

## 発電用軽水型原子炉施設の性能目標について

- 安全目標案に対応する性能目標について -

平成 18 年 3 月 28 日

原子力安全委員会  
安全目標専門部会

## 目次

1. はじめに
2. 性能目標案
  - 2.1. 定義
  - 2.2. 指標の選定
  - 2.3. 指標値案
  - 2.4. 適用に当たり考慮すべき事項
3. 今後の課題と取組
  - 3.1. リスク情報を活用した安全規制への性能目標の適用
  - 3.2. 発電炉以外の原子力施設への適用
  - 3.3. 将来炉におけるより高い安全水準の追及

### 解説

1. 性能目標を検討する原子力施設
2. 性能目標指標の選定の考え方
  - 2.1. 性能目標指標の候補
  - 2.2. 性能目標指標の選定
3. 性能目標の設定に当たり考慮した事項
  - 3.1. 性能目標が対象とする起因事象
  - 3.2. 対象とする個人に対する考え方
  - 3.3. 原子力防災対策の効果に対する考え方
4. 性能目標値案
  - 4.1. 安全目標に対応する性能目標(上限評価)の導出
  - 4.2. 性能目標の値を決める上でのケーススタディとその条件
  - 4.3. 定量的目標を程度で与える理由と適用に当たっての留意事項
5. 国際的な評価実績との比較
6. PSA 及びリスク情報の活用に関する民間規格の整備状況
7. リスク情報活用の例
8. PSA 結果の不確実さを評価し平均値を用いることの意味

### 用語の解説

### 添付資料

## 1. はじめに

原子力施設の設計・建設・運転に当たっては、設備の故障や誤操作に起因して、内在する放射性物質が環境へ放出され公衆の健康被害をもたらす潜在的な危険性(リスク)を抑制する安全対策はもとより、地震等の自然現象に対する安全対策を確実に整備・維持する必要がある。

このため、国は、防護対策を多重にする等多重防護(Defense-in-depth の訳語。深層防護ともいう。)の考え方によってこのリスクを抑制するための措置を講ずることを求め、事業者は、その措置の品質が必要な水準に維持されていることを品質保証活動により自主的に検証するという安全確保の仕組みを整備している。

原子力安全委員会は、我が国の原子力安全規制活動によって達成し得るリスクの抑制水準(安全目標)を定め、確率論的安全評価(PSA: Probabilistic Safety Assessment)手法を安全規制活動等に活用することが、より効果的な安全確保活動を可能とすると共に、安全性の一層の向上に寄与するとの判断に至った。このため、安全目標に関して、幅広い視点から調査審議を行うことを目的として、平成12年9月に安全目標専門部会を設置した。

本専門部会が、平成15年12月に取りまとめた「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下、「中間とりまとめ」)では、安全目標は、安全の水準を示す上で重要とし、客観的であり、健康被害を生じる可能性が完全には否定できない様々な活動に伴うリスクに共通するものであることが望ましいことから、公衆の個人リスクを指標として用いることとしている。

中間とりまとめでは、定性的目標案として、「原子力利用活動に伴って放射線の放射や原子力施設から放出される放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである」を提示し、定量的目標案として、「原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。また、原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによって生じ得るがんによる、施設からある距離にある公衆の個人の平均死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである」をそれぞれ提示している。

さらに、原子力施設では多重防護の考え方が安全確保の基本的考え方として採用されていることから、施設が安全目標に適合しているかを判断する目安となる水準、例えば、重大な炉心損傷が発生する確率や大量の放射性物質が放出される事象が発生する確率等を性能目標として検討し、示しておくことが合理的であるとしている。この提案を受け、安全目標に対応する性能目標を検討するため、平成 16 年 7 月に安全目標専門部会に性能目標検討分科会が設置され、これまで、性能目標についての調査審議を行ってきた。

性能目標分科会が性能目標を検討するに当たり、まず定量的なリスクを評価する PSA 手法の整備が進んでおり、活用の実績もある発電用原子炉施設（以下、発電炉）を対象として性能目標を検討することとした。(解説 1) 本報告書は、平成 18 年 1 月までの調査審議の結果に基づき、性能目標案と今後の課題と取組をまとめたものである。本報告書に提示する性能目標を発電炉に試行的に適用することにより、リスク情報を活用した安全評価技術を蓄積し、さらには、性能目標を原子力安全確保のための各種の活動に適用することによって、発電炉の効果的な安全確保と一層の安全性向上が図られることを期待する。

なお、安全目標案や本報告書で議論されている性能目標に対し、ある一定の値を指標として提示することは、実際に事故が起きることを容認することを意味するものではない。原子力利用活動に伴う公衆の健康リスクを合理的に実行可能な限り低くする努力を常に怠ってはならない。

本報告書は平成 18 年 3 月 28 日、安全目標専門部会の審議を終了し本専門部会報告書とする。

## 2. 性能目標案

### 2.1 定義

発電炉は、炉心に放射性物質を多量に内蔵しており、万が一環境に放出されれば、公衆に健康被害をもたらすという潜在的な危険性(リスク)を有している。そのため、発電炉の設計や運転管理にあたっては、事故発生時に放射性物質が環境に放出されないよう従来から、多重防護の基本的考え方に基づいて原子炉の安全設計を行うとともに、厳格な運転、維持管理を行うことが定められ、リスクの顕在化を抑制している。

しかしながら、万が一、安全設計で考慮された設備等の故障や誤操作等が重なれば、想定される事象を超えて、炉心に重大な損傷(シビアアクシデント)が発生し、更に格納容器の機能喪失に至るような事故に進展した場合には、放射性物質が環境に放出され、周辺公衆に健康被害をもたらすような重大な事故が発生する可能性が否定できない。我が国の安全規制体系の下で、適切に設計・建設・運転管理されている発電炉では、このような重大な事故の発生確率は極めて低い水準に保たれているものの、発生確率はゼロとはいえない。

こうした発電炉の安全確保の水準を評価するため、我が国では既に定期安全レビュー(PSR: Periodic Safety Review) やアクシデントマネジメント(AM: Accident Management) 対策において、PSA手法を用いシビアアクシデントの発生確率や、事故による影響等の定量的な評価が行われる。発電炉のPSAでは、レベル1 PSAでは、炉心損傷の発生確率、レベル2 PSAでは、炉心から環境に放射性物質が放出される事象の発生確率と放出放射エネルギー、レベル3 PSAでは、環境に放出された放射性物質が周辺公衆に及ぼす健康障害という3つの段階に分けて評価を行う。このうち、レベル3 PSAの評価では、特にレベル1 PSA及びレベル2 PSAの評価結果を用いて、安全目標と直接比較可能な個人の平均死亡リスクが定量的に評価される。

一方、中間とりまとめにあるように、原子力施設の安全確保には多重防護の考え方が採用されていることを踏まえると、原子力施設の外側の層の防護機能を適切に仮定することによって、重大な事故や事象の発生確率を安全目標に対応する性能目標として定めることができる。そして、施設内部の安全上の問題については、この性能目標が達成されていると評価された施設に対しては、安全目標で示されたリスクの抑制水準を達成できていることの判断が可能となる。以上のことから、本分科会では、性能目標は安全目

標への適合性を判断するための補助的な目標と定義し、性能目標の指標としては、発電炉の特性に着目した指標を選定することとした。

定量的安全目標は、事故による影響発生の可能性の原因として、機器のランダムな故障や運転・保守要員の人的ミス等により発生する内的事象と、地震及び津波・洪水や航空機落下等による外的事象の両者を対象としていることから性能目標の検討にあたっては、両事象を考慮した性能目標を検討の対象とする。

なお、産業破壊活動等の意図的な人為事象に起因するリスクの抑制は、安全対策としてよりは、保安対策として検討すべき事項であり、安全目標専門部会同様、本分科会でも検討対象外とした。(解説 3.1)

## 2.2 指標の選定

発電炉周辺の公衆のリスクは炉内の大量の放射性物質の環境への放出に起因することから、性能目標として用いる指標は、炉心の健全性、即ちレベル1 PSA や、格納容器の閉じ込め機能の健全性、即ちレベル2 PSA に関連し、施設の性能をよく代表するもの、かつ、定義が明瞭で、適切に定量化できるものを選ぶ必要がある。(解説 2.1、2.2)

具体的には、リスクの源となる炉心に内蔵される放射性物質の放出をもたらす炉心損傷の発生確率、すなわち炉心損傷頻度(CDF: Core Damage Frequency)を性能目標の指標(指標1)とすることは合理的と考えられる。また、原子炉格納容器等の発電炉の最外層の防護機能が確保されていれば、環境への放射性物質の放出を極めて低いレベルに抑制することが可能であることから、格納容器の防護機能喪失の年当たりの発生確率、すなわち、格納容器機能喪失頻度(CFF: Containment Failure Frequency)を性能目標の指標(指標2)とすることは合理的と考えられる。(解説 2.2)

以上のことから、本分科会では、発電炉の安全確保の水準を表し、安全目標への適合性を判断するための性能目標の指標として、

指標1 . 炉心損傷頻度(CDF)

指標2 . 格納容器機能喪失頻度(CFF)

を併用することとした。

## 2.3 指標値案

我が国の発電炉に対しては、国、研究機関、事業者等によって実施された炉心損傷発生確率、事故の事象進展解析、放射性物質放出に関するソースターム解析、公衆への放射線影響による個人リスクの評価等の PSA 及びそのレビューを通じて、多くの知見が得られている。指標値案を導出するに当たっては、これら我が国において得られた知見および米国等における PSA 結果等を参考に、個人の平均死亡リスクで示された定量的安全目標値案に対応する CFF について、事故が発生したとした場合の条件付平均死亡確率の分析を行った。そのために具体的には、発生確率は極めて低いが、発生した場合には、周辺公衆に急性あるいはがん死亡をもたらすような格納容器機能喪失を伴う大規模な事故のソースタームを仮定した。さらに、仮想サイトの気象、人口分布データを用い、施設の外側の層にある防護機能としての防災対策については、控えめな仮定を設けてその効果を評価し、上限に相当するような保守的な条件付死亡確率をまず推定した。一方、既に得られている我が国における代表的プラント及びサイトにおけるレベル 3 PSA 結果から推定される条件付死亡確率からその保守性を確認した。このようにして、ここで得られた条件付死亡確率を基に、CFF に対する指標値案  $10^{-5}$  /年程度を導出した。(解説 3.2、3.3、4.1)

