

---

# リスク情報活用にかかるATENAにおける活動状況

2023年10月16日  
ATENA 宮田

---

1. リスク情報活用これまで、これから

2. DB設備、SA設備のLCO等の充実による  
安全性向上

3. OLMの適用範囲の拡大について

## 1. 1 経緯

- 国内における確率論的リスク評価（以下、「PSA」または「PRA」という。）は、先行する米国PRAモデルを参考に、1980～1990年代にかけて解析コード、データ等の整備を実施。
- その後、事業者は、シビアアクシデント（SA）による事故の影響をより一層低減する目的として、2001年、PSAを用いてアクシデントマネジメント（AM）策を整備。また、定期安全レビュー（PSR）において、PSAを用いてAM策の効果を確認する等、リスク情報を活用。  
【参考1.1】
- 2011年に発生した福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、事業者は発電所における地震・津波対策工事、重大事故等対処設備の整備等を行うとともに、PRAの活用も含めたリスクマネジメント強化に取り組んでいる。
- 本資料では、これまでの国内におけるリスク情報活用の事例、および今後取り組むべき事項について整理した。

## 1. 2 リスク情報活用に係る取り組み状況

- 日本における主な取組状況（福島第一原子力発電所事故以降）
  - ・再稼働済み事業者は、PRAを実施し、そ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（安全性向上評価）。 【参考1.2.1~3】
  - ・また、事業者は、原子力の自主的かつ継続的な安全性向上への取り組みの一環として、新規工事計画時におけるリスク情報活用や、改善措置活動（CAP）における処理区分の影響度判定におけるPRA活用等を実施。 【参考1.3.1~2, 1.4】
  - ・原子力エネルギー協議会（ATENA）は、デジタルCCFや一相開放故障事象等、原子力発電所の共通的な技術課題（新知見）対応において、リスクレベルやリスクシナリオを確認し、対策を検討。 【参考1.5, 1.6】
  - ・電力中央研究所 原子力リスク研究センター（NRRC）は、パイロットプラントにおける海外専門家レビューによるPRAモデルの高度化や国内実績に基づくPRAのための機器信頼性データ等の整備を実施。 【参考1.7, 1.8】

## 1. 3 今後の取組み

- リスク情報を活用することで、発電所の①脆弱性の発見、②運用管理の改善、③新知見対応 等を検討することが可能となり、効果的な安全性向上対策が実施可能となる。
- ATENAは、リスク情報を活用した更なる安全性向上のため、これら①～③の各分野での取組みを実施していく。

分類	活用実績（例）	今後の対応 （取組中のものを含む）
①脆弱性の発見 （設備／運用改善）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・アクシデントマネジメント（AM）整備</li> <li>・安全性向上評価における追加措置</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・設計の経年化管理（設計古さ対応）</li> </ul>
②運用管理の改善	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工事実施時／定期検査時のリスク評価</li> <li>・CAP処理区分（影響度判断基準）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・DB/SA設備のLCO等の充実 （2章参照）</li> <li>・オンラインメンテナンス（3章参照）</li> </ul>
③新知見対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・デジタルCCFと過渡・事象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</li> <li>・一相開放事象</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・新知見を踏まえたリスク情報活用による改善策の検討</li> </ul>

### (1) アクシデントマネジメント (AM) 整備

- 「原子炉設置者が自主的にアクシデントマネジメント (AM) 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を受け、1992年、通商産業省は事業者に対し、**原子炉施設ごとにPSAを実施し、AMの整備**およびそれらの結果の報告するよう要請した。
- 事業者は1994年に個別プラントのPSAを実施して脆弱性を把握し、原子炉施設に対するAM整備方針を取りまとめ、通商産業省に報告した。その後、2001年度に既設原子炉施設のAM整備を完了し、2002年5月に原子力安全・保安院へ報告。原子力安全・保安院は、事業者のAM整備状況及びその有効性をPSAを用いて確認※した。

※「軽水炉原子炉施設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 原子力安全・保安院)

PSA実施によるAM整備の結果、炉心損傷頻度 (CDF) や格納容器破損頻度 (CFF) がさらに低減され、発電所の安全性が向上

#### 整備したAM策 (例)

- ・代替注水・・・既設補給水／消火水系を活用し、炉心および格納容器への注水機能を向上させる。
- ・電源融通・・・隣接する原子力施設間で電源融通し、電源供給能力を向上させる。
- ・格納容器ベント・・・耐圧性を強化したベント配管を設置し、格納容器からの除熱機能を向上させる。

## 【参考 1.2.1】国内におけるリスク情報活用の事例

### (2) 安全性向上評価

- 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】

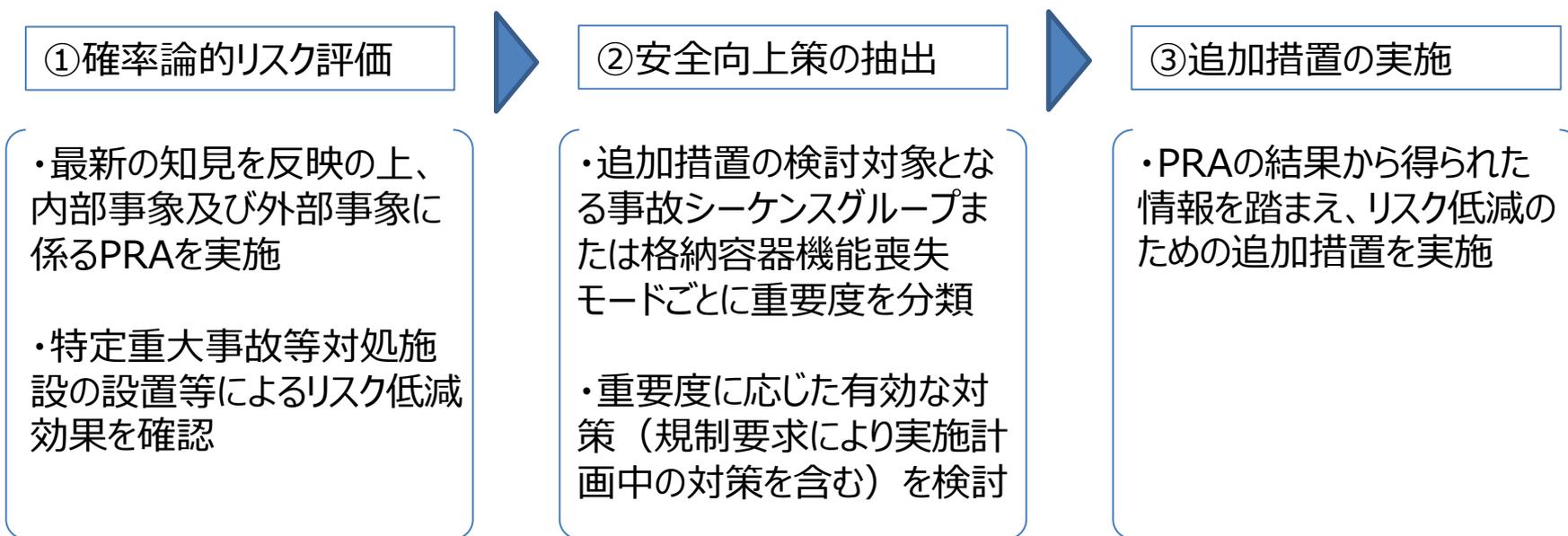


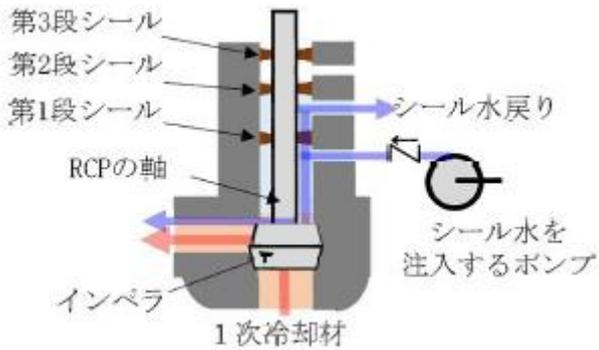
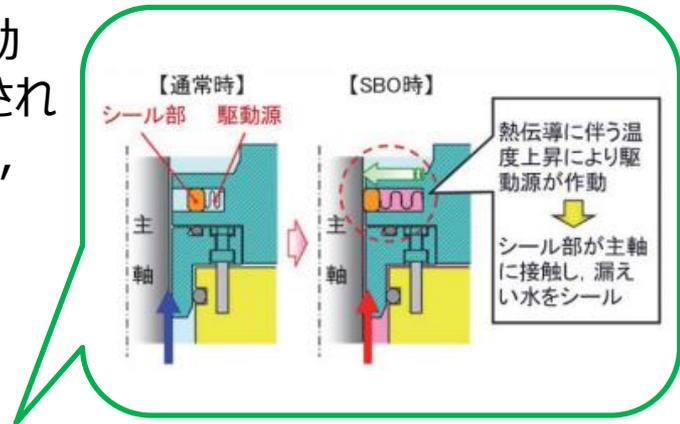
図 PRAを踏まえた安全性向上策（追加措置）実施手順（概要）

