

【SA 対策に対する規制要件案】

ー基本要件

「原子炉設置者は、既往の指針・基準類に基づく安全確保対策により既に十分小さくなっている公衆の日常生活に伴うリスクをさらに小さくするために SA に対する安全確保のための取り組みを行うこと。」

ー具体的要件

1. リスク抑制に係る要件

- ① SA に関するリスクに関し、プラントの安全上の特徴を把握すること
- ② 新設炉は、既設炉と同等の安全レベルの達成を図ること。
(又は、①、②を統合し「SA に関するリスクに関し、プラントの安全上の特徴を把握したうえで、安全レベルの向上を図ること。」)

2. SA 対策整備に係る要件

- ① 合理的に実行可能な AM の整備 (新設炉については、SA に対する設計上の配慮を含む。) を行うこと。
- ② AM は既存の安全機能に影響を与えないこと。

④ その他留意点等

ー外部事象の SA 対応については、評価手法の整備状況を踏まえて段階的に規制対象範囲に取り込んでいく (まずは残余のリスクの整理から)。

※ AM に関する現在のプラクティス

事業者の自主的対応として整備しており、国も関与し得る形となっている。

- ーAM の整備を強く奨励するとの原安委決定文による声明 (平成 4 年 5 月) 及び、PSA 実施、AM 整備に関する通産省要請文 (平成 4 年 7 月) に基づく、AM 整備及び報告 (自主)。
- ー原子炉等規制法に基づく保安規定により AM 設備を保全対象範囲として規定。また、電事法に基づく保安規程の一部として届け出る「保全計画」にも AM 設備の保全計画を記載。

4. まとめ

- ・我が国の原子炉施設では、現行の安全規制の下での諸対策によって SA 発生の可能性が十分小さく原子炉施設のリスクは十分低いとされており、これを前提に既設炉及び既設計新設炉での対応がなされている。
- ・従って、SA 対応の安全規制における取り扱いについて、規制制度の中での位置付けや法令上の取扱等を検討するにあたっては、現行のプラクティスによって達成、或いは達成しようとしている安全レベル及びリスクの考え方との連続性を考慮する必要がある。
- ・また、変化する国際動向に対しては我が国としても早期・適切に対応していく状況にある。
- ・以上を踏まえると、これまで事業者の自主的対応として整備してきた AM 策や保全計画書に基づく AM 機器の保全等、現行のプラクティスを規制制度の中での位置づけを与えたいうえで、3. (2) を規制要件案として設定することが望ましい。

以 上

シビアアクシデントをめぐる経緯

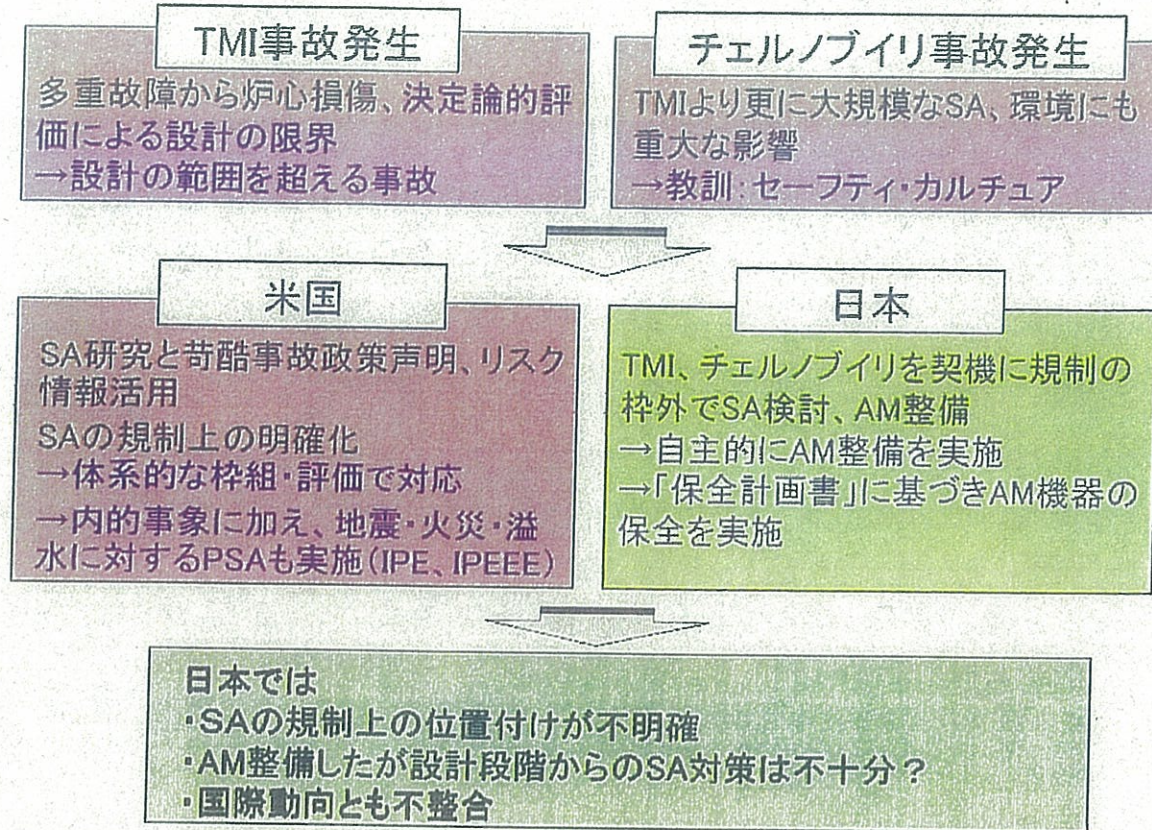


図1 シビアアクシデントに係る経緯と情勢 (1/2)

シビアアクシデントを取り巻く我が国の情勢

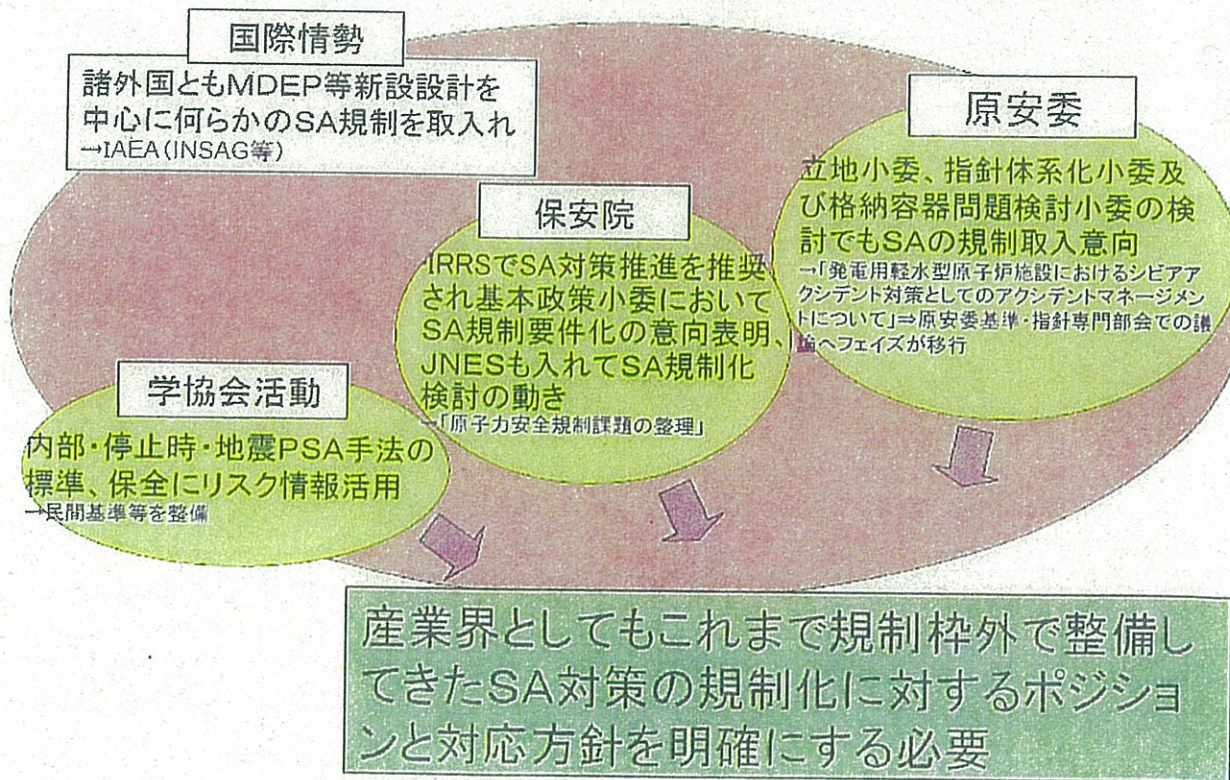


図2 シビアアクシデントに係る経緯と情勢 (2/2)

