができる。

所管当局は、監督の枠組み内で、クリアランス通知に記されたクリアランスの要件、サンプリングおよび測定方法、ならびに原子力法第 7 条第 (3) 項に基づく廃止措置許可のクリアランスに関連する規定の遵守に関する監督を行わなければならない。

規制管理には、文書の審査、担当職員の技術的資格の確認、認可された手順の遵守状況の監督、および必要に応じて、独自の無作為サンプルの測定または認定専門組織による測定が含まれることがある。

6.3 規制監督の対象からの除外

原子力法第 7 条第 (3) 項が定める廃止措置の際には、原子力・放射線防護関連法に基づく規制管理の対象になるが、放射線防護法第 4 条第 (1) 項の第一文の 4 に言及されている行為の結果として汚染または放射化されることがない物質も大量に発生する。これらの物質は除外（Removal）を適用することによって原子力・放射線防護関連法に基づく規制監督から解放できる可能性がある。

このガイドでは、除外とは、非放射性物質、および放射線防護法第 4 条第 (1) 項の第一文の

4に言及されている行為により発生する汚染および放射化のない物を、原子力・放射線防護関連法に基づく規制監督から解放する手続きを言う。ただし、放射線防護法第4条第(1)項の第一文の4に言及されている行為に由来し、管理区域から発生する物質および物で、より詳しくは、放射線防護令第31条第(1)項の第二文に定められた物質および物の除外は許されない。

除外は、運転履歴および使用状況から見て汚染または放射化の可能性が排除できる物質および物で、原子力法第7条第(1)項に従って許可された施設の区域内にあるため、あるいは放射線防護法第4条第(1)項の第一文の4に言及されている行為に由来しているために、原子力・放射線防護関連法による規制監督の対象とされる物質および物に適用することができる。土地についても、汚染の可能性が排除される場合には、除外によって解放することができる。除外の一般的な手順は許可文書に記される。

放射線防護法第4条第(1)項の第一文の4に言及されている行為から発生する物質および物で、汚染および放射化のない物質および物(土地を含む)を除外するには、汚染および放射化が存在しないことを、運転履歴を考慮した適切な測定(証拠保存測定)によって確認する必要がある。測定の種類と範囲については、原子力監督手順の中でケースバイケースに決めることができる。

放射線防護法第4条第(1)項の第一文の4に言及されている行為に起因しない汚染(例えば「放射性降下物」)は、除外手順において無視することができる(いわゆる「バックグラウンドの引去り」)。

6.4 測定方法とサンプリング

クリアランスに使う測定方法と測定装置の選択については、放射線防護令第90条第(4)項が、放射線防護令第33条第(1)項が定めるクリアランス認可の取得者である放射線防護責任者は、放射線防護令第42条第(2)項に従って、クリアランス測定に適切な放射線測定装置が使われるようにしなければならないと定めている。

放射線防護令第90条第(5)項はさらに、次のことを定めている。

1. 放射線測定装置が
 - a) 測定目的の要件を満たし、
 - b) 十分な量が確保されており、
 - c) 機能性に関して定期的な試験と保守が行われていること。
2. 機能試験と保守の実施日付と結果が記録されること、および
3. 記録が機能試験または保守の実施日から10年間保存され、要求に応じて所管当局に提出されるか、所管当局が指定する事務所に預けられること。

特に、ベータ線/ガンマ線放出核種で汚染された物質のクリアランス測定には、ベータ線表面測定、ガンマ線スペクトロスコピー、総ガンマ線測定などの方法が利用できる。アルファ線放出核種で汚染された物質のクリアランス測定にも実績のある方法が利用できる。これらの方法を使う場合は、該当する技術基準に従う必要がある。

その後の方向付けおよび判定測定に使われる測定方法は、予備分析の際に決定される。この分析では、原則として、代表的な物質サンプルを使ったスペクトロスコピー測定法、および必要な場合には、放射性核種分析法を使って放射性核種組成と個々の放射性核種の組成比が決定される。また、場合によっては、放射平衡法を使うこともできる。さらに、放射能の空間分布は、物質あるいは表面上の無作為サンプリングによって決定される。

決定された放射性核種組成に基づいて、基準核種（十分に測定可能な放射性核種）が決められ、クリアランス測定では、それを核種ベクトルとともに使って、総放射能と個々の核種の放射能を推定することができる。

クリアランス測定に関連して核種ベクトルが決められる場合には、プロセス内における蓄積ポイントでの代表サンプルの採取箇所の決定、および適切なサンプリング方法の選択といった、サンプリング方針が重要な役割を果たす。これらのサンプリング方法では、母材と汚染の特性を考慮するとともに、再現性のある抽出率【例えば、測定対象となる全表面積（全質量）に対するサンプルを採る表面積（質量）の割合】を示さなければならない。

クリアランス測定は、クリアランス通知に記された諸条件に従って実施される。代表的な測定結果を得るために、原則として、物質バッチは放射能の空間分布と放射性核種ベクトルが可能な限り均質になるように決める必要がある。また、クリアランス測定は、物質の放射能濃度や汚染が過小評価されることがないように実施する必要がある（測定の保守性）。

ここに記した要件とアプローチは汚染および放射化のない物質を除外する前に行われる証拠保存測定にも適用されるが、その際には放射能がさらに大幅に低い可能性を考慮する必要がある。

付録 6 物質等の規制免除

原子力発電所の廃止措置からは、管理区域以外の区域に由来する非放射性的な廃棄物や放射能レベルが極めて低い建物等の瓦礫が大量に発生する。その多くは放射線防護法の監督対象にはならず、規制監督が免除されるものである。以下に、規制免除に関するドイツの規則の概要を記す。

物質等の規制免除(Exemption)

放射線防護令 (StrlSchV) の第 31～42 項、および原子力法第 7 条が定める施設またはその一部の廃止措置、封鎖、および解体に関するガイドライン (廃止措置ガイドライン) によれば、原子力発電プラントの敷地内にあり、原子力法および放射線防護法の監督対象で、汚染または放射化の可能性を排除できない物質等を再利用または一般的な方法で処分するには、事前にクリアランス手順に従って放射能の測定を行い、クリアランスに合格しなければならない。

原子力法および放射線防護法に基づく監視の対象となっているが、運転履歴や使用状況から汚染や放射化がないと判断される物質等には、そのような監督が免除する手続きを適用することができる。実際には、これは、放射能が検出されるか否かにかかわらず、運転履歴等から見て汚染が合理的に疑われる場合には、その物質等をクリアランス手続きにかける必要があると解釈される。土地も、汚染されている可能性が排除できる場合には、監督の対象から除外することができる。

運転履歴を考慮した妥当性検討に加えて、予め行われた無作為証拠保全測定 (evidence preservation measurement : 無作為サンプルを使った裏付け測定) の結果をもって、除外しようとする物質等が汚染されていないことを示すことも必要である。原子力施設の廃止措置に関する ESK のガイドラインに記された要件によれば、証拠保全測定の検出限界または判定しきい値は、それぞれの物質等に適用される最も厳しいクリアランスレベルの 10 分の 1 程度以下である。

証拠保全測定の選択にあたっては、アスファルト表面からの排水溝の堆積物など、そこに存在する可能性のある放射能が最も発見しやすい、いわゆる蓄積ポイントが含まれる。

運転履歴および証拠保全測定の結果のいずれによっても汚染の徴候が見られない場合には、その物質等は普通の方法で処分するか、クリアランスを経ずに再利用することができる。

これらの証拠保全測定によって、プラントの運転に由来する放射性物質が発見された場合には、汚染がないという当初の仮定を訂正すべきか否かが確認される。この場合には通常、この区域から発生する物質等のすべてがクリアランス手順の対象になる。

実際には、クリアランスされる物質等に原子力発電プラントの運転に由来しない放射性核種が含まれていることが少なくない。その例がカリウム 40 などの天然放射性核種であり、この核種は化学元素カリウムを含む物質 (土、石、瓦礫など) に例外なく含まれている。地球上のどこでも人の周りがあるこれらの物質は、天然由来であるため、規制除外やクリアランスといった規制監督の対象にはならない。

一方、1950 年代～1960 年代の大気圏内核実験とチェルノブイリ原発事故は、広範囲に及ぶ汚染をもたらした。何十年経った今でも、ドイツでは、特に土壌でこれらの汚染が検出されている。具体的には、核兵器の放射性降下物に含まれていたストロンチウム 90 と、ドイツのほとんどの地域で主としてチェルノブイリの放射性降下物に由来するセシウム 137 が検出される。しかし、これらの汚染も、許認可の対象となるプラントでの取り扱いに起因する場合を除き、原子力法および放射線防護法の下での原子力発電所所管当局による監督の対象とはならない。

検出された放射能の起源を明らかにするには、汚染のレベルと組成をより詳細に調査する必要

があろう。例えば、コバルト 60 は、放射線防護令 (StrlSchV) 第 31 項がいう意味での放射性物質にあたり、その存在は、汚染が原子力発電所の運転に由来することを明確に示している。しかし、核兵器とチェルノブイリの放射性降下物に含まれる主要放射性核種であるセシウム 137 のみが検出された場合には、運転履歴 (プラント運転中の放出など) と測定されたセシウム 137 の放射能レベルを考慮して、その起源を特定の発生源に帰することができるか否かをケースごとに明らかにする必要がある。安全の観点からは、排気中の「通常の」放出は、規制除外手順の妨げにはならない。

核兵器やチェルノブイリの放射性降下物の寄与によるバックグラウンドを差し引く方法は、所管の原子力規制当局との協議で決めることができる。この方法については、この放射能のレベルがドイツの地域によって大きく異なり、問題とする物質の種類によっても大きく異なるため、標準的な方法を決めることは不可能であることが実作業の経験から分かっている。

例えば、ドイツ南部の方がドイツ北部よりもチェルノブイリ由来のセシウム濃度が高い。同様に、汚染物質が土壌に浸透し、その間に舗装表面から除去されてしまうため、土壌中のレベルはアスファルト表面や建物構造物などの密閉表面よりも高くなる。また、核種組成が大きく異なる原子力発電プラントもある。例えば、高温炉ではプラントの運転によって別の核種が発生する可能性があるため、軽水炉サイト用に考えられたバックグラウンドを差し引く方法を高温炉サイトに適用することは通常できない。

規制除外は決してプラント運転者の裁量で行われるものではない。規制除外手続きに係る重要な点は、原子力発電プラントの廃止措置許可申請書類の不可欠な一部である。具体的な手続きの詳細は、当局の監督の対象となる手続き規定に明記される。さらに、監督当局は独自の測定を実施することができ、関連文書を審査することができる。

付録7 放射線特性評価と核種ベクトルについて

IAEA は従来使われてきた「核種ベクトル」という用語をスケーリングファクタという用語で置き換える方向（例えば GSG-18 には核種ベクトルという用語は使われていない）にあるが、ドイツでは現在でも核種ベクトルという概念がよく使われている。本報告書本文の参考文献 [18] には、核種ベクトルを用いた TÜV Süd のクリアランスに係る放射線特性評価の考え方の概要がまとめられているので、参考のためにその概要をこの付録に記す。

1. 核種ベクトルの決定

クリアランスの判定は次式（総和式、総和則）が成り立つか否かで行われる。

$$\sum_i \frac{C_i}{R_i} \leq 1 \quad (1)$$

ここで、 C_i は核種 i の放射能濃度、 R_i は放射線防護令付属書 4 の表 1 に記された核種 i のリリース限度値（クリアランスレベル）。

2. 核種ベクトルの決定

放射線特性評価の難しさは、アルファ線、ベータ線、ガンマ線を放出する核種の正確な割合を決定するために複数の測定技術を要することである。そのため、汚染の蓄積ポイントに重点を置いた施設全体のサンプリングプログラムを確立する必要がある。

3. 核種ベクトルの定義

ドイツでは、原子力発電所からの物のリリースにスケーリングファクタの原理が使われている。そこでは「核種ベクトル」という用語は一般的に使われており、これは、物質中に予想される放射性核種の相対的な組成を表す量である。]

核種ベクトルは、測定が困難な(DTM : Difficult-to-measure) 核種の放射能濃度と測定が容易な(ETM : Easy-to-measure) 核種の放射能濃度を関連付けものである。スケーリングファクタ (SF) は、それぞれの DTM に関する無次元係数であり、測定された ETM の放射能濃度とこの値を用いることで、総放射能濃度を決定することができる。すなわち、 A を総放射能濃度、 A_{ETM} を ETM (key 核種) の放射能濃度、 SF_{ETM} をスケーリングファクタとすると、次の式で A を求めることができる。

$$A = A_{ETM} \times SF_{ETM} \quad (2)$$

(訳者注：このスケーリングファクタの定義は一般的な定義とは異なる。一般的なスケーリングファクタの定義は、 $A_{DTM} = A_{ETM} \times SF_{ETM \rightarrow DTM}$ である)

核種ベクトルは、次式の、総放射能に対する個々の核種の放射能の相対的な割合を示す。

$$v_i = \frac{a_i}{\sum_i a_i} \quad (3)$$

ここで、 a_i = 核種 i の放射能濃度、 v_i = 核種ベクトル内での核種 i の相対的割合。ベクトルを使ってスケーリングファクタを表せば、 $SF_{ETM \rightarrow DTM} = v_{iDTM} / v_{iETM}$ となる。

すべての放射性核種が同じ生物学的影響を持つわけではない。Bq 単位で同じ放射能を持つ放射性核種でも、その放射線学的重要性は大きく異なり、それはクリアランスレベルの違いとして考慮される。そのため、クリアランスレベルの逆数で重み付けされ正規化された核種ベクトルという別の量が定義される。この値によって、廃止措置プロセスから出る廃棄物のリリースに関するさまざまな核種の放射線学的重要性が定量化される。

$$\frac{\frac{v_i}{R_i}}{\sum_i \frac{v_i}{R_i}} = w_i \quad (4)$$

ここで、 v_i = 核種ベクトル内の核種 i の相対的割合、 R_i = 放射線防護令付属書 4 の表 1 に記された核種 i のクリアランスレベル、 w_i = 重み付正規化核種ベクトル内での核種 i の相対的割合。

上記の定義を使って、ある特定のシステム／部屋に関する核種ベクトルを決めることができる。表 A6-1 に、核種ベクトルの一例に関する重み付けの影響を示す。Fe-55 は最も高い放射能を持つ核種であるが、重み付けされた核種ベクトル（つまりリスク）に対する寄与はわずか 0.001% であり、Co-60 と Cs-137 が主な寄与因子であることに注意する必要がある。また、低エネルギーベータ線放出核種 Ni-63 も寄与が小さい。

表 A6-1 核種ベクトルの例

核種	v_i (%)	R_i (Bq/g)	w_i (%)
Fe-55	42.2708	1000	0.00895
Co-60	28.8515	0.1	61.07813
Cs-137	16.7741	0.1	35.51054
Ni-63	9.3951	100	0.01989
Eu-152	1.2077	0.1	2.55676
Ni-59	0.5032	100	0.00107
Sr(Y)-90	0.3354	1	0.07102
Cs-134	0.2415	0.1	0.51135
Pu-241	0.2281	1	0.04829
H-3	0.1046	1000	0.00002
Ag-108m	0.0644	0.1	0.13636
Eu-154	0.0201	0.1	0.04261
Am-241	0.0038	0.1	0.00809

4. 核種ベクトルの決定

核種ベクトルは、基本的に次の順で決定される。

- ① プラントの運転履歴に基づく区域分け
- ② 分析対象とする核種の選定
- ③ サンプルング計画の作成
- ④ サンプルの採取
- ⑤ サンプルの調整
- ⑥ サンプルの分析
- ⑦ 核種ベクトルの計算
- ⑧ 核種ベクトルの更新

核種ベクトルは、ベクターの決定プロセスが再現可能でかつ検証可能である場合にのみ代表的な値になる。計画（サンプルング方針）とサンプルング段階（サンプルの採取者および採取したサンプルの数）での初期のミスは、後段のミス（分析および計算）よりも重大な結果をもたらす。

5. プラントの運転履歴と区域分け

核種ベクトルを決定するための最初のステップでは、プラントおよびプラントの状態に関する既存の知識すべてが収集される。それにより、プラントの放射化された区域と放射化物の移行経路（冷却水回路、廃水、蒸気、ダストなど）を明らかにする必要がある。この最初のステップでは、特異なイベント（機器の交換や取り外し、漏れ、事故など）を評価することが重要であり、そのためには、初期のプラント履歴をよく知っている作業員、特に経験豊富な作業員（退職した作業員も含む）を含めることが不可欠である。

第二段階では、物理的な面、化学的な面、材料的な面、および作業面から見て、均質な核種ベクトルを持つと予想される区域にプラントが区域分けされる。

この分析の詳細さは、労力対効果比を考慮して、慎重に選ぶ必要があり、詳細さを上げながら段階的に取り組むことが推奨される。

6. 核種の選択

放射線防護令付属書 4 の表 1 には約 800 核種の放射性核種が記載されているが、核種ベクトルの決定には、重要な少数の核種だけが選択される選択基準は、技術データ、使用されていた材料の放射化生成物、排出監視の結果（エアロゾルと廃水）、および運用履歴によって違ってくる。廃棄物管理の結果（使用済燃料インベントリの計算、蒸発濃縮物の分析など）も核種ベクトルの評価に役立つ。

