

日本原子力学会 2024年 秋の大会（東北大学川内北キャンパス）
原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション
2024年9月13日（金） 13:00～14:30 M会場（講義棟B棟2F B202）

原子力アゴラ調査専門委員会
研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション

研究炉とグレーデッドアプローチ

講演1：研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介

近畿大学原子力研究所
芳原新也

当企画セッションの狙い

- 試験研究用等原子炉（以下「研究炉」という）に対する規制について、当分科会がこれまでの実施した「改善のための課題抽出」や「改善の方向性等に係る検討」について紹介を行う。
- 研究炉に対する規制について、規制当局の視点から現状および改善の方向性について紹介を頂く。
- これまでの分科会活動により抽出された研究炉規制に対する課題や改善方向性について、様々な立場からの意見・議論等を通じ、より良い規制改善の方向性を模索する。

当企画セッションの流れ

- 講演1：研究炉等の役割検討・提言分科会の活動紹介（近大：芳原）
当講演
- 講演2：研究炉等施設の規制の現状（JAEA：曾野）
新規制基準に係る研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査における実例を紹介し、被規制側の視点からGAの観点で改善の余地があると思われる点を整理する。
- 講演3：研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチの現状（NRA：小山田）
研究炉等施設におけるグレーデッドアプローチについて、規制側の視点から紹介する。
- 講演4：研究炉等施設に対するグレーデッドアプローチに係る課題
(JAEA：与能本)
研究炉等施設に対する規制の課題を、旧原子力安全委員会が決定した安全審査指針の問題も含め、分析する。
- 総合討論（講演者＋会場参加者）
これらの講演内容について、規制側及び被規制側の両視点から検討・議論し、今後解決すべき論点を整理していく。

当分科会の概要

- 研究炉に対する規制強化（新規規制基準の施行）の波及的影響による原子力研究開発の停滞・原子力人材育成アクティビティの低下等に対する学会対応について検討することを目的として、原子力アゴラ調査専門委員会の分科会として**2015**年に設立された。
- **2015～2016**年において「研究炉等が人材育成等に果たしている役割」等に関して調査を行い、**2016**年3月に中間報告（**2015**年度中間報告）を行った。
- また、**2021**年に原子力学会誌において「研究炉等へのグレーデッドアプローチ適用に係る課題と提言」と題して報告を行った。

2015年度中間報告における提言の概要

【原子力人材育成に対する研究炉等の重要性】

- 研究炉の役割について、エネルギー政策、科学学術政策において明確にし、公共財と位置付けるべき。
 - 国レベルで、研究炉の当面の維持措置（高経年化対策等）の実施と併せて、将来計画を明確にすべき。
- なお、日本原子力学会は利用ニーズに立脚した次期研究炉に関する検討を実施する。

【研究炉等の新規制基準対応】

- 原子力規制委員会と各研究炉設置者は、積極的な意思疎通を図り、円滑な審査を進め、早期の再稼働を目指すべき。
 - 原子力規制委員会は、審査プロセスの確実に文書化し、審査の一層の透明性確保に努めるべき。
 - 規制の合理性について検討を行い、グレーデッドアプローチの適用も含めて規制の継続的な見直しを進めるべき。そのためには、文書化された審査プロセスを分析・評価し、改善点を確認することが重要。
- なお、日本原子力学会は、新規制基準に関し、上記の審査プロセスの分析評価を含めた、合理的な規制の在り方の観点からの検討を行う。

【研究炉等使用済燃料に対する措置】

- 長期的な研究炉利用を想定し、使用済燃料に対する措置（特に米国へのSF返還期限2029年以降）について検討する必要がある。
- 研究炉の使用済燃料の措置について国レベルで検討を行うべき。

【研究炉等の安全確保と施設維持に係る措置】

- 研究炉等を運営する各機関には、施設の安全確保とともに施設維持に必要な運転員・技術者の力量と士気の維持・確保を図るよう期待する。

2021年報告における提言の概要

- 研究炉設置者は、主体的に、研究炉等の効果的な安全視
点を持って、整備し実践すべき。
研究や規制対応の、方法をグレース
ドアップアプローチの
- JAEAは、効果的な規則類の整備に活用可能な工学的
法の整備を、及手との働きかけを要する。育内主導的に置
法整備委員会へ、その提議、実施等を行うべき。者まへ力規
制
- 原子力規制委員会には、研究炉等の安全性に係る基本
的考案に、検討を待する。
適切に対応すること、規則類改正要請に
- 原子力学会会員には、研究炉等へのグレースドアップ
アプローチの適用に係る課題への関心と関与を期待したい。

当部会の報告等へのアクセス

2015年度中間報告へのアクセス

検索サイトで「原子カアゴラ」を入力



公開資料内の「研究炉等の役割検討・提言分科会」の「2015年度中間報告」を選択



2021年報告へのアクセス

検索サイトで「グレーデッドアプローチ適用に係る課題」を入力



J-STAGEからPDFファイルを閲覧



現在の分科会活動内容

- 年**4**回程度の頻度で委員会を開催し、調査事項の取り纏め、議論等を行っている。
- 現在は、**2015**年度中間報告での提言に則り、新規規制基準の審査プロセスの分析評価を含めた、合理的な規制の在り方の観点からの検討を行っている。
- 具体的内容として、新規規制基準の審査における事例の収集および分類（講演**2**で紹介）ならびに規制改善のための課題抽出および方向性等に係る検討（講演**4**で紹介）を行っている。

当分科会活動により抽出された主な課題等

(今回は安全機能がすべて喪失しても公衆被ばくが5mSv以下と評価される施設について紹介)

(1) 安全規制の目標

達成すべき目標水準（もしくは、確認すべき安全水準）が不明確ではないか？

(2) バックフィットの必要性と対処方法

バックフィットの適用条件と、対処方法の許容条件が不明確ではないか？

(3) 目標と整合した規制基準

規制が達成すべき目標の水準が不明確なため、安全要件の要求水準が不明確なのではないか？

(4) 審査経験に基づく高度化が容易な規制方法

これまでに実施された審査（特に事務局審査）の指摘事項の根拠や合意に至るプロセスを簡易明瞭に参照できる状態になっていないのではないか？

詳細な内容については講演4で紹介

本セッションにあたり念頭に置くべき事項

- 研究炉と実用発電炉の様に、原子炉のリスクはその設計により大きく異なる。その安全性を合理的に確認するために、「規制の厳密さが、そのリスクに釣り合うこと」を求めるグレーデッドアプローチ（**Graded Approach : GA**）の考え方が、国際的に重要視されている。
- 「グレーデッドアプローチ」は、IAEAのSF-1（基本安全原則）やGSR Part.1（一般安全基準：安全のための政府、法律および規制の枠組み）でも頻繁に出現するワードであり、原子力規制委員会のマネジメント規定や政策評価書においても頻出する重要な概念である。

IAEA SF-1 : <https://www.iaea.org/publications/7592/fundamental-safety-principles>

IAEA GSR Part.1 : <https://www.iaea.org/publications/10883/governmental-legal-and-regulatory-framework-for-safety>

原子力規制委員会マネジメント規定 : <https://www.nra.go.jp/nra/management.html>

原子力規制委員会政策評価書 : https://www.soumu.go.jp/main_sosiki/hyouka/seisaku_n/portal/index/nsr_r02.html

グレーデッドアプローチとは（定義）

IAEA Nuclear Safety and Security Glossary
2022 (Interim) Edition

「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏
まえたグレーデッドアプローチ対応について」参考1
(平成28年6月15日)

graded approach

1. For a system of control, such as a regulatory system or a safety system, a process or method in which the stringency of the control measures and conditions to be applied is commensurate, to the extent practicable, with the likelihood and possible consequences of, and the level of risk associated with, a loss of control.
2. An application of safety requirements that is commensurate with the characteristics of the facilities and activities or the source and with the magnitude and likelihood of the exposures.
3. The application of nuclear security measures proportionate to the potential consequences of a malicious act.

等級別取扱い

(IAEA Glossary 2016年ドラフト抜粋 仮訳)

1. 規制制度のような管理のためのシステムにおいて、適用される措置や条件の厳しさが、実行可能な範囲で、管理不能となる可能性やその潜在的な結果、リスクの程度に釣り合いがとれていること
2. 安全要件の適用において、施設等の特徴、被ばくの影響の程度や可能性に釣り合いがとれていること

2. 研究炉等施設の規制の現状

曾野 浩樹

日本原子力研究開発機構（JAEA）

原子力科学研究所

臨界ホット試験技術部

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション
2024年秋の大会

自己紹介

◆原子炉物理・臨界安全分野に従事

- ・ 原子力科学研究所 燃料サイクル安全工学研究施設（NUCEF）にて
溶液燃料を用いる臨界実験装置STACY/TRACYの運転保守・技術開発に従事（1995年度より）
1997年 原子炉主任技術者取得
2007年 TRACYを用いた「臨界事故時被ばく線量評価に関する研究」で工学博士取得
2009年～ STACYの更新改造に係る許認可対応に従事
- ・ 安全核セキュリティ統括部にて新検査制度（JAEAモデル）の導入に従事（2017～2019年度）
- ・ 原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部（NUCEFほか）に復帰（2020年度～現在）
STACYの更新改造工事及び約14年ぶりの運転再開（2024年8月2日）を統括指揮

◆研究炉等の規制対応

- ・ JAEA原子力科学研究所原子炉等安全審査委員会（原子炉施設技術審査、2013年度より）
- ・ JAEA中央安全審査委員会第一専門部会（原子炉施設許可申請審査、2019年度より）
- ・ JAEAグレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ（2020年度より）
- ・ 日本原子力学会アゴラ調査専門委員会研究炉等の役割検討・提言分科会（2022年度より）

講演の概要と内容

◆概要

- ・新規制基準下での研究炉等施設の設置変更許可・設計及び工事の計画の認可に係る審査の実例を紹介し、被規制側の視点からグレーデッドアプローチの観点で改善の余地があると思われる点を整理する。

◆内容

1. 許認可審査・検査の概要（議論の前提情報）
2. 事故時公衆被ばく 5 mSv以下の施設の特徴
3. 安全審査・検査の実例
4. 研究炉規制に関する問題の整理

1. 許認可審査・検査の概要（議論の前提情報）（1/2）

- ◆**段階規制**として、**設計段階**（許可・設工認）、**工事段階**（検査）、**供用段階**（保安規定・品質マネジメントシステム）が順に審査・検査されるが、それらは密接に関係することから、同時に審査されることもある。
 - ・「設計段階」では、安全設計の妥当性を確認する。
具体的には、旧原子力安全委員会「研究炉安全設計審査指針」を参考に、「安全機能」*1の抽出と重要度分類並びに重要度に応じた設計について、構造物、系統及び機器ごとに審査する。
 - ・「工事段階」では、**使用前事業者検査**が行われ、その事業者検査が品質マネジメントシステムに則り適切に行われたことを規制当局が確認（**使用前確認**に係る規制検査）する。*2
 - ・「供用段階」では、事業者の施設操業が品質マネジメントシステムに則り適切に行われていることを、規制当局による**規制検査**（現地事務所によるフリーアクセス又は本庁によるチーム検査）が行われる。*2

*1 「安全機能」とは、試験研究用等原子炉施設の安全性を確保するために必要な機能であって、次に掲げるもの。
イ その機能の喪失により運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が発生し、これにより公衆又は従事者に放射線障害を及ぼすおそれがある機能【＝PS機器】
ロ 運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の拡大を防止又は速やかにその事故を収束させることにより、放射線障害を防止し及び放射性物質が事業所外へ放出されることを抑制又は防止する機能【＝MS機器】

*2 新検査制度（2020年4月施行）以降。米国の原子炉監督プロセス（ROP）を参考に導入された。

1. 許認可審査・検査の概要（議論の前提情報）（2/2）

◆研究炉の新規制基準（2013年12月施行）

- ・ 1 F 事故後、大きく基準が変更されたのは「自然災害対策（津波、火山、竜巻）」。
特に高出力炉（10MW以上）・中出力炉（500kW以上）では「多量の放射性物質等を放出する事故（公衆被ばく 5 mSv超）」の対策が求められたが、低出力炉（500kW未満）では求められていない。
- ・ グレーデッドアプローチにより事象想定（基準地震動、基準津波、基準火山、基準竜巻）に対する発電炉との差別化が図られた。ただ、その審査は、研究炉が多種多様であることから、個別案件ごとに判断するとされた。