# 【参考 1.2.2】国内におけるリスク情報活用の事例

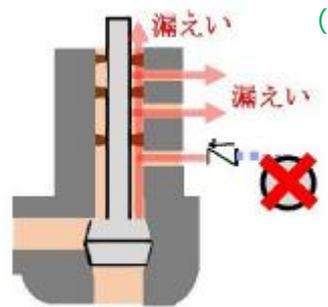
## (2) 安全性向上評価 【事例 1 : 関西電力における追加措置】

➤ 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。

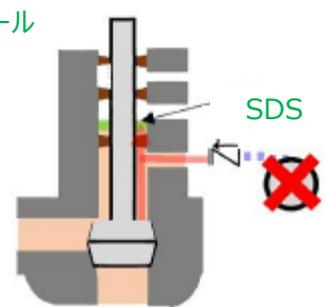


通常運転中の1次冷却材の流れ



SBO時の1次冷却材の流れ (SDSなし)

追加措置  
(RCPシャットダウンシール  
【SDS】導入)

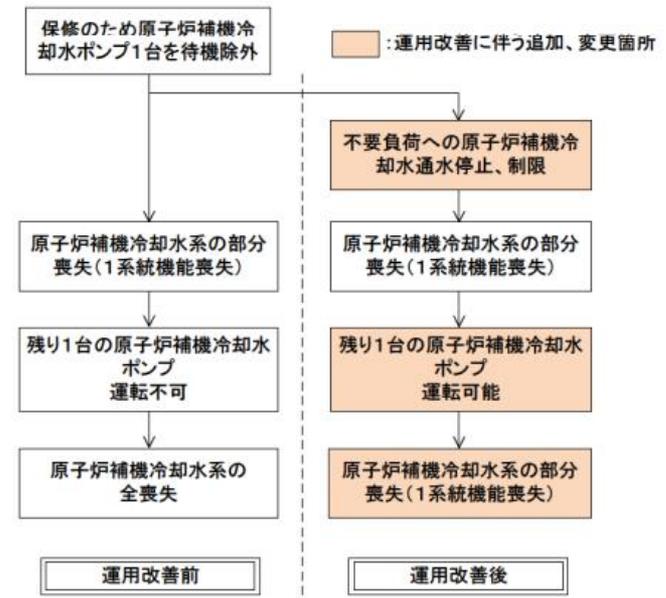
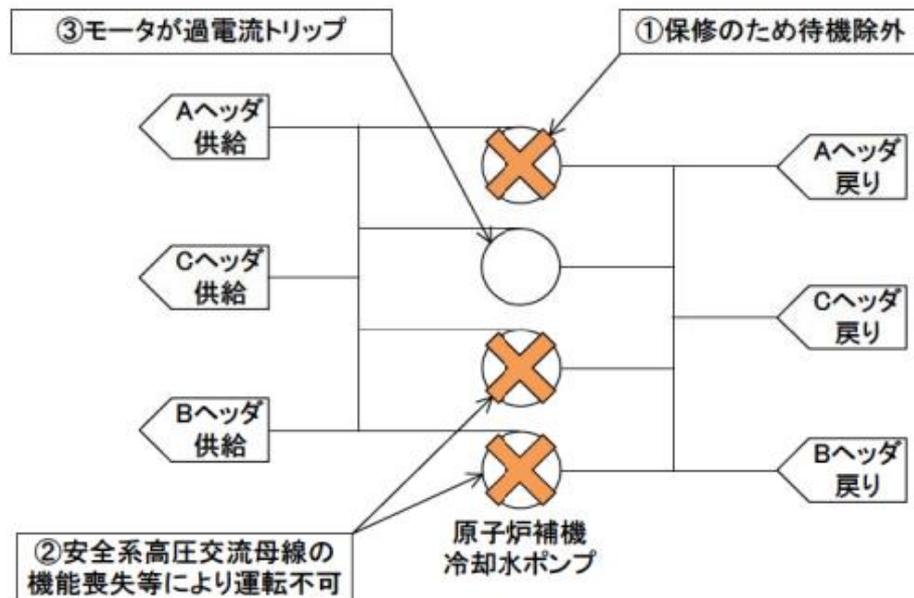


SBO時の1次冷却材の流れ (SDSあり)

## 【参考 1.2.3】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。

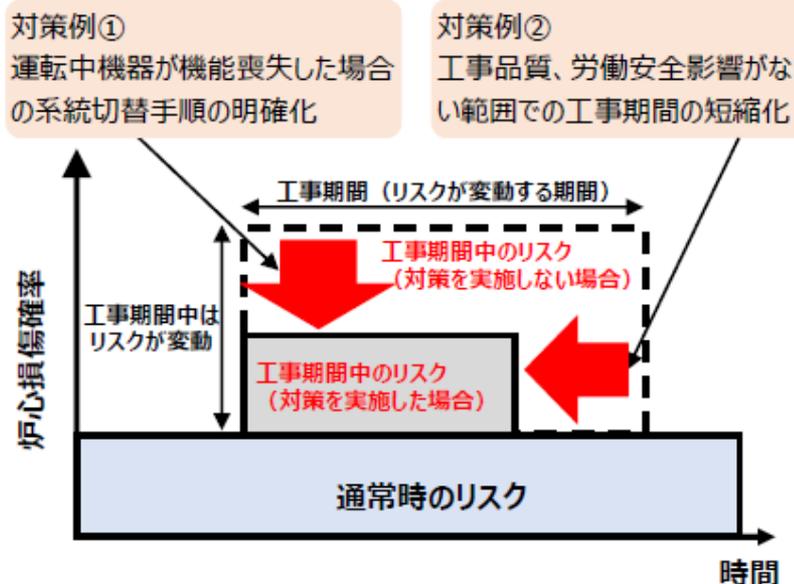


## 【参考 1.3】国内におけるリスク情報活用の事例

### (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)

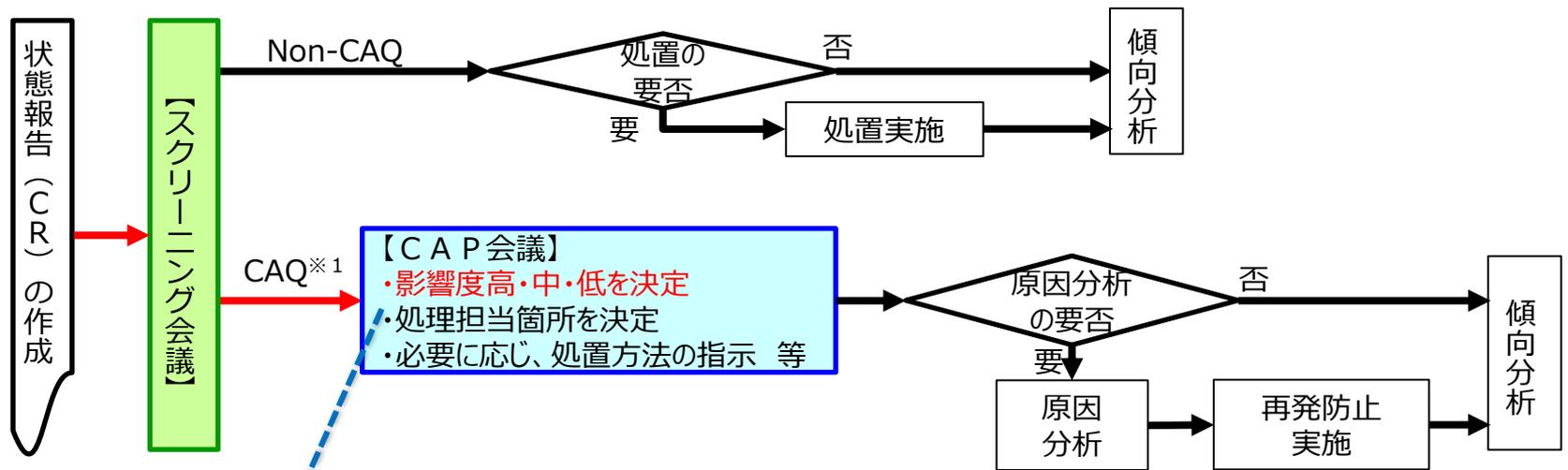
- ✓ 工事品質、労働安全影響がない範囲で工事期間を50日→40日まで低減

- 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 1.4.2】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

