



日本原子力学会 新型炉部会セッション

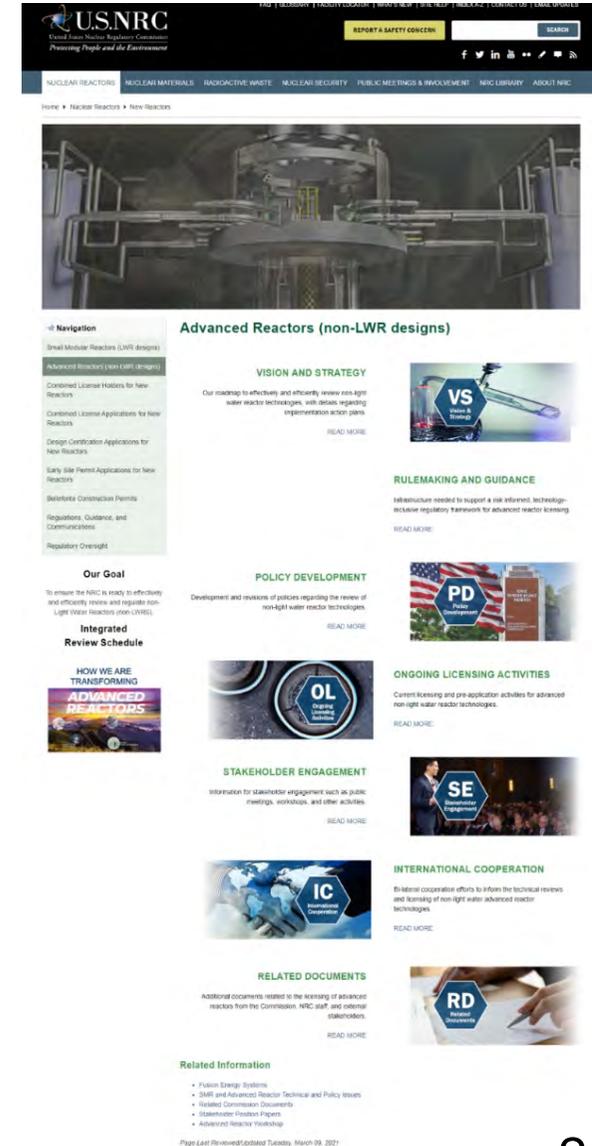
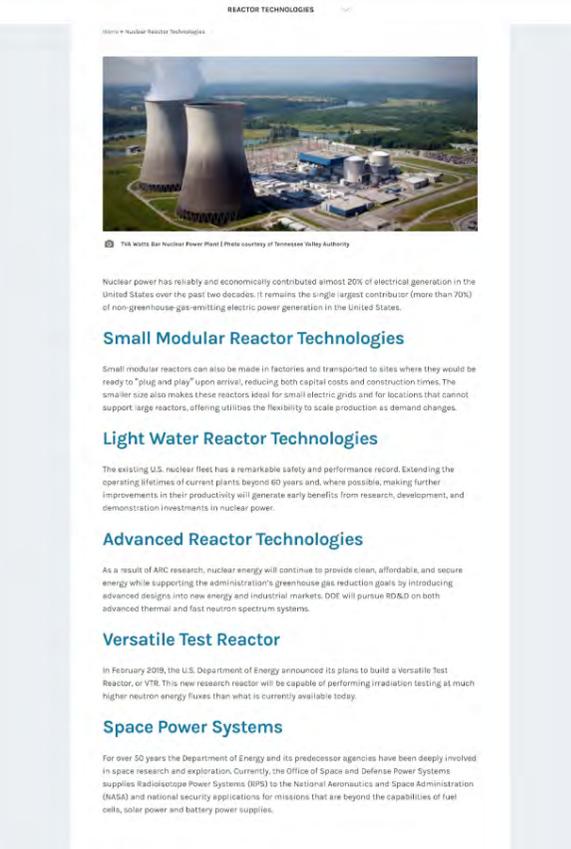
新型炉の安全基準に関する諸外国の動向 (3) 米国における取り組み状況

2021年3月17日

日本原子力研究開発機構
高速炉・新型炉研究開発部門
山野秀将

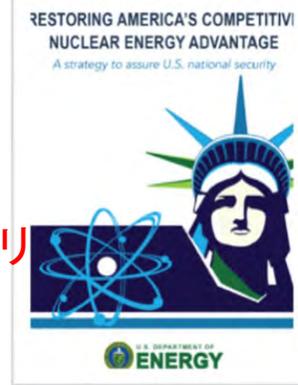
内容

- ◆ 新型炉開発と核燃料サイクルに関する動向
- ◆ 新型炉の規制に関する政策声明
- ◆ 産業界主導の許認可近代化計画
- ◆ 新規則：10 CFR Part53





新型炉開発と核燃料サイクルに関する動向



- ◆ DOEのNuclear Fuel WG報告書に記載の提言(2020年4月24日)
 - ウラン備蓄計画開始による国内フロントエンド・原子力産業・輸出競争力強化等。
 - 先進炉関連では、「技術・基準において世界を主導する」(次世代原子力技術における米国リーダーシップの再強化)
- ◆ 先進炉実証計画(ARDP)(DOEが開始を発表。2020年5月14日)
 - 米2020年度予算「先進炉R&D予算<55M\$>」と別枠で「実証炉建設計画予算<230M\$>」
「VTR」については、前年と同じ予算<65M\$>
 - ANS(米原子力学会)年会の最後の全体会議(2020年6月10日)におけるDOE VTRエグゼクティブディレクター、NEAのNSC委員長も務める)の発言
 - 「米国が試験炉を建設すべきか、それとも先進実証発電炉に投資した方が良いのかという議論がある。先進炉技術でリーダーシップを維持しようとするなら、両方が必要。」
- ◆ 核燃料リサイクル(再処理)に関する動向
 - OECD/NEAとのWeb会議におけるDOE原子力局長の発言(2020年5月14日)
 - 国際的原子力市場で再処理能力を有する国(中、露)は、米国が出来ない使用済み燃料の引き取りを提案している。未だ使用済み燃料の中間貯蔵を議論している段階の米国は、現在は他国からの燃料引き取りは実施していないが、他のオプションがあるはず。先進炉を用いたリサイクルが一例。
 - ANSは、廃棄物及び先進炉の観点から再処理規則制定を要請する書簡をNRC宛に送付(2020年5月28日)



先進炉実証計画 (ARDP) (募集要項に記載)

	実証プロジェクト	リスク低減プロジェクト	新型炉概念プロジェクト (ARC-20)
目的、実証時期の想定	今後7年以内の実証炉の運転開始を目指す	実証プロジェクトよりも約5年先の実用化を目指す 多様な新型炉概念を対象に、技術的なリスク課題への対応を支援	リスク低減プロジェクトよりも約5年先の実用化を目指す 2035年前後での実証の可能性のある新型炉を対象に、安全性、経済性、運転性の技術開発を支援
支援額*	DOE: 7年間で約3200M\$を支給 民間側: 総額の内、少なくとも50%を分担	DOE: 7年間で約600M\$を支給 民間側: 総額の内、少なくとも20%を分担	DOE: 4年間で約56M\$を支給 民間側: 総額の内、少なくとも20%を分担
当初の採択予定数	2概念	追加的な多様性のある新型炉概念として2~5概念	少なくとも2概念



米国ARDPの選択概念(炉型ごとの整理)