◆研究炉審査における事業者（特にJAEA）の対応

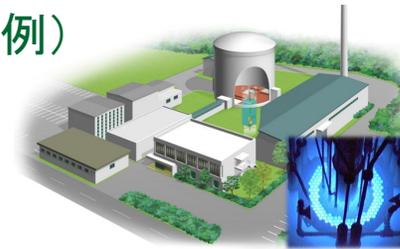
- ・ JAEAは、「規制側の要求に真摯に取り組むことが社会的な要求でもあり、それに応えることで早期の運転再開に繋がる」と考えていた。ただ、そのような受審方針（技術要件の事前検討、運転再開工程と技術要件の兼ね合い）は明文化されておらず、新規制基準適合確認審査の全体的な雰囲気の中で規制側の要求に対して意見することは次第に減少していった。
- ・ 各研究炉の審査が進むにつれ先行審査が前例となって「個別案件ごとの審査」が画一的となり、事業者の「曖昧な受審方針」と相まって、事業者の受身的な対応が助長された点は否めない。

2. 事故時公衆被ばく 5 mSv以下の施設の特徴

◆低リスク施設（500kW未満の低出力炉ほか）の物理的特徴

- ・そもそも出力密度や放射性物質量が小さく、燃料要素の崩壊熱を強制冷却する必要がない。
 - ▶ 原子炉運転中の事故で**燃料要素が核的・熱的に破損**せず、閉じ込め機能が維持される。
 - ▶ 重量物の落下等により燃料要素が機械的に破損しても、**放出される放射性物質の量が少ない**。
- ・すべての安全機能が喪失した状態で、燃料要素から放出される放射性物質の大気拡散及び直接線による公衆被ばくを保守的に評価した結果、ほとんどの施設は**5 mSv以下となり、下記許可基準（事故時公衆防護）は満たされている**。

（評価例）



JAERI 原子炉安全性研究炉
NSRR : 約0.6mSv



JAERI 定常臨界実験装置
STACY : 約0.2mSv

◆試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（第13条）

- ・「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり**5 mSvを超えなければリスクは小さい**と判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもそのリスクは小さいと判断できる。」との考え方による。
- ⇒**公衆防護に係る審査が大幅に簡素化**され、その分、**従事者防護に対する審査が重要**となる。

3. 安全審査・検査の実例 (1/4)

◆課題があると思われる事例の抽出

(事故時公衆被ばくが5 mSvを超える施設も含む。内容について精査中。)

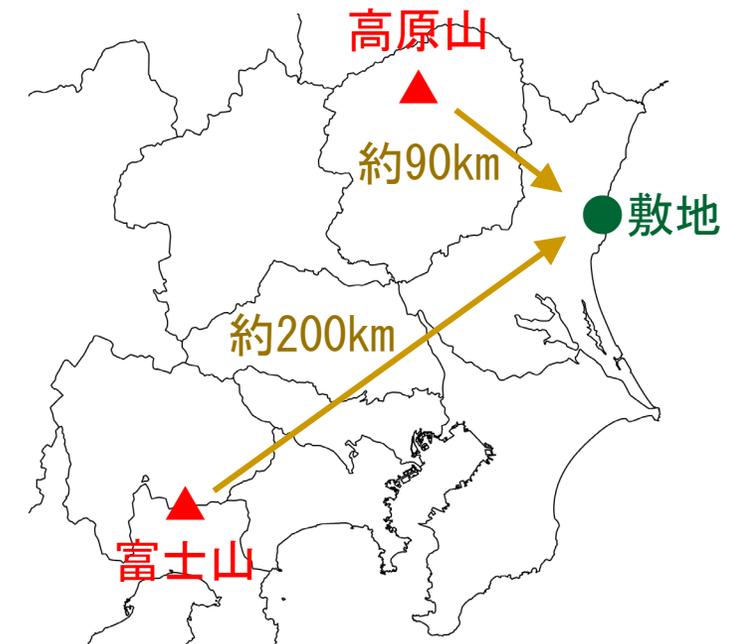
- (1) 安全目標・定量的性能目標に関する事例
- (2) 審査事項に係る定義と解釈に関する事例
- (3) 基準の想定内容・適用範囲に関する事例
 - ①自然災害（火山）の想定と防護対策
 - ②自然災害（津波）の想定と防護対策
 - ③耐震Cクラス施設（一般産業施設と同等の安全要求）の審査・検査
 - ・ 消防設備、リスクの小さい液体廃棄物設備等に対する対策要件
 - ・ BDBA（設計基準を超える事故）評価の条件想定、ほか
- (4) 許認可申請等の審査・説明に関する事例

3. 安全審査・検査の実例 (2/4)

事例① JAEA : NSRR、STACYの火山対策

◆自然災害（火山）の想定と防護対策

- ・火山想定（基準火山）として、発電炉用「火山影響評価ガイド」を参考に、第四紀火山（約258万年前まで）のデータから、敷地最大層厚の降灰（当該敷地では40cm）を仮定して評価する。NSRRやSTACYなど、その条件下で公衆被ばくが5 mSv以下の施設では、ガイドに基づき、調査対象が完新世火山（約1万1700年前まで）に限定され、その設計火山の降下火砕物は「**極微量**」であった。しかし、降灰の可能性が否定できないことを理由に、敷地から**最も近い高原山**（敷地から約90km）にて**富士山規模の噴火**（火山から約90km相当の影響）が起これると仮定し、初日の降灰量を8 cm、降灰量の総量を**16cm**とする想定とが求められた。
- ・40cmの降灰時に公衆被ばくが5 mSv以下であれば、微量はもとより16cmの降灰に対しても許可基準（事故時公衆防護）を満足することは明らかであるが、**建家の健全性を常時損なわないよう除灰対策**（体制・装備・訓練）を講じた。



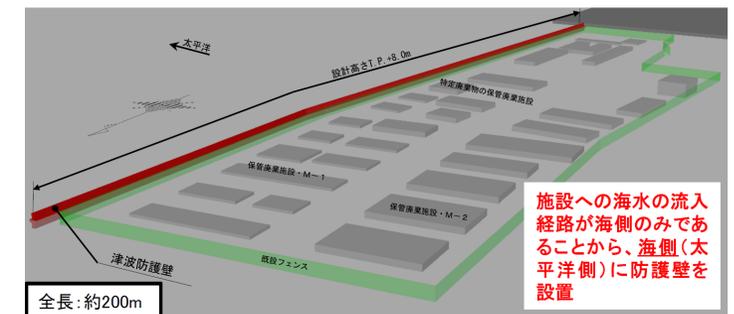
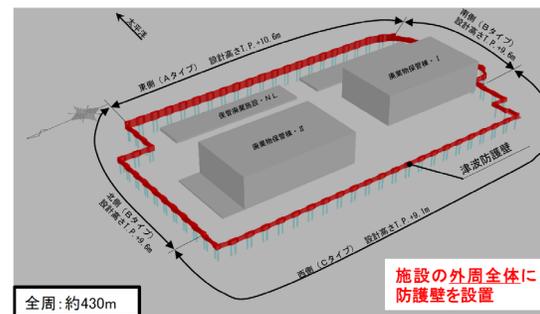
除灰作業員の装備

3. 安全審査・検査の実例 (3/4)

事例② JAEA：放射性廃棄物処理場の防潮堤

◆自然災害（津波）の想定と防護対策

- ・津波想定（基準津波）として、発電炉用「基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド」を参考に、津波波源の調査結果から、敷地の最大津波（当該敷地では $11.4\text{m} + \text{潮位変化}3.2\text{m} = \text{約}15\text{m}$ ）を仮定して評価する。放射性廃棄物処理場は、その条件下で公衆被ばくは約 3.1mSv であり、 5mSv を超えないことが確認された。このため、ガイドに基づき、行政機関により評価された津波（茨城沿岸津波対策検討委員会L2津波＝約 6m ）を新たに設計津波とし、その津波が到達する保管廃棄施設（2エリア）に必要な対策（放射性廃棄物ドラム缶の固縛等）を講じることとした。
- ・その措置に加え、設計津波（約 6m ）はもとより基準津波（約 15m ）の浸水・放射性物質の漏出に対して公衆被ばくが 5mSv 以下であるにもかかわらず、発電炉と同様にドライサイト化が求められた。事業者は最終的にこれを受け入れ、防潮堤（右図、2021年度当時点で約11億円）を設置した。



放射性廃棄物処理場保管廃棄施設（2エリア）の防潮堤

3. 安全審査・検査の実例 (4/4)

事例③ JAEA：放射性廃棄物処理場の耐震工事

◆耐震Cクラス施設（一般産業施設と同等の安全要求）*の審査・検査

- ・ 原子力規制庁文書「試験研究炉の審査の改善策等（2019年12月）」及び「試験研究炉及び核燃料施設に係る設工認の審査並びに使用前確認等の進め方（2020年9月）」により、「耐震Bクラス及びCクラス等重要な施設以外の設備機器等の基準適合性説明には耐震計算書の添付は求めない」とされたが、その制定前（2019年4月）に設工認認可を受けた耐震Cクラス施設1建家では、耐震設計の詳細について審査（ヒアリング26回）が行われていた。
 - ・ 耐震計算書を添付する必要はなくなったが、耐震補強の施工内容に係る詳細な情報（従前では自主検査でよいとされた部位の材料、寸法等）を設工認申請書に記載することが求められ、また、その情報について詳細な事業者検査を行う必要があることから、一般産業施設の耐震工事と比べ、多大な労力が必要となった。
- 実際、2020年度に認可を受けた耐震Cクラス施設3建家の耐震工事は、建築基準法に基づく検査は不要であったが、約150回の使用前事業者検査を行った。

* 耐震Cクラスの選定基準は、事故時公衆被ばく $50\mu\text{Sv}$ 未満（耐震Sクラスの100分の1未満）。
（試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈より意訳）



第1廃棄物処理棟



第3廃棄物処理棟



減容処理棟



解体分別保管棟

4. 研究炉規制に関する問題の整理

◆規制側の問題：低リスク施設（5 mSv以下施設）に求める**安全目標・安全水準**が不明確

- ・事例①：自然災害の想定とその防護対策
 - ・事例②③：低リスク施設に対する審査・検査・防護対策の費用対効果
 - ▶ **事故時5 mSv以下であれば許可基準（事故時公衆防護）は達成**されており、そのような低リスク施設では**公衆防護の審査が簡素化**され、従事者防護の審査が相対的に重要となる。
 - ▶ 低リスク施設に対する**審査・検査・防護対策の費用対効果**（規制当局・事業者双方の資源投入と施設の安全性向上）が釣り合っているとは言い難い。
- ⇒ 「低リスク施設に対する規制」の**安全目標・安全水準**（どこまで安全確保を要求するか）の**明確化が必要ではないか。**

◆事業者側の問題：事業者の審査説明における**受け身対応**

- ・新規規制基準適合確認審査において全体的に受け身であった事業者は、審査前の準備が不十分で、技術的な議論を深めることができなかった。
- ⇒ **災害防止と事業推進の責任を有する事業者は、受け身姿勢を改め、多種多様な研究炉の技術要件（安全機能とその維持要件）を自ら精査・検討し、規制側に提案してはどうか。**

研究炉等施設に対する グレーデッドアプローチの現状

令和6年9月13日

原子力規制庁 研究炉等審査部門

小山田 巧



1. グレーデッドアプローチの定義
2. 試験研究炉に対する新規制基準のポイント
3. 新規制基準追加要求事項の比較(実用炉、試験炉)
4. グレーデッドアプローチの検討の経緯
5. 試験研究炉に対するグレーデッドアプローチの適用
6. 試験炉施設の分類
7. グレーデッドアプローチの適用の例
8. まとめ

1. グレーデッドアプローチの定義



IAEA Safety and Security Glossaryによると、

1. 規制制度のような管理のためのシステムにおいて、適用される措置や条件の厳しさが、実行可能な範囲で、管理不能となる可能性やその潜在的な結果、リスクの程度に釣り合いがとれていること
2. 安全要件の適用において、施設等の特徴、被ばくの影響の程度やその可能性に釣り合いがとれていること