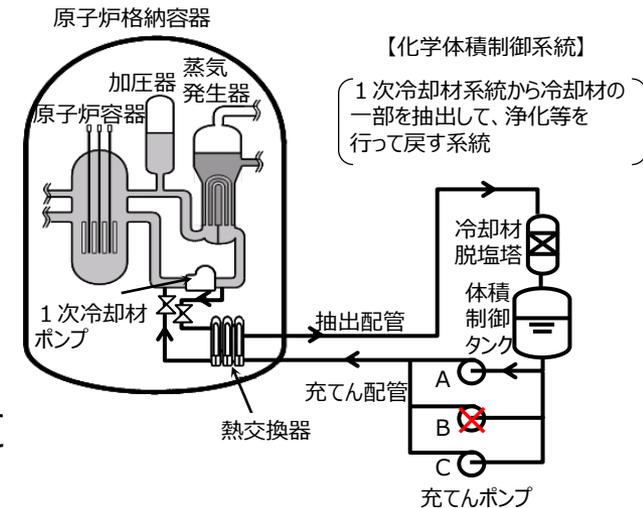
#### 【事象の概要】

○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 $\Delta CDF$ 、 $\Delta CFF$ をPRAにより評価した結果、 $1 \times 10^{-10}$  (/炉年) 程度。



✓ **PRAにより $\Delta CDF$ 、 $\Delta CFF$ 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1.5】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。

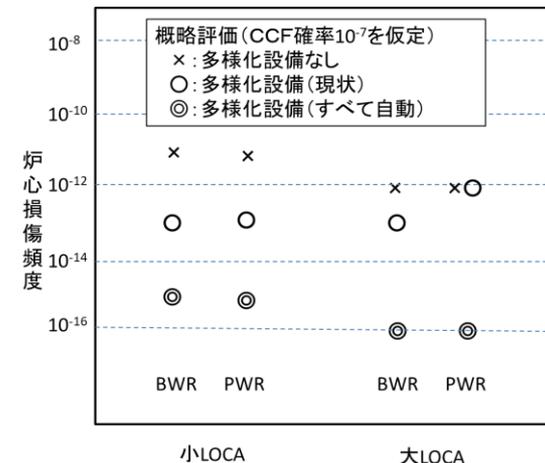
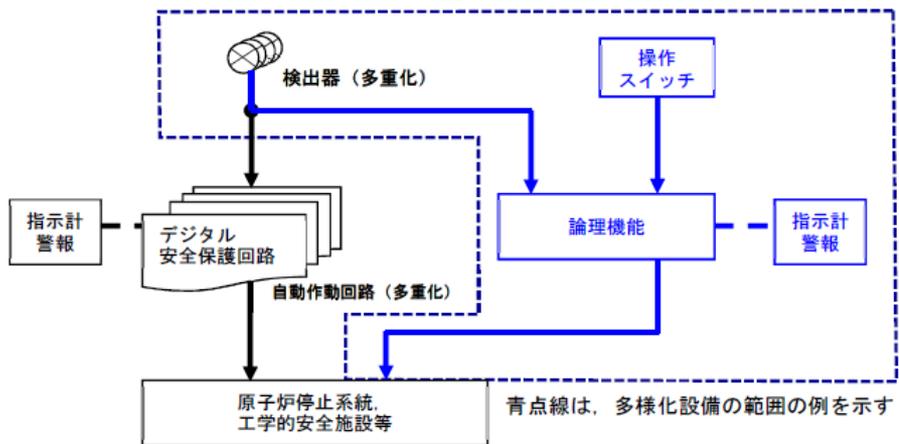


図 多様化設備の範囲

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 1.6】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
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">                     対策 1 失敗                 </div>			<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">                     対策 2 失敗                 </div>	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。

- 先行する米国PRAモデルを参考に、1980～1990年代にかけてPSAに用いる解析コード、データ等の整備を実施。
- 2014年、福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、RPA、リスク情報を活用した意思決定（RIDM）、リスクコミュニケーションの最新手法の開発・使用により、事業者及び産業界による原子力施設の継続的な安全性向上のための取り組みを支援するため、電力中央研究所内に原子力リスク研究センター（NRRC）を発足。
- 2015年、NRRCの支援のもと、海外で実践されているリスク情報を活用したPRA（Good PRA）の構築に向けて、柏崎刈羽7号機および伊方3号機をパイロットプラントとしたPRA改善活動を開始（2017年からは、海外専門家によるレビューを実施）。

### 【主なPRA高度化項目】

#### ・起回事象の高度化

より現実的なシナリオを取り入れるため、起回事象を追加・細分化し、イベントツリーを整備。

#### ・人間信頼性評価（HRA）の高度化

NRRCで整備した「PRAのためのHRA実施ガイド」を参考に、事故時の運転員操作に対する運転手順書や運転員インタビューを実施。認知・診断及び実行に関する手法の高度化等を実施。

また、米国で広く使用されているHRA Calculatorを導入。

## 【参考1.8】機器故障率データ整備に向けた取り組み

- PRAに用いる機器故障率データは、当初、主として米国NRCやIEEEのデータベースが用いられており、国内で収集した機器故障率データは、1990年代後半より感度解析用として部分的に利用。
- その後、原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA）の原子力機器トラブル情報をもとに機器故障率データを整備。しかし、NUCIAがPRAでの使用を目的に設計されたデータベースではないことから、登録された機器範囲とPRAで対象としている範囲が異なり、機器母集団数の集計が不正確。

- NRRCは、米国の関連ガイド・標準を参照の上、事業者間での情報収集にばらつきが生じないように、ガイド（案）※を作成し、事業者に提供。

※「確率論的リスク評価（PRA）のための機器信頼性データ収集実施ガイド」（2023年5月 報告書とりまとめ・公開）

⇒事業者は、ガイド（案）に基づき、PRAモデルを構成する基事象から故障情報の収集対象とする機種・故障モードを定義し、それらを母集団として、故障情報と運転経験情報を収集。

- 本情報をもとに、NRRCは2021年に「国内原子力発電所のPRA用一般機器信頼性パラメータの推定」として報告書取りまとめ、公開。  
⇒国内一般機器信頼性パラメータを米国の一般パラメータと比較したところ、国内パラメータの水準は、米国と同等もしくは若干低い傾向を示し、米国の数値より2桁も低いような事例はほとんどないことを確認。

### 電力中央研究所報告

国内原子力発電所の  
PRA用一般機器信頼性パラメータの推定

研究報告：NR21002

2021年9月

電力中央研究所

---

1. リスク情報活用これまで、これから

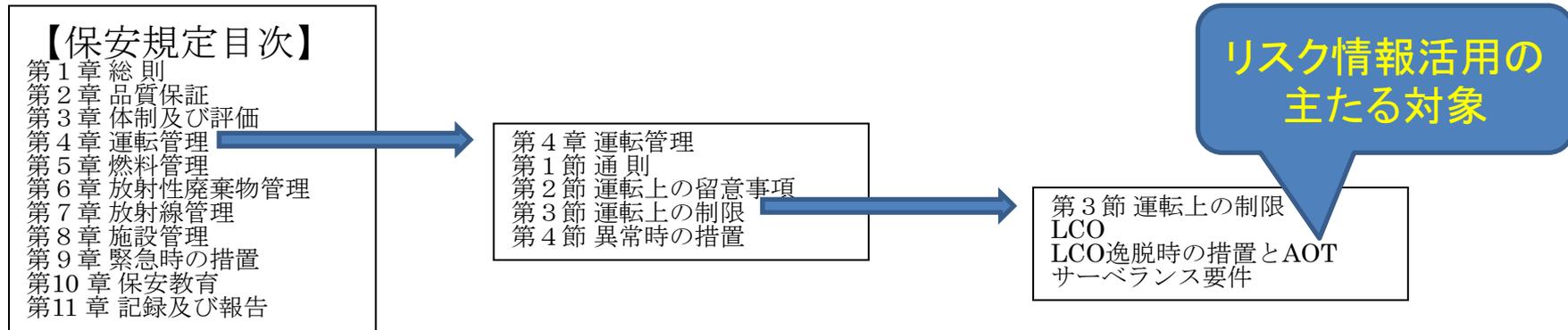
2. DB設備、SA設備のLCO等の充実による  
安全性向上

3. OLMの適用範囲の拡大について

## 2. 1 はじめに

- ATENAでは、新規制基準に適合した発電所の運用実績、現状の設備体系（DB設備、SA設備、特重施設）における相互の補完関係等を踏まえ、現行保安規定の改善点について対応を検討した。
- 検討の結果、現行保安規定における改善点は以下のとおり
  - （1）DB設備、SA設備のLCO等の充実 ⇒ ①「要求される措置」の充実、②AOTの変更
  - （2）SA設備等のLCO設定の見直し
- この2つの改善について、LCO等の改定の考え方及び手順を取りまとめ、2022年7月に「多様な設備による安全性向上のための保安規定改定ガイドライン」を発刊した。

