

続環  
基干班(3)/山崎  
小森予理氏より

7月6日  
事前打ち合わせ用資料

# 事業者のPSAへの取り組み状況(案)

平成22年7月15日

電気事業連合会

小森 明生

1

## 確率論的安全評価(PSA)の特徴

- ✓ 可能性のある事象を網羅的に分析し、発生の可能性(確率・頻度)と影響を考慮して、安全性を定量的に評価。
- ✓ 起因となる事象により、内的事象PSA(設備のランダムな故障や人的過誤)、外的事象PSA(地震や火災)に大別。評価の深さにより、レベル1(炉心損傷)、レベル2(環境への大規模な放射性物質の放出)、レベル3(公衆の死亡)の3段階。
- ✓ 単一故障、評価上の保守性を考慮する決定論と異なり、評価は原則として実力ベースで評価。多重故障も考慮。
- ✓ 評価を通じて様々なリスク情報を得ることが可能。
  - 炉心損傷頻度(CDF)
  - 機器の定量的な重要度
  - 重大な事故に至るシナリオ(ECCSの多重故障など)
  - 起因事象の発生頻度(タービントリップ、外部電源喪失など)
  - 機器の故障率(ポンプ起動失敗、電動弁開失敗など)等

2

# PSAの活用事例

## ○ABWRの安全設計

- PSAを通じて、高圧系ECCSの強化、格納容器除熱の3区分化、制御棒駆動源の多様化、等を実施
- 炉心損傷頻度: BWR-5に比べ、約1/10に低減

## ○APWRの安全設計

- LOCA時再循環切替を不要とするため、格納容器内設置の燃料取替用水ピットを採用、ECCS信頼性向上を図った4サブシステムを採用
- 炉心損傷頻度: 従来型4ループPWRに比べ、約1/10に低減

## ○アクシデントマネジメント(AM)の整備(4~7ページ)

- 原安委の推奨(H4.5)等を踏まえ、事業者の自主的活動としてAM整備に着手。
- PSAを通じて、各安全設備の機能の向上(ハード面)、実効性向上のための手順整備等(ソフト面)の対策を抽出・整備。
- AM検討報告(H6.3)、AM整備有効性報告(H14.5)等にて、検討状況・整備状況を適宜報告。

## ○「残余のリスク」の評価、地震PSA(8~9ページ)

- NISAの指示文書(H18.9)に基づき、「残余のリスク」を評価中。

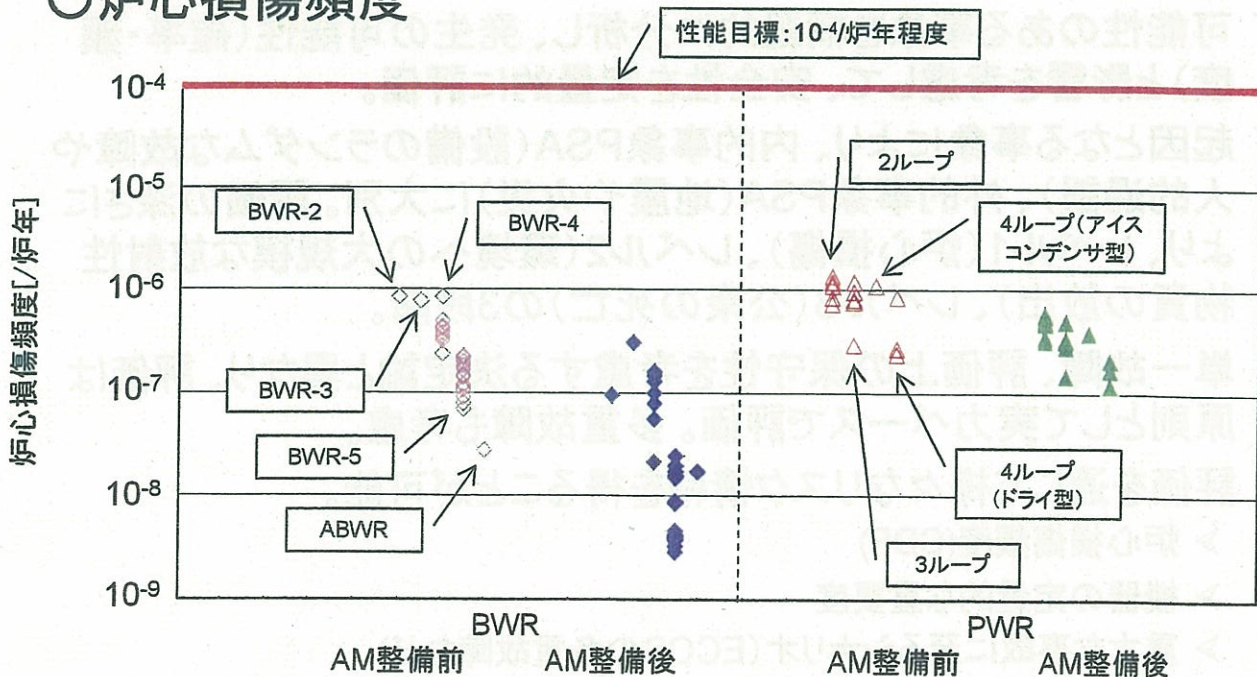
## ○プラント停止時におけるリスク管理(10ページ)