また、格納容器機能喪失頻度は、炉心損傷頻度と炉心損傷事故時の条件付き格納容器機能喪失確率(CCFP: Conditional Containment Failure Probability)の積で表され、前者は炉心損傷の防止機能を表し、後者は格納容器の閉じ込めに関する性能を表すと考えることができる。公衆へのリスクが同じであれば、炉心損傷に至る事故の発生頻度は低い方が望ましいため、格納容器に過大な期待を置かないようにするとの考えから CDF に対しては  $10^{-4}$  /年程度を指標値案とする。(解説 4.2)

以上の検討結果から、本分科会では、発電炉の性能目標の定量的な指標値として、

指標値 1 . CDF:  $10^{-4}$  /年程度

指標値 2 . CFF:  $10^{-5}$  /年程度

を定義し、両方が同時に満足されることを発電炉に関する性能目標の適用の条件とする。(解説 4.3)

なお、中間とりまとめに指摘されているように、リスク評価で扱うデータや事故による影響が発生する過程には、我々の知識の不足などによりその結果には不確かさが伴う。そ

ここで、定量的目標または性能目標とリスク評価結果の比較には、原則として、この不確かさの大きさを評価したうえで得られる平均値を使用することとする。(中間とりまとめ 2.2)(解説 5、8)

## 2.4 適用に当たり考慮すべき事項

性能目標を具体的な PSA の結果と比較して種々の評価に用いるに当たっては、評価目的や評価対象の特性を明確にするとともに、性能目標値案の導出過程並びに比較する PSA 技術の成熟度、対象とする起因事象の範囲、評価モデルやデータに含まれる不確かさ等を考慮し適切に適用されるべきである。この点については、中間とりまとめにおいても、適用に際しての課題を抽出、解決するために、試行を実施すべきであることを含めて、指摘されていることである。以上を踏まえて、PSA の結果を性能目標と比較する際に考慮すべき事項を記す。(解説 4.1)

- ・ 安全目標の定量的目標案は、施設周辺の公衆の個人の受けるリスクの目標を提示しているため、複数基の発電炉が立地するサイトにおいては、性能目標を用いる際、安全目標との対応の観点から基数の影響を適切に考慮すべきである。(解説 4.1)
- ・ 発電炉を対象とする PSA においては、一般的には施設内に発生する設備の故障や誤操作を起因とする事象の PSA に比較して、地震等の自然現象に起因する事象の PSA では、施設へのインパクトの大きさとその発生頻度の関係性を評価するハザード評価に必要な知識の不足等のため、より大きい不確かさが伴うとされている。また、これらの PSA についてはまだ適用の経験が限られている。性能目標を実際に活用するには、こうした要因も考慮する必要がある。
- ・ PSA 手法は、我が国において、発電炉の定期安全レビューや、内的事象に対するアクシデントマネジメント対策の評価(解説 7)などに、既に活用されている技術であるが、外的事象に対しては、今後、評価実績の積み重ねが必要とされる技術である。本報告に提示する性能目標案は、最新の PSA 知見に基づくものであるが、今後の更なる PSA 技術の進展に伴い必要に応じて改訂するなど段階的に取り組む必要がある。(解説 6)



### 3. 今後の課題と取組

#### 3.1 リスク情報を活用した安全規制への性能目標の適用

性能目標を安全規制において適切に使用するための枠組の整備について、今後検討すべきである。そのため、性能目標の試運用の促進により、PSA 解析評価手法の整備や評価対象である原子力施設に関するリスクデータの蓄積などを介して標準化、高度化を図り、リスク情報活用技術の品質を確保し、より高度な水準での原子力安全規制への活用を目指すものとする。(解説 6、7)

#### 3.2 発電炉以外の原子力施設への適用

性能目標は原子力施設の種類や特性に応じて適切に設定することにより、それらの施設が安全目標に適合していることの判断が容易になる指標である。

本報告書で示された性能目標は、今後の発電炉への試運用による技術的知見の蓄積を踏まえ、発電炉以外の原子炉施設についても、より適切な性能目標の策定が必要かどうかを明らかにして行くべきである。また、核燃料サイクル施設等に対しても、その技術的知見の蓄積等を踏まえつつ、施設の特性に応じた性能目標の策定について今後検討されることが適切である。(解説 1)

#### 3.3 将来炉におけるより高い安全水準の追求

今回提示する性能目標は、安全目標に対応する安全水準を発電炉の特性を踏まえて表現したものであり、現存する発電炉と今後建設される発電炉を区別していない。一方、国内外の動向を勘案すると、将来設計される発電炉については、技術の進歩により、合理的により高い安全水準の達成の可能性があると考えられる。事業者に対しては、今後も最新の技術を採り入れ、より一層安全性の高い発電炉の開発に努めることを期待する。

# 解説

## 1. 性能目標を検討する原子力施設

「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」(以下、中間とりまとめ)では、性能目標を検討する原子力施設の対象として、原子炉施設及び核燃料サイクル施設が取り上げられている。

性能目標検討分科会では、性能目標を決めるための確率論的安全評価(PSA)技術の蓄積が豊富な発電用軽水型原子炉施設を対象にして検討した。しかしながら、ここに検討した性能目標は、適用性を確認した上で、もんじゅ等の新型炉に対しても準用できる。

核燃料サイクル施設、特に商業用再処理施設は、事業者を中心にリスク情報活用を図って操業後の安全性を定量的に把握することが計画されている。性能目標の設定にあたっては、再処理施設の特徴である事故の種類と影響の多様性、放射性物質の施設内での分布などを考慮することが重要である。

## 2. 性能目標指標の選定の考え方

### 2.1 性能目標指標の候補

原子炉安全性研究(WASH-1400)以後の PSA 研究によって、原子炉施設周辺の公衆のリスクに大きな影響を及ぼすのは、炉心損傷に至る事故シーケンスであることが明らかにされている。また、炉心損傷に至る場合においても、放射性物質の閉じ込め機能が有効に作用する場合は、公衆のリスクは小さい。例えば、TMI-2 事故では、炉心損傷に至ったものの格納容器は健全であり、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能によって、よう素の大気中への放出量は約 15Ci と極めて低いレベルであった。さらに、万一、放射性物質の放出に至る場合であっても放出の時期等のソースタームの特徴によっては、適切な防護対策によってリスクを低減することができる。このように、公衆のリスクは、原子炉施設の炉心の健全性、格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の健全性及びソースターム並びに適切な防護対策を含む原子炉施設周辺の条件で判断できる。

そして、(a) 炉心の健全性はレベル 1 PSA、(b) 格納容器の放射性物質の閉じ込め機能の健全性及びソースタームはレベル 2 PSA、(c) 適切な防護対策を含むサイト条件を踏まえた公衆のリスクはレベル 3 PSA で評価でき、最後の(c)項に対応する指標が安全目標である。このため、性能目標は、レベル 1 PSA 及びレベル 2 PSA から指標を決めるのが適切である。

レベル 1 PSA 及びレベル 2 PSA の範囲に注目して、性能目標指標の候補を、解説表 2-1 にまとめて示す。

解説表 2-1 性能目標指標の候補

性能の分類	性能目標指標	略号	指標の意義
炉心健全性	炉心損傷頻度	CDF	原子炉施設のシビアアクシデントの発生頻度の目安となる。
放射性物質の閉じ込め機能健全性	格納容器機能喪失頻度	CFF	放射性物質閉じ込め機能の健全性の目安となる。 ----- 炉心損傷を伴う蒸気発生器伝熱管破損事故及びインターフェイスシステム LOCA 等の格納容器バイパス事象を含める。
	早期格納容器機能喪失頻度	ECFF	格納容器機能喪失のうち、事故後早期に機能喪失に至る場合であり、エナジェティック現象に対する格納容器健全性の目安となる。
ソースタームの抑制	大規模放出頻度	LRF	原子炉施設周辺の公衆の急性死亡リスク及び晩発性リスクを含めたためやす。
	早期大規模放出頻度	LERF	大規模放出のうち、事故後早期に放出に至る場合であり、原子炉施設周辺の公衆の急性死亡リスクの目安となる。 ----- 早期という条件は、避難時間の余裕との兼ね合いで、サイトに依存する。

## 2.2 性能目標指標の選定

### (1) 選定条件

性能目標指標の候補の中から、(a) 定義が明瞭であること、(b) 原子炉施設の性能を良く代表していること、(c) 適切に定量化ができることを考慮して性能目標指標を選定した。

### (2) 性能目標指標

以下に、それぞれの指標の特徴を、また解説表 2-2 にその対比を示す。

#### (a) 炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency)

炉心損傷頻度は、シビアアクシデントに対する原子炉施設の性能(炉心健全性)の目安であり、定義は明快である。燃料被覆管破損を目安にしているため、多量の放射性物質の放出に至るような炉心溶融状態の発生に対して、かなりの余裕がある定義になっている。

#### (b) 格納容器機能喪失頻度 (CFF: Containment Failure Frequency)

格納容器機能喪失頻度は、格納容器バイパス事象と物理的な格納容器機能喪失事象の双方を含めており、原子炉施設の放射性物質の閉じ込め機能喪失の頻度のことである。格納容器機能喪失頻度は、早期格納容器機能喪失頻度、早期大規模放出頻度及び大規模放出頻度を包含する。

ソースタームに着目すると、大半の事故シーケンスで炉心損傷後から格納容器機能喪失に至るまでに、格納容器内で放射性物質の沈着が進むため、かなりのソースターム低減効果が見込める。格納容器機能喪失頻度を指標にすると、このソースタームの低減効果が反映されないことから、保守性の大きく厳しい指標になる。しかし、前述のとおり、早期格納容器機能喪失頻度、早期大規模放出頻度及び大規模放出頻度を包含するので、分かりやすく活用しやすい指標である。

#### (c) 早期格納容器機能喪失頻度 (ECFF: Early Containment Failure Frequency)

早期格納容器機能喪失頻度は、施設周辺で防護対策が有効となる前に格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度である。シビアアクシデント研究の結果からは、早期格納容器機能喪失を引き起こすようなエナジェティック現象の発生確率は小さいことが分かっている。このため、格納容器の性能を代表する他の指標の方が適切と判断される。

(d) 大規模放出頻度 (LRF: Large Release Frequency)

大規模放出頻度は、「大規模放出」の定義が多少複雑であるものの、放射性物質の放出に至る事故シーケンスを網羅していることから、安全目標との対応からすると良い指標といえる。レベル 2 PSA の結果によれば、大規模放出頻度は格納容器機能喪失頻度に近い値である。格納容器の内圧上昇による破損の態様は、最近の試験結果によれば、格納容器ハッチ等からの漏洩によるものであり、格納容器機能喪失時に急速に大規模な放出が生じるわけではない。このように、大規模放出頻度は、格納容器機能喪失直後の放出量にかなりの余裕を見ている。