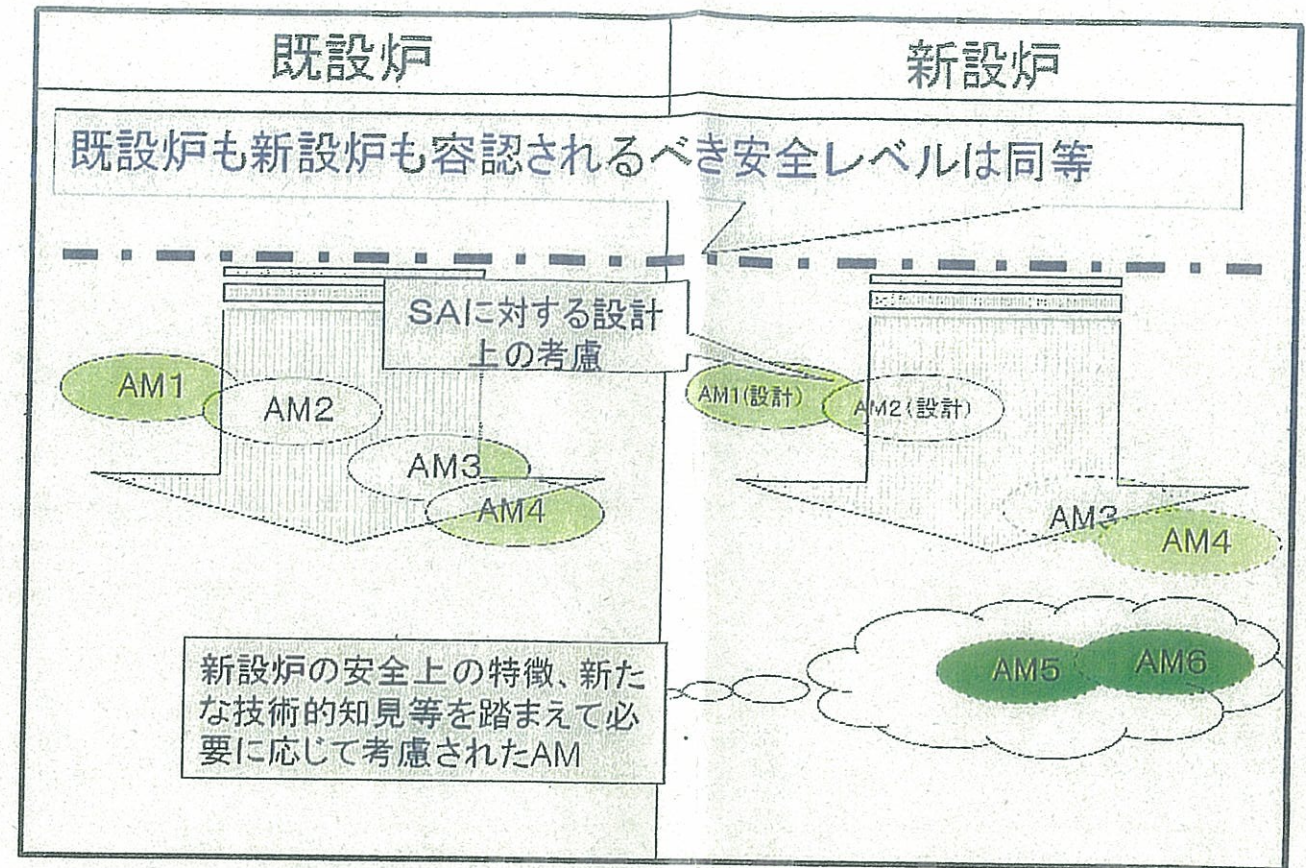


図3 シビアアクシデントに対する設計と目標 (1/2)

DBE機器とSA機器の比較

	DBA	B-DBA(SA)
特徴	<ul style="list-style-type: none"> 保守的入力条件 単一故障、重要度分類に基づくクレジット制限 決定論的手法 複数の(保守的な)判断基準 	<ul style="list-style-type: none"> ノミナル条件(BE) As is, 目的外の利用/操作との連携 PSA (性能)目標

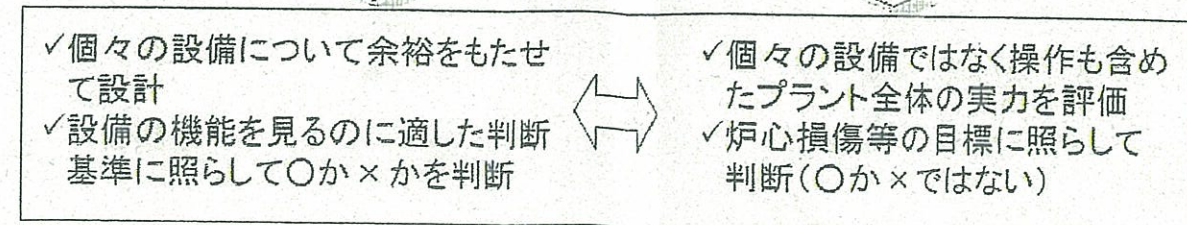


図4 シビアアクシデントに対する設計と目標 (2/2)

シビアアクシデント規制化への対応について（案）

1. 経緯

現行の規制体系により公衆の健康と安全に対し既設炉のリスクは十分小さくなっているとの認識の元、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、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）策を整備してきた。

2. SA規制化に関する事業者としての対応方針

(1) 事業者としての安全確保の水準に関する基本的な考え方

1) 目指すべき安全水準

最新のIAEA、米国などの動向も考慮しながら、合理的に可能な範囲で、SAに対する安全性の更なる向上をはかる。

既設：現有設備を有効活用して対応

⇒ 平成4年以降のAM策（設備対応及び手順書整備等）により、炉心損傷頻度等が低減することをPSAにより定量的に評価している。現状のAM策は諸外国の既設炉対応と比較しても遜色無く、追加設備などは必要ない。

新設：以下の範囲で、設計段階からSAを考慮して安全性の更なる向上をはかる。

- ・ SA発生防止としてBDBEの発生防止及びSAへの拡大防止を考慮した設計
- ・ SA影響緩和として原安協CVガイドライン相当に適合する設計

2) 理由

基本的には現行規制の範囲で安全水準は十分高い状態を達成している。さらに念のため、既設ではas builtのもの（既存設備活用と手順整備によるAM整備など）を中心にすでに更に高い水準を達成済み。

新設については設計段階からbuilt in（設計段階からSAを考慮した）することにより、合理的に可能な範囲でSAに対してよりロバストにすることにより、既設より更に高い安全水準の達成が可能。

(2) SAに関する海外の状況

欧米においては、新設炉と既設炉を明確に分けて対応している。

また、米国は新設炉に対して性能要求としてのSAに対する技術評価とその対応を求めている。

(3) SAに関する規制上の取扱いに関する電力のスタンス

SAに関する規制上の取り扱いに関する電力スタンスは以下の通りである。

①：訴訟上の観点から影響のないこと。

②：既設炉はAM策を講じ安全水準は十分なレベルにあることを踏まえた対応となること。

なお、設備要求は技術の進展に対する設計の柔軟性を阻害するものであることから、規制上の要求仕様は設備要求ではなく性能要求とし、細かな評価条件やめやすは別に参照する体系とする。（例 民間規格を最大限に活用）

