

# PRA の活用について

令和 6 年 2 月 7 日

## 1. 安全目標について

(1) 原子力安全委員会安全目標専門部会「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ  
(平成 15 年 8 月 4 日)」[P2](#)

○定性的目標案と定量的目標案

(2) 「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について (平成 18 年 3 月 28 日)」[P8](#)

○発電用軽水型原子炉施設の性能目標について

(3) 原子力規制委員会における議論 [P15](#)

○平成 25 年 4 月 10 日に合意した内容 (平成 25 年 4 月 10 日第 2 回原子力規制委員会)  
(参考) 平成 24 年 3 月 6 日第 3 2 回原子力規制委員会に提示された安全目標の論点

(4) 原子炉安全専門審査会・核燃料安全専門審査会での議論 [P17](#)

## 2. 原子力規制庁における PRA の活用事例

(1) 新規制基準適合性審査 (設置許可基準解釈 [P20](#)、審査書例 (東海第二) [P30](#))

(2) 原子力規制検査 (重要度評価ガイド) [P35](#)

(3) 安全研究 (R6 年度以降安全研究実施方針 [P44](#))

## 3. 事業者側における PRA の活用事例

(1) 安全性向上評価届出例 (高浜 4 号機 (2023 年 6 月 9 日)) [P48](#)

(2) 発電所現場における PRA の活用

○活用事例 [P52](#)

○AOT の変更 [P61](#)

○オンラインメンテナンスの検討 [P64](#)

※各資料は抜粋です。

安全目標に関する  
調査審議状況の中間とりまとめ

平成 15 年 1 2 月

原子力安全委員会  
安全目標専門部会

## 2 . 安全目標案

### 2.1 対象とする原子力利用活動

安全目標は、公衆に放射線被ばくによる悪影響を及ぼす可能性のある原子力利用活動を広く対象として定めるものとする。しかしながら、制定した安全目標をあらゆる原子力利用活動に同時に適用することを当然とはしない。例えば、長期にわたるリスク管理が求められる高レベル廃棄物処分事業などへの適用については、それぞれのリスクの特性やリスク評価技術の成熟度を見極めた後、期間を定めて適用を試行してから開始時期を決定するのが適切である。(解説2)

### 2.2 安全目標の構成

安全目標は、原子力安全規制活動の下で事業者が達成すべき、事故によるリスクの抑制水準を示す定性的目標と、その具体的水準を示す定量的目標で構成するものとし、発電用原子炉施設について線量目標値が定められている平常運転時のリスクは対象としない。(解説3)

リスクは、一般的に、望ましくない事象の発生確率とその事象による被害の大きさとの積和で表される。原子力利用に伴って発生することが考えられる被害には様々なものがあるが、被害を個人(例えば、あるグループの中の平均的個人)の健康被害で表す場合には、リスクはその発生確率で表される。

定量的目標の指標は、安全の水準を示す上で重要であるので、客観的であり、健康被害が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、これらの条件を満たす、公衆の個人死亡リスクを用いることとする。(解説4、5、6)

このように安全目標を健康被害の発生確率の抑制水準として定めるのは、実際にそうした健康被害が生じることを容認するものではなく、安全目標をこのように定めることによって様々な原子力利用活動に係るリスク管理者にそれぞれの分野で健康被害の可能性を抑制するために行うべき活動の深さや広さを共通の指標で示すことができるからである。

定量的目標が対象とする事故による影響の発生の可能性の原因事象としては、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対象とする。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。(解説7)

定量的目標の指標として用いるのは公衆の平均的個人の死亡リスクとする。第一の指標は最も高いリスクを受けると考えられる公衆、具体的には原子力施設の敷地境界付近の公衆の平均急性死亡リスクとする。そして、敷地境界からある距離の範囲の公衆の平均がん死亡リスクを第二の指標とする。(解説8)

なお、定量的目標は主として原子力施設の安全確保活動の深さと広さを決めるために用いられるので、原子力施設の種類毎に、その施設に固有の重大な事故事象を選び、定量的目標に適合する事故事象の発生確率を性能目標として策定することを検討するものとする。(解説9)

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、我々の知識が不確かなものや確率事象が含まれていることから、その結果には不確かさが伴う。そこで、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。

## 2.3 安全目標案の具体的内容

### (1) 定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や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。

### (2) 定量的目標案

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、施設からある範囲の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。

(解説10、11)

ここで、「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」というのは、「原子力施設の設計・建設・運転においては、当該リスクが年あたり百万分の1を超えないように合理的に実行可能な限りのリスク低減策が計画・実施されている」ことを求めるが、個別施設について、このような考え方を基に必要な対策が計画・実行されている場合、リスク評価結果が年あたり百万分の1を超えているからといって直ちにこの目標に適合していないとするものではないことを意味している。

#### 【補足説明】

上記の定性的目標案は、原子力利用に伴う健康リスクが、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としている。我が国における2001年の人口動態統計の死亡率データを用いた個人の年間死亡率と定量的目標案に示されるリスク水準を比較すると(表-1参照)、定量的目標案に示されるリスク水準は、公衆の個人の死亡リスク(全ての死因による死亡率)の8000分の1程度である。また、定量的目標案のそれぞれの指標について、急性死亡リスクは、不慮の事故による死亡率の300分の1(0.3%)程度に、がん死亡リスクについてはがんによる死亡率の2000分の1(0.05%)程度になっており、いずれも日常生活に伴うリスクに比べ十分に低いレベルである。また、表-1に示すように、2001年の死亡率は1991年の死亡率と比べて、がんによる死亡で10分の3(30%)程度、不慮の事故による死亡で10分の1(10%)程度異なっていること、2001年の都道府県別死亡率は全国平均のまわりに、がんによる死亡でプラスマイナス10分の3(30%)程度、不慮の事故による死亡でプラス10分の8(80%)、マイナス10分の3(30%)程度の範囲にばらついていることがわかる。したがって定量的目標案に示される死亡リスクは、これらの死亡率の都道府県ごとの平均値と比べてはるかに小さいことはもとより、これらの死亡率の時間的及び地域的ばらつきの大きさに比べても十分小さな値である。(解説12)

### ( 3 ) 原子力利用活動の分野毎の性能目標案

安全目標と直接比較可能な個人の死亡リスクは、環境に放散された放射性物質による健康影響まで評価するレベル3 PSA の結果として得られる。( 解説 1 ) しながら、原子炉施設や核燃料サイクル施設の運転など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、原子炉であれば炉心の大規模な損傷事象の発生確率を評価するレベル1 PSA 及び格納容器から大量の放射性物質が放散する事象の発生確率まで評価するレベル2 PSA の結果、核燃料サイクル施設であればそれぞれの施設及び施設で起き得る事故の特性に応じた放射性物質の放散に関するリスク評価の結果のそれぞれについて、安全目標に適合していることの判断のめやすとなる水準を、性能目標として検討し、示しておくことが合理的である。具体的には、以下のようなものが検討されることが適切である。( 解説 1 3 )

- a . 原子炉施設の操業時に、重大な炉心損傷が発生する確率や大量の放射性物質がある時間内に放散される事象が発生する確率
- b . 核燃料サイクル施設の操業時に、事故によって、短時間のうちに、ある規模の放射線の放射や放射性物質の放散が発生する確率

## 安全目標専門部会の構成員及び開催日

## 1. 安全目標専門部会構成員

## [専門委員]

部会長代理	相澤 清人	核燃料サイクル開発機構特別技術参与
(	阿部 清治	日本原子力研究所東海研究所安全性試験研究センター長 )
		( 第1回会合～第18回会合 )
	内山 巖雄	京都大学大学院工学研究科教授
	小川 輝繁	横浜国立大学工学部教授
	長見 萬里野	(財)日本消費者協会参与
	尾本 彰	東京電力(株)原子力技術部長
	神田 順	東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
	北村 行孝	(株)読売新聞社東京本社科学部長
	吉川 肇子	慶応義塾大学商学部助教授
	小佐古 敏荘	東京大学原子力研究総合センター助教授
部会長	近藤 駿介	東京大学大学院工学系研究科教授
(	鈴木 和彦	岡山大学工学部教授
	高橋 滋	一橋大学法学部教授 )
		( 第1回会合～第12回会合 )
	田中 幸作	全国電力関連産業労働組合総連合特別執行委員
	谷口 武俊	(財)電力中央研究所経済社会研究所上席研究員
	中山 真一	日本原子力研究所東海研究所燃料物外安全工学部処分安全研究室長
	丹羽 太貫	京都大学放射線生物研究センター長
	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	東京大学大学院新領域創成科学研究科教授
	向殿 政男	明治大学理工学部長
	盛岡 通	大阪大学大学院工学研究科教授

## [担当原子力安全委員]

	松原 純子	
	飛岡 利明	
	鈴木 篤之	
	東 邦夫 (第15回会合～)	
(	須田 信英 (第1回会合～第14回会合)	)

## 2. 安全目標専門部会調査審議開催日

平成13年 2月16日	第1回会合開催	平成14年 4月30日	第11回会合開催
平成13年 4月 6日	第2回会合開催	平成14年 7月 1日	第12回会合開催
平成13年 5月18日	第3回会合開催	平成14年 9月27日	第13回会合開催
平成13年 6月13日	第4回会合開催	平成14年11月 8日	第14回会合開催
平成13年 8月10日	第5回会合開催	平成15年 5月12日	第15回会合開催
平成13年10月25日	第6回会合開催	平成15年 5月30日	第16回会合開催
平成13年11月 7日	第7回会合開催	平成15年 6月11日	第17回会合開催
平成13年12月19日	第8回会合開催	平成15年 6月25日	第18回会合開催
平成14年 2月27日	第9回会合開催	平成15年12月24日	第19回会合開催
平成14年 3月11日	第10回会合開催		

## 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



## 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実さが伴う。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)

(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)

**安全目標に関し前回委員会（平成 25 年 4 月 3 日）までに議論された主な事項**

平成 25 年 4 月 10 日

原子力規制庁

- ①平成 18 年までに旧原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討がおこなわれており（※）、この検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられること。

※安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ（平成 15 年 12 月）

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）

- ②ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。

具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、

- ・ 事故時の Cs<sup>137</sup> の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度は、100 万炉年に 1 回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）
- ことを、追加するべきであること。

- ③バックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものであること。

- ④安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標であること。

- ⑤平成 25 年 3 月 6 日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残された論点に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくものとする。

## 安全目標をめぐる主な論点

平成25年3月6日

1. 安全目標の位置付け（「基準」ではなく「目標」）
  2. 放射性物質による環境への汚染に関するリスクの取扱い
  3. 複数基の発電炉が立地するサイトの取扱い
  4. 新設炉と既設炉で目標値を分けるべきか否か
  5. 核燃料サイクル施設等の取扱い
- 等



**原子力規制委員会が目指す安全の目標と、新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価（国民に対するわかりやすい説明方法等）について  
（平成 29 年 2 月 1 日付の指示に対する回答）**

平成 30 年 4 月 5 日  
原子炉安全専門審査会  
核燃料安全専門審査会

平成 29 年 2 月 1 日、原子力規制委員会より原子炉安全専門審査会（炉安審）及び核燃料安全専門審査会（燃安審）に対し「原子力規制委員会が目指す安全の目標と、新規制基準への適合によって達成される安全の水準との比較評価（国民に対するわかりやすい説明方法等）について調査審議を行い、助言を含めその結果の報告を行うこと」が指示された。これを受け、炉安審・燃安審で議論を重ねた結果（詳細は別紙参照）、当該指示事項に関し原子力規制委員会が留意すべき点を以下のとおりまとめたので報告する。