2. 試験研究炉に対する新規制基準のポイント(1)



① 施設毎の特徴を踏まえて、施設毎に基準を策定

＜基準策定の対象となる施設＞

種類	施設の特徴	(参考) 国内事業所数
使用済燃料再処理施設	使用済燃料を化学的に処理し、核燃料物質として利用することができるウラン、プルトニウムを取り出す施設。	2
核燃料加工施設	原子炉に燃料として利用できる形状・組成にするため、核燃料物質を物理的又は化学的方法によって処理する施設。	7
試験研究用等原子炉施設	核特性の測定、運転員教育、材料試験、医療照射等に利用する原子炉施設。	22(原子炉の基数) ※廃止措置中を含む
使用済燃料貯蔵施設	原子力発電所から発生した使用済燃料を原子力発電所外で一時的に貯蔵管理する施設。	1
廃棄物埋設施設	埋設の方法による放射性廃棄物の最終的な処分を行う施設。	2
廃棄物管理施設	最終的な処分を行うまでの放射性廃棄物の処理又は管理を行う施設。	2
核燃料物質使用施設	技術開発、各種分析等に用いるため、核燃料物質を使用・保管・管理等行っている施設。	15(大型施設※) +196

※ 大型施設は、原子炉等規制法施行令第41条に定める量の核燃料物質の使用許可を受けている施設。

② 重大事故対策の導入

再処理施設、加工施設について、重大事故対策を新たに要求する。

2. 試験研究炉に対する新規規制基準のポイント(2)



- 高中出力炉等、事故時に及ぼす影響が大きい試験研究用等原子炉施設(※)について、「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止」を追加要求
 - ※ 熱出力500kW以上の水冷却型研究炉、ナトリウム冷却型高速炉、ガス冷却型原子炉
- 地震・津波の評価方法を厳格化
- 外部人為事象(第三者の不法な接近)等に対する考慮を明確化
- 敷地内の外部研究者や見学者等に対する事故の発生の連絡や必要な指示を行うための対策を要求

「多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止」に関する要求事項

- － 燃料破損の防止、影響緩和対策
- － 使用済燃料貯蔵設備における燃料破損の防止、影響緩和対策

3. 新規制基準追加要求事項の比較(実用炉、試験炉)



<実用炉>

<水冷却炉のうち高出力炉及び中出力炉(50MW~500kW)、ナトリウム冷却炉、ガス冷却炉>

<低出力炉(500kW未満)>

(シビアアクシデント対策
新規要求事項)

強化または新設

意図的な航空機衝突への対応
放射性物質の拡散抑制対策
格納容器破損防止対策
炉心損傷防止対策
内部溢水に対する考慮
自然現象に対する考慮 (火山・竜巻・森林火災を新設)
火災に対する考慮
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止
内部溢水に対する考慮
自然現象に対する考慮※1 (火山・竜巻・森林火災を新設)
火災に対する考慮※2
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

シビアアクシデント対策や多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止に係る対策は要求されない

内部溢水に対する考慮
自然現象に対する考慮※1 (火山・竜巻・森林火災を新設)
火災に対する考慮※2
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能

※1 試験研究炉に対しては実用発電用原子炉に対する審査ガイドを参考として審査を行っている。
公衆への被ばく線量が発生事故当たり5mSv以下となる場合、そのリスクの大きさに鑑み、実用炉と同等の想定は必ずしも必要なく、敷地及びその周辺における過去の記録等を踏まえた対策などを求めている。

※2 実用炉に対しては、火災の発生防止、火災感知及び消火のための設備の設置並びに火災の影響を軽減することの3つの措置をすべて要求しているが、試験研究炉に対しては、3つの措置を適切に組み合わせて対応することを求めている。

4. グレーデッドアプローチの検討の経緯



平成28年5月に京都大学KUCA、近畿大学原子炉について、新規規制基準適合性に係る設置変更許可(承認)を行った。

その際、合理的に規制を行う観点からグレーデッドアプローチの適用についてまとめるように原子力規制委員会から指示があった。



これまでの審査経験を踏まえ、外部事象等に対するグレーデッドアプローチの考えをとりまとめた。

具体的には、

- 公衆に対する被ばくの影響を考慮したうえで、安全上重要な施設の有無(発生事故あたり5mSvを超えるかどうか)を判断する。
- 安全上重要な施設がない場合であっても、原子炉停止系のような重要な機能(未臨界への移行及び未臨界の維持)を考慮する。

5. 試験研究炉に対するグレーデッドアプローチの適用



地震、津波、竜巻等の外部事象により、以下の安全機能の喪失を想定

- ✓ 止める(原子炉停止系)
- ✓ 冷やす(原子炉冷却系)
- ✓ 閉じ込める(原子炉建屋等)

線量評価

放出される放射性物質は試験炉施設の運転期間中において、最大出力で運転中の条件を想定。また、気体放射性物質は全量が瞬時に地上に放出されると仮定し、減衰は考慮していない。

公衆に対する被ばく線量が5mSv以下の場合、必ずしも実用炉の審査ガイドによる外部ハザード※1を設定する必要はなく、施設周辺の過去の記録や適切な自然ハザードの設定によって施設を保護する設計で十分である※2。

※1 原子力規制委員会は、実用発電用原子炉に対するガイドとして、基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド、基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド、原子力発電所の火山影響評価ガイド、原子力発電所の竜巻影響評価ガイド等を策定している。

※2 試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレーデッドアプローチ対応について(原子力規制委員会了承文書(2016FY-5)平成28年6月15日(議題2資料2)参照)

6. 試験炉施設の種類



炉型	ナトリウム冷却炉	ガス冷却炉	水冷却炉等		
			高出力炉 (10MW以上、50MW以下)	中出力炉 (500KW以上、10MW未満)	低出力炉 (500KW以下)
熱出力等	常陽 100MW, 456°C	HTTR 30MW, 950°C	JRR-3 20MW, 43°C	KUR 5MW, 55°C	NSRR 60°C(300kW) UTR-KINKI 10~30°C(1W) KUCA 80°C(100W) STACY 80°C(200W)
新規制基準適用のポイント	<ul style="list-style-type: none"> ・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故(特にNa冷却であることに留意) 	<ul style="list-style-type: none"> ・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故(特に空気侵入による可燃性ガスの発生) 	<ul style="list-style-type: none"> ・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故(燃料の冠水維持のための設備、手順等) 	<ul style="list-style-type: none"> ・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故(燃料の冠水維持のための設備、手順等) 	—

次ページ以降で比較によりグレーディングアプローチ適用の例を紹介

7. グレードアップアプローチの適用の例（自然現象）



外部事象の選定の比較（STACYとHTTR）

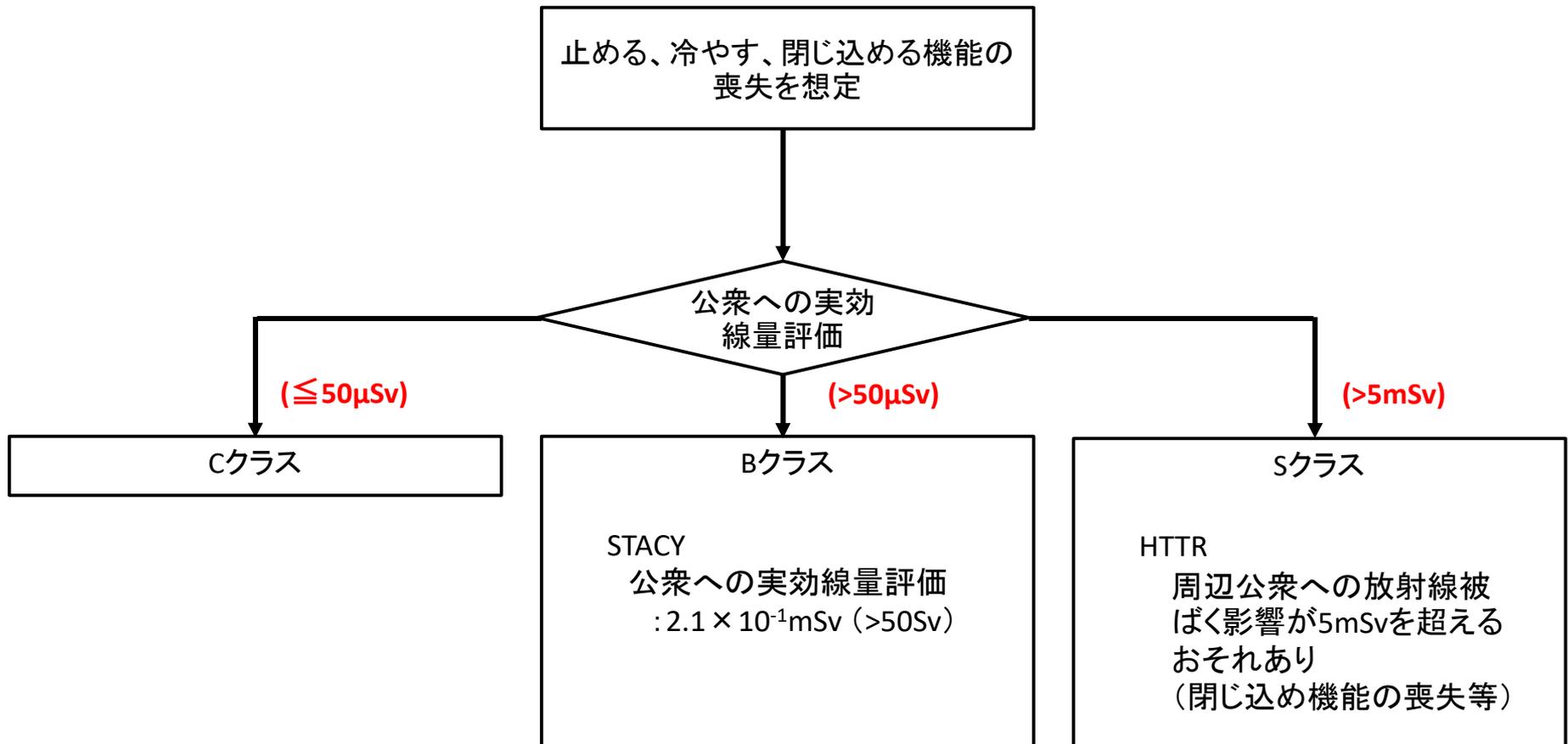
	公衆への 実効線量	地震	津波	竜巻
STACY	2.1×10^{-1} mSv	最大 Bクラス	安全重要施設なし ↓ <u>県策定L2津波(6m)</u> を設定 ↓ 敷地高(8m)まで 到達せず	安全重要施設なし ↓ <u>敷地周辺の過去の 最も大きい竜巻 の記録から設定</u> ↓ 最大風速 49m/s (F1) (F:藤田スケール)
HTTR	5 mSvを超える 可能性あり	最大 Sクラス	安全重要施設あり ↓ <u>基準津波(17.8m)</u> を設定 ↓ 敷地高(36m)まで 到達せず	安全重要施設あり ↓ <u>基準竜巻を設定</u> ↓ 最大風速 100m/s (F3)

7. グレードアップアプローチの適用の例(耐震)



耐震重要度分類

地震に起因する施設の損傷による放射線影響の程度に応じて施設を分類。



7. グレーデッドアプローチの適用の例(火災)



	内部火災	外部火災
STACY	<ul style="list-style-type: none"> ①火災の発生防止 ②火災感知及び消火のための設備の設置 ③火災の影響を軽減すること 	<p><u>隣接する森林等を想定した火災のみを</u> 対象とする</p>
HTTR	<p><u>3つの措置を必要に応じて組み合わせて</u> 対応</p>	<p><u>発電所敷地外の10km以内を発火点とし</u> <u>た森林火災や近隣産業施設の火災・爆</u> <u>発</u>を対象とする</p>
実用炉	<ul style="list-style-type: none"> ①火災の発生防止 ②火災感知及び消火のための設備の設置 ③火災の影響を軽減すること <p><u>3つの措置をすべて要求</u></p>	

