

○発電用軽水型原子炉施設におけるシビア アクシデント対策としてのアクシデント マネージメントについて

平成4年5月28日
原子力安全委員会決定

1. はじめに

当懇談会は、海外諸国においてシビアアクシデント(*)対策の一環としての格納容器対策が規制要求としてあるいは原子炉設置者の自主的意図によって採択され始めていることを踏まえ、国内原子炉のPSA、米国原子力規制委員会(NRC)が取りまとめを行っている「シビアアクシデントのリスク(NUREG-1150)」など海外のPSA及び国内外のシビアアクシデント研究の最新の成果などを基礎資料として、格納容器対策を主体とするアクシデントマネージメントについて、ワーキンググループを設置して検討してきた。本報告書はこの検討結果をまとめたものである。

近年、アクシデントマネージメントは、原子炉施設のリスク管理手段の一つとして重要であることが国際的に広く認識されるようになり、設計基準事象を超える事象が万一発生した場合を想定して、炉心冷却機能の回復や格納容器の健全性の維持等を目指す緊急時操作手順の整備及びそれらに係わる要員の訓練、並びに関連機材の整備等が各国で検討され、あるいは実施されてきている。

アクシデントマネージメントとは、設計基準事象を超え、炉心が大きく損傷する恐れのある事態が万一発生したとしても、現在の設計に含まれる安全余裕や安全設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能またはそうした事態に備えて新規に設置した機器等を有効に活用することによって、それがシビアアクシデントに拡大するのを防止するため、もしくはシビアアクシデントに拡大した場合にもその影響を緩和するために採られる措置をいう。ここではこれらのうち、前者をフェーズⅠのアクシデントマネージメント、後者をフェーズⅡのアクシデントマネージメントと呼ぶこととする。

フェーズⅠのアクシデントマネージメントは、何らかの原因で喪失した炉心冷却等の安全機能を回復させるための様々の操作から構成される。これらの操作が的確に行われるためには、施設の状態が事象の全段階を通して把握しやすいように配慮された測定・表示・記録設備を整備するとともに、起因となる事象が容易に識別できないような複雑な事象の発生に際しても、プラント状態の表示内容に基づき、プラントを安全な状態に復帰させるために適切な操作を行えるように配慮された手順書等を整備すること、さらにアクシデントマネージメントの実施に携わる者の教育・訓練を実施することが重要である。これらの表示装置や手順書の整備等は各国で行われてきており、我が国においても、国の指導に基

づき原子炉設置者は、このアクシデントマネージメントの一部についてその手順書を表示装置との関係に留意しながら検討・整備し、また要員に対して「運転訓練センター」等において教育・訓練を行っている。

一方、フェーズⅡのアクシデントマネージメントとしては、損傷炉心の冷却をはかるために炉心もしくは格納容器の熱除去機能を回復すること、また格納容器の過圧破損の防止を目的として核分裂生成物（F P）を含む格納容器雰囲気を部分的に環境へ放出せざるを得なくなった場合にも、これを管理された状態で行うために、格納容器に専用のベントライン（フィルター付の場合を含む）を設置して利用すること等が考えられている。欧米諸国においては、こうした操作に係わる手順書等の整備が進められてきており、特にスウェーデン、フランス、ドイツ等においては、格納容器にフィルター付ベント設備を付加して、これを利用することもその手順に含めている。また、PWRアイスコンデンサー型格納容器については、大量の水素ガス発生への対応策として水素燃焼装置を設置することが米国、フィンランドなどで行われている。我が国においては、このフェーズⅡのアクシデントマネージメントについては、現在原子炉設置者において検討中である。

本報告では、これらの状況に鑑みて、まずアクシデントマネージメントの安全確保における役割と位置付けについて検討し、さらに国内のフェーズⅠのアクシデントマネージメントに係わる整備状況とその妥当性を国内原子炉のP S A及びN U R E G - 1150に示される米国原子炉のP S A等に基づき検討している。次いで、国内外のシビアアクシデント研究の最新の成果、各国において整備が検討され、あるいは既に整備された設備の様態・データなどをも参考に、フェーズⅡのアクシデントマネージメントに係わる格納容器対策、特にフィルター付格納容器ベント設備並びに水素燃焼装置についてその設備の利害得失を分析し、これに関して我が国が採るべき考え方を検討している。

（*） シビアアクシデント

原子炉安全基準専門部会共通問題懇談会中間報告書（平成2年2月）では、次のようにしている。「設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却または反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象」；なお、ここでいう設計基準事象とは、「原子炉施設を異常な状態に導く可能性のある事象のうち、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべき」とされた事象とする。

2. アクシデントマネージメントの役割と位置付け

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）は、原子炉施設の位置、構造及び設備が核燃料物質、核燃料物質によって汚染された物又は原子炉による災害の防止上支障がないものであることを原子炉の設置許可の要件の

一つとしている。国はこの要件を満たしているか否かを判断するために、原子炉施設が適切な安全管理のもとで確実に事故を防止できること及び原子炉施設に設計基準事象の発生を仮定した場合にも周辺公衆に対して著しい放射線被ばくのリスク（以下、「原子炉施設による周辺公衆に対する放射線被ばくのリスク」を単に「リスク」という）を与えないよう事故の拡大を防止し、またその影響緩和に効果的な安全設備が備えられていることなどを審査している。これに加えて、安全管理のあり方については、運転開始に先立って、その方針を規定する保安規定を作成するよう原子炉設置者に求め、妥当と判断された場合にこれを認可することとし、さらに原子炉の運転約1年ごとに原子炉施設の定期検査を行うことを義務づけている。

これらにより、原子炉施設の安全性は十分確保されるが、さらに万一の事態に備えて、災害対策基本法のもとに原子力防災対策を整備することとし、これに基づき、設計基準事象を大幅に上回るシビアアクシデントの知見も考慮して、放射性物質の大量の放出があった場合にも、災害の発生を未然に防止し又は被害の拡大を防止するために有効適切な体制、必要資機材の整備、防災訓練等のあり方が定められている。

