

原子力発電設備の外的事象に対する安全確保 -システム安全による設計と維持-

Resilience on Nuclear Power Plant SSCs from External Hazard
-System Safety Program on Design and Operation Phase-



宮野 廣

Hiroshi Miyano, PhD

法政大学 大学院 デザイン工学研究科 客員教授

Professor of Hosei University, System Design Div.

Chairman of Standard Committee of Atomic Energy Society of Japan (AESJ)

2014年10月30日

Oct. 30, 2014

目次

1. 東京電力福島第一原子力発電所の事故の要因はなにか
2. 原子力発電所の設計・維持の責務
3. 原子力安全確保の基本
4. システム安全
5. 「原子力安全」を確保する役割は誰にあるのか
6. リスクによる安全確保の定量化
7. まとめ

東電福島第一の事故の要因はなにか

○福島事故は何を教えてくれたのか

○事故後多くの事故調査委員会が持たれた。

(例えば、国会事故調-黒川委員長、政府事故調-畑村委員長、民間事故調-北澤委員長など)

・事故の原因が究明されてきた。

・例えば、津波の大きさは想定外ということに、言語道断、という意見も多かった。

・論調の多くは、“安全文化”の欠如として人と社会の問題、特に、原子力界の村体質の問題と糾弾した。

○原子力学会の事故調(田中知委員長)では、直接要因として

①津波対策、②過酷事故対策、③緊急時対策 などが不十分であった。

として、なぜそうなったのか、背後要因の分析が行われた。

しかし、個人的に設計者、研究者として、物造りに携わってきたものとして、

設計、運用の面からもう一度、事故の要因と対策について考えた。

東電福島第一の事故の要因はなにか



事故の直接要因

1. 不十分であった津波対策
2. 不十分であった過酷事故対策
3. 不十分だった緊急時対策, 事故後対策および種々の緩和・回復策

- ・想定を大きく超える津波の来襲により安全系設備のほぼすべてがその機能を喪失した
- ・設計基準を超える事態 への対応が不十分でAM策が機能しなかった

事故の進展とともに浮かび上がった課題

自然災害・外的事象への取り組み

- ・様々な脅威を想定した取り組みが必要
- ・最大の脅威、地震への備え
- ・十分な津波対策

システムとして考えるプラント設備

- ・電源等 共通機能の確保
- ・設備の多重性、多様性

アクシデントマネジメント(AM)ー事故時の対応

- ・事故シナリオの検討 (常に見直す仕組み)
- ・事故時の設備機能喪失への対応
- ・自然災害に対するAM策と手順の整備
- ・止める、冷やす、閉じ込める を常に考える

緊急時対策と外部支援

- ・責任者・リーダーの重要性

事故の背後要因(組織要因)

1. 専門家の自らの役割に関する認識の不足
2. 事業者の安全意識と安全に関する取り組みの不足
3. 規制当局の安全に対する意識の不足
4. 国際的な取り組みや共同作業から謙虚に学ぼうとする取り組みの不足
5. 安全を確保するための人材および組織運営基盤の不足

出典: 原子力学会事故調査委員会報告より

原子力発電所の設計・維持の流れ

—設計から製造、建設、運転、保全、廃止措置の流れ—

原子力発電システムを造って運用するという面から分析する。

原子力発電所の設計から運用の流れは、図のように表わされる。

- ・様々な要求や情報により仕様書が策定され、設計が始まる。
- ・設計はシステム設計を中心に、設備設計があり、
- ・それに基づき機器が製作され、プラントが建設される。
- ・試運転を経て、実機の運用がなされる。
- ・定期検査などのサイクルを繰り返して保全が適切になされ、
- ・長期運用されたのち、廃炉となる。

原子力発電所の設計・維持の流れ

—設計から製造、建設、運転、保全、廃止措置の流れ—

原子力発電の場合は、設計要求はだれの責任で行うべきか。

- ・設置許可など様々な規制要求がなされ、原子力安全を確保する仕組みとなっている。
- ・自然現象に対処するための要求も、規制や発注者により明確に示されなければならない。
- ・要求する設計基準は、使用期間を考慮しても十分なものであることが望まれる。
津波への対応はどうであったか。地震への対応はどうなのか。
基準を超える場合への対応も考えたものでなければならない。
- ・このように環境条件が変わることへの対応を明確に指示するのは規制の役割ではないか。
- ・新たな知見による、ハザードの大きさが変わると判断されるような場合には、適切に基準を変え、適切に対応するように指示しなければならない。