## 【参考】運転上の制限（LCO）とは



### 【非常用ディーゼル発電機の運転上の制限のイメージ】

- ◆ LCO (Limiting Condition for Operation)  
3台の非常用ディーゼル発電機(EDG)が動作可能であること
- ◆ LCO逸脱時の措置とAOT (Allowed Outage Time)  
A1. EDGを動作可能な状態に復旧する。(AOT:10日)  
及び  
A2. 残り2台のEDGについて動作可能であることを確認する。(AOT:速やかに)
- ◆ サーベランス要件  
1ヶ月に1回、動作確認を実施

#### 【現状】

- DB設備やSA設備におけるLCO逸脱時の措置（「要求される措置」）において、同等の機能を有するSA設備や特重施設（以下「SA設備等」という。）の動作可能性確認は、考慮されていない。

LCO等の 設定設備	LCO逸脱時の措置で、動作可能性等を確認する設備		
	第1段階	第2段階（以下の何れかの動作可能性を確認）	
	DB設備	SA設備	特重施設
DB設備	健全側系統の 動作可能性確認 (起動)	なし	
SA設備	対応する設備の 動作可能性確認 (起動および記録確認)	同様の機能を有する設備 の動作可能性確認 (記録確認)	なし
特重施設	対応する設備 の動作可能性確認 (起動および記録確認)	SA設備又は特重施設のうち同様の機能を 有する設備の動作可能性確認（記録確認）	

#### 【改善点①】

- LCOが設定されているDB/SA設備に対する「要求される措置」の充実

LCO逸脱時の「要求される措置」に対し、SA設備等の動作可能性確認が考慮されていない設備については、これを考慮し、いずれの設備のLCO逸脱に対しても、同様の機能を有するDB設備とともに、SA設備等のうち有効な設備を措置に加える（上表  に追加する）ことで、リスク低減が可能

### 【基本的考え方】

(1)LCO逸脱時は、単一故障基準が一時的に緩和されている状態であることから、AOTを必要以上に長くすることは好ましくない

⇒適切なAOT設定により、リスクの増分を十分低く抑える

(2)LCO逸脱からの復旧のため、原因特定、復旧方法の検討、復旧作業、機能確認等の期間を確保

⇒適切なAOT設定により、作業品質を確保する

(3)安定運転している原子炉を停止させることにより、過渡的な状態が発生するリスクを回避

⇒適切なAOT設定により、原子炉停止リスクを低減する

適切なAOT設定には、**(1)～(3)のリスクのバランスを取りつつAOTを設定することが重要**  
(従来は、主として工学的判断に依っていたが、リスク情報活用が期待される)

## 【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※<sup>1</sup>。
- ✓ 積算リスクは下式で定義される（確率：無次元数）。  
**積算リスク = 炉心損傷頻度増分（ $\Delta CDF$ ） × AOT**
- ✓ 積算リスク等の計算に使用するPRAモデルは、最新の内的事象の運転時レベル1PRAモデルを活用※<sup>2</sup>。

※<sup>1</sup>：【参考1】参照

※<sup>2</sup>：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的事象レベル1.5PRAモデルを活用する。

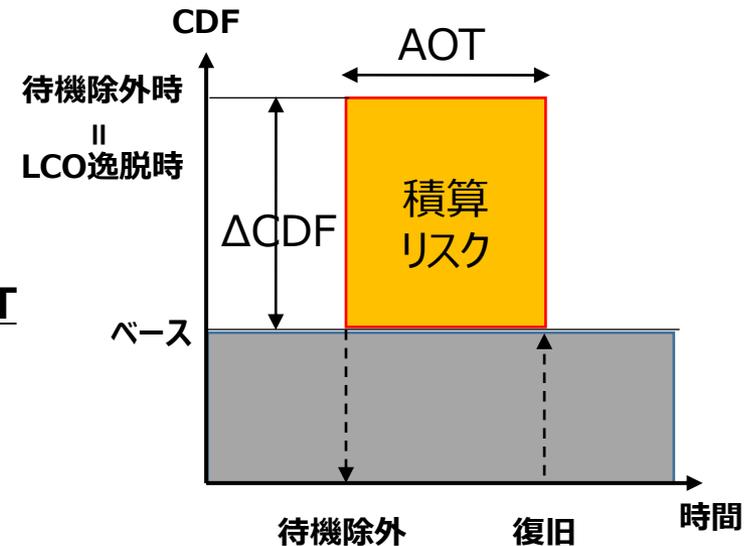


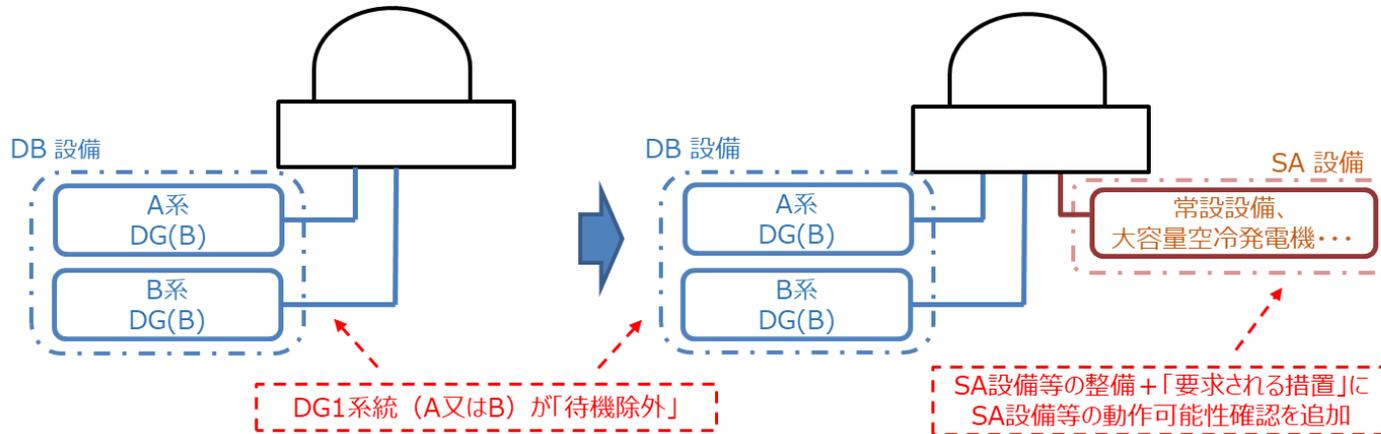
図 リスク指標の概念図

## 2.2.2 AOTの変更（試評価）

【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<sup>注</sup>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、十分に小さい。