8. まとめ



炉型	ナトリウム冷却炉	ガス冷却炉	水冷却炉等		
			高出力炉 (10MW以上、50MW以下)	中出力炉 (500KW以上、10MW未満)	低出力炉 (500KW未満)
熱出力等	<u>常陽</u> 100MW, 456°C	<u>HTTR</u> 30MW, 950°C	<u>JRR-3</u> 20MW, 43°C	<u>KUR</u> 5MW, 55°C	<u>NSRR</u> 60°C(300kW) <u>近大炉</u> 10~30°C(1W) <u>KUCA</u> 80°C(100W) <u>STACY</u> 80°C(200W)

周辺公衆の実効線量の評価値が
発生事故当たり5mSvを超える

実用炉と同様の敷地特性に係る評価が必要

地震: Sクラス地震動の設定

津波: 基準津波の設定

竜巻: 原子力発電所の竜巻影響評価ガイドに基づく設計竜巻を設定

外部火災: 原子力発電所の外部火災影響評価ガイドに基づき、発電所敷地外の10km以内を発火点とした森林火災を想定

周辺公衆の実効線量の評価値が
発生事故当たり5mSv以下

グレーデッドアプローチを適用

地震: Bクラス地震動の設定

津波: 敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波、最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波

竜巻: 敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた影響が最も大きい津波

外部火災: 隣接する森林等のみを対象とする。



参考



(参考) 試験炉施設的位置

東海

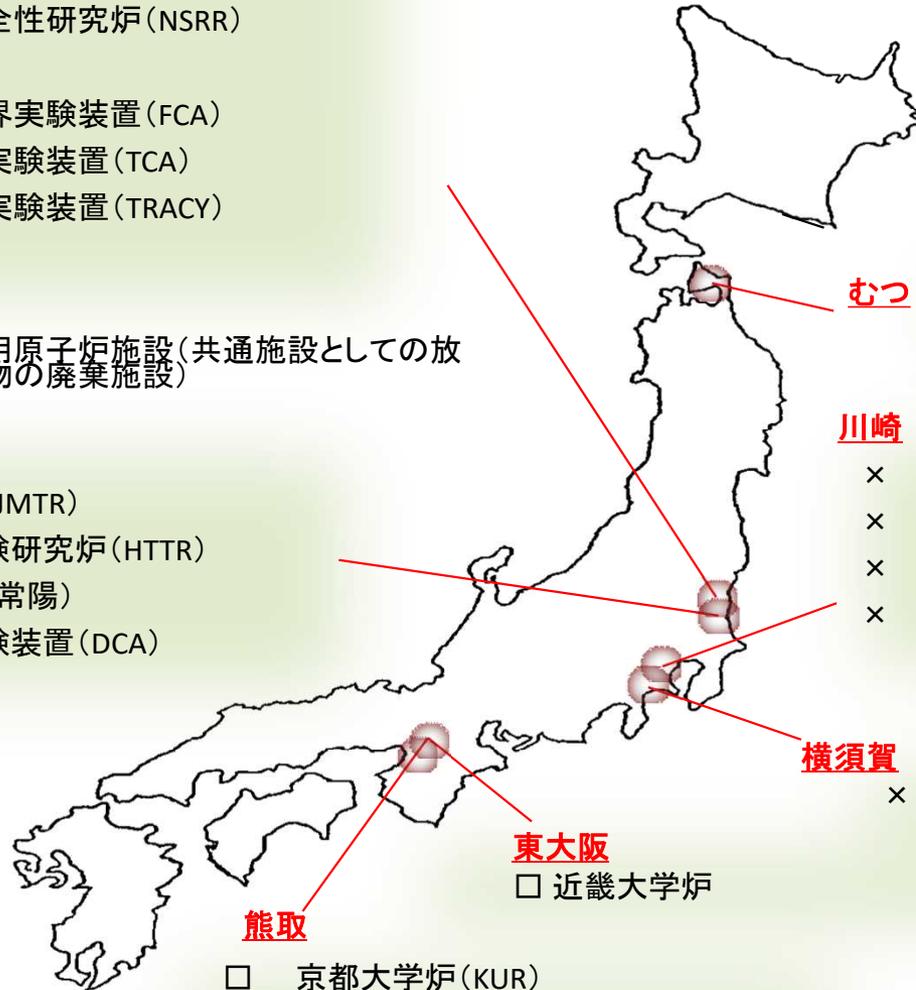
- × 東京大学原子炉(弥生)
【JAEA】
- 定常臨界実験装置(STACY)
- 原子炉安全性研究炉(NSRR)
- JRR-3
- × 高速炉臨界実験装置(FCA)
- × 軽水臨界実験装置(TCA)
- × 過渡臨界実験装置(TRACY)
- × JRR-4
- × JRR-2
- 試験研究用原子炉施設(共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設)

大洗

- 【JAEA】
- × 材料試験炉(JMTR)
- 高温工学試験研究炉(HTTR)
- 高速実験炉(常陽)
- × 重水臨界実験装置(DCA)

新規許可	規制基準 済	× 廃止措置中	合計
9		14	22

令和6年9月1日現在



むつ 【JAEA】
× 原子力第1船 むつ

川崎

- × 東芝臨界実験装置(NCA)
- × 東芝教育訓練用原子炉(TTR-1)
- × 東京都市大学炉
- × 日立教育訓練用原子炉(HTR)

横須賀
× 立教大学炉

東大阪
□ 近畿大学炉

熊取

- 京都大学炉(KUR)
- 京都大学臨界実験装置(KUCA)



(参考) グレーデッドアプローチの適用の考え方

外部ハザードを含む敷地特性に係る評価を実施

Sクラスに属する施設を有する試験研究炉は、事故時に敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがあるため、実用炉と同様に外部ハザードを含む敷地特性に係る再評価を行う

炉型	ナトリウム冷却炉	ガス冷却炉	水冷却炉等		
			高出力炉 (10MW以上、50MW以下)	中出力炉 (500KW以上、10MW未満)	
熱出力等	常陽 出口500°C(140MW)	HTTR 出口950°C(30MW)	JRR-3 43°C(20MW)	KUR 55°C(5MW)	低出力炉 (500KW未満) NSRR 60°C(300kw) 近大炉 10~30°C(1W) KUCA 80°C(100W) STACY 80°C(200W)
新規制基準適用のポイント	・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故 (特にNa冷却であることに留意)	・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故 (特に空気侵入による可燃性ガスの発生)	・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故 (燃料の冠水維持のための設備、手順等)	・Sクラス地震動の設定 ・設計基準を超える事故 (燃料の冠水維持のための設備、手順等)	—

設計基準事故より発生頻度は低いですが、**敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えるもの)を与えるおそれのある事故**についての**評価及び対策を要求**

安全施設のうち、その機能喪失により**周辺の公衆の実効線量**の評価値が発生事故当たり**5mSvを超える設備・機器等**を有する**施設**

Sクラスに属する施設を有する試験研究炉

Sクラスに属する施設を有しない試験研究炉

実用炉と同様の敷地特性に係る評価が必要

【外部事象の設定】

- ・地震
Sクラス地震動の設定
- ・津波
基準津波(実用炉設置許可基準解釈第5条1及び2により策定)の設定
- ・竜巻
原子力発電所の竜巻影響評価ガイドに基づく**設計竜巻**を設定
- ・外部火災
原子力発電所の外部火災影響評価ガイドに基づき、発電所敷地外の**10km以内**を発火点とした**森林火災**を設定

【外部事象に対するグレーデッドアプローチ対応】

- ・地震
耐震重要度分類Sクラスの施設はない
- ・津波
敷地及びその周辺における**過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波等**とする。
- ・竜巻
敷地及びその周辺における**過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻**とする。
- ・外部火災
隣接する**森林等のみ**を対象とする。

(参考)耐震重要度分類

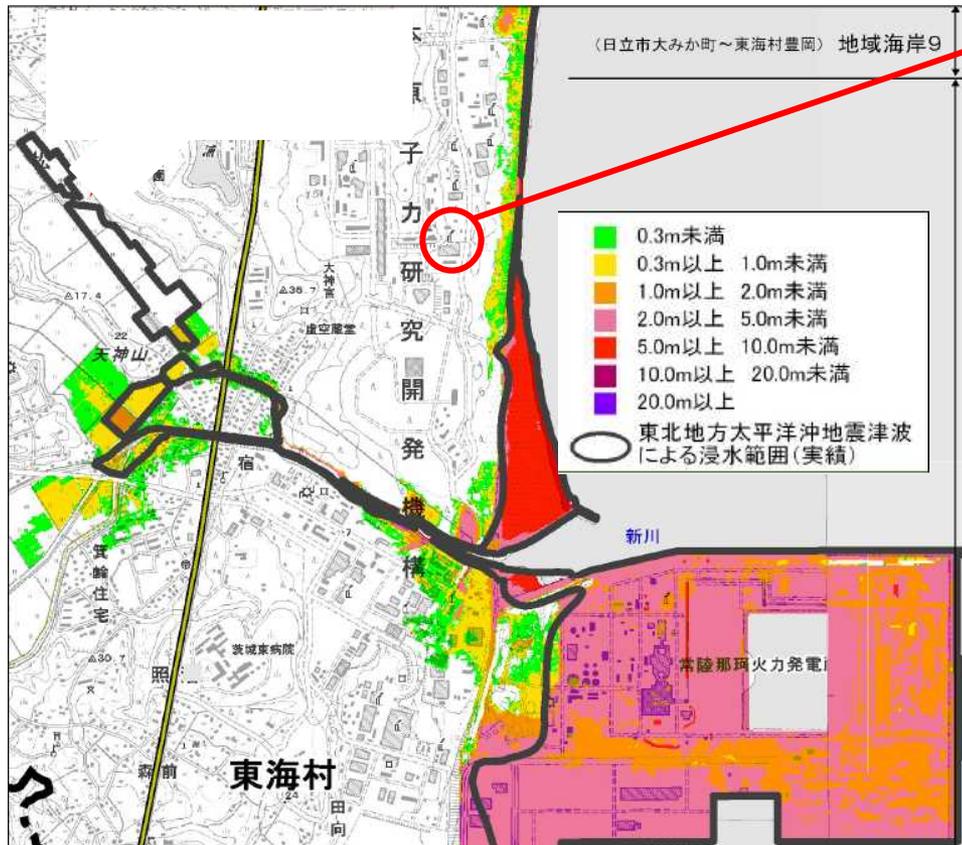


分類	機能	要求
Sクラス	<ul style="list-style-type: none">・止める、冷やす、閉じ込める機能を有する設備・原子炉冷却材圧力バウンダリ等	<ul style="list-style-type: none">・基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できること。・弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。
Bクラス	<ul style="list-style-type: none">・安全機能を有する設備のうち、機能喪失した影響がSクラス施設と比べて小さいもの	<ul style="list-style-type: none">・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。・共振の影響についての検討
Cクラス	<ul style="list-style-type: none">・Sクラス、Bクラス以外の施設・一般産業施設と同等の安全性が要求される	<ul style="list-style-type: none">・静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。

(参考) 多量の放射性物質の放出についての考え方

- ICRP 1990年勧告では、公衆被ばくの年間実効線量限度を1mSvとしているが、特別な状況下においては、5年間にわたる平均が1mSvを超えなければ、単一年について1mSvより高い実効線量が許されることもあり得るとしている。
- 上記は通常運転時の放射線被ばくの考え方であるが、発生頻度が比較的低い事故に上記の考え方を適用することとし、敷地周辺の公衆の実効線量の評価結果が、1事故あたり5mSvを超えない場合は、リスクが低いと判断し、グレーデッドアプローチを適用することができる。

(参考) 津波評価の例 (STACY)



STACY (T.P. +8m)