このようにして、原子炉施設のリスクは充分小さくなっているが、万一原子炉施設にシビアアクシデントに至るおそれのある事象、あるいはシビアアクシデントが発生した場合に、適切なアクシデントマネジメントが行われるものとするれば、シビアアクシデントに至る可能性はさらに減少し、あるいはシビアアクシデントによる公衆への影響を緩和できるため、リスクは一層小さいものとなる。アクシデントマネジメントは、本来原子炉設置者がその技術的知見に基づき、現実の事態に直面しての臨機の処置も含め、柔軟に行う措置である。これらのことから、あるアクシデントマネジメントが原子炉施設の設備を大幅に変更することなく実施可能であり、その実施を想定することによりリスクが効果的に減少する限りにおいて、その実施が奨励又は期待されるべきと考えられる。なお、そうしたリスクの減少の目標としては、フェーズⅠとフェーズⅡのアクシデントマネジメントの有効性のバランスにも配慮しつつ、例えばIAEA・INSAG（国際原子力安全諮問委員会）の基本安全原則が示す定量的な安全目標（炉心損傷の発生率 10^{-4} /炉年（既存炉に対して）、 10^{-5} /炉年（新設炉に対して）、また大規模なFP放出の発生率はさらにこれらの1/10）などを一つの参考とするのが適切であろう。

ところで、アクシデントマネジメントが適切に行われるためには、原子炉設置者が、最新のシビアアクシデント研究の成果などを参考にして、その実施に関してあらかじめ有効適切と考えられる措置の手順を定め、それに必要な資機材並びに実施体制を整備し、要員を訓練しておくことが大切である。

これらのことを考え合わせると、このアクシデントマネジメントに関して国のとるべき対応については、次のようないくつかの考え方がある。

一つの考え方は、前述のようにアクシデントマネジメントについて効果的な実施が奨

励又は期待されるという立場から、原子炉設置者がアクシデントマネージメントに係わる整備等を行うよう指導し、例えば保安規定の認可に際してその内容を確認するべきとするものである。

また別の考え方は、不適切なアクシデントマネージメントが原子炉設置者によって計画され、設計基準事象に対する防護の水準が低下することを防止する観点から、原子炉設置者により計画されるアクシデントマネージメントが工学的安全施設の適切な利用を阻害するものでないことを、例えば、工事計画の認可の際に確認すべきとするものである。具体的には、格納容器にフィルター付ベント設備及び水素燃焼装置などを付加する場合、設計基準事象に対する工学的安全施設の機能に悪影響を及ぼす可能性について、安全規制の一環としてチェックされるべきであるとする考え方である。

さらに次のような考え方もある。アクシデントマネージメントは本来原子炉設置者がその技術的知見に基づき、現実の事態に直面しての臨機の処置も含め、柔軟に行う措置であるから、国の事前評価により結果として特定の手段を排除することなどは、効果的なアクシデントマネージメントの実施を阻害することになりかねないと考えられる。しかし一方、緊急時対策の効果的実施の観点からは、関係者間で十分な調整が必要と考えられる。また P S A の結果などを分析するとアクシデントマネージメントの持つシビアアクシデント時の安全確保機能は、審査指針に基づく安全評価においては期待されていない機器あるいは機能を用いる場合でも、本来異常状態に対処するために設計された機器・系統等に匹敵する効果が得られる場合もある。これらのことから、国は、原子炉設置者がアクシデントマネージメントに係わる整備を行う際に参考とするための基本的考え方を整備しておくべきであるとする考え方である。

3. シビアアクシデントへの拡大防止のため（フェーズ I）のアクシデントマネージメント

3.1 整備の状況

フェーズ I のアクシデントマネージメントは、主として炉心冷却等の安全機能を回復させるための様々の操作から構成される。また、これらのアクシデントマネージメントが的確に行われるように配慮された手順書等の整備が考えられている。

国内原子炉では、このようなフェーズ I のアクシデントマネージメントとして、様々な対策が整備または検討されているが、その主なものを主要な事故シーケンス別に整理して示すと以下のとおりである。

1) BWR プラント

①全交流電源喪失事象に対して、

外部電源の復旧又はディーゼル発電機の修復

- ②原子炉スクラム失敗（ATWS）事象に対して、
 - a) 原子炉保護系が作動しない場合に手動スクラムまたは制御棒の手動挿入
 - b) ホウ酸水注入系（SLC）の手動起動
- ③トランジェント時の崩壊熱除去機能喪失事象に対して、
 - a) 残留熱除去系（RHR）の復旧
 - b) 格納容器スプレイの手動起動
 - c) 格納容器ベント
- ④トランジェント後の注水失敗に対して、
 - a) 高圧系ECCS、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の手動起動
 - b) 自動減圧系（ADS）、低圧系ECCSの手動起動
 - c) 代替注水設備の手動起動

なお、後述する国内のレベル1PSAでは、上記の操作のうち、SLCの手動起動、ADSの手動起動、ECCSの手動起動、格納容器ベント及び機器の復旧等の操作を考慮に入れている。また、格納容器ベントについては、既存の設備（不活性ガス系（AC系）または非常用ガス処理系（SGTS）を用いたダクトベント）を利用するとして評価している。この場合のベントは、トランジェント後の崩壊熱除去機能喪失事象における格納容器の損傷を防止するためのものである。

2) PWRプラント

- ①トランジェントに対して、
 - 主給水系の復旧
 - ②トランジェント及び小LOCAに対して、
 - フィードアンドブリード
 - ③中LOCA及び小LOCAに対して、
 - 主蒸気逃し弁（MSRV）手動開による冷却
 - ④全交流電源喪失に対して、
 - 外部電源の復旧またはディーゼル発電機の修復
 - ⑤ATWS事象に対して、
 - 手動による原子炉トリップ及び緊急ホウ酸水注入
 - ⑥安全注入（SI）信号不作動事象に対して、
 - SI信号不作動時のECCS手動起動
 - ⑦格納容器スプレイ信号不作動事象に対して、
 - 格納容器スプレイ信号不作動時のスプレイ手動起動
 - ⑧再循環切り替えが必要な事象に対して、
 - 燃料取替用水タンク（RWS T）との代替水源からの水の補給
- なお、後述する国内のレベル1PSAでは、上記操作のうち、フィードアンドブ