注：ガイドでは30日を超えたAOT設定は禁止している。ここでは上限値で数値を確認している。



（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	$7.6 \times 10^{-7}$

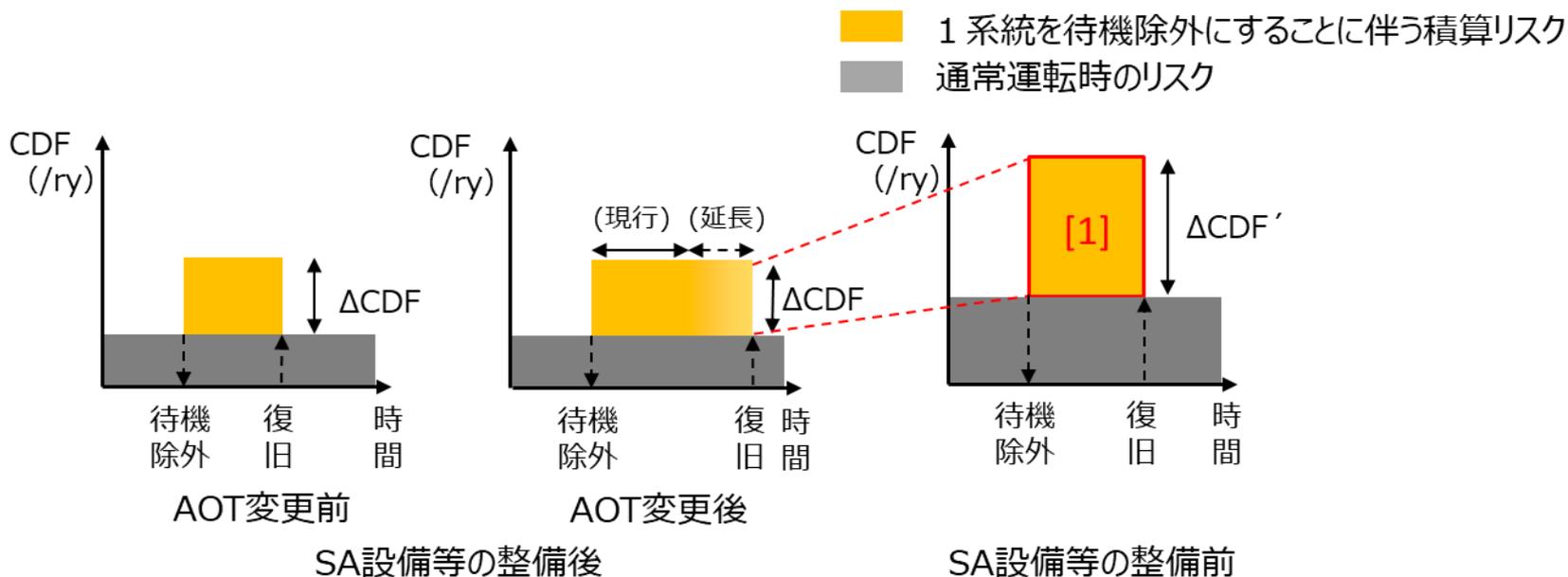
※：積算リスク=ΔCDF×AOT／365

## 2.2.2 AOTの変更（リスク指標の選定）

- ▶ 米国では、AOTを設定する際に積算リスク（ICCDP）の絶対値（ $<1 \times 10^{-6}$ ）を基準としているが、我が国ではこのような絶対値（安全目標等）の議論が進んでいないため、今回は、SA設備等の整備前に達成されている積算リスク[1]より小さく抑制される範囲で、現行AOTからの変更を行う。

### ⇒安全目標を含めたリスク絶対値の活用について継続的に議論要

- ▶ 今回の改善において、積算リスクの増分は小さく抑えられている（非常用D/Gの検討例の場合、 $1.3 \times 10^{-7}$ 程度の増加）。（下図参照）
- ▶ AOT変更対象設備は「要求される措置」を拡充（動作可能性確認を追加実施）や作業品質の確保、原子炉停止リスクを低減していることから、全体としてのリスク低減が期待される。



※ 1 : 主たるリスク低減が格納容器破損防止の場合、CDFをCFFに読み替える。  
 ※ 2 : 過度に長期のAOTを設定しないよう、AOTの上限は30日とする。

## 2.3 SA設備等のLCO設定の見直し

### 【現状】

- DB設備のLCO等は、「保安規定審査基準」※により設定することが要求され、「保安規定変更に係る基本方針」に基づき、安全機能を有する系統及び機器全てではなく、安全機能の重要度分類に基づき選定されている。
- 一方、SA設備等に関しては、その導入の際、LCOの設定に関してDB設備との整合性等の整理・検討が十分に行えていなかったことから、全てのSA設備等に対してLCO等が設定されている。

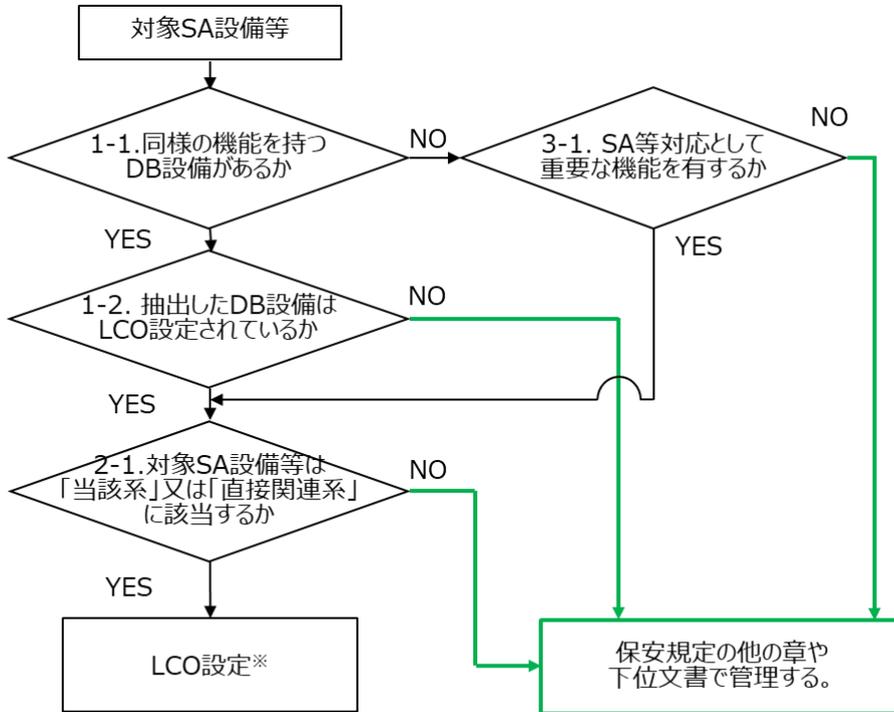
※「実用発電用原子炉及びその附属施設における発電用原子炉施設保安規定の審査基準」

### 【改善点】

- SA設備等についても重要度に応じたLCO設定を行うことで、合理的に安全性を向上させる。

LCOの設定の観点	DB設備		SA設備等		
	現状		変更後	現状	
重要度の考え方に基づく設定範囲	「重要な機能」として、安全機能の重要度分類に基づき、LCOを設定している ・PS-1、MS-1の「当該系」設備及びその「直接関連系」設備 ・MS-2のうち「重要度の特に高い安全機能を有する設備等」にあたる設備		SA設備等のうち、同様の機能を持つDB設備が存在し、そのDB設備にLCOが設定されている場合は、そのSA設備等は「重要な機能」を有していると解釈し、LCO設定する	保安規定審査基準では「重要な機能に関してLCOを設定する」とされているものの、SA設備等に関しては、その導入の際、LCOの設定に関してDB設備との整合性等の整理・検討が十分に行えていなかったことから、全てのSA設備等に対してLCO等が設定されている。	
	当該系	LCO設定している	LCO設定する		
	関連系	直接関連系	LCO設定している		LCO設定する
		間接関連系	LCO設定していない		LCO設定しない（運転管理の章以外で管理）
SA等対応として重要な機能を有する設定範囲	-		SA等対応上特有(DB設備にはない)の機能を有する設備等は、LCO設定する		
	当該系	-	LCO設定する		
	関連系	直接関連系	-		LCO設定する
		間接関連系	-		LCO設定しない（運転管理の章以外で管理）

- ▶ 代表プラントでSA設備等（110設備）のLCO設定の見直し【試評価】を行った結果、24設備が保安規定の他の章あるいは下部規定で管理可能と評価した。



※：一つの機能に対して同等の重大事故等対処設備が複数あるものについては、そのグループのうち所要数以上の設備が健全であればLCO逸脱とはみなさないとする“グループング”を検討する。

LCO設定対象選定フロー

保安規定の他の章あるいは下部規定で管理することとなるSA設備（例）

【電源設備】

号炉間電源融通ケーブル、予備ケーブル

【使用済燃料ピットの監視】

使用済燃料ピット状態監視カメラ、使用済燃料ピット周辺線量率

【中央制御室】

可搬型照明、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計

【緊急時対策所】

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計、緊急時対策所エリアモニタ

【通信連絡設備】

無線連絡設備、携帯型通話設備、衛星携帯電話設備、SPDSデータ表示装置、緊急時運転パラメータ表示システム、統合原子力防災ネットワークを用いた通信連絡設備

【監視測定設備】

モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、放射能測定装置、電離箱サーベイメータ、小型船舶、可搬型気象観測設備

【その他の設備】

ホイールローダ

## 【参考 1】米国におけるリスク情報を活用したAOT見直しの取組み

- ▶ 米国では、設備毎に定められているAOTの変更を希望する場合、条件付き炉心損傷確率増分 (ICCDP)等の絶対値基準を用いて延長の可否を検討する規制指針 (R.G.) が定められている。

