

甲第 5/ 号証

改訂13版

原子力安全委員会 指針集

大成出版社

(4) その他

○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、米国内原子力規制委員会(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旨とする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象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軽減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。

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

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との関係に留意しながら検討・整備シ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・訓練を行ってきている。

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(FP)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ondenサ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PSA及びNUREG-1150に示される米国原子炉のPSA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ー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。アクシデントマネージメントは、本来原子炉設置者とその技術的知見に基づき、現実の事態に直面しての臨機応変も含め、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ー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ー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、アクシデントマネー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ー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

一つの考え方は、前述のようにアクシデントマネー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と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的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、関係者間で充分な調整が必要と考えられる。またPSA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面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ケ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（SIC）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1 PSA 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
 - ⑤ ATWS 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（RWST）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1 PSA 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 PSA 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 PSA 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PSA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、このうち、WASH-1400においては、内の事象による炉心損傷の主要な事故シケケンスは、ATWS事象(以下「TCシケケンス」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シケケンス」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シケ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シケ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シケ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と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シケ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の数の1/5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BWR Mark IプラントとMark IIプラントとは、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ー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、アクシデントマネー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ー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、「徵候ベース」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」の手順書を補充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ー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ージメントの一部を考慮したレベルⅠPSA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^{-6} /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国内原子炉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ー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、アクシデントマネー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・計測系の充実に、フェーズIのアクシデントマネージメントとして、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こと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ージメント

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ージメントについての基本的方針は、シビアアクシデント時に想定される様々な格納容器の破損モードに対し、『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ブ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 にお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 にお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期待でき、結果的にフェーズIIのアクシデントマネー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ージメントについては、現在原子炉設置者に於いて検討中である。

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ー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
- ③ ADS 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、組み合わせられ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応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無い。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、溶融炉心を冷却し、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、原子炉压力容器が、内圧が高圧に保たれたまま破損して溶融炉心が噴出するとした場合、溶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溶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ー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、組み合わせられて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無い。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、溶融炉心を冷却し、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ングすることにより格納容器内雰囲気冷却する格納容器外部スプレイングが検討されている。

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ージメントのための具体的な手段として、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、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、また元素状より素に対して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

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、どのシナリオ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事故の検討に基づき勧告及びアクシデントプラントを発表し、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「ブローラック式水素燃焼装置」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、また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 アイスクンデンサ型プラントに対し、水素対策として「グローブ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とはとられていない。

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のアクションマネー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 PSA 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PSA結果との比較を行った。

なお、今回検討したレベル2 PSA 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 PSA 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（耐圧型）のみでは、どのシーケンスでも過温によるドライウエル破損が生じるとされている。なお、環境へのFP放出はこのドライウエルからの放出が主となることから、ベント設備の方式（耐圧強化ベント、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を生じていない。また、改良型ADS、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 PSA 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LOCA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、TC及びTW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 PSA 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」としている。）また、このうち比較的早期（10時間以内）にFP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、TC及びTW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FP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溶融炉心の温度が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、ペデスタル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FP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ナケンスでもフアクター10程度である。これはドライウェ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ナケンスが支配的となるためである。一方、注水設備によって溶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FP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FP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溶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FP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 PSA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ondenzen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ondenzen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ondenzen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

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

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ナケンスに対し、注水設備によって溶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ondenzen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倍程度大きくなくっているが、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 PSAの評価結果によれば、PWRアイスコondenzen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ondenzen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、PSA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ら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ドイスクあるいはこれらの組み合わせにより対応している。特にラプチャードイ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カムパニオン、ベント後においては、③隔離弁再閉止失敗、④格納容器負圧破壊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）の設置又は望業置換の設計対応、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、米同等の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、フォッキング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、米同等の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

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ー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ー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シケンセ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シケンセ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ー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ー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ー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、サブプレッションプール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FP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ブ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FP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、格納容器スプレース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の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、現設計のままでも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onden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さ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ため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、グローブラグ式、スパーク式及び触媒式が挙げられるが、グローブ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ondenサ型プラントには既にグローブ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 PSAの結果によれば、PWRアイスコonden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 PSA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 PSA 及び我が国で実施された予備的なレベル2 PSAの結果によれば、不確かさはあるものの、格納容器内への注水等の対策と組み合わせて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ー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ー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、アクシデントマネー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る。すなわち、アクシデントマネージメントは、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る。すなわち、アクシデントマネー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、アクシデントマネー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ー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ー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る。

(4) さらに、上記考え方においては、アクシデントマネー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る。

a) アクシデントマネージメントの整備の具体的内容に関し、

- ・アクシデントマネージメントの実施内容

- ・アクシデントマネー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)
- ・アクシデントマネー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) アクシデントマネージメントの整備は、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、その設備の機態、運転経験をもとに、個別プラントの PSA を実施し、アクシデントマネー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、アクシデントマネー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. アクシデントマネー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。

防災・環境に関する指針類等

法の制定及び防災指針の改訂に伴い、所要の改訂（同法に定める原子力緊急事態への対応、研究炉及び核燃料関連施設への対応、核燃料施設における臨界事故等への対応等）を行った。

5. 平成13年3月：国際放射線防護委員会（ICRP）1990年勧告（Pub.60）の国内法令への取り入れに伴い、内部被ばくに係る線量係数（Sv/Bq）の変更に伴う改訂等を行った。

III. 環境放射線モニタリング指針（平成20年3月27日原子力安全委員会決定）

- 平成20年3月：平成19年5月の防災指針の改訂を契機として、環境放射線モニタリングに関する最新の技術的な進展等に対応するため、環境放射線モニタリングに関する指針」（平成元年3月30日原子力安全委員会決定）及び「緊急時環境放射線モニタリング指針」（昭和59年6月21日原子力安全委員会決定）を廃止し、平常時及び緊急時の環境放射線モニタリングの計画の立案、実施及び評価方法に関する包括的な指針として、「環境放射線モニタリング指針」を原子力安全委員会において決定した。

改訂13版 原子力安全委員会指針集

1978年3月10日 第1版第1刷発行
2011年3月10日 第13版第1刷発行

編集 大成出版社第2事業部

発行者 松林久行

発行所 株式会社大成出版社

東京都世田谷区羽根木1-7-11

〒156-0042 電話 03(3321)4131 傳

http://www.taisei-shuppan.co.jp/

©2011 大成出版社

ISBN978-4-8028-2967-0

印刷 信成印刷