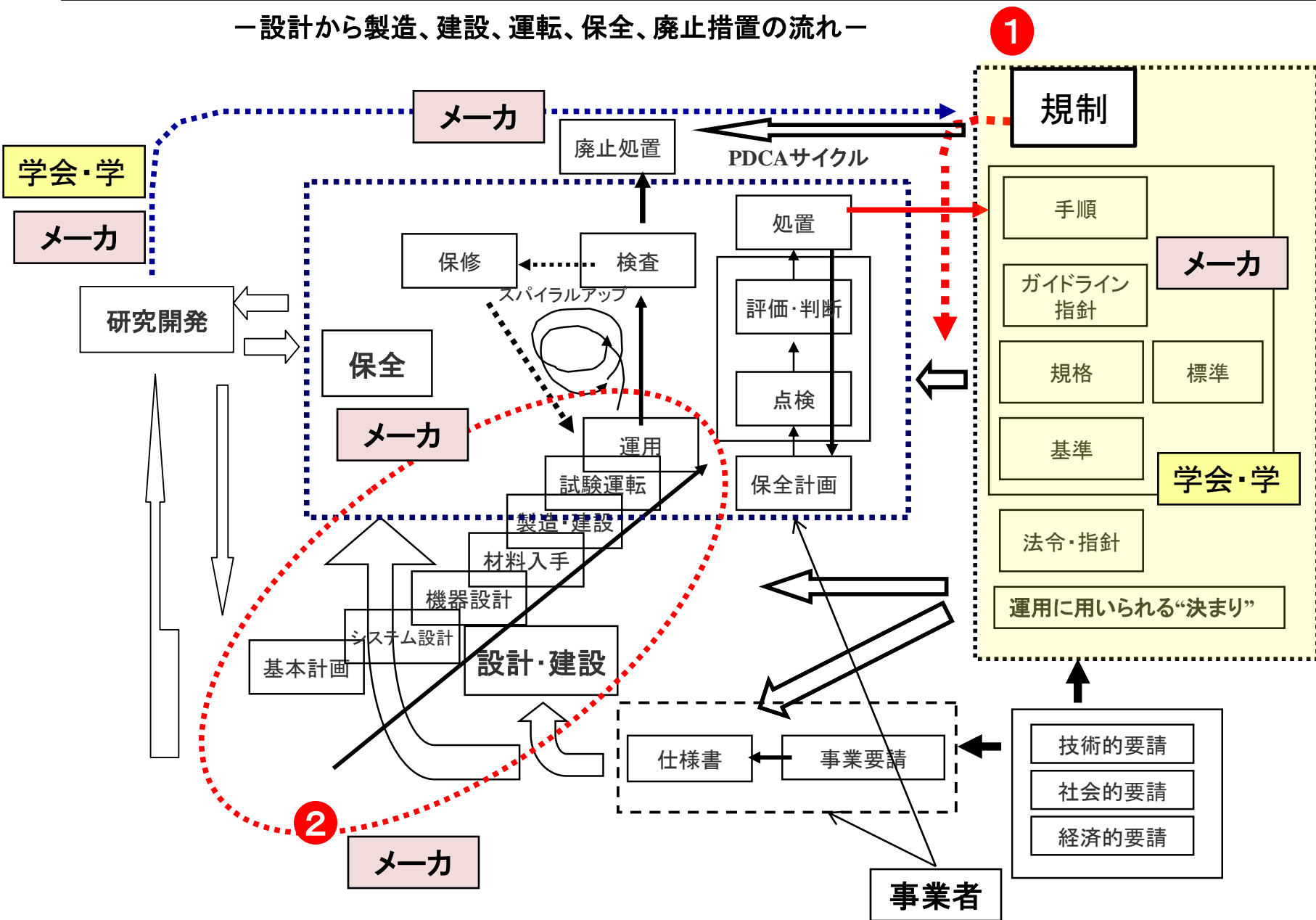
新知見を議論し、判断する仕組みが必要ではないか。 学の役割が大きい。

- ・地震への対応として2006年に残余のリスクを採用した。リスクの評価により、様々な選択肢が与えられ、適切なリスク低減の措置が取られるようになった。

リスク評価の議論は、これからの段階である。早急に取り組むべきである。

原子力発電所の設計・維持の流れ

—設計から製造、建設、運転、保全、廃止措置の流れ—



原子力発電所の設計・維持の流れ

—設計から製造、建設、運転、保全、廃止措置の流れ—

1

原子力発電システムを造って運用するという面から分析する。
原子力発電所の設計から運用の流れは、図のように表わされる。

2

物造りを担うメーカーの役割は重い。

- ・様々な要求や情報により仕様書が策定され、設計が始まる。
- ・設計はシステム設計を中心に、設備設計があり、
- ・それに基づき機器が製作され、プラントが建設される。
- ・試運転を経て、実機の運用がなされる。