リード、MSRV手動開、緊急ホウ酸水注入系の手動起動及び機器の復旧等の操作を考慮に入れている。

3.2 フェーズIのアクシデントマネージメントの評価

本節では、海外で行われたレベル1 P S Aの評価結果を参考にしつつ、国内原子炉に対して産業界及び原子力安全解析所が行ったレベル1 P S Aの結果に基づき、国内原子炉におけるフェーズIのアクシデントマネージメントの有効性について考察を行う。

1) BWRプラント

海外におけるBWRプラントに関するP S A評価のうち、参考となる例としては、国内原子炉とも比較可能な米国のPeach Bottom炉（BWR-4・Mark Iプラント）に対して行われた「原子炉安全研究（WASH-1400）」及びNUREG-1150を挙げることができる。このうち、WASH-1400においては、内的事象による炉心損傷の主要な事故シーケンスは、ATWS事象（以下「TCシーケンス」という。）及びトランジェント後の崩壊熱除去機能喪失事象（以下「TWシーケンス」という。）となっている。一方、NUREG-1150においては、最近の研究成果を踏まえて、格納容器ベント設備や格納容器破損後の炉心冷却などのアクシデントマネージメントを考慮した結果、炉心損傷に至る全事象の発生率（以下、「全炉心損傷発生率」という。）に占めるTWシーケンスの割合はかなり小さくなっている。また、全炉心損傷発生率についてもWASH-1400の例と比して約1/5程度に低減している。

NRCは、Mark Iプラントの格納容器容積が他の型式の格納容器に比べて小さいということから、Mark Iプラントに対して格納容器性能改善対策を勧告することを決定し、その対策の一つとして、「耐圧強化ベント」の設置を掲げている。これは、TWシーケンスに対して考えられている格納容器ベント操作時に、ベントラインの過圧破損を恐れて操作をためらうことを防止するとの観点から、耐圧性のあるベントラインを設置するものである。なおNRCは、残留熱を大気に直接逃がす隔離時復水器（Isolation Condenser）を有するMark Iプラントに対しても、この場合TWシーケンスが支配的とはならないにもかかわらず、他のMark Iプラントと同様に「耐圧強化ベント」の設置を勧告している。

一方、我が国の代表的BWR-4プラントの場合、既存のベント系（ダクトベント）を用いて運転員による手動の操作が可能であるとするなど前節に述べたフェーズIのアクシデントマネージメントの一部を考慮した結果、TWシーケンスの全炉心損傷発生率に占める割合は1%未満となっており、全炉心損傷発生率もNUREG-1150の数分の1以下の値となっている。

我が国のその他の代表的BWRプラントであるBWR-3及びBWR-5についても、全炉心損傷発生率はBWR-4と同じオーダーである。なお、我が国のB

WR Mark IプラントとMark IIプラントとでは、単位出力当たりの格納容器容積については大きな差異はない。

2) PWRプラント

海外におけるPWRプラントに対するPSA評価のうち、参考となる例としては、米国のZion炉（4ループ、大型ドライ型格納容器プラント）及びSequoyah炉（4ループ、アイスコンデンサ型格納容器プラント）に対して行われたNUREG-1150の評価を挙げることができる。この例では、全炉心損傷発生率は概ね、 10^{-5} ～ 10^{-4} /炉年程度と評価されている。

これに対し、我が国の代表的PWR 4ループプラントの場合、前節のフェーズIのアクシデントマネジメントの一部を考慮した結果、全炉心損傷発生率はNUREG-1150の評価結果の1/10以下となっている。なお、ドイツの原子炉安全協会(GRS)がBiblis Bプラント（4ループ大型ドライ型格納容器プラント）を対象として実施した「リスク研究phase B」によれば、アクシデントマネジメントを考慮した場合としない場合とでは、全炉心損傷発生率に約1桁の差が生ずることが示されているが、我が国の評価ではこれらをも下回る結果となっている。

3.3 まとめ

フェーズIのアクシデントマネジメントについては、我が国ではその一部が原子炉設置者において、「徴候ベース」あるいは「安全機能ベース」と呼ばれる手順書として、従来のいわゆる「イベントベース」の手順書を補完する形で整備されている。さらに、手順書に基づいてアクシデントマネジメントが適切に行われるよう、運転に携わる者に対し、「運転訓練センター」等において教育・訓練が行われてきている。

これらのフェーズIのアクシデントマネジメントの一部を考慮したレベル1 PSAによれば、代表的な国内原子炉の炉心損傷に至る事象の発生率は、評価の不確かさを考慮しても 10^{-5} /炉年より小さく、これは例えばIAEA・INSAG（国際原子力安全諮問委員会）の基本安全原則が示す定量的な安全目標（炉心損傷の発生率 10^{-4} /炉年（既存炉に対して）、 10^{-5} /炉年（新設炉に対して））を満足している。また米国においてPSAが実施されているプラントのうちシステム等の類似した同型プラントと比較しても、同様な手法により解析を行った我が国のプラントの炉心損傷の発生率は小さいと評価されている。ただし、我が国の代表的国内原子炉に対するこの評価結果は、これまでの良好な運転管理の信頼性が今後とも維持されること及び手順書に含まれているアクシデントマネジメントが的確に実施されることが前提となっている。

なお、アクシデントマネジメントとしての安全機能の回復操作等をより高い信頼度で実施するためには、異常原因の認知や対応操作のための情報提供系・計測系の充実を行うこと及び操作内容の単純・自動化等を行うことが有効と考えられる。さらに、

フェーズⅠのアクシデントマネジメントとして、現有設備の改造や可搬式設備の導入等の手段により安全機能の代替能力を拡充するなどその検討の範囲を広げることにより、シビアアクシデントへの拡大防止をより確実なものとするのが可能と考えられる。

4. シビアアクシデント時の影響を緩和するため（フェーズⅡ）のアクシデントマネジメント

4.1 整備の状況

シビアアクシデントに至った場合に周辺環境への影響を緩和するために行われるフェーズⅡのアクシデントマネジメントについての基本的方針は、『はじめに』で述べたような手段によって、格納容器の健全性を維持しつつ、その過程で必要に応じサプレッションプール水によるスクラビングやフィルターにより、放射性物質の環境への異常な放出を抑制することである。

