

耐震設計審査指針の考え方 と過酷事故対策について —「残余のリスク」の取り扱い—

平成23年年7月15日

東京都市大学 平野光將(JNES技術顧問)

発表内容

I. 耐震設計審査指針の考え方

1. 改定の背景と経緯
2. 改定耐震設計審査指針の特徴と意義
3. 残余のリスクの取り扱い
4. 耐震バックチェック

II. 過酷事故対策(アクシデントマネジメント:AM)

1. AM整備までの経緯
2. AM整備
3. 定期安全レビュー(PSR)
4. 緊急安全対策
5. 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書
6. 我が国原子力発電所の安全性の確認について
(ストレステストを参考にした安全評価の導入等)

I 耐震設計審査指針の考え方

1.改定の背景と経緯

耐震設計審査指針は、原子力安全委員会が原子力発電所の耐震安全性を審査するための基礎とする公開内規であるが、原子力安全・保安院の行政庁審査でも用いられている。

■ 背景

旧耐震設計審査指針は昭和56年に策定されて20年余経過し、特に、平成7年の兵庫県南部地震に関する調査研究の成果等を通じて、断層の活動様式、地震動特性、構造物の耐震性等に係わる貴重な知見が得られており、また社会情勢の変化が生じた。

●地震学・地震工学における最新知見の蓄積等

- ・地震観測データの増加
- ・地震動策定方法の進歩
- ・震源を特定しにくい地震の発生
- ・3次元的地震動評価方法の進展
- ・動的地震応答解析等耐震設計技術の進展

●社会情勢の変化

- ・設計用地震動よりも大きい地震動発生の可能性
- ・一般公衆への説明責任

■ 原子力安全委員会耐震指針検討分科会(計48回)(平成13年7月開始)

- ・別途、基本WG、地震・地震動WG、施設WG を計31回開催

○活動プロセス

- ・分科会:耐震設計関連の23の検討課題の抽出
- ・各WG:23の検討課題に関する最新知見の調査、整理
- ・分科会:各WGにおける整理内容に基づき審議

(23の検討課題の最重要課題)

- ①地震時の安全確保の考え方と耐震指針の枠組み→「残余のリスク」
(確率論的手法と決定論的手法に係わる取り扱い)
- ②最新知見に基づく基準地震動策定方法 →不確かさの取り扱い
- ③直下地震に代わる震源を特定しにくい地震の取り扱い
- ④耐震重要度分類の考え方

その間、幾つかのサイトで指針の想定(S2)を越す揺れを観測したこと、また、平成18年3月末の北陸電力志賀原子力発電所2号機の運転指し止め判決において、金沢地裁が、

- ① 未知の直下型地震の想定が小規模過ぎる、
- ② 活断層の危険性の考慮が不十分、
- ③ 揺れの算定方法が妥当性を欠く、

と指摘したことが、分科会のとりのまとめを加速させた。

2. 改定耐震設計審査指針の特徴と意義

改定耐震設計審査指針（新指針）は、5年数ヶ月の検討・審議を経て平成18年9月19日に策定されたが、

- ① 信頼性の高い地質・地盤調査を前提とし、**不確実さを適切に考慮した基準地震動 S_s** の策定方法の高度化
- ② S_s を超える地震動が生起する可能性は否定できないとし、 **S_s を超える地震動による「残余のリスク」**を認識し、それを合理的に実行可能な限り小さくすること

の明記が新指針の大きな特徴といえる。

(1) 地震を起因とする事象の特徴

一般に原子力施設の安全性は深層防護の原則に基づく確定論的な対策・評価によって達成されているが、地震を起因とする事象は、以下のような要因から機器故障や人的過誤等に基づく内的事象と異なる特徴を持つ。

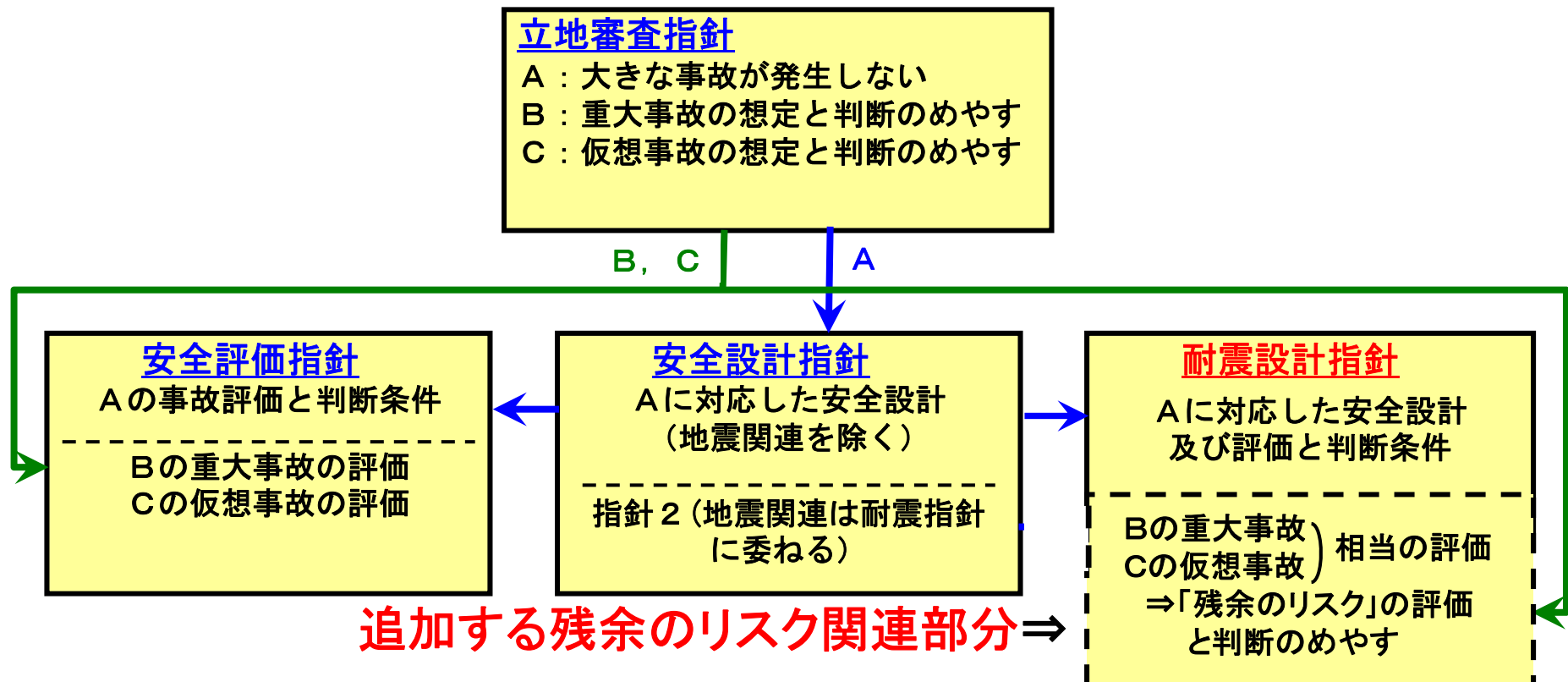
- a) 地震・地震動は**自然現象で人間が制御できないこと**
- b) 兵庫県南部地震以降著しい進歩を遂げた最新技術でも地震・地震動の規模、頻度、特性を**精度良く（不確実さを小さく）推定することは難しいこと**
- c) 大きな地震動に対し重要な系統・機器・構造物が**同時多発的に損傷し、多重防護が有効に機能しない可能性があること**