- JAEA原科研における基準津波
: T.P. + 14.6m

公衆への実効線量

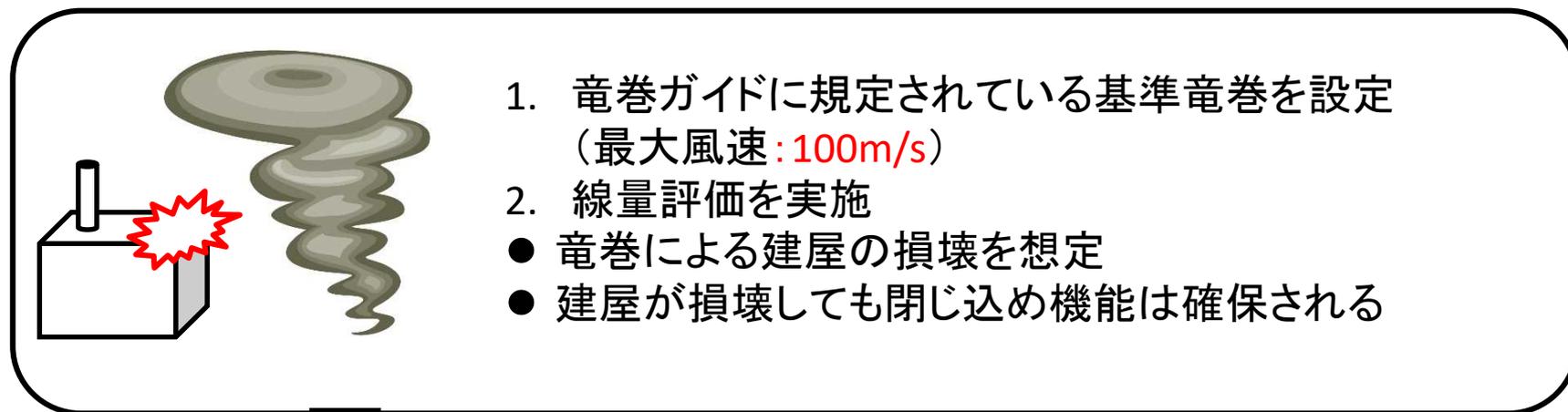
$2.1 \times 10^{-1} \text{mSv} (< 5 \text{mSv})$

グレーデッドアプローチ
を適用

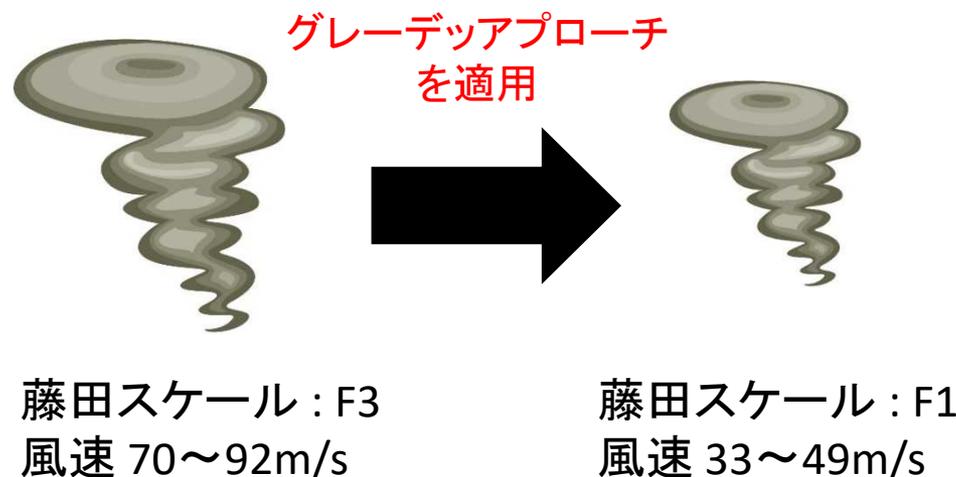
- 茨城沿岸津波対策検討委員会が策定した「茨城沿岸津波浸水想定」で示されている最大クラスの津波 (L2津波)
: T.P. + 6m

L2津波はSTACYに到達せず、津波による浸水によって、安全機能が損なわれるおそれはない

(参考) 竜巻評価の例 (STACY)



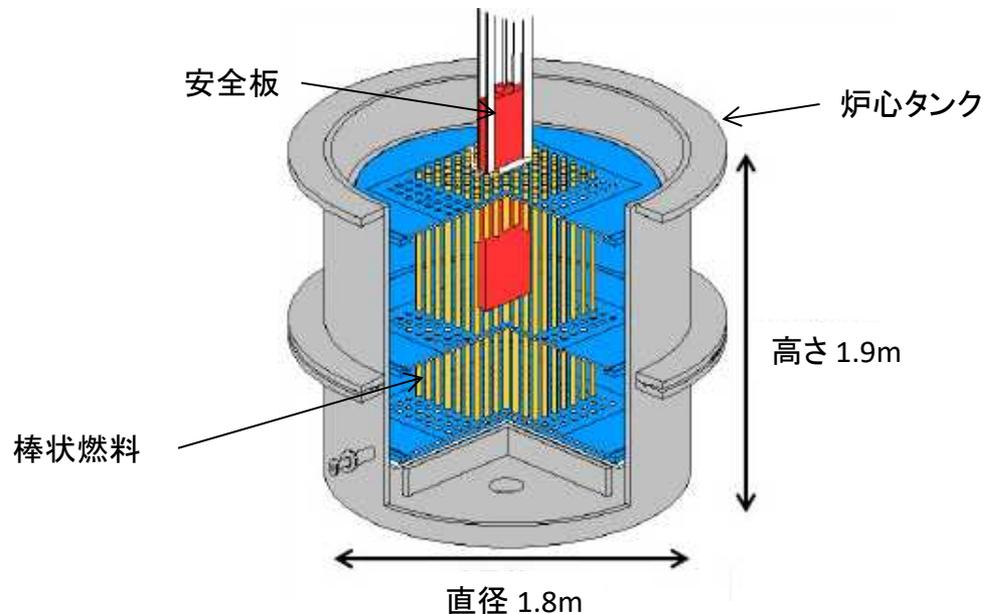
■ 公衆への実効線量
 $2.1 \times 10^{-1} \text{mSv} (< 5 \text{mSv})$



STACY (定常臨界実験装置)



原子炉の名称	STACY (Static Experiment Critical Facility)
場所	茨城県東海村
炉型	濃縮ウラン燃料軽水減速型
出力	200W
初臨界	1995年2月
目的	原子炉施設及び核燃料サイクル施設に係る臨界基礎データの収集並びに教育訓練



HTTR(高温工学試験研究炉)



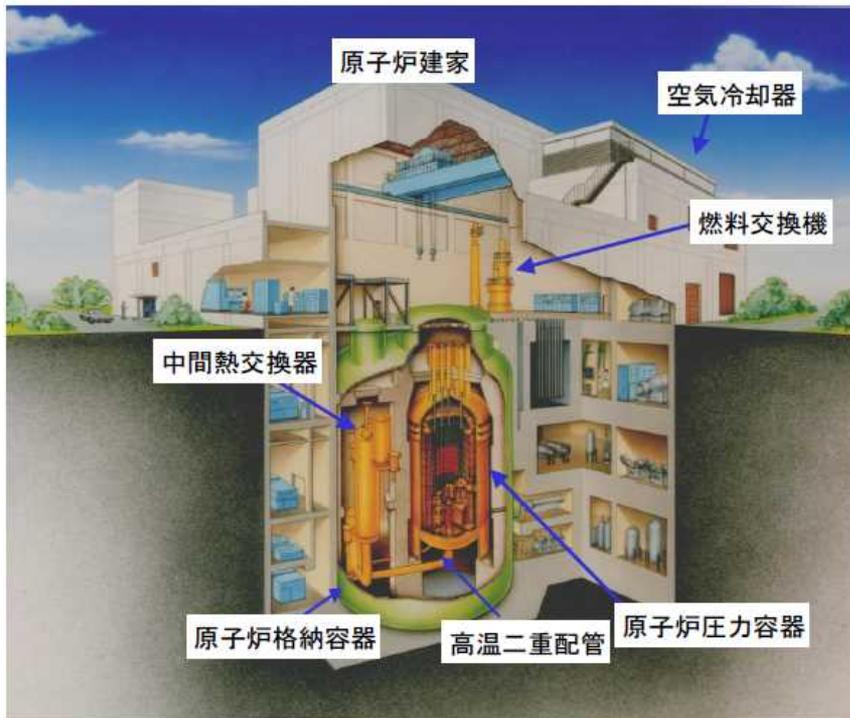
HTTRの設置・研究開発の目的

- 高温ガス炉の運転性能の把握
- 固有の安全性の実証
- 水素製造システムの実証

※令和2年12月25日に経済産業省より「2050カーボンニュートラルに伴うグリーン成長戦略」に位置付けられる等、HTTRを活用した「高温ガス炉」の安全性実証、カーボンフリー水素製造に必要な技術開発を行う。

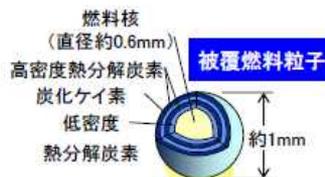
HTTRの仕様

- **原子炉熱出力** 30MW
- **冷却材** ヘリウムガス
- **原子炉入口/出口冷却材温度** .. 395 / 850, 950°C
- **1次冷却材圧力** 4MPa
- **炉心構造材** 黒鉛
- **炉心有効高さ/等価直径** 2.9m / 2.3m
- **出力密度** 2.5MW/m³
- **燃料** **二酸化ウラン・被覆粒子/黒鉛分散型**
- **最高燃焼度(平均燃焼度)** .. 33,000(22,000)MWD/t
- **ウラン濃縮度** 3~10% (平均6%)
- **燃料体形式** ピン・イン・ブロック型
- **原子炉圧力容器** 鋼製(2 1/4Cr-1Mo鋼)
- **主冷却回路数** 1ループ
(中間熱交換器及び加圧水冷却器)

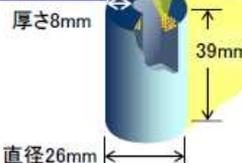


セラミックス被覆燃料

1600°Cでも放射性物質を閉じ込める



燃料コンパクト

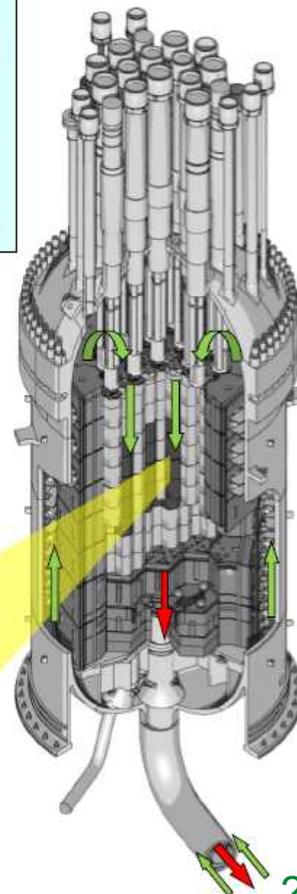
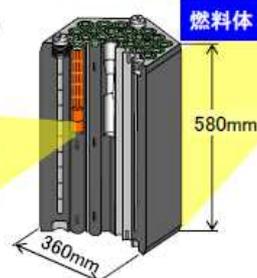


ヘリウム冷却材

高温でも安定(温度制限なし)

黒鉛構造材

耐熱温度2500°C



研究炉等施設に対する グレーデッドアプローチに係る課題

与能本泰介

日本原子力研究開発機構
安全研究・防災支援部門
リスク情報活用推進室

原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション
2024年秋の大会

自己紹介

- 安全研究に従事
 - **安全研究センター**(1982年度より)
 - 熱水力安全(事故時熱水力挙動の評価のための、実験、モデル開発、コード検証等)
 - 研究管理(副センター長等)
 - 安全研究・防災支援部門 リスク情報活用推進室 非常勤嘱託(2023年度より)
- **原子力安全委員会事務局**、安全調査管理官(2006年から3年半)
- 研究炉等の規制対応
 - 中央安全審査委員会第一専門部会委員: JAEA内部での原子炉施設許可申請審査(2016年頃より)
 - **グレーデッドアプローチに基づく合理的な安全確保検討グループ**での活動(2019年より)
 - 原科研の施設関係者等との規制対応の高度化に関する検討
 - 中間報告 JAEA-Review 2020-056、最終報告 2024年度の予定
 - 技術的検討(施設職員との共同研究)
 - JRR-3の重大事故評価
 - **NSRRを対象とした簡易的PRA手法の整備**: 従事者防護の観点から保全重要度の設定 等
 - 「原子力アゴラ」調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会(2020年より)

本報告の内容：問題の整理と課題の抽出

本分科会では、

- 研究炉等のうち、発電炉と比べ、極めて特徴的な安全特性を有する
 - 安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばく線量が5mSv以下とされる施設を、主な検討対象とし、
- 発表(2)において、基本的な問題を示す事例に着目し、研究炉等施設の規制の現状、について報告。