核種の選択は、分析、特に放射化学分析の労力を制限するために重要である。

7. サンプルング計画とサンプルング

ドイツの事業者の運転手順書にはサンプルングプログラムが含まれているが、サンプル採取者

による現場での主観的な決定を防ぐ、明確なサンプリング計画を作ることが重要である。サンプリング計画には次の事項が含まれる。

- 作業指示書／手順書
- サンプリング箇所
- サンプリング時期
- サンプル採取者
- サンプリング方法
- サンプリング用機材
- サンプルの調製
- サンプル容器
- サンプリングプロトコル
- QA 対策

サンプルとしては物質そのもののサンプルが望ましい。サンプリング方法を決める際には、放射性核種の母材への浸透の可能性を考慮する必要がある。ワイプテストは除去可能な汚染のみをサンプリングするものであり、核種ベクトルの決定には適用が限られる。適切なサンプリング方法を選択するには、揮発性放射性核種の損失、クロス汚染、および表面物質と母材の混合を避けるために、物質と放射性核種の種類を考慮する必要がある。

サンプル数はいくつかの要因によって決まる。面積あたりのサンプル数は、信頼水準 95% の測定値が得られるように選択する必要がある（核種ベクトルの統計的評価を行うためには、16～20 個のサンプルが最適と考えられる）。

8. サンプルの調製と分析

サンプル採取の準備にあたっては、揮発性放射性核種の損失やクロス汚染などによって核種ベクトルが変化しないように配慮する必要がある。透明な液体の場合は取り扱いが簡単であるが、不透明な液体の場合は、分析のために固体部分と液体部分の分離が必要になることがある。スラッジは乾燥され、固体サンプルと同様に扱われる。固体サンプルは粉碎され、均質化され、分離されてから分析される。

サンプルを分析する際には、汚染を防止するために、最初に放射能濃度が最も低いサンプルを分析し、次に放射能が増加する順に分析することが推奨される。放射線特性評価では、すべてのサンプルについて、他の方法よりも手間のかからないガンマ線スペクトロスコピーを行うべきである。10%程度のサンプルについては α 、 β 線放射核種を測定するために放射化学分析を行う。

9. 核種ベクトルの計算

測定で得られたすべてのデータについて、ベクターの計算に使う前に妥当性（データの完全性、尤もらしさ、信頼性など）を確認することが必要である。計算では、1つのサンプルに含まれるすべての核種の放射能濃度が合計され、各核種の割合が求められる。

核種ベクトルの計算方法には次の 3 つがある。

- 包絡的核種ベクトル（保守的だが代表性が良くない）
- 統計に基づく核種ベクトル（保守的で代表性が良い）
- 平均核種ベクトル（代表性は良いが保守的ではない）

(1) 包絡的核種ベクトル

包絡的核種ベクトルは、核種間の最も保守的な関係を仮定した計算で求められる。保守的とは、式 (1) の $\Sigma(D_j/C_j)$ を最大化し、スケーリングファクタを最大化することである。すなわち、サンプルのすべての分析結果から、各 DTM 核種の放射能濃度の最大測定値を用い、残りの放射能が key 核種の放射能濃度に割り当てられる。そのため、測定不可能な核種が大幅に過大評価される。したがって、包絡的核種ベクトルは保守的ではあるが、代表的ではない（key 核種と DTM 核種間の正しい関係を表していない）。包絡的核種ベクトルにおける DTM 核種の過大評価を減らす方法にはいくつかあるが、1つの方法は核種をグループ化し、各グループに 1つの key 核種を割り当てる方法である。例えば、次のようなグループ化が考えられる。

- 放射化生成物 (key 核種 Co-60)
- 核分裂生成物 (key 核種 Cs-137+)
- 超ウラン元素 (key 核種 Am-241)

包絡的核種ベクトルは、計算が簡単で、より広い範囲に適用できる。包絡的核種ベクトルの欠点は、物質の放射能を過大評価しているため、特にアルファ放射線放出核種がクリアランスレベルを容易に超えてしまう可能性がある点である

(2) 統計分析に基づく核種ベクトル

汚染が均一だと予想されるプラント区域については、区域の広さと設置されている設備に応じて、サンプルが採取される（統計的関連性を調べるには、区域ごとに 16 個を超えるサンプルが必要）。次に、データが正規分布または対数正規分布に従って分布しているかどうかを統計的に分析される。

この方法は、Stade 原子力発電所と Würgassen 原子力発電所で採用された。この方法では、事前に決められた 1 つの区域に属するすべてのサンプルの核種ベクトルを求め、すべての放射性核種について核種ベクトルの平均値と標準偏差を求める。そのうえで、各放射性核種の核種ベクトルは 1 シグマ以内で変動すると考える。すなわち、変数 x （具体的には下記の C_i/R_i 、 $v_{\alpha+\beta,i}$ 、 C_i/O_i ）がそれぞれ平均値の ± 1 シグマ以内に分布していると考えられる。

$$(\bar{x} - \sigma) \leq x_i \leq (\bar{x} + \sigma) \quad (5)$$

ここで、 x は変数、 \bar{x} はその平均値、 σ は標準偏差である。この方法では、 x_i を $\bar{x} \pm \sigma$ の範囲で変化させて、その和が最大になるように核種ベクトルが決められる。すなわち、次の 3 つの値が最大になるように核種ベクトルが決められる。

- 合計式 (1) を最大化する。すなわち、

$$\sum_i \frac{C_i}{R_i} = \text{最大} \quad (6)$$

ここで、 C_i = 核種 i の放射能濃度、 R_i = クリアランスレベル。

- 核種ベクトル内の DTM 核種（ガンマ線を十分に測定できないアルファ線／ベータ線放出核種） i の割合（式 (3)）を最大化する。すなわち、

$$\sum_i v_{\alpha+\beta,i} = \text{最大} \quad (7)$$

ここで、 $v_{\alpha+\beta,i}$ = アルファ線／ベータ線放出核種 i の相対的割合。

- 放射線防護規則付属書 4 に従って、区域ごとの放射能の合計を最大化する。すなわち、

$$\sum_i \frac{C_i}{O_i} = \text{最大} \quad (8)$$

ここで、 C_i = 核種 i の放射能濃度、 O_i = 区域ごとのクリアランスレベル。

これら 3 つの値を同時に最大化することはできないため、合計値 (sum value) を最大化することが目標となる。これにより、上記の 3 つの領域それぞれに関する核種ベクトルの保守性の度合いが求められる。

代表性が良くかつ保守的な点が、このタイプの核種ベクトルの長所である。短所は、比較的多数のサンプルが必要なことと、包絡的核種ベクトルの場合よりも計算が広範にわたることである。この核種ベクトルは、中程度の面積あるいは限られた範囲の設備にのみ有効である。

(3) 平均核種ベクトル

核種ベクトルは、1 つの区域のサンプルに関する分析結果の平均をとるだけで決定することもできる。この方法では、結果の統計的な妥当性を確保するために、十分な数のサンプルと汚染の均一性が前提になる。

平均値法を使うことで、核種ベクトルの代表性は良くなるが、保守的ではなくなる。そのため、一部のサンプルでは、放射能濃度が核種ベクトルを使った評価値よりも高くなる

この方法の利点は、計算が簡単なことと、より広い区域に有効な核種ベクトルが得られる点である。欠点は、ベクトルが保守的ではなく、物質をリリースするためには補正を要する点である。この核種ベクトルは、小さな区域または単一の設備にのみ有効であり、プラント全体としては多くの核種ベクトルが必要になる。

10. 核種ベクトルの更新

核種ベクトルは、その評価日を常にチェックし、定期的に放射性崩壊に関する補正を行う必要がある。また、システム全体の除染後やリリース測定に不一致が生じた場合などには、核種ベクトルの更新を検討する必要がある。ドイツの原子力発電所では、Co-60（半減期 5.3 年）の寄与が大きい核種ベクトルは、崩壊に従って、2 年ごとに更新される。

付録8 特徴的な概略核種ベクトルの例 (DIN25457-4)

DIN 25457-4 の付録には、放射能濃度の評価者が参考とすべき典型的（特徴的）な概略核種ベクトルが示されている（表 A7-1）。このリストは、ユーザーのためのオリエンテーションを目的とするもので、一定の核種ベクトルを決めるものではない。

表 A7-1 DIN 25457-4 に記された典型的な概略核種ベクトル (%)

核種	CL (Bq/g)	NV1	NV2	NV3	NV4	NV5	NV6	NV7	NV8	参考文献 [18]
Fe-55	1000	0		20	2	5	17	16	85	42.3149
Ni-59	100							21		0.5037
Ni-63	100			48	20	29	30	43	10	9.4049
Co-60	0.1	100		24	9	4	15	15	5	28.8816
Sr-90+	1					4		0.5		0.3358
Ag-108m	0.1							0.5		0.0645
Cs-137+	0.1		100	8	69	54	2	0.5		17.0334
Eu-152	0.1						6	1		1.2090
Eu-154	0.1						2	0.5		0.0201
Eu-155	0.1							0.2		
Pu-239/240	0.1						4	0.2		
Pu-241	10					3	18	1.5		0.2283
Am-241	0.1					1	6	0.1		0.0038
合計		100	100	100	100	100	100	100	100	100

NV1：放射性核種は Co-60 のみ。Co-60 の割合が多い場合の包絡的アプローチ。測定に際して他の放射性核種が存在する場合には、Co-60 で代表。

NV2：放射性核種は Cs-137 のみ。Cs-137 の割合が多い場合の包絡的アプローチ。測定に際して他の放射性核種が存在する場合には、Cs-137 で代表。

NV3 と **NV4**：燃料要素に欠陥がない場合。最終停止から 5～6 年後。Co-60 と Cs-137 の割合のばらつきが大きい場合。absence of defects of fuel elements, several years after final shutdown. The variability of the Co-60- and Cs-137-fractions is high

NV5：少量のアルファ線放出核種による汚染がある場合。

NV6：アルファ線放出核種の割合が高く、より複雑な汚染の場合。

NV7：アルファ線放出核種の割合が少なく、より複雑な汚染の場合。

NV8：表面汚染のない放射化された鋼。最終停止から 5～6 年後。

CL：クリアランスレベル

核種ベクトルは、ある核種の放射能濃度の全放射能濃度に対する比であって、 $\Sigma(D_j/C_j)$ に対する寄与の割合ではないことに注意。


表 7-2 には表 7-1 を基に計算した $\Sigma(Dj/Cj)$ に対する寄与の割合：

$$w_i = \frac{v_i}{R_i} \div \sum_i \frac{v_i}{R_i}$$

を示す。ここで、 v_i = 表 7-1 に示す核種ベクトル、 R_i = 核種 i のクリアランスレベルである。

表 A7-2 表 7-1 に示すベクトルを基に計算した核種の $\Sigma(Dj/Cj)$ への寄与 (%)

核種	CL (Bq/g)	NV1	NV2	NV3	NV4	NV5	NV6	NV7	NV8	参考文献 [18]
Fe-55	1000			0.0062	0.0003	0.0008	0.0048	0.0088	0.1694	0.0090
Ni-59	100							0.1158		0.0011
Ni-63	100			0.1498	0.0256	0.0488	0.0852	0.2372	0.1993	0.0199
Co-60	0.1	100		74.8830	11.5355	6.7273	42.5995	82.7331	99.6314	61.1092
Sr-90+	1					0.6727		0.2758		0.0710
Ag-108m	0.1							2.7578		0.1364
Cs-137+	0.1		100	24.9610	88.4386	90.8181	5.6799	2.7578		36.0400
Eu-152	0.1						17.0398	5.5155		2.5580
Eu-154	0.1						5.6799	2.7578		0.0426
Eu-155	0.1							1.1031		
Pu-239/240	0.1						11.3599	1.1031		
Pu-241	10					0.0505	0.5112	0.0827		0.0048
Am-241	0.1					1.6818	17.0398	0.5516		0.0080
合計		100	100	100	100	100	100	100	100	100

 $\Sigma(Dj/Cj)$ への合計寄与が 90%以上の核種。


 $\Sigma(Dj/Cj)$ への寄与が 1%以上の核種。

表 7-2 に示す $\Sigma(Dj/Cj)$ への寄与から分かるように、DIN 25457-4 の付録に記載された概略核種ベクトルは、特徴的ではあるが、原子力発電所の解体から生じる廃棄物を考える場合には、典型的な核種ベクトルというよりは、むしろ極端な例であり、保守的な包絡的ベクトルを考える際に参考になるものと考えられる。

付録 9 ドイツにおける放射性物質の輸送に係る規制

1. 放射線防護法の規定

第 27 条 許可を要する輸送

- (1) その他の放射性物質【核燃料を含まず 1 種類以上の放射性核種を含む物質】を公共交通路または公衆が通行できる交通路を通じて輸送する者は、輸送許可を得なければならない。そのような許可は、危険物輸送に関する規則の対象となる荷送人または運送人、配達人、あるいは荷送品の配送または運送を請け負う者が取得することができる。輸送許可は、個々の輸送業務ごとに与えられるが、複数の輸送に対して最長 3 年間に限り一般輸送許可が与えられることもある。輸送許可は、輸送業務が公共交通路または公衆が通行できる交通路を経由しないで行われる場合で、その区間に対して放射性物質の取り扱いに関する許可が出されていない場合には、その区間についても有効なものとする。
- (2) 上記第 (1) 項に基づく許可は、原子力法第 4 条第 (1) 項による許可が取得されており、その許可が原子力法第 10 a 条第 (3) 項に基づく許可を要する放射性物質の輸送をカバーしている場合には必要ではない。
- (3) 各出荷物には、許可証の正本または認定された写しを添付しなければならない。監督権限を有する当局またはその代理人による要求がある場合には、それに応じて、許可証の正本または他の認定された写しを提示しなければならない。
- (4) 輸送中は、輸送許可の取得者ではない運送業者も含め、輸送許可証に記載された規定を遵守しなければならない。
- (5) 危険物の輸送の監督に係る法律の条項で、関係する各輸送モードに適用される条項がこれによって影響を受けることはない。

第 28 条 許可を要しない輸送

- (1) 次のものを輸送する者には、原子力法第 4 条第 (1) 項または同法第 27 条第 (1) 項に基づく許可は必要とされない。
 1. 第 24 条の第一文の 1 に基づいて出された政令で、その取り扱いが許可の対象とならない物質、
 2. 放射性物質に適用される危険物の輸送に係る規則の適用が免除されている物質、
 3. その他の放射性物質で、
 - a) 危険物の輸送の監督に係る規定が定める規制免除貨物として輸送されるもの、
 - b) ドイツ危険物海上輸送令の規定に従って海上輸送されるもの、または
 - c) 民間航空法第 27 条に基づく許可を得て航空機輸送されるもの。

第一文は、第 186 条第 (1) 項第二文が定める大規模な放射線源の輸送【1 回の輸送で 1000Tbq を超える放射性物質の輸送】には適用されない。

- (2) 原子力法付属書 1 第 1 項の 5 が定める核物質である放射性の生成物または廃棄物を、原子力法第 27 条第 1 項第一文に基づいて許可を求めることなく輸送する者は、核物質をその者に引き渡す当事者による財政的準備によって輸送または転送に関連する損害に対する法定責任の履行がカバーされるという旨の所管当局からの書面による確認がその者に提供される場合に限り、輸送または転送のために当該核物質を受け入れることができる。原子力法第 4b 条第 (1) 項に基づく法定損害賠償責任を履行するために必要な財政的準備の証拠を提出する責任をその者が自ら負う場合には、そのような書面による確認を提供する必要