炉型	採択概念	出力	ARDPのプロジェクト			企業	
			Demo	リスク低減	ARC-20		
FR	Natrium	345MWe	実証炉			Terra Power	SFR(蓄熱システム導入)
	Inherently Safe Advanced SMR	100MWe概念を基に検討			概念設計	Advanced Reactor Concepts	SFR(免震システムの適用) Advanced Reactor Concepts社はARC-100(100MWe)を開発中
	FMR	50MWe			燃料、安全、運転性の検討	General Atomics	ガス冷却高速炉と推定される。
HTGR	Xe-100	80MWe x 4	実証炉			X-energy	高温ガス炉(TRISO/ペブル型)
	Horizontal Compact High Temperature Gas reactor	記述なし			概念検討	MIT	高温ガス炉
Micro reactor	BANR	50MWth		燃料開発、他		BWXT	UN燃料核/TRISO燃料/SiC Matrix
	eVinci	15MWt		機器開発、他		Westinghouse Electric	TRISO燃料 ヒートパイプ冷却方式
MSR	MCRE	1MWth以下		実験炉		Southern Company Services	Terra Powerの塩化物溶融塩高速炉(MCFR)開発の一環
	Hermes	記述なし		試験炉		Kairos Power	固体燃料(TRISO/ペブル型) フッ化物溶融塩冷却炉 KP-FHR:140MWeの縮小型 オークリッジのDOE/ETTPサイトへの建設を想定
LWR	Holtec-SMR160	160 MWe		設計、許認可活動、他		Holtec Government Services	軽水炉SMR Oyster Creekサイトでの建設を想定



原子カインフラ活性化に関する法案 (American Nuclear Infrastructure Act of 2020)*

- ◆ 米国の国際的な競争力とグローバルなリーダーシップを再確立
 - 原子力規制委員会に、先進的な原子炉設計のための規制を開発する国際的なフォーラムをリードする権限を与える
 - 国家安全保障を理由にNRCにロシアや中国の核燃料の輸入を拒否する権限を与える
- ◆ 先進的な原子力技術を通じ原子力エネルギーを拡大
 - 先進的な原子力の許可プロセスをより予測可能で効率的なものにする
 - 次世代原子炉技術の導入に成功した場合のインセンティブを与えるための賞を創設する。
 - NRCに対し、先進的な原子力技術による産業排出量の削減を可能にする規制上の障壁の特定と更新を要求
- ◆ 既存の原子力エネルギーの保全
 - 早期に停止する可能性のある原子炉保全のために、対象を絞ったクレジットプログラムを認可する
 - 原子力エネルギーへの投資を制限する時代遅れの規則を近代化する
- ◆ アメリカの原子力サプライチェーンインフラの活性化
 - 21世紀の原子炉設計に必要な先進的な核燃料の開発を支援
 - 米国が米国産燃料で原子力発電を運転する能力を失わないようウラン備蓄を認可
 - 原子炉を建設するための近代的な製造技術を特定する
- ◆ 環境浄化プログラムのための資金を認可
 - 部族の土地にある古い放棄された採掘場の清掃を支援するための資金を認可する

*上院・超党派にて原子カインフラ活性化に関する法案を提出し(2020/11/16)、委員会にて承認(2020/12/2)。2020年4月にDOEが発表したRestoring America's Competitive Nuclear Energy Advantageと題する報告書における主要な勧告を実行するための法案とされている



カナダと英国の動向

◆ カナダ(カナダ原子力安全委員会(CNSC)によるSMR関連活動)

- CNSCは、正式な許認可手続きとは異なるサービスとして、ベンダーに対する原子炉設計の事前審査(Pre-Licensing Vendor Design Review)を実施。現在、SMRの設計12件(高温ガス炉4、軽水炉3、溶融塩炉2、Na冷却高速炉1、鉛冷却高速炉1、ヒートパイプ炉1)が申請され、8件(高温ガス炉1、軽水炉3、溶融塩炉2、Na冷却高速炉1、鉛冷却高速炉1)の評価を実施中。
- CNSCは、SMRの規制上の課題を整理し、許認可のためのガイドを策定中。
- ※米国NRCとCNSCは2019年月、SMRや新型炉の技術審査を共同実施し、双方の専門的知見を共有する等、原子力安全規制の実効性を高めることを目的とする協力覚書を締結。また、初の共同技術審査にTerrestrial Energy社の溶融塩炉を選択(2019年12月)。

◆ 英国(英国原子力規制局(ONR)によるSMR関連活動)

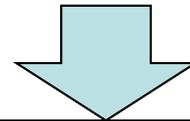
- ONRは、先進原子炉技術(ANT)のため、2017年～2020年の間に、能力と規模の拡大、許認可プロセスとガイダンスの見直し、ビジネス・エネルギー・産業戦略省(BEIS)の「先進モジュール炉(AMR)実行可能性・開発プロジェクト」への助言、他国の規制当局との連携強化、ANT業界との連携を実施。

U.S. NRC

新型炉の規制に関する政策声明(2008)

2008年NRC政策声明 (73 FR 60612)

- ◆ 新型炉に対して、委員会は、最低限として、少なくとも現世代の軽水炉（すなわち、1997年より以前に許認可された軽水炉）に求められているのと同レベルの環境及び公衆の健康と安全の防護を期待する。さらに、委員会は、新型炉は増強された安全裕度を提供する、及び／または、それらの安全性及びセキュリティの機能を果たすために、単純な、固有の、受動的な、もしくは他の革新的な手法を活用することを期待する。



新型非軽水炉の開発者は、この期待に応えると期待される革新的な設計を提案

1995年NRC政策声明 (60 FR 42622) 「確率論的リスク評価 (PRA) 手法の原子力規制活動への活用に関する最終政策声明」

- ◆ PRA技術の活用は、PRAの手法とデータの現状で裏付けられる範囲において、そして、NRCの決定論的なアプローチを補完しNRCの伝統的な深層防護の考え方を支援するような方法で、全ての規制事項において増加されるべきである



NRC-DOE共同イニシアティブ 非軽水炉設計基準

- ◆ 2013年7月、DOEとNRCは、新型炉技術に必須な許認可枠組みのキーとなる部分に取り組むため、共同イニシアティブを設立した。イニシアティブは、新型炉の設計と許認可のニーズに適合させるように、「原子力発電プラントの一般設計基準」(本来軽水炉のために策定された10CFR50の付録A)に取り組んだ。イニシアティブは2つのフェーズで実施された。
- ◆ DOEによるフェーズ1により、DOEは報告書「新型(非軽水)原子炉のための基本設計基準(Principal Design Criteria)を策定するためのガイダンス」を発行した。
- ◆ NRCにより運営されたフェーズ2では、フェーズ1のDOE成果物のレビューを含めた。NRCは、ドラフト設計基準DG-1330「非軽水原子炉の基本設計基準を策定するためのガイダンス」の発行を経て、RG 1.232最終版「非軽水炉の基本設計基準を策定するためのガイダンス」(2018年4月9日連邦官報に公表)を発行した。
 - この規制指針(RG)は、10 CFR Part50の付録A「原子力発電プラントのための一般設計基準」に含まれる一般設計基準(GDC)が、どのようにして非軽水炉に適用されるかについてのNRCが提案するガイダンスを記す。
 - 非軽水炉の設計者、申請者、許認可保持者は、どのような非軽水炉設計についても、原子力発電プラントに対して適用可能なNRCの規制要求に従って、基本設計基準(PDC)を策定する必要があるが、このガイダンスは、その策定のために活用することを許容する。
 - このRGはまた、2つの具体的な非軽水炉設計概念、すなわち、ナトリウム冷却高速炉及びモジュラー高温ガス冷却炉に対応するPDCを策定するためにGDCを修正及び補足するための、NRCが提案するガイダンスを記す。



NRC-DOE共同イニシアティブ

非軽水炉設計基準

◆ 新型炉設計基準（ARDC）の内容

- 節Ⅰ－総体的要求（基準1～5）
- 節Ⅱ－多重障壁（基準10～20）
- 節Ⅲ－反応度制御（基準21～29）
- 節Ⅳ－流体系（基準30～46）
- 節Ⅴ－原子炉格納施設（基準50～57）
- 節Ⅵ－燃料と放射能管理（基準60～64）