(e) 早期大規模放出頻度 (LERF: Large Early Release Frequency)

早期大規模放出頻度は、原子炉施設周辺の急性死亡リスクの指標の一つになる。しかしながら、「早期」の内容が避難時間との兼ね合いで原子炉施設周辺の人口分布及び避難等に依存すると共に、「大規模放出」の定義がソースタームの種々の要素の組み合わせに依存する。公衆のリスクが早期大規模放出頻度に支配されるなどの律速条件があれば、性能目標の指標を早期大規模放出頻度にするところではあるが、レベル 3 PSA の結果によれば、早期大規模放出が支配的になるかどうかは、原子炉の型式及び格納容器の型式によって異なる。このため、早期大規模放出頻度に限定することなく、それを包含する大規模放出頻度の方が適切な指標と判断される。

以上の指標は、定量化については、いずれも困難は無いものの、主として信頼性解析による炉心損傷頻度及び、ソースターム解析を必要としない格納容器機能喪失頻度は、他の指標に比較して定量化が容易であると判断される。したがって、安全目標に対応する性能目標指標として、「炉心損傷頻度 (CDF)」及び「格納容器機能喪失頻度 (CFF)」を用いることが適切である。

なお、解説表 2-1 に示した性能目標指標の他の候補も、安全目標に対応する適切な指標であることを示せば、指標として用いることを妨げるものではない。

解説表 2-2 性能目標指標の特徴

性能目標指標	略号	評価 / モデルの定義	原子炉施設の性能との関連	定量性
炉心損傷頻度	CDF	事故後、炉心が損傷する状態。 事故後の燃料被覆管の温度で定量的に定義されている。燃料被覆管の損傷を目安にしているため、多量の放射性物質の放出の対象になる燃料溶融に対しては、余裕がある。	炉心損傷の防止機能。	レベル 1 PSA の結果から、炉心損傷に至る事故シーケンスの頻度を積算する。
格納容器機能喪失頻度	CFF	原子炉施設の放射性物質閉じ込め機能が失われる状態。格納容器の内圧上昇に伴う破損の様子は、大規模な破損ではなく、格納容器ハッチなどからの漏洩であることが試験で確認されている。このため、大規模放出の頻度は、かなりの余裕を見込んだ値となる。	放射性物質の閉じ込め機能。	レベル 2 PSA の結果から、格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの発生頻度を積算する。
早期格納容器機能喪失頻度	ECFF	格納容器機能喪失のうち、事故後早期に原子炉施設の放射性物質閉じ込め機能が失われる状態。 早期とは、放射性物質の放出開始時期と避難完了時期との兼ね合いで決まる。	エナジェティック現象による格納容器健全性や格納容器バイパスの防止等シビアアクシデント研究の結果では、エナジェティック現象の発生確率は小さい。	レベル 2 PSA 結果から、格納容器機能喪失に至る時期が早い事故シーケンスの発生頻度を積算する。
大規模放出頻度	LRF	放射性物質の大規模な放出が生じる状態。 大規模とは、ヨウ素又はセシウムの放出量の大きさで決まる。	ソースターム抑制機能。	レベル 2 PSA の結果から、大規模放出に相当する事故シーケンスの頻度を積算する。
早期大規模放出頻度	LERF	大規模放出のうち、事故後早期に放射性物質の放出に至る状態。 早期とは、放射性物質の放出開始時期と避難完了時期との兼ね合いで決まる。	格納容器の性能というよりも、避難時間の余裕との兼ね合いなど、原子炉施設周辺の条件に依存する。	レベル 2 PSA の結果から、避難完了前に放出が始まり、かつ、大規模放出に相当する事故シーケンスの頻度を積算する。



### 3. 性能目標の設定に当たり考慮した事項

#### 3.1 性能目標が対象とする起回事象

中間とりまとめにおいては、対象となる事故発生の可能性を有する原因事象として、機器のランダムな故障や運転・保守要員の人的ミス等、いわゆる内的事象と、地震及び津波・洪水や航空機落下等、いわゆる外的事象の両者を考慮する、ただし、産業破壊活動等の意図的な人為事象は対象外とするとしている。

中間とりまとめの解説において、産業破壊活動を対象外とする理由として、リスクの定量評価がなされていないことに加えて、意図的な人為事象に対する防護の水準はどれ程であるべきか、それは各産業で共通であるべきか等について十分な議論がなされていないためであることが指摘されるとともに、安全目標の対象に産業破壊活動等の意図的な人為事象を含めないからといって、それに対する適切な防護が不要というわけではなく、こうした脅威に対しては、その影響や発生可能性を念頭に起きつつ適切な防護がなされることが必要であり、実際に核物質防護の観点からの配慮がなされていることが説明されている。

安全目標の定量的目標に対応した性能目標では、定量的目標の対象とする起回事象から、いくつかの故障や人的ミスが重複して炉心損傷の防止、事故拡大の防止、影響緩和に失敗して、環境へ多量の放射性物質が放出されるような事故を対象にする。

なお、起回事象については、例えば、津波や洪水等では内部事象と比較して PSA 評価の実績やデータベースの整備が十分ではない等、事象によって PSA 技術の成熟度や結果の不確かさの幅に違いがある。性能目標を実際に活用する際には、こうした評価の不確かさやその用途等を踏まえて、活用の目的に応じて対象とすべき起回事象を選定する必要があり、ここで示した全ての起回事象について定量化しなければ性能目標を用いることが出来ない、ということの意味するものではない。

### 3.2 対象とする個人に対する考え方

中間とりまとめにおいて、安全目標の定量的目標案が示す個人リスクの対象は、第一の指標である急性死亡については、最も高いリスクを受けると考えられる「施設の敷地境界付近の公衆の平均急性死亡リスク」であり、第二の指標であるがん死亡については、「施設からある距離の範囲の公衆の個人の平均死亡リスク」としている。

放射線被ばくによる急性死亡は、その発生に線量の閾値があり、事故による進展の早い大規模な放出が発生した場合に敷地近傍で発生する可能性があるが、急性死亡リスクが大きくなる位置は、放出条件や気象条件によって変化する。これまでのリスク評価結果では、急性死亡をもたらすような大規模放出においても、公衆の個人の平均死亡リスクは、放出位置から 3-5km で急激(1 桁以上)に減少する。したがって、定量的目標案から性能目標値案を導出するレベル 3 PSA 手法によるリスク評価においては、最も高いリスクを受けると考えられる個人を対象とするという観点から、急性死亡リスクの対象としては敷地境界から 1km の範囲に位置する公衆の個人を対象とした。なお、米国の安全目標では敷地境界から 1 マイル(約 1.6km)の範囲を対象としている。

他方、放射線被ばくによるがん死亡には、線量の閾値がないとされており、「敷地境界からの距離とがん死亡リスクの減少の度合いは急性死亡と比較して緩やか」であり、「ある範囲の公衆の平均リスクをリスク抑制の指標に選ぶことが、集団リスクを抑制する面もあるので適切」とされた(中間とりまとめ 解説 8 より)。これまでのリスク評価結果では、公衆の個人の平均がん死亡リスクは、放出位置から距離におおむね反比例した形で減少する。したがって、対象とする個人の範囲を広く取りすぎることによって個人の平均がん死亡リスクを過小評価する可能性がある。しかしながら、放射線による確率的影響であるがんは本来、集団に対して用いる指標であるため、定性的目標で社会的リスクの抑制を規定した米国の安全目標においては、個人の平均がん死亡リスクの抑制を規定する定量的安全目標で対象とする個人の範囲は、集団の規模を広げることによる個人リスクの低減に配慮し 10 マイル(約 16km)としている。以下、解説図 4.1-2 で示すように、平均がん死亡リスクは対象とする個人の範囲を 1km から 5km にすると約 1/3 以下に低下する。そこで、定量的目標案から性能目標値案を導出するレベル 3 PSA 手法による分析においては、対象とする個人の範囲を広く取りすぎることによってリスクを過小評価することなく、かつ一定の数の集団を対象とすることを考慮して、がん死亡リスクの対象としては敷地境界から 2km ないし 5km の範囲に位置する公衆の個人を対象とした。レベル 3 PSA による安

全目標との適合性を検討する際には、対象とするサイトの特性を考慮して範囲を検討する必要がある。

なお、中間とりまとめでは、安全目標が対象とする個人は、放射線防護の分野において線量限度に関係して用いられる最も高い線量を被ばくする個人のグループである「クリティカルグループ」とは異なるものであるとしている。本検討においては、対象とする個人の年齢による代謝特性等の違いが線量評価に及ぼす影響および施設周辺公衆の年齢構成を考慮した結果、成人を対象として線量評価を実施しても大きな相違が出ないことを確認した。

### 3.3 原子力防災対策の効果に対する考え方

原子力利用活動に対しては、原子力災害対策特別措置法等にもとづき、原子力緊急事態において国民の生命等を保護することを目的として防災対策が整備されている。したがって、安全目標への適合性に関する判断を行うためのリスク評価においては、リスク低減策としての防災対策について、その有効性や信頼性の評価を踏まえて適切に考慮することができる(中間とりまとめ 解説 9 より)。ここでは、安全目標に対応する原子力施設固有の性能目標を検討するに当たって、原子力施設の災害防止機能による安全の確保を前提として、施設の外側の層にある防護機能としての防災対策については、控えめな仮定を設けてその効果を評価した。

原子力緊急事態における防災対策としては、早期の対策として屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の配布等が準備され、また長期的な対策としては、食物摂取制限、一時的移転、除染等が考慮され、「原子力施設の防災対策について」では、屋内退避、避難、安定ヨウ素剤の配布及び食物摂取制限の対策について、対策実施のための防護対策指標(介入レベル)が示されている。また、国際原子力機関(IAEA)等の国際機関によって一時移転の一般介入レベルが示されている。

定量的安全目標案から性能目標値案を導出するレベル 3 PSA 手法によるリスク評価においては、提示する性能目標値案が内的及び外的の両事象を対象とするものであることを考慮し、早期の対策としての屋内退避、避難及び安定ヨウ素剤の配布による対策効果を期待せず、事故後一週間は留まって被ばくするとした。また、その後の長期対策として、IAEA が示す一時移転の介入レベルを超える地域の公衆については、事故後一週間留まった後、移転を実施すると仮定して評価を行っている。

この仮定は、あくまでも定量的安全目標案から性能目標値案を検討するに当たって設けたものであり、実際には、事業者、地方自治体、国がそれぞれの防災計画にもとづき、また互いに協力して防災対策を実施することが期待できるので、安全の余裕を見込んだ控えめな仮定ということができる。