はない。

第 29 条 許可の条件

(1) 次の場合に、所管当局は、第 27 条第 (1) 項の規定に従って、許可を出すものとする。

1. 譲渡人、荷送人、運送人、発送・輸送を行う者、その法定代理人、または法人または行為能力のない者の団体の場合には、法律、定款、または規約に基づく代表権を有し、または事業を管理する権利を有する者の信頼性について懸念を生じさせる事実がなく、放射線防護監督者を必要としない場合には、これらの自然人のうち 1 人が放射線防護に関する必要な専門知識を有している。
2. 放射線防護監督者の信頼性に懸念を生じさせる事実がなく、放射線防護監督者が放射線防護に関する必要な専門知識を持っている。
3. 輸送の安全な実施に必要な数の放射線防護監督者が任命され、その任務を遂行するために必要な権限が与えられている。
4. 潜在的な放射線ハザードおよび意図された輸送方法に関してとるべき防護措置に関する必要な知識と技能を持つ者によって輸送が行われることが保証されている。
5. 放射性物質が、それぞれの輸送モード段に適用される危険物輸送に関する法律の規定を確実に遵守して輸送されることが保証される、あるいは、そのような規定が存在しない場合には、最新の科学技術に従った他の手段によって放射性物質の輸送によ起因する損害を補償するために必要な財政的準備が整っている。
6. 次のものの輸送中の損害に対する法定責任を履行するために必要な財政的準備がなされている。
 - a) 第 3 条第 (1) 項が定めるその他の放射性物質であって、パッケージ当たりの放射能が、第 24 条第一文の 10 の規定に基づく政令が定める免除レベルの 10^9 倍、または 1000 TBq を超えるもの、または
 - b) 第 3 条第 (3) 項が定める核燃料であって、パッケージ当たりの放射能が、第 24 条第一文の 10 の規定に基づく政令が定める免除レベルの 10^5 倍、または 1000 TBq を超えるもの。
7. 第三者による妨害行為やその他の干渉に対する必要な防護が保証されている。
8. 第 24 条第一文の 10 に基づく政令が定める免除レベルの 10^{10} 倍を超える放射能を有するその他の放射性物質の輸送において、第 82 条第 (1) 項の 1 に基づく法令に従って、危険な事故や緊急事態によって発生する可能性がある輸送に関連する危険を封じ込め、排除するために必要な人員および手段が即座に使えることが保証されている。
9. 輸送の性質、時期、および方法が、電離放射線の有害な影響に対する公衆の防護に反しないように選択されている。

(2) 許可申請書には、許可条件の確認に必要な書類を添付しなければならない。

(3) 原子力法第 25 条と同時にパリ条約の下での責任が負われる場合には、第 (1) 項の 6 の規定に代えて、原子力法附属書 2 が定める規定が核物質に適用される。

2. 放射性物質の輸送に係る規制監督

輸送に関しては、放射性物質は核燃料とその他の放射性物質（核燃料以外で、1 種類以上の放射性核種を含む物質）に区別され、核燃料の輸送に関する許可と監督、および 1000 TBq を超える大規模な放射線源に関する許可と監督は、それぞれ原子力法第 23d 条第 (6) 項および放射線防護法第 186 条第 (1) 項に基づいて、連邦放射性廃棄物処分安全庁 (BASE) が行う。

規制の対象となるその他の放射性物質の国内輸送に関する規制・監督は、放射線防護法第184条に基づいて、連邦政府に代わって州の所管当局（州の内務省など）によって行われており、輸送に当たっては州の所管当局による許可を得る必要がある。

ドイツにおける放射性物質の輸送は、IAEAの輸送規則（SSR-6 (Rev. 1) “Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material” 2018 Edition)に準拠した危険物輸送規則（道路による危険物の国際輸送に関するヨーロッパ協定：ADR）および鉄道による危険物の国際輸送に関する規則（RID）の対象であり、また、原子力法およびドイツ放射線防護法の規定も適用される。より詳細には、さらに国際海事機関(IMO)・国際労働機関(ILO)・国際連合欧州経済委員会(UNECE)が推奨するカーゴ輸送ユニット積載行動規範（通称CTUコード）、ドイツ技術者協会VDIの基準なども適用される。

規制当局が示す輸送ルートのとれをとるか、輸送を何時行うかは、各州の所管当局（州内務省など）との調整を経て、輸送許可取得者の責任において決定される。この調整は、輸送の種類に応じて、輸送の影響を受ける州の内務省への荷送人によるタイムリーな情報提供から、輸送日とルートの詳細に関する荷送人と各州内務省の間の調整まで様々である。多岐にわたる。各州の内務省は必要に応じて輸送経路および輸送日を変更することができる。

三菱総合研究所の報告書（参考文献 [17]）によると、Stade発電所（ニーダーザクセン州）から発生し特定目的クリアランスに合格した放射性廃棄物のザクセン州の民間処分場での処分が反対運動のために頓挫した経験に基づき、バーデン・ヴュルテンベルク州は、2015年に埋設処分施設の所有・操業者である自治体、原子力発電所運転者と共同で「バーデン・ヴュルテンベルク州内の埋設処分施設へのクリアランス廃棄物処分における取扱ガイド」を策定したとのことである。

このガイドでは、原子力施設からの排出時のTSOによる確認を厳格化するとともに、検査測定後、埋設処分施設に発送される全パッケージと輸送車両にTSOが封印をすることとされており、処分施設操業者は封印の健全性が確認されたパッケージのみを受領し、また、埋設処分施設への発送は、可能な限り年間の限られた日程に限定して集中実施するとのことである。

クリアランスのための物質の特性評価

- 3.9. クリアランス対象物質の放射線特性評価の目的は、放射性核種とその量、空間分布、物理的状态、および化学的特性に関する情報をそろえることである。事業者は、特性評価の結果を使って、クリアランス対象物質（またはその一部）を特定し、クリアランスレベルへの適合性を示すための最適な放射線測定プログラムを選択すべきである。特性評価の結果は、例えば、(a) バッチ放射線測定用のツール・手法の使用、(b) クリアランス物の受入先、(c) 作業員、公衆、および環境を保護するための無条件クリアランスまたは個別クリアランスの手法の適用、(d) 経済的要因など、物質のクリアランスに係る様々な選択肢を評価するためにも使われる。提案されたステップの詳細さおよびその実施は、グレード別アプローチに従って、状況の複雑さに見合ったものにすべきである。
- 3.10. 特性評価には、論理的で体系的なアプローチが必要である。総合的な特性評価プログラムは下記のステップで構成される。
- (1) 物質の使用過程に関する知識を含む履歴情報のレビュー、
 - (2) 放射化計算および減衰計算（適宜）、
 - (3) 適切な統計的手法に基づき、ステップ (1) の情報を考慮した、サンプリング・分析計画の作成、
 - (4) 測定、サンプリング、および分析の実施、
 - (5) モニタリングプログラムから得られたデータの検討と評価、
 - (6) 計算結果と測定データの比較。
- 3.11. 特性評価は、例えば除染や解体作業による放射性核種組成の変化の可能性を考慮した反復プロセスと考えるべきである。
- 3.12. 3.9 項に示すように、クリアランスのための物質の特性評価には、グレード別アプローチを適用すべきである。状況が複雑な場合には、特性評価プロセスに下記情報の収集が必要になる可能性がある。
- (a) 発生源である施設または活動の場所と種類、運転履歴（異常事象と異常事象後の修復を含む）、施設または活動内での物質の発生源、および運転に伴う放射性核種（3.14～3.17 項も参照）、
 - (b) 物質のサイズ、種類、量（総量および発生率）、
 - (c) 物質中に存在する放射性核種、および汚染または放射化の予想されるレベル、
 - (d) 汚染の性状（固着表面汚染、除去可能な表面汚染、あるいはバルク汚染）、
 - (e) 汚染の分布（表面または体積内のホットスポットの特定を含む）、
 - (f) 物質に付随する他のハザード、
 - (g) クリアランスプロセスに要する時間、およびクリアランスモニタリングに要する処理能力。
- 3.13. 特性評価プロセスの結果、様々な形（紙による記録、図面、スペクトルなどのデジタル情報、スプレッドシート等）の大量なデータが作られる可能性がある。そのため、事業者は、適切な記録と適切なデータ管理システムを持つべきであり、それを全体的な管理システムの一部とすべきである。

クリアランスのための物質の履歴情報

3.14. 必要に応じて、（グレード別アプローチの適用によって示されているように）、特性評価プロセスの最初のステップとして、クリアランス対象物の履歴に関する詳細な情報を収集すべきである。この情報は、特性評価プロセスの他のステップを計画するために使われ、履歴記録、物質に関わるプロセスの種類に関する知識、他の場所で得られた経験、公的記憶あるいは組織に蓄積された記憶、作業者の記憶など、さまざまな情報源から入手する必要がある。

3.15. 履歴情報には以下のようなものが含まれる。

- (a) 施設および設備に関する説明、施設の運用中に行われた諸工程や活動、および運転中に使われた放射性物質の種類と形態、
- (b) 管理区域、監視区域、および非指定区域の場所（変更履歴を含む）、および放射性物質が特定の区域内に保管されていたかどうか、
- (c) 中性子照射または光核反応によって物質が放射性化された可能性の有無と、その可能性があった期間；
- (d) 事故や流出の結果として物質が汚染されたかどうか、および何時それが発生したか、
- (e) 施設または設備の改修または改造の有無、
- (f) 施設、設備、区域の除染が行われたかどうか、
- (g) 過去に行われた物質の特性評価またはモニタリングの結果。

3.16. ほとんどの施設や活動の場合、クリアランス対象物に関連する履歴情報をそろえることは容易だと考えられる。しかし、実験や新しい化学的処理など、様々な活動が行われる研究施設や、プラントの履歴に関する情報が不足しており参考のできる類似の施設がない施設の場合は、この作業がより複雑になる可能性がある。修復活動や古い施設の場合によくあるように、詳細な履歴情報が存在しない場合には、特性評価プログラムにより重点を置く必要がある。

3.17. クリアランス対象物の履歴情報を使ってその物質の放射性核種組成（放射能濃度の割合）の初期推定値を決めるべきであり、3.10 項（放射化および減衰の計算、サンプリング・分析計画、および測定・サンプリング・分析）に記すステップ (2)、(3)、および (4) を実施するにはこの初期推定値を使うべきである。また、サンプリング計画作成のガイドとなる追加情報を得るために、（線量率、放射線の種類、表面汚染などの）初期測定を行うべきである。

クリアランスのための物質のサンプリング

3.18. できるだけ早期に 3.10 項（モニタリングデータの検討と評価、および計算結果と測定データの比較）のステップ (5) および (6) を実施し、サンプリング・分析プロセスにフィードバックすべきである。例えば、汚染の範囲が当初の予想よりも広い（あるいは狭い）場合や、測定結果の傾向から見て、当初のサンプリング計画ではクリアランスに必要な情報が得られない場合など、これらの進行中の評価の結果次第では、特性評価計画が変更されることもある。3.10 項に記されたステップ (2)、(3)、(4) で追加の放射性核種が確認された場合にも、履歴情報を検討する必要がある可能性がある。したがって、特性評価プロセスは反復プロセスと見なすべきである。

3.19. クリアランスを目的とする固体物質の特性評価に重要な測定には主として 2 種類があり、それは、(a) アルファ線、ベータ線、あるいはガンマ線の測定に基づく表面汚染（固着表面

汚染あるいは除去可能な表面汚染)の測定と、(b) バルク放射能測定：一般的にはガンマ線スペクトロメトリーまたは全ガンマ線測定に基づくが、アルファ線およびベータ線の測定を含む場合もあり得る。いずれの場合にも、測定方法には、形状、表面の状態、および放射性汚染物質の性質、範囲、分布を考慮する必要がある。線量率と放射性核種組成の間の信頼できる関係が既に確立されている場合を除き、線量率の測定だけでクリアランスのための特性評価に関する有用な情報が得られるとは考えにくい。

- 3.20. サンプリン・分析プログラムの一部として、特性評価の対象物質から代表サンプルを採取すべきである。サンプリング・分析手法を適用して、選択された場所における放射性核種とその放射能濃度を決定する必要がある。

放射性核種組成³⁻³の決定

- 3.21. クリアランス対象物質が複数の放射性核種を含むことがあり、それらの放射性核種の中には通常のクリアランスプロセスでは測定することが困難なものもある。その場合、まず、履歴の検討と計算から得られる情報を基に、存在すると予想される放射性核種の初期推定値と、様々な放射性核種間の放射能濃度の比（スケーリングファクタ）を決定し、次に、限られた数の詳細な測定値を用いて、測定が難しい放射性核種が容易に測定できる放射性核種と一定の比で存在するかどうかを確認する。比が一定の場合には、スケーリングファクタを用いて、容易に測定できる放射性核種の測定値に基づいて測定が難しい放射性核種の放射能濃度を推定することができる。一例として、測定で得られた Co-60 の放射能濃度の値を使うことで、原子炉の運転に伴って生じる腐食生成物や放射化物の中に存在する様々な測定が難しい放射性核種の放射能濃度を測定・評価することができる。

- 3.22. 測定が難しい放射性核種に関するスケーリングファクタは、慎重に使い、適切な頻度で見直す必要がある。施設によっては、1式のスケーリングファクタを広い範囲に適用できる場合もあるが、他の施設では、空間的・時間的に、また物質の違いによって放射性核種組成が顕著に変わることがあり、特に化学的処理や除染作業が行われた場合にはそうである。したがって、スケーリングファクタには、（他のクリアランスバッチや低レベル放射性廃棄物の評価から得られた）既定の値を用いるのではなく、3.21 項に記されているような情報に基づく値を用いるべきである。放射性核種組成は、放射性核種が物質中の不純物の中性子照射による放射化によって生成され、そのような不純物の濃度のばらつきが大きな場合（鋼中のコバルト含有量のばらつきなど）にも変化する。

- 3.23. クリアランス評価の対象になる重要放射性核種の選定は一種のスクリーニングプロセスであり、まずは、物質中の放射性核種の放射能濃度の初期推定値に基づいてこれを行うべきである。この初期推定値に大きな不確かさがある場合には、当初は、重要核種の候補として、より多くの放射性核種を選択することが考えられる。その後、例えば放射線測定プログラムによって放射能濃度のより信頼性の高い推定値が得られた場合には、放射性核種の数を減らすことができる。

- 3.24. すべての放射線測定装置の応答は、放射線の種類とエネルギー、および検出器と物質のジオメトリー（位置関係）で決まる。そのような装置の応答を、物質の放射性核種組成に応じて計算すべきである。そのためには、放射線の放出特性、検出され易さと検出効率（特に必要な検出限界を達成できるかどうか）、およびクリアランスに適用される総和則への寄与度に基づいて、測定すべき基準放射性核種を選択する必要がある。基準放射性核種としては、物質のクリアランスに最も大きな影響を及ぼす放射性核種を選択することが望ま

³⁻³ ここで言う「放射性核種組成」(Radioactive nuclide composition) は、一般的に使われる核種組成（物質中の各放射性核種の「濃度」の割合）ではなく、物質中の各放射性核種の「放射能濃度」の割合（全放射能濃度に対する割合）のこと。

しいが、多くの場合、測定の容易さという理由で別の放射性核種を選択する必要がある。固体物質に関する重要放射性核種の選定方法の一例が、付属書 VI に記載されている。

添付資料 4

NRC の人材採用と研修

令和7年3月15日

合同会社アマランス・アソシエイツ

NRC の人材採用と研修

目次

1. 背景	1
2. 新卒採用者の訓練	2
A. NSPDP : 原子力安全専門職育成プログラム	2
B. NRAN : 原子力規制官研修ネットワーク	3
3. NRC の検査官研修および資格認定プログラム	5
A. 基本レベルプログラム (THE BASIC-LEVEL PROGRAM)	7
B. 熟練レベルプログラム (THE PROFICIENCY-LEVEL PROGRAM)	7
C. 専門的かつ高度なトレーニングと資格	8
4. 新規原子炉の許認可に関連する NRC の人員配置問題	8

1. 背景

2024年12月にNRC監察総監室（OIG：Office of the Inspector General）がNRCの人員採用と定着活動に関して発行した監査報告書¹によると、NRCの目標は、予想される職員の減少に対処し、将来予想される仕事量の増加に備えるため、初級レベルおよび中堅レベルの採用に重点を置き、職員の採用と定着を通じて質の高い労働力を維持することである。NRCのスタッフの3分の1がすでに退職資格を満たしているため、職員の採用と定着は極めて重要である。

2023年度、NRCは、予想される退職に対応し、予算の制約により長年採用が制限されていた機関の人員を増やすために、400名の新規職員を採用することを目指した。実際には、合計199人が退職したのに対して、その採用目標には届かないが、281名を雇用了。その結果、従業員総数は2023年度初めの2,640人から年度末には2,722名に増加した。フルタイム相当（FTE）従業員総数は、NRCの現在の予算では2,880名までと見込まれており、これに対して2023年度末の従業員総数は5.5%の不足であった。

2023年度の離職者数199人は、いわゆる「離職率」とすると7.4%である。米国連邦政府の離職率は7～9%で、ベンチマークによると離職率が10%未満であれば管理可能と考えられているため、NRCの離職率は妥当である。一方、NRCの2023年度の採用数は目標を30%も下回った。2024年12月のOIG監査報告書によると、NRCは米国政府の通常の競争的サービスの採用に関する要件から除外される「除外サービス機関」²であるにもかかわらず、採用プロセスには8つの異なるステップがあり、補充するポストを特定してから応募者にオファーするまでに平均148日かかる。これは、米連邦政府人事管理局（OPM：Office of Personnel Management）が連邦機関の採用に要する時間指標としている80日のほぼ2倍であり、OPMの計算では中規模の政府機関24機関中23位となる。採用期間が長くなると、NRCは空席の長期化に悩まされ、他の求人に応募者を奪われるリスクがある。

¹ NRC Office of the Inspector General, “Audit of the U.S. Nuclear Regulatory Commission’s Recruiting and Retention Activities” (OIG-NRC-25-A-03), December 18, 2024.