- PSRにおいて代表的な定検工程を対象にプラント停止時のPSAも行い、プラント停止中のリスクの特徴を確認
- 個別の定検におけるプラント停止時の設備状態に応じたPSAを参考に、安全管理等に活用する事例もあり

3

## AM整備前後の評価結果

### ○炉心損傷頻度

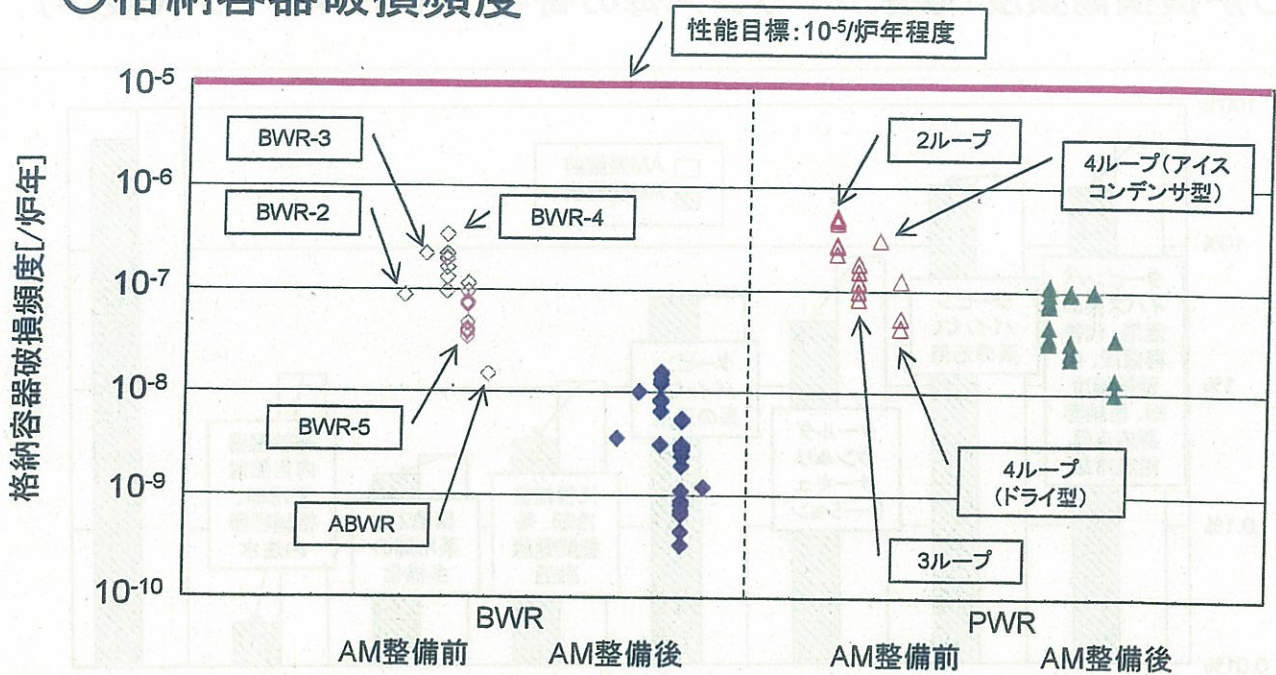


出典:「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書(各社、H16.3)に記載された平均値

4

# AM整備前後の評価結果

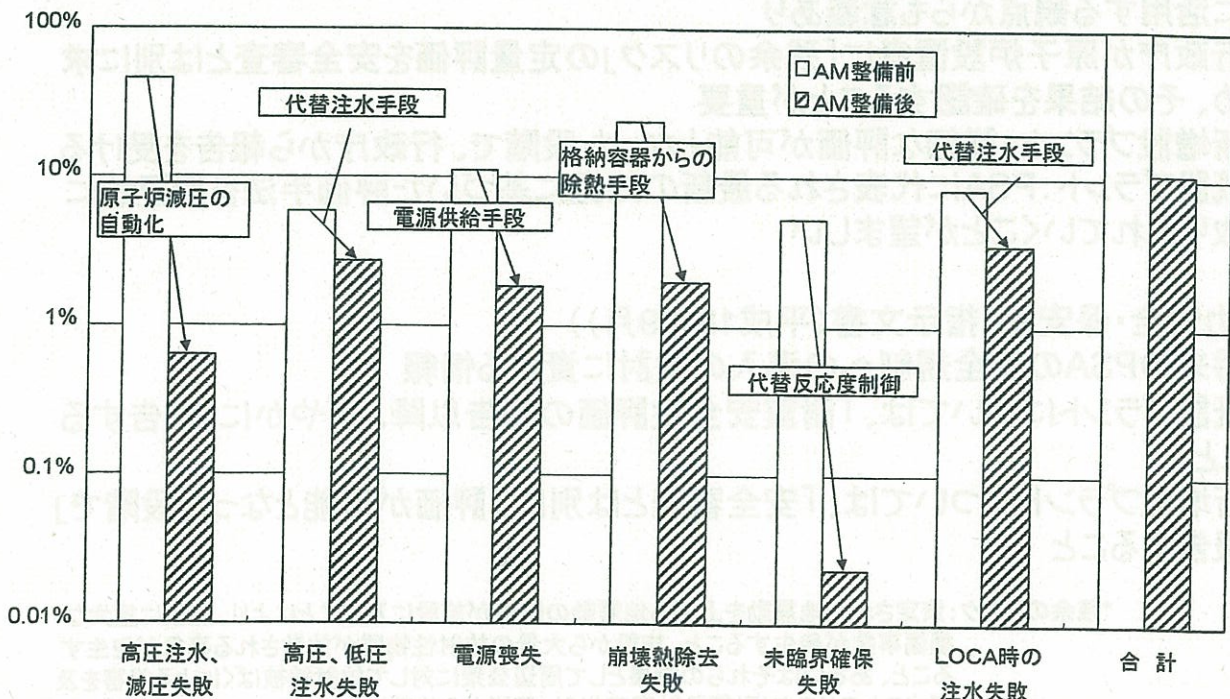
## ○格納容器破損頻度



出典:「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価報告書(各社、H16.3)」に記載された値