## 4. 性能目標値案

### 4.1 安全目標に対応する性能目標(上限評価)の導出

安全目標の定量的目標案で示された個人の平均死亡リスクの計算には、大量の放射性物質を環境に放出するようなシビアアクシデントの発生頻度とその放出によってもたらされる影響の両者の計算が必要である。レベル2までのPSAでは、炉心損傷に至る事故シーケンスが同定され、各炉心損傷事故シーケンスは事故進展の類似性の検討に基づいてプラント損傷状態(PDS)に分類される。また、各PDSから格納容器の機能喪失に至るシナリオの分析に基づいて、格納容器機能喪失の事故シーケンスが同定され、格納容器の機能喪失の形態(格納容器機能喪失モード)ごとに発生頻度とソースターム(環境への放出量等)が求められる。格納容器機能喪失モードとしては、格納容器バイパス、早期破損、後期破損、床の溶融貫通などがある。

定量的目標案として示された個人の平均死亡リスク  $IRF$  は、このようなシナリオの全放出の結果として以下の式で与えられる：

$$IRF = \sum_i F_i \cdot (CPF)_i \quad (1)$$

ここで、

$F_i$  = 放出  $i$  の頻度

$(CPF)_i$  = 放出  $i$  の条件付平均死亡確率

放出  $i$  の条件付平均死亡確率  $(CPF)_i$  とは、放出  $i$  が発生した場合に、対象とする評価範囲で計算される死亡数をその範囲の人口で除した人口荷重の死亡確率で、レベル3 PSA で通常用いられる放出点からの距離  $x$  と方位  $j$  で分割された評価メッシュにおける死亡確率  $r_j(x)$  及び人口  $P_j(x)$  を用いて以下のように与えられる：

$$CPF = \frac{\sum_j P_j(x) \cdot r_j(x)}{\sum_j P_j(x)} \quad (2)$$

レベル3 PSA で、 $(CPF)_i$  を計算するには、入力情報としてのソースターム(放出核種の放出量と放出タイミング、放出高さと放出エネルギー)と評価対象とするサイトの気象データ、人口分布、防護対策の条件といったサイト依存の情報が必要となる。放出  $i$  のソース

タームが決まれば、 $(CPF)_i$  は放出時の気象条件毎に計算されるが、安全目標との比較は平均値を用いるので、出力としては気象条件の出現頻度を考慮した期待値を求める。

(1)式はまた、

$$IRF = \sum_i F_i \cdot (CPF)_i = \frac{\sum_i F_i \cdot (CPF)_i}{\sum_i F_i} \cdot \sum_i F_i = (CPF)_{exp} \cdot CFF \quad (3)$$

と表わされるので、レベル 2 PSA から得られる格納容器機能喪失に至るシナリオの頻度を考慮し、条件付平均死亡確率の期待値  $(CPF)_{exp}$  について分析することにより、安全目標に対応した性能目標値の検討が可能となる。ここでは、 $CFF$  の目標値を導出するに当たり、以下の(4)式のように  $(CPF)_{exp}$  の代わりに条件付平均死亡確率の上限に近い値  $(CPF)_{max}$  を分析した。

$$IRF = CFF \cdot (CPF)_{exp} \leq CFF \cdot (CPF)_{max} \quad (4)$$

ソースタームの関数としての条件付平均死亡確率については、米国をはじめ様々なレベル 3 PSA の研究で広範な解析がなされている。米国における大規模放出に関する研究 [1]では、炉内蓄積量に対して約 2.5 から 3%の放出割合で揮発性及び準揮発性の核分裂生成物(ヨウ素、セシウム、テルリウム)が放出される格納容器早期破損あるいは格納容器バイパスの事故シナリオの場合にのみプラントから 1 マイル以内で急性死亡が生じる可能性に言及している。そこで、(4)式に示される  $(CPF)_{max}$  から性能目標値を導出するため、レベル 3 PSA 手法[2]を用いて揮発性及び準揮発性物質の放出割合を変化させて条件付急性死亡確率及び条件付がん死亡確率を計算した(解説図 4.1-1 及び解説図 4.1-2 参照)。

ここで、 $(CPF)_{max}$  の分析のため、米国のシビアアクシデントリスク研究(NUREG-1150) [3]のソースターム評価に基づいて原子力発電所立地評価に及ぼす要因を分析した報告書[4]で最も厳しいとされたソースタームを参考に、揮発性及び準揮発性物質の放出割合については炉内内蔵量の最大 20%、他の放射性物質については保守的に希ガス 100%、難揮発性のストロンチウム及びルテニウム類 1%、ランタン類 0.1%の放出を仮定した。

また、防災対策については解説 3.3 に示したように、防災対策の効果を控えめに考慮し、屋内退避、避難及び安定ヨウ素剤の配布といった早期の防災対策を考慮せず、事故後一週間は留まって被ばくするとした。また、その後の長期対策として、IAEA が示す一時移転の介入レベルを超える地域の公衆については、事故後一週間留まった後、移転を実施

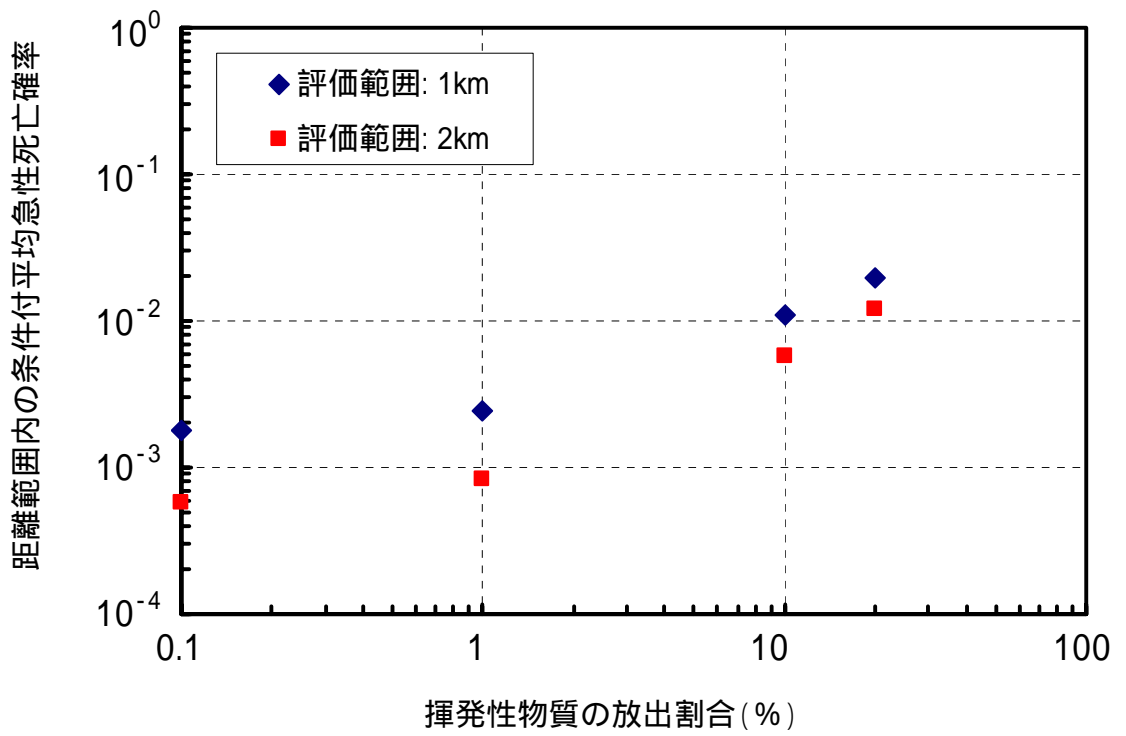
するという仮定で評価を行っている。

解説図 4.1-1 に示すように、条件付急性死亡確率は敷地境界から 1km の範囲を対象とし、揮発性物質の放出割合が 20%と大規模な放出を仮定した場合で、約  $2 \times 10^{-2}$  となった。また、解説図 4.1-2 に示すように、条件付がん死亡確率は、同様に揮発性物質の放出割合が 20%と大規模な放出を仮定した場合、敷地境界から 2km の範囲を対象とした場合は約  $3 \times 10^{-2}$ 、5km の範囲を対象とした場合は約  $1 \times 10^{-2}$  となった。このように、ソースタームに保守的なケースを仮定し、また防災対策条件についても控えめな仮定を設けて解析した結果、条件付死亡確率の上限に近い値は約  $2 \sim 3 \times 10^{-2}$  と推定される。

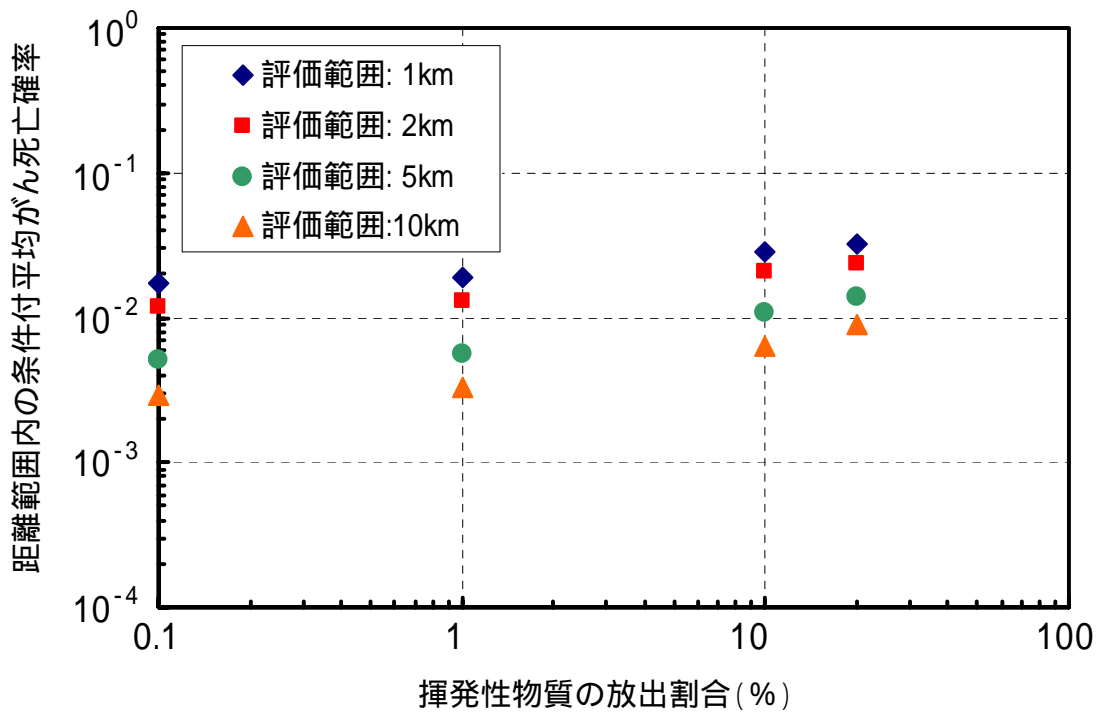
この結果に、さらに余裕を見込み条件付死亡確率の上限を  $10^{-1}$  とし、性能目標指標としての格納容器機能喪失頻度 CFF の目標案として年当たり  $10^{-5}$  を用いれば、(4) 式より安全目標の定量的目標案である年当たり  $10^{-6}$  を満たすことが確認できる。