以上

米国の既設炉への SA 規制と SA 策について

規制要求事項	具体的対応事項	日本における対応 (括弧書きは DBE 対応)	日本における対応
<p>【経緯】</p> <p>○苛酷事故政策声明書(50FR32138)</p> <p>・既設炉に対しては、TMI アクションプラン実施の結果、バックフィット不要と判断。</p> <p>(以下、苛酷事故政策声明書より抜粋。「TMI アクションプラン (NUREG-0660、NUREG-0737)、NRC あるいは産業界の調査から得られた情報、及び建設と運転の経験から発生したデータの結果、既設炉に対し、多くの変更がなされてきた。現在利用可能な知見をもとに、NRC は、既設炉は公衆の健康と安全に対し不要なリスクをさらしているわけではなく、また、これらのプラントに対し、シビアアクシデントリスクによる一般的な法令整備やその他の規制変更を実施するための速やかな行動が必要となる根拠は見いだせない」と結論づける。)</p> <p>・ただし、「公衆の安全や財産に対して過度のリスクを有さないということについて疑問をもたらすような新しい情報が得られた場合はこの限りでない」とし、個別案件については、別途議論(水素制御問題、格納容器問題等)</p>			
<p>☆緊急時操作手順 (EOP) 要件</p> <p>○TMI アクションプラン(NUREG-0660) 1980年5月</p> <p>○TMI アクションプランの解説(NUREG-0737) 1980年11月</p> <p>各プラントの緊急時操作手順 (EOP) を、それまでの事象ベース (event-oriented) の EOP から機能ベースあるいは徴候ベース (function-oriented、あるいは symptom-based) の EOP に更新するよう要求</p> <p>○Generic Letter 82-33 EOP を含む緊急時対応機能要件を示した通知。 EOP を含む緊急時対応機能要件の設置完了 スケジュール及び実施計画書を要求</p> <p>○EOP 作成ガイドライン(NUREG-0899) EOP の改訂に当たって、NRC が制定したガイドライン。</p>	<p>事故マネジメントに関する産業界のガイダンス (NUMARC、EPRI、PWROG) に沿って評価検討し、EOP を改善・拡張</p>		<p>保安規定にて「異常時の操作に関する事項」に関するマニュアルを作成することを記載している。 なお、事実上規制要件化されている。</p>
<p>☆水素制御要件(2003年9月改訂)</p> <p>○水素制御規則[10CFR50.44(b)]</p> <p>・混合雰囲気確保</p> <p>・Mark I 及び Mark II 型 BWR に対し、格納容器不活性化</p> <p>・Mark III 型 BWR 及びアイスコンデンサ型 PWR に対し、被覆管の 75% の金属-水反応で発生する水素を制御できる能力</p> <p>・Mark III 型 BWR 及びアイスコンデンサ型 PWR に対し、水素燃焼中・燃焼後の環境において格納容器健全性及び安全系機器の機能の維持</p> <p>・不活性雰囲気の格納容器に対し、設計基準を超える酸素濃度監視</p> <p>・設計基準を超える水素濃度監視</p> <p>・Mark III 型 BWR 及びアイスコンデンサ型 PWR に対し、被覆管の 75% の金属-水反応で発生する水素に関する評価の実施</p>	<p>・(内部あるいは外部) 水素再結合器の設置</p> <p>・格納容器雰囲気常時不活性化 (BWR Mark I 及び Mark II 格納容器プラント)</p> <p>・水素イグナイタ系の設置 (アイスコンデンサ型 PWR 及び Mark III 型 BWR)</p>	<p>・全 BWR において、格納容器不活性化を実施</p> <p>・(全 BWR において、水素再結合器を設置済み)</p> <p>・(アイスコンデンサ型 PWR において、水素再結合器 (リコンバイナ) を設置済み)</p> <p>・(ドライ型 PWR においては、比格納容器体積が大きく、DBE では可燃性限界に至ることはないため、水素再結合器は設置せず)</p> <p>・アイスコンデンサ型 PWR では、AM 対策としてイグナイタを設置</p>	<p>既に対策を実施している。</p>

規制要求事項	具体的対応事項	日本における対応 (括弧書きは DBE 対応)	日本における対応
<p>☆ATWS 要件 ○ATWS 規則 (10CFR50.62) (1984 年 7 月発効)</p> <p>【全 PWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> ATWS 発生時に補助 (あるいは非常用) 給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる既存の原子炉トリップ系から独立した設備を有すること。 <p>【CE 社および B&W 社 PWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> 検出器出力から制御棒の電源の遮断まで多様化した既存の原子炉トリップ系から独立したスクラム系を有すること。 <p>【BWR】</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 既存の原子炉トリップ系とは独立した代替制御棒挿入 (ARI) 系を有すること。この ARI 系は多重化したスクラムエアヘッダ排出弁を有すること。 (b) 13 重量パーセントの五ホウ酸ナトリウム溶液を毎分 86 ガロン注入できる制御能力を有するホウ酸水注入系 (SLCS) を有すること。 (c) ATWS 発生時に原子炉冷却材再循環ポンプを自動でトリップさせる設備を有すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS 緩和系自動回路 (AMSAC) の設置 (PWR) 多様化スクラム系 (DSS ; 検出器出力から制御棒の電源の遮断まで多様化した、既存の原子炉トリップ系から独立したスクラム回路) の設置 (CE 社及び B & W 社 PWR) 代替制御棒挿入系回路 (ARI) の設置 (BWR) SLCS のホウ酸濃度の増加などにより、制御能力を増強 (BWR) 多様化した再循環ポンプトリップ系 (RPT) の設置 (BWR) 	<ul style="list-style-type: none"> 全 BWR について <ul style="list-style-type: none"> (a) ARI 設置済み (b) 手動スクラム及び水位制御による出力制御と DBE 用の SLC 系を用いたほう酸水の注入手順整備 (c) ATWS-RPT 設置済み 	<ul style="list-style-type: none"> BWR については、既に対策を実施している。 PWR については、発生の可能性と影響を考慮し対策は不要としている。
<p>☆全交流電源喪失 (SBO) 要件 ○SBO 規則 (1988 年 6 月発効)</p> <ul style="list-style-type: none"> 運転認可を受けた全ての原子力発電所は、ある一定期間の SBO に対して耐えることができ、また、SBO から復旧できなくてはならない。ある一定の期間の SBO は、以下の要因に基づかなくてはならない。 <ul style="list-style-type: none"> 所内非常用 AC 電源の冗長性 所内非常用 AC 電源の信頼性 外部電源の喪失する頻度 外部電源の復旧に要する時間 炉心、冷却材、制御系、所内バッテリーを含む防護系、その他の必要となるサポート系は一定期間の SBO に対し、炉心が冷却され格納容器健全性が維持される容量と能力を確実にしなくてはならない。一定期間の SBO に対する能力は、適切な耐力分析に基づいてなされるべきである。事業者は、当該の耐力分析に用いられた仮定、分析、関連情報が NRC のレビューを受けられるようにしておく。 	<ul style="list-style-type: none"> 全交流電源喪失に関する手順書と訓練の改善 DG の信頼性プログラムの実施 代替交流電源の追加 (非常用 DG の追加 / 非安全関連の DG の使用 / ガスタービン発電機の使用 / 水力発電ユニットの使用) バッテリー容量の増加 重要でない負荷の切り離しの手順書の作成、など 	<ul style="list-style-type: none"> 電源融通 非常用 DG の復旧手順を整備 (BWR) 	<p>我が国の外部電源喪失の頻度、DG の起動失敗頻度が極めて小さい。また、既に対策を実施している。</p>
<p>☆格納容器ベント要件 ○BWR Mark I 格納容器性能改善に関する Generic Letter (Generic Letter 89-16)</p> <ul style="list-style-type: none"> BWR Mark I プラントに対して、耐圧配管を通したウェットウェル・ベント系の設置を推奨 (encourage) 	<p>【GE 社製 Mark I 型 BWR におけるシビアアクシデント対策例】</p> <ul style="list-style-type: none"> 耐圧配管ウェットウェル・ベント設備の設置 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器耐圧強化ベントの設置等 	<p>既に対策を実施している。</p>

欧州主要国の既設炉への SA 規制と SA 策について

フランス	ドイツ	スウェーデン	日本における対応 (括弧書きは DBE 対応)
<ul style="list-style-type: none"> ・ ATWS 対策 (行政指導 (1980 年前後)、ATWS 緩和系 (原子炉スクラムが行なわれない状態での SG 水位低/給水流量低を検知して、補助給水系起動、タービントリップ及び原子炉スクラムを行なう信号を出す) の設置、全プラント) 	<p>ATWS については、プラント設備上、特に追加改善の必要はないとされた。</p>	<p>ATWS については、プラント設備上、特に追加改善の必要はないとされた。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ BWR については、既に下記の対策を実施している。 <ul style="list-style-type: none"> (a) ARI 設置 (b) 手動スクラム及び水位制御による出力制御と DBE 用の SLC 系を用いたほう酸水の注入手順整備 (c) ATWS-RPT 設置 ・ PWR については、発生の可能性と影響を考慮し対策は不要としている。
<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流電源喪失対策 (規制当局との議論に基づいて EDF が実施 (1980 年代中頃)) <ul style="list-style-type: none"> - 蒸気駆動ターボ発電機の設置 (全プラント、RCP シールへの通常の封水が喪失した際に代替注水する小型ポンプ (試験用の既存のポンプ) への電源及びプラント制御系への DC 電源を供給する)。 - 各サイトにガスタービン発電機を設置。 	<p>全交流電源喪失については、プラント設備上、特に追加改善の必要はないとされた。</p>	<p>全交流電源喪失については、プラント設備上、特に追加改善の必要はないとされた。</p>	<p>我が国の外部電源喪失の頻度、DG の起動失敗頻度が極めて小さい。また、既に下記の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 電源融通 ・ 非常用 DG の復旧手順を整備 (BWR)
<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素制御対策 (書簡による行政指導 (1999 年、2001 年)、全 PWR に触媒型再結合器 (PAR) 設置) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素制御対策 (RSK の勧告 (1994 年、1998 年) に基づく行政指導、PWR の格納容器に PAR 設置) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ PWR での水素制御対策 (行政指導 (1990 年代後半)、PAR の設置) 	<p>既に下記の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 全 BWR において、格納容器不活性化を実施 ・ (全 BWR において、水素再結合器を設置済み) ・ (アイスコンデンサ型 PWR において、水素再結合器 (リコンバイナ) を設置済み) ・ (ドライ型 PWR においては、比格納容器体積が大きく、DBE では可燃性限界に至ることはないため、水素再結合器は設置せず) ・ アイスコンデンサ型 PWR では、AM 対策としてイグナイタを設置
<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器ベンディング設備 (行政指導 (1986 年)、許容されない影響をもたらす確率を十分低くするという目標の達成及びオフサイトの緊急時計画にみあった放出レベルにするため、全プラント) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器フィルタ・ベンディング系の設置 (原子炉安全委員会 (RSK) の勧告 (1986 年) に基づく行政指導、全プラント) 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器フィルタ・ベンディング系の設置 (行政指導 (1981 年、1986 年)、シビアアクシデント時の放射能放出による許容できない影響の防止と緩和という目標の達成のため、全プラント) 	<p>既に下記の対策を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器耐圧強化ベントの設置等
<ul style="list-style-type: none"> ・ 手順書の整備 (行政指導) EDF は下記を整備 (1980 年代前半～中頃) : (事故の防止 :) 全ヒートシンク喪失対策 全給水喪失対策 全交流電源喪失対策 安全注入系喪失対策 スクラム不能事象 (ATWS) 対策 原子炉冷却状態に応じた対応策 SG 伝熱管破損事故 (SGTR) 対策 プラント停止時対策 (事故の緩和 :) 格納容器隔離失敗対策 ドレン系からの直接リーク防止 格納容器フィルタ・ベンディング シビアアクシデント管理ガイドライン 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故マネジメントの整備 (RSK の勧告 (1987 年) に基づく行政指導) PWR での例 : 2 次側/1 次側フィード・アンド・ブリード、SG 伝熱管破損の緩和措置 BWR での例 : 炉容器への代替注水、非常用電源のクロス接続、多様化炉容器減圧系 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 事故マネジメントの基本方策 (1986 年) - 事故が起こった際には、広範囲の炉心損傷が生ずる前に炉心冷却を回復させる全ての可能性を利用できるように、所内の準備を整えておく。 - 炉心損傷事故が発生した場合、格納容器機能を防護することと炉心を安定な最終状態 (損傷炉心が水で冷却され、覆われている状態) にできるだけ早く至らせることを確実に進めようための方策を各プラント毎に前もって計画しておく 等 	<p>既に保安規定にて「異常時の操作に関する事項」に関するマニュアルを作成することを記載している。なお、事実上規制要件化されている。</p>