我が国においては、BWRについて格納容器の不活性化及び可燃性ガス濃度制御系（FCS）の設置、PWRについて格納容器スプレイの設置などの措置が既に採用されているが、これらの措置は、安全評価上想定した以外にも機能を期待でき、結果的にフェーズⅡのアクシデントマネジメントの一部とみなすこともできる。なお、これら以外のフェーズⅡのアクシデントマネジメントについては、現在原子炉設置者において検討中である。

一方、海外においては、既存設備の有効な活用に加え、追加設備の設置による格納容器対策として以下に述べるようなものが考えられている。

1) BWRプラント

海外のBWRプラントにおいて、現在設置または検討されているフェーズⅡのアクシデントマネジメントとしての格納容器対策としては次のようなものがある。

- ①フィルター付ベント設備またはウェットウェルベント設備
- ②格納容器内注水設備
- ③ADSの機能強化
- ④水素制御設備

上記の格納容器対策は、後述するように、組み合わせて実施された場合に大きなリスク低減効果が得られる。すなわち、格納容器破損モードごとに、その破損モードに対処し得るそれぞれの対策を並行的に実施することにより、シビアアクシデント時の格納容器の信頼性を大きく向上させることができるようになる。

例えば、想定される格納容器の破損モードとしては、過圧破損、過温破損、格納

容器直接加熱（DCH）及び水素燃焼等が考えられるが、フィルター付ベント設備単独では過圧破損が回避できるのみで、過温破損にはほとんど効果がない。過温破損を防止するためには、格納容器内に注水すること等によって、熔融炉心を冷却し、それによってコア・コンクリート反応を抑制するとともに、格納容器内雰囲気温度を下げる必要がある。逆に、格納容器内注水設備のみでは過圧破損が回避できない。また、原子炉圧力容器が、内圧が高圧に保たれたまま破損して熔融炉心が噴出するとした場合、熔融炉心による格納容器直接加熱により格納容器が破損する可能性がある。このため、ADS機能の強化を図ることにより高圧での炉心熔融を回避することが検討されている。さらに、Mark III型格納容器を有するプラントに対しては、水素燃焼による格納容器の破損を防止するための水素燃焼装置等の水素制御設備が設置または検討されている。

2) PWRプラント

海外のPWRプラントにおいて、現在設置または検討されているフェーズⅡのアクシデントマネジメントとしての格納容器対策としては次のようなものがある。

- ①フィルター付ベント設備
- ②水素燃焼装置
- ③格納容器内部スプレイの強化
- ④格納容器外部スプレイ
- ⑤格納容器内注水設備

上記の格納容器対策は、BWRプラントと同様、組み合わせで実施された場合に大きなリスク低減効果が得られる。

例えば、フィルター付ベント設備単独では過圧破損が回避できるのみで、コア・コンクリート反応による格納容器破損にはほとんど効果がない。コア・コンクリート反応による格納容器破損を防止するためには、格納容器内部スプレイの強化や格納容器内注水設備により、熔融炉心を冷却し、それによってコア・コンクリート反応を抑制する必要がある。これらの格納容器対策は、大型ドライ型格納容器プラントを対象に設置または検討されている。

また、アイスコンデンサ型プラントは、大量の水素発生時に水素燃焼による格納容器の早期破損の可能性が高いと考えられており、これを防止するために水素燃焼装置が設置または検討されている。さらに、格納容器の過圧破損を防止することを目的として、鋼製格納容器の外側にスプレイすることにより格納容器内雰囲気を冷却する格納容器外部スプレイが検討されている。

4.2 欧米諸国における格納容器対策の現状

欧米諸国においてシビアアクシデント時のアクシデントマネジメントのための具体的手段として、各種の格納容器対策が検討されている。これらの格納容器対策のう

ち格納容器ベント設備と水素燃焼装置に係わる各国の規制上の位置付け及び設備の概要について調査を行った。

1) 格納容器ベント設備

欧米ではフェーズⅡのアクシデントマネージメントの一環としてフィルター付格納容器ベント設備が設置または検討されている。

フランスでは、1978年にフランス電力庁（EDF）が実施したPSAを背景に、設計基準事象を上回る事象に対する安全目標として、炉心溶融に至った場合にも環境へのFP放出量をサイト周辺の緊急時計画に見合ったレベルまで低減させることを決定した。この安全目標に適合させるためのひとつの方策としてフィルター付格納容器ベント設備が採用されている。なお、具体的な設計では、FPエアロゾルに対する除染係数（以下「DF」という）を10以上とすることが要求されている。

ドイツでは1986年～1987年にかけて原子炉安全委員会（RSK）がフィルター付格納容器ベント設備に関する基本要件を勧告している。その中では、フィルター付格納容器ベント設備は所内緊急時対応計画を完成させるための措置とされており、プラントの安全運転にとっての技術的要件としては位置付けられていない。なお、具体的な設計では、エアロゾルに対してDFを1,000以上とすることが、また元素状よう素に対してDFを10以上とすることが要求されている。現在、ほぼすべてのプラント（PWR及びBWRプラント）に格納容器ベント設備が設置済みと考えられる。

スウェーデンではシビアアクシデントに関する基本方針が、1980年～1981年に政府から出された。その中では、土地汚染を生じるような大量の放射性物質放出の可能性は小さいが、これをさらに低減するため、その手段としてフィルター付格納容器ベント設備の設置が要求され、すべてのプラントに設置済みである。なお、具体的な設計では、大規模土地汚染と急性死亡の発生防止の観点から、放出FPを1,800MWtの原子炉の炉心インベントリの0.1%以内に抑えることが要求されている。

フィンランドでは、BWRプラントについてフィルター付格納容器ベント設備を設置済みである。

英国では、PWRプラントに対する格納容器ベント設備の採用について、どのシステムを採るかを含め検討中である。なお、その最終決定は1991年度中になされる見込みである。

一方、米国においては、前述のように、BWR Mark I 格納容器に対してフェーズⅠのアクシデントマネージメントとして耐圧強化ベント対策を要求しているが、フェーズⅡのアクシデントマネージメントとしては注水設備と耐圧強化ベント対策の組み合わせが議論されている段階で、フィルター付ベント設備についてはNRCの検討要求項目の中には入っていない。また、PWRプラントに対しては格納容

