

# 原子力安全と規制(2) 福島第一事故の反省と 原子力安全基盤の再構築

平成26年8月19日  
日本原子力学会原子力安全部会  
第2回夏期セミナー

原子力規制庁 技術参与  
阿部 清治

# 説明内容

1. 福島第一事故の反省
  - 1.1 福島事故の分析と全般的結論
  - 1.2 深層防護の各レベルで判明した欠陥
2. 個別誘因事象を考えたときの深層防護
  - 2.1 深層防護の再整理
  - 2.2 外的誘因事象に対する防護設計
  - 2.3 多様性の追求
  - 2.4 安全機能の重要度と安全設計での重要度
3. 規制を支える技術基盤
  - 3.1 確率論的安全評価の結果を参考にする規制
  - 3.2 運転経験の分析・評価と反映
  - 3.3 安全研究のあり方
4. その他の検討課題

# プロローグ

- 幸田文の随筆「ちぎれ雲」に、文の父、幸田露伴の言葉がある。
- 「経験のないことには、人はみな傲慢だ。紙を漉く経験をしてから謙虚になるのでは愚かだ。めったに紙など漉く経験はできまいから、そいつは一生傲慢でおしまいになっちまうだろう。」

## はじめに

- 「原子力安全と規制」という題目で二つの講義を実施。
- 原子力学会関係者が規制に関する様々な考えを知り、自ら考えることは重要で、各所属先において安全の向上につなげてほしい。
- 本講義では原子力専門家としての立場から、現行規制基準以外も含めた安全の考え方を紹介。このような場で見解を述べ合い、議論できることは安全文化上も重要。
- これらの内容は、研究機関である日本原子力研究所、規制機関である原子力安全・保安院、技術支援組織である原子力安全基盤機構(JNES)で業務を通じ得た経験から、原子力安全と規制に係る講師の個人の見解、考え方を中心にまとめたもの。

## はじめに(続き)

### 「福島第一事故の反省と原子力安全基盤の再構築」

- JNESでの東京電力福島第一事故対応、原子力規制委員会の新規制基準に関する検討チームへの参加を通じて得た経験から作成したもので、見解、意見等に係る部分は講師の個人の見解、意見を記載。
- 福島第一事故の分析は、事故調の分析の紹介ではなく、講師個人のこうした経験での意見が入っている。
- 現在の規制基準に関しては、検討チームでの講師の発言の背景となる考え方等も含め紹介したもので、現在の原子力規制委員会の方針等と異なるものもある。

# 1. 福島第一事故の反省

- 2011年3月11日14時46分、東北地方の太平洋沖で、マグニチュード9.0の巨大な地震が発生。
- 東京電力福島第一発電所(以下、「福島第一」)の6機の原子炉(いずれもBWR)のうち、運転中であった1号機、2号機、3号機で炉心が溶融する重大な事故、シビアアクシデントが起き、格納容器及び原子炉建屋が破損もしくは漏洩した結果、大量の放射性物質が環境中に放出された。

## 1.1 福島事故の分析と全般的結論

### (1) JNESによる事故直後の分析

- ・深層防護の重要性が再認識された。
- ・深層防護各段の具体的な対応が不十分であれば、深層防護は何の役にも立たない。

### (2) 安全部会福島第一原子力事故に関するセミナー

- ・安全の確保に関し、従来から大事と言われてきた原則的考え方は、事故の後でもやはり大事である。
- ・具体的には、継続的改善、リスク情報の活用、運転経験の反映、産学官の協力と規制の独立性など。

# 福島事故の分析と全般的結論(続き)

## (3) OECD/NEAの福島事故分析報告書

- The concepts that form the foundation of nuclear safety principles - such as DiD, diversity, continuous improvement and operational experience feedback – were considered important before the accident, and remain so after the accident.

(深層防護、多様性、継続的改善、運転経験の反映といった、原子力安全原則の基盤を形成する考え方は、事故以前から大事と考えられており、事故の後でもやはり大事である。)



# 事故の背後原因についての 安全部会セミナー報告書の結論

- (1) 外的誘因事象、特に、自然現象に対する防護が、十分でなかった。
- (2) アクシデントマネジメント(AM)の信頼性が十分ではなかった。地震動及び津波や、その結果として起きたシビアアクシデントがもたらす環境条件を十分には考慮していなかったため、実際の事故条件下でのAM実施が困難であった。
- (3) 「想定を超える事象」への「柔軟な対応策」が欠如していた。たとえば、可搬式の安全設備などを用意しておけばよかった。

## 1.2 深層防護の各レベルでの分析

### 第1のレベル: 設計での想定を超える津波

- 安全に影響し得るそれぞれの外的誘因に対しては、設計基準ハザードを定めて各SSCはそれに耐えるように設計されるが、設計基準ハザードが過小評価になっているものがあった。
- それぞれの外的誘因は深層防護の各レベルに影響し得るが、そうした影響が後段レベルでは考慮されていなかった。
- 地震PSAの結果として、外的誘因のリスクは重大になる可能性があるとし唆されていながら、地震以外の外的誘因についての個別プラントPSAがなされていなかった。

