

秋の大会企画セッション
「シビアアクシデント対策に係る規格基準の検討動向」

(4) 格納容器のSA対策に係る規格 基準の国内外動向

平成24年9月20日

東京都市大学 原子力安全工学科

村松 健

-
- 米国
 - 欧州等
 - 国内
 - 課題と提言

米 国

米国規制

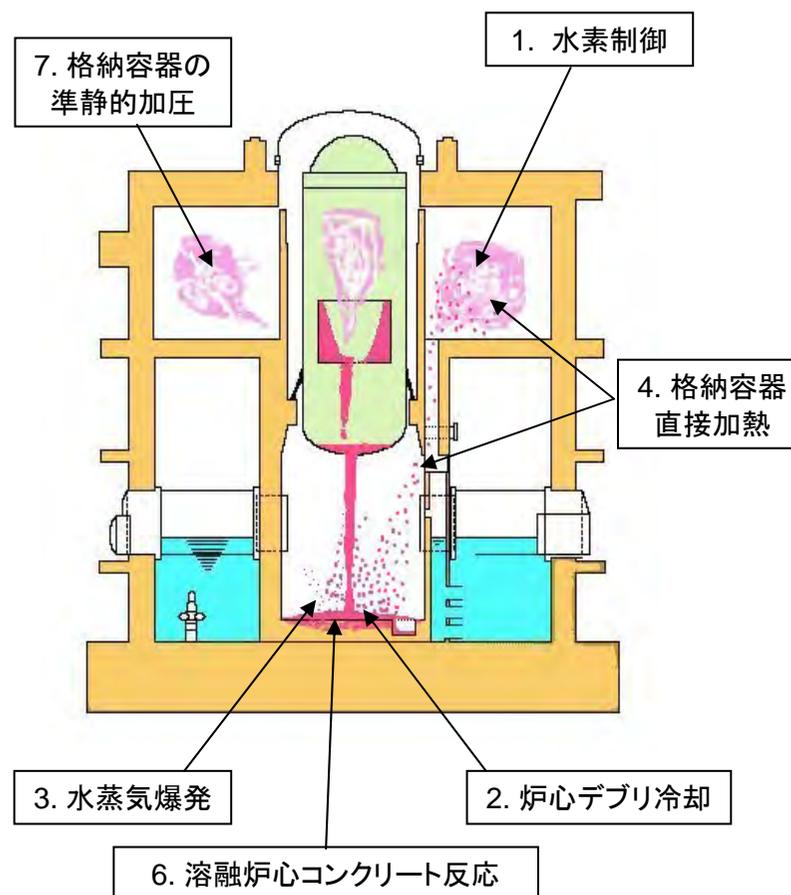
- 規制文書の積み重ね
 - 政策声明(安全目標, SA対策)
 - 連邦規則(10CFR50, 10CFR52)
 - 規制要件(Regulatory Guide, Standard Review Plan)
 - 補完的文書(SECY等)
- 個別要件(80年代)
 - ATWS, SBO, 水素制御, 耐圧ベント等
- 個別プラントのAM検討(80年代末~90年代)とテロ対策(00年代)
 - IPE(内部事象), IPEEE(外部事象), B.5.b等(9.11対応)
- 特徴
 - 成文化された審査基準
 - 活発な改訂
 - 民間規格・報告書類のエンドース(ASME, ANS, NEI)

格納容器に係わる評価事象

新設炉において考慮すべき現象(炉心損傷後)

(R.G.1.206 C.I.19, SECY-90-016, SECY-93-087)

1. Hydrogen generation and control
(水素制御)
2. Core debris coolability
(炉心デブリ冷却)
3. Steam explosion (水蒸気爆発)
4. High pressure melt ejection
(格納容器直接加熱)
5. Temperature-induced SGTR
(原子炉容器破損前温度誘因SGTR)
6. Molten core concrete interaction (MCCI)
(溶融炉心-コンクリート反応)
7. Long-term containment overpressure
(格納容器の準静的加圧破損)
8. Equipment survivability
(SA雰囲気条件下での機器健全性)

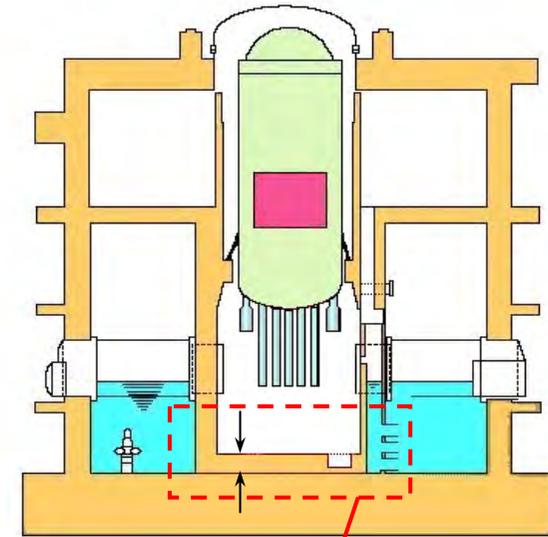


設計対応の例 (US-ABWR)