米国・仏国・日本の新型プラントの SA 対策について

✓本整理表は現在検討されている設備の対応を伴う主な SA 対策についてまとめた。 ✓本整理表にない、既設炉と同様の AM 策もある。

	(1) 水素制御	(2) 炉心溶融物冷却・溶融炉心-コンクリート相互作用	(3) 水蒸気爆発	(4) 高圧炉心溶融物放出	(5) 格納容器バイパス	(6) 格納容器の準静的過圧破損
US-APWR	<ul style="list-style-type: none"> 大型ドライ格納容器の採用 イグナイタの設置 水素モニタの設置 	<ul style="list-style-type: none"> ループ室からキャビティへの流路パス キャビティ床面積の確保 原子炉キャビティ深さの確保 十分なコンクリート厚さの確保 消火水系によるキャビティ注水 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器内は既設 PWR と同様にリスクは小 炉容器外側での水蒸気爆発を想定した評価を実施し、影響は非常に小さいと結論 	<ul style="list-style-type: none"> RCS減圧機能強化(シビアアクシデント対策の逃がし弁) ループ室からキャビティへの流路パス デブリ捕獲構造/迷路構造 消火水系によるキャビティ注水 	<ul style="list-style-type: none"> RHR配管の耐圧強化 高温誘起型SGTR対策として、RCS減圧機能強化(シビアアクシデント専用減圧弁) 	<ul style="list-style-type: none"> 大型ドライ格納容器の採用 常用換気系冷却器によるCV内自然対流冷却 消火水系による格納容器スプレイ
APWR	<ul style="list-style-type: none"> 大型ドライ格納容器の採用 イグナイタの設置 <p>(US-APWRにて設置されている水素モニタは、試料採取設備にて対応する。)</p>	<ul style="list-style-type: none"> ループ室からキャビティへの流路パス キャビティ床面積の確保 十分なコンクリート厚さの確保 消火水系によるキャビティ注水 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器内は既設 PWR と同様にリスクは小。 炉容器外側での水蒸気爆発を想定した評価を実施し、影響は非常に小さいと結論 	<ul style="list-style-type: none"> RCS減圧機能強化(シビアアクシデントを考慮した加圧器逃がし弁容量) ループ室からキャビティへの流路パス デブリ捕獲構造/迷路構造 消火水系によるキャビティ注水 	<ul style="list-style-type: none"> RHR配管の耐圧強化 高温誘起型SGTR対策として、RCS減圧機能強化(シビアアクシデントを考慮した加圧器逃がし弁容量) 	<ul style="list-style-type: none"> 大型ドライ格納容器の採用 常用換気系冷却器によるCV内自然対流冷却 消火水系による格納容器スプレイ
US-ABWR	<ul style="list-style-type: none"> 不活性化 発生する水素による最大圧力に対する格納容器耐力を確認 	<ul style="list-style-type: none"> 下部ドライウエルのフロアスペース確保 下部ドライウエル注水系(LDF) 交流電源に依存しない注水系(ACIWA) 玄武岩質砕石を用いたコンクリート 十分な厚さのRPVペDESTAL 	<ul style="list-style-type: none"> 炉容器外側での水蒸気爆発を想定した評価を実施し、影響は非常に小さいと結論 	<ul style="list-style-type: none"> 信頼性の高い減圧システムによる炉容器の高圧下での破損防止。 下部ドライウエルには水で満たされており、十分な自由空間があるため、急激な圧力上昇はないと評価(DCD19EB. 2. 4) 	RHR配管、HPCF吸込配管等の耐圧強化によるIS-LOCA発生防止	<ul style="list-style-type: none"> 100%金属-水反応による非凝縮性ガスの発生を考慮しても耐圧能力があることを評価 格納容器過圧防護システム(Containment overpressure protection)
ABWR	US-ABWR と同等	<ul style="list-style-type: none"> 下部ドライウエルのフロアスペース確保 消火系による注水(電動/ディーゼル駆動) 復水補給水系による注水(電動) 十分な厚さのRPVペDESTAL 	US-ABWR と同等 (炉容器外側での水蒸気爆発を想定した評価を実施し、影響は非常に小さいことを確認。炉容器内側では、基本的に発生しないことを確認:原子力安全研究協会報告書)	<ul style="list-style-type: none"> 信頼性の高い減圧システム(ADS)による炉容器の高圧下での破損防止。 下部ドライウエルに水を満たしていない 	原子炉運転中通常閉の2つの弁で低圧設備と高圧設備を隔離する設計の採用によるIS-LOCA発生防止	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器過圧防護システム(耐圧強化バント)
EPR	<ul style="list-style-type: none"> PAR(触媒式再結合器)の設置 イグナイタの設置 <p><仏国の規制設計要求> 設計措置で排除可能とすべき事故状況:格納容器の健全性に影響を与える恐れのある炉容器内及び炉容器外の水素爆発並びに蒸気爆発</p>	<ul style="list-style-type: none"> コアキャッチャー <p><仏国の規制設計要求> 炉心溶融事故の際に格納容器基礎部の貫通を避けるため、原子炉からの溶融放射性物質を長時間にわたり回収し冷却できる装置を設置すること。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ドライな原子炉下部ピット及びドライなコアキャッチャー <p><仏国の規制設計要求> 設計措置で排除可能とすべき事故状況:格納容器の健全性に影響を与える恐れのある炉容器内及び炉容器外の水素爆発並びに蒸気爆発</p>	<ul style="list-style-type: none"> 専用減圧弁 <p><仏国の規制設計要求> 設計措置で排除可能とすべき事故状況:1次系が高圧時に発生する炉心溶融状況</p>	<ul style="list-style-type: none"> 配管の耐圧強化等 <p><仏国の規制設計要求> 設計措置で排除可能とすべき事故状況:蒸気発生器をあるいは格納容器からでる1次系接続系統を経由するため、或いは停止状態で格納容器が開いているため、格納容器を迂回する炉心溶融状況</p>	<ul style="list-style-type: none"> 自由体積が大きく、熱的ヒートシnkの熱的容量が大きい格納容器 SA専用格納容器除去系(CHRS) <p><仏国の規制設計要求> 炉心溶融事故後も含め、余熱を格納容器外へ直ちに除去できない場合でも密閉性が確保される設計とすること。</p>
次世代型軽水炉 PWR、BWR 共通の開発目標	炉心損傷頻度 < 10 ⁻⁵ /炉年 格納容器機能喪失頻度 < 10 ⁻⁶ /炉年 シビアアクシデント対策を設計上考慮					
PWRの対応方針	水素爆発防止のための水素制御設備	<ul style="list-style-type: none"> キャビティへの流路パス確保 キャビティ床面積確保 キャビティへの注水設備(溶融物デブリ冷却促進設備も設計オプションの一つ) 	水蒸気爆発を想定した場合の格納容器健全性を評価で確認	1次系減圧設備	<ul style="list-style-type: none"> 1次系減圧設備 RHR配管耐圧強化 	<ul style="list-style-type: none"> 大型ドライ格納容器 自律安全系による最終ヒートシnkの多様化(大気を最終ヒートシnkとする冷却クーラを用いた大気直接冷却サイクルと常用海水系・補機冷却系を用いた常用換気空調系によるCV自然対流冷却)
BWRの対応方針	格納容器雰囲気の不活性化	<ul style="list-style-type: none"> 下部ドライウエルに溶融炉心の広がり領域を確保 下部ドライウエルの溶融炉心冷却手段の設置 	水蒸気爆発を想定した場合の格納容器健全性を評価で確認	信頼性の高い原子炉圧力容器の減圧システムにより、高圧での溶融炉心の放出防止	IS-LOCA発生防止にて対応	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器容積の確保 静的格納容器冷却系(PCCS)による崩壊熱(水蒸気)による過圧防護