◆ ナトリウム冷却高速炉設計基準（SFR-DC）の内容

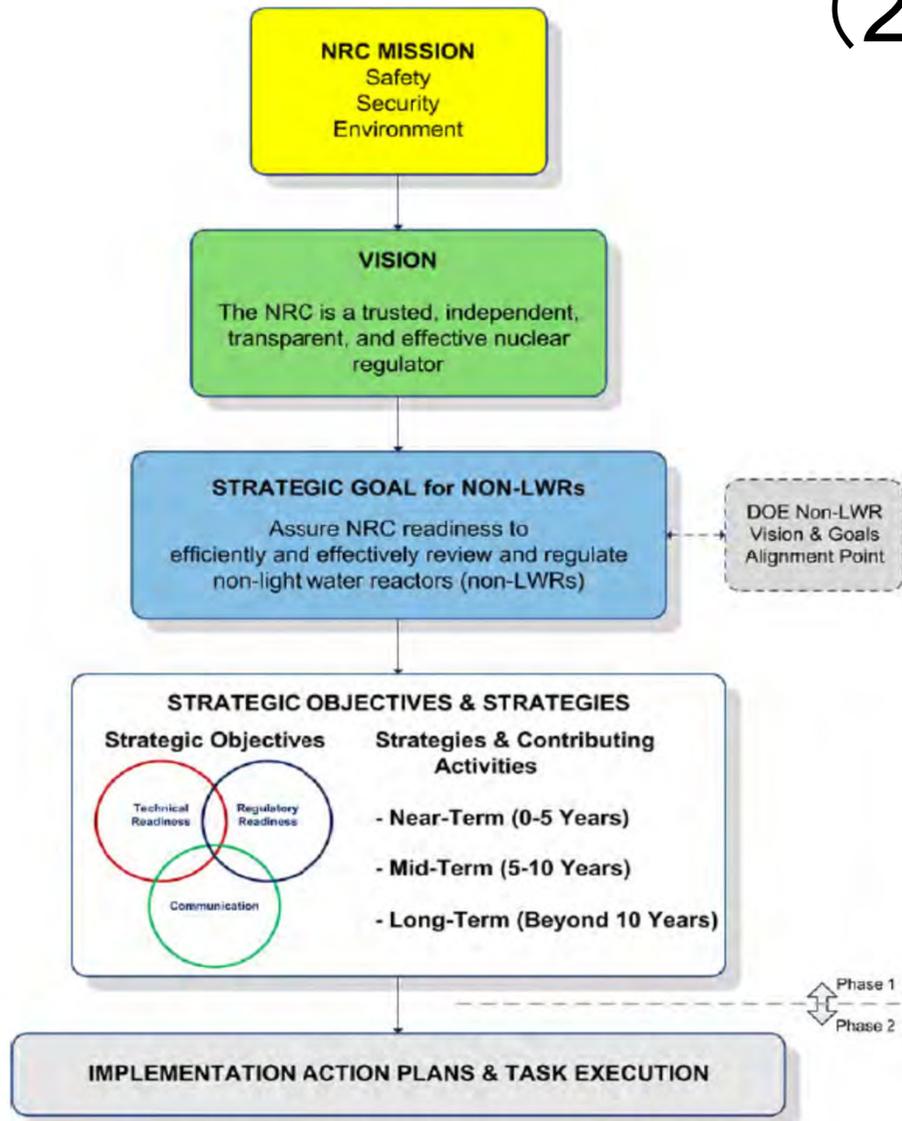
- 節Ⅰ－総体的要求（基準1～5）
- 節Ⅱ－多重障壁（基準10～19）
- 節Ⅲ－反応度制御（基準20～29）
- 節Ⅳ－流体系（基準30～46）
- 節Ⅴ－原子炉格納施設（基準50～57）
- 節Ⅵ－燃料と放射能管理（基準60～64）
- 節Ⅶ－付加的なSFR-DC（基準70～77）

◆ この新しいNRCの設計基準の発行は、以下の便益をもたらすと予測される。

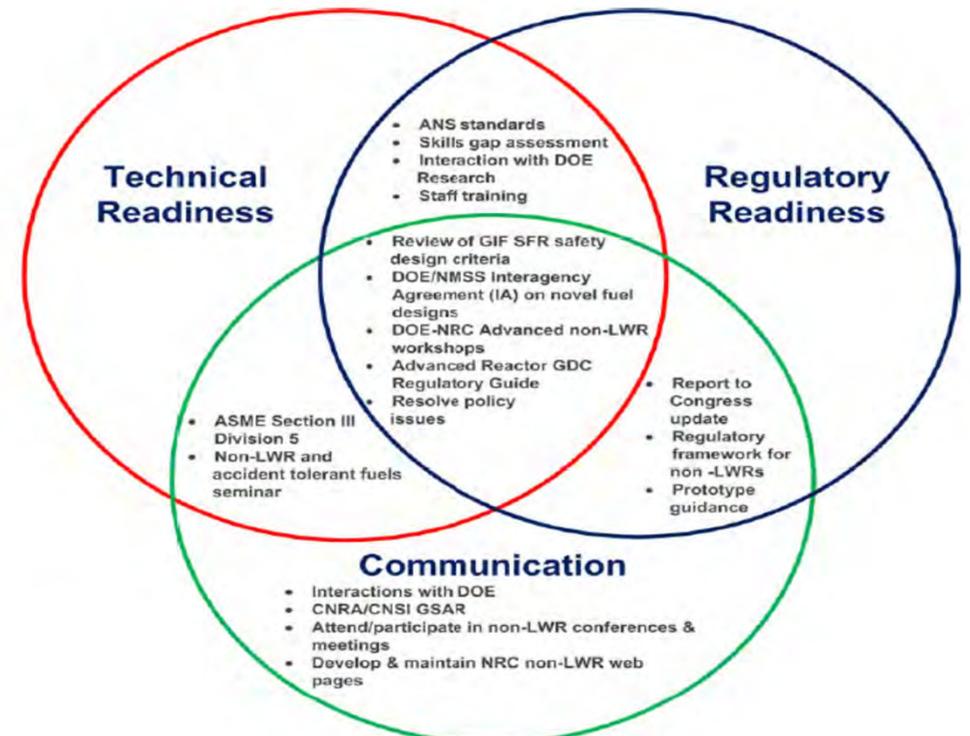
- 新型炉開発者にとっては、規制の不確実性を減少させる
- NRCスタッフにとっては、新型炉の許認可申請の審査のためのガイダンスの改善
- 申請者とNRCスタッフの双方にとっては、許認可活動の時間と効率性の改善



非軽水炉に係るビジョンと戦略、実行活動計画 (2016年12月)



- 戦略 1 : 知識、スキル、能力
- 戦略 2 : 計算コードと審査ツール
- 戦略 3 : 柔軟な審査プロセス
- 戦略 4 : コンセンサスコードと規格
- 戦略 5 : 政策とキーになる技術課題
- 戦略 6 : コミュニケーション