- ・定期検査などのサイクルを繰り返して保全が適切になされ、
- ・長期運用されたのち、廃炉となる。

2

製造者(設計者)の役割が重要である。
ほとんどの情報が体系的に維持される仕組みを持っているのがメーカーである。

「設計基準」など
原子力安全の基
本的な要求を取り
まとめるのは、

多くの知見の
成果であることか
ら、原子力安全
を指揮する、統
括する

「規制」の役割が
重要なのではない
か。

原子力安全確保の基本 —機能と系統・機器の構成（例）—

個別役割としての
サブ機能

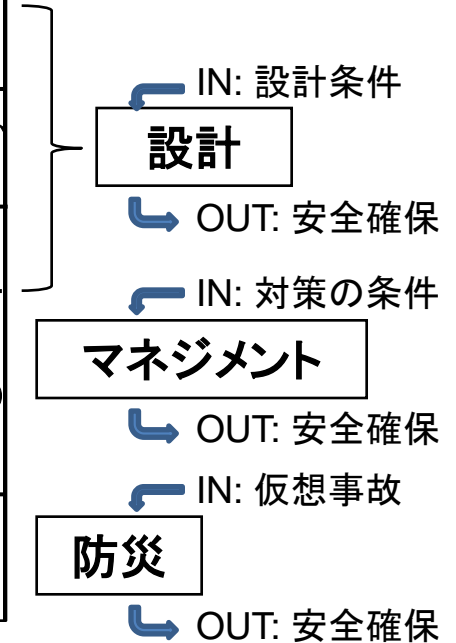
役割を構成する系統・機器

機能	サブ機能(例)	構築物、系統又は機器	
		PWRの例	BWRの例
基本機能			
バウンダリ機能の例	1)原子炉冷却材圧力バウンダリ機能	バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く)	バウンダリを構成する機器・配管系(計装等の小口径配管・機器は除く)
	3)原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)	SR弁の安全弁機能
	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(1)	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気再循環設備	PCV、PCV隔離弁、PCVスプレイ冷却系、FGS
	6)放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減機能(2)	安全補機空気浄化系、可燃性ガス濃度制御系	R/B、SGTS、非常用再循環ガス処理系(関連系)排気筒(SGTS排気管支持機能)
冷却機能の例	3)炉心形状の維持機能	炉心支持構造物、燃料集合体(但し、燃料を除く)	炉心支持構造物、燃料集合体(但し、燃料を除く)
	4)原子炉停止後の除熱機能	残留熱を除去する系統: 余熱除去系、補助給水系、SG2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁(手動逃がし機能)	残留熱を除去する系統: RHR系、RCIC系、HPCS系、SR弁(逃し弁機能)、自動減圧系(手動逃し機能)
	5)炉心冷却機能	非常用炉心冷却系: 低圧注入系、高圧注入系、蓄圧注入系	ECCS: RHR系、HPCS系、LPCS系、ADS
制御機能の例	2)過剰反応度の印加防止機能	制御棒駆動装置圧力ハウジング	CRカップリング
	1)原子炉の緊急停止機能	原子炉停止系の制御棒による系	スクラム機能
	2)未臨界維持機能(1)	原子炉停止系	CR/CRD系
	2)未臨界維持機能(2)	原子炉停止系	SLC系
その他の例	7)工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系	安全保護系
	8)安全上特に重要な関連機能	・非常用所内電源系、 ・制御室及びその遮へい ・換気空調系、 ・原子炉補機冷却水系、 ・直流電源系、 ・制御用圧縮空気設備 (いずれもMS-1関連のもの)	・非常用所内電源系、 (関連系)DG燃料輸送系、 DG冷却系 ・制御室及びその遮蔽・非常用換気空調系、 ・非常用補機冷却水系、 ・直流電源系、 (いずれもMS-1関連のもの)

出典: 原子力学会事故調査委員会報告より

原子力安全確保の基本 — 「深層防護」による安全確保と設計

	防護レベル	目的・プラント状態	目的達成に不可欠な手段
プラントの 当初設計	レベル1 第1層	異常運転や故障の防止 (通常運転)	保守的設計及び建設 運転における高い品質
	レベル2 第2層	異常運転の制御及び故障の検知 (異常の検知)	制御、制限及び防護系、 並びにその他のサーベ ランス特性
	レベル3 第3層	設計基準内への事故の 制御 (設計基準事故)	工学的安全施設及び事 故時手順
設計基準外	レベル4 第4層	事故の進展防止及びシ ンビアクシデントの影 響緩和を含む、苛酷な プラント状態の制御	補完的手段及び格納容 器の防護を含めた アクシデント(過酷事故) マネジメント (AM/SAM)
計画 緊急時	レベル5 第5層	放射性物質の大規模な 放出による放射線影響 の緩和	サイト外の緊急時対応 (防災)



- ・従来は、独立して考える、としてきた。
- ・何が問題だったのか。(福島事故はなぜ起きたのか)
設計で十分に安全性について対応していると思いこんだ。
 事故への対応は、**独立で評価**し、十分に安全を確保できると考えた。
- ・事故のプロセスを考え、お互いの連携と影響を考えるべきであった。

➡ 機能(システム)と深層防護の関係を分析する。

システム安全－深層防護の各防護レベルにおける各基本機能の役割

原子力安全確保の基本機能

深層防護	バウンダリ機能	冷却機能	制御機能	その他(共通機能)
第1層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ(PS-1) 原子炉冷却材を内蔵する(PS-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する(PS-2) 放射性物質放出の防止(MS-2) 原子炉冷却材保持(PS-1/2以外)(PS-3) 放射性物質の貯蔵(PS-3) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への拡散防止(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心形状の維持(PS-1) 通常時炉心冷却(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過剰反応度の印加防止(PS-1) 原子炉冷却材の循環(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料を安全に取り扱う(PS-2) 電源供給(非常用を除く)(PS-3) プラント計測・制御(1)(2)(3)(安全保護系除く)(PS-3) プラント運転補助(1)(2)(PS-3) 原子炉冷却材の浄化(PS-3)
第2層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止(MS-1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり(PS-2) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱(MS-1) 制御室外からの安全停止(MS-2) 原子炉圧力の上昇の緩和(MS-3) 原子炉冷却材の補給(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止(MS-1) 未臨界維持(制御棒による系)(MS-1) 未臨界維持(ほう酸水注入系)(MS-1) 出力上昇の抑制(MS-3) 	<p>第2、3層共通</p> <ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生(MS-1) 安全上特に重要な関連(1)(非常用所内電源系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(2)(制御室)(MS-1) 安全上特に重要な関連(3)(原子炉補機冷却水系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(4)(直流電源系)(MS-1) <p>・事故時のプラント状態の把握(MS-2)</p>
第3層	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(PCV)(MS-1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(R/B)(MS-1) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却(MS-1) 燃料プール水の補給(MS-2) 		
第4、5層 (*)	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(PCVベント)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(補給水系)(MS-3) 過酷事故対応(消火系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(ほう酸水注入系)(MS-3) 	

深層防護

・これを分析することで、機能を維持することとは何か、が見えてくる。

「深層防護」と基本機能の関係を図に示す。

- サブ機能として示されるシステムが、
どのように機能・役割を果たしているかがわかる。

分析すると、(機能をシナリオで展開する)

- ・機能を失うことは、どのように事態が進展していくのか、把握される。
- ・第4層(第5層)での、対応、AM策につながっていく。
- ・ここに、ハザードの大きさや、保全を考慮することで、どこまで事態が進展するのかが、とらえられる。

忘れてはならない機能が、共通要因といわれる、電源系の機能、計装系の機能の役割である。

これを失うことで、第1層から第3層までの全ての基本機能の喪失にもつながる。

 第4層のAMの役割が重要であることがわかる。

システム安全 — 評価の深層防護の展開 (例)