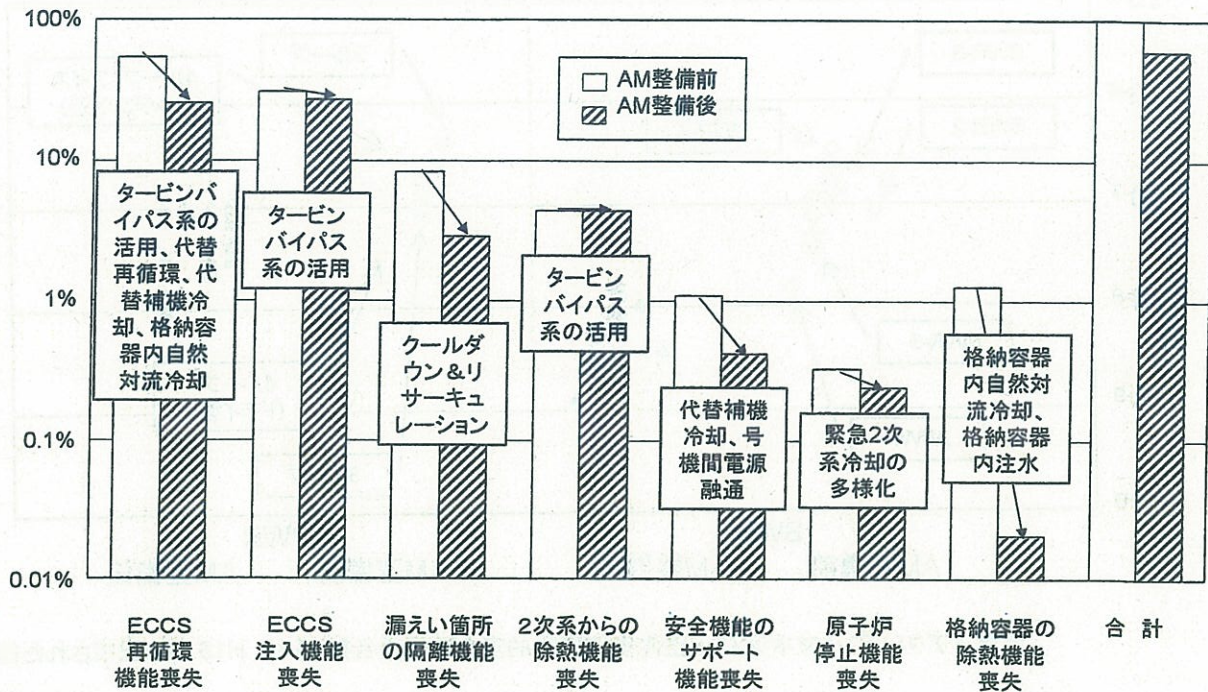
# AM整備前後の評価結果

## ○炉心損傷頻度(事象シーケンス毎の寄与、BWR-5代表炉)



# AM整備前後の評価結果

○炉損損傷頻度(事象シーケンス毎の寄与、PWR 4ループ代表炉)



7

## 「残余のリスク」の評価

原子力安全委員会決定文(18安委第59号、60号)

- 「残余のリスク」\*の定量評価: 将来のPSAの安全規制への本格的導入の検討に活用する観点からも意義あり
- 行政庁が原子炉設置者に「残余のリスク」の定量評価を安全審査とは別に求め、その結果を確認することが重要
- 新增設プラント: 詳細な評価が可能となった段階で、行政庁から報告を受ける