器ベント設備は特に検討項目として指摘されていない。

格納容器ベント設備の設計において、フランス、ドイツでは単一故障、電源喪失及び地震を考慮していないが、スウェーデンではこれらを考慮している。

2) 水素燃焼装置

シビアアクシデント時の水素制御に関する各国の対応策は統一されておらず、今後の研究、開発成果を待って方策を講じるとしている国も多い。

米国ではNRCが1979年～1980年に、TMI-2事故の検討に基づく勧告及びアクションプランを発表し、BWRプラント及びPWRアイスコンデンサ型プラントへの水素対策の実施を求めた。その後、1981年12月にBWR Mark I、II格納容器に対して窒素ガスによる不活性化対策を行うべきという規則が出された。続いて1985年1月にBWR Mark III及びPWRアイスコンデンサ型プラントに対して水素制御系の改善等に関する要求をまとめた規則が出された。なお、これらのプラントについては「グロープラグ式水素燃焼装置」が設置済みである。

フランスにおいては、フランス原子力庁（CEA）の研究所がPWRドライ型プラントの水素制御方式について研究を実施しているが、まだ水素対策の方針を決定していない。フランス電力庁（EDF）では米国、フランス等における関連する試験や研究結果から、水素制御系の設置の必要性が生じた場合には、これを考慮する方針としている。

ドイツでは、水素対策の最終結論をまだ出していないが、水素不活性化と制御の可能性に関する研究の検討を通じて、PWRドライ型プラントの水素対策としては、燃焼方式によるものが適当と判断し、水素燃焼装置の設置を全原子炉設置者が同意した。なお、現在さらに詳細な研究を行っている。

また、フィンランドにおいては、PWRアイスコンデンサ型プラントに対し、水素対策として「グロープラグ式水素燃焼装置」が設置済みである。

一方、英国では、PWRプラントのPSA結果をもとに、水素燃焼により格納容器の健全性が損なわれる可能性は小さいとして、具体的な設備対応策はとられていない。

3) 格納容器対策に要するコストについて

格納容器対策の設備設置に要するコストは設備仕様により異なり一概に言えないが、フィルター付き格納容器ベント設備の設置コストは、一部を除き約100万ドルから約450万ドルまでの評価結果があり、また水素燃焼装置の設置コストは約490万ドルとの評価例がある。

4.3 格納容器対策の効用について

格納容器ベント設備等のフェーズIIのアクシデントマネジメント対策の効用を評価するに当たっては、レベル2 PSAの評価結果が参考となる。

このため、我が国の産業界及び原子力安全解析所で行われた予備的なレベル2 P S Aの評価結果について検討した。検討においては、格納容器破損の発生率、ソースターム評価結果及び格納容器ベント設備を採用した場合のソースタームの低減効果、並びに水素燃焼装置を設置した場合の格納容器破損の発生率の低減効果について調査を行うとともに、BWRについては米国のP S A結果との比較を行った。

なお、今回検討したレベル2 P S Aの評価結果は現時点での知見に基づくものであり、レベル2 P S Aで取り扱っている現象に対する知見が今後増大すれば見直しが行われるべきものである。

1) 格納容器ベント設備

[BWR]

米国のPeach Bottom炉に関する評価結果によれば、格納容器ベント設備（耐压型）のみでは、どのシーケースでも過温によるドライウェル破損が生じるとされている。なお、環境へのF P放出はこのドライウェルからの放出が主となることから、ベント設備の方式（耐压強化ベント、フィルター付ベント、ダクトベント）の違いによってリスクに関し有意な差は生じていない。また、改良型A D S、バックアップスプレイ、バックアップ圧力容器注水などの対策は、個別的にはリスク低減効果は小さいものの、これらすべてを格納容器ベント設備と組み合わせて採用した場合には大きなリスク低減効果が期待できることが示されている。

これに対し、我が国の代表的BWRプラントに対する予備的なレベル2 P S Aの評価結果は、概略次のとおりである。

i) BWR-4・Mark Iプラントの場合、格納容器破損に至る全事象の発生率（以下「全格納容器破損発生率」という）は全炉心損傷発生率の約1/7（産業界）と評価されている。また、格納容器の破損モードは、全交流電源喪失事象及びL O C A後の炉心冷却失敗事象など、炉心損傷後に格納容器が破損するシーケンスでは過温破損、T C及びT Wシーケンスなどの事故シーケンスでは過圧破損である。（なお、レベル2 P S Aにおいては、格納容器の温度または内圧が一定の値を超えると評価された場合をもって、それぞれ「過温破損」もしくは「過圧破損」するとしている）また、このうち比較的早期（10時間以内）にF P放出に至る格納容器破損事故の発生率は、全炉心損傷発生率の約1/10である。また、ソースタームの評価結果によると、すべての事故シーケンスにおいて、CsI、CsOHの放出割合が他の核種に比べて1桁以上大きくなっている。

BWR-5・Mark IIプラントの場合、T C及びT Wシーケンスでは、格納容器の過圧破損によって注水機能が喪失し、炉心溶融に至る。Mark IIプラントの格納容器では溶融炉心によるコンクリート侵食により、原子炉圧力容器下部ペデスタル部に破損が生ずる。全格納容器破損発生率は、全炉心損傷発生率

の約1/3（産業界）～約1/4（原子力安全解析所）と評価されている。また、このうち比較的早期にF P放出に至る格納容器破損事故の発生率は、全炉心損傷発生率の約1/5である。