(2) 原子力施設の安全機能維持の考え方-1

- (i) **不確実さを考慮した基準地震動Ssを策定し、重要な系統・機器・構造物が安全機能を維持するよう設計することで、原子炉等規制法にある災害を起こさないことを求めている。**

⇒ その結果として、必要な対策を含め

「残余のリスク」を小さくする。



(2) 原子力施設の安全機能維持の考え方-2

「残余のリスク」が小さいことを確実にするため、

- (ii) 「残余のリスク」を確率論的耐震安全評価（地震PSA: Probabilistic Safety Assessment）により把握することを推奨している。

そのために、

- (iii) 様々な不確実さを考慮して策定する S_s の策定方法と地震PSAとは整合することが求められる。

実際、

- (iv) 地震PSAを構成する要素技術は全て決定論的耐震設計法及び耐震安全評価法と同一である。また、評価や設計に用いるデータも共通である。

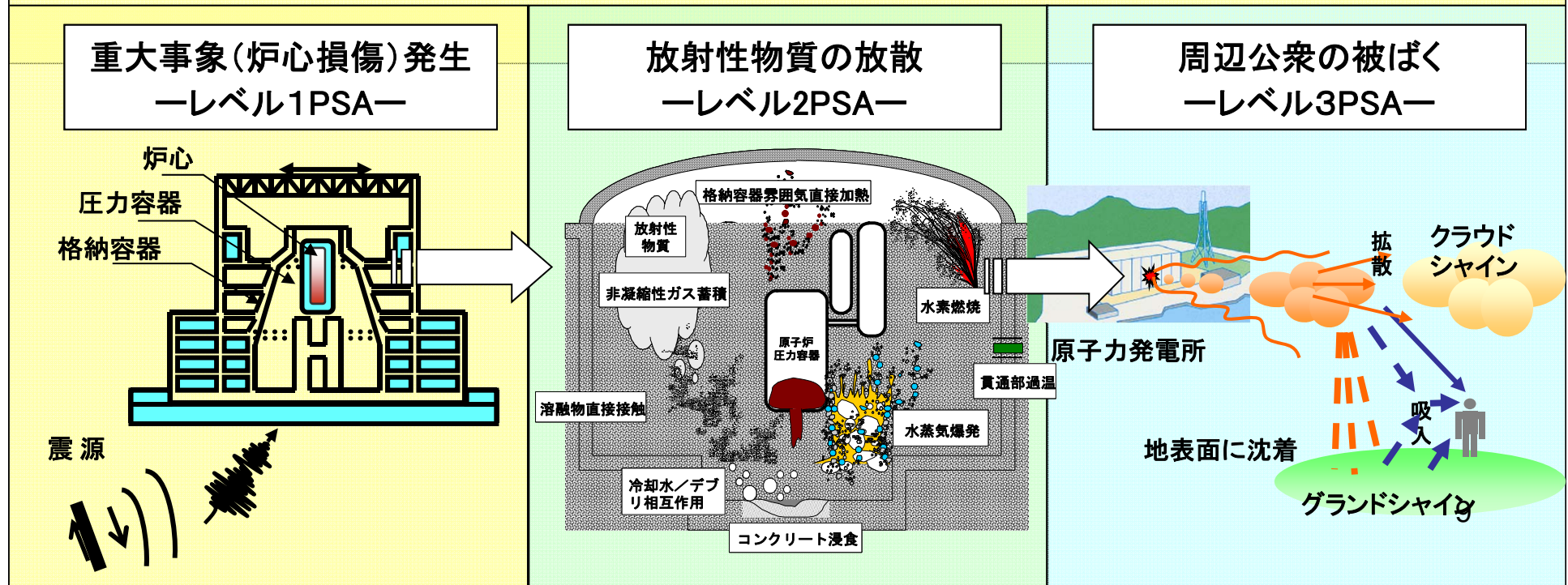
→ 残余のリスクを地震PSAで評価し、
必要に応じて、プラント改造、AM整備によりリスク低減が可能⁸