→ それゆえ  
⇒ ところが

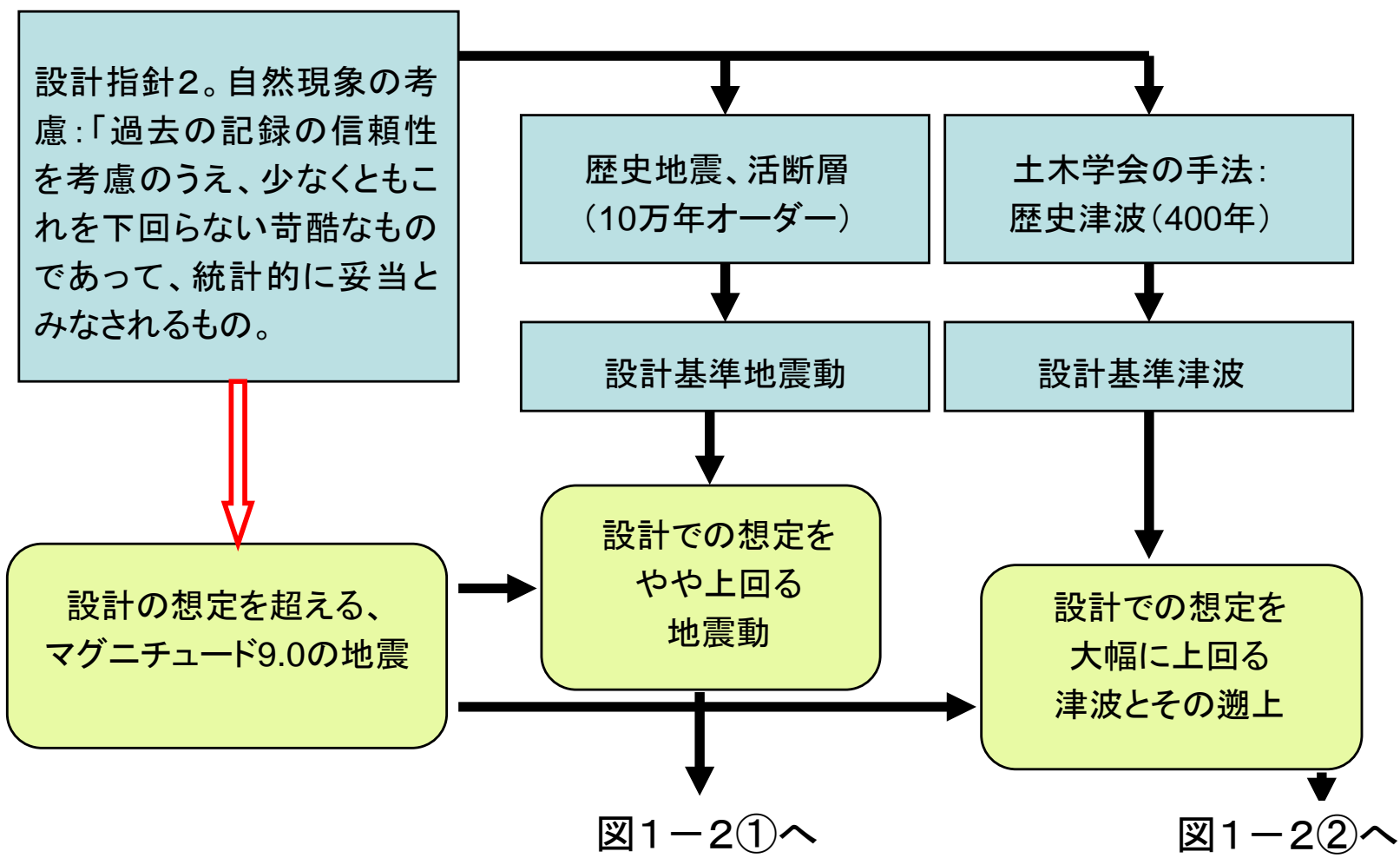


図1-1 深層防護第1レベルでの分析

# 深層防護の各レベルでの分析(続き)

## 第2のレベル: 福島第一事故とは関係していない

- 福島第一では幾つもの機器の同時故障の結果として、最初から厳しい事故状態になってしまっていた。従って、深層防護の第2レベルに相当する状況は生じなかった。

# 深層防護の各レベルでの分析(続き)

## 第3のレベル: 設計基準の想定を超える長時間SBOと直流電源喪失

- 地震動による「外部交流電源の喪失」という発端事象と、津波による「非常用交流電源の喪失」という安全機能の喪失の結果として発電所停電事故(SBO)が起きた。
- 更には「最終ヒートシンクの喪失」が同時に起きてしまって、一層厳しい事故状態になった。
- 加えて、号機によっては、バッテリーが水に浸かってしまって、「直流電源の喪失」まで起きてしまい、プラントの状態把握や制御が著しく困難になった。