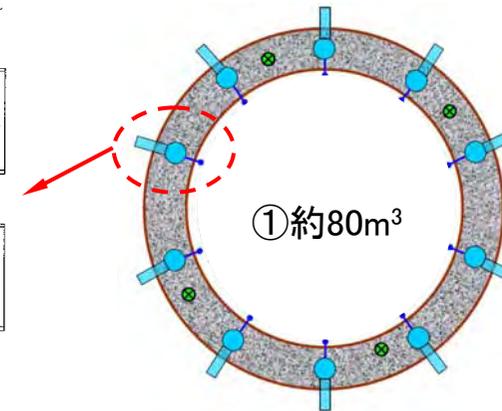
SECY-93-087 (改良型軽水炉に対する要件)

I. (H) デブリの冷却性

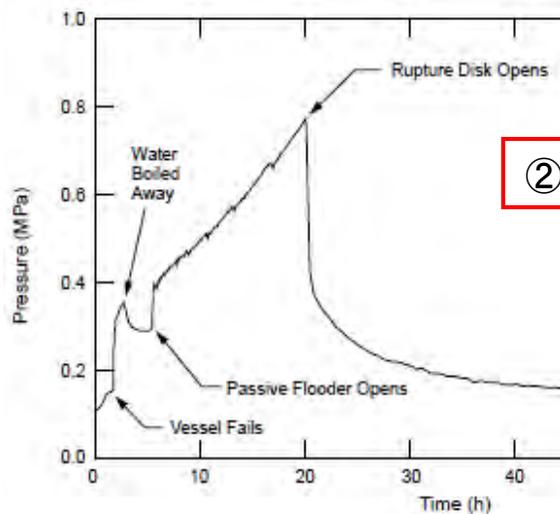
- ① 拡がり面積の確保
- ② 注水設備の設置
- ③ 格納容器バウンダリ(ライナー等)の防護
- ④ 格納容器内圧力温度がASMEサービスレベルC相当を超えないこと



③ 1.6m

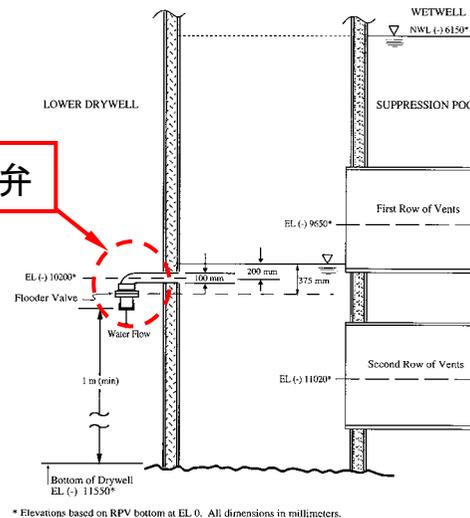


① 約80m³



④ CV圧力変化(例)

② 溶融弁



US-ABWR DCD (1997)

9.11を受けた対応

航空機衝突評価 (Aircraft Impact Assessment)

- **Policy Statement (73FR60612) (2008)**
- **10CFR**
 - 50.150 “Consideration of Aircraft Impacts for New Nuclear Power Reactors”
 - 50.54(hh) “Mitigative Strategies and Response Procedures for Potential or Actual Aircraft Attacks”
- **Regulatory Guide**
 - RG 1.217 “Guidance for the Assessment of Beyond-Design-Basis Aircraft Impacts” (2011) [NEI 07-13をエンドース]
- **Endorsed Documents**
 - NEI 07-13 “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Nuclear Power Plant Designs”
 - NEI 06-12 “B.5.b Phase 2&3 Submittal Guideline”

福島第一事故を受けた対応

- NRC recommendation
 - NTTFLレポート (2011/7) 12項目のrecommendation
 - SECY-11-0137 (2011/10) Tier 1/2/3/Additional に優先順位づけ
 - SECY-12-0025 (2012/2) 項目の分離・統合
- NRC order と Interim Staff Guidance
 - 設計基準を超える外部事象への対応 [勧告 4.2 / EA-12-049 / ISG-2012-01]
 - 耐圧ベント(Mk-I及びMk-II型格納容器) [勧告 5.1 / EA-12-050 / ISG-2012-02]
 - 使用済燃料プール計装 [勧告 7.1 / EA-12-051 / ISG-2012-03]

Tier 1

- 2.1 地震及び溢水ハザードの再評価
- 2.3 地震及び溢水に関するワークダウン
- 4.1 全交流電源喪失対策
- 4.2 設計基準を超える外部事象関連の機器
- 5.1 耐圧ベント (Mk-I&II)
- 7.1 使用済燃料プールの計装
- 8 EOP, SAMG 及び EDMGの統合強化
- 9.3 緊急時対策