1. 原子力規制委員会が示す安全の目標は、福島第一原子力発電所事故のような重大な事故を再び起こさないとの決意の下、安全神話に陥ることなく、不断に安全性向上を図るとの姿勢に基づくものである。また安全の目標は、原子力規制委員会が規制基準の策定などに当たり参照すべきものである。
2. 原子力規制委員会が示す安全の目標と、規制基準への適合によって達成される安全の水準を、確率という尺度のみを用いて直接に比較評価し、説明することは現状できないし、行うべきものではない。
3. 安全の目標については、以上のような点こそ、国民に説明するべきものである。

## 炉安審・燃安審における議論の要約

## 1. 安全の目標と規制基準との関係について

原子力規制委員会は、安全の目標を示し、現行の規制により達成される安全の水準と比較し、乖離を把握しつつ、規制の継続的改善に努める必要がある。安全の目標は、原子力規制委員会が規制基準の策定などに当たり参照すべきものであり、社会情勢に応じて変わり得るものである。

原子力規制委員会が示した安全の目標は、現在は、確率を用いて表現されている（例：Cs137の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制）。これに対し、規制基準の要求事項は、陽には確率を用いたものとはなっておらず（例：既往最大を上回るレベルの津波を想定し、それが起こることを前提に、敷地内に浸水させない対策を求める）、また規制基準に適合した施設における事故の発生確率そのものは審査で確認していない。

したがって、確率という尺度を用いて安全の目標と規制基準の要求事項により達成される安全の水準を単純に比較し、両者の乖離を議論することはできない。両者の関係は、確率論的リスク評価の結果に加え、安全余裕、決定論的手法による深層防護の有効性評価の結果、運転経験、組織的要因など、安全に関連する多面的な尺度を用いて議論する必要がある。

## 2. 情報発信や説明方法について

規制基準は、個別の対策について、1(適合)か0(不適合)かで判断するものである。一方で、そのような対策が行われた施設にも必ずリスクが残る。残ったリスクはどの程度なのか、どの程度低減できたのか(言い換えると、施設全体としてどの程度信頼度が向上したのか)を陽に示すために、確率論的リスク評価に基づく確率的な指標を活用することができる。そうすることで、安全神話に陥ることなく、更なる安全性向上のための議論を継続できる。

原子力規制委員会が示す安全の目標は、安全性に満足するための目安ではなく、福島第一原子力発電所事故のような重大な事故を再び起こさないとの信念の下、安全神話に陥ることなく不断に安全性向上を図るとの姿勢に基づくものであり、国民を守ることにつながるものとの説明が必要である。

他方、規制基準の積み上げのみでプラントの安全を説明することは難しい。規制基準に基づく個別の対策の積み上げに加え、リスクが隠されたままに出来ないようにするための審査、検査の仕組みや100TBqを越える事故への対処についても、規制プロセスの透明性を確保しつつ説明がなされることが重要である。また、残されたリスクが小さいと評価される場合でも、深層防護の考え方にに基づき、防災対策を講じていることも説明が必要である。

安全の目標について、公開の場で議論することが透明性を高め、また、国民への説明性向上につながる。

### 3. 安全の目標と規制体系の継続的改善の関係について

原子力規制委員会は、安全の目標やリスク情報を活用し、リスクとの整合の取れたグレーデッドアプローチに基づく規制体系の構築に向けて努力を続けるべきである。安全の目標については、原子炉だけでなく、核燃料サイクル施設なども含めて議論することが必要である。

### 4. 確率論的リスク評価の有効性について

安全を考える場合、リスクはゼロにならないことを前提にした確率論的リスク評価を用いることで合理的な議論が可能となる。しかしながら、確率論的リスク評価には不完全性（例：全てのリスクを網羅した評価となっていない）や不確実性（例1：自然現象についてその発生確率の不確かさが大きい、例2：事故時の運転員による操作の信頼性の確率は不確かさが大きい）がある。今後も自然現象を含め評価手法の改善を続けることは当然としても、確率論的リスク評価結果の絶対値（点推定値）のみを算出し、これを直接的に用いて、安全の目標などと一対一に大小を照らし合わせることで施設の安全性を判断することは適切ではない。

他方、確率論的リスク評価は、どのような事象がどのような頻度で起きるのかを評価する過程を通じて、原子力施設の弱点を提示するなど安全性向上に関する様々な有益な情報を含んでいる。米国や英国の実績を見ても、確率論的リスク評価により、個々の機器や操作の相対的な重要度（例：炉心損傷確率の変化量  $\Delta$ CDF、早期大規模放出確率の変化量  $\Delta$ LERF 等にもとづき評価）や備えるべき事故の進展に関する予見を得て、決定論による評価結果や運転経験その他の情報と合わせて用いることで、事業者による安全性向上の取組や、新たな検査制度における規制をより効果的に進めることに活用できる。

### 5. 安全の目標の根拠について

原子力規制委員会が示した安全の目標の定義とそれが導き出された根拠となる考え方やロジックについて整理・説明する必要がある。その際には旧原子力安全委員会の報告書の取扱いや他の死亡リスクとの比較による説明の是非、土地汚染に関する根拠（100TBqの根拠など）についても含める必要がある。定性的で、ある程度の価値判断を含んだ安全の目標の上位概念を示すことを考えても良い。

制定	平成25年	6月19日	原規技発第1306193号	原子力規制委員会決定
改正	平成26年	4月16日	原規技発第1404152号	原子力規制委員会決定
改正	平成26年	7月9日	原規技発第1407092号	原子力規制委員会決定
改正	平成29年	4月5日	原規技発第1704051号	原子力規制委員会決定
改正	平成29年	8月30日	原規技発第1708302号	原子力規制委員会決定
改正	平成29年11月	29日	原規技発第1711293号	原子力規制委員会決定
改正	平成29年11月	29日	原規技発第1711299号	原子力規制委員会決定
改正	平成30年	1月24日	原規技発第1801246号	原子力規制委員会決定
改正	平成31年	3月13日	原規技発第1903132号	原子力規制委員会決定
改正	令和元年	9月2日	原規技発第1909021号	原子力規制委員会決定
改正	令和2年	3月31日	原規規発第20033110号	原子力規制委員会決定
改正	令和3年	4月21日	原規技発第2104216号	原子力規制委員会決定
改正	令和3年	6月23日	原規技発第2106233号	原子力規制委員会決定
改正	令和4年	2月24日	原規技発第2202246号	原子力規制委員会決定
改正	令和4年	3月30日	原規技発第2203305号	原子力規制委員会決定
改正	令和4年	9月14日	原規技発第2209146号	原子力規制委員会決定
改正	令和5年	2月22日	原規技発第2302222号	原子力規制委員会決定

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」について次のように定める。

平成25年6月19日

原子力規制委員会

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の制定について

原子力規制委員会は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」を別添のとおり定める。

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>第三章 重大事故等対処施設</p> <p>(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>第3章 重大事故等対処施設</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ(以下「想定する事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA時注水機能喪失</li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</li> </ul> <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ ECCS 注水機能喪失</li> <li>・ ECCS 再循環機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）</li> </ul> <p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<p>観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<p>納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならぬ。</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 個別プラントの内部事象に関するPRA及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</li> <li>② その結果、上記2-1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</li> </ol> <p>2-2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<p>(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol% 以下又は酸素濃度が 5vol%以下であること。</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2：</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出</li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入</li> <li>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ <ul style="list-style-type: none"> <li>① 個別プラントの停止時に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</li> <li>② その結果、上記4-1(a)の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</li> </ul> </li> </ul> <p>4-2 第4項に規定する「運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</li> <li>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</li> <li>(c) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</li> </ul>

# (修正案)

【添付】

日本原子力発電株式会社  
東海第二発電所の  
発電用原子炉設置変更許可申請書  
(発電用原子炉施設の変更)  
に関する審査書

(核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に  
関する法律第43条の3の6第1項第2号(技術  
的能力に係るもの)、第3号及び第4号関連)

年 月 日

原子力規制委員会

運転停止中について、各起因事象と燃料損傷を防止するための手段等との組合せをイベントツリーで網羅的に分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出した。

抽出した燃料損傷に至る事故シーケンスについて、喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点から、必ず想定する4つの事故シーケンスグループとの関係を整理した。その結果、必ず想定すべき事故シーケンスグループに含まれない燃料損傷に至る事故シーケンスは新たに抽出されなかった。

## ② 重要事故シーケンスの選定

停止中評価ガイドの指定する3つの着眼点（余裕時間、設備容量、代表性）に沿って事故シーケンスグループの中から有効性評価の代表シーケンスとする重要事故シーケンスの選定を実施した。3つの着眼点の各々について、影響度を「高」、「中」、「低」で整理して、選定に用いた。具体的には表IV-1のとおり。

## 2. 審査結果

### (1) 運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出を、内部事象については炉心損傷イベントツリー、地震及び津波については階層イベントツリーと炉心損傷イベントツリーを構築して行うという日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとり標準的な手法で行っていることを確認した。また、内部事象、地震及び津波以外の事象について、当該事象を対象とするPRAに代わる方法として、内部事象レベル1PRAの手法と工学的判断により事故シーケンスを検討していることは妥当と判断した。

規制委員会は、申請者が、必ず想定する事故シーケンスグループに対応しない地震特有の6つの事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。津波特有の5つの事故シーケンスのうち最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗及び原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）の4つの事故シーケンスは、全炉心損傷頻度に占める割合が有意であることから、新たな事故シーケンスグループ（津波浸水による最終ヒートシンク喪失）として追加し、防潮堤損傷の

事故シーケンスを新たな事故シーケンスグループとして追加しないとしていることについて、設置許可基準規則解釈にのっとり、頻度は全炉心損傷頻度に占める割合が極めて小さいことを確認し、加えて、大規模損壊対策などにより緩和措置を図ることができるとしていることから、妥当であると判断した。

また、事故シーケンスには、国内外の先進的な対策と同等のものを講じても、炉心損傷の防止が困難なものがあり、申請者がこれらの事故シーケンスを炉心損傷防止対策における事故シーケンスグループに含めず、格納容器破損防止対策において考慮するとしたことは、設置許可基準規則解釈にのっとりた考え方であることから、妥当であると判断した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、有効性評価ガイドの考え方を踏まえ4つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。

## (2) 運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、内部事象による格納容器破損モードを日本原子力学会の PRA に関する実施基準にのっとりて検討対象としていることを確認した。また、申請者が、自然現象について、新たに追加すべき格納容器破損モードはないとしていることは、最新の技術に基づく内部事象レベル 1.5PRA の手法と工学的な判断により検討していることから、妥当と判断した。検討対象とした12の格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いもの、炉心損傷防止対策において評価するものを除き、すべて評価対象としていることから、妥当であると判断した。評価対象とした5つの格納容器破損モードは、格納容器直接接触（シェルアタック）を当該評価の対象から除外する以外は、設置許可基準規則解釈における必ず想定する格納容器破損モードと一致することを確認した。

規制委員会は、申請者が、格納容器破損モードごとに最も厳しいプラント損傷状態を選定し、さらにそのプラント損傷状態に至る最も厳しい事故シーケンスを評価事故シーケンスとし、有効性評価ガイドを踏まえていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、上記の確認と判断から、妥当であると判断した。



### (3) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

規制委員会は、申請者が、各起因事象と燃料損傷に至ることを防止するための手段等との組合せをイベントツリーで分析し、運転停止中に燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出しており、これは日本原子力学会のPRAに関する実施基準にのっとった標準的な手法であることを確認した。

規制委員会は、事故シーケンスグループごとの重要事故シーケンスの選定は、停止中評価ガイドの考え方を踏まえ3つの着眼点に沿って行われていることを確認した。

以上のとおり、規制委員会は、申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンスは、上記の確認から、妥当であると判断した。