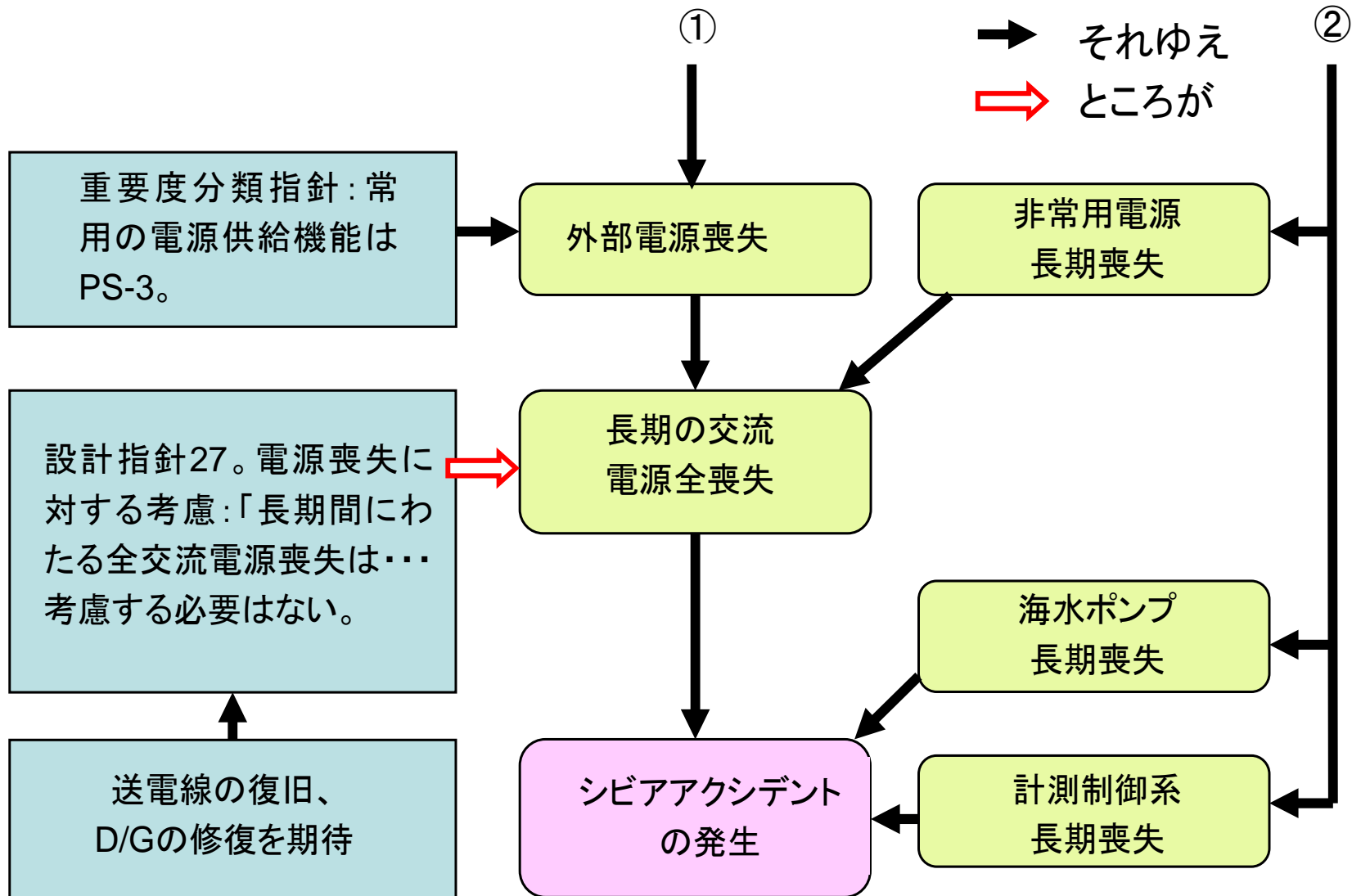


図1-2 深層防護第3レベルでの分析

# 安全設計に係るその他の検討課題

- 外的誘因事象対策としての多様性  
→「2.3 多様性の追求」で説明
- 複合外的誘因事象の適切な考慮
  - 従来から、地震荷重と事故時荷重は組み合わせ。
  - 異なる外的誘因がもたらす影響の重畳も。  
(地震による外電喪失と津波によるD/G喪失)
- 相反する要求に対する考慮
  - IC: 弁を閉じて隔離か、弁を開いて注入か？
  - ベント: 確実な閉じ込めか、必要に応じ放出か？
  - 「フェイルセーフ」の再検討も必要。
- 他にも多くの検討課題

# 深層防護の各レベルでの分析(続き)

## 第4のレベル: 想定通りには実施できなかったAM策

- 用意していたAM策が実施できなかった、あるいは実施困難であったという「想定外」があった。
- 「代替電源」は隣接機も電源喪失。
- 電源車を運び込んでも、電源盤が被水。
- 「代替注水」はポンプの燃料切れ。
- 「格納容器ベント」は、直流電源や空気の喪失、高い放射線、ラプチャーディスクの存在で阻害。
- 「原子炉を減圧して低圧ポンプで炉心に注水」は、格納容器の圧力が高くて困難。



# 深層防護の各レベルでの分析(続き)

## 第5のレベル:「想定していたとおりに」問題が多かった 緊急時対応

- 原子力防災については、福島第一事故よりずっと前から、多くの関係者に、「我が国の原子力防災には実効性がない」という認識があった。
- 事故の真っ最中に計算コードで事故進展とソースタームを予測して、それに応じて緊急時対策を選択することは、どだい不可能。
- 現実には、「想定通りに」計算コードが動くことはなかったが、防災に係る判断は施設の状況等に基づいてなされたため、事故の影響を著しく大きくすることはなかった。

## 2. 個別誘因事象を考えたときの深層防護

### 「深層防護」とは？（IAEA「基本的安全原則」での記載）

- 多くの連続かつ独立の複数レベルの防護。
- 万一あるレベルの防護あるいは障壁が失敗あるいは喪失しても、次のレベルの防護あるいは障壁がある。
- いかなる単一の技術的、人的、組織的失敗も有害な影響につながらないこと、また、有意な有害影響につながるような複数の失敗の組み合わせが起きる確率を極めて低くすることを、保証するものである。

## 個別誘因事象を考えたときの深層防護(続き)

- しかし、外的誘因事象は複数の防護あるいは障壁を同時に失わせる可能性がある。真に挑戦を受けているのは「ランダム故障の仮定」ではないか？
- 深層防護に代わるアプローチは確立していないので、当面は深層防護の枠組みの中で考える。

## 2.1 深層防護の再整理

- 深層防護の各レベルで安全設計とマネジメントを考える必要がある。ただし、レベル1-3は設計が中心、レベル4, 5はマネジメントが大きな役割。(レベル4では、重大事故対処設計及び対処能力が規制要求となった。)
- 設計では各SSCの設計とプラントのシステム設計の問題がある。
- 原子力発電所を対象として、深層防護を、縦軸:レベル、横軸:安全設計及びマネジメント、で整理し直した。
- レベル1のINSAG10の定義は、「異常な運転状態や故障の防止」。これは、「発端事象となるSSCの故障・損傷の防止、緩和機能の喪失となるSSCの故障・損傷の防止」と同義。