また、産業界のソースタームの評価結果によると、格納容器内に流出した熔融炉心の温度がMark Iプラントの場合よりも高くなり、コア・コンクリート反応が増大し、Te、Sr、Moの寄与が増加する。また、ペDESTAL部が破損するとスクラビング効果が期待できなくなるため、CsI、CsOHの放出割合についてもMark Iプラントに比べて全般的に大きくなっている。

ii) 格納容器ベント設備によるF P放出低減効果について、環境影響の観点から重要なCsIに着目した結果を以下に示す。

BWR-4・Mark Iプラントの場合、ダクトベント、耐圧強化ベントのいずれでも、これによる環境へのCsIの放出量の低減効果は大差なく、効果の大きい事故シーケンスでもファクター10程度である。これはドライウエルで過温破損が生じ、ベント配管をバイパスして放出されてしまうシーケンスが支配的となるためである。一方、注水設備によって熔融炉心の冷却の効果が確実に期待できるとすれば、ダクトベントまたは耐圧強化ベントの場合にはスクラビング効果に相当するDF、フィルター付格納容器ベント設備の場合にはフィルターのDFに相当するF P放出量の低減効果があると考えられる。

BWR-5・Mark IIプラントの場合、ダクトベント、耐圧強化ベントのいずれのケースも、環境へのCsIの放出量の低減効果は少ない。また、ダクトベントのケースに比べ、耐圧強化ベントのケースは放出割合がかえって増大している。これは、ダクトベントの場合には、放出されるF Pの建屋内沈着が期待できるのに対し、耐圧強化ベントの場合には、建屋をバイパスするため、これを期待できないためである。一方、BWR-4・Mark Iプラントの場合と同様、格納容器への注水が行われ熔融炉心の冷却の効果が確実に期待できるとすれば、フィルター付きベント設備の場合にはフィルターのDFに相当するF P放出量の低減効果があると考えられる。

[PWR]

我が国の代表的PWRプラントに対する予備的なレベル2 P S Aの評価結果は、概略次のとおりである。

i) 全格納容器破損発生率は大型ドライ型格納容器プラントの場合、全炉心損傷発生率の約1/7（産業界、原子力安全解析所とも）である。また、産業界の評価結果によれば、アイスコンデンサ型格納容器プラントの全格納容器破損発生率は、全炉心損傷発生率の約1/5（水素燃焼装置を設置しない場合）及び約1/10（水素燃焼装置を設置した場合）となっている。

準静的圧力上昇（緩慢な圧力上昇）に伴う格納容器の過圧破損発生率は、大型ドライ型格納容器プラントについては全格納容器破損発生率の約62%（産業界）～約51%（原子力安全解析所）、アイスコンデンサ型格納容器プラントについては全格納容器破損発生率の約30%（水素燃焼装置を設置しない場合）及び約60%（水素燃焼装置を設置した場合）となっている。

ii) 上記の結果から、大型ドライ型格納容器プラント及び水素燃焼装置を設置したアイスコンデンサ型格納容器プラントにおいて、格納容器への注水設備と組み合わせた格納容器ベント設備を採用すれば、全格納容器破損発生率を約1/3に低減することが可能と考えられる。

また、フィルター付ベント設備による環境へのCsI放出の低減効果については、準静的圧力上昇により格納容器が過圧破損に至る事故シーケンスに対し、注水設備によって熔融炉心の冷却の効果が確実に期待できる場合には、フィルターのDFに相当するFP放出量の低減効果があると考えられる。

2) 水素燃焼装置

PWRアイスコンデンサ型格納容器プラントの全格納容器破損発生率は、大型ドライ型格納容器プラントの全格納容器破損発生率に比べ、格納容器自由体積が小さく破損圧力が低いため、5倍程度大きくなっているが、水素燃焼装置を設置することによって、次に示すように格納容器破損の発生率を低減し得ることが示されている。

すなわち、産業界における予備的なレベル2 P S Aの評価結果によれば、PWRアイスコンデンサ型格納容器プラントにおいては、水素燃焼装置の設置により、全格納容器破損発生率は全炉心損傷発生率の約1/5から約1/10へと低減している。これは水素燃焼装置の設置により原子炉圧力容器破損以前に炉心で発生した水素が格納容器内で急速に燃焼するモード（アイスコンデンサ型格納容器プラントで水素燃焼装置無しの場合には約48%を占める）がほとんど無視できるようになるためである。

4.4 格納容器対策の実施に付随して発生する課題と対応

前節までアクシデントマネージメントの一環としての格納容器ベント設備及び水素燃焼装置を対象として、P S Aの観点からその効用について検討を行ってきた。

しかしながら、これらの設備を採用した場合、その内容によっては機器の故障、誤動作や運転員の誤操作により、かえって原子炉施設全体としての安全性を阻害する可能性も考えられる。

本節においては、これらの対策を施す場合、付随して発生すると考えられる技術的課題を可能な限り洗い出し、その課題に対する諸外国の対応状況を調査し、評価を行った。

1) 格納容器ベント設備

格納容器ベント設備は、格納容器の過圧破損を防ぎ、その健全性を維持するための設備であるため、ベント開始の設定圧力をいくらにするかということは、ベント設備の設計・運用上、重要である、種々の実験等により、格納容器の破損限界圧力は設計圧力の3倍程度といわれているが、これまでのベント設計では、設定圧力として格納容器の設計圧力又はこれを若干上回った値を採用している場合が多い。

また、格納容器ベント設備を採用した場合、設備の故障、誤動作または運転員の誤操作が安全性をかえって阻害する可能性については、各国とも通常時閉止の隔離弁を2弁設置するか又はラプチャーディスクあるいはこれらの組み合わせにより対応している。特にラプチャーディスクを用いない手動開方式の場合には、誤操作防止の観点から、監視計器、手順書の整備及び訓練の充実が必要である。

ベント中においては、①ベントラインでの水素燃焼、②BWRプラントにおける注水システムのキャビテーション、ベント後においては、③隔離弁再閉止失敗、④格納容器負圧破損の可能性などが考えられるが、各国とも①については、圧力開放装置（オリフィス）の設置又は窒素置換の設計対応、②については、注水系の水源切替や外部水源等による運用、③については隔離弁2弁構成による設計対応、④については格納容器内圧力モニタによる設計対応等が図られている。実際には手順書の作成時に監視項目、操作等の運転操作とこれらの設計対応とを十分関連づけ、その運用を具体化しておくことが必要である。

2) 水素燃焼装置

水素燃焼装置の機能は、大量に水素が発生する事故時において、格納容器内の水素濃度を低くすることである。水素燃焼装置の型式には、グロープラグ式、触媒式及びスパーク式があるが、米国等のPWRアイスコンデンサ型プラントに実際に設置されているのは、グロープラグ式である。