Tier 2

- 7 使用済燃料プールへの給水能力
- 9.3 緊急時対策 (Tier 3を除く)

Tier 3

- 2.2 地震及び溢水ハザードの10年毎の見直し
- 3 地震起因の火災や溢水に対する防止及び緩和能力の向上
- 5.2 耐圧ベント(Mk-I/II以外の格納容器)
- 6 格納容器及びその他の建屋における水素制御
- 9.1/9.2 長期SBO及び複数ユニットに及ぶ事象に対する緊急時対策の強化
- 9.3 緊急時対応情報収集システムの能力
- 10 長期SBO及び複数ユニットに及ぶ事象に対する緊急時対策関連(その他)
- 11 緊急時対応に関連した意志決定, モニタリング, 公衆の教育
- 12.1 深層防護の枠組みを考慮した監視プロセスの改善
- 12.2 SAMGに係わるスタッフの教育訓練

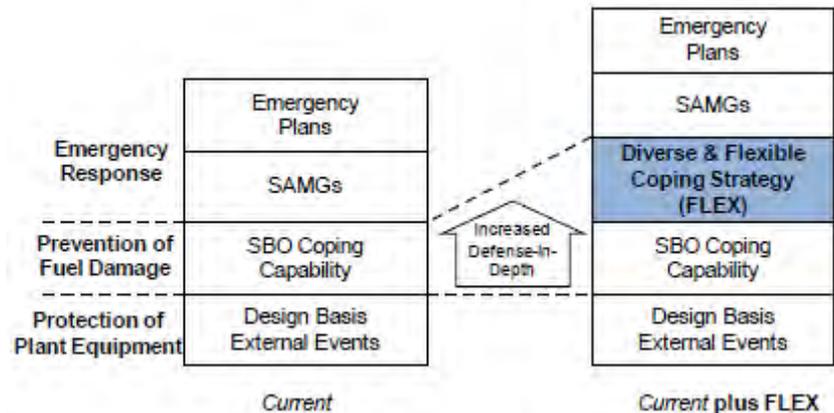
Additional

- ・ フィルターベント [→5.1に統合]
- ・ 地震に係わる計装
- ・ EPZの根拠 [→Tier 3へ]
- ・ 10マイル以遠におけるよう素剤の配備 [→Tier 3へ]
- ・ 使用済燃料のドライキャスク保管
- ・ 最終ヒートシンクの喪失 [→2.1, 2.3, 4.1, 4.2へ]

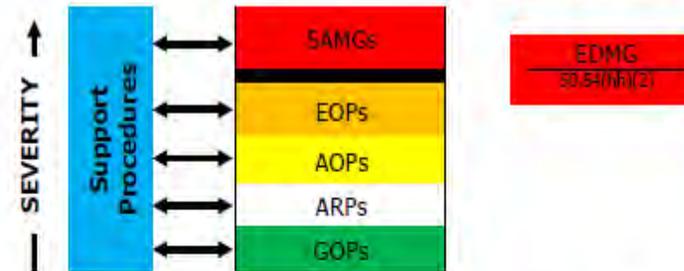
設計基準を超える外部事象への対応

- JLD-ISG-2012-01
 - NEI 12-06 をエンドース(コメント付き)
- NEI 12-06 : FLEX*実施ガイド (* 多様性及び柔軟性のある対処戦略)
 - 長期SBO/LHUSに対する基本的対処能力の把握
 - 重大な外部ハザードの選定と対応の策定
 - 地震
 - 洪水
 - 強風
 - 雪・氷・低温
 - 極度の高温
 - 管理プログラム(品質・保守・手順 等)
 - サイト外リソース

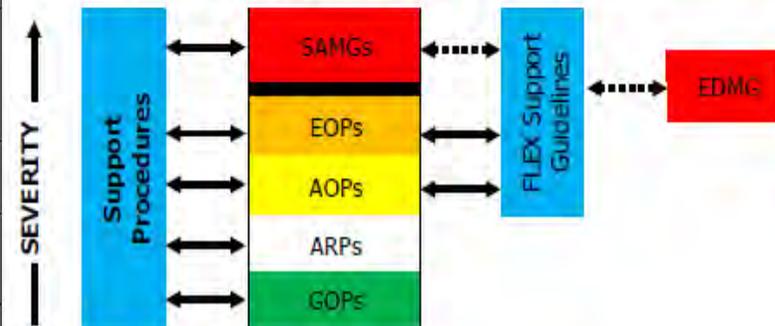
FLEX (多様性及び柔軟性のある対処戦略)