② ここに重要な機能がある

深層防護	バウンダリ機能	冷却機能	制御機能	その他(共通機能)
第1層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリ(PS-1) 原子炉冷却材を内蔵する(PS-2) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する(PS-2) 放射性物質放出の防止(MS-2) 原子炉冷却材保持(PS-1/2以外)(PS-3) 放射性物質の貯蔵(PS-3) 核分裂生成物の原子炉冷却材中への拡散防止(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心形状の維持(PS-1) 通常時炉心冷却(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過剰反応度の印加防止(PS-1) 原子炉冷却材の循環(PS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料を安全に取り扱う(PS-2) 電源供給(非常用を除く)(PS-3) プラント計測・制御(1)(2)(3)(安全保護系除く)(PS-3) プラント運転補助(1)(2)(PS-3) 原子炉冷却材の浄化(PS-3)
第2層	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止(MS-1) 安全弁及び逃がし弁の吹き止まり(PS-2) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止後の除熱(MS-1) 制御室外からの安全停止(MS-2) 原子炉圧力の上昇の緩和(MS-3) 原子炉冷却材の補給(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉の緊急停止(MS-1) 未臨界維持(制御棒による系)(MS-1) 未臨界維持(ほう酸水注入系)(MS-1) 出力上昇の抑制(MS-3) 	<p>共通要因の電源系・作動信号系は全ての機能維持に重要</p> <p>第2、3層共通</p> <ul style="list-style-type: none"> 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生(MS-1) 安全上特に重要な関連(1)(非常用所内電源系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(2)(制御室)(MS-1) 安全上特に重要な関連(3)(原子炉補機冷却水系)(MS-1) 安全上特に重要な関連(4)(直流電源系)(MS-1)
第3層	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(PCV)(MS-1) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮へい及び放出低減(R/B)(MS-1) 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却(MS-1) 燃料プール水の補給(MS-2) 		
第4、5層 (*)	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(PCVベント)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(補給水系)(MS-3) 過酷事故対応(消火系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 過酷事故対応(ほう酸水注入系)(MS-3) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握(1)(2)(3)(MS-3)

機能を“シナリオベース”
(時間、定量化)
で展開して評価する。

③ 必要なレベルまで必要な時間内に、機能を回復する能力が必要

システム安全－深層防護の第4、5層における回復（Resilience）への取り組み

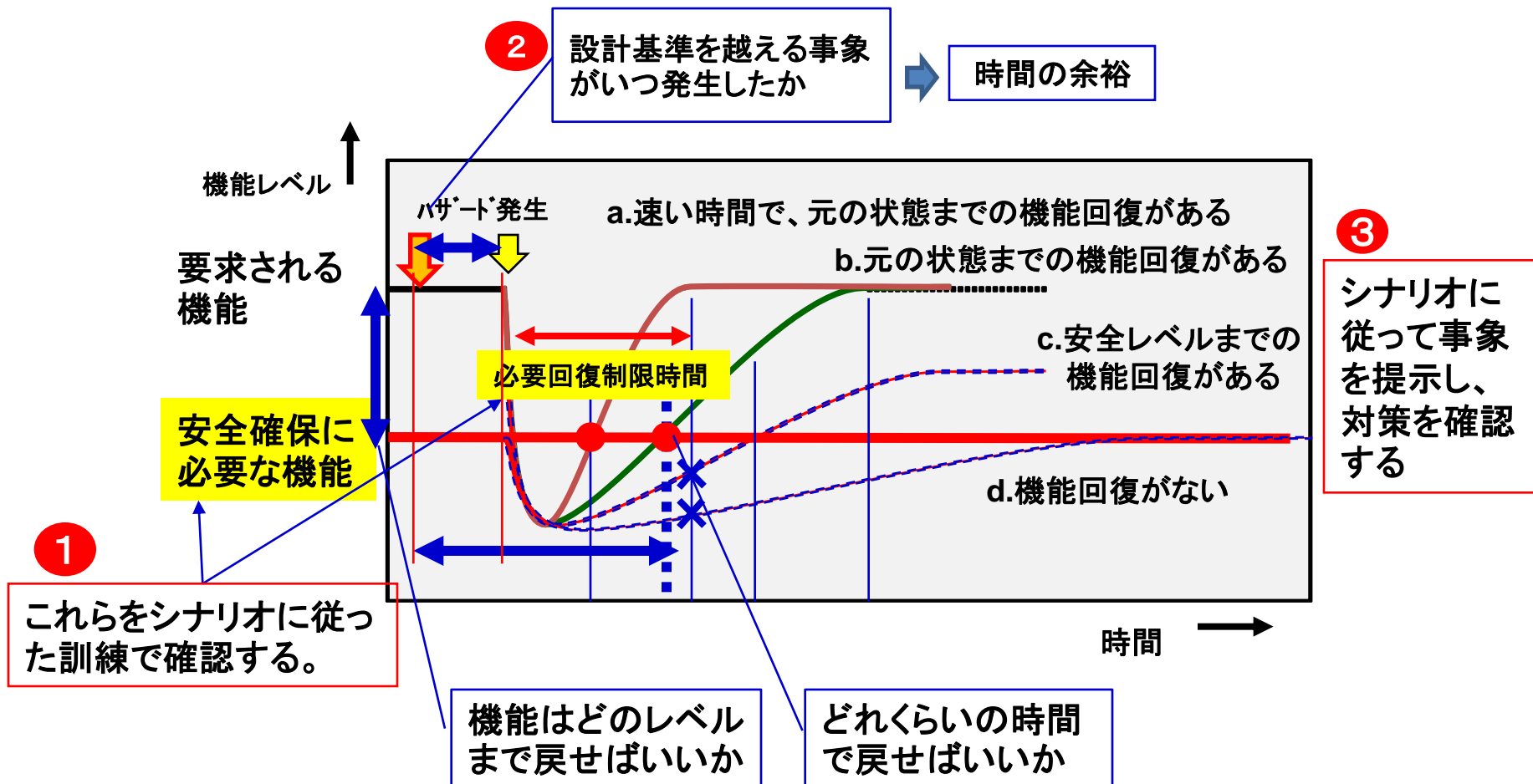
ハザードの発生により、機能の低下もしくは機能喪失に対応して、単純に、ハザードの大きさへの対応ではなく、システムとして回復力を評価することが必要である。