² 米国政府の「競争的サービス」においては、候補者は任命される前に競争的な採用プロセスを通過しなければならない。競争的サービスの職に就いた後は、個人はアメリカ合衆国法典第5編に定められた適用規則の対象となる。1954年の原子力法（改正済み）によると、NRC（原子力規制委員会）の職は競争的サービスから除外されている。

2. 新卒採用者の訓練

NRC は、大学または大学院を最近卒業した新入社員向けに、長年にわたり原子力安全専門職育成プログラム（NSPDP：Nuclear Safety Professional Development Program）を運営してきたが、2020 年以降は、2020 年に開始された原子力規制官研修ネットワーク（NRAN：Nuclear Regulator Apprenticeship Network）と呼ばれる非常に類似した後継プログラムに徐々に置き換えてきた。これら 2 つのプログラムの内容については、この後で説明する。

約 3 年の間、両プログラムが重複して用いられた後の 2023 年 2 月に、関連するプログラムの概要を示す NRC 管理指令（MD 10.78）³ の再発行で、これに記載されたプログラムの名前が NSPDP から NRAN に変更されたことで、古い NSPDP プログラムは新しい NRAN プログラムに正式に置き換えられた。

A. NSPDP：原子力安全専門職育成プログラム

プログラムの目標

NRC の原子力安全専門職開発プログラム（NSPDP）は、NRC の業務に対する広範かつ専門的な視点の両方を要求されるチャレンジングな専門職の任務を達成できる可能性が高く、優れた学業成績を持つ学生に提供される。

この専門職開発プログラムは、次のことを目的として設計された。

- ・ 保健物理、地球科学、または工学の優れた学業成績を持つ学士号、修士号、または博士号を持つ学生をエントリーレベルの職位に採用する。
- ・ 研修生が生産的でフルパフォーマンス レベルの NRC 職員となれるように研修と開発任務を提供することで、NRC の使命を遂行するために必要なスキルを備えた高品質で多様な労働力を雇用、育成、配置、維持する。

概要

NSPDP は 2 年間のプログラムであり、工学、原子核物理学、材料科学、地球科学（地質学、水文学、地震学）、保健物理、または NRC のミッションのニーズと要件を直接サポートするその他の学問分野の学士号、修士号、または博士号を取得した、全国から選ばれた少数の優秀な個人を対象とする。

プログラムへの参加者は、5 つの主要なトレーニングおよび能力開発トラックである、検査認証、管理およびサポート、材料、原子炉、または研究のいずれかで働く。参加者は、2 年間のトレーニングプログラム中に、OJT（On the Job Training）、公式な座学を受け、それぞれ 90 日以上のローテーションで割り当てられた職を少なくとも 2 つ完了する。プログラムを成功裏に修了した参加者は、毎年昇進する。

³ NRC Management Directive 10.78, “Nuclear Regulator Apprenticeship Network Program,” February 2023 (ML23006A126).

NRC は、通常、プログラムの応募者を、4.0 点満点の成績平均点 (GPA)、受賞した栄誉や表彰、課外活動または仕事関連の活動、対人スキル (書面/口頭でのコミュニケーション、傾聴、プレゼンテーションなど)、及び面接に基づいて評価する。学歴以外に、参加者は米国市民であること、身元調査を受けること (NRC のすべての従業員と同様)、および NRC が違法薬物使用に関して非寛容な (Zero tolerance) 機関であることを認識していることが求められる。

参加者は、米国政府職員の給与体系における 3 つの給与レベルのいずれかで雇用される。3 つの給与レベルの通常の資格は次のとおりであるが、受けた教育と経験を各等級レベルに反映させることもできる。

GG-7 : 適切な工学、科学、または技術分野の学士号、および 4.0 満点で少なくとも 2.95 (総合) または 3.5 (専攻分野) の GPA。

GG-9 : 修士号または同等の学位。

GG-11 : Ph. D または同等の博士号。

B. NRAN : 原子力規制官研修ネットワーク

概要

2020 年に入職した最初の研修生グループを皮切りに、NRC は現在、新卒採用者向けの独自の研修プログラム「原子力規制官研修ネットワーク (NRAN)」を運営しており、年間約 25 名の初級エンジニアと科学者に適用している。NRAN の最終目標は、職員グループに NRC 職員が必要とするスキルを訓練し、その後の 1.5 年間から 2 年間のトレーニングを通じてそれらのスキルを習得させることである。2 年後、参加者は多くの経験を積み、その後 NRC 本部または 4 つの地域 NRC オフィスのいずれかで、NRC 全体として雇用された常勤職に就く。

原子力規制官研修ネットワーク (NRAN) は、NRC で昇進志向のキャリアをスタートさせたいと考えている全国の優秀なエンジニアと科学者を対象とした、有給のフルタイム 18 か月トレーニングプログラムである。NRAN に参加する職員は、最近大学を卒業した学生であり、彼らの成長と NRC のキャリアパスについて、メンターとリーダーの両方から指導される。このプログラムは、機関全体の複数の分野でスキル開発に重点を置くことで、バランスの取れた規制官を育成するように設計されている。最初のトレーニングでは、規制と技術の基礎だけでなく、いわゆるソフトスキルもカバーされる。トレーニングを無事に修了すると、候補者は 3 ~ 4 回の研修に参加して、さまざまなスキルと経験を身に付ける。

このプログラムの最初のグループは 2020 年 6 月に開始され、続いて 2 番目のグループは 2022 年に、3 番目のグループは 2024 年に開始された。2026 年のグループの募集は 2025 年の秋に開始される。2 年に 1 回開始される各グループは、約 23 名

のメンバーで構成されている。例として、最近開始された 2024 年のグループのメンバーと、彼らの学術的重点分野を図 1 に示す。



図 1. 2024 年の NRC 参加者と専門 [出典: X.com @NRCgov]

必要な資格

NRC の参加者は、優れた学業成績と、チャレンジングな専門職の任務で高い成果を上げる可能性の両方を備え、工学、物理科学、または保健物理の学士号、修士号、博士号を最近取得している必要がある。NRC は通常、次の要素に基づいて応募者を評価する。

- ・ 4.0 満点で 2.95 以上の成績平均点 (GPA)
- ・ 受賞歴や表彰歴
- ・ 課外活動または仕事関連の活動
- ・ 対人スキル (書面/口頭でのコミュニケーション、リスニング、プレゼンテーションなど)
- ・ 候補者面接

また、学歴以外に、応募者は次の条件を満たしている必要がある。

- ・ 米国市民権を保有していること

- ・ 雇用前の必須薬物検査に合格していること
- ・ 政府のセキュリティ クリアランスにつながる身元調査に合格していること

NRAN プログラムを成功裏に終えて2年間のプログラムを修了すると、キャリア ラダーとして米国政府の給与体系で13 等級に配置され、通常は毎年昇進する。

NRAN 研修生の集団の一員として、参加者はワシントン D.C. 郊外のメリーランド州ロックビルにある NRC 本部で就職し、本部と技術トレーニング センターの両方で技術および個人開発トレーニングに参加する。

3. NRC の検査官研修および資格認定プログラム

NRC の検査官のトレーニングおよび資格を認定するためのプログラムは、(1) 法的根拠と規制プロセス、(2) 技術的専門知識、(3) 規制慣行、(4) 個人および対人関係の有効性、という4つの一般的な領域における能力の開発を確実にするために設計されたものである。

検査官のトレーニングおよび資格認定プログラムの全体的な流れを図2に示す。

検査官のトレーニングおよび資格を認定するプロセス中、検査官候補者は3つの「資格取得ジャーナル」（基礎レベル、一般の熟練レベル、技術的な熟練レベルごとに1つの資格取得ジャーナル）を完了する必要がある。これは、トレーニングおよび認定ジャーナルとも呼ばれる。各資格取得ジャーナルには、座学の項目と、完了する必要がある個別の学習活動とOJTが示されている。各ジャーナルの最後には署名カードと認定証があり、候補者が基礎レベルから熟練レベルへと進む進捗状況を記録するために使用される。これらの署名カードと認定証のページは、検査官の資格取得プログラムの完了の永久記録となり、従業員の公式人事ファイルに保管される。

<u>Training Courses:</u> Site Access Reactor Concepts PRA Basics Industrial Safety Differing Professional View <u>Individual Study Activities</u>	Basic-Level (Appendix A) Ethics Allegations Conducting Inspections Enforcement Non-Concurrence Process	Industrial Safety Information Security Awareness Event Response Awareness FOIA Responsibilities NRC Overview
---	---	--

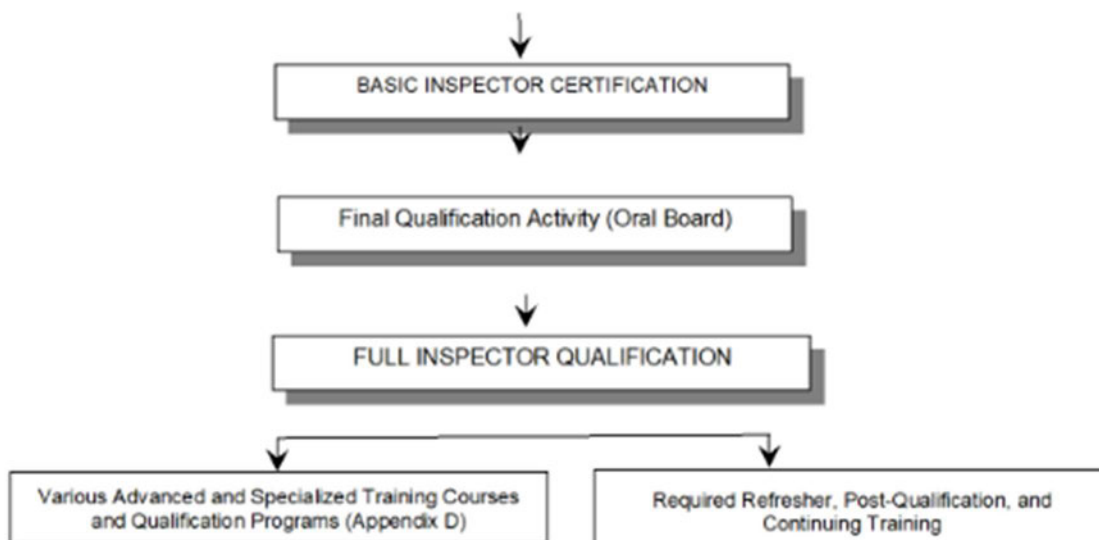
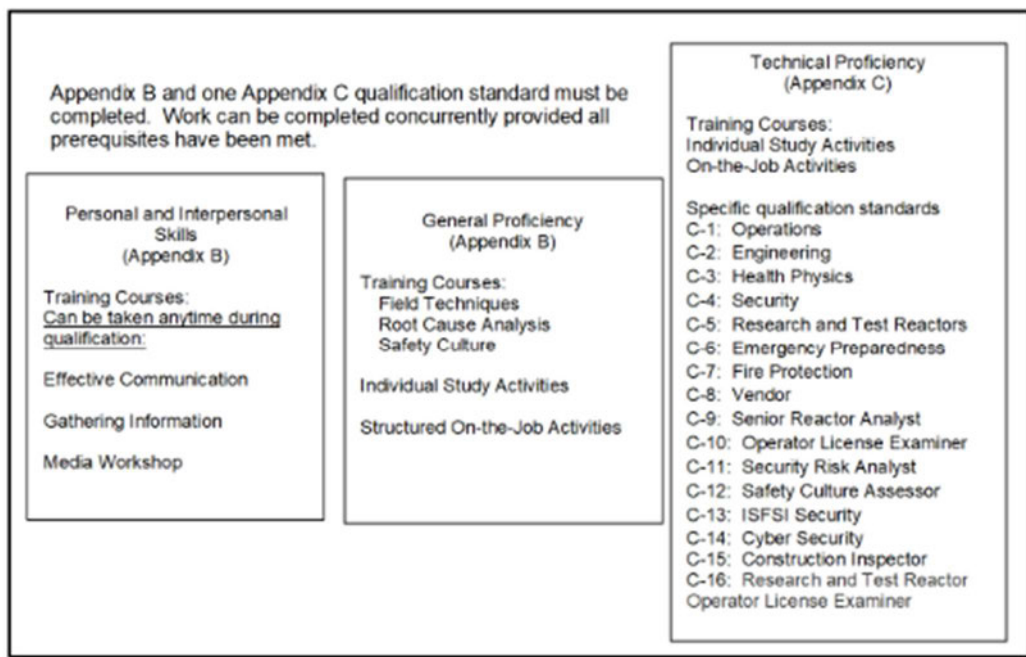


図2 NRC 検査官トレーニングおよび資格認定プログラムのシーケンス
 [出典: NRC Inspection Manual Chapter 1245 Attachment 1]

A. 基本レベルプログラム (THE BASIC-LEVEL PROGRAM)

検査官資格取得プロセスは、基礎レベルプログラムから始まる。このプログラムは、NRC で働き始めた初日からトレーニングを開始できるように設計されている。基礎レベルプログラムでは、体系化されて自分のペースで進められる自己主導型の個人学習とOJTを重視している。したがって、このレベルでは、正式な長時間の座学項目の数は最小限に抑えられている。これらの両方の機能により、基礎レベルトレーニングおよび認定ジャーナルを完了する際の柔軟性を最大限に高めている

基礎レベルトレーニングおよび認定ジャーナルを完了した候補者は、機関の役割、検査官の役割、および規制対象の技術に対する認識を深めている。基礎レベルでは、個人は、規制の枠組み、基本的なプラントの設計と運用、情報技術、緊急対応、コミュニケーション、検査（一般的な原子炉監視プロセスと建設検査官向けの建設原子炉監視プロセス）、および検査プログラムの枠組みを紹介する活動に取り組む。さらに、NRC は、基礎レベルに適した 2 つの対人スキルコースを特定している。時間が許せば、個人は他の基本レベルの要件と同時にこれらの対人スキルコースを修習することもできるが、いずれにしても、完全な資格を持つ検査官になるためには、これらの対人スキルコースも修了する必要がある。

上記で概要を示したアプローチは、現場での作業中に有意義な学習を行うこととも関連し、次のレベルでのより深化したトレーニングの基盤を確立するとともに、候補者が資格取得プロセス中に行う限定的な職務関連活動に対する一定の独立性を与える根拠としても機能する。基本レベルのトレーニングおよび認定ジャーナルの要件が完了したことは、直属の上司によって最終的に認定される。この基本検査官認定を受けた検査官は、指定された範囲に限定した検査活動を、適度に細かく監督された下で実行できるようになる。これは、検査官がいくつかの検査手順あるいは多数の検査手順の一部を実行できることを意味する。

基本レベルのトレーニングおよび認定ジャーナルの修了には数か月かかる。これは能力ベースのプログラムであるため、個人が評価基準を満たすまで特定のアクティビティを練習することに重点が置かれている。その目標を達成するために必要な時間は、各個人の以前の経験と以前のトレーニングによって異なる。個人は、他の資格取得活動を開始する前に、基本レベルで提示される基礎情報を完了する必要がある。

B. 熟練レベルプログラム (THE PROFICIENCY-LEVEL PROGRAM)

基礎レベルプログラムを修了することは、熟練レベルプログラムを開始するための前提条件である。熟練レベルは、検査官のパフォーマンスの 2 つの側面、一般の熟練度技術的な熟練度に対応する。

一般の熟練度は、検査官が独立して、またはチームの一員として検査および監視プロ

グラムを実施するために必要な検査、チームワーク、および対人スキルの開発に重点を置いている。一般の熟練のためのトレーニング活動は、標準で特に明記されていない限り、すべての IMC 1245 付録 C 資格標準に共通である。コースの前提条件を満たしていれば、個人は技術熟練コースと同時に一般熟練コースを修了できる。

技術的な熟練度は、特定の技術検査分野における適切な深さの知識の習得に重点を置いている。技術熟練トレーニング活動は、各検査官の職種に固有のものである。検査官は、一般の熟練度、技術的な熟練度のトレーニングに加えて、個人スキルと対人スキルのトレーニング活動が残っていれば、これらを並行して修了することができる。

修了した個人が検査官の能力を現場の状況にどれだけ効果的に統合し、適用できるかを評価するために「資格審査委員会」での評価が行われる。検査官が資格ジャーナルに記載されたすべての要件を完了した後、資格審査委員会は、その検査官が独立して定められた NRC の検査を実施するために必要な知識、技能、態度を備えていることを確認する。資格審査委員会は最低でも 3 名のメンバーで構成され、ピアレベルの検査官から部門長まで、幅広い知識を持つスタッフが含まれるべき、とされている。

資格審査委員会に合格した検査官のトレーニング・資格記録は、認定のために試験を監査した審査員の情報とともに地域のアドミニストレーターまたは地方事務所所長に送付される。完全に資格を有すると認定された検査員は、通常の監督および指導のもとで、独立して検査または運転者ライセンスに関連する全範囲の活動を実施する任務を与えられる。