- 既設プラント: PSAに代表される最新の知見に基づいた評価手法を積極的に取り入れていくことが望ましい

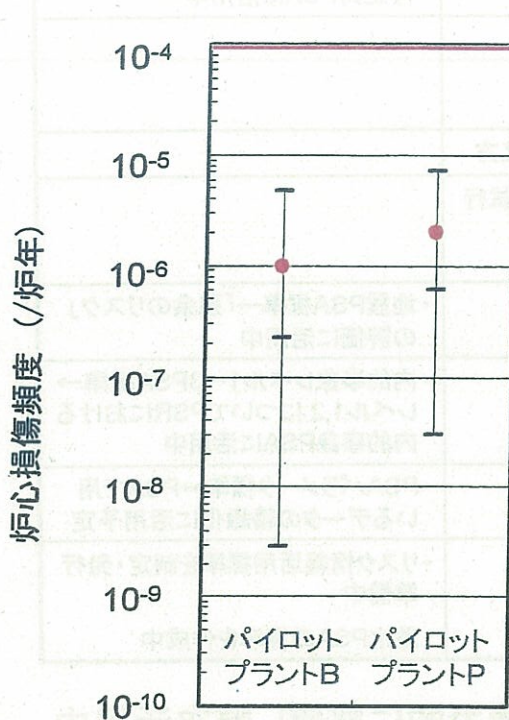
原子力安全・保安院(指示文書(平成18年9月))

- 将来のPSAの安全規制への導入の検討に資する情報
- 既設プラントについては、「耐震安全性評価の報告以降、速やかに」報告すること
- 新增設プラントについては、「安全審査とは別に、評価が可能となった段階で」報告すること

\*残余のリスク: 策定された地震動を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事象が発生すること、あるいは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(耐震設計審査指針・解説から抜粋)