- ① 必要な機器に対して、多重、多様の代替手段を装備する
- ② システムとして、要求される機能を他のシステムで代替える
- ② 訓練や適切なマニュアル、機械から人に替わり、また人に替わり自動機や可搬型設備を用いることで、マネジメントの容易さを確保する。

などにより、安全にかかわる機能の確保を図る。

システムとして、いつまでに、どの機能のレベルまで回復させる必要があるか、をよく見極めることが重要である。

システム安全－深層防護の第4、5層における回復（Resilience）への取り組み



「原子力安全」を確保する役割は誰にあるのか

—福島事故は、なにを意味しているのか—

第一に、想定を超える地震動による津波への対策ができていなかったことが直接要因として挙げられている。

これは、設計基準の見直しが適切にできていなかったことでもあり、また、様々な自然現象への対応について、目を向けてこなかったことや、科学の進歩、得られた新たな知見への対応ができていなかったことが指摘される。

第二に、設計基準を超える事態に十分に目が行っていなかったことである。第4層への対応、AM対策として何を考えればいいのか、わが国の実情、地震国であり、津波などへの対応が必要であるにも関わらず、十分に議論ができていなかったことである。重要なことは、基準を超える事態への対応ができていなかったことではないか。

第三に、設計の不十分さ、人間のミス、事故への対応の不十分さなど、ほとんど起き得ないことも起きることへの対応の悪さで発生した様々な事態は、安全文化の未発達な現れでもあると言える。リスクへの対応、真摯な取り組みができていない、ということではないか。

「原子力安全」を確保する役割は誰にあるのか

—事故はなぜ起きるのか—

“過酷事故の原因”は様々あるが、「安全設計は万全ではあり得ず、機械は故障し、人は誤り、組織や国の安全文化は低下し、自然現象は想定を超える」という認識が足りない。

事故の原因/ 拡大要因	TMI2事故 (USA, 1979)	チェルノブイリ事故 (USSR, 1986)	福島第一事故 (Japan, 2011)
設計の 不十分さ	逃がし弁位置表示、 水位計測不十分	ポジティブスクラム、 頑丈な格納容器なし	電源, 注水手段の 多様性不十分、水 位計測不十分
機器の故障	逃がし弁吹き止まり 故障	必ず設計の問題がある	
人間のミス	補助給水系弁閉止 で運転、水位誤認		
安全文化の 不十分さ	多数の不具合放置 し運転継続 (安全意識の欠如)	試験を予定スケ ジュールで実施する ために多数の違反	シビアアクシデント 対策, 防災対策 考慮不十分
自然現象			想定を超える地震に よる津波

「原子力安全」を確保する役割は誰にあるのか

- ・原子力安全を支える重要な要求は、誰が責任を持つべきか。
地震動の基準、津波の基準など様々な自然現象に対して設計基準を決めなければならない。少なくとも、基準を定める考え方は、規制において統一することが望ましいのではないか。
- ・原子力設備、原子力発電所の原子力安全の安全目標や具体的な性能目標は規制が定めることが必要である。それに従い、事業者やメーカーがそれぞれの役割を果たしていくことになるのではないか。
- ・これまでのように、役割を分担するのではなく、設計の目からメーカーが、運用・マネジメントの目から事業者が、中心となった重複した働きが求められる。
- ・深層防護による原子力安全の確保は、現状では最も納得が行く手法である。
- ・先に示した不適合の深層防護における展開のように、第1層から第3層までの設備設計だけでは安全確保は十分ではないことが示されたが、設計は第4層、第5層までも考えた取り組みが必要であろう。
- ・設備の運用は事業者の責任であり、最も身近に日常的に対処している事業者、特に現場の責任者の責任は重い。第3層までの設計を踏まえた日常の点検を始め、第4層への対応を常に考えた取り組みを日常的に行うことが必要である。同時に、第5層への対応として、地元との意思の疎通も行っていかなければならない。
- ・意志の統一には、評価尺度の統一、リスク評価が必須である。

「原子力安全」を確保する役割は誰にあるのか

1 設計基準・安全目標
などの対応考え方

2 メーカーの役割

安全設計の領域

設備設計を主体とした安全確保領域

通常運転から

	深層防護	目的	目的達成に 不可欠な手段	関連する プラント状態
当初設計 プラントの	第1層	異常運転や故障の防止	保守的設計及び建設・ 運転における高い品質	通常運転
	第2層	異常運転の制御及び故障の検知 (異常の検知)	制御、制限及び防護系 並びにその他のサーベ ランス特性	通常時の異常な過渡変 化 (AOO)
	第3層	設計基準内への事故の 制御	工学的安全施設及び事 故時手順	設計基準事故 (想定単一起因事象)
設計基準外	第4層	事故の進展防止及びシ ビアアクシデントの影 響緩和を含む、苛酷な プラント状態の制御	補完的手段及び格納容 器の防護を含めた アクシデント マネジメント (AM)	多重故障 シビア・アクシデント (過酷事故)
計画 緊急時	第5層	放射性物質の大規模な 放出による放射線影響 の緩和	サイト外の緊急時対応	(防災)