## 3. 審査過程における主な論点

### (1) 「津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象」の安全機能への影響について

規制委員会は、申請者に、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象に対して浸水範囲を特定し安全機能への影響を検討するように求めた。申請者は、機器の設置高さ及び防潮堤の設計耐力を考慮し、防潮堤の設計津波高さであるT.P. +20mを超えた場合に、1.(1)①c.に示す通り、津波高さにより3つに区分することで、事故シーケンスを分類し、①及び②を新たな事故シーケンスグループとして抽出し有効性評価の対象とすることを示した。

① 最終ヒートシンク喪失（蓄電池の枯渇後RCIC停止）、最終ヒートシンク喪失+高圧炉心冷却失敗、最終ヒートシンク喪失+逃がし安全弁再閉鎖失敗（津波高さT.P. +20m～T.P. +22m）：津波が防潮堤を超え敷地に流入することによる影響は、浸水高さが原子炉建屋の入口扉に到達しないため原子炉建屋内に設置されている設備の安全機能は喪失せず、建屋外部に設置された海水ポンプが機能喪失する。なお、海水ポンプの機能喪失については、選定済みの崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスグループに包絡される。

② 原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失（最終ヒートシンク喪失）（津波高さT.P. +22m～T.P. +24m）：津波が防潮堤を超え敷地に流入することによる影響は、原子炉建屋内に浸水するため複数の安全機能が喪失する。

③ 防潮堤損傷(津波高さ T.P. +24m 超過) : 津波が防潮堤の設計津波耐力を超えることにより、防潮堤が損傷する事象である。当該区分の津波発生頻度が極めて低いことから、全炉心損傷頻度に対する寄与は極めて小さい。規制委員会は、事業者が示した、津波が防潮堤を超え敷地に流入する事象が発生した場合の影響を、津波高さと安全機能の喪失の有無を明確にして3つに分類すること、また、①及び②を新たな事故シーケンスグループとして抽出し有効性評価の対象とすることは、妥当であると判断した。

**原子力安全に係る重要度評価に関するガイド**

**(GI0007\_r3)**

**原子力規制庁  
原子力規制部  
検査監督総括課**

## 1 目的

本ガイドは、原子力規制検査によって事業者が行う安全活動に、いずれかの監視領域に関連する検査指摘事項を確認した場合に、追加検査の要否等を判断するために、当該検査指摘事項の重要度評価区分の考え方及びその手順について定めたものである。

## 2 適用範囲

- (1) 本ガイドは、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号。以下「法」という。）第 57 条の 8 で定義されている原子力事業者等及び核原料物質を使用する者を対象とする。
- (2) 本ガイドは、原子力規制検査実施要領（原規規発第 1912257 号-1）に基づく原子力規制検査において、「GI0008 検査気付き事項のスクリーニングに関するガイド」により、事業者のパフォーマンス劣化が軽微を超えるものであると判断した後に適用する。
- (3) 安全上の重要度評価において、劣化した状態（例えば、安全系のポンプの動作不能）自体は事業者のパフォーマンス劣化ではなく、むしろ、劣化した状態を引き起こした直接原因（例えば、不適切なメンテナンス手順）が、パフォーマンス劣化である。重要度評価は、リスクに影響を及ぼすパフォーマンス劣化が原因となって発生した劣化状態について、安全上の重要度を評価するものである。
- (4) 機器の故障又は作業員の不適切な操作によって引き起こされる事象に関する安全上の重要性は、当該事象に対応した検査ガイドに従って、原子力検査官により調査されるが、検査指摘事項と判断された後の重要度評価は、本ガイド及び該当する添付資料と附属書に従い処理されるものとする。

## 3 重要度評価区分の考え方

### 3.1 実用発電用原子炉施設の場合

原子力規制検査における検査指摘事項については、以下の定性的な水準及び定量的な指標による区分に基づき、安全上の重要度を示す 4 区分（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の色付け）で評価する。実際の重要度評価は、添付 1 及び本ガイドの附属書により行う。なお、安全上の重要度を定量的に評価する際、炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）で用いられる記号「 $\Delta$ 」は、事業者のパフォーマンス劣化の結果としての CDF（又は CFF）と当該施設における通常の CDF（又は CFF）との差分を表す。言い換えれば、定量的な重要度評価手法は、検査指摘事項において明確にされる事業者のパフォーマンス劣化から生じるリスクについて、原子炉施設の通常のリスクからの増加分を評価しているものである。検査指摘事項の定量的な重要度の説明図を別紙 1 に示す。

- (1) 赤：安全確保の機能又は性能への影響が大きい水準

$$\triangle CDF > 10^{-4} \quad (10^{-4} \text{を超える})$$

$$\triangle CFF > 10^{-5} \quad (10^{-5} \text{を超える})$$

(2) 黄：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下が大きい水準

$$10^{-5} < \triangle CDF \leq 10^{-4} \quad (10^{-5} \text{から } 10^{-4} \text{までの範囲})$$

$$10^{-6} < \triangle CFF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から } 10^{-5} \text{までの範囲})$$

(3) 白：安全確保の機能又は性能への影響があり、安全裕度の低下は小さいものの、規制関与の下で改善を図るべき水準

$$10^{-6} < \triangle CDF \leq 10^{-5} \quad (10^{-6} \text{から } 10^{-5} \text{までの範囲})$$

$$10^{-7} < \triangle CFF \leq 10^{-6} \quad (10^{-7} \text{から } 10^{-6} \text{までの範囲})$$

(4) 緑：安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準

$$\triangle CDF \leq 10^{-6} \quad (10^{-6} \text{以下})$$

$$\triangle CFF \leq 10^{-7} \quad (10^{-7} \text{以下})$$

### 3.2 核燃料施設等の場合

原子力規制検査の検査指摘事項の重要度評価については、安全確保の機能又は性能への影響があるが、限定的かつ極めて小さなものであり、事業者の改善措置活動により改善が見込める水準を「追加対応なし」、それよりも安全確保の機能又は性能への影響がある水準を「追加対応あり」の2区分で評価する。実際の重要度評価は、添付1及び本ガイドの附属書により行う。

## 4 検査指摘事項の重要度評価手順

### 4.1 検査指摘事項の初期評価

実用発電用原子炉施設において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官が初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「緑」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

核燃料施設等において、原子力規制検査における検査指摘事項については、本ガイドの添付1の手順及び附属書に沿って原子力検査官及び担当部門が検査評価室と協議の上、初期評価を行う。この結果、当該指摘事項が「追加対応なし」であると判断される場合には、これが最終決定となり、検査報告書にまとめられる。

### 4.2 SERP

初期評価により、実用発電用原子炉施設において、検査指摘事項が「緑」を超えると判断された場合、及び、核燃料施設等において検査指摘事項が「追加対応あり」の可能性が

あると判断された場合については、添付2の手順に沿って検査評価室や担当部門を中心に構成されるSERPにおいて重要度の評価を行う。なお、同会合においては、「GI0004 原子力規制検査における規制措置に関するガイド」に沿って深刻度や規制措置についても検討を行う。

また、実際の重要度評価にあたっては、原子力規制庁のリスク評価担当者<sup>1</sup>が中心的な役割を担うことが期待される。

### 4.3 最終決定に対する申立て

SERPによる最終的な重要度の評価結果を書面により通知した日から7日以内に事業者が異議を申し立てた場合には、添付3に定める手順に沿って対応する。

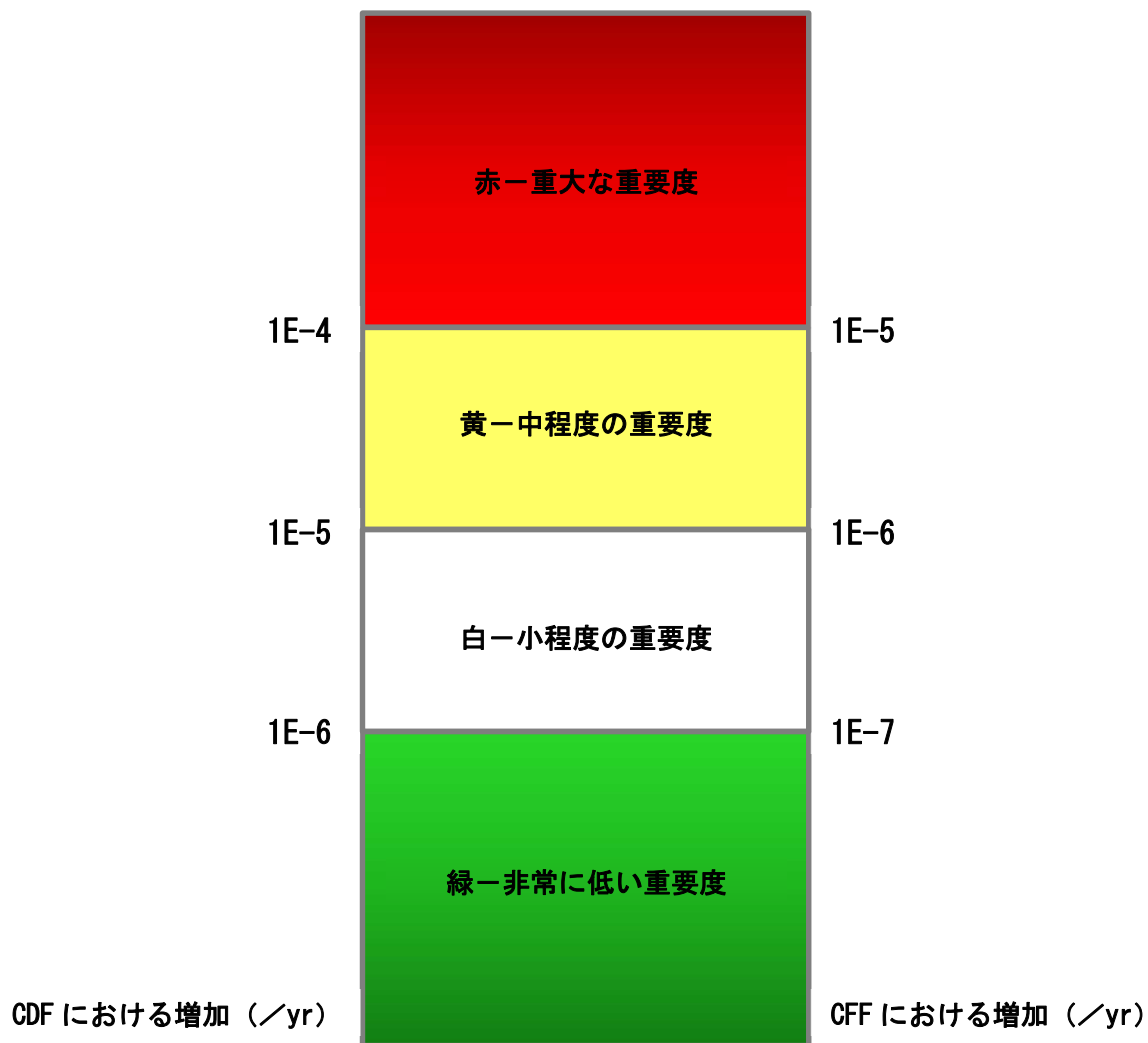
## 5 留意事項

検査指摘事項の重要度評価に当たっては、事業者からその判断に資する情報を収集することが必要である。ある検査指摘事項の重要度評価区分について事業者と考えに相違がある場合、原子力安全に一義的な責任を有する事業者は、こうした情報によって、自らの考えの妥当性を十分な科学的・技術的根拠を持って説明することが求められる。したがって、こうした説明が妥当性を欠く場合には、事業者の考えを踏まえた評価区分変更を検討する必要はない。