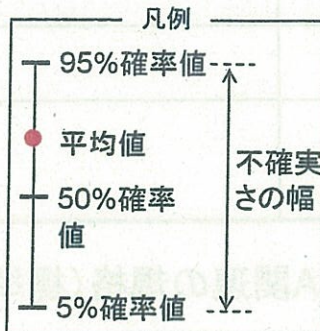
8

# 地震PSAの試評価結果



[参考]  
IAEAの指標  
(既設炉)

- 原安委の耐震指針検討分科会(H16.10)にて、事業者の当時の評価手法の達成度を示すために、試評価として検討状況を紹介
- 炉心損傷頻度は平均値で $10^{-6}$ /炉年のオーダー
- 不確かさの幅は2桁から3桁程度と広い
- 試評価結果であり、これらが代表的な結果を示しているわけではない



## 停止時PSAの評価事例

- ✓ 標準的な定検工程を対象に評価したプラント停止中の炉心損傷頻度： $3.6 \times 10^{-10}$ /定検(2F-1のPSR(第2回、H20.4公表)の例)
- ✓ プラント状態(安全設備の待機状態、崩壊熱の大きさなど)に応じ、リスクの大きさが変動すること、安全設備の管理と運用を適切に行っていることを確認
- ✓ PSRでの実績も踏まえ、実際の定検において安全管理、日々のリスクの確認等に活用している事例もあり

<活用事例> 定検中における日々のリスク確認(一週間単位で所内に周知)

09/5/26 (火)	5/27 (水)	5/28 (木)	5/29 (金)	5/30 (土)	5/31 (日)	6/1 (月)
やや高	やや高	やや高	やや高	低	低	低
CUW(A)点検						
RHR(A)点検、復水補給水系点検						

色の見方

高

×10<sup>-8</sup> 運転中 リスク

やや高

やや低

×1/10<sup>-8</sup> 低

✓5/26~29: 除熱(RHR(A)、CUW(A))、注水(RHR(A)、復水補給水系)の点検が重なったため、リスクは“橙(やや高)”となることを注意喚起

# リスク情報活用に関する環境整備状況

年度	原安委	NISA	原子力学会標準委
14			・停止時PSA標準→PSRにおける停止時PSAに活用中
15	・リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針 ・安全目標(中間とりまとめ)		
17		・「リスク情報」活用の基本的考え方	
18	・性能目標	・「リスク情報」活用ガイドライン(試行版) ・PSA品質ガイドライン(試行版)	
19			・地震PSA標準→「残余のリスク」の評価に活用中
20			・内の事象レベル1~3PSA標準→レベル1,2についてPSRにおける内の事象PSAに活用中
21			・PSAパラメータ標準→PSAで用いているデータの精緻化に活用予定
現在			・リスク情報活用標準を制定・発行準備中 ・溢水PSAの標準を作成中

原子力学会を中心にPSA関連の規格(標準)を精力的に整備し順次活用中

11

## 事業者のリスク情報活用への期待

- ・ リスク情報を安全確認のツールと位置づけ、まずはリスク情報による安全確認が効果的な領域から活用し、将来的にはプラント全体の安全を確認することを目的に、安全を前提とした活動として、業務プロセスに組み込むことも含め、事業者が主体的に活用を進めていく
- ・ 活用を検討している事例
  - ✓ 運転中保全の実施(停止時リスクモニタから運転中リスクモニタへ)
  - ✓ RI-ISIIにおける対象部位の選定や検査内容等の適正化
  - ✓ 新保全プログラムにおける保全重要度の設定
- ・ PSR等継続的な場で、PSAにてIAEAの示す目標(性能目標と同じレベル)への余裕を定量的に確認しつつ、上記の活用を進めていく