この範囲で、
「止める」
「冷やす」
「閉じ込める」
を確実に確保

設計基準

設備設計領域の拡大

事故収束まで

マネジメントを主体とした安全確保領域

4 評価尺度の統一による
安全設計の統合

3 事業者の役割

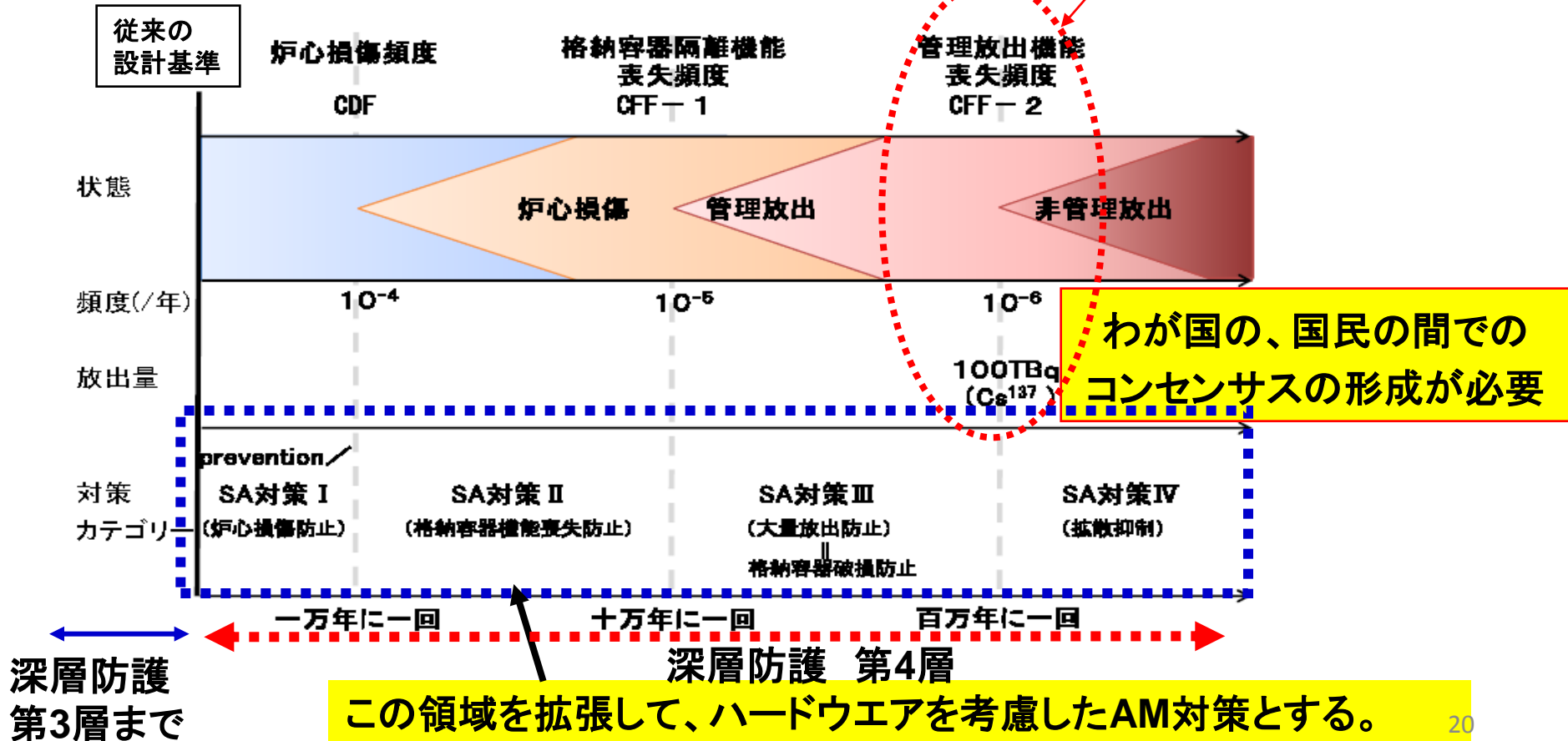
リスクによる安全確保の定量化

— 設計基準を超える領域での基準としてリスク評価の導入 —

”How safe is safe enough?”として、決定論的な規則を補う形での安全目標が確率論的な数値として定められ活用されつつある。原子力規制委員会において、**安全目標が提示された。**

資料6-2

放射性物質放出量と発生頻度との関係（概念図）



リスクによる安全確保の定量化

ーリスクの考え方ー

原子力安全をどのように定量化すればいいのか。

- ・十分ではないが、深層防護による原子力安全の確保は、様々な事態への対応を概念として幾重にも施すもので、今ある考え方としては最も適切なものとする。
- ・一方、安全目標は、事象を想定しその発生頻度で与えることが一般的であり、原子力エネルギーの平和利用としての原子力発電においても同様の目標を与えてきた。

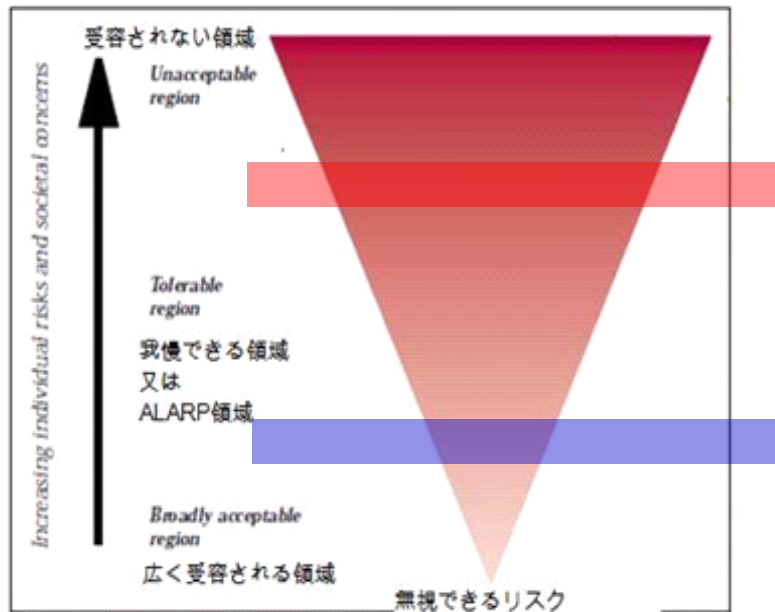
例えば、事故時に周辺住民の放射線の影響による死亡確率を 10^{-6} 以下とすることや環境への放射性物質の放出を制限することも一つである。この目標については今後の議論により明確にすることも必要である。