この上限評価で得られた CFF に対する性能目標案の保守性を確認するため、我が国における代表プラントの実際のサイトにおけるレベル 3 PSA 結果(内的事象)から得られた条件付死亡確率の平均値を解説図 4.1-3 に示す[5,6]。様々なプラント条件およびサイトの気象、人口分布の違いを反映して、条件付死亡確率は、 $10^{-1}$  を下回る約  $5 \times 10^{-3}$  から約  $2 \times 10^{-2}$  までの幅を持つことが分かっている。

なお、本指標値は発電炉がサイト当たり 1 基ある場合の目標値であり、上述の導出過程から明らかなように、3～5 倍程度の裕度を見込んだ評価はしているものの、必ずしも同一サイト内に複数基が設置されていることを前提としてない。このため、複数基が設置されているサイトに対して適用する場合には、その影響を考慮することが必要である。その際、サイト内に複数基の発電炉が設置されている場合でも、気象条件や地理的条件等により、そのサイト全体のリスクは必ずしも各基のリスクの総和になるものではなく、また、性能目標を導出する際の仮定や評価の保守性により、複数基による影響は、ある程度まで本報告に示す性能目標値に包含されるとも考えられる。即ち、その影響の大きさを定量的に評価するにあたっては、上記の如く CFF の導出の過程でとられた裕度を適切に考慮することが出来る。なお、上記の裕度分をこえる影響が予想されるサイトにおいては、例えば、サイト内の各発電炉の性能目標評価値の総和を用いる、あるいは、サイト全体としてレベル 3 PSA に立ち戻った評価を行う等により、安全目標を満足していることを確認できる。

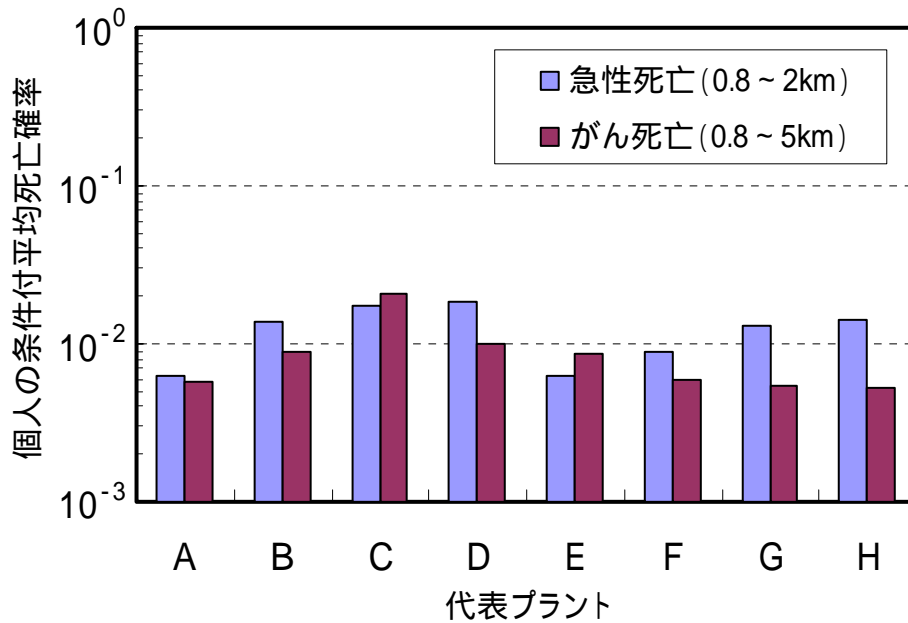


解説図 4.1-1 揮発性物質の放出割合を変化させた場合の条件付急性死亡確率



解説図 4.1-2 揮発性物質の放出割合を変化させた場合の条件付がん死亡確率





解説図 4.1-3 我が国の代表プラントのレベル 3 PSA 結果(内的事象)による条件付死亡確率の平均値

#### 参考文献

- [1] Hanson, A.L. et al. (1994). Calculations in Support of a Potential Definition of Large Release. NUREG/CR-6094.
- [2] 本間俊充 他, (2000). 軽水炉モデルプラントの広範な事故シナリオに対する環境影響評価. JAERI-Research 2000-060.
- [3] U.S. Nuclear Regulatory Commission (1990). Severe Accident Risk: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants. NUREG-1150.
- [4] Davis, R.E. et al. (1997). Reassessment of Selected Factors Affecting Siting of Nuclear Power Plants. NUREG/CR-6295.
- [5] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 内的事象のレベル 3 PSA の検討(BWR), JNES/SAE05-003, 05 解部報-0003 (平成 17 年 6 月)
- [6] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 内的事象のレベル 3 PSA の検討(PWR), JNES/SAE05-008, 05 解部報-0008 (平成 17 年 8 月)

## 4.2 性能目標の値を決める上でのケーススタディとその条件

CFF が  $10^{-5}$ /年程度ならば CDF の値によらず安全目標は達成できるが、多重防護の重要な構成要素である炉心損傷防止機能に対する性能目標も必要と考えられる。格納容器機能喪失頻度は炉心損傷頻度と炉心損傷事故時の条件付格納容器機能喪失確率 (CCFP) の積であり、前者は炉心損傷の防止機能の性能を表し、後者は格納容器の閉じ込めに関する性能を表すと考えることができ、CCFP にどれほど低い値を期待するかによって炉心損傷頻度の目標が定まることになる。この性能の配分については、公衆へのリスクが同じであれば、炉心損傷に至る事故の発生頻度は低い方が望ましく、事故の防止に重点を置くべきであること、炉心損傷事故に伴う現象には不確実さが大きいことなどを考慮すれば CCFP への配分は控えめにすべきであると考え、CCFP が評価上は 0.1 以下になることは期待しないこととし、CDF は  $10^{-4}$ /年程度を性能目標とする。なお、これは格納容器の役割を軽視するものではなく、事故防止への要求配分を定める上では格納容器に過大な期待を置かないとの考え方によるものである。

但し、解説図 4.2-1 の電気事業者が評価した既設 52 基の炉心損傷頻度と格納容器機能喪失頻度に対する原子力安全・保安院の検討結果[1,2]によれば、炉心損傷頻度と格納容器機能喪失頻度は、おおむね 1 桁の違いを持つ長方形の枠内に分布するものの、個別の原子炉施設をみると CCFP が 0.1 以下の原子炉施設は、全体の 27%程度であり、残りは、0.1 よりも大きい。これは、崩壊熱除去機能喪失を伴う事故の一部で炉心損傷に至る前に格納容器が破損する場合があること、蒸気発生器伝熱管破損事故等のように格納容器の放射性物質の閉じ込め機能が効果的でない場合があること、そしてこれらの事故では CCFP が 1 になることによる。さらに、地震リスク評価において、機器の復旧や内的事象を対象にして整備されたアクシデントマネジメント対策が期待し難いとした場合には、現時点の評価では CCFP は 1 に近い値になっている。

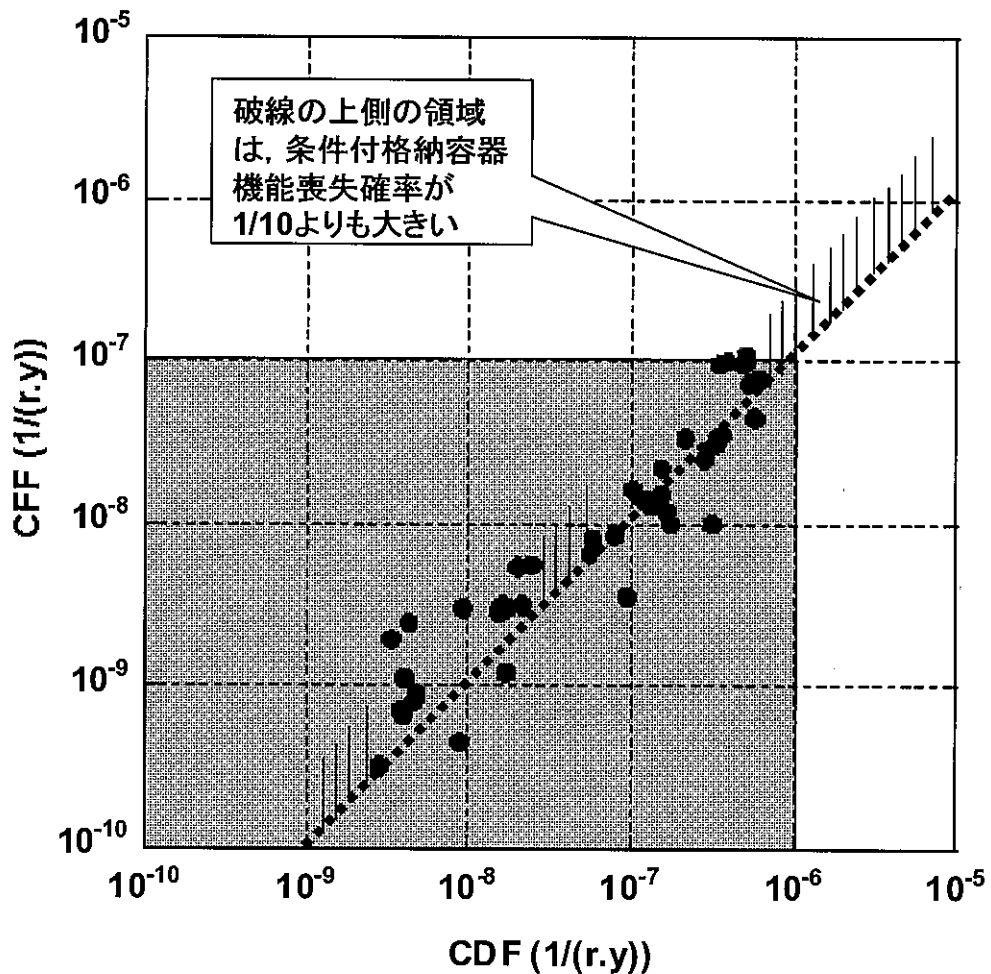
性能目標として、炉心損傷頻度  $10^{-4}$ /年程度かつ格納容器機能喪失頻度  $10^{-5}$ /年程度とするものの、上記のような場合には、炉心損傷頻度と格納容器機能喪失頻度とで 1 桁の違いはないことに留意する必要がある。