C. 専門的かつ高度なトレーニングと資格

ほとんどの場合、資格認定プログラムでは、検査官や審査官が専門および高度なトレーニングを修了する必要はない。ただし、機関のニーズや個人の専門的成長の希望により、十分な資格を持つ検査官が、より高度なトレーニングを修習する場合があります。このより高度なトレーニングには、限定された範囲のトピックを扱う個別のコースのみで構成されるものもあるが、その他のトレーニングとして、詳細な知識と高度なスキルを提供し、資格をさらに高めることを目的として設計された規定のプログラムもある。より高度なレベルのトレーニングは、電気、防火、および運転中検査の分野で設けられている。IMC 1245 付録 D の特定のプログラムの説明には、このレベルのトレーニングに登録して修了するための要件が詳細に説明されている。

4. 新規原子炉の許認可に関連する NRC の人員配置問題

米国会計検査院 (GAO : U.S. Government Accountability Office) が 2023 年 7 月に

発表した、先進炉の認可に向けて NRC が講じるべき措置に関する報告書⁴によると、NRC は人員配置の課題に対処する措置を講じているものの、認可プロセスの一部の変更では、先進的原子炉申請の予想される増加を管理する能力に影響を与える可能性のある人員配置の課題に対処していない、としている。GAO がインタビューした NRC の職員とほとんどの利害関係者は、NRC は先進的原子炉の審査に必要なスタッフの確保と雇用に関連する継続的な課題に直面していると述べた。GAO による NRC データの分析によると、先進的原子炉の認可を管理する NRC の原子炉安全プログラムの予算とスタッフは、2016 年度から 2021 年度まで平均して減少している。(2016 年度から 2021 年度まで、NRC の原子炉安全プログラムの予算は年平均 3% 減少し、スタッフ数は年平均 5% 減少した。) さらに、原子炉安全プログラムでは、新規原子炉の認可予算が年平均 15% 減少し、常勤相当のスタッフ数は年平均 16% 減少している。さらに、2016 年度から 2021 年度まで、新規原子炉に関連するトレーニングの予算は年平均 10% 減少し、新規原子炉に関連するトレーニングのスタッフ数は年平均 7% 減少した。

GAO がインタビューした NRC の職員と一部の利害関係者は、NRC の人員予算の削減により、先進的原子炉の開発機関と競争して技術専門家を雇用する能力が制限されていると述べ、GAO がインタビューした先進的原子炉開発機関のほぼ全員が、ライセンスプロセスを進めるために元 NRC 職員を雇用したと述べた。より具体的には、一部の利害関係者は、開発機関は従業員を雇用するためのリソースが多く、NRC にはできないインセンティブを提供できるため、NRC は人員配置の課題に直面していると述べた。たとえば、GAO がインタビューした 2 人の利害関係者は、先進的原子炉開発機関はスタッフに高い給与を提供できると述べた。GAO がインタビューした NRC の職員は、NRC は遠隔地や高コストの場所でスタッフを採用するのが難しいと述べた。さらに、NRC の職員は、採用できる必要な知識とスキルを持つ潜在的な従業員のプールが限られていると述べた。

NRC の人員配置の課題に対処するための措置には、先進的原子炉のライセンスを担当するオフィスの人員不足を特定するために毎年従業員を分析することが含まれる。たとえば、NRC は 2022 年度の人員配置能力評価で、先進的原子炉に関連するライセンス活動の作業量が大幅に増加すると見込んでいると述べている。さらに、NRC の人員配置分析では、現在の人員レベル、予想される人員の離職、将来の労働力需要に基づき、先進炉のライセンスを担当する NRC 部門では、2023 年度時点で 57 人の人員が不足していると結論付けられている。NRC は、コアレビューチームの設立や、最も必要とされる組織内のスタッフの移動など、人員不足に対処するためのいくつかの対策を実施している。NRC の関係者によると、先進的原子炉の申請提出数の予想される増加による作業量

⁴ Government Accountability Office, “Report to Congressional Requesters – NRC Needs to Take Additional Actions to Prepare to License Advanced Reactors” (GAO-23-105997), July 2023.

需要に対処するために必要な、適切なスキルを備えた十分なスタッフを確保できるように、NRC は戦略的な人員計画と予算プロセスを策定した。同じく NRC の関係者によると、同機関は、転勤と職への定着のインセンティブの提供、および補充が困難なポジションに対するフルタイムのリモートテレワークのオプションの提供など、必要なスタッフを採用して継続雇用するための積極的な人材キャンペーンに取り組んでいる。NRC の職員は GAO に対し、同機関は NRC 職員を機関全体で活用し、また請負業者を利用して、先進的原子炉のライセンス業務の将来的なピークに対処することも検討していると語った。

NRC は近い将来に先進的原子炉の申請が殺到すると予想しており、一部の申請者はエネルギー省の先進的原子炉実証プログラム (ARDP) の下で厳しいスケジュールに縛られた資金提供を受けているため、先進的原子炉の審査に必要な職員を十分に確保することが NRC にとって難しいかもしれない。採用、転勤、および定着のインセンティブと採用戦略を評価するための手段とベンチマークがなければ、NRC は今後数年間にライセンス審査を実施するために必要な知識豊富な職員を十分に確保するための取り組みについて、その有効性を判断できないことになるだろう。

添付資料 5

NRC の体制と意思決定メカニズム

令和7年3月15日

合同会社アマランス・アソシエイツ

NRC の体制と意思決定メカニズム

目次

1. NRC の体制.....	1
2. 意思決定プロセス.....	4
(1) 概要.....	4
(2) SECY ペーパー.....	4
(3) COM および COMSECY アクションメモランダム.....	6
(4) スタッフ要求メモランダム (SRM).....	8
3. NRC 規制プロセスの 5 つの主要要素.....	10
(1) 規制と指針.....	10
(2) ライセンスの発行.....	12
(3) 監視.....	12
(4) 操業経験.....	12
(5) NRC の意思決定支援.....	13

1. NRC の体制

アメリカ合衆国原子力規制委員会（NRC）は、大統領によって任命され、上院によって認証される 5 人の委員によって運営される。各委員の任期は 5 年であり、そのうち 1 人は大統領によって委員会の委員長に任命される。

委員長は委員会の主要な執行役員であり、委員会に対して政策の立案、計画および指針の開発を責任を持って行う。この中には予算編成も含まれる。委員長はまた、委員会の公式なスポークスマンも務める。

委員会は、合議体として、原子炉および核物質の安全性とセキュリティに関する規制の策定、ライセンスを受けた者への命令の発行、法的事項の裁定を行う。5 人の委員会の業務は約 3000 人の職員と年間約 10 億ドルの予算で支えられている。

NRC の組織を図 1 に示す。委員会に直接報告する独立した 2 つの諮問機関がある。それは原子炉安全諮問委員会（ACRS : the Advisory Committee on Reactor Safeguards）および原子力安全・ライセンス審査委員会（ASLBP : the Atomic Safety and Licensing Board Panel）である。議会事務局（OCA : the Office of Congressional Affairs）および広報局（OPA : Office of Public Affairs）は委員長に直接報告し、委員会審査局（OCAA : Office of Commission Appellate Adjudication）、法務局（OGC : Office of the General Counsel）、国際プログラム局（OIP : Office of International Programs）、秘書局（SECY : Office of the Secretary）、財務局（OCFO : Office of the Chief Financial Officer）、および運営部長室（OEDO : Office of the Executive Director for Operations）は委員会に報告する。

NRC の職員の大多数は、運営部長室に直接報告する以下の各局に配属されている :

- **核物質安全保障局 (NMSS : Office of Nuclear Material Safety and Safeguards) :** 原子力物質の処理、輸送、取り扱いに関連する施設、およびウラン回収や商業用原子炉で使用される燃料を含む物質のライセンス付与および規制を担当する。規制機能には、原子炉および核燃料物質サイトの安全かつ適切な廃止、放射性廃棄物および使用済み核燃料の安全な保管、輸送および廃棄、および原子力法に基づく放射性物質の安全な輸送が含まれる。
- **原子炉規制局 (NRR : Office of Nuclear Reactor Regulation) :** 委員会の安全性およびセキュリティの戦略的目標を支援するための広範な規制活動を実施する。これには、運転中の商業用原子力発電所、新規商業用原子力発電所、先進的な原子炉技術、および非電力生産・利用施設に関するライセンス付与、監視、立地選定、規則制定、および事故対応が含まれる。
- **原子力規制研究局 (RES : Office of Nuclear Regulatory Research) :** 原子力規制研究のプログラムを計画、勧告、管理し、実施する。また、全ての NRC の局および委員会との間で研究に関する問題を調整する。

- **執行局 (OE: Office of Enforcement)** : NRC に要求される事項の執行のための政策およびプログラムの開発と実施を監視、管理、指導する。また、NRC 外部からの申し立ての管理に関する NRC の政策およびガイダンスを策定し、申し立て管理プログラムの監視および実施を行う。
- **査察局 (OI: Office of Investigations)** : ライセンス保有事業者、申請者、その契約者または業者に対する査察のための政策、手順、品質管理基準を策定する。また、NRC 職員および契約者以外の関係者による不正行為のすべての申し立てを調査する。OI の現地オフィスは、必要に応じて召喚状を発行し、調査を実施し、地域検査スタッフに査察上の支援を行う。
- **原子力セキュリティおよび事故対応局 (NSIR: Office of Nuclear Security and Incident Response)** : 核施設のセキュリティに関する技術的問題の評価および査定のための NRC 全体の政策を策定し、管理指導を行う。また、現在ライセンスされた原子炉および将来の新しい原子炉に関する緊急対応の方針、規制、プログラム、およびガイドラインを開発する。
- **地域オフィス (R-I, R-II, R-III, R-IV)** : これらの地域オフィスは、NRC の四つの地域における検査、ライセンス付与、事故対応、政府との連携、資源管理、人材管理に関連する NRC の政策および割り当てられたプログラムを実施する。特に、各地域オフィスは、その地域の運転中の原子炉施設に対する NRC の検査監視および運転者ライセンスプログラムを実施し、発電炉の原子炉監視プログラム (ROP) の実施を管理し、現場での出来事および緊急事態に対する初期対応を行う。
- **情報技術局 (OCIO: Office of the Chief Information Officer)** : NRC の使命、目標、および優先事項を支援するために必要な情報技術 (IT) および情報管理 (IM) サービスを提供するリソースの計画、指導、監督を行う。
- **管理局 (ADM: Office of Administration)** : 調達、施設とセキュリティ、財産管理、ならびに駐車場、食堂サービス、郵便配達、労働サービス、家具、備品、グラフィックデザインおよび印刷などの他の管理サービスに関する集中サービスを提供する。
- **人材資本金局 (OCHCO: Office of the Chief Human Capital Officer)** : NRC の人材資本計画および人事計画、政策、プログラムの開発に関する総合的な指導および管理を行う。
- **小規模ビジネスおよび市民権局 (SBCR: Office of Small Business and Civil Rights)** : 従業員および申請者に対する平等な雇用機会を促進し、差別申し立ての公正かつ中立的な処理を提供し、小規模ビジネスの契約機会を最大化するために取り組む。

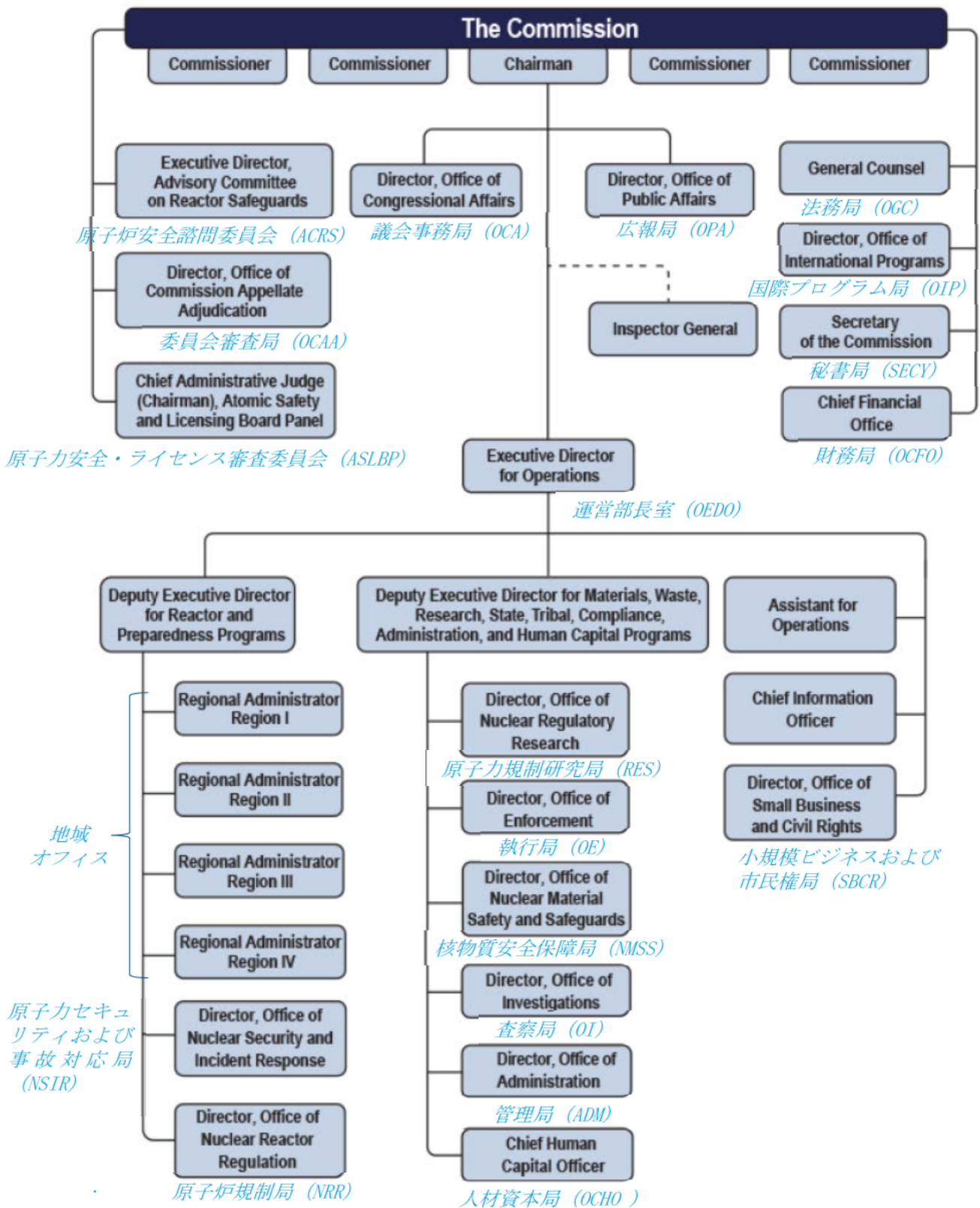


図1 NRCの組織図

[出典: www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/infographics/nrc-organization-chart.png]

2. 意思決定プロセス

(1) 概要

NRC の意思決定プロセスは、アメリカ合衆国原子力規制委員会の「内部委員会手続き (Internal Commission Procedures)¹」によって規定されている。ここでは、この手続きの概要を示す。

委員会の主要な意思決定ツールは、運営部長 (EDO: Executive Director for Operations) 、最高財務責任者 (CFO: Chief Financial Officer) 、または委員会に直接報告する他の局長が提出する文書である。この文書は「SECY ペーパー」として知られている。委員会の意思決定文書の作成は、委員長が課題指示メモを通じて開始する場合もあれば、委員会が職員要件メモ (SRM、下記 C 項で説明) で指示を出すことによって開始される場合もある。または、EDO、CFO、または委員会に直接報告する他の局長が開始することもある。

委員会の意思決定におけるもう一つの手段は、委員間での書面によるメモランダム (覚書) の交換である。このアクションメモランダム (「COM」と呼ばれる) では、1人の委員が他の委員に特定の対応を提案する。委員会はまた、NRC 職員からのメモランダムも受け取る。これらの文書の大部分は、現在のトピックに関する情報を提供するもので、委員会の対応を要求するものではないが、時には職員のメモランダムが委員会への提案を含むか、委員会の指導を求めることもある。その場合、そのメモランダムは「COMSECY」として COM システムで配布される。

次節以降で SECY ペーパー、COM および COMSECY アクションメモランダムに関するプロセスの詳細を説明する。

(2) SECY ペーパー

政策、規則制定、裁定事項、および一般的な情報は、委員会が検討するために正式な文書として提供され、これらの文書は「SECY ペーパー」と呼ばれる。この「SECY ペーパー」という用語は、事務局 (SECY) が付けた識別番号 (例えば、SECY-16-0089) から来ている。番号のほかに、各ペーパーには2つの特徴的なマークがある。まず、最初のページの見出しには、対象となる事項が政策の策定に関連するもの (Policy Issue Papers) 、NRC 規則の制定に関連するもの (Rulemaking Issue Papers) 、または裁定命令の発行に関連するもの (Adjudicatory Issue Papers) であるかが示される。次に、最初のページの上部と下部にある色帯は、委員会に期待される対応の種類を示す。色帯は、SECY が職員と協議の上で決定する。以下は、委員会で使用される4種類の SECY ペ