### <米国R.G.1.174※<sup>1</sup>におけるRIDMの原則【抜粋】>

リスク情報に基づく意思決定において、許認可基準の変更は、一連の重要な原則を満たすことが期待される。これらの原則のいくつかは、伝統的な工学的決定で通常用いられる用語で書かれている (例:深層防護)。原則はこれらの用語で書かれているが、これらの原則が満たされていることを確認し、示すのに役立つリスク分析の利用が推奨される。これらの原則は以下のとおりである。

(原則 1 ~ 3, 5 略)

**原則 4 : 提案された許認可基準の変更がリスクの増加をもたらす場合、その増加は小さく、原子力発電所の運転の安全目標に関する委員会の政策声明の意図に合致したものでなければならない。**

### <米国R.G.1.177※<sup>2</sup>におけるAOT変更に関する記載【抜粋】>

**・恒久的なCT (AOTと同義) 変更の場合、条件付き炉心損傷確率の増分 (ICCDP) が  $1.0 \times 10^{-6}$  未満で条件付き早期大規模放出確率の増分 (ICLERP) が  $1.0 \times 10^{-7}$  未満であれば、変更による影響は小さいと考えられる。**

※ 1 : R.G. 1.174, REVISION 3; AN APPROACH FOR USING PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT IN RISK-INFORMED DECISIONS ON PLANT-SPECIFIC CHANGES TO THE LICENSING BASIS

※ 2 : R.G. 1.177, REVISION 2; PLANT-SPECIFIC, RISK-INFORMED DECISIONMAKING: TECHNICAL SPECIFICATIONS

- 
1. リスク情報活用これまで、これから
  2. DB設備、SA設備のLCO等の充実による安全性向上
  3. OLMの適用範囲の拡大について

## 用語の説明

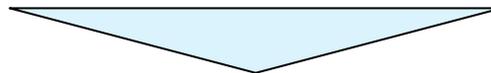
用語	説明
CDF	<b>Core Damage Frequency(1/y)</b> 単位時間・プラント当たりの炉心損傷事故の発生回数・又はその期待値のこと
CFF	<b>Containment Failure Frequency(1/y)</b> 単位時間・プラント当たりの格納容器機能喪失事故の発生回数、又はその期待値のこと。
ICDP/ICFP	<b>Incremental Core Damage probability/ Incremental Containment Failure probability</b> あるプラント状態を想定して評価したCDF増分又はCFF増分にそのプラント状態の継続時間に乗じた値。CDF増分又はCFF増分は、PRA にモデル化されたすべての設備が利用可能と考えられる場合のCDF又はCFFの推定値（ゼロメンテナンスCDF/CFF）から、待機除外中の設備のアンアベイラビリティを1とすることにより算出する。
FV	<b>Fussell-Vesely</b> FV重要度は、計算されたリスクに対する基事象の相対的な寄与度を示す。この相対的な寄与度は、基事象の発生確率（A）をゼロにした場合のリスクの減少を求めることによって導出される。
RAW	<b>Risk Achievement Worth</b> プラントの機能が故障していると仮定した場合、あるいは待機除外と仮定した場合のリスクの増加分。

### 3.1 運転中保全の適用範囲拡大の考え方（1/3）

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、運転中保全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

- ✓ 運転中保全の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、運転中保全が可能。  
（※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**。

## 3.1 運転中保全の適用範囲拡大の考え方（2/3）

### OLM適応範囲拡大によるメンテナンスの品質向上のイメージ

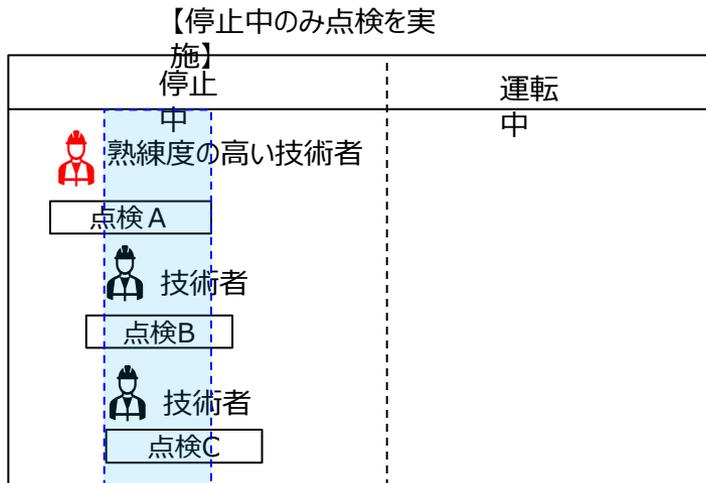
（現状）

- ▶ 定検時のメンテナンスでは、短期間に多くの機器が点検対象となり、大勢の作業員が平行してメンテナンスを行うため、作業輻輳の結果、熟練度の高い技術者の活用率が低下していく可能性がある。
- ▶ 震災から10年以上経過した今も、運転プラントが国内にまだ少なく定検機会が得られないことから若手エンジニアへのOJTなどスキル向上の場が少なく、メンテナンスエンジニアは高齢化が著しく、今後の熟練エンジニア減少も想定される。

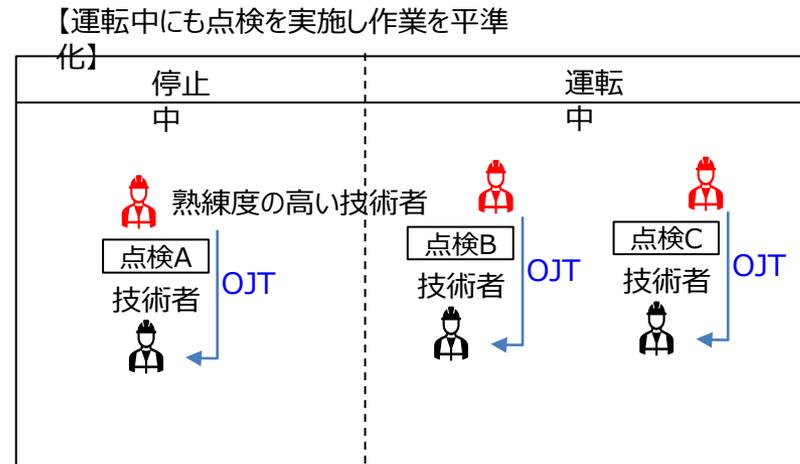


（OLMの範囲拡大による作業負荷平準効果）

- ▶ OLMの範囲拡大により、**作業の平準化**が可能となり
    - ・熟練度の高い技術者の適正配置による作業品質の向上が見込める。また、作業輻輳が回避でき作業品質の向上に繋がる。
    - ・年間を通じて計画的にメンテナンスが発生するため、発電所に常駐する現場ルール等を熟知した作業員が作業することになり、メンテナンスの品質向上が図れる。
    - ・メンテナンス機会を提供することができエンジニアの力量の向上、若手原子力エンジニアの育成に繋がる。
- ⇒原子力メンテナンス業界の維持・発展に寄与する。