(a) Existing View of Typical Operating Procedure Hierarchy



(b) Future View of Typical Operating Procedure Hierarchy



Safety Function		Method	Baseline Capability
Core Cooling	Reactor Core Cooling	<ul style="list-style-type: none"> RCIC/HPCI/IC Depressurize RPV for Injection with Portable Injection Source Sustained Source of Water 	<ul style="list-style-type: none"> Use of installed equipment for initial coping Primary and alternate connection points for portable pump Means to depressurize RPV Use of alternate water supply to support core heat removal makeup
	Key Reactor Instrumentation	<ul style="list-style-type: none"> RPV Level RPV Pressure 	<ul style="list-style-type: none"> (Re-)Powered instruments Other instruments for plant-specific strategies
Containment	Containment Pressure Control /Heat Removal	<ul style="list-style-type: none"> Containment Venting or Alternative Containment Heat Removal 	<ul style="list-style-type: none"> Reliable, hardened vent (required for Mk I and II) or other capability.
	Key Containment Instrumentation	<ul style="list-style-type: none"> Containment Pressure Suppression Pool Temperature Suppression Pool Level 	<ul style="list-style-type: none"> (Re-)Powered instruments
SFP Cooling	Spent Fuel Cooling	<ul style="list-style-type: none"> Makeup with Portable Injection Source 	<ul style="list-style-type: none"> Makeup via hoses direct to pool Makeup via connection to SFP makeup piping or other suitable means (e.g., sprays).
	SFP Instrumentation	<ul style="list-style-type: none"> SFP Level 	<ul style="list-style-type: none"> Per EA 12-051

NEI 12-06 (2012)

耐圧ベント

- 対象
 - Mark-I及びMark-II型格納容器
- JLD-ISG-2012-02
 - ベント容量：定格熱出力の1%相当 (@ P_{design})
 - 遠隔操作＋手動によるバックアップ可 (対応要員の安全防護配慮)
 - 必要な操作は最小とする
 - 運転継続時間：24時間以上
 - クロスフローの防止 (水素燃焼)
 - 放出高さ：主要構造物以上
 - SBO状態も考慮した監視・手順・訓練
 - 耐震性：他の安全系機能を阻害しない
 - 適切な保守管理
- フィルタベントについては別途検討が予定されている

欧州等

欧州の規制

- 変遷
 - 古くからフィルタベント設置, 航空機衝突, LUHS 等の考慮
 - EUR (European Utility Requirement document)
 - IAEAガイドの充実, WENRA, 新規建設国における指針改訂
- 特徴
 - 重篤な事象に対する決定論的防護要求
 - 国際動向の積極的反映・連携

諸外国のSA対応に関する要求事項

	項目	IAEA	WENRA	STUK(フィンランド)	EUR	NRC / URD	国内
目標	炉心損傷頻度 (CDF)	<10 ⁻⁵ /RY (INSAG-12)	特に指標は示さず 想定される多重故障時の炉心損傷回避	<10 ⁻⁵ /RY (YVL 2.8)	<10 ⁻⁵ /RY (停止時含む)	<10 ⁻⁴ /RY (SRP19.0) <10 ⁻⁵ /RY (URD)	<10 ⁻⁴ /RY (性能目標案)
	大規模放出頻度 (LRF)	LRFを実質的に排除(INSAG-12)	CV破損を実質的に排除	<5x10 ⁻⁷ /RY (YVL 2.8)	(許容放出限界を越える頻度)<10 ⁻⁶ /RY	<10 ⁻⁶ /RY CCFP<0.1 (SRP19.0)	<10 ⁻⁶ /RY (性能目標案)
炉心損傷防止	ATWS	スクラム失敗に対する考慮を要求 (NS-R-1)	スクラム信号多様性 CR挿入失敗を考慮 (N+1要求)	同左(YVL)	スクラム信号多様性 SLC自動起動	RPT / ARI / SLC自動起動 (10CFR50.62)	—
	SBO	SBOに対する考慮を要求(NS-G-1.8)	DECとして大規模燃料損傷回避を要求 (N+1要求)	Alternate AC要求 (YVL 2.7)	EFW水源>24h (EPRはSBO DG 2基設置)	10CFR, RG 1.155 動的炉はAlternate A Cを要求(URD)	—
影響緩和	デブリ冷却	注水手段/拡がり面積確保を要求 (NS-G-1.10)	CV破損を実質的に排除	冷却設備を要求 (YVL 1.0)	>>0.02 m ² /MW or コアキャッチャー (or IVR)	確実な冷却(SECY) >0.02 m ² /MW (URD)	>0.02 m ² /MW[めやす](原安協)
	大量水素発生	100%AFC反応 (NS-G-1.10)	同上	炉内Zr100%反応を想定(YVL 1.0)	100%AFC反応	100%AFC反応 (10CFR, URD)	厳しい事象を適切に考慮(原安協)
	CV過圧	CV破損を実質的に排除	同上	破損回避のためのベント禁止 (YVL 1.0)	破損回避のためのベント禁止	>24h (SRP 19.0)	>24h(原安協)
	FP放出抑制	漏洩率保持を要求 (NS-G-1.10)	同上	Cs-137<100 TBq (YVL 2.2)	SA時の漏洩率保持	>250mSvとなる事象 <10 ⁻⁶ /RY (URD)	格納容器保持係数の達成(原安協)