3. 残余のリスクの取り扱い

(1) 「残余のリスク」の定義

基準地震動 S_s を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、

- ・ 施設の重大損傷事象が発生すること
- ・ 大量の放射性物質が放散する事象が発生すること
- ・ それらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと



(2) 「残余のリスク」の評価手法・判断指標

評価手法

「残余のリスク」の最も現実的な評価手法として、確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) 手法が提案されている。

- ・ 施設の重大損傷事象評価 : レベル1PSA手法 (20年3月制定、21年3月発行)
- ・ 放射性物質の放散事象評価 : レベル2PSA手法 (同上)
- ・ 周辺公衆の放射線被ばく評価: レベル3PSA手法 (同上)

原子力学会地震PSA実施基準の策定
(平成19年3月制定、同9月発行)

判断のめやす

- ・ **安全目標(案):**
敷地境界付近の公衆の個人平均急性死亡リスクと敷地周辺の公衆の個人平均がん死亡リスクが 10^{-6} /年・サイト程度以下
- ・ **性能目標:**
炉心損傷頻度が 10^{-4} /炉・年, 且つ、格納容器機能喪失頻度が 10^{-5} /炉・年以下

(3) 「残余のリスク」の評価による有用情報とリスク低減策

■ 評価条件、評価モデル、使用データ、評価結果の陽な明示 ⇒ 透明性、説明性

■ 耐震安全上重要な次の情報が得られる

(1) 炉心損傷頻度(CDF)へ寄与する構造物・機器

⇒ 耐震重要度分類の適正化

(2) 地震動下で複数の機器が同時に損傷する可能性

⇒ 共通原因損傷の把握

(3) CDFへ寄与するシステム

⇒ システム冗長性の有効性

(4) CDFへ寄与する事故シーケンス

(各種安全系がどのように破られるか)

⇒ 多重防護の有効性

(5) CDFへ寄与する地震動の大きさ及び超過頻度の範囲

⇒ 地震動評価の信頼性範囲

(6) CDFの把握

⇒ 残余のリスクの安全目標/性能目標、国際標準との比較

■ CDFに寄与の大きい構築物、機器及びシステムに着目し、耐震安全性の一層の向上を図り、その低減効果の確認 → 「残余のリスク」低減のための

例えば、構造強化の観点では、

プラント 改造、AM整備

・タンクや配管のような静的機器の場合

→ 支持構造物(基礎アンカーボルトや配管サポート等)の強化

・安全上重要な機器がポンプや電気盤のような動的な機器の場合

→ 制震、免震構造化による応答の低減

4. 耐震バックチェック

■原子力安全委員会（H18年9月19日）

原子力施設の耐震安全性は、基本設計に加えて、詳細設計、それらに基づく建設段階を通じて、さらに地震時における適切な運転管理等が相まって確保される。

安全審査とは別に、「残余のリスク」を含む耐震安全性に関する評価について、行政庁から報告を受ける。

■原子力安全・保安院

●耐震バックチェック（H18年9月20日、事業者へ指示）

○第1段階（進捗状況は次ページ）

- ・不確実さを考慮したSsの策定と建屋・機器の安全性評価
- ・不確実さを考慮した設計津波の策定と建屋・機器の安全性評価等

○第2段階（事業者から国への報告は未だ無い）

- ・地震PSA技術等を用いた「残余のリスク」の定量的評価

●中越沖地震（H19年7月、M6.8、柏崎刈羽発電所近傍）

- ・旧耐震指針の設計応答の約2倍の加速度応答が観測
- ・最新知見（地震動増幅や建屋床柔性等）

→最新知見の考慮を全事業者に指示（H20年9月）

第1段階 耐震バックチェックの審議状況

中間報告には津波に関する
評価は含まれていない。

平成22年12月6日現在

設置者名	施設名	審議状況	設置者名	施設名	審議状況
北海道電力	泊	△	関西電力	大飯(3, 4号機)	◎
東北電力	女川(1号機)	◎		高浜(3, 4号機)	◎
	東通	△	中国電力	島根(1, 2号機)	◎
東京電力	柏崎刈羽 (1,5,6,7号機)	◎ (最終報告)	四国電力	伊方(3号機)	◎
	福島第一(3号機)	◇	九州電力	玄海(3号機)	◎
	福島第一(5号機)	◎		川内(1号機)	◎
	福島第二(4号機)	◎	日本原子力 発電	東海第二	○
中部電力	浜岡 △ (最終報告)	敦賀		△	
北陸電力	志賀(2号機)	◎	原子力機構	もんじゅ	◎ (最終報告)
関西電力	美浜(1号機)	◎		再処理	△
			日本原燃	六ヶ所	◎ (最終報告)

◎: 原安委でも妥当と評価

○: 保安院での審議を終え、現在原安委で審議中

△: 現在、保安院で審議中

◇: 保安院で特別な扱いとして審議を実施し妥当評価

※最終報告以外は中間報告を審議

Ⅱ. 過酷事故対策(アクシデントマネジメント : AM)

1. AM整備までの経緯

(1) 1979年3月 TMI-2事故

我が国の原子力安全確保対策に反映させるべき事項を抽出(52項目)

- ①運転員の教育・訓練の強化
- ②事故時手順の見直し
- ③発電所緊急時対策所の設置
- ④計測機器の充実・強化

(2) 1986年4月 チェルノブイル事故

○安全文化の醸成

(3) 1992年3月 共通問題懇談会報告書 「シビアアクシデント(SA)対策としてのアクシデントマネジメント(AM)に関する検討報告書—格納容器対策を中心として—」

SAへの拡大防止対策及びSAに至った場合の影響緩和対策が原子炉施設の安全性の一層の向上を図る上で重要であり、海外諸国において格納容器対策が採択され始めていることを踏まえ、