- ・これらは、リスクと言われるものである。リスクを基本として、深層防護の各層でこのリスクを分担して、トータルとしての原子力安全を確保する、目標とするリスク値以下となるように様々な方策を与えることができる。ー

リスクによる安全確保の定量化

ーリスクの許容と深層防護による具体策適用の一つの考え方ー

定量的なリスク評価と深層防護の関係の考え方である。リスク評価の基準は「社会が決める基準」のリスクレベルである。



これまでの考え方

仮想事故のリスク

めったに起きない事故で
第5層に至った場合でも、
この程度の被害

250mSvの被ばく
 10^{-6}
癌による致死確率相当

設計基準のリスク

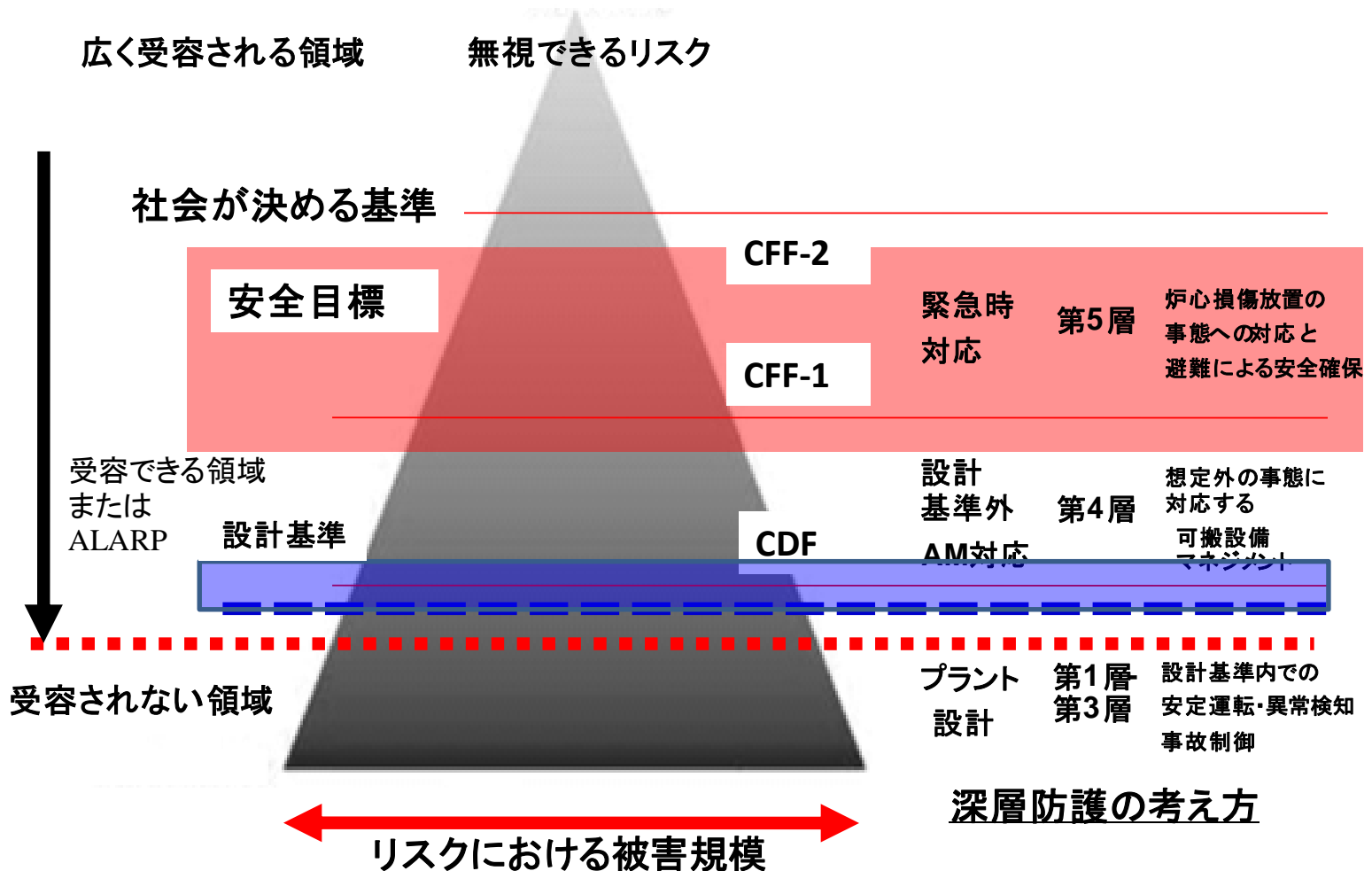
考えられる最大の地震で
あってもこの程度の被害

CDF 10^{-4} 以下

リスクによる安全確保の定量化

ーリスクの許容と深層防護による具体策適用の一つの考え方ー

定量的なリスク評価と深層防護の関係の考え方である。リスク評価の基準は「社会が決める基準」のリスクレベルである。



リスクによる安全確保の定量化

ーリスクと深層防護ー

- ・かつては、設計基準事象での評価と、仮想事故の評価は直接はリンクされたものではなかった。設計基準で評価で十分と思っていた。

(先に示したように、深層防護もつながっており、シナリオがどのように進展するかを考えた評価が必要とわかった)

- ・事象の大きさを考えることが、最も重要である。社会は、この大きさに受容できるか否かを考えている。(今は、 1mSv 、 $100\text{TBq}10^{-6}$ と考えているのか)
- ・社会で受け入れられるリスクの大きさを基準として、第5層の対応とする。放射性物質の放出の事態を指す。
- ・それに対して、第4層は設計基準を超える領域であり、放射性物質の放出に至らないようにする格納容器の破損防止、健全性の維持と炉心破壊の防止を指す。
- ・第3層までは、設計基準を内の事象を指し、軽微な炉心損傷はあっても破壊には至らない状態を指す。
- ・放射性物質による影響を受ける事態は、格納容器の破損がなければ起きない、また炉心の破損がなければ放射性物質の放出源にはならない。
- ・従って、それぞれの発生頻度の抑制を分担すること、すなわち、それぞれの事象の発生頻度をリスクとして評価することで、原子力安全の確保の役割の分担の程度を定量的に現わすことができる。この頻度を様々な手段を用いていかに低くするか、がトータルとしてのリスク低減、原子力安全の確保の活動となる。