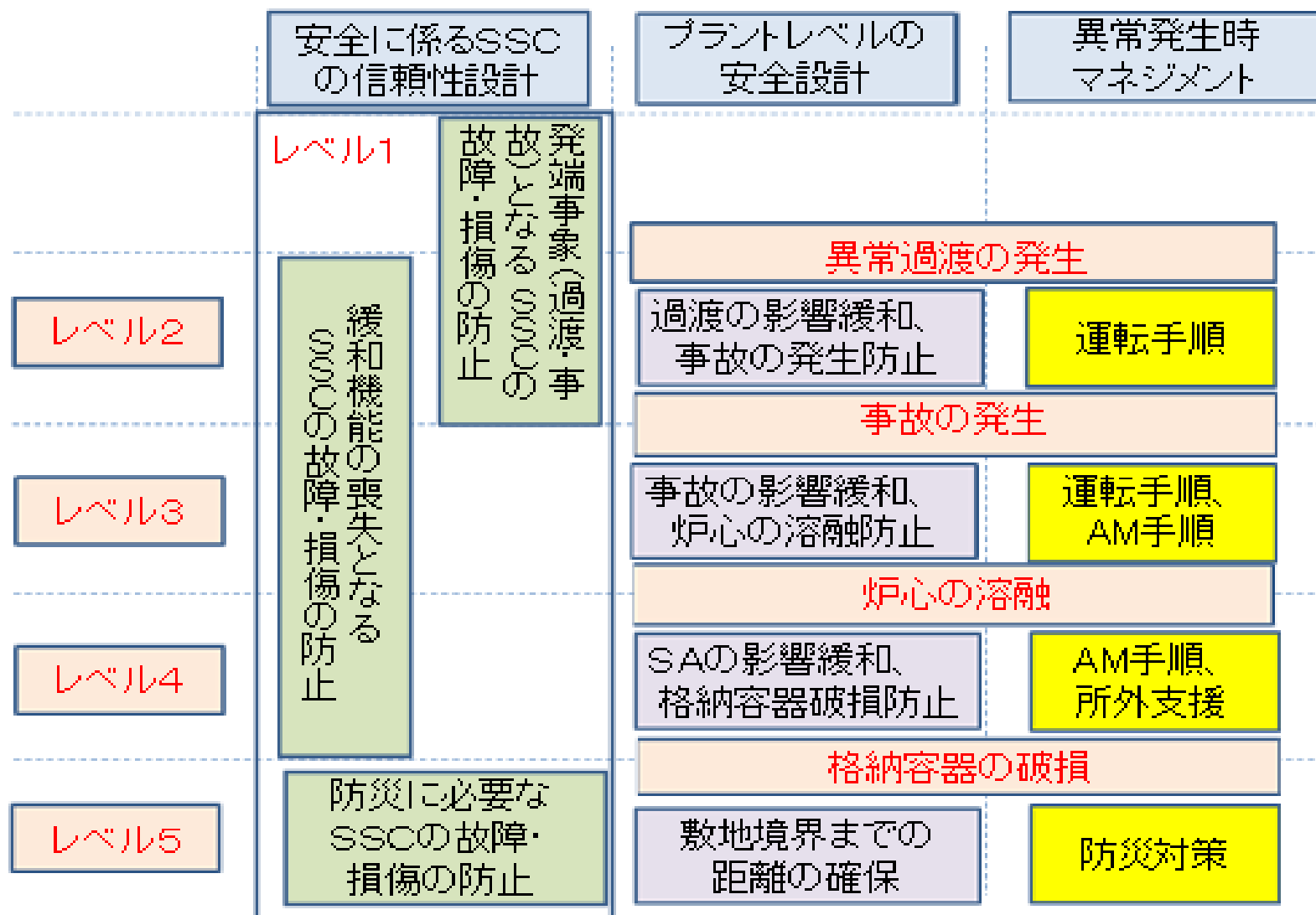


図2-1 深層防護についての再整理(原子力発電所の場合) 21

表2-1 INSAG-10とWENRAの深層防護レベル分けの比較

	INSAG-10	WENRA	
レベル1 : Prevention of abnormal operation and failures			
レベル2 : Control of abnormal operation and detection of failures			
	レベル3 : Control of accidents within the design basis	レベル3 : Control of accident to limit radiological releases and prevent escalation to core melt conditions	レベル3.a : Single initiating events
	レベル4 : Control of severe plant conditions, including prevention of accident progression and mitigation of the consequences of severe accidents		レベル3.b : Multiple failure events
			レベル4 : Control of accidents with core melt to limit off-site releases
レベル5 : Mitigation of radiological consequences of significant releases of radioactive materials			

# 深層防護各レベルの目的

(レベル3及びレベル4はWENRAとのみの比較)

- レベル1: 安全に係るSSCの故障・損傷の防止
- レベル2～5:  
(それぞれのレベルでの影響緩和。それに加えて)
- レベル2: 事故の発生防止
- レベル3: 炉心溶融の発生防止
- レベル4: 格納容器の破損防止
- レベル5: 放射性物質の発生源と周辺公衆との離隔
  
- レベル1～3はもっぱら安全設計で対応、  
レベル4、5はマネジメントが大きな役割。

## 2.2 外的誘因事象に対する防護設計： まずは、グレーデッドアプローチ

### 「グレーデッドアプローチ」とは？

(IAEA「基本的安全原則」での記載)

- 安全のために設置者によって投入されるリソースや、規制の対象範囲および厳格さとその適用は、放射線リスクの大きさとその制御可能性に見合ったものでなければならない。
- 規制委の新規性基準でも、グレーデッドアプローチに基づいた要求。
- 安全重要度分類の検討でも、グレーデッドアプローチが前提。



# 外的誘因事象に対する防護の手順

## (1) 外的誘因事象のハザードの定量評価が可能な場合

- 施設に影響を及ぼし得るあらゆる外的誘因事象について、そのハザードを評価。
- 発生頻度の評価結果が切り捨て基準 ( $10^{-7}$ /年) 以上だったら防護設計が必要と判断。
- 防護設計が必要となった場合は、ハザードのレベルに応じての防護設計。
- ある頻度 (例えば、概ね  $10^{-3}$  ~  $10^{-5}$  等) のハザードを設計基準ハザード (Design Basis Hazard: DBH) とする。
- DBH に対し大きな安全裕度を持つ設計をすることで十分な (たとえば、安全目標・性能目標に見合うような) 安全性を確保。
- これは、ハザードについてのグレーデッドアプローチ。

# 外的誘因事象に対する防護の手順

## (2) 外的誘因事象のハザードの定量評価が困難な場合

- 規制委の新基準では、テロを含め、ハザードの定量評価が困難な場合であっても防護設計を要求。
- 当該外的誘因により重大事故が起きたと想定して、その影響（コンシケンス）を評価。
- 影響があるレベルを超えるなら、原則として、何らかの防護を用意。
- これは、事故の影響についてのグレーデッドアプローチ。