作業スペースが輻輳



### 3.1 運転中保全の適用範囲拡大の考え方 (3/3)

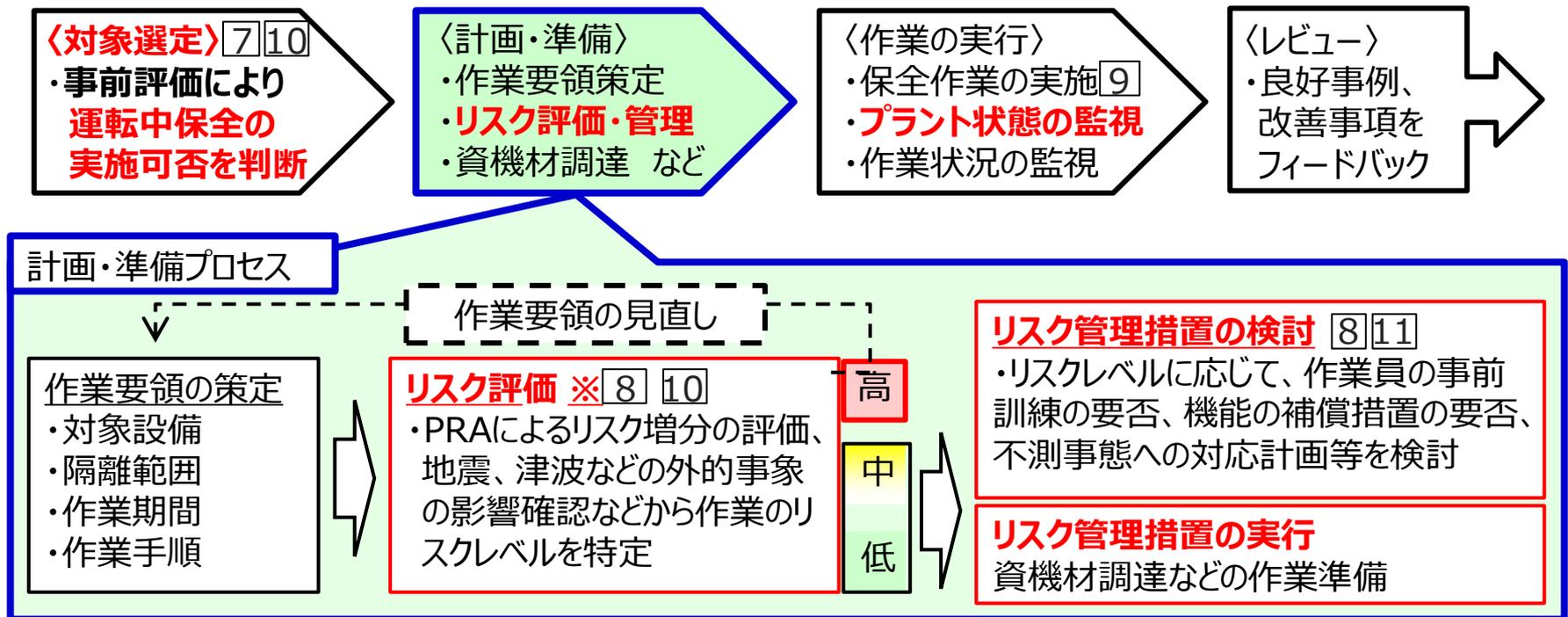
- OLMの導入によりプラントの安全性向上を目指していくが、LCO設定設備に対して運転中保全を実施する場合、安全機能が要求されてる設備、システムを待機除外とするため、一時的にリスクが上昇することとなる。このリスクに対しては、以下のとおりの措置を実施する。
- ◆ **【対象選定】**OLMの実施の可否は、リスクレベルの基準を設け、予め設定した許容範囲内にリスクレベルが収まらない場合は実施しない。
  - ◆ **【リスク管理措置】**リスクレベルが予め設定した許容範囲内で運転中保全を実施する場合でも、プラントのリスク状態を監視し、リスクレベルに応じたリスク管理措置を実施することにより、上昇するリスクを抑制、低減させる。

運転中保全は安全を前提として実施するものであり、運転中保全の計画・準備・実行段階においてリスク評価・リスク管理などの必要な安全確保策をガイドラインとしてまとめ、保全作業時に上昇するリスクを適切に管理していくことで、安全性を確保したOLMを実現する。

## 3.2 OLMにおけるリスク管理手法について <運転中保全ガイドラインの概要>

運転中保全を実施するためシステムを一時的に待機除外とする場合にリスクが上昇するおそれがある。このように運転中保全実施時に上昇するリスクの適切な管理のため、運転中保全の計画・準備・実行段階におけるリスク評価・リスク管理などの必要な安全確保策を定めた「**運転中保全ガイドライン**」(NRRC)を策定。

### 運転中保全実施時に必要な一連のプロセス



## 3.2.1 OLMにおけるリスク管理手法について <対象選定の概要>

▶ 提案された保全タスクの実施に伴い待機除外となる系統を特定し、当該保全作業の出力運転中の実施可否について①PRA及び②専門家の合議により確認する。

### ①PRAによるスクリーニング

- ✓ 待機除外を想定した内の事象PRAによる**プラント構成特有のCDF、CFF**を使用する。
- ✓ スクリーニング基準は、NRAが議論の基礎となるものとしている2006年の性能目標案を参照し、設定する。
- ✓ **CDF,CFFがスクリーニング基準を上回る場合は当該作業を計画しない。**

#### スクリーニング基準

CDF(1/y)	CFF(1/y)
$\geq 10^{-4}$	$\geq 10^{-5}$

### ②専門家の合議によるスクリーニング

- ✓ PRAによるスクリーニングに加え、様々な観点で情報収集し、当該保全作業の運転中の実施可否を判断する。

#### スクリーニングの観点

##### 米国Kewaunee原子力発電所における例 (EPRILレポート：TR-1020397)

プラントの冷温停止、燃料交換、又は全燃料取出であることが必要か

運転中では実施できない局所漏洩率試験を必要とするか

運転中では実施できない試験・試運転を必要とするか

発電停止リスクを伴う作業か

##### スクリーニングアウトされる設備・作業例

蒸気発生器、一次冷却材ポンプ 等

新たな格納容器バイパスが形成される作業 等

テストラインのないポンプ 等

原子炉保護系 等

## 3.2.2 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>

- 運転中保全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。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	$>10^{-5}$	$>10^{-6}$	運転中保全を実施しない水準	運転中保全の実施不可。
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、運転中保全を実施する水準	<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、運転中保全を実施する水準	<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>

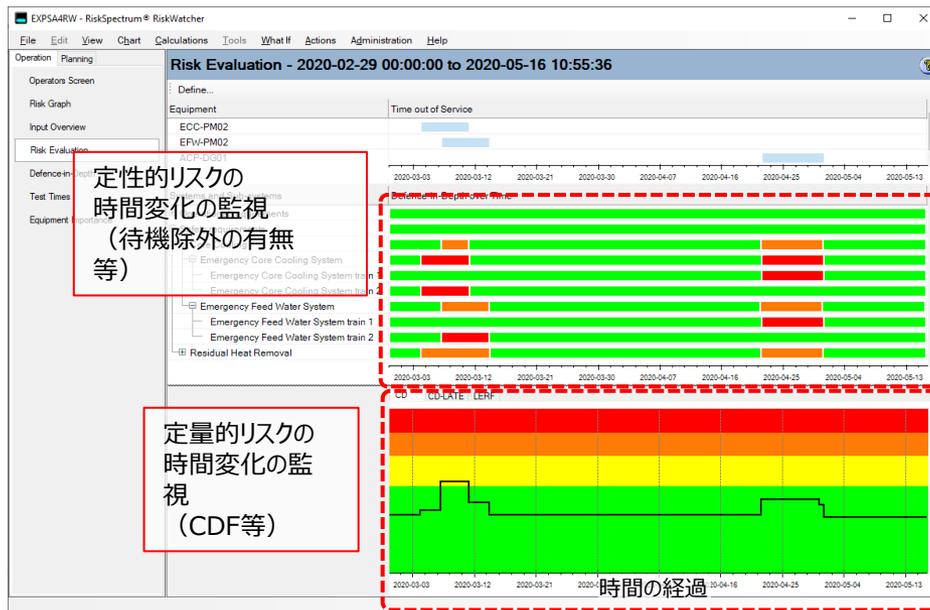
※1 米国ガイドライン、日本機械学会を参考にしきい値を設定

※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。

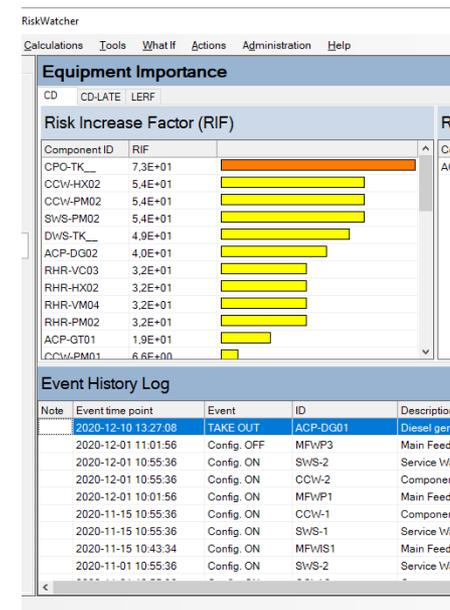
## 3.2.2 OLMにおけるリスク管理手法について <プラント状態の監視の概要>

- プラント状態が作業計画の通りであることを適時監視するとともに、関係部門間※で情報共有を行う。
  - ✓ 構成リスク管理（CRMツール）の活用等により**プラント構成リスクを監視**するとともに**リスク上重要な設備を特定し関係部門会で共有**する。（下図のイメージ）
  - ✓ ハザードバリアの状態の変化などCRMツールで評価できないものについては、その影響を定性的に評価し、関係部門間※で共有する。