---

<sup>1</sup>添付4参照。

別紙 1 検査指摘事項の定量的重要度の図示（実用発電用原子炉施設）



注記：全ての監視領域及び重要度評価ガイド附属書へ適用されるものではない。

#### 添付4 リスク評価担当者に求められる役割

原子力規制庁のリスク評価担当者は、リスク情報を活用した重要度評価を担当し、リスクに関する他の職員を支援する技術担当者であることが期待される。さらに、リスク評価担当者は確率論的リスク評価（PRA）研究職員と緊密に連携して、リスク情報に基づいた規制活動の効果的な運用を行う。具体的に求められる役割は、以下のとおり。

##### 1 リスク情報に基づいた規制活動

- (1) 原子力規制庁のリスク情報に基づいた規制活動全般を支援し、原子力規制庁の使命の達成に貢献する。
- (2) これらの貢献は、原子力規制検査全体に関連するリスク情報に基づいた活動を行うことにより達成する。

##### 2 リスク情報を活用した重要度評価の実施

- (1) 定量的及び定性的な評価手法と適用可能なガイドを使用して、原子力規制検査における検査指摘事項の重要度を評価する。
- (2) 重要度評価・規制措置会合（以下「SERP」という。）での重要度の評価のために、原子力検査官と協力して検査結果、リスク分析の詳細及び関連情報の概要を含む重要度評価結果を取りまとめる。
- (3) リスク情報に基づいた効果的な意思決定を支援するために、重要度評価に基づいて、提案又は推奨事項を SERP に提供する。

##### 3 原子力検査官を含む原子力規制庁職員への支援の提供

- (1) リスク情報を使用した検査計画及び関連するガイドの適用に対する重要度評価手順について、原子力規制庁職員を支援する。
- (2) 原子力検査官と連絡を取り、リスク情報を活用した検査の適用に関して共通理解を得る。

##### 4 重要度評価プログラムの継続的改善

- (1) 重要度評価プログラムの改善のために関連の会議に参加する。
- (2) 重要度評価関連のガイドの改善、関連する文書と付録、その他の原子力規制検査関連のガイドと検査手順の改善に係る検討に参画する。
- (3) 関係部署と連携し、リスク評価で使用する PRA モデルの品質を確保する。



**原子力安全に係る重要度評価に関するガイド**

**附属書 1**

**出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド**

(GI0007\_附属書 1\_r2)

**原子力規制庁  
原子力規制部  
検査監督総括課**

## 別紙 1 発生防止のスクリーニングに関する質問

### A. 原子炉冷却材喪失事故（LOCA）の起因となる事象

- 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は小 LOCA に対する原子炉冷却材漏えい率（通常の充てん流量を超える漏えい率）を引き起こす可能性があったか。
  - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
  - b. いいえ → 次へ進む
- 劣化事象を合理的に評価した結果、当該検査指摘事項は、LOCA の緩和に使用される別の系統に影響を与える可能性があるか。（例えば、インターフェースシステム LOCA）
  - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
  - b. いいえ → 「緑」とする

### B. 過渡事象の起因となる事象

- 検査指摘事項は、原子炉トリップを引き起こし、かつプラントのトリップから安定停止状態への移行の間に必要な緩和機器の喪失を引き起こしたか（例えば、復水器の喪失、給水の喪失）。このほかの事象として、高エネルギー配管破断、内部溢水及び火災を含む。
- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
  - b. いいえ → 「緑」とする

### C. サポート系統に係る起因事象

- その機能劣化は、実際にサポート系統の完全又は部分的な喪失という結果になったか。（例えば、補機冷却水系喪失、海水系喪失及び制御用空気系喪失、交流電源喪失、直流電源喪失。）
  - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
  - b. いいえ → 次へ進む
- その機能喪失はプラントトリップに至るようなサポート系統の喪失の可能性を増加させたか。
  - a. はい → 詳細リスク評価へ進む
  - b. いいえ → 「緑」とする

### D. 蒸気発生器伝熱管破断の起因となる事象

原子力安全に係る重要度評価に関するガイド  
附属書 1 出力運転時の検査指摘事項に対する重要度評価ガイド

検査指摘事項は、蒸気発生器の 1 本の伝熱管が、通常定格出力での内外差圧の 3 倍 ( $3 \Delta P_{NO}$ ) を持続できない劣化状態を含むか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

**E. 外部事象に係る起因事象**

検査指摘事項は、火災又は内部溢水の起因事象の頻度に影響するか。

- a. はい → 詳細リスク評価へ進む
- b. いいえ → 「緑」とする

## 今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針 (令和6年度以降の安全研究に向けて)

令和5年7月12日  
原子力規制庁

「原子力規制委員会第2期中期目標」(令和2年2月制定、令和5年1月改正、原子力規制委員会)では、審査・検査におけるリスク情報の活用、廃止措置の安全・確実な実施、放射性廃棄物の処理・処分(最終処分を含む。)やクリアランスの円滑な実施のための規制上の対応、高経年化した発電用原子炉の安全性確認、新たな炉型に対する規制の在り方の検討等を原子力規制活動の継続的な改善等のための課題として挙げている。また、安全研究に関しては、「規制上の課題を踏まえた安全研究を行い、最新の科学的・技術的知見を蓄積することとしている。

これら及び東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故(以下「1F事故」という。)から得られた教訓、審査、検査等の原子力規制活動の経験や課題、国内外の技術動向、安全研究プロジェクトの中間評価及び事後評価の結果等を踏まえ、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(平成28年7月6日原子力規制委員会決定、以下「基本方針」という。)に基づき、令和6年度以降を対象とした「今後推進すべき安全研究の分野及びその実施方針」(以下「実施方針」という。)を定める。

安全研究には、各分野における短期的・中長期的課題について、新たな知見の取得・拡充を複数年度にわたって計画的に実施するもの\*と、実施中の審査・検査への知見の提供等のために状況に応じて柔軟に実施するものがある。本実施方針においては、いずれの形態で実施するかを明記しつつ、安全研究の課題を挙げる。

なお、以下に掲げる研究課題については、短期的・中長期的な規制ニーズへの対応の観点から、高い優先度を持って重点的に取り組んでいくものとする。特に、規制におけるリスク情報活用のための確率論的リスク評価(以下「PRA」という。)に関する研究は、人材育成の観点からも、最も重要な研究課題として位置付ける。

- レベル1PRAに関する研究
- レベル2PRAを含むシビアアクシデントに関する研究
- 事故耐性燃料(以下「ATF」という。)の安全性に関する研究
- 原子力発電所の機器・構造物の経年劣化事象に関する研究
- 最終処分の安全性確保に関する研究

\* 基本方針で定められる「安全研究プロジェクト」により対応する課題として位置付けられる。

耐火性能を有する隔壁等の機能喪失に関する技術的知見を新たに取得するとともに、火災時における電気回路・隔壁等の健全性評価手法を整備することを検討していく。

(短期的課題)

- B-1 HEAF の爆発事象に係る影響評価手法を整備する。
- B-2 熱劣化による計装・制御ケーブルの誤信号、電気ケーブルの外部被覆が損傷することによる短絡・地絡・ホットショート等に関する最新知見に基づき、電気ケーブルの熱劣化評価手法を整備する。
- B-3 原子炉施設における火災防護対策の有効性評価の精度向上に資するため、原子炉施設の火災による二次的な影響を評価するための事象進展評価モデルを構築する。

上記の課題B-1～課題B-3は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑤ 火災防護に係る影響評価に関する研究（フェーズ2）(R3-R6)  
(課題B-1～課題B-3 対応)

## 【 原子炉施設 】

### C) レベル1PRA

#### 1) 研究の必要性

レベル1PRAに関する研究は、安全確保の重要な技術基盤であり、今後の原子力規制において活用可能な手法を提供することが期待される。特に、令和2年度に施行された原子力規制検査にリスク情報を活用していく研究が重要である。

#### 2) これまでの研究の動向

原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けて、事業者の取組の実効的な監視・評価のために、検査指摘事項の重要度等の指標となり得る要素及び項目を検討し、検査官が使用するリスク指標ツール等の整備を進めた。

また、原子力規制検査で用いる事業者の内部事象に対するPRAモデルの適切性を確認する上で必要となる知見等を蓄積した。

さらに、PRA実施手法の成熟状況に応じ、段階的に拡張していくとされる技術分野である内部火災PRA、内部溢水PRA、その他の外部事象PRA（地震PRA、津波PRA、強風PRA及び火山PRA）及び多数基立地サイトを対象としたPRAの手法を検討してきた。

#### 3) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、引き続き原子力規制検査へのリスク情報の活用に向けた研究課題を継続して取り組んでいく。また、確率論的破壊力学（以下「PFM」という。）を用いたリスク評価の方法を新たに短期的課題とし、これに取り組んでいく。

なお、研究の実施に当たっては、幅広く関連する最新知見を活用するとともに、他の研究分野と連携する。また、レベル1PRAはリスク情報活用の基本的な技術的要素を含んで

いることから、安全研究プロジェクトの実施に当たっては、PRA 技術の習得や理解を深める機会であることに留意してできるだけ多くの職員が携わることとする。

(短期的課題)

- C-1 原子力規制検査に適用する事業者 PRA モデルの適切性確認に必要となる知見を蓄積するとともに、検査指摘事項の重要度評価手法等を精緻化する。
- C-2 火災、溢水、地震、津波等の外部事象に対する PRA 手法の開発を進める。また、人的過誤確率の計算手法及びダイナミック PRA 解析ツールを整備する。
- C-3 地震と津波の複合事象に対するレベル 1PRA 手法、地震あるいは津波による隣接サイトの事故影響を考慮した PRA 手法等を整備する。
- C-4 原子炉圧力容器の破損(特に加圧熱衝撃によるもの)に対する PFMを用いたリスク評価の方法を開発し、原子炉圧力容器の供用期間中検査に資する技術的知見を取得する。

上記の課題 C-1～課題 C-4 は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

⑥ 原子力規制検査のためのレベル 1PRA に関する研究 (R4-R8)

(課題 C-1～課題 C-4 対応)

## D) シビアアクシデント (レベル 2PRA を含む)

### 1) 研究の必要性

重大事故時の物理化学現象の支配要因及び解析上の不確実さの程度を把握するため、実験や解析コード開発を通じたリスク上重要な物理化学現象の解明を行う研究が重要である。また、1 F 事故調査分析から得られた知見を規制に反映する要否を検討するため、原子炉建屋内での水素、可燃性有機物、放射性物質等の発生、移行、漏えい等の挙動に関する知見を取得することが必要である。

### 2) これまでの研究の動向

重大事故時の物理化学現象等について国内外の施設を用いた実験を行い、最新知見を継続的に拡充してきた。その中で、放射性物質のプール水中での除去効果及び構造壁への付着挙動、格納容器内の熱流動挙動並びに溶融燃料のプール水中での冷却挙動について代表的な条件での実験データを取得し、各現象における不確実さの大きな要因を特定してきた。

また、これら特定した物理化学現象の不確実さの要因を含めて、詳細なメカニズムを考慮した溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心-コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)、デブリベッド形成及び冷却性、デブリベッドからの放射性物質放出等の解析コードを開発し、技術基盤の構築を進めてきた。

さらに、このように構築された技術基盤及び PRA を活用して、重要な物理化学現象が格納容器に与える負荷の程度と不確実さに関する評価手法の整備を進めるとともに、各事故シーケンスを解析して、事故シーケンスとソースタームの特徴の整理を進めてきた。

### 3) 令和6年度以降の実施方針

令和6年度以降は、引き続き1F事故調査分析から得られた新たな知見に基づく研究課題や重大事故時の物理化学現象を解明する研究課題に継続して取り組んでいく。

(短期的課題)