我が国が採るべきAM、SA研究、PSA実施などの考え方について提案

(4) 1992年5月原子力安全委員会決定文(1997年10月20日一部改正)

「**発電用軽水型原子炉施設におけるSA対策としてのAMについて**」

- ・原子炉設置者が、原子炉施設の安全性の一層の向上を図るため**効果的なAMを自主的に整備**し、万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることを**強く奨励**。
- ・行政庁は、AMの促進、整備等に関する行政庁の役割を明確にするとともに、その具体的な検討を継続して進めること。
- ・当面の処置として、行政庁から以下の報告を受け検討する。
 - ①新設原子炉施設については、当該原子炉施設の燃料装荷前までに整備するAMの実施方針(設備上の具体策、手順書の整備、要員の教育訓練等)
 - ②運転中又は建設中の原子炉施設の今後のAMの実施方針
 - ③上記①及び②で実施する**確率論的安全評価**
- ・関係機関及び原子炉設置者は**SAに関する研究を継続**する。当委員会は、これらの成果の把握に努め所要の検討を行う。

(5) 1992年7月 通商産業省による産業界への要請

● PSAの実施とこれに基づくAMの整備

① 内的事象の出力運転時のレベル1PSA 及びレベル1.5PSA (格納容器機能喪失迄)を実施し、各原子力施設 設の特性の把握とAM候補の検討を1993年度末迄に行う。

また、格納容器ベンディングシステム、水素制御対策等の格納容器対策、運転手順書の整備、運転員の訓練等を含め、AMの技術的要件を検討する。

② 検討結果を踏まえ、計画的かつ速やかに必要なAMを整備する。

③ 定期安全レビュー等において上記AMについて定期的に評価する。

● その他

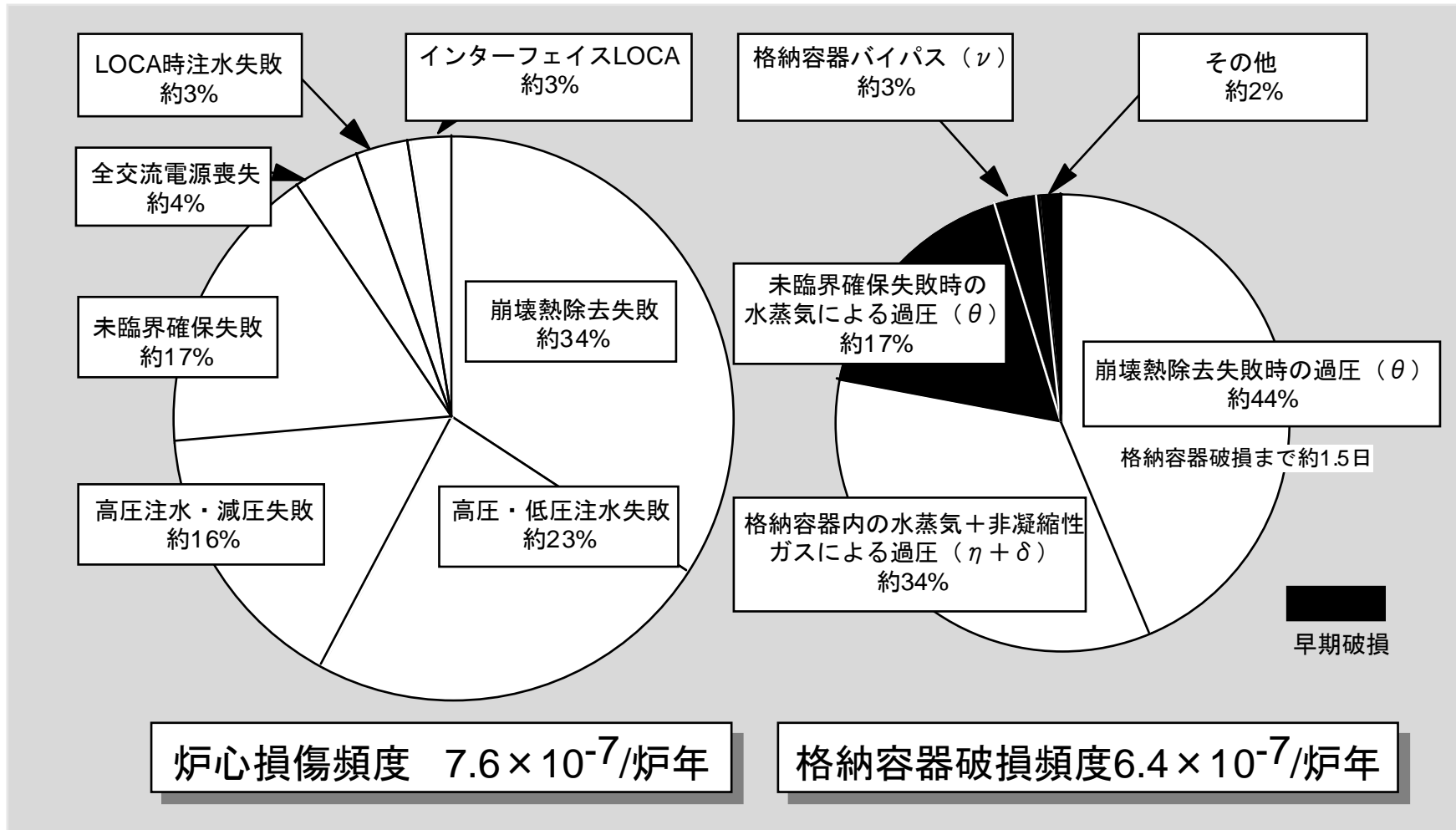
① 電気事業者は、代表的な原子力施設を対象に1年以内に停止時 PSA (レベル1PSA)を実施し、その結果を踏まえ、適切に対応