※保安、工程管理、運転、リスク管理、放射線管理部門等のプラント関係者



作業計画に対する定量的リスクの時間変化



リスク上重要な設備の一覧表示（RAW上  
位）

CRMツールを使用したプラント状態の監視の例

### 3.3 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

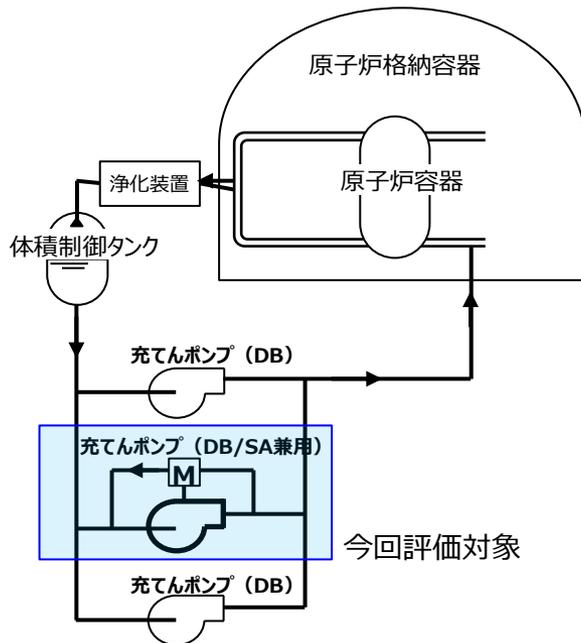
##### 【充てんポンプの概要】

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(1/y)
CDF	$4.2 \times 10^{-6}$	<b><math>4.3 \times 10^{-6}</math></b>	$< 10^{-4}$
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	$\leq 5 \times 10^{-6}$	$\leq 5 \times 10^{-7}$
<b>緑</b>	<b><math>\leq 10^{-6}</math></b>	<b><math>\leq 10^{-7}</math></b>

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。

### 3.3 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

##### <準備・計画段階Ⅰ>

##### リスク管理措置（内的事象）

① 充てんポンプOLM時のプラント構成における、リスク上重要な設備・手順について周知を行う。

充てんポンプ（DB/SA兼用）を待機除外した場合のFV重要度及びRAWそれぞれの上位の基事象を選定し、それをもとにリスク上重要な設備や手順に関する注意喚起のための資料を作成する。

CDF			
順位	FV重要度上位	順位	RAW上位
1	LOCA時再循環切替操作（小LOCA）	1	海水ポンプ A、C 継続運転失敗 CCF
2	CCWサージタンクへの手動補給操作	2	原子炉補機冷却水クーラB、D海水出口弁 誤開 CCF
3	RCPシールLOCA発生（機能喪失）	3	動力変圧器C1負荷用遮断器 動力変圧器D1負荷用遮断器 誤開 CCF
4	1次冷却材ポンプ停止操作 原子炉補機冷却水・原子炉補機冷却海水による冷却を要する補機の停止操作	4	原子炉コントロールセンタC1用遮断器 原子炉コントロールセンタC2用遮断器 原子炉コントロールセンタD1用遮断器 原子炉コントロールセンタD2用遮断器 タービンコントロールセンタC用遮断器 タービンコントロールセンタD用遮断器 誤開 CCF
...	...	...	...

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。

充てんポンプ（DB/SA兼用）を待機除外した場合、以下の起因事象の発生頻度に影響を与える。

- ・インターフェイスシステムLOCA  
（充てん／抽出のアンバランス）
- ・1次冷却材ポンプ封水リーク

しかしながら、上記起因事象発生頻度は、フォールトツリーによるシステム信頼性解析により算出されており、**充てんポンプ（DB/SA兼用）を待機除外した場合の起因事象発生頻度への影響はPRAのスコープに含まれているため、PRAスコープに含まれていないリスクへの影響は無い。**したがって追加の措置は不要。

なお、影響がある場合は、感度解析をする等して、影響を確認する。

## (参考3.1) OLMにおけるリスク評価、管理措置の例 (リスクレベル白の例)

### □ モデルプラント (PWR) にてDG(A)を待機除外した場合の例

<対象選定段階>

- ✓ **DG(A)**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は、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	DG(A) 待機除外時	スクリーニング 基準(1/y)
CDF	$4.2 \times 10^{-6}$	$1.0 \times 10^{-5}$	$< 10^{-4}$
CFF	$1.2 \times 10^{-6}$	$6.4 \times 10^{-6}$	$< 10^{-5}$

## (参考3.1) OLMにおけるリスク評価、管理措置の例 (リスクレベル白の例)

### モデルプラント (PWR) にてDG (A) を待機除外した場合の例

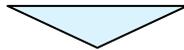
#### <準備・計画段階 I >

#### リスク管理措置 (内的事象)

(待機除外10日間を想定した場合)

ICDP =  $1.7 \times 10^{-7}$ 、 ICFP =  $1.4 \times 10^{-7}$

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	$\leq 10^{-6}$	$\leq 10^{-7}$



リスクレベルが白であるため、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。
- ③ 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。

#### ① DG (A) OLM時のプラント構成における、リスク上重要な設備・手順について周知を行う

DG(A)を待機除外した場合のFV重要度及びRAW それぞれの上位の基事象を選定し、それをもとにリスク上重要な設備や手順に関する注意喚起のための資料を作成する。

CDF			
順位	FV重要度上位	順位	RAW上位
1	防火兼手動ダンパ401D 戻し忘れ	1	遮断器 AC1B,2B 誤閉CCF
2	手動ダンパ401B 戻し忘れ	2	遮断器 AC1A,2B,誤閉CCF
3	防火兼手動ダンパ401C 戻し忘れ	3	発電機負荷開閉器
4	原子炉補機冷却水ポンプC 起動失敗	4	遮断器 AC2B 誤閉
...	...	...	...

#### 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。

DG (A) の待機除外による起因事象発生頻度の上昇はないため、PRAスコープに含まれていないリスクへの影響は無い。したがって追加の措置は不要。

なお、影響がある場合は、感度解析をする等して、影響を確認する。

## (参考3.1) OLMにおけるリスク評価、管理措置の例 (リスクレベル白の例)

### モデルプラント (PWR) にてDG (A) を待機除外した場合の例

#### <準備・計画段階 I >

#### リスク管理措置 (内的事象)

(待機除外10日間を想定した場合)

$$\text{ICDP} = 1.7 \times 10^{-7}$$

$$\text{ICFP} = 1.4 \times 10^{-7}$$

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	$\leq 10^{-6}$	$\leq 10^{-7}$

リスクレベルが白であるため、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。
- ③ **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。**

③ 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。

「事象進展の緩和」の観点から「FV重要度」に着目して対象機器を抽出  
FV $\geq 0.01$  かつ FV変化率が100%を超える事象 (約15事象)

主な事象	リスク管理措置
原子炉補機冷却水ポンプC 起動失敗	原子炉補機冷却水ポンプCへの接近制限、注意表示 (作業禁止)
ディーゼル発電機B 起動失敗	ディーゼル発電機Bへの接近制限、注意表示 (作業禁止)
非常用ガスタービン発電機の 起動操作失敗	OLM作業期間中に当直勤務を行う関係者による事故 時手順書の内容確認※
軽油タンクからローリーによる 燃料輸送失敗	OLM作業期間中に事故対応を担当する関係者による 事故時手順書の内容確認※

※内容確認のためのミーティングを開催する。

「事象進展の緩和」の観点から「安全機能」に着目して対象機器を抽出 (約9設備)

主な機器 (フロント/サポート系の組合せ単位)	リスク管理措置	
ディーゼル発電機 B ディーゼル発電機給気ファン C / D 海水ポンプ C / D	作業禁止	近接制限
空冷式非常用発電機	作業禁止	近接制限
非常用ガスタービン発電機 非常用ガスタービン発電機設備給気 / 排気ファン	作業禁止	近接制限
外部電源 (予備系統からの受電)	作業禁止	近接制限

## (参考) 海外での運転中保全の効果

- 海外では、米国、スペイン、フィンランド、スウェーデン、スイスなど多くの国が運転中保全を導入しており、実際の効果として、以下が挙げられている。
- ✓ プラント停止期間中の保全作業において、限られたエリアの作業集中などを回避することができる。(作業品質の向上)
  - ✓ 特別な資格、特別な技術・スキル、プラントのレイアウトや要求事項といった分野について、必要な力量・経験を有した作業員を年間を通して確保できる。(作業員の力量)
  - ✓ プラント停止期間中の保全作業において、設備未経験者の参加を低減することができる。(作業員の力量)
  - ✓ 年間を通して保全作業を行うため、設備のパフォーマンス及び信頼性に対する所員の意識を向上できる。
  - ✓ 劣化等の兆候が確認できた場合に、次回のプラント停止を待たずに、解決することができる。