<参考> AM 対応時系列

- 平成 4 年 5 月 原子力安全委員会は、現状で十分低いリスクを更に低減するために、事業者において効果的な 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
- 平成 4 年 7 月 通商産業省は、電気事業者に対し、工学的には SA の発生確率はすでに十分低いものの、なお一層のリスク低減を目指して、AM の整備等について積極的に保安措置を引き続き講じていくことを要請
通商産業省は、平成 5 年末を目途に原子力発電所の安全上の特性の AM の具体的施策決定を要望
- ・ 確率論的安全評価 (PSA) を実施し、各原子力発電所の特性を把握
 - ・ PSA 結果に基づく AM の検討。
 - ・ 定期安全レビュー (PSR) 等において、定期的に評価
- 平成 6 年 3 月 電気事業者は、各プラントの PSA 結果、有効な AM 策を抽出した報告書を通商産業省に提出
- 平成 6 年 10 月 各プラントの「AM 報告書」について、専門的意見 (SA 対策検討会) を参考とし、検討した結果、電気事業者の行った PSA とその結果抽出された AM 策は妥当であると判断
抽出された AM 策が遅滞なく順次実施されることが望ましいことから、今後概ね 6 年を目途に整備されることを要望
- 平成 7 年 12 月 通商産業省提出の「AM 対策検討会最終報告書」に記載の AM 整備は、各原子炉施設のリスクを一層低減するための原子炉設置者の自主的努力として妥当
- ↑
- AM 設備の設置、手順書整備等 AM 策を整備
- ↓
- 平成 14 年 5 月 既設全プラントの AM 整備を完了したことを原子力安全・保安院に報告

シビアアクシデント対応の規制要件化に関する電事連との意見交換

1. 日時：平成22年12月13日（月）13時30分～

2. 場所：経済産業省別館8階825会議室

3. 出席者

・保安院：野口首席、生越基盤課長、山田審査課長、前川防災課長、
青木統括、氏原企画班長（審査課）、蔦沢審査班長（審査課）、
西田企画班長（企調課）、山崎企画係長（基盤課）、
小野企画班長（基盤課）

・事業者：電気事業連合会

東京電力

中部電力

関西電力

日本原電

4. 議題

(1) 6事象への既存炉の対応状況について（電事連）

- ・全 BWR プラントの対応状況について
- ・前回説明の PWR プラントの対応状況の訂正について
- ・評価における不確実性について

(2) シビアアクシデント対応の規制の選択肢（案）について（保安院）

	選択肢①	選択肢②
0. 基本的考え方	既存炉が4. ③の6事象についての対応が不可であった場合には、新設炉に対するSA対応要求は詳細設計段階から法令規制の対象とする。 なお、既設炉に対しては、アクシデントマネジメントを法令上の義務付けとする。	既存炉については、一定の条件を認めれば6事象の対応は可能との感触があり、これを前提に制度を検討。 なお、既存炉に対してはバックチェックを行う。
1. 基本設計段階	以下の内容を踏まえ、「基本設計の審査」段階では、SA対処設計及びその妥当性評価について、参考資料の提出を求める。 (行政指導ベース)	原子炉設置許可において、SA対処設計及びその妥当性について審査する。具体的には、設置許可申請書本文に「SAに対する考慮」、添付11としてSA解析を追加し、審査。 (法令要求)
設計審査指針	設計審査指針の解説に「残余のリスク」の低減について、『基本方針として、合理的に達成可能なリスク低減を行うマネジメントの努力が払われるべきである。』と記載。 → 耐震設計審査指針の「残余のリスク」と同じ扱い。	設計指針に、「内的事象により、早期又は大規模な格納容器からの放射性物質の放出を実質的に排除するように、格納容器の健全性を維持すること。」を追加。 指針の解説に、「SA対応をより確実なものするために、運転員操作に期待するだけではなく、設計で対処することが望ましい。」と記載。
重要度分類	SA対処設備は、「安全機能」ではなく、「リスク低減機能」と位置付け、重要度分類審査指針の対象外と位置付ける。	SA対処設備は、「安全機能」ではなく、「リスク低減機能」と位置付け、重要度分類審査指針の対象外と位置付ける。
安全評価指針	—	安全設計審査指針の改正、若しくは、SA評価指針の新設(参考)新指針は「新設炉」に適用。 また、既存炉に対してはバックチェックを要請する。
2. 詳細設計段階	SA対処設備を工事計画本文事項とし、添付書類としてSA対策の妥当性の説明書を要求。 (法令要求)	SA対処設備を工事計画本文事項とし、添付書類としてSA対策の妥当性の説明書を要求。 (法令要求)
電事法施行規則別表2	別表第2の改正	別表第2の改正
電事法施行規則別表3	別表第3の改正	別表第3の改正
技術基準省令62号	省令62号を改正。 要求事項は、4. のとおり(性能要求的な記述を工夫)。なお、SA対応の妥当性の評価方法等に関する民間規格又はNISA内規が必要。	省令62号を改正。 要求事項は、4. のとおり(性能要求的な記述を工夫)。なお、SA対応の妥当性の評価方法等に関する民間規格又はNISA内規が必要。
使用前検査	対象	対象
3. 運転管理段階	保安規定上に、工事計画認可の前提となったアクシデントマネジメントを規定化する。 (法令要求)	保安規定上に、設置許可、工事計画認可の前提となったアクシデントマネジメントを規定化する。 (法令要求)
実用炉規則12条	—	—
実用炉規則16条	実用炉規則第16条第1項第17号に、工事計画認可の前提となったアクシデントマネジメントを規定化する。	実用炉規則第16条第1項第17号に、設置許可、工事計画認可の前提となったアクシデントマネジメントを規定化する。
4. 基準内容とレベル		
①要求機能	内的事象により、早期又は大規模な格納容器から放射性物質の放出を実質的に排除するように、格納容器の健全性を維持すること。	内的事象により、早期又は大規模な格納容器から放射性物質の放出を実質的に排除するように、格納容器の健全性を維持すること。
②審査の目安基準	$CDF < 10^{-5}$ & $LRF < CDF$ の10分の1 又は $LRF < 10^{-7}$ (既存炉も満足できるのではないかと考えられる値)	$CDF < 10^{-5}$ & $LRF < CDF$ の10分の1 又は $LRF < 10^{-7}$ (既存炉も満足できるのではないかと考えられる値)
③新設炉に対する推奨事項	新設炉に対しては、次の決定論的要件を満たすことが望ましい。 ○決定論的要求(例) 以下の6事象の発生を仮定しても、最新の知見に基づき24時間格納容器の実質的な健全性が確保されること。 ・高圧炉心溶融事象 ・水素燃焼事象 ・水蒸気爆発事象 ・静的な加圧事象 ・コンクリート浸食事象 ・格納容器バイパス事象	新設炉に対しては、次の決定論的要件を満たすことが望ましい。 ○決定論的要求(例) 以下の6事象の発生を仮定しても、最新の知見に基づき24時間格納容器の実質的な健全性が確保されること。 ・高圧炉心溶融事象 ・水素燃焼事象 ・水蒸気爆発事象 ・静的な加圧事象 ・コンクリート浸食事象 ・格納容器バイパス事象
5. 備考		○非常時の運転手順等を確認し、4. ③の事象発生時に事象の進展を把握し、評価の前提となった操作が確実に行い得るものであるか確認が必要。