本設備を採用するに当たっては、その効果を確実なものにするために、①作動時期、②大量の水素発生雰囲気条件下での機能、③局所的な爆ごうの発生の可能性、④電源系の信頼性の検討が必要である。①については、グロープラグ式の場合、事故検知後に運転員が手動投入を行うことになり（他の型式は自動作動）、その場合、操作開始までの時間的余裕は十分にあるものの、操作の時期を誤って過剰圧力を生じさせないように適切な操作要領等の検討が必要である。また②については、グロープラグ式の場合、米国のいくつかの研究所において大量水素発生時のスプレイ、フォグging等の影響評価実験が実施されているが、他の方式については今後確認が必要である。さらに③については、米国PWRプラントの水素燃焼装置の設置例は、局所的な水素の高濃度化を防止するために、格納容器の各区画ごとに水素燃焼装置を設置するなどの対策が講じられているが、これを含め局所的爆ごう防止の対策及

びその妥当性については、我が国及び諸外国において水素燃焼挙動の把握に関する実験研究が進行中であり、これらの研究による知見を踏まえて判断することが肝要である。また、④については、グロープラグ式及びスパーク式水素燃焼装置の場合は、電源の信頼性についての検討が必要である。

5. 技術的検討結果

格納容器ベント設備及び水素燃焼装置を中心として、フェーズⅠ及びフェーズⅡのアクシデントマネジメントの観点から利害得失を含めて検討し、得られた技術的検討結果を以下にまとめて示す。

1) 格納容器ベント設備

i) フェーズⅠのアクシデントマネジメントとしての格納容器ベント設備

米国においては、前述のとおりTWシーケンスでの炉心損傷を防止するために、BWR Mark Iプラントに耐圧強化型格納容器ベント設備の設置が勧告されている。一方、既存のベント系（ダクトベント）の利用を考慮に入れた、我が国の代表プラントのレベル1 PSAによれば、炉心損傷発生率は十分に低く、また全炉心損傷発生率のうちTWシーケンスの割合も小さくなっている。

米国における耐圧強化型格納容器ベント対策は、Mark Iプラントの格納容器容積が他の格納容器の型式に比べて小さいという議論を背景として、主としてMark Iプラントを対象として要求されている。しかし、実際には、国内BWRプラントのMark IとMark IIプラントでは単位出力当たりの格納容器容積について設計上の差はなく、また全炉心損傷発生率についても顕著な差はない。従って、Mark Iプラントの格納容器に対してのみ特に耐圧強化型格納容器ベント設備を設置する必然性は必ずしも明らかではない。

なお、国内PWRプラントにおいては、フェーズⅠのアクシデントマネジメントとしての格納容器ベント設備に期待していないので、これについての検討はここでは省くものとする。

ii) フェーズⅡのアクシデントマネジメントとしての格納容器ベント設備

フェーズⅡのアクシデントマネジメントとしての格納容器ベント設備として特徴的なものは、欧州諸国のBWR及びPWRプラントで設置が進められているフィルター付きベント設備である。BWRプラントについては、サプレッションプールでのスクラビングによるFP放出低減効果を期待するウェットウェルベント設備もある。なお、前述の米国の耐圧強化型格納容器ベント設備は当初はフェーズⅡの段階でも使用することが考えられていた経緯がある。

BWR Mark I、II格納容器の現状の設計においては、フィルター付ベント設備も

しくはウェットウェルベント設備のみでは格納容器の過温破損が防止できないため、必ずしも環境へのF P放出の低減に関して有効とならないが、格納容器への注水と組み合わせた場合には、フィルターもしくはサプレッションプールのバイパスを回避することができ、環境へのF P放出量の低減に関して有効なものとなる。

PWRでは、フィルター付ベント設備は、格納容器の準静的な過圧破損モードに対しては有効であるが、フィルター付ベント設備のみでは他の破損モードには有効ではないため、シビアアクシデント時の格納容器破損の発生率を低下する観点から、格納容器スプレー系の強化あるいは格納容器内注水等ベント設備以外の対策も併せて、総合的に検討していく必要がある。

なお、格納容器ベント設備の設備仕様を具体的に決定するに当たっては、DCH、溶融炉心の冷却特性及びプールスクラビング効果等のシビアアクシデント時の物理現象に関する研究を推進し、不確かさの幅の低減に努めていく必要がある。

2) 水素燃焼装置

設計ベースを超える大量の水素ガスの発生に対する対応策については、原子炉安全基準専門部会のワーキンググループにおいて検討がなされてきた。

同ワーキンググループにおいては、大量の水素発生時の問題点、今後の措置、格納容器の耐力、米国における規制、研究開発状況及び我が国の規制に適用する場合の問題点等について検討がなされてきた。その後、格納容器の安全性の役割、指針への導入方法などについて検討がなされている。その結果、大量水素発生時においても格納容器は、現設計のまま格納機能を維持できる可能性がかなり高いが、なお一層の検討が必要であるとの結論がまとめられている。さらに、同ワーキンググループにおいて、国内PWRアイスコンデンサ型プラントにつき、水素燃焼装置を水素制御対策のひとつとして検討している。その結果、計画的に水素の燃焼が制御できれば、格納容器の内圧上昇を極めて限られた範囲に止めうるものの、確実にかつ遅滞なく燃焼を起こさせる燃焼装置についてはまだ実証性が不十分であるとの結論がまとめられている。当懇談会においては、同ワーキンググループの検討結果を踏まえ、PSAの結果など国内外のシビアアクシデント研究の最新の成果、海外諸国において設置が検討され、あるいは既に設置された設備の様態、データ等を参考にその効用及び設置に付随して生ずる課題と対応について検討してきたが、現状で得られた知見をまとめると以下のとおりである。

- ①水素制御方式としては、水素再結合方式、水素燃焼方式及び不活性化方式があるが、このうち設計基準事象を超える大量の水素発生に対しては水素再結合方式は適さない。
- ②PWRプラントに比べ、格納容器容積が相対的に小さいBWR Mark I、IIプラントについては、我が国では設計当初より窒素ガスによる不活性化方式が採用されている。
- ③格納容器容積が相対的に大きいPWRプラントについては運転中に格納容器内の巡