なお、国際原子力機関の原子力安全諮問委員会 (INSAG) では、原子力発電所の安全性に関する報告書において、「27.既存の原子力発電所については、技術的安全目標に対応する安全目標は、重大な炉心損傷の発生する可能性が 1 炉年あたり約 1 万分の 1 回以下であることである。シビアアクシデントの管理、緩和対策により短期的な敷地外対応

策を必要とするような大規模放射能放出の可能性は、少なくとも 10 分の 1 に減少されるであろう。」と述べている。[3]

参考文献

- [1] 経済産業省原子力安全・保安院, 軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書, (平成 16 年 10 月)
- [2] 独立行政法人原子力安全基盤機構, ”アクシデントマネジメント策の有効性評価に係る検討 “ JNES/SAE05-061, 05 解部報-0061(平成 17 年 12 月)
- [3] IAEA/INSAG, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group Safety Series No.75-INSAG-3 Rev.1 INSAG-12, IAEA, Vienna, 1999



解説図 4. 2-1 炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度

この図は、文献[1]及び文献[2]に掲載された炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度（内的事象に対するアクシデントマネジメント整備後の値）を、性能目標検討分科会で図化し解説用に加工したものである。

### 4.3 定量的目標を程度で与える理由と適用に当たっての留意事項

中間とりまとめにおいては、PSA の結果に不確実さがあることを考慮して、「(年当たり百万分の一という)値を厳格に適用するのではなく...(中略)...信頼性や有効性の高い対策が計画実施されている場合には、年当たり百万分の二以下であれば、原則として安全目標を満足すると判断することが妥当」(中間とりまとめ 解説 11 より)としている。さらに、ある施設が安全目標を満ち、他の施設は満足していないといった結果が出た場合、後者を直ちに不安全と結論付けることはせず、「なぜそのような違いが生じたか、規制の何処に不適當なところがあったか」という見直しを行い、「個別の施設が安全か否かの判断は、こうして見直された規制体系に基づいてなされることになる」(中間とりまとめ 解説 14 より)とされている。性能目標は、安全目標のこうした趣旨を踏まえ、同様の考え方に立ち適用する必要がある。

## 5. 国際的な評価実績との比較

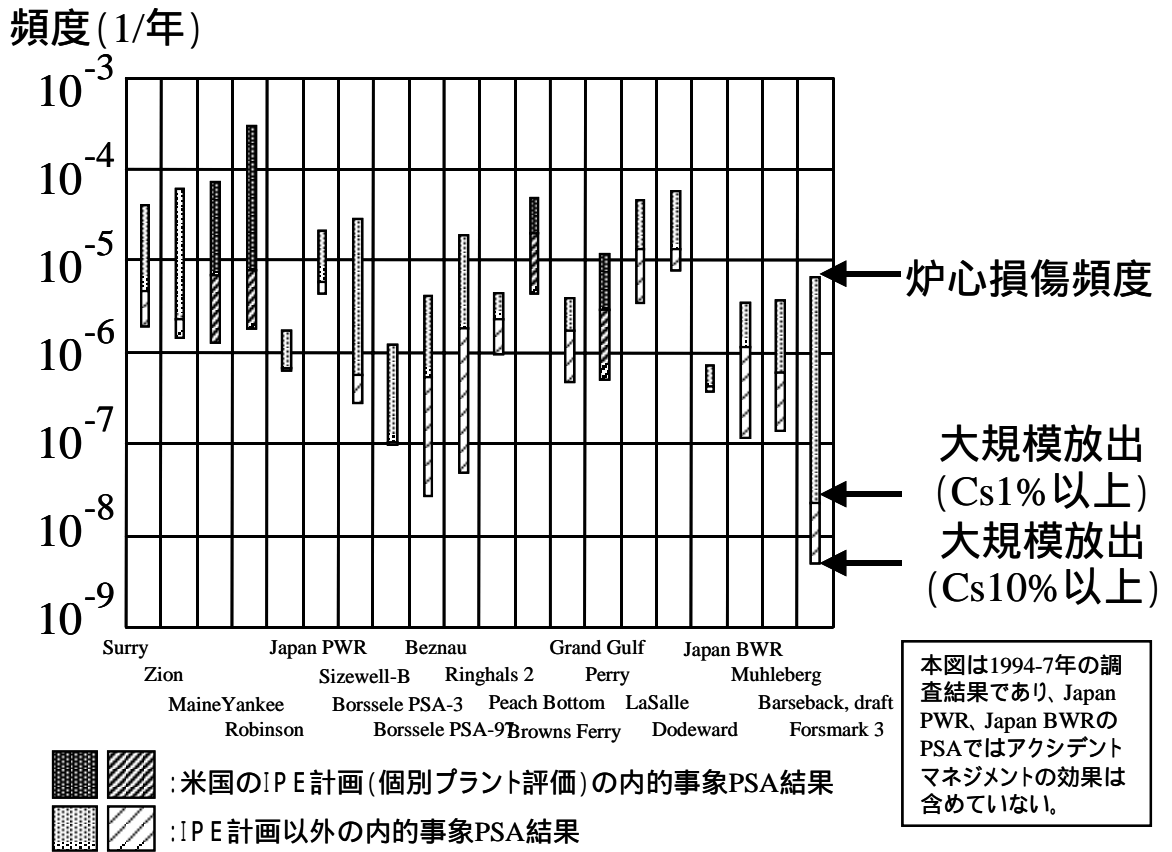
これまでに各国で多数の PSA がなされ、結果が公表されている。解説図 5-1 は、経済協力開発機構原子力機関(OECD/NEA)原子力施設安全委員会(CSNI)のリスク評価に関するワーキンググループによる調査結果[1]である。炉心損傷頻度及び大規模な放出の発生頻度を示している。大規模な放出の条件としては長期にわたる環境影響の観点から重要なセシウム<sup>137</sup>の放出割合が炉心内蔵量の 1%以上または 10%以上が採られている。

解説図 5-2 及び解説図 5-3 は、米国の個別プラント評価(IPE)計画の結果を米国原子力規制委員会(NRC)が取りまとめたものである[2]。内的事象に関する炉心損傷頻度及び早期大規模放出頻度の分布が示されている。

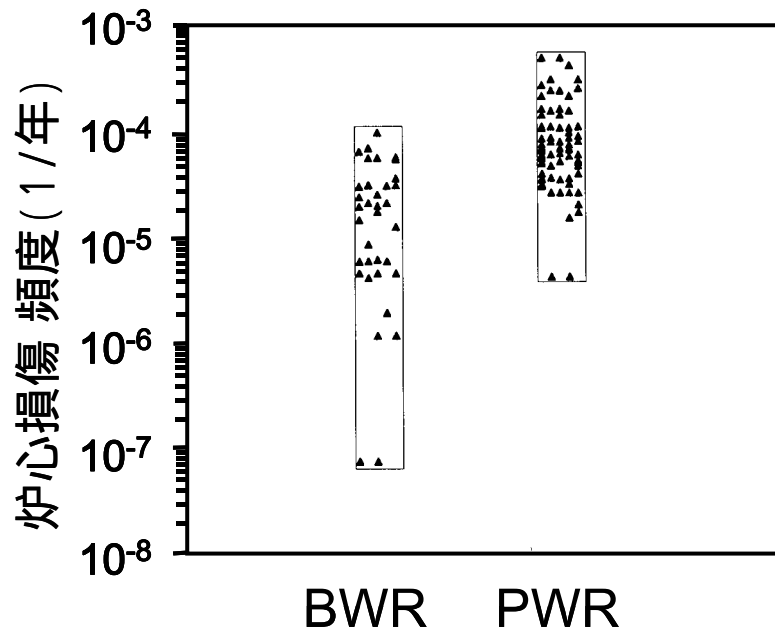
こうした結果から大凡の傾向としては、内的事象に起因する炉心損傷頻度は、 $10^{-5}$  / 炉年を中心にして、 $5 \times 10^{-4}$  / 炉年から  $10^{-6}$  / 炉年程度の間分布している。格納容器からの大規模放出または早期大規模放出の発生頻度は、 $3 \times 10^{-5}$  / 炉年から  $10^{-8}$  / 炉年程度の間分布しているといえる。

### 参考文献

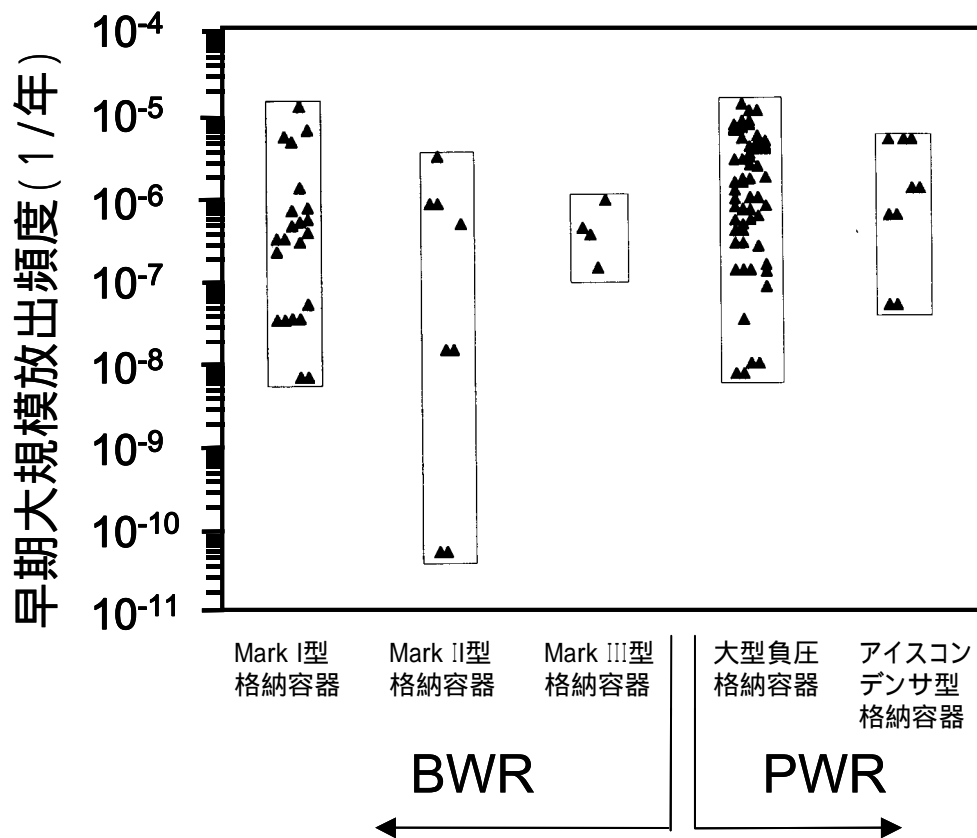
- [1] OECD/NEA/CSNI/PWG5, Level 2 PSA Methodology and Severe Accident Management, NEA/CSNI/R(97)11.
- [2] Nuclear Regulatory Commission, NUREG-1560 Vol. 1, Part 1, Individual Plant Examination Program: Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, October 1996.