既設BWRプラントのCVガイドラインへの適合性

平成22年12月13日

事象	設計要件もしくは判断のめやす (CVガイドラインから)	上段: 格納容器形式[炉型] / 下段: 該当炉[異なる炉型の場合]				評価における不確実性	
		Mk-I [BWR4]	Mk-I 改[BWR5]	Mk-II [BWR5] / Mk-II 改[BWR5]	RCCV[ABWR]		
		女川-1 福島第一-1[BWR3] 福島第一-2~5 島根-1[BWR3] 敦賀-1[BWR2]	東通-1 女川-2,3 浜岡-3,4 志賀-1 島根-2	福島第一-6 福島第二-1~4 柏崎刈羽-1~5 東海第二	柏崎刈羽-6,7 浜岡-5 志賀-2		
水素制御 (格納容器が不活性化されている場合)	(判断のめやす) 可燃限界以下(酸素5%以下、または水素4%以下)であること。	○	○ 同左	○ 同左	○ 同左		
溶融炉心- コンクリート 相互作用 (MCCI)	(設計要件) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水手段があること。	△ *	○ 同左	○ 同左	○ 同左		
	(判断のめやす) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した溶融炉心の冷却を確保するために、溶融炉心からの除熱量が前域熱以上であること。めやすとして溶融炉心が落下する格納容器床面積が0.02m ² /MWt(定格出力当たり)以上あること。	×	× 床面積/出力比: 約0.01m ² /MWt < 0.02m ² /MWt	× 床面積/出力比: 約0.01m ² /MWt < 0.02m ² /MWt	× 床面積/出力比: 約0.01m ² /MWt < 0.02m ² /MWt	○ 床面積/出力比: 約0.023m ² /MWt > 0.02m ² /MWt	
	(判断のめやす) 落下した溶融炉心によるコンクリート侵食が格納容器バウンダリに達しないこと。	△ *	△	△ 同左	△ 同左	△	現象論: 溶融炉心から発生するエネルギー、溶融炉心上面の水への熱流束、溶融炉心は床面に均一に拡がるなど 操作: 事前注水、格納容器スプレイの起動
水蒸気爆発 (炉内)	原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重は、既存の軽水炉と同様の原子炉設計であれば生じないと考えられるため、対象とする原子炉の設計が既存のものとは大きく異なることが確認できれば、原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重を評価する必要はない。	○	○ 同左	○ 同左	○ 同左		
水蒸気爆発 (炉外)	(判断のめやす) 急速なFCIによる荷重が格納容器耐性に収まること。	△	△	△	△	現象論: 溶融炉心が水蒸気爆発に寄与する割合、熱エネルギーが機械的エネルギーに変換される程度、判断基準の設定	

SA対策6事象に対する既設炉(PWR、BWR)の適合性概略評価

事象	設計要件もしくは判断のめやす(CVガイドラインから)	PWR既設炉の適合性概略評価*1,2		BWR既設炉の適合性概略評価*1,2,3	
水素制御 (格納容器が不活性化されていない場合)	(設計要件) 全炉心内ジルコニウムの75%が水と反応して発生する水素を想定し、格納容器内平均水素濃度(ドライ条件:水蒸気濃度を考慮しない値)を評価する。格納容器自由体積により水素濃度を13%以下(ドライ条件)にできない場合は、水素制御装置を設置すること。	○			
	(設計要件) 溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)による水素発生を緩和するために、原子炉圧力容器下部の格納容器床面へ注水する手段を設けること。	○			
	(判断のめやす) 局所的にも水素燃焼が生じないこと。	○			
水素制御 (格納容器が不活性化されている場合)	(判断のめやす) 可燃限界以下(酸素5%以下、または水素4%以下)であること。			○	
溶融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)	(設計要件) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した溶融炉心の冷却に必要な注水手段があること。	○		○	
	(判断のめやす) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した溶融炉心の冷却を確保するために、溶融炉心からの除熱量が崩壊熱以上であること。めやすとして溶融炉心が落下する格納容器床面積が0.02m ² /Mwt(定格出力当たり)以上あること。	△	CV床面積>0.02 m ² /Mwtを満足しないが、注水により除熱量が崩壊熱を上回る。	△	CV床面積>0.02 m ² /Mwtを満足しない炉があるが、注水により除熱量が崩壊熱を上回る。
	(判断のめやす) 落下した溶融炉心によるコンクリート侵食が格納容器バウンダリに達しないこと。	×	PCCVはキャビティのライナーが格納容器バウンダリになっており、キャビティ側面のライナーが溶融炉心に直接接触する*4。	○	
水蒸気爆発(炉内)	原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重は、既存の軽水炉と同様の原子炉設計であれば生じないと考えられるため、対象とする原子炉の設計が既存のものと大きく変わらないことが確認できれば、原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重を評価する必要はない。	○		○	
水蒸気爆発(炉外)	(判断のめやす) 急速なFCIによる荷重が格納容器耐性に収まること。	○		○	
高圧炉心溶融物放出	(設計要件) DCH発生防止のため、信頼性の高い原子炉冷却系の減圧設備を設けること。	○		○	
	(設計要件) DCH発生による格納容器内圧力・温度の急上昇防止のため、格納容器内の配置上の工夫を行うことが望ましい。	-		-	
	(判断のめやす) 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力が実験等に基づき推定したDCH発生圧力以下となること。	△	詳細評価により適合性を確認する必要がある。	○	
	(判断のめやす)(参考評価) DCHにより格納容器バウンダリにかかる圧力が、格納容器耐性に収まること。	○		△	溶融物の格納容器への移行量に関する不確実性が大きいものの、米国の評価事例も参考に判断すると、Mk-II格納容器のピーク圧力は耐性(2Pd)をわずかに超える。
格納容器バイパス	(設計要件) 次のいずれかが満足されていること。	○		○	
	格納容器バイパス発生防止のために適切な隔離設計がなされていること。	○		○	
	格納容器バイパス発生防止のために適切な耐圧設計がなされていること。	×	既設炉の原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する低圧系配管はインターフェイスLOCAを防ぐ耐圧設計がなされていない。	×	既設炉の原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する低圧系配管はインターフェイスLOCAを防ぐ耐圧設計がなされていない。
	漏洩停止のための適切な運転操作が可能な設計となっていること。	△	小LOCAであれば運転操作が可能である。	○	
格納容器の準静的過圧破損	(判断のめやす) 格納容器バウンダリにかかる圧力・温度が、少なくとも事故発生後24時間は、解折等に基づき適切に推定した格納容器が閉じ込め機能を維持する圧力・温度の限界(格納容器耐性)に収まること。	○		○	