表2-2 新規制基準における航空機落下対策の要否

航空機落下が起きた時の影響	航空機落下の頻度		
	事故的な航空機落下 (発生頻度 10 <sup>-7</sup> /年未満)	事故的な航空機落下 (発生頻度 10 <sup>-7</sup> /年以上)	意図的な航空機落下 (発生頻度 定量化不能)
発電炉	×	○	○
再処理施設	×	○	○
MOX加工施設	×	○	○
事故時の影響が 中程度の諸施設	×	○	○
	×	○	○
	×	~~~~~	~~~~~
高レベル廃棄物 埋設施設	×	×	×
	×	×	×
低レベル廃棄物 埋設施設	×	×	×

# 種々の誘因事象への防護設計に係る検討課題

- ハザード評価の方法論は多くの誘因事象について確立しているか？
- 過去の最大ハザードを超えるハザードはどこまで考えれば良いか？
- それにしても青天井の設計はあり得ない。外的事象により設計の想定を大幅に上回る事態が生じた時の対処はどうあるべきか？
- 専門家の判断が異なる時はどう対処すべきか？

## 2.3 多様性の追求

- 共通原因故障への最も有効な対策は多様性。
- 外的誘因事象は典型的な共通原因。
- 外的誘因事象への対策を考えるにあたっては多様性の検討が必須。
- 原安委の設計指針での「多様性」の定義（新規制基準でもそのまま引き継いでいる）：  
「同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が2つ以上あること。」
- しかし、福島第一の事故を見れば、より広い意味での多様性を考える必要がある。

## 多様性についての福島第一事故の教訓

- 発電所停電事故(SBO)が起きた時でも、タービン駆動の冷却系があれば一定時間は炉心の冷却が可能。設計において「作動原理が異なる安全系を用意する」ことは、従来同様重要。
- 5号機ではSBOが起きたが、6号機では1基の非常用発電機(D/G)が生き残った。このD/Gから5号機への電源融通によって、5号機もシビアアクシデントを免れた。6号機のD/Gが生き残った理由は、それが空冷式であることと、高所に置かれていたことによる。即ち、冷却方式や配置位置の多様性が有効。

## 多様性についての福島第一事故の教訓(続き)

- アクシデントマネジメント(AM)策として用意されていたディーゼル駆動消火系ポンプ(DD-FP)が不作動であった時に、消防車のポンプによる炉心冷却がなされた。固定された安全設備だけでなく、可搬式の設備があると有用。事故後の規制委での検討の結果、可搬式の安全設備をその置き場所も考慮して用意しておくことになった。
- 多様性の検討では、単一の誘因事象について考えるのではなく、いろいろの誘因事象が起き得ることを考えることが必要。機器設置位置については、津波だけ考えれば高いところに置けばよいが、航空機落下を考えればそうはならない。

# 設計の想定を大幅に上回る事態への対処

- 外的事象への対処については、設計基準を越す状況に対してすべて「設計の強化」だけで対応するのは困難。サイトに用意する可搬式機器やサイト外からの支援等を組み合わせた「柔軟な対応」が必要。
- 「柔軟な対応」のためには準備が必要。「柔軟な対応」が設備の用意だけでよいはずがない。想定を上回る「不測の事態」についても、どのような状況が生じ得るのか想像力を働かせることは必要。
- その上で、「何をすべきか」、「何をしておけばよいのか」について戦略を立て、戦略に沿って設備の用意や教育・訓練が必要。



### 3. 規制を支える技術基盤

- 確率論的安全評価（PSA）の結果として得られる「リスク情報」や、原子力施設で実際に起きた事故や故障（運転経験）の分析・評価によって得られる教訓、また、安全研究の成果は、それぞれ、規制をよりよいものにしていくのに有用な知見を与えるもの。
- 運転経験データや安全研究の成果は、直接的に設計、管理、規制に有用なものもあるし、また、PSAの基盤情報となるものもある。
- たとえば、機器等の故障率、シビアアクシデント時に起き得る現象についての知見、地震の発生メカニズムや地震動距離減衰にかかる知見は、PSAにとって不可欠の情報