¹ www.nrc.gov/docs/ML1929/ML19296A025.pdf

ーパーに関する色帯の説明である。

- **赤い帯（委員会会議ペーパー：Commission Meeting paper）**：委員会会議で簡単な議論、審議、そして可能な投票が行われる問題を示すもので、通常は公開セッションで行われる。もし初回または後の委員会会議で投票が行われなかった場合、その問題は書面での記録投票プロセスによって結論が出される。
- **青い帯（記録投票ペーパー：Notation Vote paper）**：委員会による決定が必要な政策または提案された規則制定の問題を示し、委員会と協議後に職員が対応を取る必要がある問題に関連している。これは書面での記録投票プロセスに適する。
- **緑の帯（確認ペーパー：Affirmation paper）**：法律によって委員が互いに出席して投票する必要がある委員会の業務を示すが、審議会議での投票は予期されていない問題を示す。緑の帯が付いたペーパーは、最終規則や命令の承認など、NRCが規制する者に法的に拘束力を持つ対応や、委員会外の者に対して重大な法的影響を与える対応を示す。確認プロセスは記録投票システムを通じて管理され、その後、公開セッションでの投票結果の正式な宣言が行われる。
- **黒い帯（情報ペーパー：Information paper）**：政策、規則制定、または裁定問題に関する情報を提供するペーパーを示す。情報ペーパーは完全に情報提供のみであり、委員会の対応を必要としない。もしペーパーが重要な政策問題に触れている場合、その政策問題は目立つように記載される。（NRCの最近の活動を記載した週次情報ペーパーは、色帯なしで発行される。）

一般的な方針として、SECY ペーパーは、機密情報や保護が必要な特定の情報（例えば、機密、保護措置情報、申し立て、調査、セキュリティ関連、専有、プライバシー法情報、政府間情報、国際機関制御情報、または内部の機密情報）を含まない限り、一般公開される。

委員会が投票する必要がある SECY ペーパーには、事務局によって電子的な投票シートが作成される。これらの投票シートは、SECY ペーパーが発行されると各委員のオフィスに電子メールで送付され、各委員の署名済みのオリジナルの投票用紙が各オフィスから SECY に返送される。以下は、SECY ペーパーに対する投票に関する具体的な指針である。

- ① **一般的な目標**：SECY ペーパーに関する委員会の対応は、通常、18 営業日以内に完了することが目標である。ほとんどの場合、委員は SECY ペーパーの推奨事項に関する投票を最初の 10 営業日以内に完了することが期待されるが、規則制定に関しては、通常、投票期限が長く（提案された規則は 30 営業日、最終規則は 60 営業日）なる。
- ② **投票時の選択肢**：SECY ペーパーに投票する際、委員は自分の立場を表現する適切な選択肢を選び、その投票シートに記入する（「承認」、「不承認」、「棄権」、「投票しない」）。委員はまた、ペーパーで議論されている対応案を修正する提

案や、ペーパーで議論されていない対応案を提案したり、問題に関するコメントを記録することもできる。

- ③ **修正提案の処理**：もし委員がペーパーで推奨されている対応案に修正を提案したり、投票が行われている文書に変更を加えようとした場合、他の委員はその提案に賛成/反対の意思表示を投票シートに記入することができる。SECY は、全ての投票/コメントを他の委員に伝え、SRM プロセスおよび委員会オフィスとの議論を通じて、初期提案に対する修正が委員会の過半数の支持を得たかどうかを判断する。
- ④ **SRM の作成**：投票が完了した後、SECY は委員会の過半数の立場を反映した SRM を作成し、委員会に送付してレビューを受ける。もし委員が SRM に変更を提案した場合、SECY は他の委員を調査して変更案を含めるかどうかの過半数の意見を確認する。SECY は、過半数の意見が一致し、すべてのスケジュール延長が終了した時点で SRM を発行する。SRM プロセスの詳細については(4)項で述べる。

(3) COM および COMSECY アクションメモランダム

アクションメモランダムは、次の2つのカテゴリーのいずれかに分類される：

- ① **COM**：NRC の問題について、または委員が他の委員に通知したい事項に関しての委員間の書面でのやり取りである。
- ② **COMSECY**：これは、運営担当事務局長（EDO）、財務担当役員（CFO）または他の委員会のオフィスから、委員会への指導を求める書面でのメモランダムである。

COM システムの使用により、委員は初期の見解を作成し、スタッフに提案する方向性を検討したり、スタッフが関与する前に活動を開始したりすることができる。COMSECY システムは、SECY ペーパーを作成するほどではない事項に関して、スタッフが委員会の見解を得るために使用される。委員長はこのシステムを使用して、委員会メンバーの同意を得るために人事任命（例えば、原子力安全・許認可委員会の判事の任命）を行ったこともある。システムはできるだけ非公式に保つよう努められているが、通常の応答方法は、電子的な応答シートを電子メールで送信し、その署名済みのオリジナルコピーが公式記録のために SECY に提供されるものである。

各アクションメモランダムは、発行した委員またはオフィスから事務局に「SECY please track」の記載とともに送付され、SECY ペーパーの番号付けシステムに似た独自の管理番号が付与される。さらに、期日（通常は 10 営業日）が指定される。委員のアクションメモランダムの番号付けシステムは、3 文字の委員識別、発行年、および連番から構成される（例：COMABC-YY-0001、ここで「ABC」はメモランダムを開始した委員を示す）。スタッフのアクションメモランダムは、「COMSECY」識別番号、発行年、および連番（例：COMSECY-YY-0001）で識別される。アクションメモランダムの配布は、

通常、発行元オフィスによって設定される。配布は、委員宛てのみに限ることも、OGC、EDO、CFO、その他のオフィスに広げることできる。

一般的な方針として、委員が作成した COM 文書と COMSECY 文書は、委員会の対応が完了した後に、一つのパッケージ（COM、SRM、およびその応答）として公開される。ただし、特定の制限された種類の情報（機密情報、保護措置情報、申し立て、調査、セキュリティ関連、専有、プライバシー法情報、政府間情報、国際機関制御情報、または内部機密情報）が含まれている場合は公開されないこともある。

次に、アクションメモランダムに関する詳細な手続きと投票要件を示す：

- ① COM アクションメモランダムが委員に送付される場合、またはスタッフが COMSECY メモランダムを送付し、委員会の見解を求める場合、事務局に「SECY, please track」の記載とともに送付される。
- ② 事務局（SECY）は、主題に応じて、特定の返信期日（通常は 10 営業日以内）を割り当て、特定の管理番号（例：COMABC-YY-XXXX は委員作成のメモランダム、または COMSECY-YY-XXXX はスタッフ作成のメモランダム）を付与する。もしメモランダムが SECY ペーパーに関連している場合、予想される返信日が SECY ペーパーの期日と共に割り当てられる。
- ③ メモランダムのコピーは各委員のオフィスに配布され、事務局は各委員の応答を追跡する。もしメモランダムが SECY ペーパーに関連している場合、事務局は SECY ペーパーに関連してコメントを追跡する。
- ④ 委員は、COM または COMSECY の応答シートを電子的に提出したり、別のメモランダムを事務局に送信したり、COM または COMSECY メモランダムのコピーに手書きまたはタイプされたコメントを記入したりする方法で応答する。
- ⑤ 事務局は、全ての応答を他の委員に伝達する。
- ⑥ 全ての委員の応答を受け取った後、事務局は SRM を作成する（SRM プロセスの詳細は下記 C 項を参照）。COMSECY に対しては SRM が生成され、委員作成の COM に対しては、COM を発起した委員に報告するメモランダムが作成され、スタッフへの指示やガイダンスがその結果として生じる場合には SRM が準備される。もし委員の応答に相違があり、過半数の立場が形成されない場合、事務局は委員助手、スタッフ、OGC、および/または委員と会って意見の相違を解消することがある。必要に応じて、委員会会議をスケジュールして問題を解決することもある。
- ⑦ 通常、事務局は COM または COMSECY、SRM、および個別の委員応答を委員会の対応が完了した後、公開可能かどうかに基づいて一括して公開する。（この手続きにより、委員は COM または COMSECY が公開された場合でも自分の応答を保留することや、公開されていない場合に応答を公開することができる。委員は、応答の公開/保留に関する決定が COM または COMSECY の公開/保留に関する決定と異なる場合には、速やかに事務局および他の委員に通知する。）

(4) スタッフ要求メモランダム (SRM)

書記官は、各 SECY ペーパーおよび各 COM または COMSECY アクションメモランダムに関する委員会の決定結果を「スタッフ要求メモランダム」(SRM)として記録する。

SRM には以下の内容が含まれる：

- (a) SECY ペーパー、COM、または COMSECY の提案に対する委員会の決定の簡潔な記述、特に提案に対する承認された修正内容の記載。
- (b) スタッフが実行すべき追加の要求またはタスクを明確に示し、適切な対応期限および高優先度の指定（該当する場合）。これらの期限は、委員会の指示がない場合には SECY によって設定され、SRM 草案の回覧を通じて確認される。
- (c) SRM の即時公表に対する例外が、初ページの下部に記載される。
- (d) SECY ペーパーまたは COMSECY で、委員会が 2 対 2 の票決により、スタッフに委任されていない問題に関して決定に至らなかった場合、書記官の SRM はスタッフに対し、提案された対応は「承認されていない」と通知する。

委員から発信された COM の場合、2 対 2 の票決により委員会が提案された対応に対する決定に至らなかった場合、SRM は発行されない。書記官は、発案した委員に対してその提案が「承認されていない」旨のメモランダムを発行する。

SRM の作成および承認のための各段階のプロセスは以下の通りである。

- ① 少なくとも委員会の過半数が投票し、すべての延長時間が経過した後、SECY は決定を SRM 草案として記録する。
- ② 委員会決定文書の投票が完了した後、SECY は SRM 草案を委員会に電子メールで回覧し、レビューと承認を求める。SECY は過半数の支持を受けた決定のみを SRM 草案の本体に反映させる（過半数の支持を得られないコメントであっても、本体の変更に矛盾しない場合は「追加の委員コメント」として SRM 草案の添付資料に含める）。SRM 草案への投票が完了した後、SECY は委員会の過半数によって支持された決定を反映する最終 SRM を作成する。
- ③ 承認対応の場合、SRM はそのために予定された委員会会議で正式な投票が行われた直後に発行される。
- ④ 委員会が 2 対 2 の票決によって問題に関して決定に至らなかった場合、書記官の SRM はスタッフに対し、提案された対応は「承認されていない」と通知する。スタッフは、決定に至らなかった理由が解消された場合や新たな情報が委員会に提供された場合に、再度問題を委員会に提出することができる。スタッフが対応する権限を持っているが、対応を行う前に委員会との協議が求められる場合（例えば、執行問題に関して）、SRM はスタッフに対し、委員会が対応を行えなかった場合でも対応を進める旨を通知する。
- ⑤ 承認項目に関する SRM（下記ステップ 10 参照）を除き、SRM 草案は 3 営業日間

²のレビュー期間を設け、委員会、OGC、EDO、CFO、その他適切な関係者に回覧される。OGC、EDO、CFOなどは、委員会の決定が明確で理解しやすいこと、およびリソース、スケジュール、法的制約が適切に考慮されていることを確認する機会を得る。SECYは、委員会レベルまたはスタッフオフィスから提出されたSRM草案に対するコメントを迅速に委員会に転送する。委員会がSRM草案に対して実質的な修正を提案した場合、SECYはその後のバージョンを発行し、過半数の支持を得た内容に基づいて最終的な決定を確立する。意思決定プロセスを迅速に完了させるために、SRMの後続バージョンは通常、2営業日以下のレビュー期間で回覧され、各バージョンに対しては最大2営業日までの延長が許可される。

- ⑥ 他の委員会オフィスから異議がない限り、SRMの期限から2営業日の延長が許可され、すべての委員に適用される。この延長は、各委員会オフィスからの個別の要求を必要としない。
- ⑦ SRMが無修正の一致した投票に基づいている場合、SECYはSRM草案を委員会のレビューなしで発行する。
- ⑧ 委員会が迅速に対応する必要がある場合、SECYは通常のレビュー期間を免除するかどうかを委員会に尋ねる。免除措置は委員会の過半数によって決定される。
- ⑨ 委員会の裁定命令に対する投票が完了した後、委員会控訴裁定局（OCAA）またはOGC（適切な場合）は、最終命令の草案を委員会に回覧し、レビューと承認を求める。最終命令の草案には、委員会の投票により明確に支持された修正が反映される。支持が明確でない修正があれば、OCAAまたはOGCはその点を草案に記載し、委員会の意見を求めて過半数の意見を確立する。
- ⑩ 承認を必要とする項目に関するSRMについては、3営業日の委員会レビューは適用されない。これらのSRMは、公開承認セッションで委員会の正式な位置が再確認されるため、承認後すぐに発行される。
- ⑪ 委員会が公開を指定しなかったSRMを発行した後、SECYはSRMおよび関連するSECYペーパー、COM、COMSECYをレビューし、公開の必要性があるかどうかを判断する。
- ⑫ 最終SRMが発行されると、書記官は委員会投票記録（CVR）パッケージを発行する。このパッケージには、(a) 委員全員の賛成票、反対票、棄権、非参加、および個別の見解、(b) 各委員の投票用紙のコピーが含まれる。CVRのコピーはOGCおよび発案したオフィスに送付され、適切な場合に公開される。

² Commissioner requests for extensions for review are granted for up to 2 business days unless a majority of the Commission objects.

3. NRC 規制プロセスの 5 つの主要要素

NRC の規制プロセスには次の 5 つの主要な要素がある。

- (1) NRC の申請者やライセンス保有事業者に対する規制と指針の策定、
 - (2) 核物質の使用や核施設の運転、またはライセンス終了を許可する廃止措置に関する申請者のライセンスまたは認証、
 - (3) ライセンス保有事業者の運営や施設の監視を行い、ライセンス保有事業者が安全要件を遵守していることを確認する、
 - (4) ライセンス施設での運転経験やライセンス活動に関する経験の評価、
 - (5) 研究の実施、NRC の決定に影響を受ける関係者の懸念を解決するための公聴会の開催、および NRC の規制決定を支持するための独立したレビューの取得。
- それぞれの要素について内容を説明する。

(1) 規制と指針

NRC の規制（「規則」とも呼ばれる）は、ライセンス保有事業者が核物質を使用したり、核施設を運転したりするために、ライセンスや認証を取得または維持するために満たさなければならない要件を課す。規制の策定過程は、「規則作成」と呼ばれ、非公式に 2 つのフェーズ（事前規則作成、規則作成）に分けられ、公共の参加を最大限に活用することを目指している。NRC の規則作成プロセスを図 2 に示す。

①事前規則作成

事前規則作成フェーズでは、規則作成の初期段階で公共の参加を求める。NRC のスタッフは、このフェーズを規則作成の複雑さや潜在的な影響、ライセンス保有事業者および一般市民のニーズに応じて調整する。事前規則作成のアウトリーチ活動で受け取った公共の意見やコメントは、NRC が規則作成を続けるかどうかの決定に影響を与える可能性がある。NRC は、事前規則作成のアウトリーチの一環として、1 回以上の公共会議を開催する場合がある。

・提案された規則作成の事前通知（ANPR：Advance Notice of Proposed Rulemaking）

特に重要で複雑な規則については、NRC は事前規則作成フェーズの初めに公共を巻き込み、規則の範囲と内容を定義することがある。この「提案された規則作成の事前通知（ANPR：Advance Notice of Proposed Rulemaking）」では、提案された行動の必要性を説明し、広範な概念のみを議論する。

規制の根拠となる文書は、NRC の規制の変更を支持する技術的、法的、および政策的情報を説明する分析文書である。それは、現在の規制がなぜ更新される必要があるのか、規制の変更がどのように問題を解決するのかを説明し、問題に対処するための

他の規制オプションについても議論する。それは、各オプションのコストと利益についての概要を提供し、バックフィッティングおよびフォワードフィッティングに関する考慮事項を特定する。各規則作成について、NRC は関係する規制の問題に基づいて規制の根拠の開発が必要かどうかを判断する。規制の根拠の開発が正当である場合、それは一般公開のコメントを受け付けるために公開されることが多い。規制の根拠に対するコメントや他のステークホルダーとの早期の対話で受け取った意見は、提案された規則の作成に考慮される。

- ・初期案の公開

NRC は、提案された規則の初期案を公開し、一般公衆が NRC スタッフの提案についてコメントをする機会を提供するとともに、公共の会議での詳細な議論に備えることがある。