- D-1 シビアアクシデント時における実機流動条件（圧力、温度、ガス組成、流量等）を模擬して、水素漏えいに至る条件及びその条件に至る要因分析のための各種データを実験を通して取得し、格納容器から原子炉建屋等へ水素が漏えいする可能性について、格納容器内の熱流動条件とシール材性能等の関係から整理する。
- D-2 シビアアクシデントの進展によって格納容器の中で生じる可能性のある可燃性有機物の発生と、水素燃焼挙動に与える影響等を考慮可能な解析手法を検討するとともに、解析手法の妥当性確認に資する実験データ等を取得する。
- D-3 原子炉の設計や事故の対応手順、炉心損傷の判断時期等に応じて想定される様々な事故進展とソースタームに係る知見を拡充する。
- D-4 シビアアクシデント条件下での溶融デブリの形態やその分布挙動を、高い空間及び時間解像度で評価し、知見を拡充する。
- D-5 格納容器破損防止対策等の重大事故時対応に影響を及ぼす可能性がある現象の解明のため、重大事故時の物理化学現象の不確かさの程度を把握するための実験的知見を拡充する。

上記の課題D-1～課題D-5は、引き続き以下の安全研究プロジェクトにおいて実施する。

- ⑦ 重大事故進展を踏まえた水素挙動等に関する研究（R5-R8）  
(課題D-1～課題D-4 対応)
- ⑧ 重大事故時における重要物理化学現象の不確かさ低減に係る実験（R2-R7）  
(課題D-5 対応)

## E) 熱流動・炉物理

### 1) 研究の必要性

事業者が講じた安全対策によって生じた安全余裕を定量的に把握し規制に適切に反映させるためには、原子炉施設の「運転時の異常な過渡変化」、「設計基準事故」及び「重大事故に至るおそれがある事故」を対象として、本分野において事業者が使用する解析手法やそれによる解析評価結果の妥当性確認に資する知見を拡充していくことが必要である。

### 2) これまでの研究の動向

原子炉の安全評価、異常発生時対応等に資するため、既存の最適評価コードを用いて重大事故に至るおそれがある事故等の解析を行うとともに、最新知見等に基づいた解析機能を適時に反映できる熱流動解析コードを開発した。また、事故時の熱流動挙動の把握、解析コードの妥当性確認や複雑な現象の物理モデルの開発等のため、熱流動実験を実施し

# 安全性向上評価届出書

(高浜発電所第4号機)

関原発第90号

2023年6月9日

原子力規制委員会 殿

大阪市北区中之島3丁目6番16号

関西電力株式会社

執行役社長 森 望

核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の29第1項の評価を実施しましたので、同法第43条の3の29第3項の規定により届け出ます。



第 3.1.3.4.1 表 事故シーケンスグループごとの C D F ( / 炉年)

事故シーケンスグループ	内部事象 出力運転時	内部事象 停止時	地震	津波
2 次冷却系からの除熱機能喪失	1.5E-07 (19.5%)	9.0E-09 (1.4%)	2.2E-08 (9.1%)	ε
全交流動力電源喪失	1.2E-07 (16.2%)	7.5E-08 (11.8%)	1.4E-07 (55.1%)	1.2E-08 (10.0%)
原子炉補機冷却機能喪失	4.8E-08 (6.5%)	9.3E-10 (<0.1%)	5.7E-08 (23.2%)	9.4E-08 (78.0%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	6.8E-09 (0.9%)	7.6E-12 (<0.1%)	2.0E-10 (<0.1%)	ε
原子炉停止機能喪失	1.0E-08 (1.4%)		1.3E-09 (0.5%)	
E C C S 注水機能喪失	2.6E-07 (34.4%)	1.7E-10 (<0.1%)	1.7E-08 (6.9%)	ε
E C C S 再循環機能喪失	2.9E-08 (3.9%)	1.0E-11 (<0.1%)	6.5E-09 (2.6%)	ε
格納容器バイパス	1.3E-07 (17.2%)			
崩壊熱除去機能喪失 (停止時)		4.3E-07 (67.2%)		
原子炉冷却材の流出 (停止時)		1.3E-07 (20.3%)		
反応度の誤投入 (停止時)		2.8E-11 (<0.1%)		
炉心損傷直結事象			6.4E-09 (2.6%)	1.4E-08 (11.9%)
合計	7.5E-07	6.4E-07	2.5E-07	1.2E-07

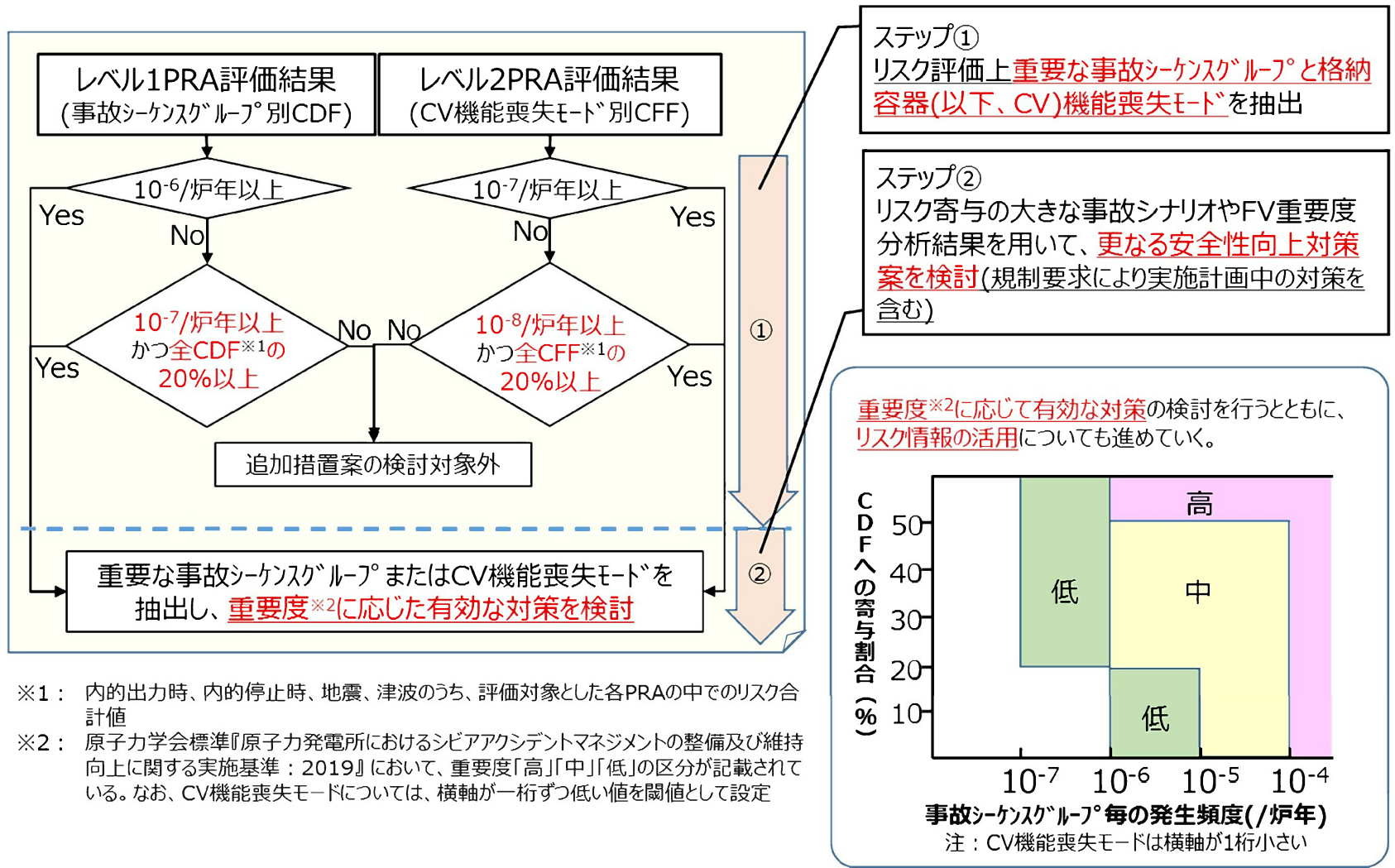
赤ハッチング：重要度「高」、緑ハッチング：重要度「低」

カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す

第 3.1.3.4.2 表 格納容器機能喪失モードごとの C F F ( / 炉年)

格納容器機能喪失モード	内部事象 出力運転時	地震	津波
原子炉容器内水蒸気爆発	1.1E-11 (<0.1%)	ε	ε
格納容器隔離失敗	6.9E-08 (28.4%)	3.7E-08 (35.5%)	2.7E-08 (53.3%)
水素燃焼	ε	ε	ε
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.0E-08 (16.6%)	6.0E-08 (57.8%)	2.3E-08 (46.3%)
ベースマツト溶融貫通	3.8E-10 (0.2%)	4.0E-10 (0.4%)	1.8E-10 (0.4%)
水蒸気蓄積による格納容器先行破損	2.5E-09 (1.0%)	1.9E-10 (0.2%)	ε
原子炉容器外水蒸気爆発	2.6E-10 (0.1%)	5.4E-11 (0.1%)	2.9E-11 (<0.1%)
格納容器雰囲気直接加熱	ε	ε	ε
インターフェースシステム L O C A	5.3E-08 (22.0%)		
蒸気発生器伝熱管破損	7.7E-08 (31.8%)	2.6E-09 (2.5%)	ε
格納容器過温破損	2.1E-11 (<0.1%)	4.9E-11 (<0.1%)	3.4E-11 (<0.1%)
格納容器直接接触	ε	ε	ε
地震による格納容器先行機能喪失		3.8E-09 (3.7%)	
合計	2.4E-07	1.0E-07	5.0E-08

赤ハッチング：重要度「高」、黄ハッチング：重要度「中」、緑ハッチング：重要度「低」  
 カッコ内は各事象の合計に占める割合を示す、ε：カットオフより小さい値を示す



第 3.1.3.4.1 図 追加措置の検討対象選定フロー

# リスク情報活用に係るこれまでの実績および 今後の取組みについて

2023年10月17日  
原子力エネルギー協議会

## (2) 安全性向上評価

- 2013年12月の原子炉等規制法改正に伴い、新規制基準適合性審査を経て運転を再開した原子炉施設を対象に、安全性向上評価制度が導入された。
- 「「实用発電用原子炉の安全性向上評価に関する運用ガイド」に基づき、事業者は最新の知見を反映の上、内部事象及び外部事象に係るPRAを実施。事業者は、PRAの結果から得られた情報を踏まえ、リスク低減のための追加措置を実施している。【継続実施】