解説図 5-1 国際的な評価実績の比較



解説図 5-2 米国の BWR 及び PWR 炉心損傷頻度の評価結果 [ 2 ]



解説図 5-3. 米国の BWR 及び PWR の早期大規模放出の発生頻度の評価結果 [ 2 ]

## 6. PSA 及びリスク情報の活用に関する民間規格の整備状況

PSA が対象とする範囲は、プラントの運転状態(出力運転状態、停止状態)、起回事象の種類(内的、外的事象(地震、火災など))、解析範囲のレベル(レベル1から3)などによって分類されている。性能目標が有効に活用されていくためには、これらの各対象に応じた PSA の手法やリスク情報の活用のための方法に関する民間規格等が整備されることが望ましい。

我が国の学協会における PSA 及びリスク情報の活用に関連する民間規格の整備状況を下表に示す。

解説表 6-1 リスク情報の活用に関する民間規格の整備状況

	標準等	制定状況	
	原子力発電所の停止状態を対象として PSA 手順 (AESJ-SC-P00.1:2002)	2002 年 2 月制定	日本原子力学会
	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル 1 PSA 編)	2006 年完成予定	日本原子力学会
	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル 2 PSA 編)	2006 年完成予定	日本原子力学会
	原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価実施基準(レベル 3 PSA 編)	2006 年完成予定	日本原子力学会
	原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準	2006 年完成予定	日本原子力学会
	PSA 用信頼性データベースに関する標準(仮称)	2006 年以降作成開始予定	日本原子力学会
	リスク情報の活用に関するガイドライン(仮称)	2006 年以降作成開始予定	日本原子力学会
	リスクベース検査(配管の供用期間中検査)に関する規格(仮称)	2006 年度上期末に素案策定予定	日本機械学会



## 7. リスク情報活用事例

PSA の評価結果の不確実さの考慮が重要であり、安全目標・性能目標を個別の発電炉の PSA 結果と比較して当該発電炉の安全性が十分であるか否かの直接の規制判断に用いることを急ぐべきではなく、十分な適用経験を積んだ後に行うべきである。このことは PSA から得られるリスク情報の活用や、安全目標・性能目標により安全規制により達成しようとする安全の水準を示すことの重要性を否定するものではなく、PSA 技術の成熟度を踏まえた確実度の高いリスク情報を、決定論的な評価を基礎とする規制の枠組みと組み合わせて有効に活用していくべきことを述べたものである。この考え方は、以下に述べるように、我が国におけるリスク情報の活用の流れに沿ったものである。

リスク情報を活用してきた分野としては、アクシデントマネジメント策の整備や定期安全レビューによる評価が挙げられる。

「原子炉設置者が自主的にアクシデントマネジメント(以下「AM」という。)を整備することは強く奨励されるべき」との原子力安全委員会決定(平成4年5月)を受けて、平成4年7月に通商産業省(当時)は、軽水型原子力発電所の原子炉施設毎に確率論的安全評価(PSA)を実施し、AMの検討を行うこと、それらの結果を報告すること、及び検討結果を踏まえてAMを整備することを電気事業者に対して推奨した。

電気事業者は、自主的な保安措置として、運転中及び建設中の原子炉施設に対するAMの整備方針をとりまとめ平成6年3月に報告、AMの整備につとめ平成14年5月には既設原子炉施設52基に対する整備を完了し、代表炉に関するPSA結果も含めて原子力安全・保安院に最終報告した。

アクシデントマネジメントの検討においては、PSAはシビアアクシデントに至る事故シナリオの情報や各シナリオの相対的な重要性に関する情報が、事業者における意思決定に参考とされ、有効性の高い安全性向上策の選定に役立てられた。このような活用では安全性の向上が目的であり、PSAの範囲が内的事象に限定されていることやPSAに不確実さがあることは大きい問題とはならない。

また、最近では、ECCSのストレナー等の安全問題に対する重要性の評価手段としてPSAが使われ、公にされた例がある。このような適用では、発電炉に共通の課題としての重要性の判断の参考としての利用であり、当該課題のモデル化が適切であれば、有効な情報が得られる利用方法と考えられる。

米国においては、機器のリスク上の重要度に応じて試験頻度及び内容を変更するリス

ク情報を活用した供用期間中試験、機器の待機除外時のリスクの増分が許容範囲である場合に許容待機時間(AOT)の延長を可能とするリスク情報を活用したテックスペックの変更、リスク上の重要度に応じて配管の検査の頻度や内容を変更するリスク情報を活用した供用期間中検査、機器・設備のリスク上の重要度に応じた保全の計画・実施、等の運用が行われている。

我が国においても、「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について」(平成 15 年 11 月 原子力安全委員会決定)を端緒として、原子力安全・保安院において検討を行い、確率論的安全評価(PSA)の手法及びそれにより得られる「リスク情報」を安全規制に適切に活用することは、安全規制の科学的合理性を向上させる有効な手段であるとして、「原子力安全規制への「リスク情報」活用の当面の実施計画」(平成 17 年 6 月 27 日原子力安全・保安部会資料)に、検査・運転分野への活用として「系統・機器の検査対象等の妥当性評価」をあげている。

これらの利用方法は、試験・検査の間隔等を変更した場合の炉心損傷頻度への影響や機器・配管等の相対的な重要度に関する情報を利用するものである。こうした利用は、炉心損傷頻度の絶対値を直接に利用する方法に比較すれば、より限定的な利用であり、PSA の不確実さ等の課題についてもより対応しやすいものと考えられる。

#### 参考文献

- [1] 原子力安全委員会, 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ジメントについて, 平成 4 年 5 月 28 日付け原子力安全委員会決定文(平成 9 年 10 月 20 日一部改正)
- [2] 通商産業省資源エネルギー庁, 原子力発電所内におけるシビアアクシデントマネジメントの整備について, 4 資公部 338 号 (平成 4 年 7 月 28 日)
- [3] 経済産業省原子力安全・保安院, 代表原子力発電施設以外の PSA(アクシデントマネジメント(AM)導入後の評価)の実施依頼, 平成 13・12・25 原院第 9 号, 原子力安全・保安院 NISA-133b-01-03 (平成 14 年 1 月 11 日)
- [4] 経済産業省原子力安全・保安院, 軽水型原子力発電所におけるアクシデントマネジメントの整備結果について 評価報告書 (平成 14 年 10 月)
- [5] 経済産業省原子力安全・保安院, 軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書, (平成 16 年 10 月)

## 8. PSA 結果の不確実さを評価し平均値を用いることの意味

一般に、PSA においては、評価に用いるデータやモデルに含まれる不確実さが、その評価結果にどれほどの不確実さを生じさせているかを把握するために感度解析と不確実さ解析を行っている。感度解析では、解析の入力となる機器の故障率や運転・保守要員の操作の失敗確率、物理現象のモデルのパラメータなど種々の因子を個別に変化させて計算を行い、どのような因子が評価結果に大きい影響を与えるかを明らかにする。一方、不確実さ解析は、感度解析の結果等から明らかになった重要な影響因子の不確実さ(ばらつき)を個々に推定したうえで、解説図 8-1 に示すように、それぞれを変動させながら多数の計算を行い、最終結果がどのように分布するかを定めるという方法でなされる。この結果は解説図 8-2 のように確率分布として図示することや、中央値、平均値、5%値、95%値等を示すことで表現される。

PSA の結果を安全目標や性能目標と比較するには、このような分布を1個の数値で代表させる必要があるが、解説図 8-2 から判るように、分布の最大値や95%値で代表させることは保守的ではあるが、分布の中心から大きくはずれる可能性がある。また、平均値と中央値を比べた場合、評価値の分布を対数正規分布で表していることから、中央値より平均値の方が保守的な値を与える。さらに、評価結果の分布中に特に大きい値が含まれる場合でも、平均値で表現すれば、その値の寄与をある程度はとりいれることができるが、中央値ではそのような値を完全に切り捨てることになる。

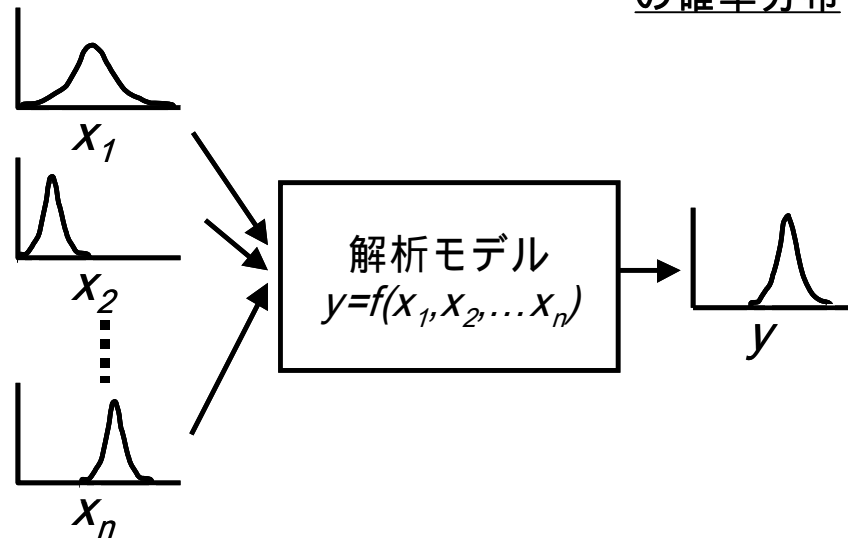
平均値の使用は既に米国原子力規制委員会の安全目標政策声明[1]において採用された方法である。そこでは、規制上の意思決定に定量的評価技術を用いる際には実用的な範囲で不確実さを考慮することとし、定量的安全目標を適用する際には平均値を用いるとされている。また、平均値を用いることの説明としては、同委員会が行っているコスト-便益解析での慣行と整合性があること及び死亡率を比較する際の正確な使用方法であることが指摘されている。