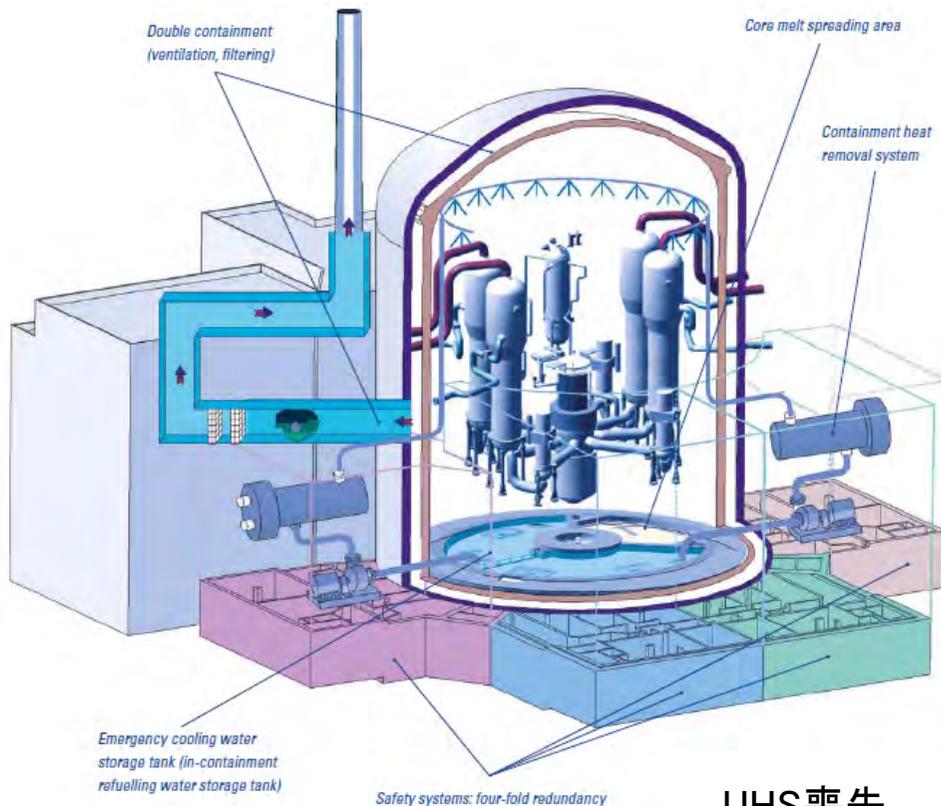
(注) STUK/NRC以外は新設炉に対する要求

基準類と設計対応の例

航空機衝突
(二重CV)

デブリ冷却
(コアキャッチャー)

国際標準・指針類・事業者要求の動き



SBO (4EDG+2SBODG)

UHS喪失
(独立冷却系)

EUR (2001 Rev.C)

- ・DEC(Design Extension Cond.)の概念

IAEA

- ・NS-G-1.10 格納容器設計(SA含む)

- ・SSR-2/1など DEC

WENRA (既設炉 2008, 新設炉 2010)

- ・深層防護(5層)の概念

- ・DEC

指針類(Finlandの例)

- ・SA対応を指針(YVL)で明示的要求

- ・DEC/航空機衝突対応等の取り込み
(規制機関のレター)

- ・新設炉に向け指針類の整理改訂中

設計対応の例 (Olkiluoto 3)

TVO Olkiluoto 3 (2010)

国内

格納容器のSA対策に係わる検討の経緯

- 1992 SA対策としてのAMについて(原安委)
- 1999 格納容器設計ガイドライン(原安協)
- 2001 格納容器イベントツリー調査専門委(原安協)
- 2002 AM整備報告(事業者)及び有効性評価報告(NISA)
- 2003 安全目標 中間とりまとめ(原安委)
- 2006 性能目標(原安委)
- 2008 レベル1/2/3 PSA標準(原子力学会)
- 2011 SA対策について(原安委)
- 2012 炉規法等の改正

格納容器設計ガイドライン（原安協）

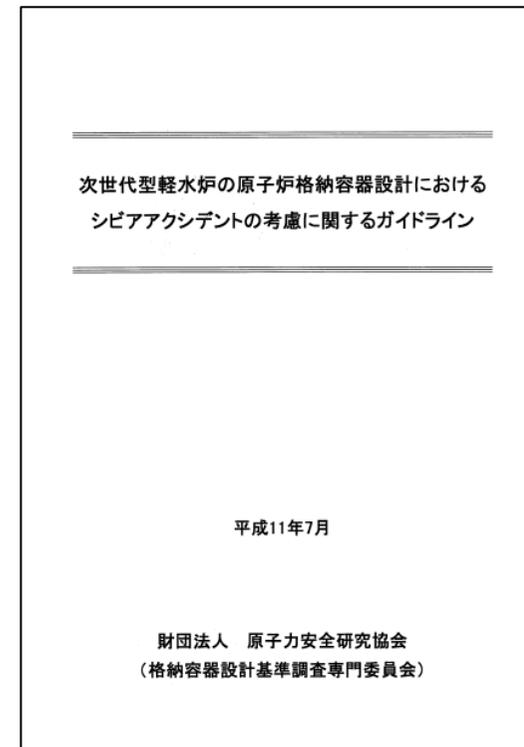
次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計における
シビアアクシデントの考慮に関するガイドライン
(<http://www.nsra.or.jp/safe/cv/index.html>)