- 本発表(4)では、問題を整理し抽出した課題と解決の考え方について報告

(1)安全規制の目標

- 原子力災害から人と環境を防護する安全規制の目標が明確か
 - 定性的な目標の重要性について

(2)バックフィットの必要性和対処方法

(3)目標と整合した規制基準

- 従前から知られた問題(2002年の原安委の報告書)

(4)審査経験に基づく高度化が容易な規制方法

- (1)、(2)、(3)に係る課題が存在する場合、高度化が重要となる。

発表(2)からの議論の流れ

- 5mSv以下施設では、基本的に、主要安全機能(止める・冷やす・閉じ込める)のうち、止める・冷やすが重要でなく、閉じ込めるは固体燃料や保管容器の特性等として定まる

=>

- 5mSv以下であることを示す保守的評価結果の信頼性は高く
- 極めて広い事故条件に適用できるものと考えられる

=>

- 公衆防護の基本的な目標が達成されているという説明が可能

=>

- 本評価は、審査の初期段階で実施(安全上重要な施設の明確化等のため)されるが、以後の審査で十分参考にされていない
- これはなぜか？

=>

- 安全規制の目標が不明確なのではないか

問題の整理と課題の抽出:(1)安全規制の目標

■ 問題の整理

物理的に簡明な評価

- すべての安全機能が喪失した場合の評価は、審査の初期段階に実施（安全上重要な施設の有無の検討）
 - 5mSv以下施設では、安全設計によらず、事故時に公衆が、基本的に防護されることを確認
 - 5mSvの被ばく影響、発生頻度、最大の放射線影響であること(リスク特性) 構造、系統、機器ごとの機能喪失のおそれ等についての検討の厳密性への反映
- 以後に行われる SSCごとの安全設計に係る審査で、本特徴を踏まえた簡素化がされていない
 - 自然災害の設計基準に対して、従来より厳しい要求。(NSRRの火山灰,廃棄物処理場の津波 等)
- 規制の目指す目的(原子力災害から人(公衆、放射線業務従事者)と環境を防護)や、達成すべき目標(安全水準等)と、具体的な規制要件の関係が、定性的にも不明確なのではないか
 - 安全上の重要度(grade)と目標を達成する方法(approach)は、明確な目標から規定される
 - 目標が不明確である場合、グレーデッドアプローチが適切に適用できず、規制は非効率になる。

■ 課題

- 規制が目指す安全水準について、定性的な目標等に係る基本的な考え方を文書化
 - 基本安全原則に示される安全水準:絶対に守るべき水準(許可の基準)、合理的に達成を目指す水準
 - 防護の対象:公衆、放射線業務従事者、環境 等
 - 規制の段階:設計、工事、運転 等、
を考慮し、当たり前に見えるようなことであっても記載

定性的な安全目標の重要性については、
後で、論点として議論

(被規制側にとっては、適切に関与することが重要な課題)

問題の整理と課題の抽出：(2)バックフィットの必要性と対処方法

■ 問題の整理

□ バックフィットの必要性

- 原子力規制庁、バックフィットの概要、令和5年3月9日、原子力規制委員会 資料2-3

- その**目的**は、新たな知見を迅速かつ柔軟に規制に反映し、**災害の防止のために施設が最低限達成すべき安全上の水準を向上**することで、規制の継続的な改善を行い、もって継続的な安全性向上を実現することにある。

- 5mSv以下施設では、災害はすでに防止されているのではないか。

□ バックフィットへの対処方法

- 新設炉と既存炉で、要件に対処する方法が異なることを許容するのか
 - 規制の目的・目標を踏まえた**合理性の考慮**がなされているのか

• 規制委員会による**バックフィットの目的**については後で議論

■ 課題

□ バックフィットの必要性と対処方法について、確立された国際的基準を踏まえた検討

- 規制の目的と関連する事項であり、すでに、バックフィット審査が終了している場合でも重要

□ 特に、耐震関連において新知見が得られることが多いことから、JAEAの高出力試験研究炉(JRR-3,常陽、HTTR)に、発電炉と同様のバックフィットを行うことの是非について検討が重要

- リスクが全く異なるJRR-3等に発電炉と同様な超過確率の基準地震動 S_s を要求することの問題

- 規制の目的(人と環境の防護)からは、基準地震動を超える地震動による残余のリスクの制限が重要

問題の整理と課題の抽出：(3) 目標と整合した規制基準

■ 問題の整理

- より厳格化された規制により、従前から指摘されていた規則体系の整合性に係る問題が、より明確化
 - 原子力安全委員会、安全審査指針の体系化について、2003
 - 体系化：階層化(基本的考え方、要求、容認される方法等)と区分化(施設の特徴による区分)
- 「安全機能の重要度分類」審査指針(旧原子力安全委員会決定)の例
 - 現状でも、安全設計の審査において重要な役割
 - 施設内での相対的重要度を設定(人の防護に係る安全目標と関連づけられたGAの適用が困難)
 - 各施設のSSCの重要度分類には、安全機能の定義と整合しない場合がある
 - 指針に例示された重要度分類を参考
 - 従事者防護のための安全機能は記載されていない。
 - 安全要件(設置許可基準規則)において、安全機能の確保を、無条件に求めている場合がある。
- 安全機能喪失時公衆被ばくが $50 \mu\text{Sv}$ 以下とされる耐震Cクラス建屋の耐震補強工事の検査に係る要求

安全機能：人に放射線障害を与える事象の発生防止と影響緩和の観点から設計する機能

体系化報告書の指摘事項については、論点として、後程、議論

■ 課題：

- 規制が目指す規制対象(公衆、放射線業務従事者等)ごとの目標と整合した基準の整備
 - 個別事項(立地、安全設計・評価、放射線防護、運転管理、解体、防災、他)について、施設の特性を踏まえた基本的考え方の整備 (体系化報告書での指摘事項)

問題の整理と課題の抽出:(4) 審査経験に基づく高度化が容易な規制方法

問題の整理

- 5mSv以下施設の審査には、**効果と効率の観点から、問題が多くあると被規制側は認識**
- 規制側の認識は明確ではない
 - 本分科会で指摘している基本的な問題の存在は否定できないと推定
 - 効果的で効率的な行政が社会から求められており、規制方法を高度化することは、規制側にとっても重要
- 現状の規制方法では、規制側において、規制方法の**問題を認識し、高度化する動機**が発生し難い
 - **すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じている形式**
- 現状の規制方法では、規制方法の**高度化に役立つ情報**を収集することが困難
 - 公開情報として膨大な量の記録はあるが、規制判断の経緯を理解することは困難

課題

- **最終的規制判断に至る経緯**が明確で、効果と効率面の高度化が容易な規制方法の検討、例えば、
 - 規制側が、法令上や安全上の根拠や論点を明確にした文書を作成し、審査で指摘
 - 被規制側は、それに対して、文書で回答
 - 最終的な申請書、及び、審査側がまとめる審査報告書において、上記文書等を参照し、経緯を記載
- 米国での規制方法は参考になるはず
 - 文書(手紙形式)による指摘と回答を記録として重視。審査報告書では、経緯について詳細に記載

課題解決の方向性

- 被規制側で、問題を整理し、解決を目指した活動を規制側に提案
 - 規制側の意向によらず実施すべき
 - 問題を感じている(感じるべき)組織が解決を図るべき
 - JAEAが検討を主導し、規制側に対する意見をまとめるべき
 - 組織目的から実施すべき事項
 - 客観的に状況や重要性を把握できるよう、規制対応の費用と便益の明確化を意図した整理
- 諸外国の規制状況の調査は、効率的な検討のために重要
 - NRCによる研究炉等施設の規制は従来から大きく変更されていない
 - ROPを適用していない、MHA(Maximum Hypothetical Accident、放射線影響に関する最大想定事故)の評価方法に大きな変更はない、確率論的リスク評価を求めている。
 - MHAは従前の重大事故に相当し、20MW出力炉の場合、一集合体の全燃料の溶融等を仮定
 - このような規制が、研究炉等に対するリスク情報を活用した規制としている*
- 規制側との協議
 - 原子力規制委員会は、マネジメント規程において、「グレーデッドアプローチ(GA)を重視する」と明記しており、被規制側が、GAの問題を明確にし、意見する場合に、規制側は対応が必要
 - 規制の目標を明確にすることは、GAの基本。

今後の計画

- 合理性の視点からの規制の検討
 - 5mSv以下施設の審査についての検討の継続
 - 規制対応に要した費用を、総合的に示す情報の整理(施設ごとの審査に要した人員数・時間、工事費用等)
 - その他項目の検討
 - 高出力試験研究炉のシビアアクシデント評価等の比較的大きな不確かさを含み、専門家意見の活用が重要な事象に係る規制判断の方法についての一般的な検討 等
 - 専門家意見の客観的で効果的な活用方法は、海外で長年検討され、規制に利用されている。
 - 審査前に、安全評価の妥当性判断等の基本的考え方を整備していないことの問題
 - 現行審査で多用されている「審査で判断する」方法の問題
- 提言の検討
 - 今回の企画セッションでの議論や今後の検討を踏まえ、被規制側(特に、JAEA)、規制側、学会会員等に対し提言を行う

参考資料

(0) 安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばくが5mSv以下であることの安全上の意味合いは、明確か？

公衆防護のために追求すべき安全目標(水準)の議論

- 米国の安全目標(Safety goal)の達成度を確認するための数量目標 (Quantitative objectives)

(健康リスク)

- 原子力発電所の近傍の平均的個人の原子力発電所の**事故による急性死亡リスク**は、米国国民が一般に被る他の事故による急性死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない

急性死亡リスクは事実上ゼロ

(社会的リスク)

- 原子力発電所の周辺の住民が原子力発電所の運転から生じる可能性のある**がん死亡リスク**は、他のすべての要因によるがん死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない。

がん死亡リスクも非常に小さい

- 確定的な影響を与える可能性のある被ばく線量のばらつきの下限は100mSv (ICRP勧告2007)

- 低線量被ばくを、社会リスクの評価に使用すべきでない(ICRP勧告2007)
 - LNT(閾値無し直線)モデル等は防護対策の最適化のために使用
- 米国保健物理学会は、50mSv/y以下、もしくは、生涯被ばく量100mSv以下の被ばくについては、がん死亡リスクの評価を行わないことを推奨
- 平均的な日本人(成人)の年あたりの被ばく線量6mSv

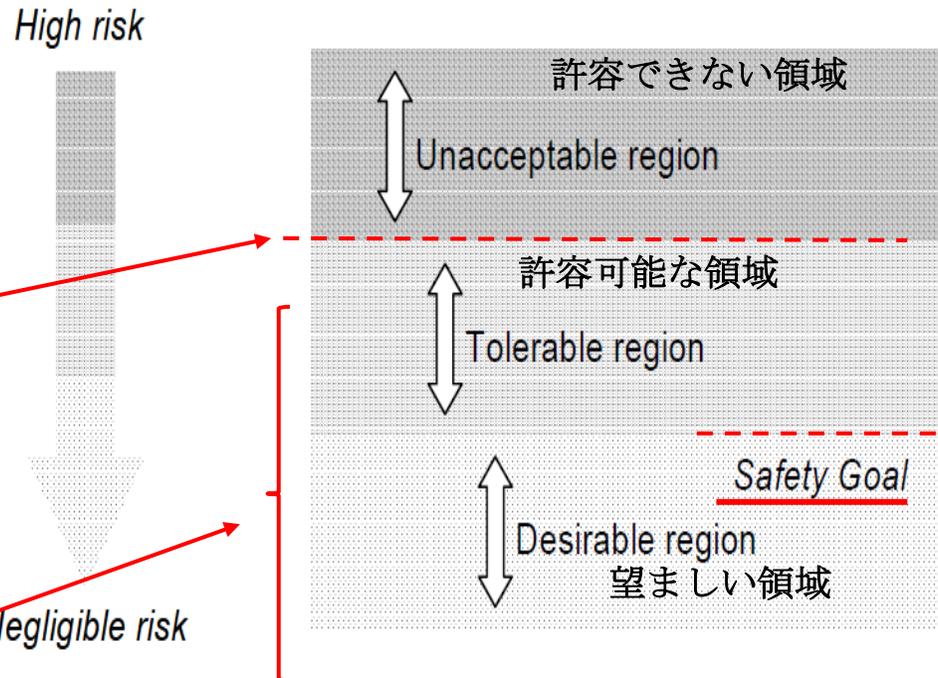
- 5mSv以下施設であることの意味合いは、**定性的な安全目標**との比較でも十分把握可能