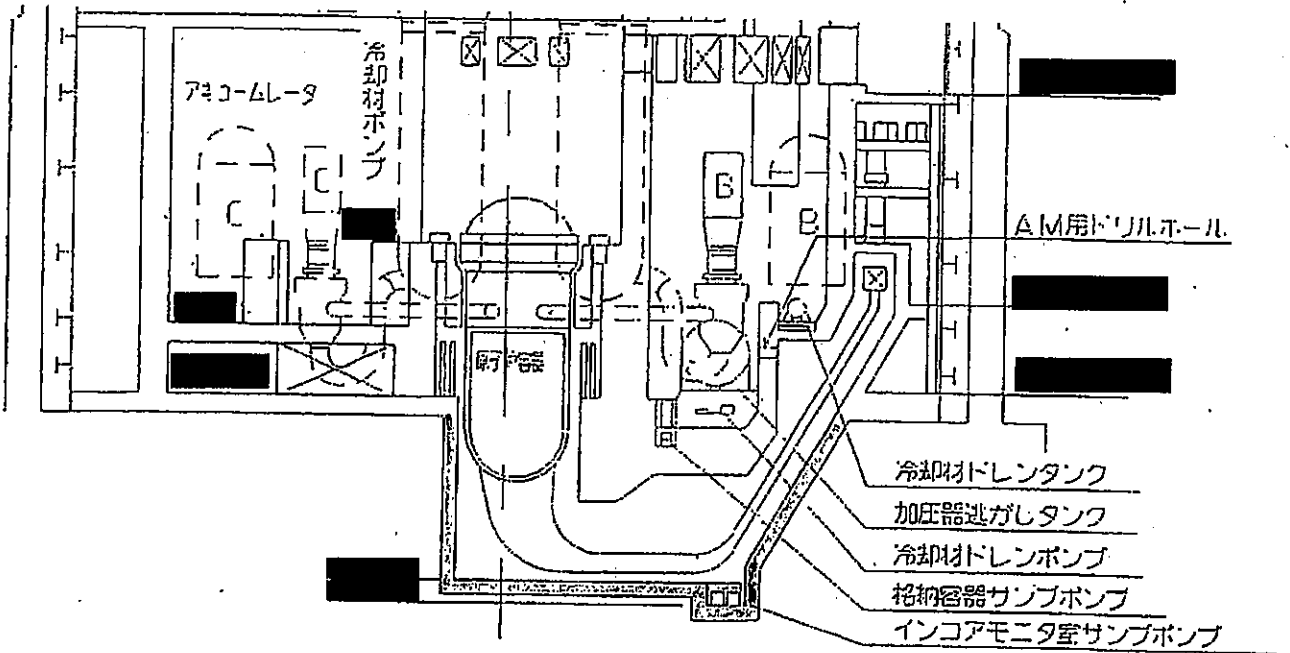
*1: 事象の緩和には運転員操作にクレジットをとっている。

*2: 評価結果は、最新知見を反映したPSAの結果によって変動し得る。

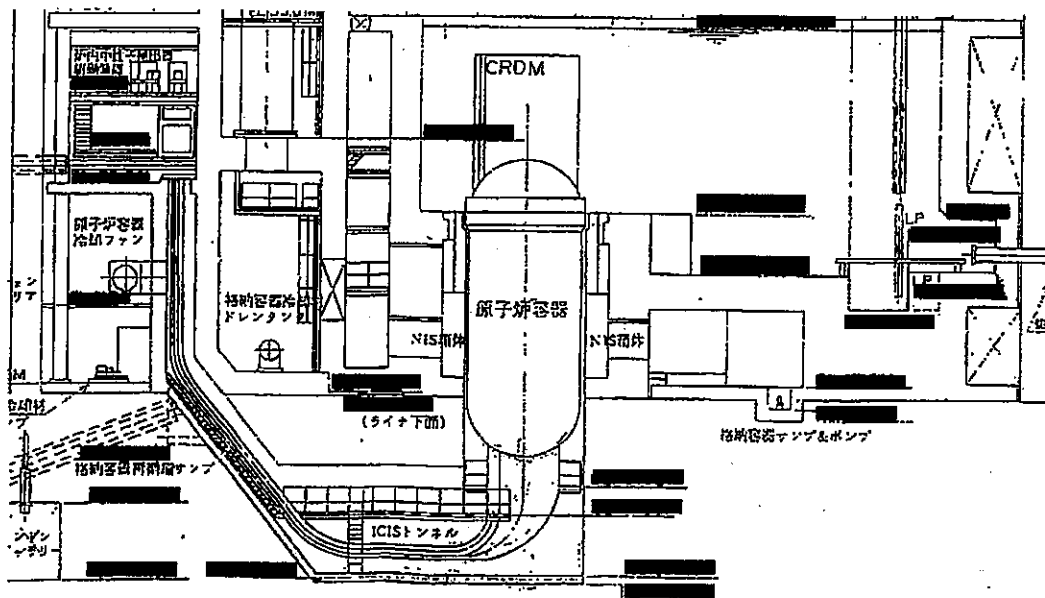
*3: 上記の評価は、代表的なプラントを選定し評価したものであり、一部のプラントは整備したAM策が異なるなど、上記の評価があてはまらない場合がある。

*4: キャビティ下部のコンクリート厚さ(CVバウンダリまでの)は鋼製でメートルオーダー、1/0で50cm程度、PCCVで30cm程度。

原子炉キャビティの下部構造



アイスコンデンサー（I/C）型格納容器



プレストレストコンクリート型格納容器（PCCV）

SA対策6事象に対する既設炉(PWR、BWR)の適合性概略評価

2010/11/12

事象	設計要件もしくは判断のめやす(CVガイドラインから)	PWR既設炉の適合性概略評価*1,2		BWR既設炉の適合性概略評価*1,2,3	
水素制御 (格納容器が不活性化されていない場合)	(設計要件) 全炉心内ジルコニウムの75%が水と反応して発生する水素を想定し、格納容器内平均水素濃度(ドライ条件:水蒸気濃度を考慮しない値)を評価する。格納容器自由体積により水素濃度を13%以下(ドライ条件)にできない場合は、水素制御装置を設置すること。	○			
	(設計要件) 熔融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)による水素発生を緩和するために、原子炉圧力容器下部の格納容器床面へ注水する手段を設けること。	○			
	(判断のめやす) 局所的にも水素爆発が生じないこと。	○			
水素制御 (格納容器が不活性化されている場合)	(判断のめやす) 可燃限界以下(酸素5%以下、または水素4%以下)であること。 14h以下			○	
熔融炉心-コンクリート相互作用(MCCI)	(設計要件) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した熔融炉心の冷却に必要な注水手段があること。	○		○	
	(判断のめやす) 原子炉圧力容器下部の格納容器床面に落下した熔融炉心の冷却を確保するために、熔融炉心からの除熱量が崩壊熱以上であること。めやすとして熔融炉心が落下する格納容器床面積が0.02m ² /MWt(定格出力当たり)以上あること。	△	CV床面積>0.02 m ² /MWtを満足しないが、注水により除熱量が崩壊熱を上回る。	△	CV床面積>0.02 m ² /MWtを満足しない炉があるが、注水により除熱量が崩壊熱を上回る。 ABWRは満足した。 EPRは
	(判断のめやす) 落下した熔融炉心によるコンクリート侵食が格納容器バウンダリに達しないこと。	×	PCCVはキャビティのライナーが格納容器バウンダリになっており熔融炉心に直接接触する。(キャビティライナーは飛石)	○	サイトにはコンクリートが腐食している。
水蒸気爆発(炉内)	原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重は、既存の軽水炉と同様の原子炉設計であれば生じないと考えられるため、対象とする原子炉の設計が既存のもの大きく違わないことが確認できれば、原子炉圧力容器内の急速なFCIによる格納容器への荷重を評価する必要はない。 Fuel column	○		○	
水蒸気爆発(炉外)	(判断のめやす) 急速なFCIによる荷重が格納容器耐性に収まること。	○		○	
高圧炉心溶融物放出	(設計要件) DCH発生防止のため、信頼性の高い原子炉冷却系の減圧設備を設けること。	○		○	
	(設計要件) DCH発生による格納容器内圧力・温度の急上昇防止のため、格納容器内の配管上の工夫を行うことが望ましい。	-		-	
	(判断のめやす) 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力が実験等に基づき推定したDCH発生圧力以下となること。	△	詳細評価により適合性を確認する必要がある。	○	
	(判断のめやす)(参考評価) DCHにより格納容器バウンダリにかかる圧力が、格納容器耐性に収まること。	○		△	溶融物の格納容器への移行量に関する不確実性が大きいものの、米国の評価事例も参考に判断すると、Mk-II格納容器のピーク圧力は耐性(2Pd)をわずかに超える。
格納容器バイパス	(設計要件) 次のいずれかが満足されていること。	○		○	
	格納容器バイパス発生防止のために適切な隔離設計がなされていること。	○		○	
	格納容器バイパス発生防止のために適切な耐圧設計がなされていること。	×	既設炉の原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する低圧系配管はインターフェイスLOCAを防ぐ耐圧設計がなされていない。	×	既設炉の原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する低圧系配管はインターフェイスLOCAを防ぐ耐圧設計がなされていない。
	漏洩停止のための適切な運転操作が可能な設計となっていること。	△	小LOCAであれば運転操作が可能である。	○	
格納容器の準静的過圧破損	(判断のめやす) 格納容器バウンダリにかかる圧力・温度が、少なくとも事故発生後24時間は、解析等に基づき適切に推定した格納容器が閉じ込め機能を維持する圧力・温度の限界(格納容器耐性)に収まること。	○		○	

*1: 事象の緩和には運転員操作にクレジットをとっている。

*2: 評価結果は、最新知見を反映したPSAの結果によって変動し得る。

*3: 上記の評価は、代表的なプラントを選定し評価したものであり、一部のプラントは整備したAM策が異なるなど、上記の評価があてはまらない場合がある。

T1, Fuel columnの圧力上昇

運転段階における米国のシビアアクシデント規制状況

(調査結果)

- ・運転中に係る規制は手順に関するものと保守に関するものがある。
- ・手順に関しては TMI アクションプランにより、EOP (緊急時操作手順) が規制対象。保守は、緊急時手順書の種類(EOP or SAMG)によって 10CFR50.65 により規制されるか否かは異なっている。
- ・SAMG については、事業者自主のため規制対象外。