目的:

シビアアクシデントに関して
考慮すべき内容を明確にし、
次世代型軽水炉の格納容
器設計に資する

構成:

- ・格納容器設計における
性能目標適合性評価
- ・安全裕度の評価



格納容器設計における性能目標

● 定性的目標

- ① 避難等の短期的防護対策を必要とする事態の発生する可能性を十分小さくする。
- ② 放射線被ばくによる確定的影響の発生する可能性や、長期的移住が必要となる可能性を無視しうる程度に小さくする。

● 定量的目標

- ① 目標とするFP保持能力(CRF-1)を満足しない確率 $<10^{-6}$ /炉年
- ② 目標とするFP保持能力(CRF-2)を満足しない確率 $<10^{-7}$ /炉年

● 補足的目標

- ① 条件付格納容器破損確率CCFPが0.1を超えないこと(CDF $\ll 10^{-6}$ /炉年であれば厳密な遵守は求めない)。また、炉心損傷頻度CDFが 10^{-5} /炉年を超えないこと。
- ② 格納容器が早期に破損する頻度が 10^{-7} /炉年を超えないこと。
- ③ 格納容器バイパスにより炉心損傷する頻度が 10^{-7} /炉年を超えないこと。

定量的目標

- 定性的目標を達成するための格納容器のFP保持能力(CRF*)とその確率
- 目標CRFに対して、次式を満足しない確率を1年当たり、
 - (定量的目標-1) 100万分の1以下とする [50mSv(短期的避難)]
 - (定量的目標-2) 1000万分の1以下とする [0.25Sv(確定的影響)及び1Sv/70年(移住)]

$$\frac{\text{希ガスの目標CRF}}{\text{実際の希ガスのCRF}} + \frac{\text{ガス状よう素の目標CRF}}{\text{実際のガス状よう素のCRF}} + \frac{\text{粒子状物質の目標CRF}}{\text{実際の粒子状物質のCRF}} \leq 1$$

(高所または低所放出のみのケース)

* CRF: 格納容器保持係数 (Containment Retention Factor)

CRF = 格納容器への放出量 / 環境への放出量 [= 格納容器のFP保持能力]

● 定量的目標への適合性評価

- ・事故シーケンスの分類
- ↓
- ・ソースターム評価
- ↓
- ・CRF評価

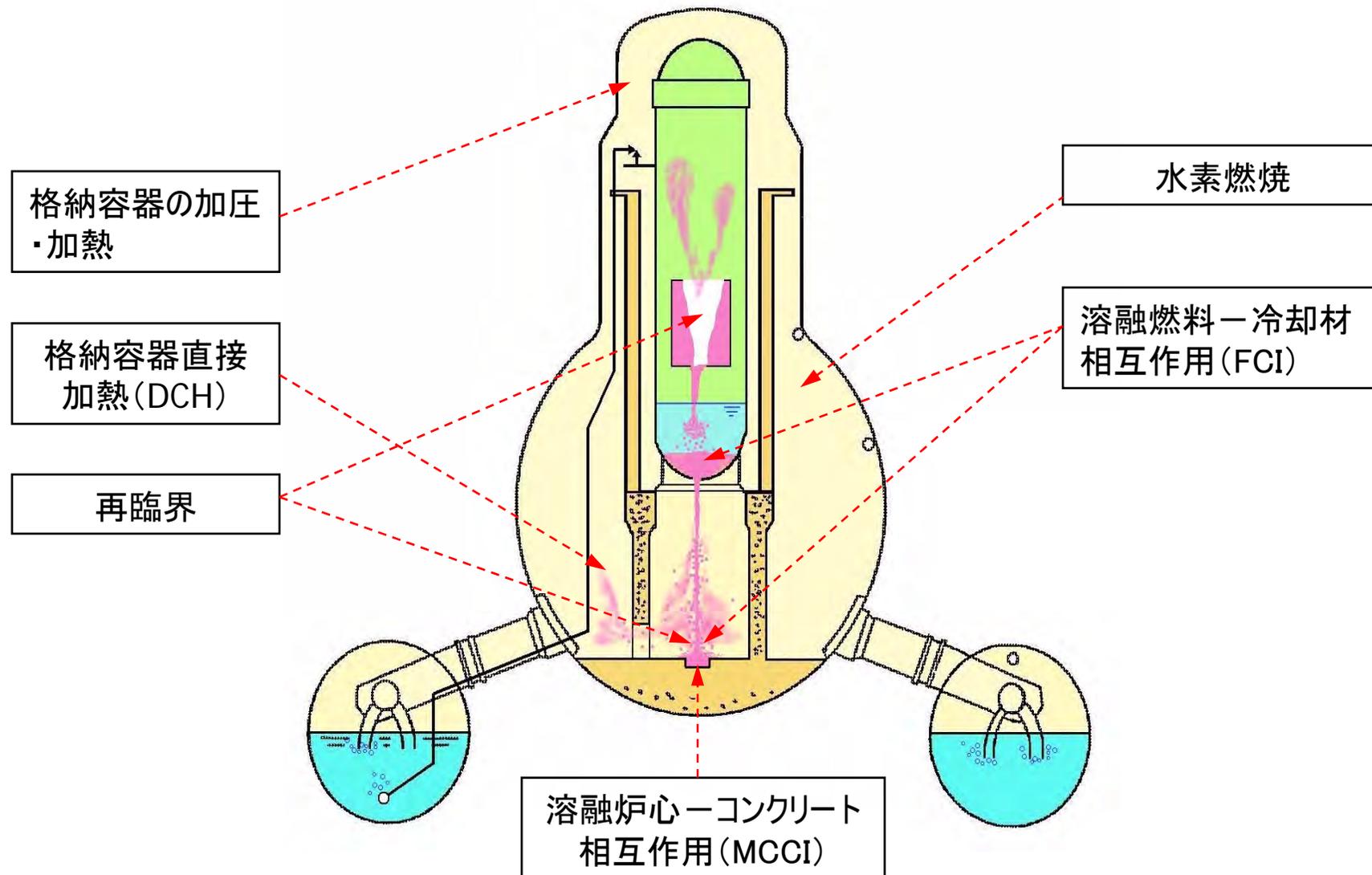
目標CRF (BWRの例)