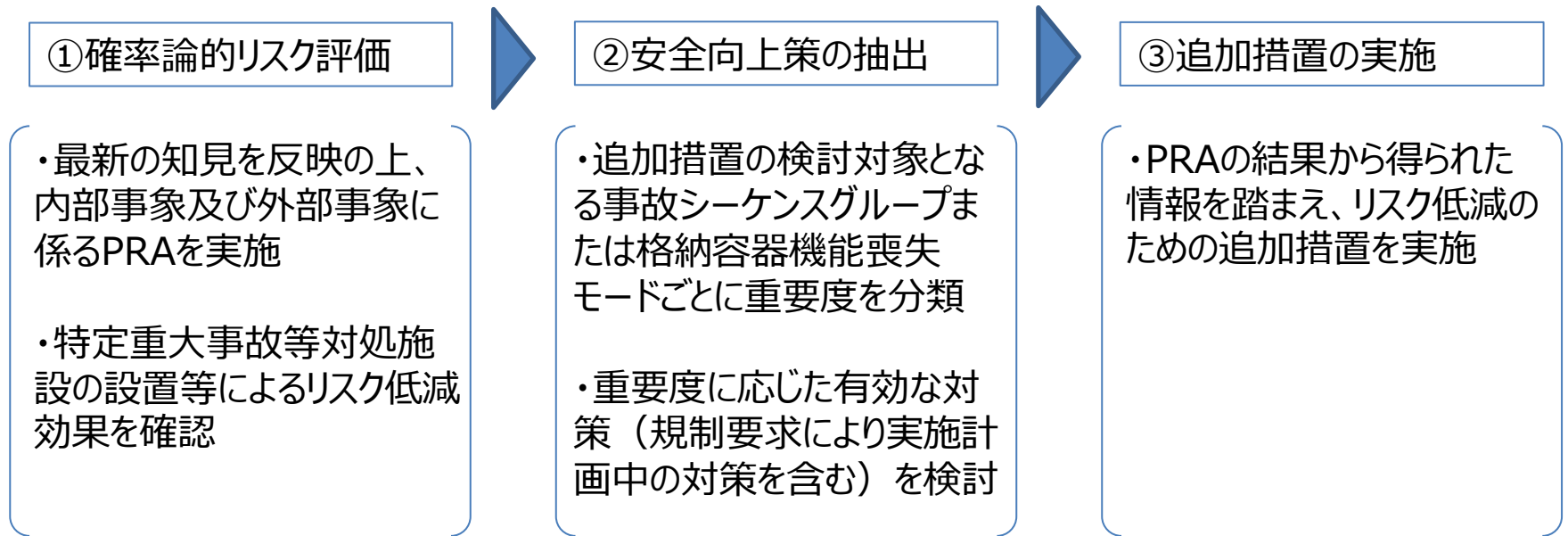


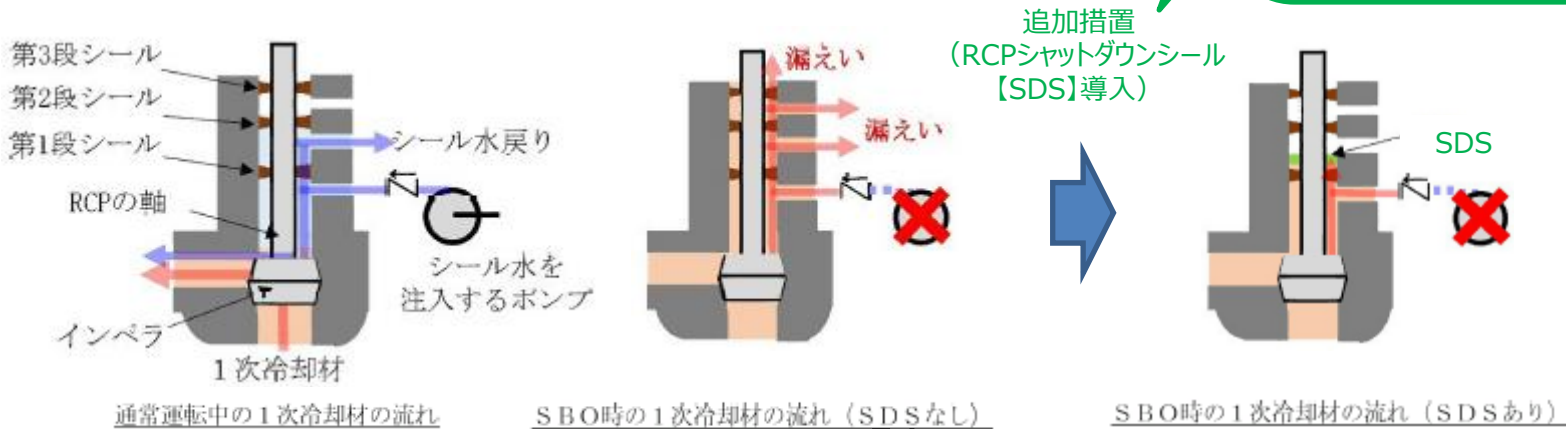
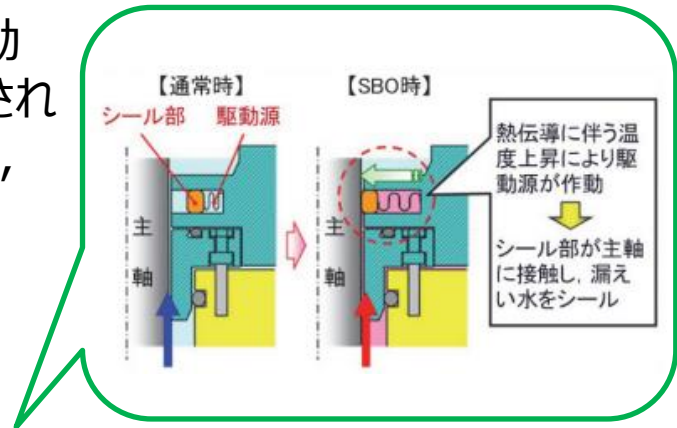
図 PRAを踏まえた安全性向上策（追加措置）実施手順（概要）

# 【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

## (2) 安全性向上評価 【事例 1：関西電力における追加措置】

➤ RCPの軸シール部は、通常運転時は冷却され、低温条件下に保つことにより健全性を維持しているが、全交流電源喪失（SBO）等が発生した場合（かつ長時間継続した場合）にはシール性能を維持できなくなり、RCPシールLOCA に至る可能性がある。

➤ 追加措置としてRCPシャットダウンシール（シール部と駆動源で構成）を導入。シール部が高温/高圧条件下に晒された場合に作動し、シール部がRCP主軸に接触することで、1次冷却材の漏えいを制限。

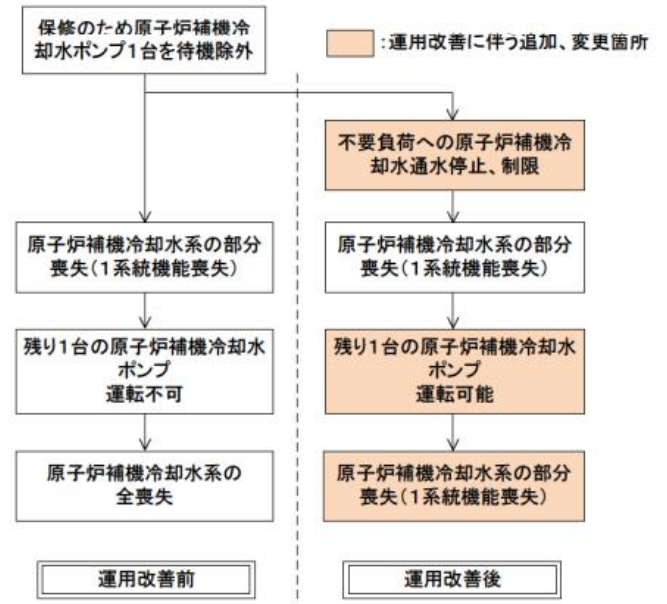
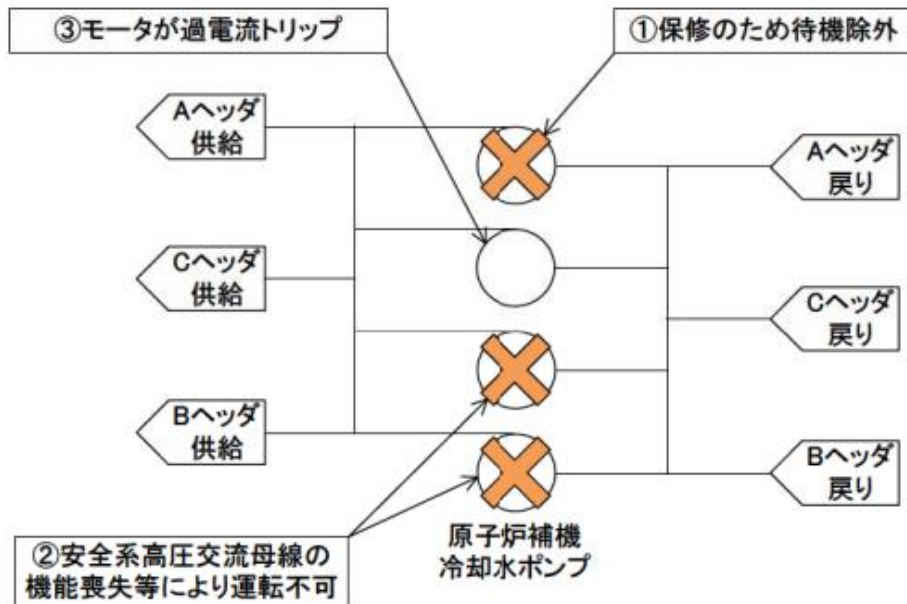


# 【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

## (2) 安全性向上評価 【事例 2：四国電力における追加措置】

➤ 原子炉補機冷却水（CCW）系は多重化された2系統で構成されており、通常は各系統1台ずつ運転している。CCWポンプ1台が保守等のため待機除外時（下図①）に、もう片系統のCCWポンプが機能喪失した場合（下図②）、CCWポンプが1台運転となり、当該ポンプが過負荷でトリップすることによりCCW系が全喪失に至る可能性がある。

➤ 追加措置として、CCWポンプ1台待機除外時にCCW系の負荷を制限する運用を開始。全CDFで約10%低減。

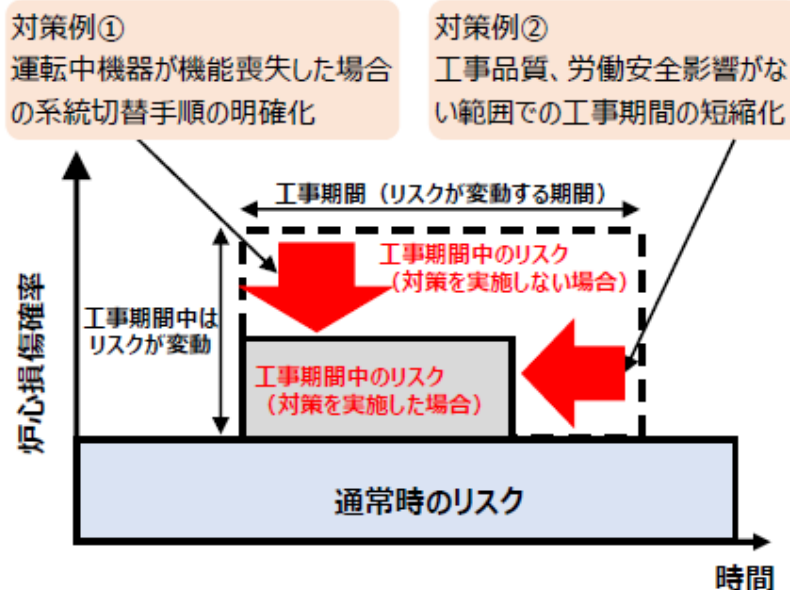


## 【参考1】国内におけるリスク情報活用の事例

### (3) 工事実施時におけるリスク情報活用

- **新規工事の計画時にPRAを活用し、万一、運転中機器が機能喪失した場合の待機系への切替手順の明確化や、工事品質・労働安全影響がない範囲での工事期間短縮等により、工事期間中のリスクを低減。**

【工事実施時におけるリスク情報活用のイメージ】



○大飯3, 4号機 海水ポンプ (SWP) 室スクリーン単機化工事に伴うSWPの隔離中のリスク低減策

(対策例①)

- ✓ SWP1台隔離中の炉心損傷頻度の増分( $\Delta CDF$ )は、 $2.22 \times 10^{-7}$ 。万一、運転中SWPが故障した場合に備え、待機系への切替手順を事前に明確化することにより、工事期間中の $\Delta CDF$ を $3.6 \times 10^{-8}$ まで低減。