### 参考文献

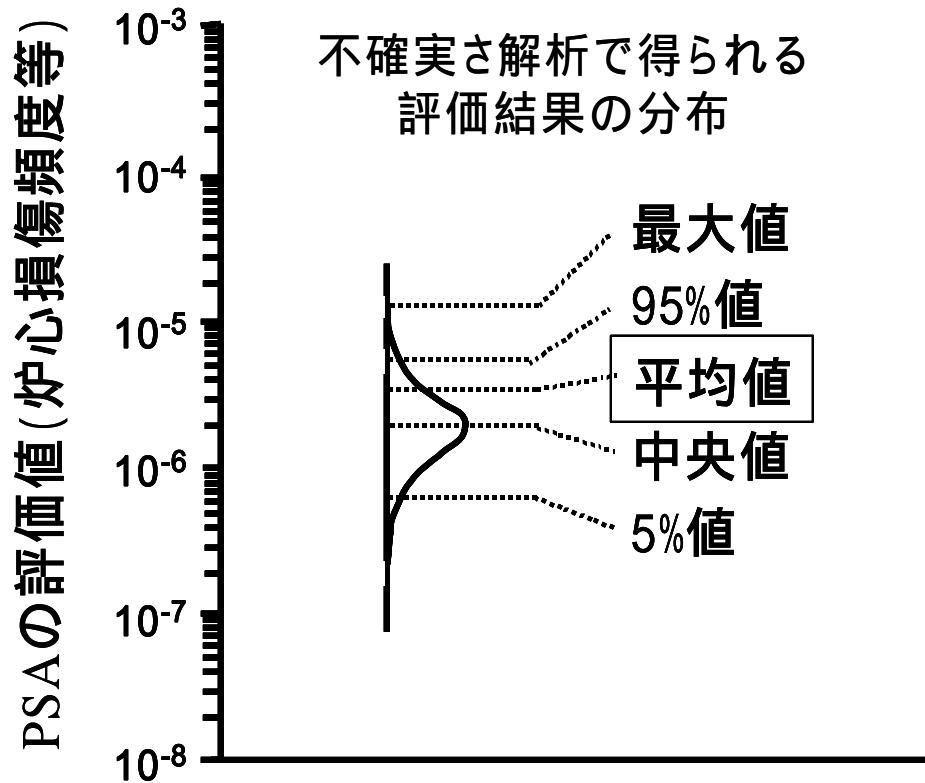
- [1] USNRC, Safety Goals for the Operation of Nuclear Power Plants; Policy Statement, 51 Federal Register 30028 (1986).

入力パラメータ  
の確率分布

評価結果  
の確率分布



解説図 8-1 不確実さ解析の概念図



解説図 8-2 不確実さ解析から得られる確率分布と平均値の関係

## 用語の解説

### (1) リスク

原子力利用に伴うリスクとは、施設の事故・故障によって放射性物質が放散あるいは放射線が漏洩し、周辺公衆が放射線被ばくすることによって、健康影響等が生じる潜在的な危険性のことを言う。PSA手法を用いて定量的に表す際は、ある事象の発生確率とその事象が起こす被害の大きさの積で表される。

### (2) 性能目標

原子力施設の設計及び運転に係わる固有の安全に係わる指標（safety performance objectives）。本報告書では、安全目標に対応した性能目標指標（CDF及びCFF）と性能目標指標値（性能目標の数値）の総称として用いている。

一方、施設の解析評価から求められる性能指標に対応した値は、性能目標評価値の表記を用いている。

### (3) レベル1 PSA

炉心損傷の発生に至る事故シナリオを同定すると共に、その定量化を行って炉心損傷事故の発生確率を評価するPSAをいう。

### (4) レベル2 PSA

レベル1 PSAに加え、格納容器から大量の放射性物質が放散する事故のシナリオを同定すると共に、その発生確率及び放射性物質の放出量を評価するPSAをいう。

### (5) レベル3 PSA

レベル2 PSAに加え、プラント周辺の気象条件等を考慮し環境に放出される放射性物質による公衆の健康リスクを評価するPSAをいう。

### (6) 起因事象

原子炉の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷及び格納容器機能喪失に拡大する可能性のある事象をいう。例えば、外部電源の喪失等による異常な過渡変化や配管破断による冷却材喪失等の事故が起因事象として考慮される。なお、起因事象は、起因事象を発生させる原因が施設内の事象であるか(内的事象)、施設外の事象であるか(外的事象)、運転中に発生するか停止時に発生するか、などにより大別され、起因事象に応じたPSAの手法が用いられている。

### (7) 内的事象

機器の故障や運転・保守要員の誤操作が原因となり発生する起因事象をいう。なお、慣例により、外部電源喪失事象は内的事象に分類している。

### (8) 外的事象

地震、洪水等の原子力発電所の外部で発生する事象が原因となり発生する起因事

象をいう。なお、慣例により、原子力発電所の内部における火災事象は外的事象に分類している。

(9) シビアアクシデント

設計基準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又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をいう。

(10) 格納容器バイパス現象

燃料から放出された放射性物質が格納容器雰囲気を経由することなく環境に放出される事象をいう（例えば、蒸気発生器伝熱管破損を伴う事象等）

(11) 炉心損傷頻度（CDF）

炉心損傷が発生する事象の1年当たりの発生確率をいう。

(12) 格納容器機能喪失頻度（CFF）

シビアアクシデント時に、格納容器の放射性物質閉じ込め機能が喪失する事象の1年当たりの発生確率をいう。PSAの分野では、同じ意味で格納容器破損頻度という用語が用いられているが、本報告書では、格納容器バイパスや格納容器の隔離失敗といった形態での放射性物質の放出も含まれることがPSA分野の専門家以外にも分かり易いことを考慮して、格納容器機能喪失頻度と呼ぶことにした。

(13) 早期格納容器機能喪失頻度（ECFF）

原子炉が潜在的に有する早期の格納容器の機能喪失に至る事象の1年当たりの発生確率をいう。レベル2 PSAの結果から得られる。

(14) 大規模放出頻度（LRF）

原子炉が潜在的に有する放射性物質を大規模に放出する事象の1年当たりの発生確率をいう。レベル2 PSAの結果から得られる。

(15) 早期大規模放出頻度（LERF）

原子炉が潜在的に有する早期の放射性物質の大規模な放出に至る事象の1年当たりの発生確率。レベル2 PSAの結果から得られる。

(16) 事故シーケンス

炉心損傷や格納容器の機能喪失、あるいは放射性物質の放出に至る事故のシナリオを、起因事象、安全設備や緩和操作の成功・失敗、物理現象の発生の有・無などの組み合わせとして表したものをいう。

(添付資料)

## 安全目標専門部会 構成員

### [専門委員]

主査	岡 芳明	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科教授
主査代理	相澤 清人	独立行政法人日本原子力研究開発機構特別顧問
	内山 巖雄	国立大学法人京都大学大学院工学研究科教授
	小川 輝繁	国立大学法人横浜国立大学大学院工学研究院教授
	長見萬里野	(財)日本消費者協会参与
	神田 順	国立大学法人東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
	吉川 肇子	慶応義塾大学商学部助教授
	小佐古敏荘	国立大学法人東京大学原子力研究総合センター助教授
	鈴木 和彦	国立大学法人岡山大学工学部教授
	田中 治邦	電気事業連合会原子力部長
	谷口 武俊	(財)電力中央研究所経済社会研究所上席研究員
	東嶋 和子	サイエンスジャーナリスト
	中島 悦雄	全国電力関連産業労働組合総連合会長
	中山 真一	独立行政法人日本原子力研究開発機構 東海研究所安全性試験研究センター 燃料サイクル安全工学部処分安全研究室長
	平野 光將	独立行政法人原子力安全基盤機構総括参事兼解析評価部長
	松原 望	上智大学外国語学部国際関係副専攻教授
	向殿 政男	明治大学理工学部長
	村松 健	独立法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究主席
	盛岡 通	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科教授

(平成18年3月28日現在)

## 安全目標専門部会 性能目標検討分科会 構成員

### [専門委員]

主査	相澤 清人	独立行政法人日本原子力研究開発機構 特別顧問
	梶本 光廣	独立行政法人原子力安全基盤機構 解析評価部 環境影響解析グループ長
	関根 啓二	日本原燃(株) 安全技術室 安全技術部長
	武智 義典	三菱重工(株) 原子力原子力事業本部 原子力技術センター 原子炉安全技術部 放射線安全技術課 主席技師
	田南 達也	東京電力(株) 原子力技術品質安全部 原子力安全グループ マネージャー
	内藤 眞	(株)東芝 電力・社会システム社 原子力システム設計部 主幹
主査代理	平野 光将	独立行政法人原子力安全基盤機構 総括参事兼解析評価部長
	古田 一雄	国立大学法人東京大学 大学院工学系研究科 教授
	本間 俊充	独立法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター研究主席 リスク評価・防災研究グループリーダー
	村松 健	独立法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター 研究主席
	村山 賢之	関西電力(株) 原子力事業部 安全技術グループマネージャー
	守屋公三明	(株)日立製作所 電力・電気グループ 原子力事業部 計画部長

(平成18年3月28日現在)



### **安全目標専門部会 性能目標検討分科会 審議開催日**

平成 16 年 9 月 10 日	第 1 回会合開催
平成 16 年 11 月 24 日	第 2 回会合開催
平成 16 年 12 月 17 日	第 3 回会合開催
平成 17 年 4 月 27 日	第 4 回会合開催
平成 17 年 5 月 25 日	第 5 回会合開催
平成 17 年 6 月 24 日	第 6 回会合開催
平成 17 年 8 月 26 日	第 7 回会合開催
平成 17 年 10 月 25 日	第 8 回会合開催
平成 17 年 12 月 5 日	第 9 回会合開催
平成 17 年 12 月 19 日	第 10 回会合開催
平成 18 年 1 月 17 日	第 11 回会合開催
平成 18 年 1 月 31 日	第 12 回会合開催

### **安全目標専門部会 審議開催日**

平成 18 年 2 月 21 日	第 21 回会合開催
平成 18 年 3 月 28 日	第 22 回会合開催