② 規則作成

- ・規則の提案

NRC の規制（規則）は、ライセンス保有事業者が核関連物質を使用したり、原子力施設を運営したりするためのライセンスや証明書を取得・保持するために満たすべき要件を定めている。提案された規則の動機は、NRC スタッフへの委員会からの指示、一般市民からの規則作成請願、または 2019 年の新たな原子炉ライセンス取得方法（Part 53）を創設するように指示した議会の命令などである。

このフェーズでは、NRC スタッフが実際の規制を起草する。政策に関する重要な事項を含む提案された規則は、NRC 委員会に承認を求める。重要でない規則は、委員会の承認を得た上で、NRC スタッフマネージャーによって署名される場合がある。承認されると、提案された規則は連邦官報に掲載され、通常、以下の項目が含まれる：(1) 提案された規則の背景情報、(2) コメントを提出するためのアドレス、(3) コメントが提出されるべき締切日（NRC での考慮のため）、(4) 規則変更が必要とされる理由の説明、(5) 変更対象となる提案されたテキスト。通常、パブリックコメントのために 30 日から 90 日間が設けられる。ただし、すべての規則がパブリックコメントの対象となるわけではない。

一般的に、NRC は、NRC の組織、手続き、または実務に関する規則、解釈的規則（つまり、現在の規制を解釈するガイダンス）、またはコメントを受け付けるための公開を延期することが公共の利益に反し、実行不可能である規則についてはコメントを収集しない。

- ・最終的な規則の作成

提案された規則に対するパブリックコメント期間が終了すると、スタッフはコ

メントを分析し、必要な変更を加えて最終規則を準備し、委員会または NRC マネージャーの承認を得る。承認されると、最終規則は連邦官報に掲載され、通常、30 日後に施行される。

NRC は、すべての NRC の規則作成活動に関するほぼリアルタイムの更新を提供する、中央集約型の Web ベースの追跡および報告システムを維持しており、一般に公開されている。このシステムは、以下の URL からアクセスできる。

www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/rules-petitions.html

(2) ライセンスの発行

NRC は、ライセンス発行プロセスを通じて、申請者が商業用原子力炉の建設、運転、および廃止に関連する活動を行うことを認可する。原子炉に関するライセンス発行プロセス (Part 50、Part 52、Part 53) は、このレポートの前のセクションで詳細に説明されている。

(3) 監視

NRC は、ライセンス保有事業者の活動が NRC の規制に従って安全に運営されることを確認するために監視を行う。NRC の検査プログラムについては、このレポートの前のセクションで詳細に説明されている。

(4) 操業経験

・ 事象評価

各ライセンス保有事業者は、その施設で発生したり、核関連物質の使用中に発生した「報告義務のある事象」について NRC に情報を提供しなければならない。NRC の「事象報告ガイドライン」(NUREG-1022) は、どのような事象が報告されるべきかを定めている。

報告された事象は、NRC 本部で技術的な専門家グループによってレビューされ、プラントの設計、運転、または機器における重大な弱点が特定される。問題領域が特定された場合、NRC は地域事務所と協力して適切なレベルの検査を調整し、満足のいく解決を目指す。特定の事象については、業界やその他の関係者に向けて一般的なコミュニケーションを通じて対応し、Web を通じて公開される場合がある。設計または建設における重大な欠陥、安全関連機器の重大な劣化、または放射性物質の中程度の放出や曝露に関する報告は、NRC 研究部門に転送され、年次報告書 (異常発生報告) に含まれる。

・ 一般的な問題プログラム

NRC は、プラント運転の評価を通じて、公共の健康と安全、共通の防衛とセキュリティ、または環境に関連し、複数の NRC 管轄下の団体やライセンス保有事業者に影響を与える可能性のある問題を特定してきた。NRC はこれらの「一般的な問題」(GI)

の解決を文書化し、追跡している。「一般的な問題プログラム (GIP) 」は、スクリーニング、評価、規制オフィスの実施という三つの異なる段階を含んでいる。さらに、GIP は、GI の状況と解決策を議会および一般に報告している。これらの問題の解決には、新たな規則やガイダンスの改訂、または原子力発電所のライセンス保有事業者、核関連物質証明書保持者、その他の規制承認を受けた者に影響を与える規則やガイダンスの解釈の改訂が含まれる場合がある。議会は、NRC にこの一般的な問題プログラムを維持するように要求している。

NRC は、公開および非公開の一般的な問題を追跡するダッシュボードを公開しており、以下の URL からアクセスできる。

www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/gen-issues/dashboard.html

(5) NRC の意思決定支援

最後に、NRC はその意思決定をサポートするために、研究活動を行い、諮問委員会と相談し、NRC の意思決定に影響を受ける当事者の懸念を審査する。

NRC がスポンサーとなる規制研究プログラムは、原子炉、核関連物質、放射性廃棄物の 3 つの分野で課題に取り組んでいる。この研究プログラムは、NRC の知識を深め、リスクの不確実性を解消し、安全係数が十分に特定されていない領域や、新しい設計および技術における規制の確認が必要な領域に焦点を当てている。NRC の年次規制情報会議 (RIC) は、NRC の研究活動についての発表と議論の場を提供している。研究プログラムから得られた情報は、NRC の NUREG シリーズの出版物に記録され、規制ガイドの策定に使用される。

NRC プログラムのための二つの主要な諮問委員会は、原子炉安全諮問委員会 (ACRS、前述) および医療用同位元素諮問委員会 (ACMUI) である。ACMUI は、放射性物質の診断および治療における医療用の規制に関する政策および技術的な問題について NRC に助言する。ACMUI のメンバーは、さまざまな分野の医療専門家であり、NRC の規制やガイダンスの変更についてコメントを行い、放射性物質の非定型的な使用を評価し、ライセンス、検査、執行に関する支援を提供し、重要な問題を委員会に報告して適切な対応を促す。

原子力エネルギー法の下で、議会は、さまざまな民間原子力問題に関する公聴会における公共の関与を促進するための裁定プロセスを確立した。このプロセスを通じて、原子力安全ライセンス審査委員会 (ASLBP) の独立した裁判官は、原子力材料を使用または製造する施設に関連するライセンスまたは執行措置の影響を直接受ける個人または団体の懸念を聴取し、対処する。

NRC RULEMAKING PROCESS

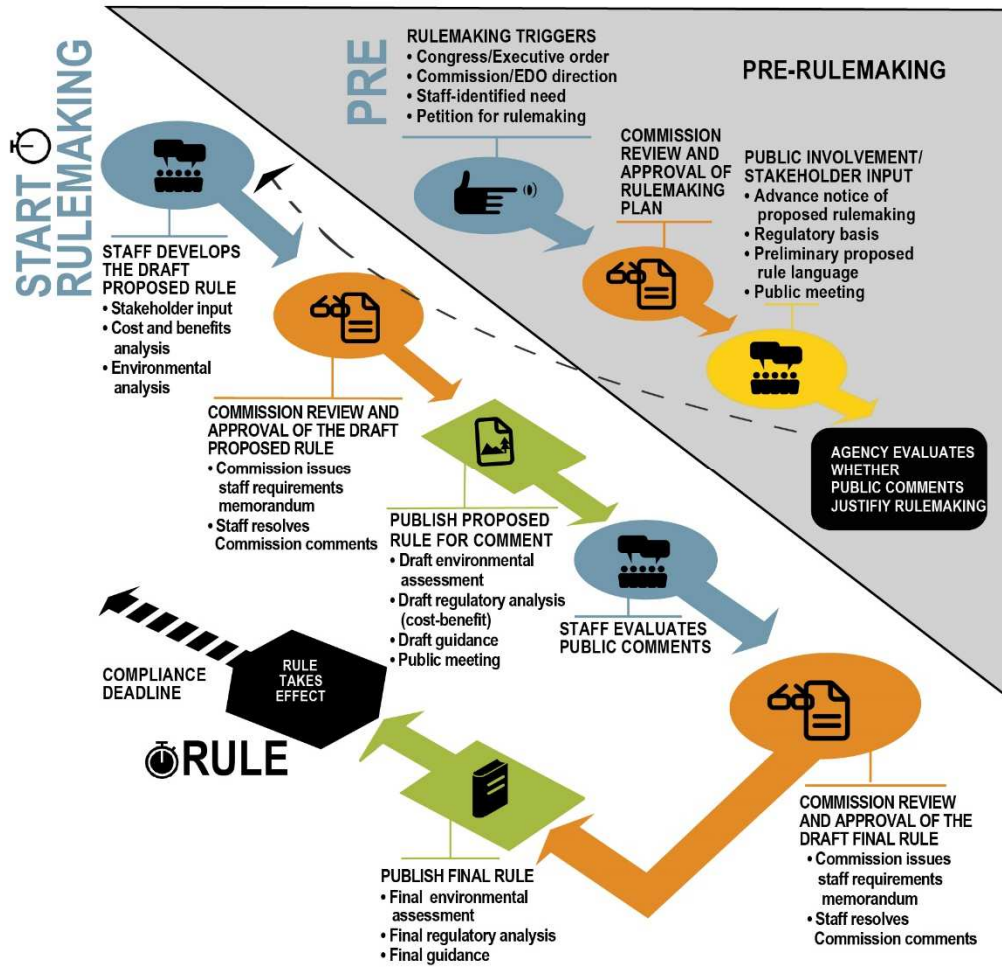


図 2 NRC の規則決定プロセス

[Source: www.nrc.gov/about-nrc/regulatory/rulemaking/rulemaking-process.html]

添付資料 6

米国での事故耐性燃料の許認可

令和7年3月15日

合同会社アマランス・アソシエイツ

米国での事故耐性燃料の許認可

目次

1. 事故耐性燃料に関する背景	1
2. ATF ライセンスの新たな枠組み：業界との積極的な関与に基づくアプローチ	3
2. 1 新旧の燃料ライセンスの枠組み	3
2. 2 旧来の枠組みにおける NRC の役割と問題点	3
2. 3 新たな枠組みの導入	4

1. 事故耐性燃料に関する背景

事故耐性燃料（ATF）は、原子力発電所における安全性を強化する可能性がある新しい技術群を指し、通常運転、過渡的な状態、事故シナリオにおいて優れた性能を発揮することが期待されている。2019年1月に成立した「原子力エネルギー革新および現代化法（NEIMA）」の第107条「事故耐性燃料に関する委員会報告書」では、ATFを以下のように定義している。

- (i) 既存の商業原子炉が核事故（1954年の原子力法第11条（42 U.S.C. 2014）に定義される核事故）に対してより耐性を持つようにする新技術、であり、
- (ii) 既存の商業原子炉の許可された運転寿命を通じて、電力コストを低減させる新技術である。

ATFという用語は多岐にわたる技術を含んでいるが、特に次の3つの技術が短期的な導入を目指して、核燃料製造会社によって追求されている：

- **コーティングされた被覆管**：歴史的に、原子力発電炉の燃料はウラン酸化物燃料ペレットとジルコニウム合金被覆管から構成されてきた。現在、燃料製造会社はジルコニウム合金被覆管の外側にクロムまたはその他の独自材料を薄くコーティングした燃料の研究・試験を行っている。これらのコーティングは、燃料棒を破片摩耗から保護し、酸化に対する耐性や、炉の運転条件における優れた材料の挙動を提供するとされている。
- **ドーピングペレット**：燃料製造会社は、製造過程で他の材料（ドーパント）を混ぜた燃料ペレット（ドーピングペレット）の研究・試験を行っている。これらのドーパントは、生成される燃料ペレットの物理的特性を変化させる。ドーピングペレットの既存設計に対する可能な利点としては、(i) 燃料ペレットの硬さを減らして被覆管損傷リスクを低減させ、柔軟なプラント運転を支援すること、(ii) セラミック粒径を増加させ、核分裂ガスの保持を促進し、事故時に放出される可能性のある放射性ガスを減少させることが挙げられる。

ドーピングペレットはすでにNRCにより沸騰水型炉（BWR）の燃料として承認されており、Global Nuclear Fuels–Americas（GNF-A）およびフラマトムの燃料に使用されている。最近では、ブランズウィック蒸気電力所1号機および2号機などの原子力発電所でもドーピングペレットがバッチで装荷された。また、ウェスチングハウスとフラマトムは現在、加圧水型炉（PWR）用のドーピングペレットを開発しており、その開発の一環として、ドーピングペレットを含む先行試験用集合体（LTA: lead test assemblies）が米国の原子力発電所に挿入されている。

- **FeCrAl 被覆管**：過去40年間使用されてきたジルコニウム合金に代わるものとして、オークリッジ国立研究所とGlobal Nuclear Fuel–Americasが鉄・クロム・

アルミニウム (FeCrAl) 合金を開発している。考えられる FeCrAl 被覆管の利点は、(i) 高温での蒸気酸化の低減により、設計基準事故や重大事故条件下での対処時間 (coping time) の延長および水素生成の減少、(ii) 通常運転および高温事故条件下での強度向上、燃料被覆管の厚さを削減してより多くの燃料体積を得ることができること、(iii) 通常運転時の腐食性能の改善および水素化物の生成がないこと (これにより被覆管の延性が改善される可能性がある) である。

FeCrAl 被覆管を含むリードテストアセンブリは、米国の原子力発電所に挿入されている。

(a) 濃縮度の増加

上記の短期に実用化できる ATF 技術 (クロムコーティング被覆管、ドープペレット、FeCrAl 被覆管) の実装のために、燃料製造会社と原子力発電事業者は、燃料の最大濃縮度を重量比で最大 10% U-235 に増加させる可能性を探っている。現在、NRC 規制では、発電炉用燃料の U-235 濃縮度は重量比で最大 5%までとされており、追加の重大な制限、プラントシステム、または分析が実施されない限り、それを超えることはできない。燃料の製造および使用における濃縮度増加の承認を得るためには、燃料製造会社や事業者は、適切な NRC 規制からの免除申請や許可変更を行う必要がある。燃料製造会社および原子力発電事業者は、濃縮度の増加により、運転の柔軟性が向上し、より少ない燃料アセンブリを購入する必要がなくなり、燃料の高い燃焼度を達成できるという利点があると考えている。

(b) 高燃焼度化

上記の短期的な ATF 技術 (クロムコーティング被覆管、ドープペレット、FeCrAl 被覆管) の実装のために、燃料製造会社および原子力発電事業者は、燃焼度の限界を 75 または 80 GWd/MTU に増加させる可能性を探っている。現在、核燃料棒の燃焼度の上限は 3 つの燃料製造会社間でわずかに異なるが、平均して約 62 GWd/MTU に相当する。この燃焼度上限は、許認可における NRC 承認済みの燃料解析方法に含まれている。この燃焼度上限を上げるためには、事業者は許可変更を行い、燃料が運転中および炉から取り出した後も安全であることを示す技術的な正当性を示す必要がある。燃焼度上限を上げることで、事業者にとっていくつかの利点が考えられる。例えば、より長い原子炉サイクル (燃料交換のための炉停止の間隔が長くなる) や、燃料製造会社から購入する燃料集合体の数が少なくなることが挙げられる。

2. ATF ライセンスの新たな枠組み：業界との積極的な関与に基づくアプローチ

2. 1 新旧の燃料ライセンスの枠組み

事故耐性燃料（ATF）技術に関する NRC のレビューを、原子力業界が提案するタイムラインに沿って成功裏に進めるためには、利害関係者とのコミュニケーションが重要である。NRC の ATF プロジェクト計画¹では、燃料ライセンスの新たな枠組み（図 2.1）を説明しており、技術的基盤の開発（つまり、新しい ATF 技術が安全であることの正当化）が、規制基盤の必要な改善（つまり、新規または修正された規制、新規または修正された規制指針など）と並行して行われることを示している。従来、規制基盤の改善は、業界が技術的基盤を開発し、ライセンス行為の申請を行った後に始まるのが一般的であった。