まとめ

結局、原子力安全の確保には、リスク評価によるリスクの低減を図ることが必要と
いうことである。

規制では、守るべきリスクの程度、大きさを明確にすること。それを国民の納得を得たものとする。

設計では、設備設計、第3層まででできる安全確保策を明確にし、与えられた事象、自然現象や不意の事態に対しての基準を超えるリスクを明確にする。
(設計として考えられる第4層の事態に対する設備の対応を示し、第4層のリスクを推定する)

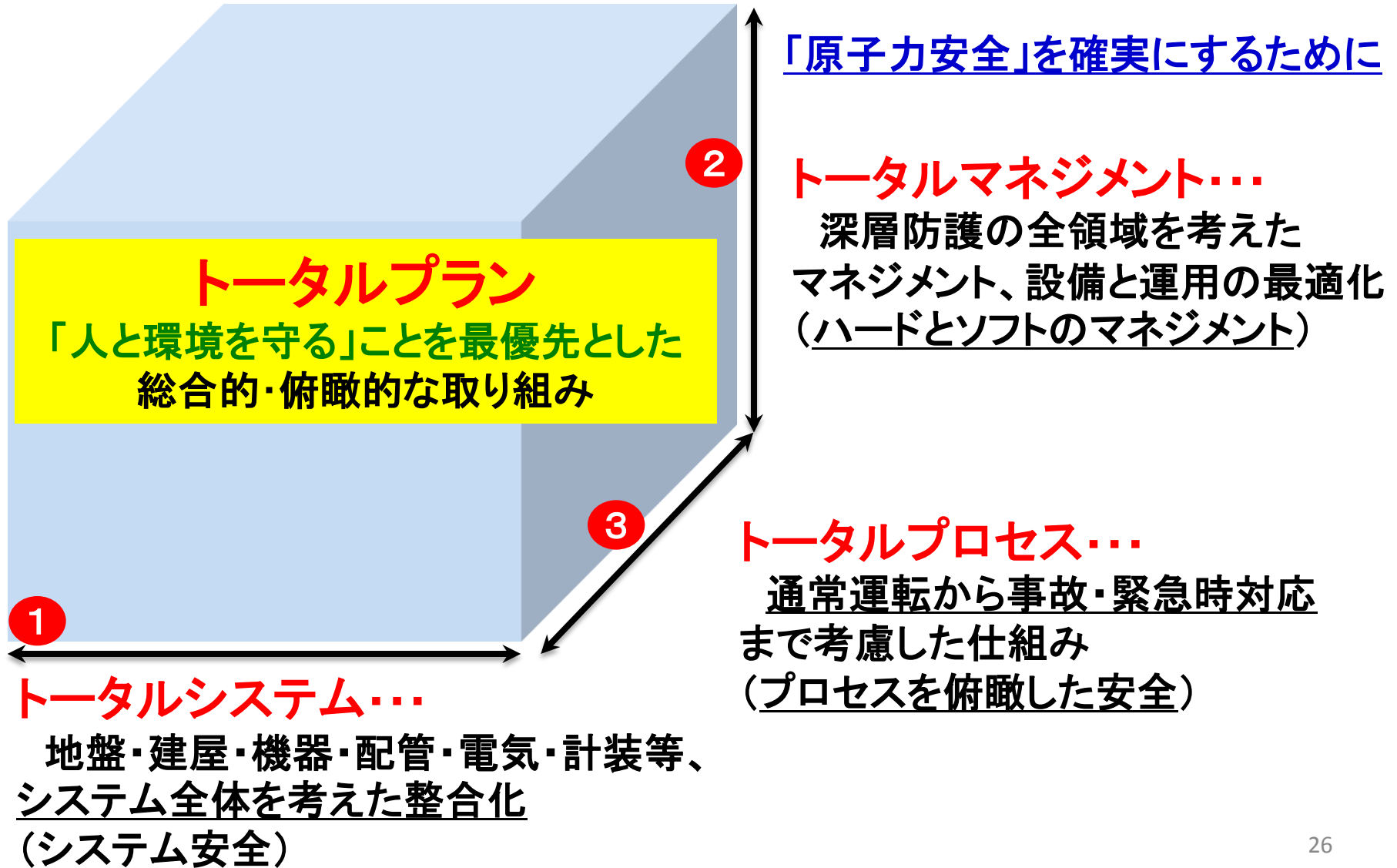
運用では、日常の設備の信頼性確保策、保全策による設備の損傷リスクを低減させる努力はもちろんであるが、設計基準を超える事態への対応として、マネジメント策を徹底し、事態収拾の能力を高めて事故への視点リスクを低減させる。

周辺住民への対応は、地方自治体の役割ではあるが、発電所をあずかるものの責務として、避難を含めてリスクの低減には一致した協力体制が必要である。

学・学会は、常に新知見を整備し、安全確保策に反映する役割を担う。

まとめ

ーシステム・プロセス・マネジメントの統合と最適化ー



原子力発電設備の外的事象に対する安全確保
-システム安全による設計と維持-

Resilience on Nuclear Power Plant SSCs from External Hazard
-System Safety Program on Design and Operation Phase-

ご清聴ありがとうございました。
Thank you for your attention.

宮野 廣 Hiroshi Miyano, PhD
法政大学 大学院 デザイン工学研究科 客員教授
Professor of Hosei University, System Design Div.
e-mail: hiroshi.miyano.77@hosei.ac.jp