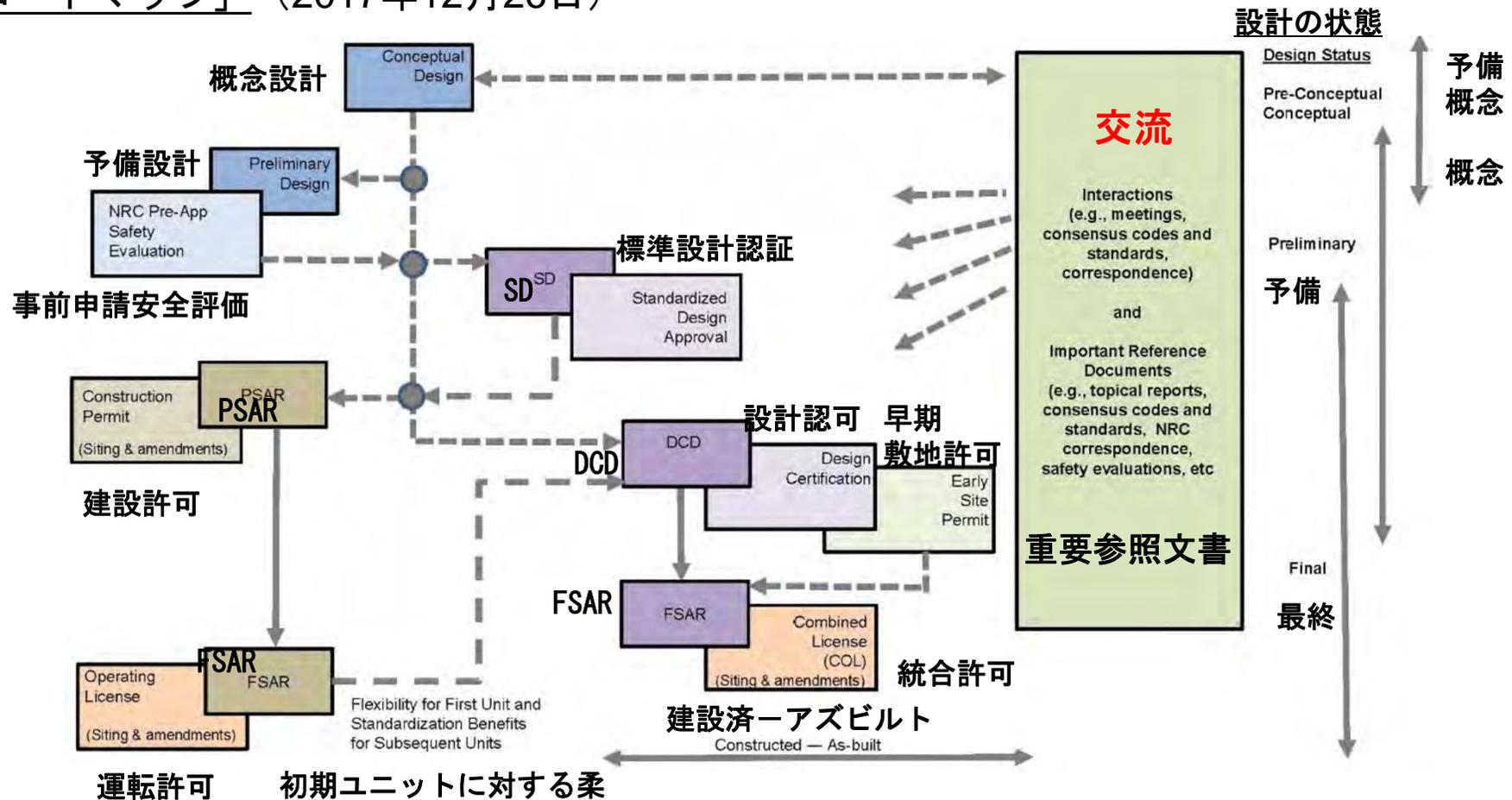
NRCの非軽水炉に係るミッションへの備え
(readiness) ロードマップ

戦略的目標と支援活動の例



新型炉のための柔軟な許認可プロセス

- ◆ NRCの審査と許認可プロセスは柔軟であり、設計開発、設置の種々のステージにおいて幅広いバリエーションでの対話を認めている。
- ◆ ガイダンスは非軽水炉開発者が規制に関する対話を計画するのに役立つと確信し、既存の規制の範囲内で実施する柔軟な規制審査プロセスのためのガイダンスを策定した。資料「非軽水炉の規制審査ロードマップ」(2017年12月26日)



初期ユニットに対する柔軟性と後続ユニットに対する規格化の便益

NRCの許認可関連プロセス

出所: U.S.NRC, A Regulatory Review Roadmap for Non-Light Water Reactors, ML17312B567 (2017)

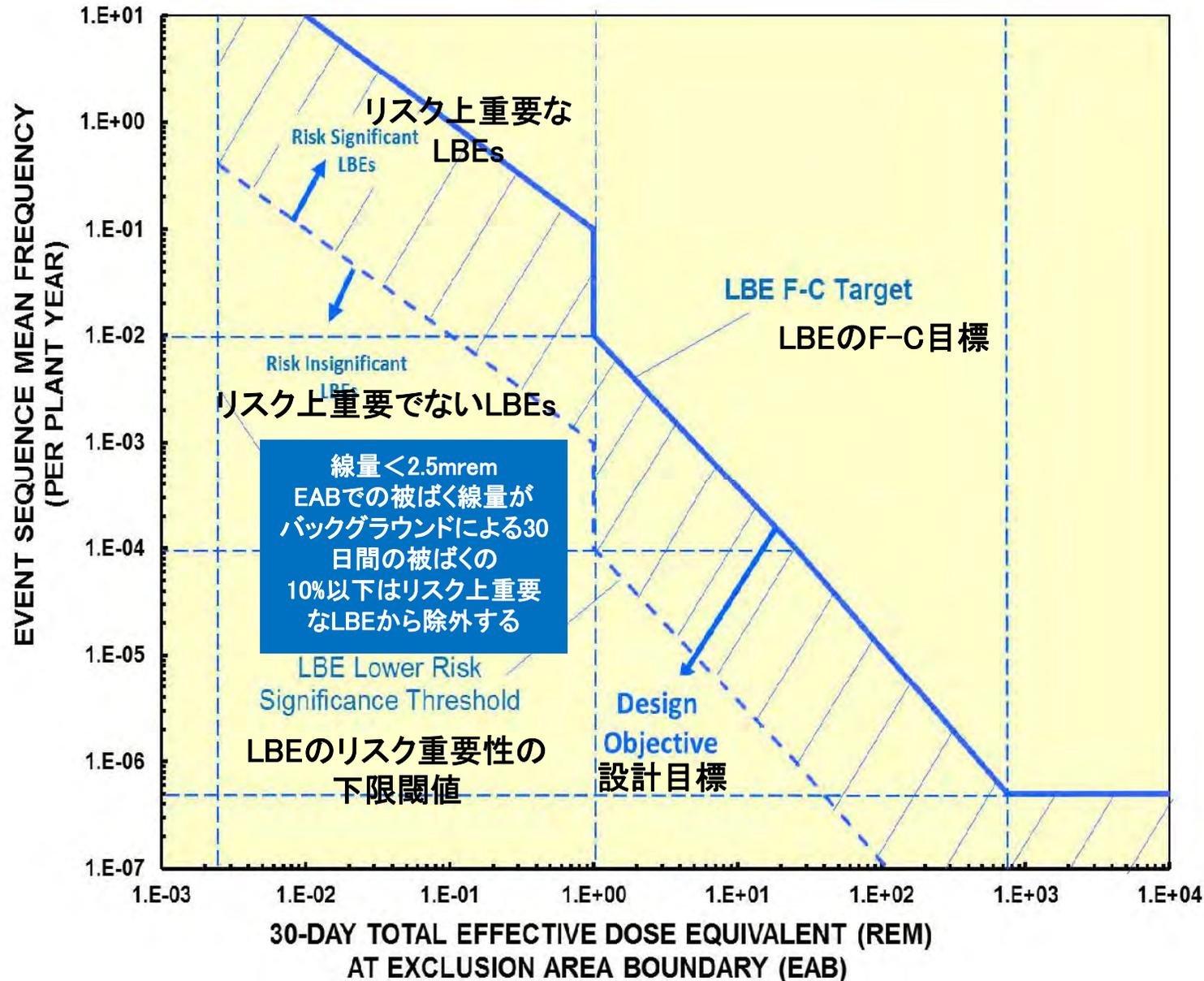


産業界主導の許認可近代化(LMP)

- ◆ NRCは、Southern Companyが主導し、原子力エネルギー協会 (NEI) が協働し、DOEが費用を分担する許認可近代化プロジェクト(LMP)に参画した。
- ◆ NRCスタッフとLMPとの交流の結果、2019年4月26日付で NEI-18-04, Revision 1「非軽水炉の許認可の基盤を開発するためのリスク情報を活用し性能を基準とするガイダンス」が策定された。このガイダンスは、許可基準事象 (LBEs) の特定、構築物、系統及び機器 (SSCs) の分類と性能基準の確立、並びに、新型炉のための深層防護 (DID) の評価に焦点を当てている。
 - このガイダンスの全体的な目的は、異なる知識の団体が同様の結論に至るように、LBEsの選定、SSCsの分類、及び、DIDの適切性の確認、のための体系的で再現性のある一つのプロセスを記述することである。
 - 技術を包括した炉型横断的なリスク情報を活用し性能を基準とする (technology-inclusive, risk-informed, and performance-based: TI-RIPB) プロセスである。
- ◆ LBEsの選定のための、体系的な事象推移の定義、分類、及び評価。 LBEsには、異常な過渡変化 (AOOs)、設計基準事象 (DBEs)、設計基準事故 (DBAs)、設計基準外事象 (BDBEs) を含む。
- ◆ SSCsの体系的な安全上の分類。性能要求の構築、及び、特別な取り扱いの適用 (application of special treatments)
- ◆ DIDの適切性の評価ガイドライン