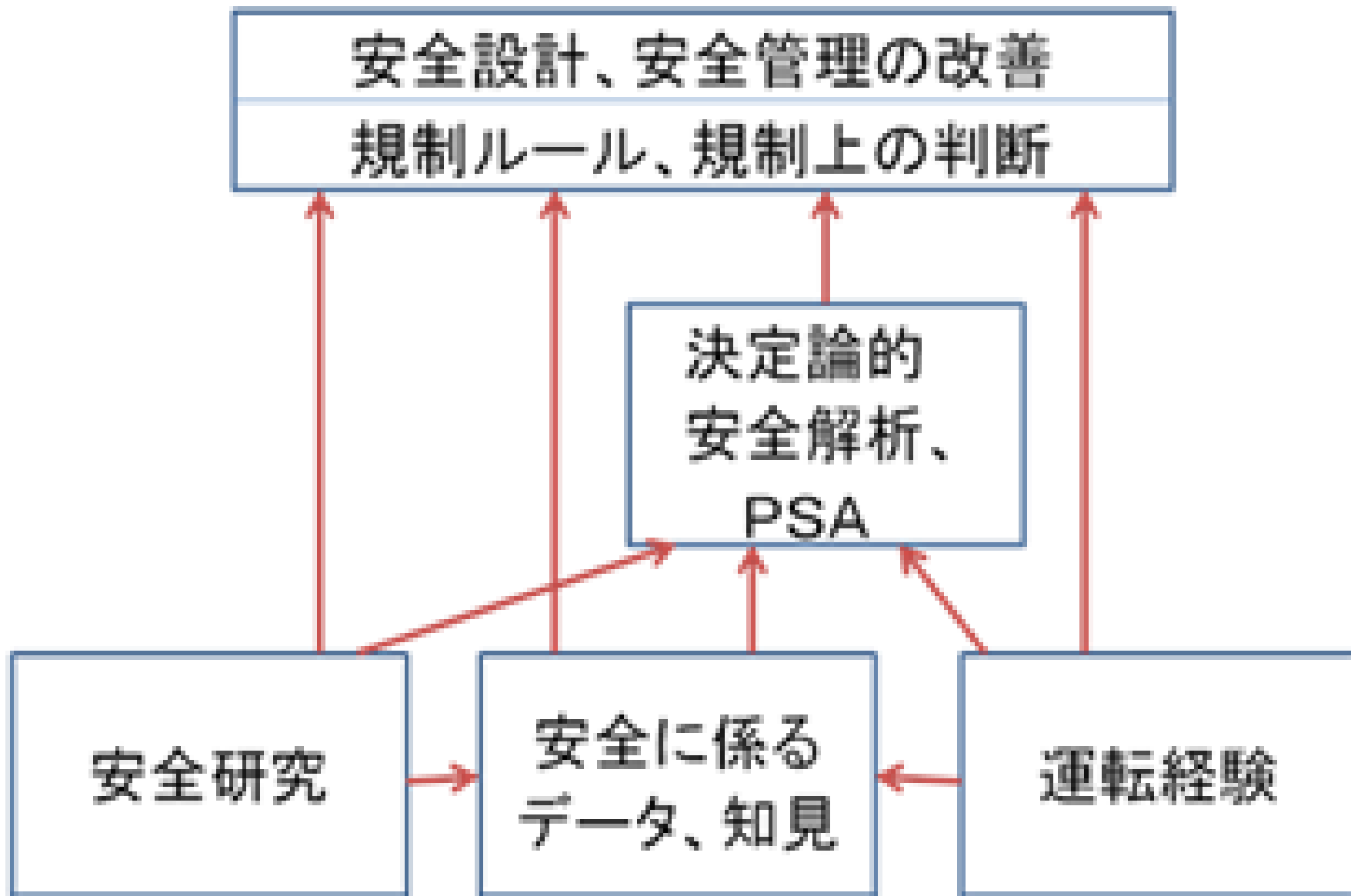
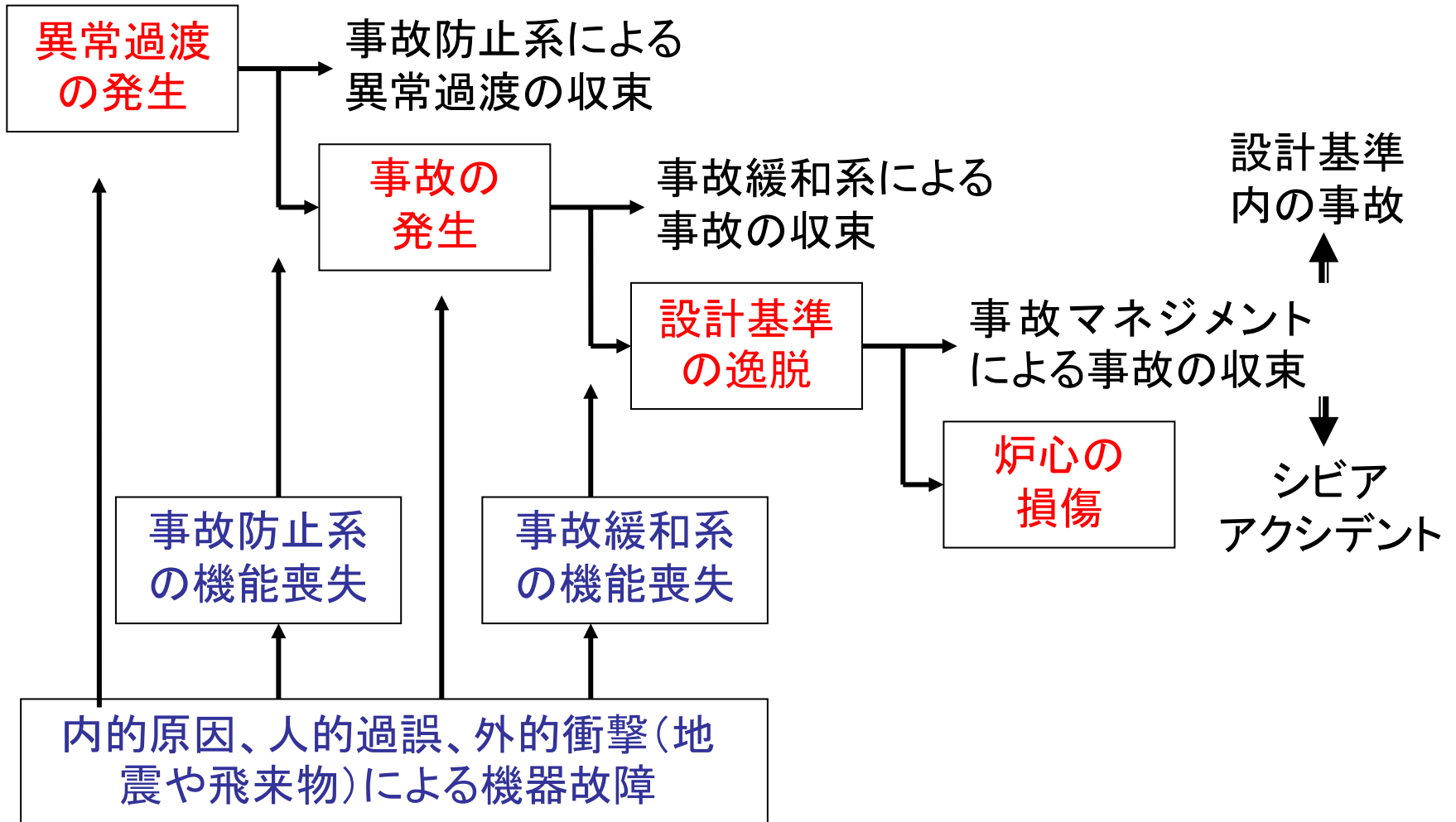


図3-1 PSA、運転経験、安全研究の活用プロセス

## 3.1 確率論的安全評価の結果を参考にする規制 PSAの方法論の妥当性について

- 「原子力安全と規制(1) 安全とは何か」で紹介した「原子力発電所の確率論的安全評価の手順(その1)、(その2)」を見返してみよう。
- これらの図は、実は、
  - 「深層防護」の概念
  - PSAの手順
  - 福島第一事故で実際に起きたことを表している。