② 電気事業者は、引き続きPSA手法の精度を高めかつ、その範囲を拡大する研究を行うとともに、機器故障率等のデータベースを整備

2. AM整備

BWRプラントのPSAの結果

PSAの結果 (内的事象、出力運転時)

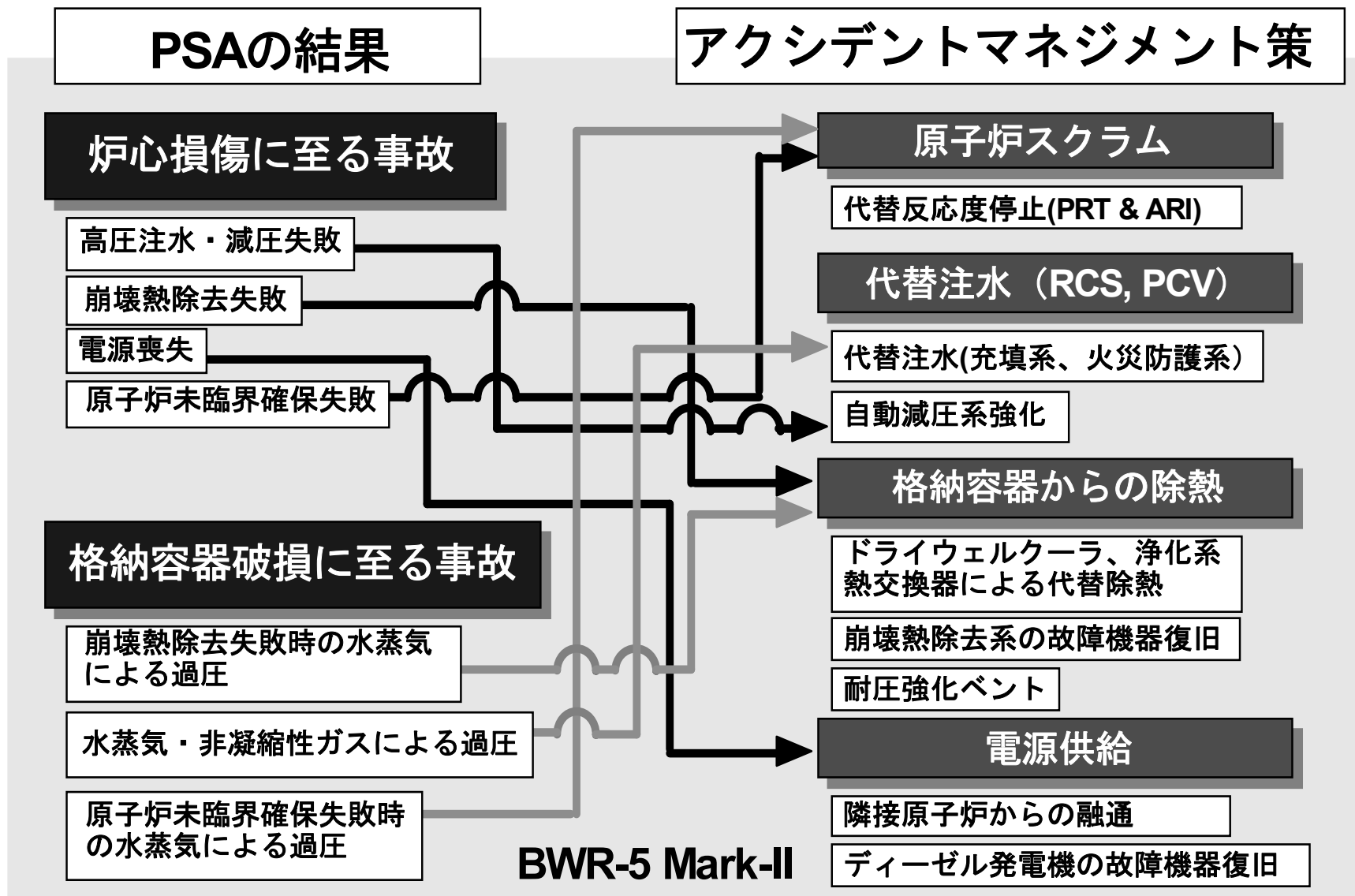


BWR-5 Mark-II

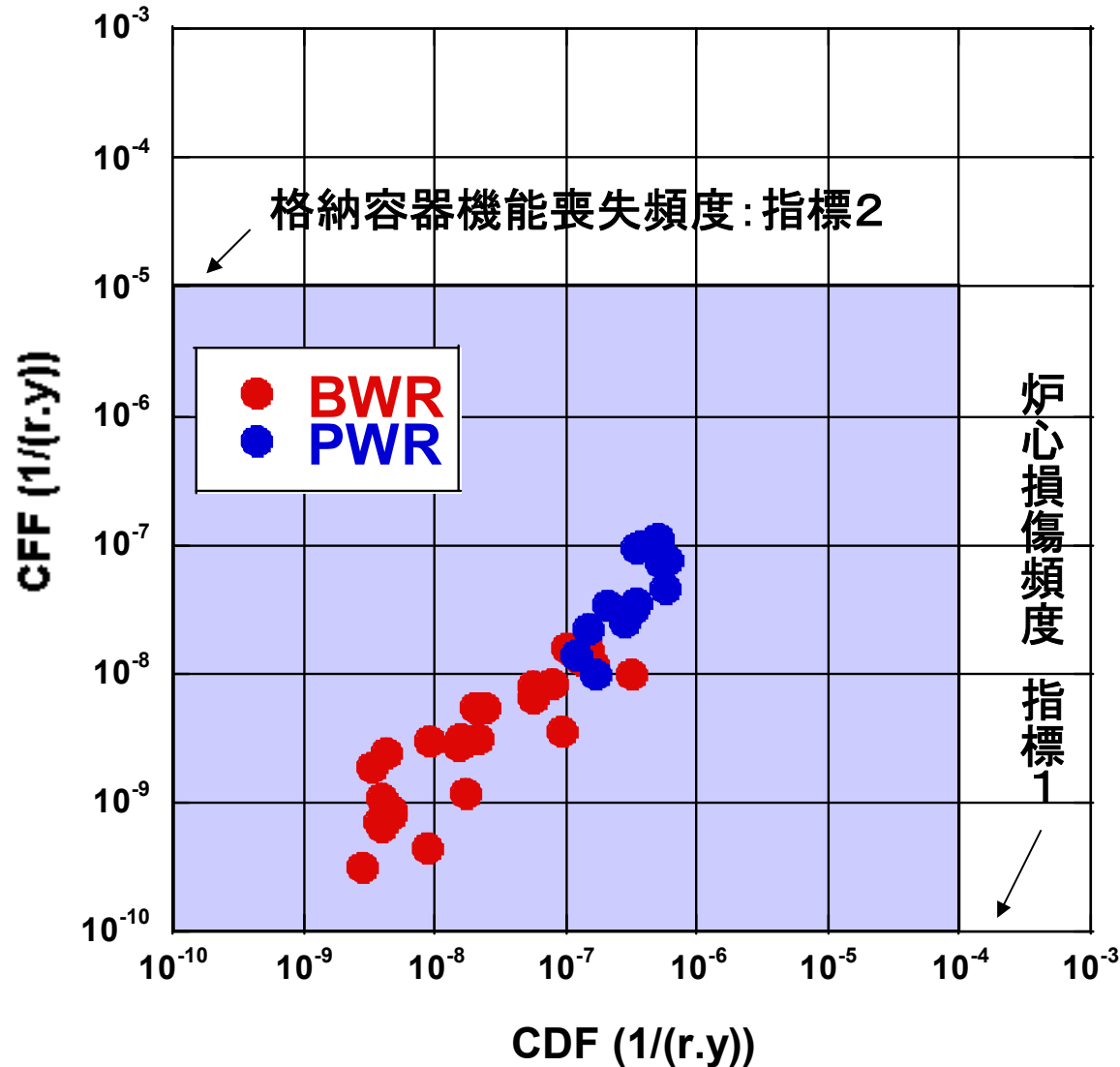
平成6年度、原子力安全解析所解析結果

アクシデントマネジメント策の抽出

アクシデントマネジメント策抽出の手順



我が国のリスク評価結果と性能目標案との関係



○既設52基の「出力運転時の内的事象」のPSAの結果(2004年)は性能目標の値を十分に満足。

○地震リスク(残余のリスク)は耐震バックチェック(Phase1)に続いてPhase2として検討

原子力安全・保安院, 「軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書」(平成16年10月)

3. 定期安全レビュー(PSR)(平成4年6月要請)

事業者の品質保証活動として、**約10年間隔**で最新の技術的知見に基づき既存の原子力発電所の安全性等を総合的に評価する。

- (1) 運転経験の包括的な評価
- (2) 最新の技術的知見の反映状況の把握及び必要な対策の立案
- (3) PSAの実施とAMの有効性把握及び必要な対策の立案**

・**結果を行政庁が専門家の意見を聴きつつ評価する。**

→ **上記(3)でAMの定期的評価も行っていた。**

- ・AM整備のPSA →安全上重要度の高い系統、機器の同定とその保全
- ・停止時PSA(平成14年3月)→プラント改造、待機除外設備構成管理
- ・**次年度は火災PSAと仮合意、そしてその次は地震PSA?と議論**

○**実用炉規制の改訂(平成15年10月)**←東電不適切記載事件(平成14年8月)

PSRを保安規定の要求事項とし法令上義務化 (いわゆるシュラウド問題)