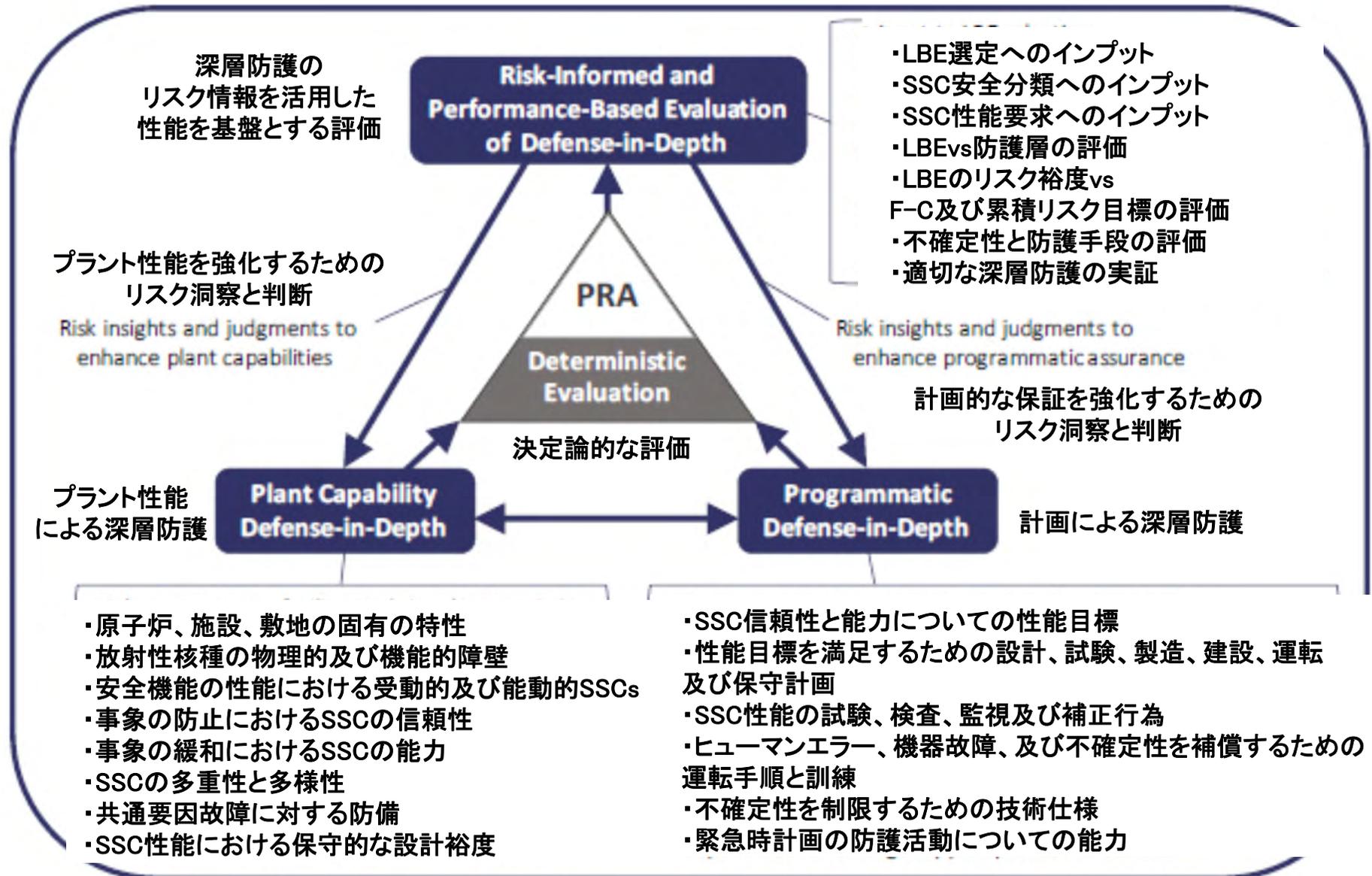


リスク上重要な事象の特定へのF-C目標の活用



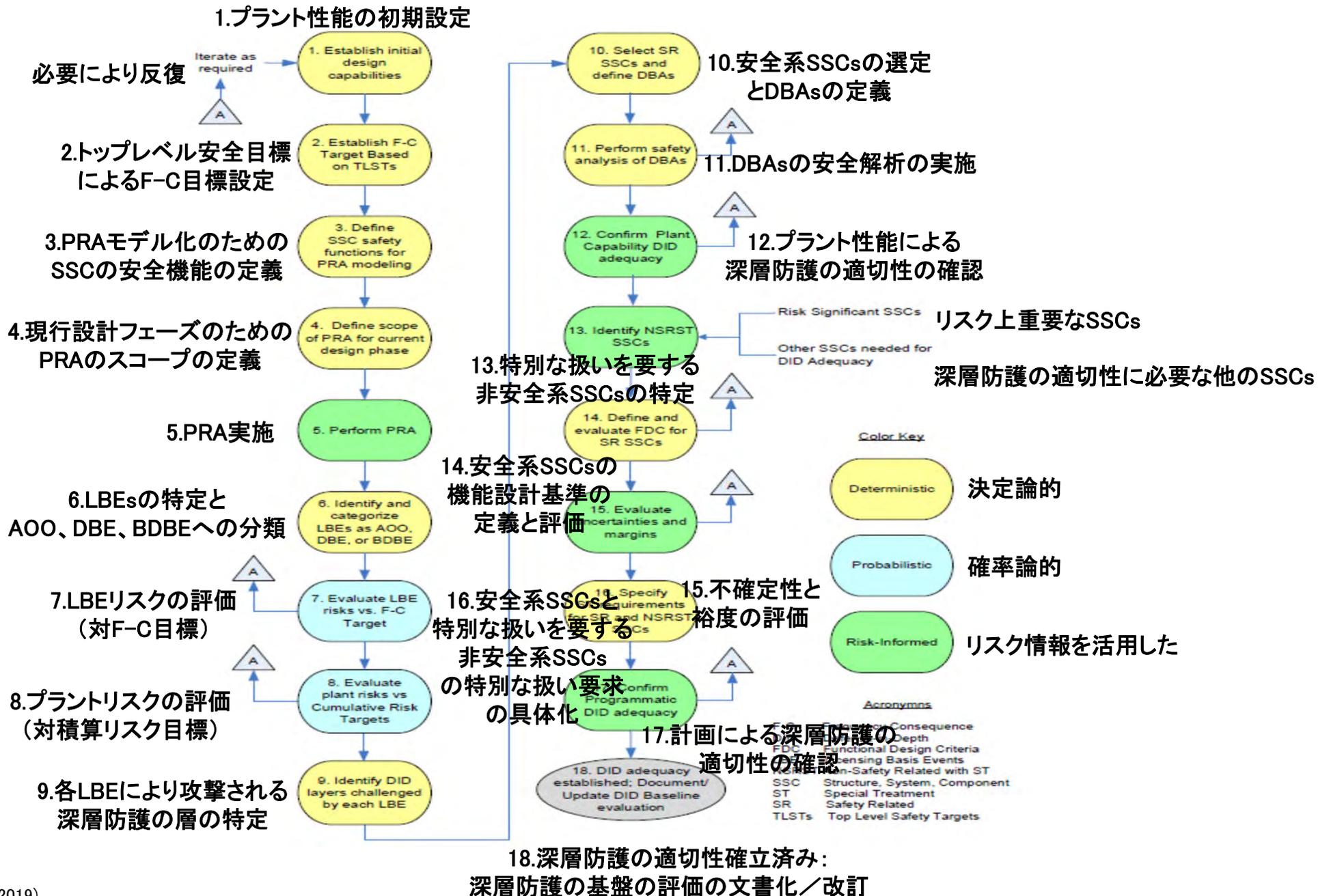


深層防護の適切性を達成するための枠組み





深層防護の組み込みと評価のための統合的なプロセス





NRCスタッフの見解

(規制指針 RG-1.233 2020年6月)