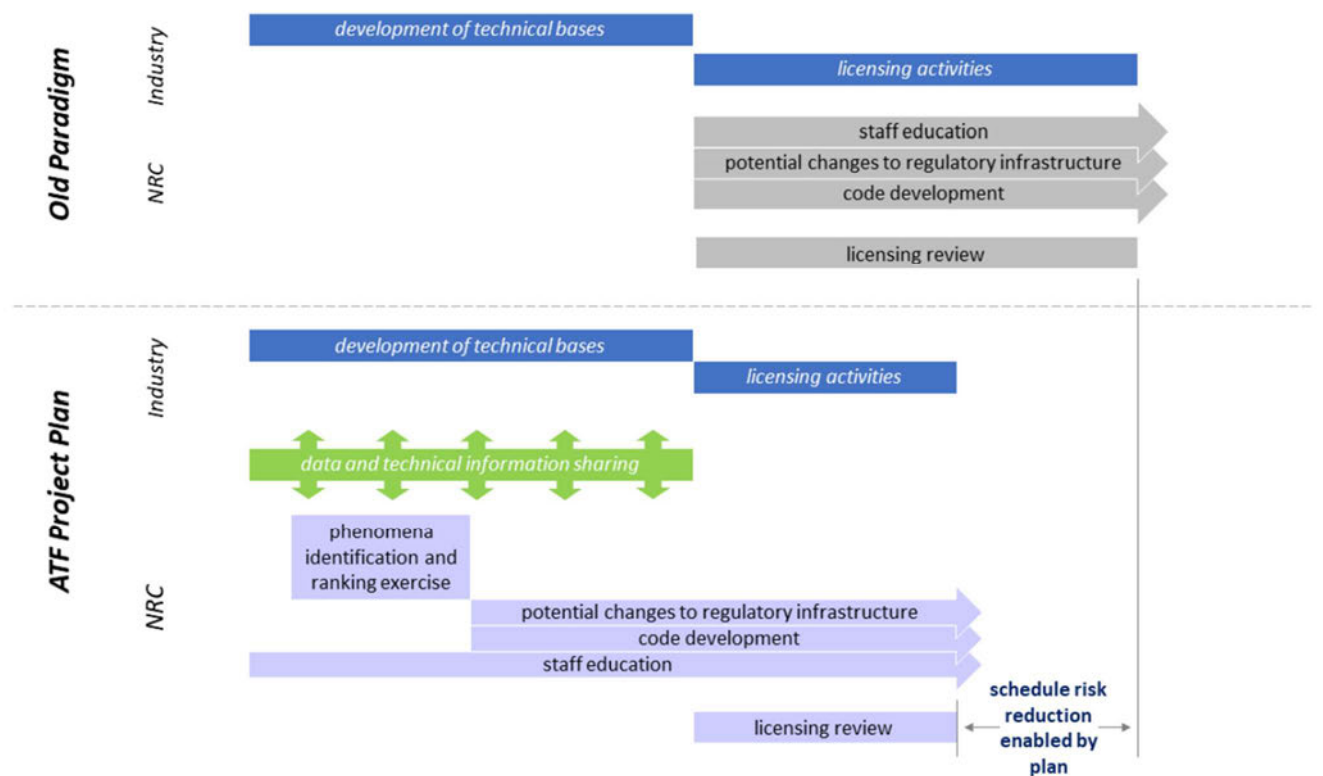


図 2.1 ATF プロジェクト計画の新しいパラダイム

[出典：ATF Project Plan, Version 1.2]

2. 2 旧来の枠組みにおける NRC の役割と問題点

上記の図に示されているように、旧来の枠組みでは、NRC は原子力業界の活動に対して事後対応的な役割を果たしていた。NRC は、新技術について、製造会社やライセンス

¹ www.nrc.gov/docs/ML2124/ML21243A298.pdf

保持者がライセンス行為を提出したり、提出予定日に近い時期に事前提出会議を要求した時に初めて知ることが多かった。その時、NRC のスタッフは新技術について学び、規制基盤への潜在的な変更を評価し、独立した確認計算のための燃料分析コードやモデルを開発するという三つの活動を開始していた。この NRC の活動は、新技術の技術的基盤が業界によって開発された後に初めて始まるものであった。このプロセスの間にガイダンスや情報交換が不足すると、提出物と NRC スタッフの期待との間に不一致が生じ、追加情報の要求 (RAI) に多くのリソースを費やし、技術的または規制上の問題を解決するために必要な時間が延びる可能性があり、その結果、スケジュールに大きなリスクをもたらすことになった。

2. 3 新たな枠組みの導入

これらの遅延を避けるため、ATF プログラムで使用されている新たな枠組みでは、NRC は提出物が受け取られる前に利害関係者とのコミュニケーションを大幅に増やすことを目指している。この新しい枠組みの成功は、業界の早期の関与と NRC への情報の自主的な共有にかかっており、これがなければライセンスプロセスは旧来の枠組みに従うことになり、スケジュールリスクが増大することになる。

NRC の原子力業界との関与は、

- I 業界との一般的なコミュニケーション、
- II 燃料製造会社との会議、
- III 事前提出会議、
- IV 会議やセミナーへの参加、
- V EPRI-NRC 間の覚書 (MOU)

から成っている。それぞれについて以下で説明する。

I. 一般的な業界とのコミュニケーション

NRC は、ATF に関して業界から情報を提供したり、情報を要求したりする必要がある場合に、原子力業界に向けてコミュニケーションを行う。これまで、NRC は、2019 年および 2023 年に次に示す 2 回の規制問題概要 (RIS: Regulatory Issue Summaries) を発表し、業界からの回答を受け取っている。

A. 規制問題概要 2019-03 「事故耐性燃料の提出に関する事前申請コミュニケーションとスケジューリング」

この規制問題概要 (RIS) は、2019 年 11 月に発行され、ATF 設計申請を提出する予定のすべての核燃料製造会社に宛てられたもので、ATF 関連の申請を最終的にレビューするための NRC の予算およびリソース計画について業界に通知することが

主な目的であった。さらに、NRC は燃料製造会社に対し、事前申請活動、トピカルレポートの提出、その他のライセンス申請に関する ATF スケジュール情報の自主的な提出を求めた。この情報を収集する目的は、NRC が ATF の提出のレビューに至るまでの活動を支援するためにリソースをより良く配分できるようにすることだった。

NRC はこの RIS に対して、Framatome、Global Nuclear Fuels (GNF)、Westinghouse の 3 社から回答を受け取った。Westinghouse の回答は完全に機密であり、詳細は公開されていないが、Framatome および GNF の回答は以下の通り要約される。

(1) Framatome の回答

Framatome は、PWR および BWR の原子炉向けに「PROtect」プログラムの下で短期及び長期の先進的な燃料ソリューションを開発していると NRC に通知した。PROtect の短期的ソリューションとして、PWR 向けには、M5/Framatome クラディングにクロムをコーティングした「Cr-Cr」があり、非常に薄いクロムコーティングが物理蒸着法 (PVD) で施され、ジルコニウムと蒸気の反応を抑制し、通常運転および事故時の性能向上が期待されている。クロム酸化物 (Cr_2O_3) をドーブした UO_2 ペレットが使用されている。

PROtect の長期的なソリューションには、クロム酸化物をドーブした UO_2 燃料とともに、炭化珪素 (SiC) ベースの複合材料クラディングが特徴である。Framatome は、2020 年代中盤に商業原子炉に先行試験燃料棒 (LTRs: Lead Test Rods) を挿入する予定である。

(2) GNF の回答

GNF は、事故時の高温蒸気に対する酸化耐性を改善する 2 つのクラディング技術を開発していると報告した：(i) ARMOR コーティングされたジルカロイ (従来のリロード燃料に取り付けるための改造) と、(ii) ジルカロイの代替として使用される鉄-クロム-アルミニウム (FeCrAl) クラディング (「GNF-IronClad」)。さらに、GNF は、燃料の燃焼度を現在の 20% 以上引き上げるために、U-235 濃縮度を 5% を超えて 8% まで引き上げる準備を進めている。「LEU+」は、GNF が注力している近未来の技術であり、GNF-IronClad は ATF 開発の次の段階にあるとされている。

B. 規制問題概要 2023-02 「事故耐性燃料、濃縮度の増加、燃焼度の向上に関するライセンス申請のスケジュールリング情報」

この規制問題概要 (RIS) は、2023 年 6 月に発行され、すべての運転ライセンスを保有する原子力発電所および核燃料サイクル施設のライセンス保持者および潜

在的な申請者に宛てられたもので、NRC は、ATF、濃縮度の高い燃料、および高燃焼度燃料の事前申請活動とライセンス申請に関するスケジューリング情報を自主的に提供するようライセンス保持者および潜在的な申請者に奨励している。この情報により、NRC はその予算および技術的リソースをより良く配分し、申請のレビューを迅速かつ効果的に行うことができる。

NRC は、この RIS に対して、原子力エネルギー研究所 (NEI) からの統合業界回答、およびルイジアナ・エナジー・サービス LLC およびサウス・テキサス・プロジェクトからの回答を受け取った。サウス・テキサス・プロジェクトの回答には機密情報が含まれていたため、公開はリクエストにより保留された。NEI およびルイジアナ・エナジー・サービス LLC の回答は以下に要約される。

(1) NEI の統合業界回答

NEI は、2023 年初めに実施した調査結果を回答に含めており、これは 19 の NEI 会員企業 (米国の商業原子炉 81 基を運営) の今後の活動を調査したものであった。その調査結果の主要な洞察は、調査を受けたサイトのほぼ半数が ATF や濃縮度の高い燃料の導入に関心を持っているというものであった。NEI はまた、原子力発電所を運営するライセンス保持者は、NRC スタッフと定期的に関与し、ATF、高濃縮燃料、高燃焼度 (HBU) 限度に関連するライセンス変更の計画を伝えていることも指摘した。

(2) ルイジアナ・エナジー・サービス LLC の回答

ルイジアナ・エナジー・サービス LLC (UUSA として事業を行い、米国で唯一の商業濃縮施設を運営) は、NRC への回答で、ATF および延長燃料サイクル燃料の開発と実装を支援するために、Low Enriched Uranium Plus (LEU+) を追求していると通知した。UUSA は、2021 年 4 月にライセンス変更の意向を通知し、SNM-2010 の材料ライセンスで U-235 濃縮度を 5.5% から 10.0% まで引き上げることを提案しており、これにより、業界がマージナルに高い濃縮燃料を使用するための UF6 の製造が可能になる。

さらに、UUSA は NRC に対し、SNM-2010 の材料ライセンスの濃縮度制限を U-235 濃縮度 20.0% まで引き上げるライセンス変更を提案する意向を通知しており、HALEU (高濃縮低濃縮ウラン) の使用に向けた業界の関心に対応するための UF6 製造を支援する計画を進めている。UUSA は、HALEU 施設の建設に向けた必要な変更や修正を決定し、進捗に合わせて NRC との事前申請会議を行う予定である。

II. 燃料製造会社との会議

NRC は、ATF に関する開発、課題、スケジュールおよび技術的方向性の変化について

把握するため、主要な燃料製造会社と定期的に会議を行っている（通常、四半期ごと）。これらの公に発表された会議は、会議の冒頭に NRC からの最新情報提供や公衆のコメントを受けるオープン部分があり、その後は通常、議論される情報がしばしば機密性の高いビジネス情報であるため、公開されない。

NRC は、燃料製造会社との会議を含む過去の公開会議の一覧を、NRC のウェブサイト「Public とのインタラクション」セクションにて公開している。

III. 提出前会議

今後のトピカルレポート（TR）、ライセンス変更、およびその他の提出に関する会議は、ATF のライセンスに関する課題や質問について議論するために、NRC と原子力業界の両方にとって非常に重要である。NRC は、業界のすべての関係者に対して、開発サイクルの早い段階で提出前会議をリクエストすることを強く推奨しており、予見される課題や進捗について議論する機会を確保している。

その一例として、2023 年 11 月 15 日に、NRC スタッフとウェスチングハウス・エレクトリック・カンパニー（ウェスチングハウス）の代表者との間で提出前会議が開催された。この会議の目的は、ウェスチングハウスの代表者が、ATF の将来的な開発をサポートするための、ウェスチングハウス・トピカル・レポート WCAP-18850-P/NP、改訂版 0「FULL SPECTRUM™ LOCA 評価方法論の適用による高燃焼度燃料の被覆管破損計算」の提出に関連する機密情報を提供することであった。ウェスチングハウスの代表者は、FSLOCA 評価方法論と段階的燃焼度に関する背景からプレゼンテーションを開始し、その後、燃料棒モデルの評価、キネティクスおよび崩壊熱モデルの評価に関する詳細を説明し、最後に、地域ごとの取り扱いや不確実性の要因、制限および条件を含む不確実性分析の概要を示した。商業的に機密性の高い（独自）情報に焦点を当てたため、この提出前会議は公開されなかった。

IV. 会議およびセミナーへの参加

原子力業界および米国エネルギー省（DOE）は、ATF の進捗、研究、業界の方向性について議論するために、年間を通じていくつかの会議を開催している。これらの会議の例として、次に示すトップフューエル（TopFuel）会議や DOE の先進燃料キャンペーン年次会議がある。NRC のスタッフは、ATF の進展とタイムラインについて最新情報を得るため、また、ATF に関連する将来の申請に必要な規制インフラの修正や開発がどこで必要になるかを特定するために、これらの会議に参加している。

Top Fuel 国際会議

Top Fuel 国際会議は、欧州原子力学会、米国原子力学会、日本原子力学会、中国原子力学会、韓国原子力学会が主催する年次の専門的な会議であり、世界中の核燃料分野の主要な専門家が集まる。この会議では、3 日間にわたって核燃料管理技術の進展について

て、議論やプレゼンテーションが行われる。

2024年にフランス・グルノーブルで開催されたトップフューエル会議では、7つのテーマトラックのうち1つが短期および長期の先進技術燃料、主に事故耐性燃料（ATF）の概念に特化していた。ATFに関する6回の口頭発表が3日間にわたって行われ、発表者には、燃料製造会社（ウェスチングハウス、フラマトム、三菱重工業、スペインのENUSA、日立製作所）、電力会社（EDF、韓国電力公社、ENGIE）、政府の研究機関（JAEA、アイダホ国立研究所、オークリッジ国立研究所、韓国原子力研究所、フランスCEA）、業界団体（NEI、EPRI）、安全機関（フランスIRS、韓国原子力安全研究所）、MITやスイスのポール・シェラー研究所などの大学が含まれていた。世界中から集まった参加者とATFに関連する発表の数は、事故耐性燃料の概念に対する関心の高まりを示している。

V. EPRI-NRC 覚書

2016年9月末、電力研究所（EPRI）とNRCは、資源の節約と不必要な努力の重複を避けるために、覚書（MOU）を締結した。NRCとEPRIは、選定された研究活動において協力し、協力と費用分担が適切で相互に利益をもたらす場合には、その研究に関連する情報や費用を共有することに合意した。

2017年10月、NRCとEPRIは、事故耐性燃料（ATF）の分野における協力的な研究開発プログラムを設立するため、元のMOUに補足契約を結んだ。EPRIとNRCの主な相互作用分野は、(i) 決定論的ATF熱機械設計基準に関する研究、及び(ii) ATFの安全性およびリスクに重要な特性を、統合された原子炉システムの一部として特定するための研究である。

二次利用未承諾リスト

国内外における原子力・核燃料サイクル関連動向等調査

令和6年度原子力の利用状況等に関する調査

合同会社ニュークリア・テクノロジー・コンサルティング

(本編)

頁	図表番号	タイトル
10	図3.1-1	NRCの許認可レビュープロセスの概要
16-22	図3.1-2	標準審査要領 (Standard Review Plan:SRP) の中に示された安全審査項目
24	図3.1-3	ROPアクションマトリクスの例
25	図3.1-4	Vogtle原子力発電所3号機の2025年1月22日におけるPIの表示
26	図3.1-5	新規規制基準適合性に係る審査・検査の流れ
37	図3.1-6	【論点①】常設設備を基本とした重大事故等対応
37	図3.1-7	【論点②】特重施設の在り方(重大事故等対処設備との機能統合)
38	図3.1-8	【論点③】溶融炉心冷却対策への新技術導入(ドライ型コアキャッチャの導入)
39	図3.1-9	ATFプロジェクト計画の新しいパラダイム
41	図3.1-10	原子力規制庁の事故耐性燃料に関する規制研究の概要
55	図3.2-7	Siempelkamp Metallurgie社の誘導炉
57	図3.2-8	クリアランス測定用サンプルの例
65	図4.1-1	原子力安全人材育成センター
67	図4.1-2	原子力規制庁の検査官、安全審査官等の資格認定の方法
68	図4.1-3	教育訓練項目の一部と5種類の基本資格の関係
69	図4.1-4	基本資格に係る教育訓練の課程における教育訓練項目シラバスの目次
70	図4.1-5	原子力規制庁の任用資格とその資格を必要とする職の関係
72	図4.2-1	NRCの組織図
76	図4.2-2	NRCの規則決定プロセス
77	図4.2-3	NRC常駐検査官の一日
79	図4.2-4	原子力規制委員会の組織図
85	表4.3-1	10 CFR Part 52に基づきCOLが申請されNRCに認可された原子力発電所
86	図4.3-1	日本における原子力産業界の組織図
88	図4.3-2	原子力規制委員会の令和5年度補正予算及び令和6年度当初予算案とその内訳
(添付資料1)		
28	図1	The Reactor Oversight Process (ROP)
30	図2	ROPのフレームワーク
(添付資料2)		
2	図1	NRCの許認可レビュープロセスの概要
20	表1	10 CFR Part 52に基づきCOLが申請されNRCに認可された原子力発電所
25	表2	完了した申請審査に基づくNRCのスタッフと請負契約のコスト
32	図2	ROPアクションマトリクスの例
33	図3	検査結果の定量的重要性のグラフ表示の例
41	図4	Vogtle原子力発電所3号機の2025年1月22日におけるPI
(添付資料3)		
13	図3-1	放射性廃棄物に関するIAEAの分類とドイツの分類の比較
15	図3-2	ドイツの原子力発電所
40	図5-3	Siempelkamp Metallurgie社の除染装置