# 定常運転

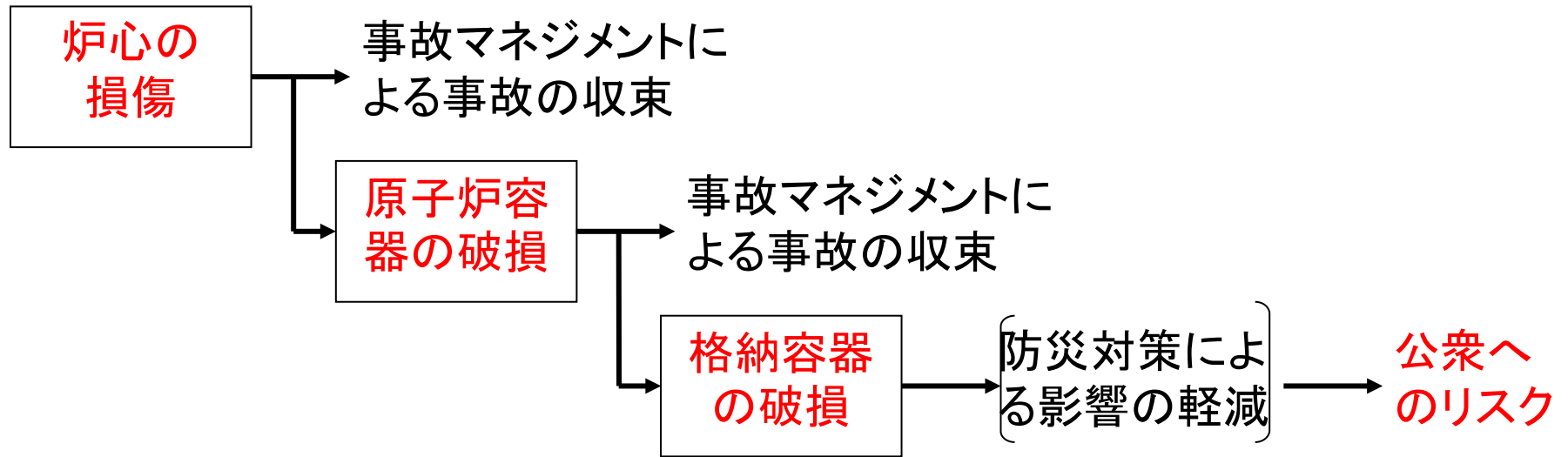


(1)の図2-2 原子力発電所における深層防護と  
アクシデント・マネジメント(1)

# 原子力発電所のPSAの手順(その1)

- 機器の故障は、機器に内在する原因によっても機器の外部から与えられる衝撃によっても起きる。
- 機器の故障・損傷の中には、発端事象になるものもあるし、停止系や炉心冷却系等、炉心溶融を防止するための安全系の機能喪失につながるものも、格納容器冷却系統等、格納容器破損を防止するための安全系の機能喪失につながるものもある。
- 発端事象と安全系の機能喪失が炉心溶融や格納容器破損につながる。

## シビアアクシデント



(1)の図2-3 原子力発電所における深層防護と  
アクシデント・マネジメント(2)

## 原子力発電所のPSAの手順(その2)

- 格納容器が破損するような重大な事故によって公衆が健康影響を受けるまでのシナリオを示している。
- 放射性物質が環境中に放出される(その核種と量、放出のタイミングが「ソースターム」と、放出された放射性物質は気象条件に左右されながら環境中を移行していく。
- 公衆の被ばく線量は避難や退避といった緊急時対策の成否によって異なる。
- 最終的には被ばく量から公衆の放射線影響を評価する。

## PSAの手法に係る教訓

- 2つの図と、福島第一で実際に起きたことを比べれば、PSAの全体としての考え方が、シビアアクシデント時にプラントの中で、あるいは敷地の外で起きるであろうことを正確に予測していたことが理解される。
- PSA結果には依然として不確実さも不完全さもある。また、これらの不確実さ、不完全さをなくすことは困難である。
- しかしながら、PSAは、原子力施設が公衆に及ぼすリスクを直接的に評価する、現在のところ唯一の安全評価手法である。そして、手法の全体としての妥当性は、不幸なことであるが、福島第一の事故で確認されたと言える。



# PSAにおける不確実さ・不完全さ

- PSAで特に大きな不確実さ要因
  - ①外的事象のハザード評価
  - ②シビアアクシデントの進展解析とソースターム評価
  - ③運転員のマインドセット
- たとえば、
  - ①歴史津波データを単純に統計処理した場合は、津波データ1件が加わればハザードが大きく異なる。
  - ②「原子炉建屋に漏洩した水素がそこで爆発」は多くのPSAでモデル化されていなかったし、「3号機で生じた水素が4号機原子炉建屋に漏洩してそこで爆発」については、こういう漏洩経路があることにはほとんど誰も気がつかないでいた。

# PSAの実施状況

- 内的事象（正確にはランダム故障）と地震についてのPSAははるか昔から実施されてきたが、地震以外の外的事象（津波を含む外的浸水、内的浸水、外的火災、内的火災、航空機落下等）についてのPSAは、福島第一の事故まで、まったくと言っていいほどなされてこなかった。
- 米国では「IPEはまず内的事象（ただし、外的事象のうち内的浸水を含む）だけを対象として開始された」のに引き続いて、「外的事象（内的火災、強風、外的浸水、地震等）を対象としてのIPE（IPE of External Event: IPEEE）も・・・1990年に開始された」のに対して、我が国では、地震を除けば、IPEEEがなされなかった

## PSA結果の規制への反映

- 原安委により、「安全目標は、まずは規制体系の合理性、整合性といった各種規制活動の全体にわたる判断の参考として適用」する、言いかえれば、「リスク情報」は深層防護の具体化である決定論的規則の合理性を図るのに用いるとの方針が示されていた。
- しかしながら、我が国ではこれまで、この方針に沿ったPSAの応用はほとんどなされていない。リスクの絶対値を安全目標と比べて善し悪しを判断するとか、リスクへの寄与度が大きい機器に対しては無条件に検査を強化するとか、数値のみの利用としか提案されていない。