(対策例②)

- ✓ 工事品質、労働安全影響がない範囲で工事期間を50日→40日まで低減

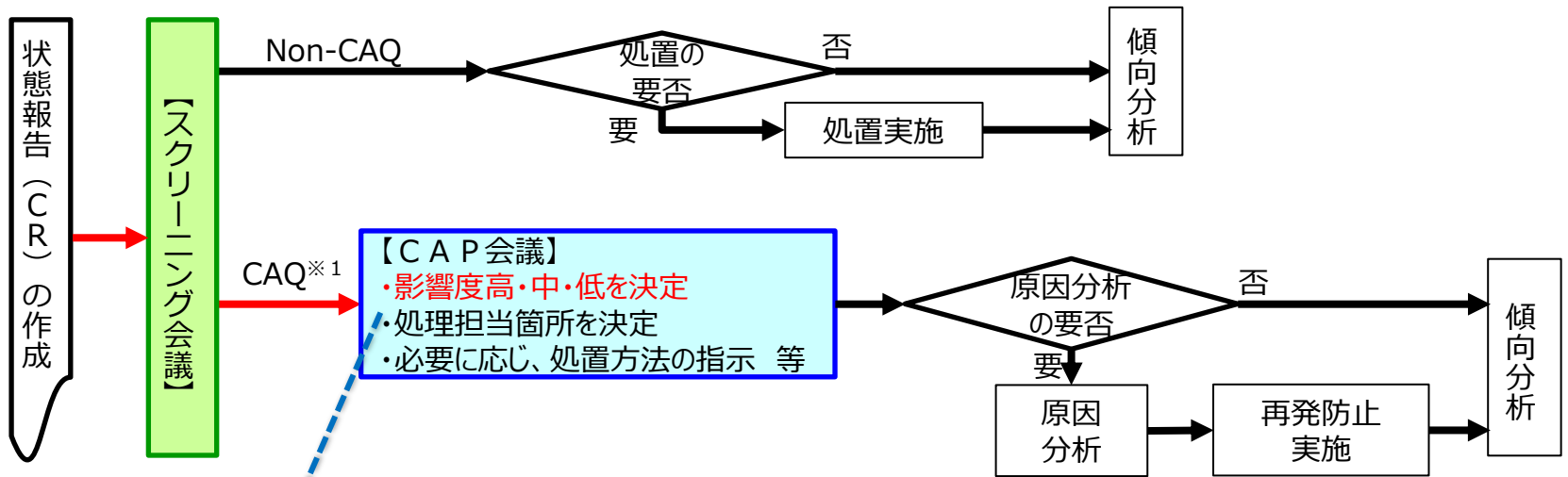
- 各発電所がこれまで取り組んできたリスク情報を活用した事例のうち、代表的なものについて、評価の手順や結果を用いた対応等を取りまとめ、教育資料を社内他プラントへ共有。



## (4) CAP処理区分へのPRA活用

➤ 改善措置活動（CAP: Corrective Action Program）において、**抽出された問題点に対する原因調査、是正処置の範囲・深さを区分するための一つの指標として、PRAを活用。**

<CAPプロセス>



※ 1 : CAQ (Condition Adverse to Quality) : 原子力安全 (品質) に影響を及ぼす状態

影響度 高	影響度 中	影響度 低
<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心損傷頻度の増分 (<math>\Delta CDF</math>) <math>1 \times 10^{-6}</math> (/炉年) 以上の事象※2</li> <li>格納容器機能喪失頻度の増分 (<math>\Delta CFF</math>) <math>1 \times 10^{-7}</math> (/炉年) 以上の事象※2</li> <li>当社原子力事業に対する社会的信頼を損なう不適切な事象</li> <li>影響度中の事象の繰り返し発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>影響度低の事象の繰り返し発生</li> <li>原子力規制検査の7つの監視領域のパフォーマンス目標を達成せず、安全な状態を維持することに影響を与えているもの</li> <li>運転上の制限の逸脱</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>法令等の原子力安全および放射線安全に係る規制要求適合に影響するが、原子力規制検査の7つの監視領域のパフォーマンス目標を達成し、安全な状態を維持しているもの</li> </ul>

# 【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

## (4) CAP処理区分へのPRA活用

➤ 大飯発電所 3号機 B充てんポンプの運転上の制限の逸脱の場合

### 【事象の概要】

○定格熱出力運転中に3台ある充てんポンプのうち待機中のB充てんポンプの補助油ポンプが停止。



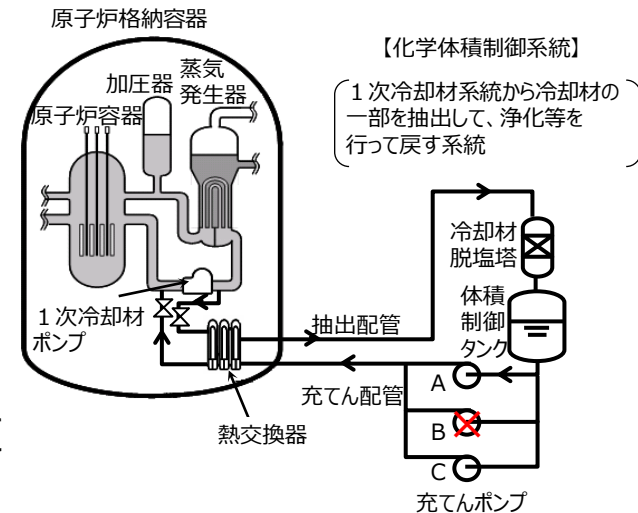
○定格熱出力運転中は、重大事故等対処設備として、B充てんポンプが動作可能である必要があることから、保安規定の運転上の制限を満足していない状態にあると判断。



○その後、補助油ポンプのモータを取替え、正常に起動することを確認。運転上の制限を満足する状態に復帰。



○B充てんポンプが動作不能な期間のΔCDF、ΔCFFをPRAにより評価した結果、 $1 \times 10^{-10}$  (/炉年) 程度。



✓ **PRAによりΔCDF、ΔCFFを評価した結果、リスク増分は、 $1 \times 10^{-10}$ オーダーであり、「影響度高」の基準を下回っており、また**運転上の制限の逸脱事象**であることから、「**影響度中**」と判定。**

# 【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

- (5) デジタルCCFと過渡・事故事象とが重畳した場合における多様化設備の有効性評価
- デジタル安全保護回路のソフトウェアCCF影響評価において、ソフトウェアCCFと単一の過渡・事故事象との重畳が生じた場合の、多様化設備の有効性（リスク低減効果）について評価を実施。
  - その結果、**決定論的評価では**ほとんどの過渡・事故に対して、従来の多様化設備で炉心損傷防止が可能である一方、**大・中破断LOCAに対しては、現状の多様化設備では炉心損傷に至ると評価。**

CCF発生率を考慮した確率論的評価（試算）を行った結果、炉心損傷頻度は十分小さい（ $<10^{-11}$ /炉年）ものの、原子炉停止系に関する決定論評価からの必要性を鑑み、対策を実施。

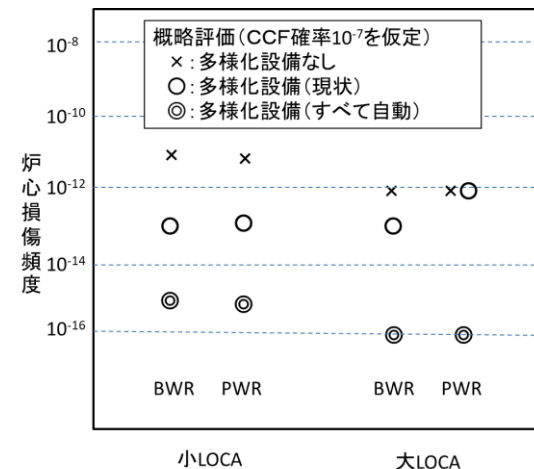
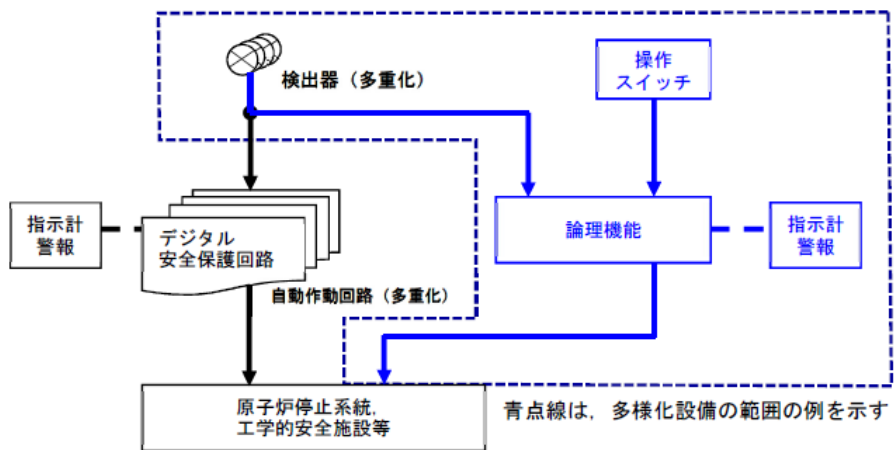


図 多様化設備の範囲

図 デジタル安全保護回路CCFを前提とした炉心損傷頻度（概略イメージ）

# 【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

## (6) 一相開放事象 (OPC : Open Phase Condition)

- 米国におけるOPCリスク評価状況について、NEI 19-02※等により確認。
- OPC発生後、OPCの検知または当該箇所の隔離（自動、手動）がされないと、EDGが起動せず安全系補機類が電圧不平衡に起因する過電流等により連続的にトリップし、炉心損傷に至る可能性。

OPC発生	OPC検知	OPC自動隔離	OPC手動隔離	炉心状態
成功				健全
		失敗	成功	健全
			失敗	炉心損傷
対策1 失敗				炉心損傷
		対策2		炉心損傷

対策 1 : 検知失敗に対し検知対策を追加

対策 2 : 手動隔離手順を追加

- OPC検知器 (OPIS) による遮断機自動トリップ機能は、プラント状況次第ではリスクを増大させる可能性があり、運転員が手動トリップすることで十分にリスク抑制が可能。

対策として、運転員に対する警報発信用として「OPC自動検知システム」を設置し、警報発信時は速やかにOPC発生箇所を特定し、手動にて隔離する運用とした。

# DB設備、SA設備のLCO等の充実による安全性向上

2023年10月17日  
原子力エネルギー協議会

#### 【改善点②】

#### ➤ 要求される措置の充実を踏まえたリスク評価によるAOTの変更

SA設備等の導入及びそれらによる「要求される措置」を充実（改善点①）すること等により、設備の待機除外に伴うリスク増分（以下「積算リスク」という。）を低減させている。

そうした中、要求される措置の完了期間(AOT)を適切に設定することで、「作業品質の確保」や「原子炉停止リスクの低減」によるメリットが、AOT変更による「リスクの増分」を上回ることが期待できる。

⇒「**作業品質の確保**」や「**原子炉停止リスクの低減**」によるメリットが期待され、**定量的な積算リスクが十分に小さい（SA設備導入前より小さい）場合に限り、AOTを変更できることとする。**

- ✓ リスク指標として、AOT評価を規定した米国NRCの R.G.1.177で用いられている条件付き炉心損傷確率増分（ICCDP。「積算リスク」と同義。）を活用※1。