ただし、上記(3)(PSA関連)は、法的要求事項とするには十分な技術的知見が得られていないとして従前通り任意要求事項にとどめた。

→**行政庁の評価が無くなる。**

→**AMの定期的評価も行政庁はしなくなった。**

→**PSAの範囲の拡大も無くなった。**

→**「残余のリスク」の概念の提案、導入→AM整備**

4. 緊急安全対策

福島第一原子力発電所事故は、巨大地震に付随した津波により、

- (1) 緊急時の電源が確保できなかったこと、
 - (2) 原子炉の熱を最終的に海中に放出する海水系機能が喪失したこと、
 - (3) 使用済み燃料貯蔵プールへ冷却水の供給ができなかったこと、
- が直接的要因

→(1)、(2)、(3)が生じないよう**規制上要求**

(3月30日指示、5月6日確認)

○具体的要求事項(**AM整備**) (省令解釈の改訂→**保安規定の改定**)

- ① **津波に起因する緊急時対応のための機器、設備の緊急点検の実施**
- ② **全交流電源喪失、海水冷却機能喪失及び使用済み燃料貯蔵プールの冷却機能喪失を想定した緊急時対応計画の点検と訓練の実施**
- ③ **所内電源が喪失し、緊急時電源が確保できない場合に、必要な電力を機動的に供給する代替電源の確保**
- ④ **海水系施設、若しくはその機能が喪失した場合を想定した、機動的な除熱機能の復旧対策の準備**
- ⑤ **使用済み燃料貯蔵プールの冷却が停止した際に、機動的に冷却水を供給する対策の実施**
- ⑥ **各サイトにおける構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施**

○追加(4月9日指示、5月11日確認)

←4月7日の宮城県沖地震で東通原子力発電所で2基の非常用ディーゼル発電機(EDG)が点検中に残りの1台が油漏れ
原子炉が**冷温停止中**においても、各原子炉について、**2基以上のEDGを、「必要な非常用電力系統に接続可能であり、動作可能な状態」で確保**することを担保する。(保安規定の変更)

○追加(6月7日指示、6月18日確認)