- NRCスタッフは、NEI 18-04に記述された方法論の活用は非軽水炉の許認可基盤の主要な部分を確立するための合理的なアプローチであると委員会が確認することを推奨した。委員会は、その方法論を活用することは、**非軽水炉の許認可をサポートするための合理的なアプローチ**であると確認した。
- NRCは、2020年6月9日付の連邦官報に、規制指針RG1.233「非軽水炉の許可、認可、承認のための申請に係る許認可基盤と内容を情報提供するための、技術を包含しリスク情報を活用し性能を基準とする方法論についてのガイダンス」を公表した。
 - このRGは、NEI 18-04に記された手法を、非軽水炉の許認可・承認等の申請についての許認可活動の基盤と内容を情報提供するために承認(エンドース)した。
 - スタッフは、NEI 18-04のガイダンスに対して重大な異議はもたないが、このRGに説明と強調点を詳細に提示する。
 - **NEI 18-04に記された手法を**、非軽水炉のLBEsを特定し、SSCsを分類し、特別な扱いを確立し、計画的な管理を特定し、DIDを評価するための**一つの許容される手段**であると、NRCスタッフは決定した。これらの活動はまた、申請者が、10 CFR 50.34、10 CFR 52.47、10 CFR 52.79、10 CFR 52.137、10 CFR 52.157に示された規制要求の一部を満足するために必要とされる、適切なレベルの情報を特定して提示するための方法論を明確にしている。
 - NEI 18-04の各節は、LBEs、機器分類、特別な扱い、計画的な管理、及び、DIDの評価、の間の特定された関係を含む、統合された方法論の一部である。申請者は、設計と許認可戦略を構築する際に、**反復する形で、評価を実施**する。



NRCスタッフの見解

(規制指針 RG-1.233 2020年6月)

- NEI 18-04に関するNRCスタッフの見解の概要(事象の特定と分類を行うための手法について)
 - NEI 18-04に記された「F-C目標図は許容される基準や実際の規制限度を示したものではない」という注記を重視している。このF-C目標は、統合的なアプローチの中で、リスクの重要度を決め、SSCの分類を助け、DIDの適切さを確かにするための合理的な一つのアプローチを提示する。
 - NEI 18-04には、BDBEsの下方領域を定義するため、事象推移頻度の上限を 5×10^{-7} /プラント・年としている。申請者はこれを厳密なカットオフと考えるべきではない。NEI 18-04に記された方法論の他の部分の文脈の中で考慮すべきである(統合的な意思決定審査パネルの役割、DID評価、不確定性の考慮、「クリフエッジ効果」の評価、等)
 - NEI 18-04は、SR SSCsが耐えることが求められる設計基準外的ハザードレベル(DBEHLs)一式を示している。NRCが承認する方法でDBEHLsが決められた場合、このアプローチは、原則現行の実績と整合しており、SR SSCsの許容できる防護を提示している。BDBEのカテゴリーに外的事象を含めることは、NEI 18-04のリスク情報を活用した総括的なアプローチとDID評価に裏付けを与えている。
 - 申請者が、NRCスタッフがこれまでに審査したり承認したりしたことのないような、DBEHLsを特定する手法を提案するならば、スタッフは、その提案された方法論を、ケースバイケースで審査する。



NRCスタッフの見解

(規制指針 RG-1.233 2020年6月)

- ▶ NEI 18-04は、新型非軽水炉は、防護の各層に渡って要求される安全機能を達成するために、固有の、受動的な、及び、能動的な設計特性の多様な組み合わせを活用すること、DIDの妥当性評価を実施することから、NEI 18-04の方法論を活用した設計では、単一故障基準の適用が必要ないと述べている。NEI 18-04に記されたプロセスには、広範囲の頻度にわたる事象推移を評価することと、リスク及び安全機能の信頼性の尺度を確立することを含んでいる。NEI 18-04に記されたアプローチは、**単一故障基準を確率論的(信頼性)基準に置き換えるという委員会の考えと整合**している。NEI 18-04の方法論は、単一故障基準を活用する必要性を排除すると、スタッフは理解する。
 - NEI 18-04の方法論にかわる代替策を活用して、設計の許認可ベースを構築しようとする非軽水炉開発者は、DBAsのような決定論的なまたは型にはまったアプローチで解析するLBEsに、単一故障基準の適用を継続するか、適用しないことを正当化する必要がある。RG 1.232は、単一故障基準を維持したアプローチを記述しているが、リスクを活用した非軽水炉設計基準に、将来的に利点がある可能性を認めている。NRCは、**受動的な損傷の想定と単一故障基準の適用**に関するガイダンス「受動的プラント設計における非安全系の規制上の扱いに関する政策と技術的課題」を提示している。
- ▶ NEI 18-04の方法論には、現在要求されている役割よりも拡大されたPRAの役割を含む。原子炉設計者によって準備されたPRAについての、スタッフによる審査は、NRCによって承認されたコンセンサス規格・基準を設計者が活用することで促進される。しかし、NRCはまだ、非軽水炉の規格・基準を承認していない。そのような承認された基準が存在しない状況で、NRCスタッフは、具体的な申請のために、PRAの性能と活用について述べた審査戦略を作る予定である。

ASME/ANS非
軽水炉PRA標
準発行(2021
年2月)



NRCスタッフの見解

(規制指針 RG-1.233 2020年6月)

- NEI 18-04に関するNRCスタッフの見解の概要(SSCsの分類の手法について)
 - NEI 18-04に概要が示されたSSCの分類と論理は、統合的な方法論の一部である。その分類とそれに関連する成果は、NEI 18-04の方法論の他の部分に従わない代替アプローチには適用してはならない。PRAでは補助系のSSCが陽にモデル化されないとしても、SRまたはNSRSTのSSCsに対して必要な補助(必要な人の行為を含む)をするSSCsが、より高いレベルの機能と整合するように分類されることを、スタッフは期待する。
- NEI 18-04に関するNRCスタッフの見解の概要(プラント性能と計画的な管理によって備えられるDIDの適切性を評価する手法について)
 - NEI 18-04では、許認可の発給の後の変更管理プロセスについて議論している。スタッフは、このトピックについては何ら所見を持たない。スタッフは、変更管理プロセスについても、対応しても良いかもしれない。
- RG1.233において、緊急時準備(Emergency Preparedness)について以下のような議論がなされている。
 - NRCは、パブリックコメントのために、規則とガイドラインDG-1350「小型モジュール炉、非軽水炉、非発電もしくは使用施設のための、性能をベースとする緊急時準備」を発行中である。
 - DG-1350の付録Aは、ある具体的な設計と敷地に係る一連の起こり得る事故の解析に基づき、適切な緊急時計画領域(EPZ)を構築するための一般的な方法論を提供している。EPZは、放射性物質の放出から公衆を防護するために防護行為が必要な場合について 特別な考慮と管理活動が事前に計画され訓練される、幾つかの原子力施設を取り囲む領域である。
 - 非軽水炉にとって、EPZの必要性を評価するための一連の事象は、NEI 18-04に記されたLBEsであると推測される。そのLBEsは、緊急時計画に関する意思決定プロセスにおける具体的な基準を反映するために必要な調整が施される(例: DG-1350に記された放射性物質の放出以降96時間にわたる線量計算 対 F-C目標に記入するためのNEI 18-04に記された30日間)。