- 頻度の詳細な評価を行うことなく、最大放射線影響から施設のリスクの判断が可能
- すべての安全機能喪失事故がプラント寿命の間に何度も発生しないことは、運転段階の規制で担保可能
- 低頻度で発生する事象による5mSvの被ばくリスクを問題にする場合は、規制の方法(考え方、判断条件等)の整備がまず必要

(1)安全規制の目標

50mSv以下施設の特徴が、個別SSCの安全設計や検査等の審査に十分反映されていないのは、安全規制の目標が定性的にも不明確なためではないか？

リスク許容に係るリスク水準を3領域に区分する方法 (NRC)



合理性に基づき判断される領域

- 安全目標(国内外で議論される)
 - 公衆防護に対する規制側の目標

- IAEAの基本安全原則(Fundamental Safety Principles)
 - 基本安全目的:合理的に達成できる最高水準で、人と環境を防護
 - 二つの安全水準
 - 個人のリスクの制限から定まる「絶対守るべき水準」(法令規則に相当)
 - ICRP勧告の「線量限度の適用の原則」(放射線防護原則)
 - 設計基準事故時公衆被ばく 5mSv/event以下等
 - 合理的に達成を目指すべき水準(施設の特性等に依存)
 - ICRP勧告の「防護の最適化の原則」(放射線防護原則)

• 我が国では、定量的な安全目標に係る議論が進展していない。
• このことが、定性的な安全水準の議論について、影響していないか。
• 定性的安全目標であっても、被規制側の目標と規制側の目標の関係や、放射線業務従事者の防護の目標等、明確にすべきところはある

(2)バックフィットの必要性と対処方法(論点):50mSv以下施設への適用、合理性の考慮

国内外の合理性を考慮した規則類

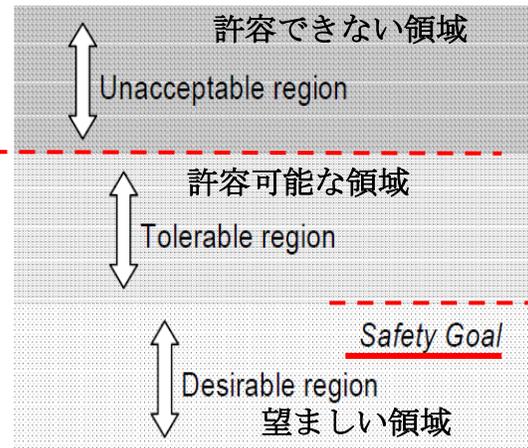
- 米国のバックフィット規則(1988制定)では、**合理性**を考慮
 - 要求根拠として、費用便益分析等が求められる
 - 被ばくリスク低減効果を貨幣価値に換算し、費用と比較
 - 定量的なものが望まれるが、定性的な評価も多くある。
 - 最低限達成すべき安全水準に関係したバックフィットは、例外的なものとして扱われている。
 - 規制基準等として明示された要件
- 国土交通省 費用便益分析マニュアル(平成30年)等
 - 目的:社会・経済的な側面から事業の妥当性を評価等
 - 交通事故減少便益(人的損失額等を考慮)を評価

目的は、新たな知見を迅速かつ柔軟に規制に反映し、**災害の防止のために施設が最低限達成すべき安全上の水準を向上**することで、規制の継続的な改善を行い、もって継続的な安全性向上を実現すること(中略)にある
 原子力規制庁、バックフィットの概要、令和5年3月9日、資料2-3、
<https://www.nra.go.jp/data/000422891.pdf> (2024年5月8日閲覧)

バックフィット事例一覧

番号	案件名	施行日等
1	新規制基準	2013.7.8 (実用炉) 2013.12.18 (サイクル施設)
2	電源系統の一相開放対策	2014.7.9 (実用炉) 2014.10.29 (再処理)
3	有毒ガス防護対策	2017.5.1
4	高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策	2017.8.8
5	地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置	2017.9.11
6	地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017.11.15
7	降下火砕物(火山灰)対策	2017.12.14
8	柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映	2017.12.14
9	溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止対策	2018.2.20
10	火災感知器の設置要件の明確化に係る対応	2019.2.13
11	大山生竹テフラの噴出規模の見直し	2019.6.19
12	警報が発表されない可能性のある津波への対策	2019.7.31
13	震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの取入れ	2021.4.21

High risk



施設が最低限達成すべき安全上の水準

合理性に基づき判断される領域(バックフィット等)

■ 安全目標(国内外で議論される)

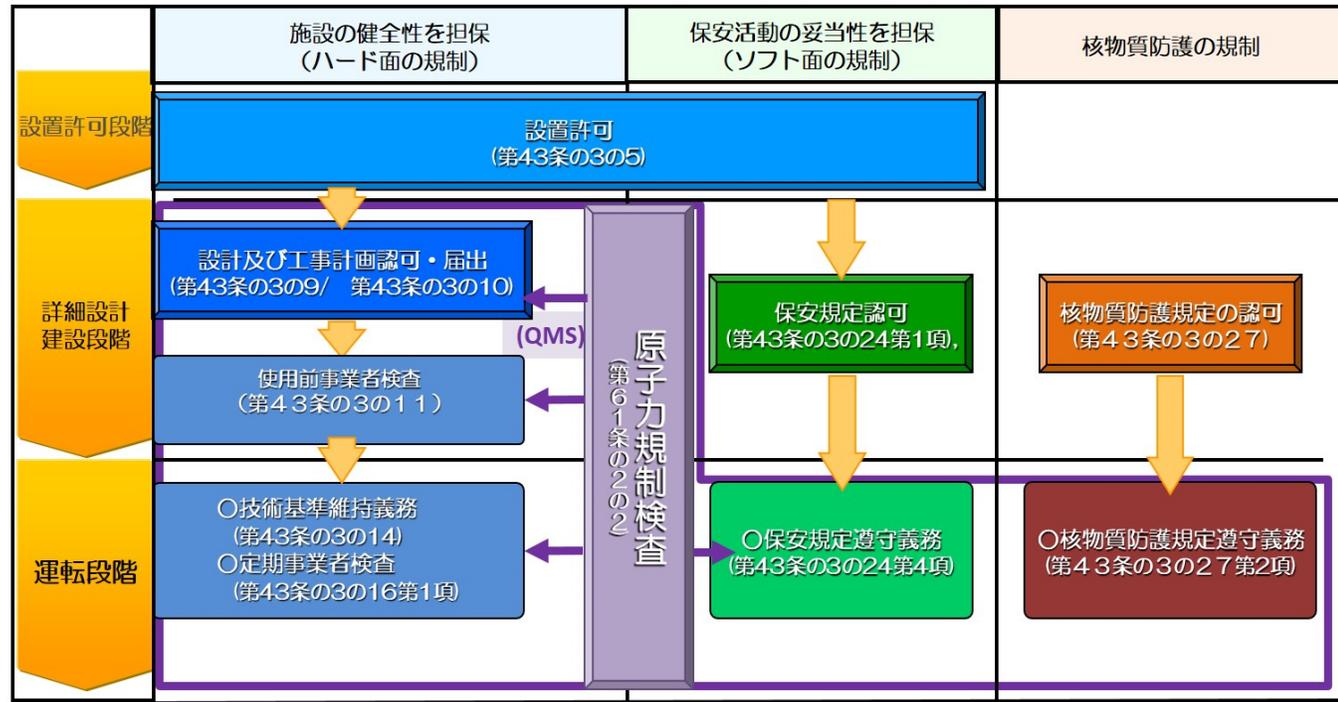
□ 公衆防護に対する規制側の目標

(3) 目標と整合した規制基準(論点):「目標と整合した規制基準」に関する問題は、従前から議論されていることは認識されているか。

- 規制委員会HPの右図*は、我が国の原子力規制の規制全体を俯瞰している。
 - これらは整合している必要がある。。。
- 基準類がパッチワーク的に整備されてきたことから、全体的な整合が不十分で、体系化が必要という認識は、2003年の安全委員会の報告書**に示されている。
 - 階層化: 基本的考え方、要件、具体的方法
 - 区分化: 施設の特徴を踏まえた区分
 - 現状でも、深層防護の第三層(DBA)までの審査の内容は、安全委員会の安全審査指針の内容と(大部分)同様。
- 近年、マネジメントシステム、安全文化等のソフト面や、確率論的評価等の重要性が増すなど、さらに、規制項目は、広範囲化。パッチワークの増加
 - 体系化の必要性が増加

原子力安全委員会、安全審査指針の体系化について、平成15年(2003)基本的な安全確保の考え方について、記載すべき事項

- **基本的な安全確保に係る目標**
 - 全般的な原子力安全、放射線安全、技術的安全(品質保証、安全文化、人的要素などを含む)
- **安全目標と指針類との関連**
- **多重防護、ALARA、被ばく低減等の原則**
- **個別事項(立地、安全設計・評価、放射線防護、運転管理、解体、防災、他)に係る基本的考え方**
- **指針類の役割、位置付け**



*https://www.nra.go.jp/NuclearRegulation/jitsuro_anzen_index.html

**原子力安全委員会、安全審査指針の体系化について、平成15年(2003)

日本原子力学会 2024年 秋の大会（東北大学川内北キャンパス）
原子力アゴラ調査専門委員会 研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション
2024年9月13日（金）13:00～14:30 M会場（講義棟B棟2F B202）

原子力アゴラ調査専門委員会
研究炉等の役割検討・提言分科会 委員会セッション

研究炉とグレーデッドアプローチ

総合討論

主な論点

(今回は安全機能がすべて喪失しても公衆被ばくが**5mSv**以下と評価される施設に限定)

- (0) 安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばくが**5mSv**以下であることの安全上の意味合い
- (1) 安全規制の目標
- (2) バックフィットの必要性と対処方法
- (3) 目標と整合した規制基準
- (4) 審査経験に基づく高度化が容易な規制方法

(0) 安全機能がすべて喪失した場合の公衆被ばくが5mSv以下であることの安全上の意味合いは、明確か？

公衆防護のために追求すべき安全目標(水準)の議論

- 米国の安全目標(Safety goal)の達成度を確保するための数量目標
(Quantitative objectives)

(健康リスク)

- 原子力発電所の近傍の平均的個人の原子力発電所の**事故による急性死亡リスク**は、米国国民が一般に被る他の事故による急性死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない

急性死亡リスクは事実上ゼロ

(社会的リスク)

- 原子力発電所の周辺の住民が原子力発電所の運転から生じる可能性のある**がん死亡リスク**は、他のすべての要因によるがん死亡リスクの合計の0.1%を超えてはならない。

がん死亡リスクも非常に小さい

- 確定的な影響を与える可能性のある被ばく線量のばらつきの下限は100mSv (ICRP勧告2007)

- 低線量被ばくを、社会リスクの評価に使用すべきでない(ICRP勧告2007)
 - LNT(閾値無し直線)モデル等は防護対策の最適化のために使用
- 米国保健物理学会は、50mSv/y以下、もしくは、生涯被ばく量100mSv以下の被ばくについては、がん死亡リスクの評価を行わないことを推奨
- 平均的な日本人(成人)の年あたりの被ばく線量6mSv