12

既設PWRのAM設備の扱い（大飯3/4号の例）

設 備	耐震クラス※1	耐震実力評価	保全計画書での取扱	保安規定での手順の取扱
<b>代替再循環</b>				
格納容器スプレイ系から余熱除去系への連絡配管	A (A <sub>s</sub> ) ※2	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>・保安規程（保全計画書）届出における管理 AM設備の保全の有効性、点検計画等の確認</li> <li>・保安規定における管理 「保守管理計画」におけるAM設備の保全プログラム策定</li> </ul>	<p>「異常時の措置」として異常時の運転操作基準を添付 （「非常時の措置」として実施組織、資機材、通報連絡、訓練等を規定。「保安教育」におけるAM教育を規定。）</p>
<b>格納容器内自然対流冷却</b>				
N <sub>2</sub> 過圧ライン	C	なし	同上	同上
<b>代替補機冷却</b>				
空調用冷水系	C	なし	同上	同上
<b>格納容器内注水</b>				
消火水系	C	なし	同上	同上

※1 AM設備は、既存の安全機能に悪影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離及び物理的分離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計（安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類）とする等、設計上の考慮を払っている。さらに、配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう、配置上の配慮を加えている。

※2 AM設備としての信頼性の観点ではなく、既存の安全機能を阻害しない観点から既存設備と同等の耐震クラスとしている。

以 上

既設BWRのAM設備の扱い（浜岡3/4号の例）

設 備	耐震クラス※	耐震実力評価	保全計画書での取扱	保安規定での手順の取扱
<b>原子炉停止機能</b>				
再循環ポンプトリップ (RPT)の論理回路	C	なし	・保安規程（保全計画書） 届出における管理 AM設備の保全の有効 性、点検計画等の確認 ・保安規定における管理 「保守管理計画」におけ るAM設備の保全プログラ ム策定	「異常時の措置」として運 転操作手順書（原子炉スク ラム時）を添付 （「緊急時の措置」として実 施組織、資機材、通報連絡、 訓練等を規定。「保安教育」 におけるAM教育を規定。）
代替制御棒挿入 (ARI)の論理回路	C	なし		
<b>原子炉及び格納容器への注水機能</b>				
補給水系	B	なし	同 上	同 上
消火系	C	なし		
自動減圧系の論理回路	C	なし		
<b>格納容器からの除熱機能</b>				
耐圧強化ベント	C	なし	同 上	同 上
<b>安全機能のサポート機能</b>				
電源の融通	C	なし	同 上	同 上

※AM設備は、既存の安全機能に悪影響を与えないように、既存の安全設備との接続部において機能的隔離を行うとともに、既存の安全設備と機能分離がなされる範囲までは、既存設備と同等の安全設計（安全上の機能別重要度分類及び耐震設計上の重要度分類）とし、また、設備の誤動作を防止するため論理回路を多重構成とする等、設計上の考慮を払っている。さらに、配管等が地震等により万一破損した場合でも既存の安全設備に悪影響を与えないよう、配置上の配慮を加えている。

以 上

## シビアアクシデント対応の安全規制における取り扱いに係る検討(案)

### 1. 経緯及び背景

シビアアクシデント(SA)に関してはTMI事故やチェルノブイリ事故以来、世界的に研究が進められ、部分的には規制措置対応がとられた例がある。日本でも、SAによる潜在的リスクを一層低減するため事業者の自主的対応としてアクシデントマネジメント(AM)策が整備され、保全計画書に基づくAM機器の保全や、学協会でのPSA手法の整備等が行われてきた。さらに近年では、SAに係る国内外の状況は変化しており、「SAの規制上の位置づけ」、「設計段階からのSA対策」、「国際動向との整合」が以下のとおり議論されている。(図1, 2)

- 原子力安全・保安院 基本政策小委員会：「国際動向を踏まえ、SA対応の安全規制における取扱に関し、規制制度の中の位置付けや法令上の取扱等について検討することが適当(平成22年2月報告)」(IAEAの総合的規制評価サービス(IRRS)の指摘を受けた対応)
- 原子力安全委員会：「SAを対象とする確率論的安全評価を規制上どのように取り扱うかについての基本的な考え方のとりまとめについて整理することが望まれる(平成22年3月、原子力安全基準・指針専門部会 立地指針等検討小委員会中間報告)」
- 多国間設計評価プログラム(MDEP)：  
EPRなど第3世代炉を対象として具体的な検討。コアキャッチャー等何らかのSA対応設計を前提として議論中。