NRCスタッフの見解

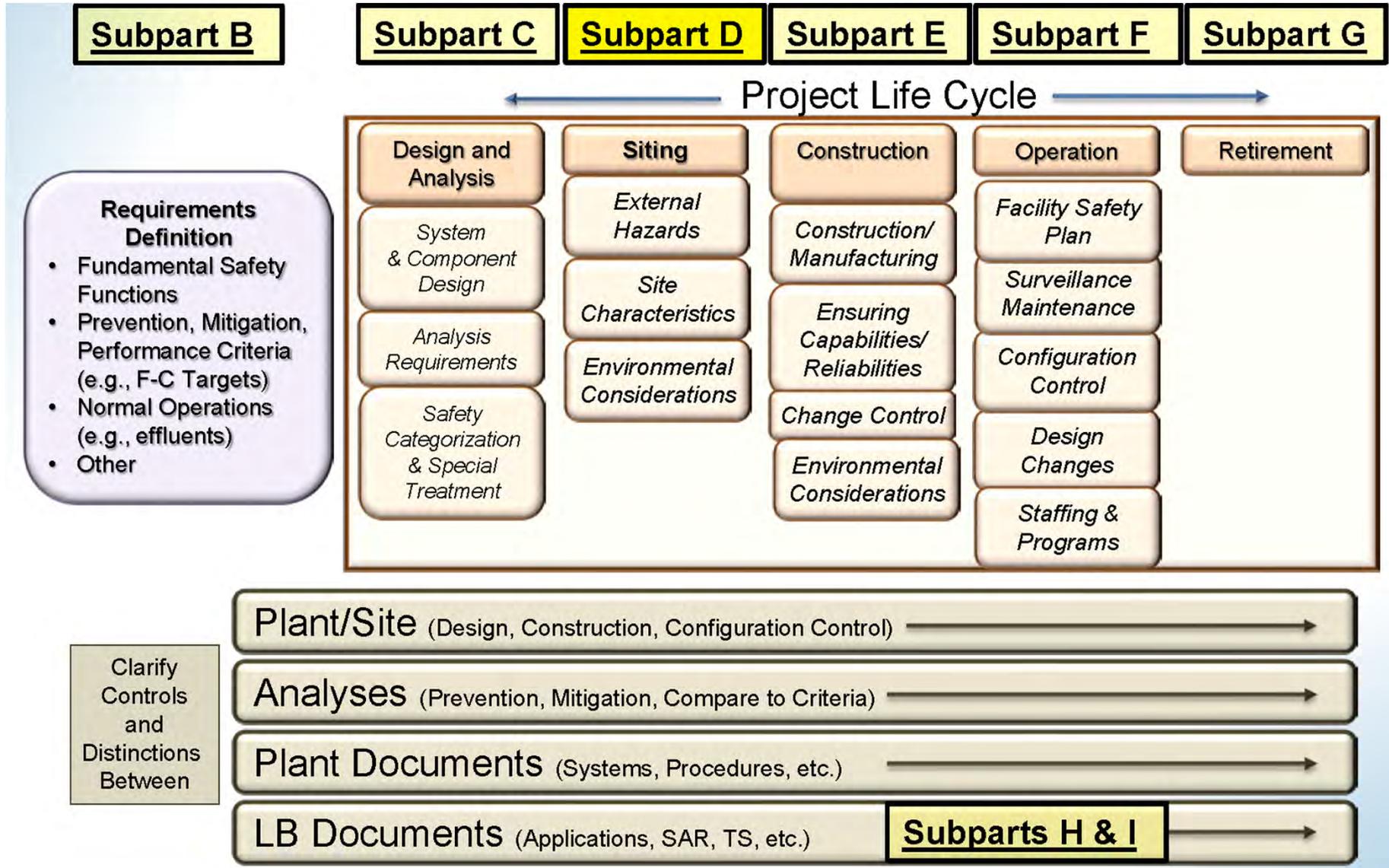
(規制指針 RG-1.233 2020年6月)

- RG1.233において、機構論的なソースタームについて以下のような議論がなされている
 - 軽水炉の放射性ソースタームを検討するために確立された手法は、非軽水炉に対する適用性が限定されており、より機構論的なアプローチが提案されている。NRCは、結果を運転経験と実験から得られる情報と比較することによって、解析ツールと計算コードを検証する考えである。非軽水炉のソースタームは機構論的な解析に基づくものであり、申請者の解析の受容性は、以下の条件に合致していることをスタッフが確認することによる。
 - ◇ 通常及び異常状態における原子炉と燃料の性能が、機構論的な解析が可能になるよう十分良く理解されている。機構論的なアプローチに十分な信頼性を与えるための研究、開発及び試験計画により、原子炉と燃料の性能についての十分なデータが存在している。
 - ◇ 核分裂生成物の移動は、全ての障壁と環境への道筋について、格納設計の具体的な考慮を含めて、適切にモデル化できる。計算は、全てのメカニズムもしくは障壁の値と限界が不明確にならないよう、できるだけ現実的であるべきである。
 - ◇ 各設計のソースターム一式を構築するための解析で考慮される事象は、シビアアクシデントと設計依存の不確実性を制限するために選定される。
 - ◇ 各事故カテゴリーにおける設計固有のソースタームは、設計の受容性を評価するための一つの要素を構成するかもしれない。
 - 上記の条件は、NEI 18-04に記されたような事象推移の解析の中で、放射線影響を評価するために使う機構論的なソースタームの評価に有効である。NEI 18-04はそのトピックを詳細には扱っていないが、設計と具体的な事象群のための機構論的なソースタームの開発は、非軽水炉を設計し許認可する、リスク情報を活用し性能を基準とした統合的なアプローチの、もう一つの要素である。NRCスタッフは、申請または関連する報告書に、障壁による放射性核種の保持と全ての障壁と環境への道筋に向けた放射性核種の移動を含めて、機構論的なソースタームについて記載されることを期待する。



10 CFR Part 53 Public Meeting (4 Feb. 2021)

Part 53 開発計画





10 CFR Part 53 スケジュール

Stakeholder Interactions										
	Framework	Safety Criteria	Design	Siting	Construction	Operations	Decommissioning	Licensing	General/Admin	
Sept 20										
Nov 20										
Dec 20										
Jan 21										
Feb 21										
Mar 21										
Apr 21										
May 21										
Jun 21										
Jul 21	Consolidated Technical Sections									
Aug 21	Consolidated Technical Sections									
Sept 21	Consolidated Technical Sections									
Oct 21	Consolidated Technical Sections									
Nov 21	Consolidated Rulemaking Package									
Dec 21										
Jan 22	ACRS Full Committee									
Feb 22										
Mar 22										
Apr 22										
May 22	Draft Proposed Rulemaking Package to the Commission									
Jun 22										
Jul 22										
Aug 22										
Sept 22										
Oct 22										

	Concept/Introduction
	Discussion
	Interim Staff Resolution

Note that this is a living schedule and will be updated as needed throughout the rulemaking process. Upcoming introductions of concepts and discussions of preliminary rule language will involve a variety of topics that have historically involved specific technical and programmatic specialties. To that end, stakeholders are encouraged to ensure that appropriate subject matter experts are involved in discussions of rule language and plans for guidance documents. An example is concepts and discussions within Subpart F (operations) that involve staffing levels and operator licensing.

NEIの目標

◆ ビジョン

- 新しい規則の下での新型炉の許認可は、すべての新しい原子炉申請者にとって最も効率的なオプションであり、議会の方向性、NRCの新型炉政策とイニシアチブ、および良好な規制原則と整合して、スケジュール、コスト、予見性に関する産業界のニーズを満たす

◆ 目標

- 安全重視: 適切な防護の合理的確保に焦点
- 技術包括(炉型横断的): すべての技術、高レベルの要件
- 効率的: スケジュール/コスト目標統合された安全性/セキュリティ、商業品質
- 柔軟性: 様々な許認可アプローチ、原子炉利用、パート50/52とのインターフェース
- 情報活用: 以前の取り組み、短期的な活動、およびその他の規制当局からの知見
- 明確: 適切な防護との関係、要件の相互関係、簡潔さ

◆ NEI提案の論点

- Part 53構築で必要な点(計画やルール策定のガイド等)
- Part 53で達成しなくてはならない点
 - Not how to do it(例: 公衆への線量限界の設定)
- NEIMA法との関係、NEI提案のビジョンと目標との関係
- 更なるスコープの明確化 等

US Nuclear Industry Councilのコメント

Goals and Success Criteria for Part 53

- ◆ Risk-informed but not excluding deterministic approach
 - Performance-based with flexibility allowing some combination of risk informed and deterministic
- ◆ Adequate protection only
 - Requirements beyond adequate protection only serve to drive up the cost of licensing and operations with no real safety benefit
 - Achieving operational excellence is important but is best achieved through industry self-oversight, e.g., INPO
- ◆ Technology-inclusive with all reactor types and sizes covered
- ◆ Clear and simple to support streamlined licensing process
 - Licensing requirements are understood and review is straightforward and efficient