視・点検を行っていること及び格納容器容積が大きいことから不活性化方式は適さない。

④水素燃焼方式による水素燃焼装置の型式としては、グロープラグ式、スパーク式及び触媒式が挙げられるが、グロープラグ式及びスパーク式は電源の信頼性について検討が必要である。また、触媒式及びスパーク式はシビアアクシデント条件下での性能確認試験が完了していない。

⑤米国及びフィンランドのPWRアイスコンデンサ型プラントには既にグロープラグ式の水素燃焼装置が設置されている。

⑥我が国の産業界のレベル2 P S Aの結果によれば、PWRアイスコンデンサ型プラントに水素燃焼装置を設置することにより、全格納容器破損発生率は約半分になる。

⑦PWRドライ型格納容器プラントは格納容器容積・出力比が大きく破損限界圧力も高いため安全裕度は大きいと認識されており、ドイツにおいて水素燃焼装置が設置される予定であるのを除き各国でも水素燃焼装置を設置していない。

また、水素燃焼装置の作動の時期を誤り、水素濃度が高くなった時点で作動させることになった場合に、過剰圧力を生じさせないよう適切な操作要領等の検討が必要である。また、このような状態に対して、可能性は低いと思われるが、爆ごうの発生について検討が必要である。

6. 結論と提案

これまで我が国で行われたレベル1 P S Aの結果によれば、代表的な国内原子炉では、これまでの良好な運転実績が今後も維持されること及び国の指導に基づき整備が進められているフェーズⅠのアクシデントマネージメントが高い信頼度で実施されることが期待し得るならば、原子炉施設内部の原因によってシビアアクシデントが発生する可能性は充分小さいと判断される。また、このフェーズⅠのアクシデントマネージメントの整備に関し、その範囲を広げて検討することにより、シビアアクシデントの発生防止にさらに一層の効果があると考えられる。

一方、米国等で実施されたレベル2 P S A及び我が国で実施された予備的なレベル2 P S Aの結果によれば、不確実さはあるものの、格納容器内への注水等の対策と組み合わせで設置するフィルター機能を有する格納容器ベント設備（BWR及びPWR）、並びにPWRアイスコンデンサ型格納容器への水素燃焼装置の設置は、フェーズⅡのアクシデントマネージメントの一部として有効な対策となり得ると判断される。

以上のこと及び『2. アクシデントマネージメントの役割と位置付け』で述べた考え方を踏まえると、アクシデントマネージメントを整備し、万一の場合にこれを的確に実施することは、強く奨励もしくは期待されるべきものと当懇談会は考える。そこで、今後アク

シデントマネジメントの整備を一層促進するために、当懇談会は次のような提案を行うものである。

- (1) 原子力安全委員会は、原子炉設置者が行うアクシデントマネジメントの整備につき、その性格と位置付け及び原子炉設置者・規制当局の任務等に関する基本的考え方を示し、今後の当事者の努力の方向と枠組みを明らかにすること。
- (2) 上記考え方においては、アクシデントマネジメントを次のように位置付けることが適当であると考え。すなわち、アクシデントマネジメントは、これまでの対策によって十分低くなっているリスクをさらに低減するための、原子炉設置者の技術的知見に依拠する「知識ベース」の措置であり、状況に応じて原子炉設置者がその知見を駆使して臨機にかつ柔軟に行われることが望まれるものである。従って、現時点においては、これに関連した整備がなされているか否か、あるいはその具体的対策の内容の如何によって、原子炉の設置または運転を制約するような規制的措置が要求されるものではない。
- (3) また、上記考え方においては、次の点を明示することが適当であると考え。すなわち、アクシデントマネジメントの範囲としては、フェーズⅠ、Ⅱの双方を含み、原子炉設置者は原子炉のリスクを一層低減する努力の一つとして、アクシデントマネジメントの整備に努めるべきである。ただし、原子炉施設の設計等によって、ある事故の可能性が存在しないかあるいは極めて低いと考えられる場合には、これに対応するアクシデントマネジメントについてはこれを除外することもあり得る。なお、その場合の目安としては、フェーズⅠとフェーズⅡのアクシデントマネジメントの有効性のバランスや海外で採用され始めている定量的な安全目標も参考となろう。
- (4) さらに、上記考え方においては、アクシデントマネジメントの整備に際しての具体的検討事項として、少なくとも次の項目を掲げておくことが適当であると考え。
 - a) アクシデントマネジメントの整備の具体的内容に関し、
 - ・ アクシデントマネジメントの実施内容
 - ・ アクシデントマネジメント実施に係わる設備、機材の整備（異常診断、状況把握を運転要員が行いやすいように配慮した測定・表示・記録設備を含む）
 - ・ アクシデントマネジメントの手順書の整備と要員の教育訓練を検討すること
 - b) 上記の整備に当たって、新たに設備を付加する場合、あるいは既設の設備を利用するにしても従来の手順書等に定めのない操作を行うことを規定する場合には、これらによって既存の安全機能を阻害しないことを確認すること
 - c) アクシデントマネジメントの整備は、適切な計画に基づき、可能な項目から順次実施されること。なお、原子炉設置者等において、適当な年限を定め、その整備状況がレビューされること

- d) 原子炉設置者は、その設備の様態、運転経験をもとに、個別プラントのPSAを実施し、アクシデントマネジメントを含む運転管理の重要性を再認識し、リスクの一層の低減に努めること
- (5) 上記を進めるに当たり、アクシデントマネジメントの整備に関連する国の役割については、本報告書『2. アクシデントマネジメントの役割と位置付け』に述べられている考え方も参照して早急に議論を進め、コンセンサスを得る必要がある。
- (6) 一方、国の研究機関等及び原子炉設置者においては、リスク低減努力に当たり、特に不確かさの大きい人的因子やシビアアクシデントに係わる物理的諸現象の研究等を進めて、不確かさの幅の低減を図るよう努力を払う必要がある。

当懇談会は、シビアアクシデントに関する内外の状況を展望するとき、上記の提案は緊急かつ重要な意義を有すると確信するものであり、原子力安全委員会において早急に検討を開始されることを希望するものである。