←6月7日のIAEA閣僚会議提出政府報告書の教訓から

1. 中央制御室の作業環境の確保
2. 緊急時における発電所構内通信手段の確保
3. 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
4. 水素爆発防止対策
5. がれき撤去用の重機の配備

5. 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書 —東京電力福島原子力発電所の事故について—（6月7日）

（第1の教訓のグループ）シビアアクシデント防止策の強化

（1）地震・津波への対策の強化

（2）電源の確保

（3）原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保

（4）使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保

（5）アクシデントマネジメント（AM）対策の徹底

（6）複数炉立地における課題への対応

（7）原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮

（8）重要機器施設の水密性の確保

（第2の教訓のグループ）シビアアクシデントへの対応策の強化

（9）水素爆発防止対策の強化

（10）格納容器ベントシステムの強化

（11）事故対応環境の強化

（12）事故時の放射線被ばくの管理体制の強化

（13）シビアアクシデント対応の訓練の強化

（14）原子炉及び格納容器などの計装系の強化

（15）緊急対応用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備

(第3の教訓のグループ) 原子力災害への対応の強化

- (16) 大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応**
- (17) 環境モニタリングの強化
- (18) 中央と現地の関係機関等の役割の明確化等
- (19) 事故に関するコミュニケーションの強化
- (20) 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化
- (21) 放射性物質放出の影響の的確な把握・予測
- (22) 原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化

(第4の教訓のグループ) 安全確保の基盤の強化

- (23) 安全規制行政体制の強化
- (24) 法体系や基準・指針類の整備・強化
- (25) 原子力安全や原子力防災に係る人材の確保
- (26) 安全系の独立性と多様性の確保
- (27) リスク管理における確率論的安全評価手法(PSA)の効果的利用**

(第5の教訓のグループ) 安全文化の徹底

- (28) 安全文化の徹底**

6. 我が国原子力発電所の安全性の確認について（政府）

（欧州諸国のストレステストを参考にした安全評価の導入等） 平成11年7月11日

<現状認識>

原子力発電所は、現行法令下で適法に運転が行われており、緊急安全対策等の実施について原子力安全・保安院による確認がなされており、従来以上に慎重に安全性の確認が、**国民・住民の方々に十分な理解が得られていない。**

<解決策>

政府(国)において新たな手続き、ルールに基づく安全評価を実施する。

原子力安全委員会の要求(7月6日)を受け、以下の安全評価を行う。

原子力安全委員会による確認の下、評価項目・評価実施計画を作成し、事業者が評価を行う。その結果を、原子力安全・保安院が確認し、さらに原子力安全委員会がその妥当性を確認する。

○一次評価

(定期検査で停止中の原子力発電所の運転の再開の可否について判断)

定期検査中で起動準備の整った原子力発電所の安全上重要な施設・機器等が**設計上の想定を超える事象に対しどの程度の安全裕度を有するか**

○二次評価

(運転中の原子力発電所について運転の継続又は中止を判断)

欧州諸国のストレステストの実施状況、福島原発事故調査・検証委員会の検討状況も踏まえ、全ての原子力発電所を対象に**総合的な安全評価**

既設発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の実施

平成23年7月6日 原子力安全委員会

○設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性を総合的に評価

・評価事項の例

①地震及び津波といった自然現象

(これらの重畳を含む。最も苛酷な条件やそれを上回る事象も考慮)

②全交流電源喪失、最終的な熱の逃し場の全喪失といったプラント状態

(これらの重畳を含む。その状態に至るまでのシナリオをも示す。

サイト内の複数号機間の相互作用の可能性についても考慮)

③シビアアクシデント対策

評価の視点

①多重防護の考え方に従い、各防護対策との関係を明示すること

②シビアアクシデントに至るまでのシナリオを描き、多重防護対策の

有効性ならびに限界を示すこと(各防護対策が機能しなくなるまでの過程・余裕の大きさについて評価)

③評価には決定論的な手法を用いること

④運転状態としては最も厳しい状態を仮定すること

⑤これまでの内的事象PSA、地震・津波PSA等の知見を活用すること

●安全性総合的評価実施における留意点

○基本的分析が大切

最も厳しい運転状態等の下で、各防護対策が次々に失敗する(機能しない)と仮定して、最終的にシビアアクシデントに至るまでの事故シナリオを描くこと

→ **内的事象PSA、地震・津波PSA等の知見を活用して、**

- ・イベントツリー／フォールトツリーの形式で事故シナリオを示し、
- ・イベントツリーの各段階において、その段階で有する全ての防護対策について検討し、
- ・フォールトツリーを用いて各防護対策の信頼性を評価し、その有効性及び限界を示す。
- ・事故シナリオの進展や防護対策作業にかかる時間も検討する。

○合格基準の設定；運転再開或いは運転継続

○透明性、公開性；EUのような**国間の相互レビュー**

原子力以外の分野、非政府組織等の関係者を含む
国内及び国際的**公開セミナー**

○EUで別途各国が実施する人的災害(**航空機衝突及びテロ活動**)

(1) 地震・津波への対策の強化

地震は複数震源の連動による極めて大規模であったが、安全上重要な設備、機器の**地震による大きな損壊は確認されていない**。(更なる調査は必要)

津波は設置許可(3.0m)及びその後の評価(5.7m)による想定高さを大幅に超える14~15mの規模であり、対策が不十分であった。

耐震設計では、考慮すべき活断層の活動時期の範囲を12~13万年以内とし、**大きな地震の再来周期を適切に考慮し、さらに「残余のリスク」の考慮を求めている。**

津波設計では、過去の津波の伝承や確かな痕跡に基づいて行っており、達成すべき安全目標との関係で、**適切な再来周期を考慮していなかった。**

○今後は、

十分な再来周期を考慮した津波の発生頻度と高さを想定して設計用津波を策定し、敷地への浸水影響を防止する構築物等の安全設計を行う。

さらに、**設計用津波を上回る津波が施設に及ぶことによるリスク(残余のリスク)**の存在を十分認識して、重要な安全機能を維持できる対策を講じる。

→**地震動に対する「残余のリスク」を津波にも導入、明記**

ただし、地震動と津波の重畳効果も考慮

(28) 安全文化の徹底

「原子力安全文化」とは、「原子力の安全問題に、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織と個人が備えるべき統合された認識や気質であり、態度である。」(IAEA)