- ✓ 積算リスクは下式で定義される。

$$\text{積算リスク} = \text{炉心損傷頻度増分} (\Delta\text{CDF}) \times \text{AOT}$$

- ✓ 積算リスク等の計算に使用するPRAモデルは、最新の内の事象の運転時レベル1PRAモデルを活用※2。

※1：【参考1】参照

※2：格納容器破損防止を主たる機能とする設備については、CDFをCFFと読み替え、積算リスク等の計算は内の事象レベル1.5PRAモデルを活用する。

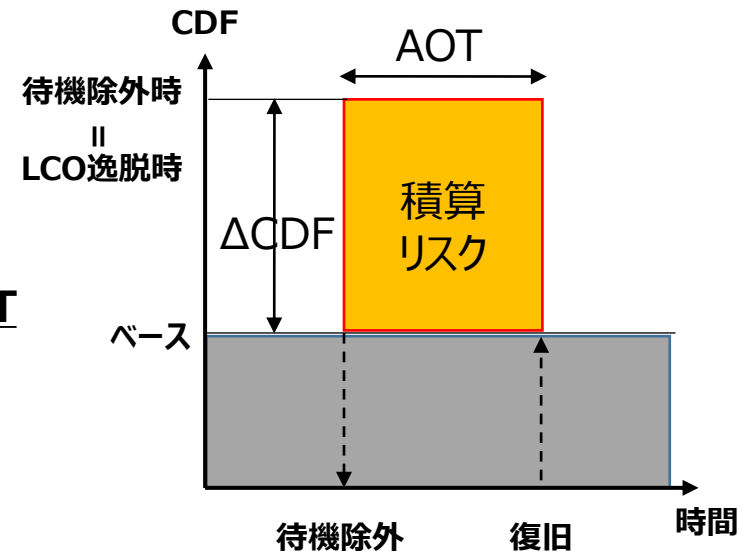


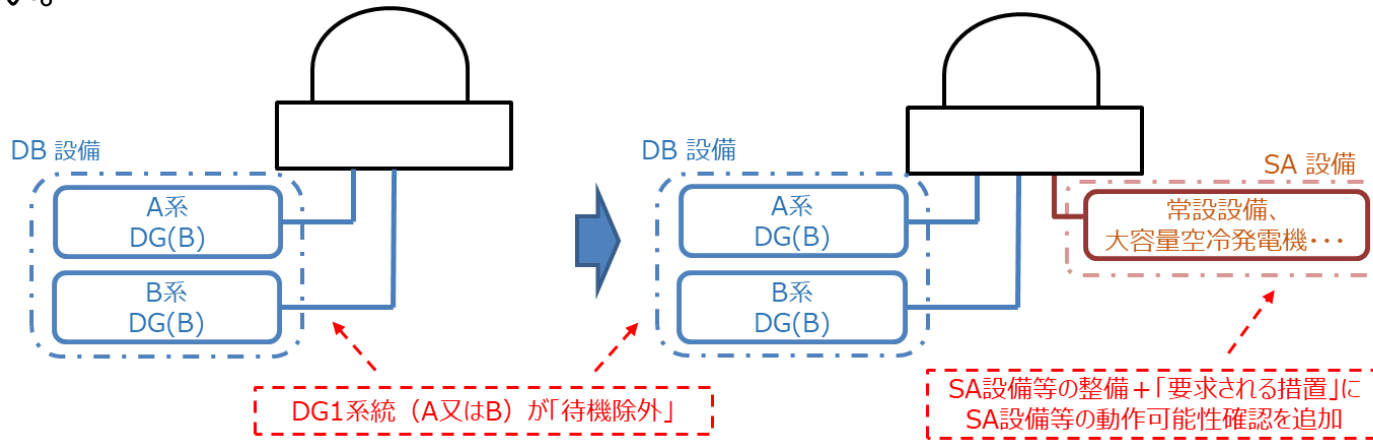
図 リスク指標の概念図

### 3. AOTの変更（検討例）

- 先行申請予定プラントにおいてAOT変更について検討した結果、非常用ディーゼル発電機、蓄電池が抽出（ただし、プラント設備構成等により、抽出結果は異なる）。

#### 【非常用ディーゼル発電機でのAOT変更の検討例】

⇒現状、10日で設定されているAOTを30日に延長しても、積算リスクは $1.9 \times 10^{-7}$ 程度  
 （AOT変更前から $1.3 \times 10^{-7}$ 程度の増加）であり、SA設備等の整備前の積算リスクに戻るほどではない。



（本案は例示であり、記載はプラント設備構成により異なる）

		CDF <sub>BASE</sub> (/ry)	ΔCDF (/ry)	AOT	積算リスク※
AOT	変更前	$1.2 \times 10^{-6}$	$2.3 \times 10^{-6}$	10日	$6.2 \times 10^{-8}$
	変更後			30日	$1.9 \times 10^{-7}$
SA設備等の整備前		$2.3 \times 10^{-5}$	$2.8 \times 10^{-5}$	10日	$7.6 \times 10^{-7}$

# リスク情報を活用した運転中保全(OLM)の 適用範囲の拡大について

2023年10月17日

原子力エネルギー協議会

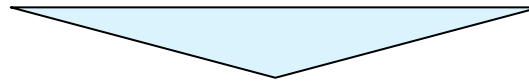


# 1. OLMの適用範囲拡大について

原子力は、エネルギー安全保障とカーボンニュートラルの実現に不可欠な電源である。

- ✓ 事業者は、トラブルに起因する利用率低減を防止し、**電力の安定供給**を達成するとともに、
- ✓ プラントの**安全性を維持・向上**させていく必要がある。

上記を実現する上で、運転開始後のプラントで重要となるのは、「運転」と「メンテナンス」であり、OLMによりプラントの安定運転とメンテナンスの品質向上を目指し、**プラントの安全性を維持・向上させる**。



## 定期検査中の作業ピークの緩和によるメンテナンスの品質向上

- ✓ OLMのLCO設定設備への拡大
  - ⇒LCO設定設備はプラント運転中に待機（停止）しているものが多く、OLMが可能。  
（※状態監視等により、適切な時期でのメンテナンスの計画が可能）
- ✓ メンテナンスの品質向上
  - ⇒**熟練度の高い技術者**が、継続的にメンテナンスに従事することが可能。
  - ⇒原子力設備メンテナンスの**未経験者の割合を低減**することが可能。
  - ⇒作業環境の向上（作業物量、作業スペース錯そうの緩和）により、**作業品質が向上**。

## 2. OLMにおけるリスク管理手法について<リスク評価、リスク管理措置の概要>

- OLM時のプラント状態について、確率論的リスク評価及び決定論的評価により**リスク評価を実施しリスクレベルを特定し、リスクレベルに応じて管理（リスク管理措置）**を実施する。
  - ✓ 内的PRAのリスク評価では、NUMARC93-01を参照し、ICDP及びICFPによりリスクレベルを特定する。

### リスク評価の例

#### （内的PRAによるリスクレベルの特定）

- ICDP、ICFP；保全作業の実施に伴うCDF、CFFの増分に、その継続時間を乗じた指標

リスクレベル	しきい値※1		定義	リスク管理措置の対応方針
	ICDP	ICFP		
赤	$>10^{-5}$	$>10^{-6}$	OLMを実施しない水準	OLMの実施不可。
黄	$\leq 10^{-5}$	$\leq 10^{-6}$	直接リスクを低減するリスク管理措置の上、OLMを実施する水準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リスク上重要な設備の機能補償の措置をとる。</li> <li>・上級マネジメント層の承認を得る。</li> </ul>
白	$\leq 5 \times 10^{-6}$	$\leq 5 \times 10^{-7}$	リスク管理措置の上、OLMを実施する水準	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リスク上重要な設備・手順に対して信頼性維持・向上のための措置をとる。</li> </ul>
緑	$\leq 10^{-6}$	$\leq 10^{-7}$	通常の作業管理に準じたリスク管理を行う水準※2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・リスク上重要な設備・手順の周知を行う。</li> <li>・PRAスコープに含まれていないリスクへの影響を検討し、必要な措置を講じる。</li> </ul>

※1 米国ガイドライン、日本機械学会を参考にしきい値を設定

※2 リスクレベル「緑」については、通常の作業管理に準じたリスク管理を行う水準としているが、定量的なリスクレベルの特定が難しいPRAスコープに含まれていない起因事象の上昇リスクについては、リスクレベル「緑」においても、リスク管理措置を実施する場合もある。

### 3. OLMにおけるリスク評価、管理措置の例

#### モデルプラント（PWR）にて充てんポンプ（DB/SA兼用）を待機除外した場合の例

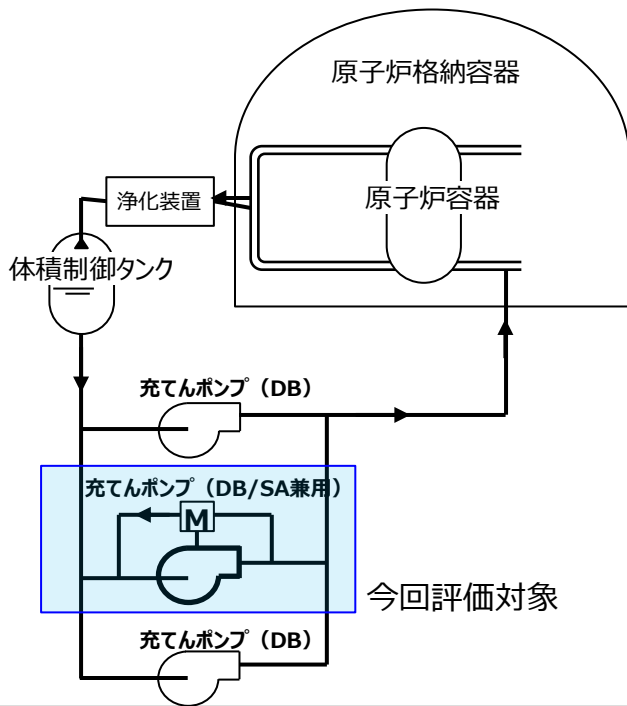
**【充てんポンプの概要】**

一次冷却系統から抽出した一次冷却水を浄化した後、再び一次冷却系統に戻すためのポンプ。

通常運転時：3台中、1～2台を運転。残りは予備。

（LCO：1台／3台中）

重大事故等時：DB/SA兼用ポンプのみ、原子炉補機冷却水機能喪失時に炉心注入ポンプとして使用。（LCO：1台／1台中）



**＜対象選定：事前評価＞**

充てんポンプ（DB/SA兼用）の待機除外を想定した内的事象PRAによる、プラント構成特有のCDF、CFFを算出。スクリーニング基準を満足するため、運転中に保全可能と判断。

	PRAでモデル化された設備がすべて利用可能な状態	充てんポンプ (DB/SA兼用) 待機除外時	スクリーニング基準
CDF	$4.2 \times 10^{-6}$	$4.3 \times 10^{-6}$	$< 10^{-4}$
CFF	$1.2 \times 10^{-6}$	$1.2 \times 10^{-6}$	$< 10^{-5}$

**＜準備・計画段階 I＞**

リスク評価結果（内的事象PRA）  
（待機除外30日間を想定した場合）

**ICDP =  $5.3 \times 10^{-9}$ , ICFP =  $4.1 \times 10^{-9}$**

リスクレベル	しきい値	
	ICDP	ICFP
赤	$> 10^{-5}$	$> 10^{-6}$
黄	$\leq 10^{-5}$	$\leq 10^{-6}$
白	$\leq 5 \times 10^{-6}$	$\leq 5 \times 10^{-7}$
緑	$\leq 10^{-6}$	$\leq 10^{-7}$

リスクレベルが緑であるため、ガイドラインに従い以下を実施する。

- ① リスク上重要な設備・手順の周知を行う。
- ② PRAスコープに含まれていないリスクへの影響を検討し、必要な措置を講じる。