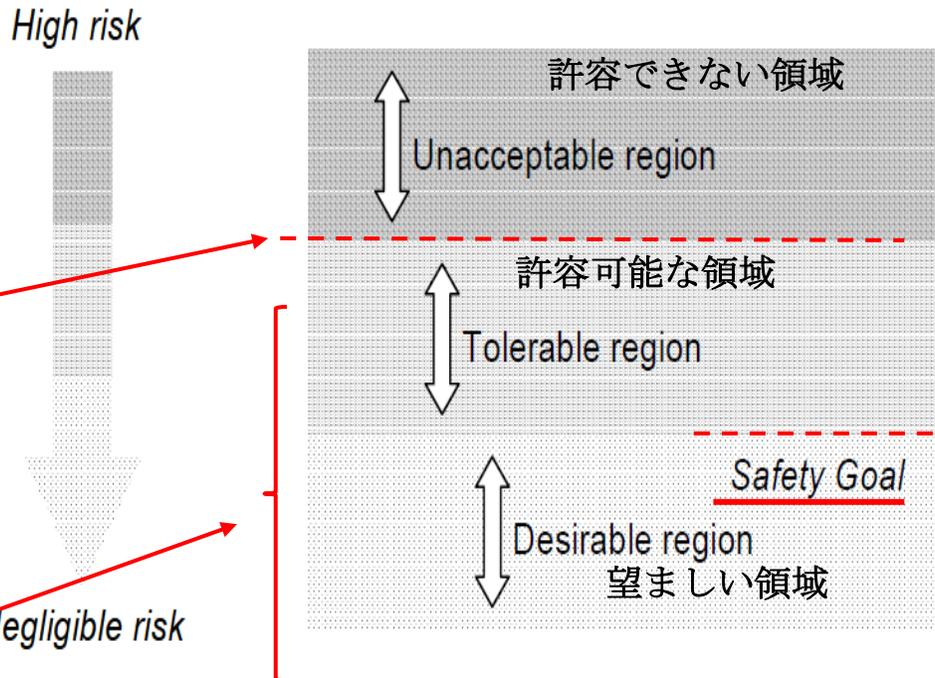
- 5mSv以下施設であることの意味合いは、**定性的な安全目標**との比較でも十分把握可能

- 頻度の詳細な評価を行うことなく、最大放射線影響から施設のリスクの判断が可能
- すべての安全機能喪失事故がプラント寿命の間に何度も発生しないことは、運転段階の規制で担保可能
- 低頻度で発生する事象による5mSvの被ばくリスクを問題にする場合は、規制の方法(考え方、判断条件等)の整備がまず必要

(1)安全規制の目標

50mSv以下施設の特徴が、個別SSCの安全設計や検査等の審査に十分反映されていないのは、安全規制の目標が定性的にも不明確なためではないか？

リスク許容に係るリスク水準を3領域に区分する方法 (NRC)



合理性に基づき判断される領域

- 安全目標(国内外で議論される)
 - 公衆防護に対する規制側の目標

• 我が国では、定量的な安全目標に係る議論が進展していない。
• このことが、定性的な安全水準の議論について、影響していないか。
• 定性的安全目標であっても、被規制側の目標と規制側の目標の関係や、放射線業務従事者の防護の目標等、明確にすべきところはある

- IAEAの基本安全原則(Fundamental Safety Principles)
 - 基本安全目的:合理的に達成できる最高水準で、人と環境を防護
 - 二つの安全水準
 - 個人のリスクの制限から定まる「絶対守るべき水準」(法令規則に相当)
 - ICRP勧告の「線量限度の適用の原則」(放射線防護原則)
 - 設計基準事故時公衆被ばく 5mSv/event以下等
 - 合理的に達成を目指すべき水準(施設の特徴等に依存)
 - ICRP勧告の「防護の最適化の原則」(放射線防護原則)

(2)バックフィットの必要性と対処方法(論点):50mSv以下施設への適用、合理性の考慮

国内外の合理性を考慮した規則類

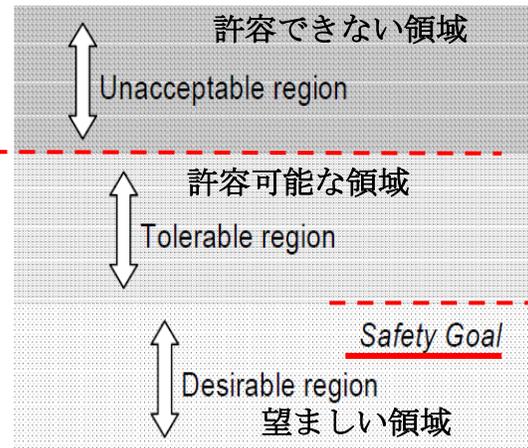
- 米国のバックフィット規則(1988制定)では、**合理性**を考慮
 - 要求根拠として、費用便益分析等が求められる
 - 被ばくリスク低減効果を貨幣価値に換算し、費用と比較
 - 定量的なものが望まれるが、定性的な評価も多くある。
 - 最低限達成すべき安全水準に関係したバックフィットは、例外的なものとして扱われている。
 - 規制基準等として明示された要件
- 国土交通省 費用便益分析マニュアル(平成30年)等
 - 目的:社会・経済的な側面から事業の妥当性を評価等
 - 交通事故減少便益(人的損失額等を考慮)を評価

目的は、新たな知見を迅速かつ柔軟に規制に反映し、**災害の防止のために施設が最低限達成すべき安全上の水準を向上**することで、規制の継続的な改善を行い、もって継続的な安全性向上を実現すること(中略)にある
 原子力規制庁、バックフィットの概要、令和5年3月9日、資料2-3、
<https://www.nra.go.jp/data/000422891.pdf> (2024年5月8日閲覧)

バックフィット事例一覧

番号	案件名	施行日等
1	新規制基準	2013.7.8 (実用炉) 2013.12.18 (サイクル施設)
2	電源系統の一相開放対策	2014.7.9 (実用炉) 2014.10.29 (再処理)
3	有毒ガス防護対策	2017.5.1
4	高エネルギーアーク損傷(HEAF)対策	2017.8.8
5	地震時の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込め機能に係る措置	2017.9.11
6	地震時又は地震後に機能保持が要求される動的機器の明確化	2017.11.15
7	降下火砕物(火山灰)対策	2017.12.14
8	柏崎刈羽原子力発電所6/7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映	2017.12.14
9	溢水による放射性物質を含んだ液体の管理区域外漏えい防止対策	2018.2.20
10	火災感知器の設置要件の明確化に係る対応	2019.2.13
11	大山生竹テフラの噴出規模の見直し	2019.6.19
12	警報が発表されない可能性のある津波への対策	2019.7.31
13	震源を特定せず策定する地震動に係る標準応答スペクトルの取入れ	2021.4.21

High risk



施設が最低限達成すべき安全上の水準

合理性に基づき判断される領域(バックフィット等)

■ 安全目標(国内外で議論される)

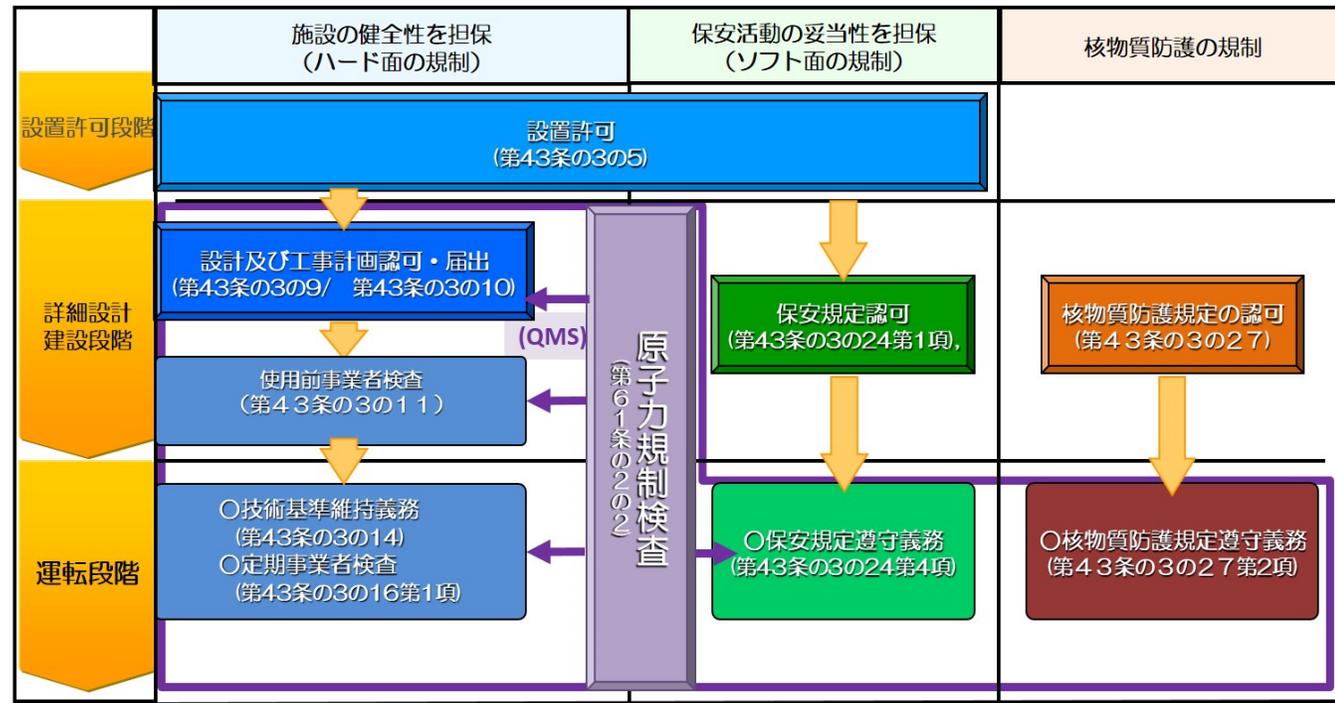
□ 公衆防護に対する規制側の目標

(3) 目標と整合した規制基準(論点):「目標と整合した規制基準」に関する問題は、従前から議論されていることは認識されているか。

- 規制委員会HPの右図*は、我が国の原子力規制の規制全体を俯瞰している。
 - これらは整合している必要があるが。。
- 基準類がパッチワーク的に整備されてきたことから、全体的な整合が不十分で、体系化が必要という認識は、2003年の安全委員会の報告書**に示されている。
 - 階層化: 基本的考え方、要件、具体的方法
 - 区分化: 施設の特徴を踏まえた区分
 - 現状でも、深層防護の第三層(DBA)までの審査の内容は、安全委員会の安全審査指針の内容と(大部分)同様。
- 近年、マネジメントシステム、安全文化等のソフト面や、確率論的評価等の重要性が増すなど、さらに、規制項目は、広範囲化。パッチワークの増加
 - 体系化の必要性が増加

原子力安全委員会、安全審査指針の体系化について、平成15年(2003)基本的な安全確保の考え方について、記載すべき事項

- **基本的な安全確保に係る目標**
 - 全般的な原子力安全、放射線安全、技術的安全(品質保証、安全文化、人的要素などを含む)
- **安全目標と指針類との関連**
- **多重防護、ALARA、被ばく低減等の原則**
- **個別事項(立地、安全設計・評価、放射線防護、運転管理、解体、防災、他)に係る基本的考え方**
- **指針類の役割、位置付け**



*https://www.nra.go.jp/NuclearRegulation/jitsuro_anzen_index.html

**原子力安全委員会、安全審査指針の体系化について、平成15年(2003)

問題の整理と課題の抽出:(4) 審査経験に基づく高度化が容易な規制方法

問題の整理

- 5mSv以下施設の審査には、**効果と効率の観点から、問題が多くあると被規制側は認識**
- 規制側の認識は明確ではない
 - 本分科会で指摘している基本的な問題の存在は否定できないと推定
 - 効果的で効率的な行政が社会から求められており、規制方法を高度化することは、規制側にとっても重要
- 現状の規制方法では、規制側において、規制方法の**問題を認識し、高度化する動機**が発生し難い
 - **すべての審査結果について被規制側が合意し、自ら申請書を補正し、必要な処置を講じている形式**
- 現状の規制方法では、規制方法の**高度化に役立つ情報**を収集することが困難
 - 公開情報として膨大な量の記録はあるが、規制判断の経緯を理解することは困難

課題

- **最終的規制判断に至る経緯**が明確で、効果と効率面の高度化が容易な規制方法の検討、例えば、
 - 規制側が、法令上や安全上の根拠や論点を明確にした文書を作成し、審査で指摘
 - 被規制側は、それに対して、文書で回答
 - 最終的な申請書、及び、審査側がまとめる審査報告書において、上記文書等を参照し、経緯を記載
- 米国での規制方法は参考になるはず
 - 文書(手紙形式)による指摘と回答を記録として重視。審査報告書では、経緯について詳細に記載