これをしっかりと我が身のものにするには、原子力に携わる者の出発点であり、義務であり、責任である。

原子力事業者及び原子力規制に携わる者は組織も個人もともに、安全確保の上でわずかな疑念もないがしろにせず、新しい知見に対して敏感にかつ俊敏に対応することに真摯に取り組んできたかを省みるべき。

○今後は、

原子力安全の確保には深層防護の追求が不可欠であるとの原点に常に立ち戻り、原子力安全に携わる者が絶えず安全に係る専門的知識の学習を怠らず、原子力安全確保上の弱点はないか、安全性向上の余地はないかの吟味を重ねる姿勢をもつことにより、安全文化の徹底に取り組む。

→事故の主要な要因は、設計基準事象の設定やそれを超える事象に対する対策に関する指針、基準が不十分なのではなく、建設、運転する者及びそれを審査、規制する者の安全文化の欠如

例えば、耐震設計指針では設計用基準地震動 S_s を上回る地震動による「残余のリスク」を低減する努力を求めたが、原子力安全に携わる者は、この認識を地震随伴事象である津波に対しても持つべきことは当然。

→シビアアクシデント対策の規制要件化

●付録 EUストレステスト

(2011/5/25) ENSREG

(欧州原子力安全規制者グループ)

「ストレステスト」の定義

・FUKUSHIMA事故－厳しい自然現象がプラントの安全機能を脅かし、シビアアクシデントに至った－を踏まえ、原子力発電所の安全余裕の再評価

・再評価の構成

・一連の過酷条件下でのプラント応答評価

・深層防護の論理－起因事象、安全機能喪失、アクシデントマネジメント(AM)－において整備された防護(防止)対策の有効性検証

・「一連の過酷条件」では、防護障壁の連続的喪失を仮定し、安全機能を有する複数の設備が機能喪失しシビアアクシデント(SA)状態に至るが、さらにAM策すら機能しないことも想定

・想定した過酷条件下での潜在的脆弱点及び限界点を越えたときの効果(Cliff-Edge Effect)に着目した、プラント応答及び防護対策の有効性を評価

・現行のAM策が適切であることを評価し、技術面及び組織面－手順、要員、緊急時対応体制、外部資源の活用等－の安全上の改善点を抽出

「ストレステスト」の実施及びレビュー

- 再評価は被許認可者が実施し、規制機関がレビューする。

- スケジュール(6月1日に事業者に指示)

	経過報告	最終報告
・事業者の報告書	8月15日	10月31日
・国の報告書	9月15日	12月31日

- 規制機関によるレビューでは、欧州規制機関同士が相互協力する。

- 国の最終報告書はピアレビューチームのレビューを受ける。

- ・ピアレビューチームはENSREGと欧州委員会の合意する7人からなり、第3国の専門家が加わる場合もある。

- ・ピアレビューは2012年4月に終了する。

- 経過報告(2011年12月9日)、最終報告(2012年6月)を欧州委員会に提出

- レビュー結果については、(原子力以外の分野、非政府組織等の)関係者を招聘した各国内及び欧州レベルでの公開セミナーの両方で議論されるべき。

(注)「Cliff-Edge Effect」とは、例えば、プラントを飲み込むような巨大津波や、全AC電源喪失時のバッテリー機能喪失のような限界点を₃₁越えること

「ストレステスト」の技術範囲

- 想定起因事象
 - 地震
 - 洪水
- 喪失する安全機能
 - 全AC電源喪失(SBO)を含む電源システムの機能喪失
 - 最終ヒートシンク(UHS)の喪失
 - 上記の2つの安全機能の喪失
- AM策(SAM)の課題
 - 炉心冷却機能喪失に対する防護手段
 - 使用済み燃料プールの冷却機能喪失に対する防護手段
 - 格納容器閉じ込め機能喪失に対する防護手段
- その他の安全問題は既に評価済みであり、再評価では考慮する必要は無い。
- サイト外支援(消防、警官、自衛隊等)は、テストの範囲外(考慮しない)

地震に対する評価条件

I. 設計基準 (→日本:耐震バックチェック(第1段階)の活用)

- 設計基準地震動の妥当性の検証
- 設計基準地震動に対する防護策
 - ・原子炉停止に必要で且つ地震後も健全であるSSCの同定
 - ・地震後の炉及び使用済み燃料プール防護に必要な主要な運転設備(緊急時運転手順等含む)の同定
 - ・地震動による間接的影響(外部電源喪失、設計基準地震動未満で設計されたSSCの損傷、道路や階段等の損傷による接近性劣化、等)
- 許認可事項の遵守
 - ・定期点検、検査、試験等を遵守するためのプロセス
 - ・緊急時運転手順で考慮しているサイト外移動機器等の利用性及び法の遵守(例えば、サイト外の火災対応のため消防車が期待できない等)

II. 耐震余裕の評価 (→日本:耐震バックチェック(第2段階)の活用)

- 地震PSA等からの情報に基づく、安全機能(止める、冷やす、閉じ込める)の耐震余裕
 - ・地震動に対する脆弱点の抽出及びCliff Edge Effectの特定
 - ・Cliff Edge Effectを防護すると予想される設備またはプラント健全性を補強すると予想される設備の明確化
- 地震PSA等からの情報に基づく、封じ込め機能劣化に対する耐震余裕