## 3.2 運転経験の分析・評価と反映

### 運転経験分析評価が重要とされた経緯

- TMI事故以前に、炉心損傷には至らなかったものの、TMIと極めて類似の事例が起きており、しかも、事例の分析結果として、TMIのような重大な事故の可能性も予言されている。それにもかかわらず、教訓がまったく反映されず、TMI事故が起きてしまった。
- TMI事故後、この教訓から、各国で、また、国際機関で、産業界で、また、規制側機関で、運転経験の共有と分析・評価がなされるようになった。
- しかし、福島第一の事故を見たときに、このような活動が形骸化していなかったかという反省がある。

# 安全部会のセミナー報告書での記述

- 「運転経験の反映」も不十分であった。
- 自国の施設だけでなく、他国の施設で起きた運転経験を規制に反映することの重要性は以前から認識されていた。
- しかし、インド洋大津波時のインド・マドラス炉の浸水があった事例そのものは、わが国の規制関係者にも把握されていたにもかかわらず、「これはインドで起きた事故であってわが国では関係ない」で終わっていた。同時多発航空機テロも、わが国の規制には反映されなかった。
- もっと謙虚に、事例に学ぶことが必要であった。

# 事象報告システム(IRS)の議長の指摘

- 「運転経験の反映が重要なのは誰も認識しているが、実際には情報の分析・共有はしても対策の実施(Implementation)はしていない。」
- 運転経験は、学習するだけでなく、教訓を実際の規制に反映することまでしなければならないということを、もう一度思い返すことが大事。

## 3.3 安全研究のあり方

### 国が行う安全研究の位置づけ

- 規制当局あるいはその技術支援機関が行う安全研究は一般的な意味での「原子力の安全に関する研究」ではなく、「規制に役立つ研究」。
- ただし、「規制当局にとっての最大のニーズのひとつは、常に規制当局を支援する技術者集団が存在すること。
- 短期的な規制ニーズだけでなく、施設の維持を含め、基盤的な研究も含め、研究活動が一定規模以上で継続されることも不可欠。

# 気がかりな安全研究の例

## 炉心損傷後の原子炉容器の溶融貫通防止(IVR)研究

- 水がないから炉心損傷になるのであり、水がなければIVRもできない。熱流動の観点での研究はなされたが、PSAの観点からの検討はなされなかった。福島第一の事故でIVRは何の役にも立たなかった。



# 気がかりな安全研究の例(続き)

## ERSSとSPEEDI

- 従来の我が国の防災は「技術的に論外、国際通念ともかけ離れている」。事故が発生した時点で、ERSSとSPEEDIで予測解析をし、その結果に基づいて避難や屋内退避を判断するなどというでたらめを、非専門家が盲信し、専門家は見て見ぬふりをしてきた。

## 廃棄物処分に係る「土の研究」

- 廃棄物は本来長期間管理しなければならないもの。「土の研究」は役立つか？
- ただし、福島事故の土地汚染問題では、これまでの「土の研究」が役立つ可能性。

# 安全研究の難しさと本質的な矛盾

- 安全研究は本来難しい研究。何が難しいかということ、「実用にならないといけない」ということ。ここで実用とは安全規制での利用のこと。
- 「安全」にとって何が大事かということ、「弱点をなくす」こと。鎖の強さは、その一番弱い輪で決まる。福島第一の事故は、津波に対する防護が弱かったため。
- 一方「研究」は、“Something new”がない限り、研究成果として認められない。勢い、研究者は自分の「一番強いところを更に強める」ような研究に走ることになる。

# これからの原子力安全研究で考えるべきこと

- 原子力安全規制にとっての課題は山ほどある。従って、研究課題も山ほどある。ただ、その多くは、単一の技術で解決できる課題ではない。複数の技術を合わせて解決しなければならないものばかり。
- 研究のテーマそのものは同じでも、研究への取り組み方で、より有用な研究になるように目指すべき。

## 懸念される技術基盤の喪失

- 「安全研究自衛隊論」: 安全研究は普段は役に立たなくて良い、事故時に役に立てばいい、というもの。
- 実際、福島第一事故の最中あるいは事後に、事故の分析をし、事故対応に必要な技術的助言をしたのは、JNESやJAEAの職員、中でも、シビアアクシデント研究やPSA研究に従事した人たち。
- 原子力利用を進める上で、様々な関連技術分野それぞれに、一定の人数の専門家がいることは不可欠。
- しかしながら、原子力の専門家の数は顕著に減少しており、原子力の技術基盤全体が揺らいでいる。
- 本当に必要な研究がなくなってしまうと、もはや原子力利用を進める資格さえない国になってしまう。

## 4. その他の検討課題

### 原子力安全関係者はどうあるべきか

- 傲慢さを捨てよう
  - スリーマイル島(TMI)及びチェルノブイリの事故のあと、我が国では「我が国ではそうした事故は起き得ない」と繰り返し言ってきた。
  - 私自身も、福島第一の事故まで、日本の原子力は十分安全なものだと思っていた。
- 事故が起きるまで、我々原子力関係者は傲慢だった。めったに起きない事故を経験してはじめて謙虚になるのでは愚かだ。しかし、せめては、事故が起きてしまったあとは謙虚でなければならないと思う。

## 然るに、事故後でさえ、なお

- SPEEDIで防災ができるとか、詳細コードを整備すればシビアアクシデントを精度よく解析できるといった、技術の現状を無視した主張がなされている。

## おわりに

- 原子力安全には「Integrationが大事」。
- それぞれの関係者は、多くの場合、必要なことに真摯に取り組んでいる。しかし、それらはパーツである。パーツの寄せ集めは決して全体にならない。あちこちに欠落部分が生じてしまう。たとえパーツは正確・高精度であったとしても、欠落だらけの全体では危険きわまりない。
- 原子力という巨大技術を扱うには、個々人の持っている技術を総合化(Integrate)しなくてはならない。事業者であれ規制者であれ、あるいは安全研究者であれ、原子力安全に向けて知識や経験を一層総合化する努力が必要。

# ひたち海浜公園のネモフィラの丘



- ネモフィラの1輪1輪は小さな平凡な花である。
- しかし、無数のネモフィラが集まった結果、いくつもの丘が隙間なく青一色に染められている。
- 原子力安全はネモフィラの丘のようであればならない。ゴージャスな花はあるが、その周りは隙間だらけということであってはならない。