US Nuclear Industry Councilのコメント

Key Concepts and Possible Structures: Process Concern

- ◆ Process does not seem to be transparent
 - NRC requests feedback, but no NRC feedback on how comments factored into the rulemaking process and no redrafted rule language.
- ◆ Subpart B Safety Criteria is the foundation of Part 53
 - Instead of discussing and agreeing on Subpart B, NRC proceeding to restate Subpart B language and issue language for other parts of the rule based on unaltered Subpart B language.
 - Process is going too fast
- ◆ USNIC does not support the preliminary Subpart B language including the new Tier 1 and Tier 2 categories that industry find confusing.
 - USNIC encourages NRC to release revised language for Subpart B before continuing to release other sections based on Subpart B—preferably with some NRC Office of General Council review
 - USNIC offering alternative Subpart B language

US Nuclear Industry Councilのコメント

Key Concepts for Part 53

◆ Adequate Protection

- ❑ Rule should specify only that which is necessary for **adequate protection** and nothing more.
- ❑ Any proposals **beyond adequate protection** should **not be included**
- ❑ Proposed language in Subpart B for property protection, defense in depth, and Quantitative Health Objectives (QHOs) not appropriate.

◆ Risk-informed Regulations

◆ Performance-based Regulations

◆ Adequate Defense-in-Depth (DID)

◆ Quantitative Health Objectives

◆ Quality Assurance Requirements



US Nuclear Industry Councilのコメント

Adequate Protection Standard for Part 53

- ◆ Focus of Part 53 should provide a **clear adequate protection standard (radiological foundation)**
 - ❑ Requirements predicated by fundamental safety functions (53.210)
 - ❑ Any requirements established in Part 53 should have a clear nexus to supporting the adequate protection standard
 - ❑ Adequate protection standard should be independent of technology, reactor size, or selected licensing process.
- ◆ Avoid regulatory requirements that are not needed for adequate
 - ❑ not ratchet up requirements for Advanced Non-LWRs
 - ❑ Do not expand the rule by including Minimize Danger and Protect Property Standard.
 - ❑ Necessity of second tier criteria for adequate protection has not been established in rulemaking record to date
- ◆ Other considerations:
 - ❑ Part 53 should establish the minimum criteria and supporting information necessary for demonstrating the safety case with a level of detail that is commensurate with its contribution to the safety case arguments
 - ❑ Processes for demonstrating the safety case should not be defined in rulemaking



US Nuclear Industry Councilのコメント

Risk-informed (not-risk based) Regulations

- ◆ Probabilistic Risk Assessment (PRA) insights should complement the safety review however 53.450 proposed language and criteria make a complete/detailed PRA an implicit requirement for LBE, SSC classification, DID determinations.
 - ❑ Want **flexibility**; use of PRA should be optional if other risk-informed analyses are appropriate to use
 - ❑ LBE, SSC classification, and DID determination is supported by RG 1.233 implementation, but not supported by an applicant performing SSC classification using a deterministic approach.
 - ❑ **Deterministic approaches** (e.g., for external hazard assessment, seismic, bounding analyses) may be **appropriate** and should not be excluded, and some **combination of risk informed and deterministic** should be allowed.
- ◆ **PRA matures** with plant design and site selection/characterization. Therefore, requiring extensive PRA (meeting the PRA standard) with application submittal may not be feasible for all application types.
 - ❑ Unclear how different levels of PRA usage will impact application content. Recommend considering the TICAP recommendations in this area –where PRA level of information is minimized to include scope of the PRA, discussion on use of the PRA standard including peer review, and results pertinent to NEI 18-04
 - ❑ International regulatory frameworks have risk-informed approaches that certain vendors may choose to pursue
 - ❑ Desire that Part 53 would accommodate such approaches (i.e., **IAEA SSR-2/1** and markets with **dual-DSA/PSA** requirements)



US Nuclear Industry Councilのコメント

Performance-based (and Risk-informed) Regulations

◆ Performance-based

- ❑ Clear performance-based acceptance criteria to allow **flexibility** in implementation of **design features** and **programmatic controls** while improving predictability in the review process (minimum criteria needed for adequate protection allowing applicant selection of approaches and methodologies).
- ❑ Performance-based requirements should focus on **measurable outcomes** (does “x” perform the way it was committed to perform) and avoid prescription of methods to achieve that performance.

◆ Other considerations

- ❑ Part 53 should accommodate an implementation of Licensing Modernization Project (LMP), but not implicitly require it.
- ❑ Performance-based, risk-informed regulations can provide the applicant **with flexibility on how to demonstrate compliance**.
- ❑ Part 53 should be technology and design neutral to minimize the need for exemptions.
- ❑ Consider the overall impact and level of detail requirements for Part 53, and its prospective applicant types, and how the language can be used to improve regulatory predictability, efficiency, and certainty



US Nuclear Industry Councilのコメント

Adequate Defense in Depth (DID)

- ◆ **DID is important** in supporting an adequate safety case for both LMP and non-LMP applications, but is best addressed in guidance rather than regulations.
- ◆ Further discussion is needed to better understand and define what is adequate DID for LMP and Non-LMP applications, accounting for the range of potential reactor designs and features that prevents and mitigates accidents that release radiation materials.
 - Adequate DID may be different for unique reactors
 - No precedent or guidance on establishing DID acceptance criteria or what is sufficient DID analysis
- ◆ Multiple DID barriers applied only to DBEs in Part 53?
 - Inferred is that DID will have to look at BDBEs in Part 53 –but we just don't know what that looks like without a systematic review of DID like that performed under LMP.
 - In guidance, NRC staff needs to explain how DID would be implemented and used, and provide clarity on how a licensee could translate this approach into preparing an application
 - In guidance, NRC should clarify what Defense in Depth analysis is required when physics or inherent features of a design have already resolved or removed the potential for releases of large amounts of radioactivity

US Nuclear Industry Councilのコメント

Quantitative Health Objectives (QHO)

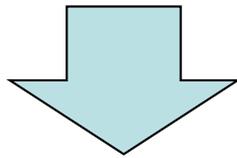
- ◆ Draft Subpart B, Technology-Inclusive Safety Requirements, Section 53.23, Second Tier Safety Criteria, (b)(2) requires the applicant to analyze QHO for LBE to ensure $<5E-6$ immediate and $<2E-6$ latent health effects per year
 - No parallel QHO requirement in 10 CFR 20, 50, or 52. QHO calculations would be required in addition to quantitative limits at site boundaries in 53.23. Q: What was the underlying goal in changing the wording of the existing safety goals in 53.23 (from ML011210381, 51 FR 30028)?
 - The QHO method was attempted in 1986 but was deemed impractical and replaced by core damage frequency (CDF) and large early release frequency (LERF) in 1990
- ◆ Recommend removing (b)(2) from 53.23
- ◆ Part 53 provides opportunity for NRC to take a fresh look at Appendix B and NQA-1 Program, and consider alternatives
- ◆ Level of quality of commercially available components may meet and exceed prior “nuclear standards” without the need for the overly burdensome reporting requirements
- ◆ Recommend rule should state quality control program is necessary, but not provide direction on approaches to use
- ◆ Recommend guidance should indicate that approaches such as ISO 9000 series, IAEA, commercial dedication programs, and other approaches presented by industry could be used—this would facilitate licensing of US reactors in Canada, Europe, Asia, and other parts of the world
 - International acceptance of a single approval could be important in international marketability
 - Guidance could address the broader topic of universal acceptance of codes and standards (mechanical, electrical, etc.)
- ◆ Concurrent guidance should be developed to show that the ISO standards and IAEA approaches can meet whatever the requirements are in Part 53, and potentially other Parts.



まとめ

◆ 報告内容

- 新型炉開発と核燃料サイクルに関する動向
- 新型炉の規制に関する政策声明
- 産業界主導の許認可近代化計画
- 新規則: 10 CFR Part53



- ◆ 米国では、最新知見や新たな手法を取り込み、産業界と規制当局が交流を図りながら、安全規制の枠組みを構築しており、我が国において新型炉の安全基準を検討する上で参考になる。