	手順に関するもの	保守に関するもの	備考
規制対象	<p>○緊急時操作手順：EOP</p> <p>規制内容：</p> <p>①TMI アクションプラン(NUREG-0660)</p> <p>②TMI アクションプランの解説(NUREG-0737)</p> <p>⇒ 各プラントの EOP をそれまでの事象ベースから機能ベースあるいは徴候ベースの EOP に更新するように要求した (同プランの項目 I.C.1,項目 I.C.8,項目 I.C.9)。</p> <p>③EOP 作成ガイドライン(NUREG-0899)</p> <p>電力会社が EOP を改訂し、実施するときのガイドライン及び EOP を評価する時のガイドラインを作成。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ EOP 作成プロセス—EOP の作成・検証プロセスの記述 ・ 技術ガイドライン—技術ガイドラインの記述と検証 ・ プラント個別の作成者用ガイド—プラント個別の作成者用ガイドを作成するための一般ガイド <p>④検査プログラムの実施</p> <p>NRC は、各プラントでの EOP の質に懸念を抱き、TMI アクションプランの項目 I.C.1 の要件を設置者が満足しているかどうかを評価するために 1988 年から検査プログラムを開始した。検査結果を NUREG-1358「緊急時操作手順の特別検査プログラムからの教訓」として報告書を纏めた。</p>	<p>対象設備： EOP で使用されるもののうち、指定されるもの</p> <p>規制内容：</p> <p>①10CFR50.65 (原子力発電所の保守の有効性の監視に関する要件) にて規制。</p> <p>(a)設備の監視を要求</p> <p>(b)監視プログラムの範囲は、以下のとおり</p> <p>(1)安全関連 SSC</p> <p>(2)非安全関連 SSC の内、</p> <p>(i)事故または過渡事象を緩和するためのものと EOP で使用されるもの</p> <p>(ii)その故障が、安全関連 SSC の機能を妨げるもの</p> <p>(iii)その故障が原子炉スクラムあるいは安全関連系の作動を引き起こすもの</p> <p>< 10CFR50.65 (抜粋) ></p> <p>(2) Nonsafety related structures, systems, or components:</p> <p>(i) That are relied upon to mitigate accidents or transients or are used in plant emergency operating procedures (EOPs);</p> <p>②(2)(i)に関して、NUMARC93-01.rev3「保守の有効性監視に関する産業界ガイダンス」*では次の記載がある。</p> <p>< NUMARC93-01,8.2.1.3 (抜粋) ></p> <p>Utilities should establish maintenance practices for important nonsafety-related SSCs used in EOPs consistent with their importance.</p> <p>〔事業者は、EOP で使用する非安全関連 SSC の内、重要な当該 SSC に対して保全の方策 (maintenance practice)を確立すべきである。〕</p> <p>Some example of nonsafety-related SSCs used in EOPs that are not important as described above are as follows:</p> <p>Instrumentation that provides redundant local information and does not provide control</p> <p>〔EOP で使用する非安全関連 SSC の内、重要でない SSC の例を以下に示す。〕</p> <p>(例)冗長系の局所情報を提供し、制御機能を有しない計装等</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ EOP: 緊急時操作手順 (設計基準事象 (DBA) を超える場合を含む) ・ SAMG: 過酷事故マネージメントガイダンス (SA に至った場合の手順) ・ NUREG 報告書: NRC 及びその委託者によって発行される公式報告書。本来は規制力を有するものではないが、実質的な規制力が生じることもある。 ・ NUMARC93-01.Rev3: 10CFR50.65 に併せて公表された Reg.Guide 1.160,Rev.2「原子力発電所の保守の有効性の監視」において条件付で容認可能なガイダンスとされている。
規制対象外 (自主)	<p>○シビアアクシデントマネージメントガイドライン：SAMG</p> <p>①NRC は SECY-89-012 により、各設置者が、苛酷事故に関する情報を評価し、苛酷事故に対する操作手順を作成・実施し、またその手順について運転員や管理者を訓練するためのフレームワークを構築することを要求した。</p> <p>それに対し、NUMARC は苛酷事故問題への方策を「苛酷事故マネージメント問題解決ペーパー」に纏め NRC に提出した。</p> <p>②本ペーパーを受け、EPRI はベンダー別の事故マネージメント・ガイダンスとして TBR を作成した。</p> <p>③TBR を基にオーナーズグループは、SAMG を作成した。</p> <p>④当初、NRC は産業界の事故マネージメント能力を改善するための規制メカニズムとして、Generic Letter を発行する予定だった。しかし、NEI (旧 NUMARC) は、Generic Letter の代わりに、拘束力のある産業界の自主的措置を進める提案を NRC に行い、その後、Generic Letter の発行はなくなった。</p>	<p>○SAMG にのみ使用されているもの</p> <p>EOP で使用せず、SAMG でのみ使用する設備は保守規則対象外 (NRC は SAMG は EOP と同等とみなしていないため)</p> <p>< NRC の保守規則に関する FAQ (抜粋) ></p> <p>(Issue)</p> <p>Paragraph(b)(2)(i) of 10CFR50.65 requires that equipment used in the emergency operating procedures(EOPs) be included within the scope of the rule. Does the NRC consider the SAMGs to be EOPs as discussed in paragraph(b)(2)(i)? If so, is all equipment used in the SAMGs required to be within the scope of the rule?</p> <p>〔EOP に記載された設備は 10CFR50.65(b)(2)(i)によれば、保守規則対象とある。NRC は、EOP と SAMG を同等とみなしているか? そうであれば、SAMG に記載されている設備も対象か?〕</p> <p>(Answer)</p> <p>The NRC currently does not have requirements for Severe Accident Guidelines. The NRC does not consider SAMGs to be EOPs. The development of SAMGs is an industry initiative. As a result, equipment described only in SAMGs would not be in scope unless otherwise required by paragraph 50.65(b)</p> <p>〔NRC は、SAG を規制要求していない。SAMG と EOP が同等とみなしていない。SAMG は自主で開発されたものである。よって、SAMG にのみ記載された設備は、50.65(b)に該当しない。〕</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ TBR (苛酷事故マネージメントガイダンス技術ベース報告書): ベンダー別の事故マネージメント・ガイダンスの作成に際し、統一的な技術ベースとして利用される EPRI の報告書

設計・建設段階における米国のシビアアクシデント規制状況

(調査結果)

- ・新設炉は設計段階においてSAを考慮するように規制されている。
- ・SRP (標準審査指針) にてSA設備の容認基準について下記のとおり決まっている。

新設炉	既設炉	備考										
<p>・苛酷事故政策声明書(50FR32138) 将来プラントにおけるSA対策を要求した。</p> <p>・NRCスタッフは当初、苛酷事故要件の審査において、一般的な新規則を作成する方針であったが、1997年62FR52325にて規則作成を撤回。</p> <p>・10CFR52 (原子力発電所の認可、証明及び承認) にて、「苛酷事故政策声明書」で要求されていた、下記のSA対策を要求。</p> <p>①TMI要件[10CFR50.34(f)]の遵守 ②未解決安全問題及び優先度が中/高の一般安全問題の解決 ③PRAの実施</p> <p>・標準審査指針(SRP) : NUREG-0800 19章にて苛酷事故に言及。</p> <p>・SRP19章</p> <p>I. 審査範囲(Areas of review)</p> <p>①設計認証(DC) : 設計固有のPRA ②運転建設一括認可(COL) : プラント固有のPRA ③決定論的なSA防止・緩和策の評価</p> <p>II. 容認基準(Acceptance Criteria)</p> <p><u>要件(Requirement)</u></p> <p>・10CFR52.47(8) : TMI要件[10CFR50.34(f)]の遵守 ・10CFR52.47(a)(23) : 軽水炉設計の場合、例えば、CCI、水蒸気爆発、高圧溶融炉心噴出、水素燃焼や格納容器バイパスによる格納容器健全性への影響など、SAを緩和するための設計特徴の説明及び解析 ・10CFR52.47(a)(27) : 設計固有のPRAおよびその結果の説明</p> <p><u>容認基準(SRP Acceptance Criteria)</u></p> <table border="0"> <tr> <td>①苛酷事故政策声明書(50FR32138)</td> <td>⑥SECY-90-016</td> </tr> <tr> <td>②安全目標に関する政策声明書(51FR28044)</td> <td>⑦SECY-93-087</td> </tr> <tr> <td>③標準化政策声明書(52FR34884)</td> <td>⑧SECY-96-128</td> </tr> <tr> <td>④改良型原子炉規制に関する政策声明書(59FR35461)</td> <td>⑨SECY-97-044</td> </tr> <tr> <td>⑤PRAの使用に関する政策声明書(60FR42622)</td> <td></td> </tr> </table> <p>・SA設備の建設に当たっては、他の設備同様、PTAACに従う。</p>	①苛酷事故政策声明書(50FR32138)	⑥SECY-90-016	②安全目標に関する政策声明書(51FR28044)	⑦SECY-93-087	③標準化政策声明書(52FR34884)	⑧SECY-96-128	④改良型原子炉規制に関する政策声明書(59FR35461)	⑨SECY-97-044	⑤PRAの使用に関する政策声明書(60FR42622)		<p>・苛酷事故政策声明書(50FR32138) 苛酷事故問題に関するこれ以上の規制上の活動は要求しない。</p> <p><50FR32138より抜粋></p> <p>Commission concludes that existing plants pose no undue risk to public health and safety and sees no present basis for immediate action on generic rulemaking or other regulatory changes for these because of severe accident risk.</p> <p>〔公衆の健康や安全に対し過度のリスクを有しておらず、苛酷事故リスクのために一般的な規則作成や規制上の変更を迅速に行う必要性は見られない。〕</p> <p>・ただし、「水素制御規則[10CFR50.44(C)(3)]」、「ATWS規則」、「全交流電源喪失(SBO)規則」、「BWR Mark I格納容器性能改善に関するGeneric Letter」などで個別にSA対策を要求。</p>	<p>備考</p> <p>Generic Letter : NRCの原子炉規制局(NRR)または核物資安全保障措置局(NMSS)が、被認可者または許認可者に対し、複数のタイプの原子力施設に共通する規制要求や指針を伝える通達。</p> <p>SRP19章の容認基準については、DCについてのみ記載。</p>
①苛酷事故政策声明書(50FR32138)	⑥SECY-90-016											
②安全目標に関する政策声明書(51FR28044)	⑦SECY-93-087											
③標準化政策声明書(52FR34884)	⑧SECY-96-128											
④改良型原子炉規制に関する政策声明書(59FR35461)	⑨SECY-97-044											
⑤PRAの使用に関する政策声明書(60FR42622)												