		希ガス	ガス状よう素	粒子
目標1	高所放出	92	290	5500
	低所放出	180	1600	30000
目標2	高所放出	19	3.9	720
	低所放出	36	13	3900

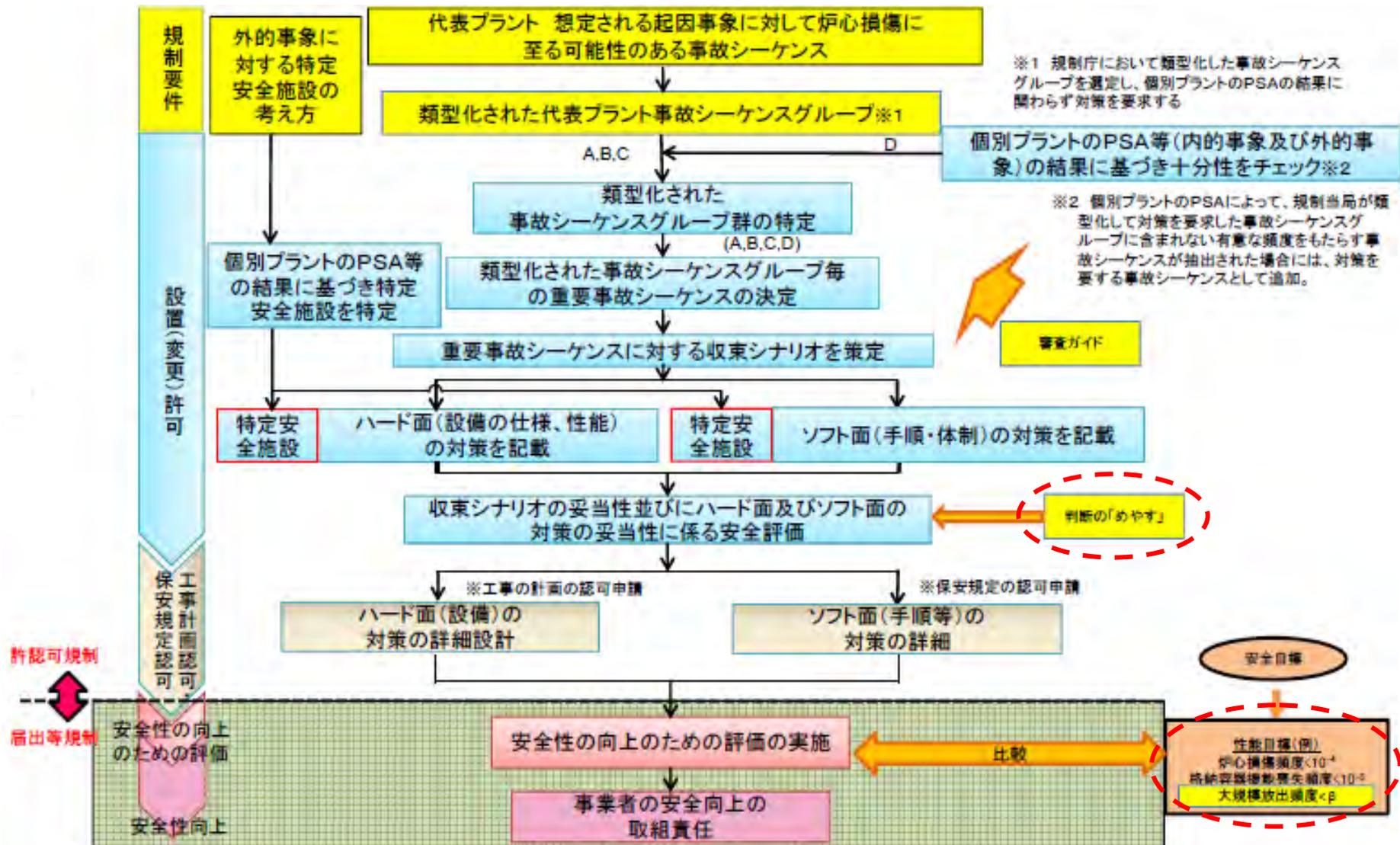
安全裕度の評価

- 格納容器バウンダリの健全性に対して脅威となる事象を想定
 - 格納容器の加圧及び加熱
 - 水素燃焼
 - 溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)
 - 格納容器直接加熱(DCH)
 - 溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)
 - 再臨界
 - 格納容器直接接触(シェルアタック)
 - 格納容器バイパス
- 評価モデル及び評価条件
 - 最適評価
 - アクシデントマネジメント策の考慮
 - 原子炉の特徴, 技術的知見の蓄積等を反映

シビアアクシデント時に発生する現象



新規制におけるシビアアクシデントの評価



「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について(現時点での検討状況)」原子力安全・保安院 (2012/8)

課題と提言

- ・ 米国では1980年代からSA問題解決の方策として外的事象を含むIPEの実施、新設炉安全審査における確率論的安全基準の適用などが規制に盛り込まれた。さらに9.11以後SA対策の強化がなされた。欧州も同様。
- ・ 我が国では3.11福島第一原子力発電所事故を踏まえてSA対策の強化が進められている。しかし、その際には3.11の教訓のみが注目されがちだが、その前にSA対策の規制への反映という面で米国等に大きく遅れていたことを認識すべきである。3.11の教訓だけでなく、総合的なSA対策の面での「**周回遅れ**」をどう取り戻すかが大きい課題である。また、その遅れの背景にはSA問題の重要性や広さへの「認識の不足」やSA関連規制を合理的に導入するための「体制上の課題」もあると思われるので、総合的な努力が必要である。
- ・ (提言)ただし、我が国では関連活動が無かったわけではない。原安協でなされた格納容器性能目標や格納容器イベントツリー研究に現れているように、メーカー各社や試験研究機関におけるSA研究(設計研究を含め)の積み重ねがある。この成果を設計(またはAM)やその評価に活用すべきである。

謝辞

本資料の作成にあたっては、日本原子力学会標準委員会システム安全専門部会シビアアクシデントマネジメント分科会が収集された情報の一部を利用させて頂きました。

参考資料

米国のSA対応に関する規制文書

- **政策声明**

- 50FR32138 (1985) Policy Statement on Severe Reactor Accidents Regarding Future Designs and Existing Plants
- 51FR28044 (1986) Safety Goals for the Operations of Nuclear Power Plants