このように、国内外の情勢を勘案すると、早期にSAの規制上の取り扱いを明確化する必要があることから、事業者として、早期かつ円滑にSA規制化を達成するためには、現状のSA対策を規制に取り込むことを基本線として、具体的な取り組みの方向性について検討した。

### 2. 検討の論点、課題等

SA対策の規制化を検討するにあたり、国際動向やこれを踏まえた国内規制当局、専門家等の意見を踏まえ、また、事業者としては現状の対応も踏まえたうえで、事業者の責任範囲、対応可能性、規制範囲・規制内容の程度等を検討する必要がある、例えば以下のような課題についての検討が必要であると考えられる。(図3, 4)

(課題の具体例)

- SAに関する新設炉と既設炉の取り扱いの整合性(規制対象範囲、安全レベルの切り分け等)
- これまでの国のAM策整備方針との整合性
- 今後のAM策に対する要求(SAの防止・緩和機能に要求される信頼性など)
- 諸外国の規制要求との比較

### 3. SA対応の安全規制における取り扱いの方向性と具体的対応

#### (1) SA対応の安全規制における取り扱いの方向性

SA規制化を想定した場合に検討すべき点を考慮すると、現状のSA及びAM策の位置づけ、早期の対応可能性、従来の規制や新設炉の規制との連続性の観点等から、現行のプラクティス\*を基本とする以下の方向性での対応を検討することが現実的と考えられる。

すなわち、現行のSA対策(AM策)のプラクティスを基本として、これらが何らかの規制要件であることが明確になるように規制体系を議論していく。具体的には、事業者の自主的な対応を基本としている現行のAM策で過去に策定された原安委決定文及び通産省(当時)要請文書を、これらのAM策が規制側からの整備要件であることが明確になるように適切に改訂していく。

#### (2) SA対応の安全規制における取り扱いの具体的対応

(1)の方向性を踏まえ、その考え方と具体的な対応について以下に検討した。

##### ① 基本的考え方

- 国際動向やこれを踏まえた国内の規制当局、専門家等の意見を考慮して、現在のプラクティスに規制制度の中での位置づけを明確化する。
- 現状の規制体系により既存の原子力発電所のリスクは十分低い(換言すれば、災害の防止上支障がない)とされており、また、評価手法整備等の観点から、現行の体系を追従する形を基本とする。
- 諸外国に比して過度な規制となる場合、原子力開発意欲をそぐ可能性があることも念頭に、枠組みを検討する。

##### ② ①の考え方を踏まえ対応が必要と考えられる事項

- 平成4年5月の原安委決定文及び同年7月の通産省要請文の改訂「SA対策(AM)を整備しておくことが規制要件である」ことの明確化。
- 既存のDBEとの切分け  
段階的規制体系とは別枠とし、現状のプラクティスを継承。
- 内部事象PSA実施の規制要求  
AM整備の妥当性を国が確認し得る形に順次移行。

##### ③ ②に基づく規制要件の考え方及び規制要件案

###### 【考え方】

- 定量的目標は定めず、定性的目標とする。(SAに対する技術評価等の取り組みを要求)『原子力プラントの安全上の特徴を十分把握(PSAの実施)し、そのリスクを合理的に実行可能な限り小さくする安全確保対策を講じる(AM機器・AM手順の整備)』
- SAに対する安全確保対策により、安全レベルの向上を目指す。

本検討の目的は、国際動向を踏まえたSA対応の安全規制における取り扱いの明確化と、安全レベルのさらなる向上であることから、既設炉のリスクは十分低いとの認識の下、規制要件の既設炉への影響がSA規制化の妨げにならない枠組みを検討する必要がある。

新設炉に対する一般公衆に対するリスク抑制の要件に関しては、考慮する周辺公衆の個人リスクは既設炉であっても新設炉であっても同じであり、また、新設炉もいずれは既設炉となることから、既設炉と同等とすることを提案する(事業者として自主的な安全レベル向上努力を継続)。

- SA対策整備は段階的規制の枠組みに準じて確認。

基本設計段階(設置許可申請とは別に整備方針の意思表示の形で確認)、工認等(本来機能に影響ないことを確認)、燃料装荷まで(AM整備報告、PSA実施要求の明確化と実施結果の確認)、新保全プログラム(AM機器を保守)の各段階。