- **連邦規則**

- 10CFR50
 - 10CFR50.34(f) Additional TMI-related requirements
 - 10CFR50.44 Combustible gas control for nuclear power plants
 - 10CFR50.62 Requirements for reduction of risk from anticipated transients without scram (ATWS) events for light-water-cooled nuclear power plants
 - 10CFR50.63 Loss of all alternating current power
- 10CFR52
 - 10CFR52.47 (a)(8), (12), (15), (16), (23) [Subpart B - Standard Design Certifications]
 - 10CFR52.79 (a)(8), (9), (17), (38), (42) [Subpart C - Combined Licenses]

- **Regulatory Guide**

- RG 1.7 Rev.3 Control of combustible gas concentrations in containment (2007)
- RG 1.155 Station Blackout (1988)
- RG 1.206 Combined License applications for nuclear power plants (2007)
 - C.I.19 Probabilistic risk assessment and severe accident evaluation

- **Standard Review Plan (NUREG-0800)**

- SRP 6.2.5 Rev.3 Combustible gas control in containment (2007)
- SRP 19.0 Rev.2 Probabilistic risk assessment and severe accident evaluation for new reactors (2007)

- **Generic Letter**

- 89-16 Installation of a hardened wetwell vent

- **Commission papers (SECY)**

- SECY-90-016 Evolutionary light water reactor (LWR) certification issues and their relationship to current regulatory requirements
- SECY-93-087 Policy, technical, and licensing issues pertaining to evolutionary and advanced light-water reactor (ALWR) designs