

赤字：9/14 NRA面談資料からの変更箇所

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 (ドラフト)

原子力エネルギー協議会

- 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。
【5 参照】
- 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。

2. リスク情報活用に係る取り組み状況

2

- ▶ 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）。 【6～8 参照】
 - ・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。 【9～11 参照】
 - ・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。 【12～13 参照】
 - ・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。 【14～15 参照】
- ⇒ PRAモデル高度化や機器信頼性データ等の整備について、ATENAはNRRC及び事業者と協力し、産業界一体となって引き続き取り組んでいく。

3. 今後の取組み

- リスク情報を活用することで、発電所の脆弱点や運用上の課題、新知見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、以下の事項について、NRAと意見交換を重ねながら取り組む。このうち、至近で認可手続きが必要な事項（下表赤枠部）について、今回説明する。

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）	・アクシデントマネジメント（AM）整備 ・安全性向上評価における追加措置	・設計の経年化管理（設計古さ対応）
②運用管理の改善	・工事実施時／定期検査時のリスク評価 ・CAP処理区分（影響度判断基準）	・DB/SA設備のLCO等の充実 （別紙-1 参照） ・オンラインメンテナンス（別紙-2 参照）
③新知見対応	・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 ・一相開放事象	・新知見を踏まえたリスク情報活用による 改善策の検討

(以下、参考)

(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】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。
- 「「実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】

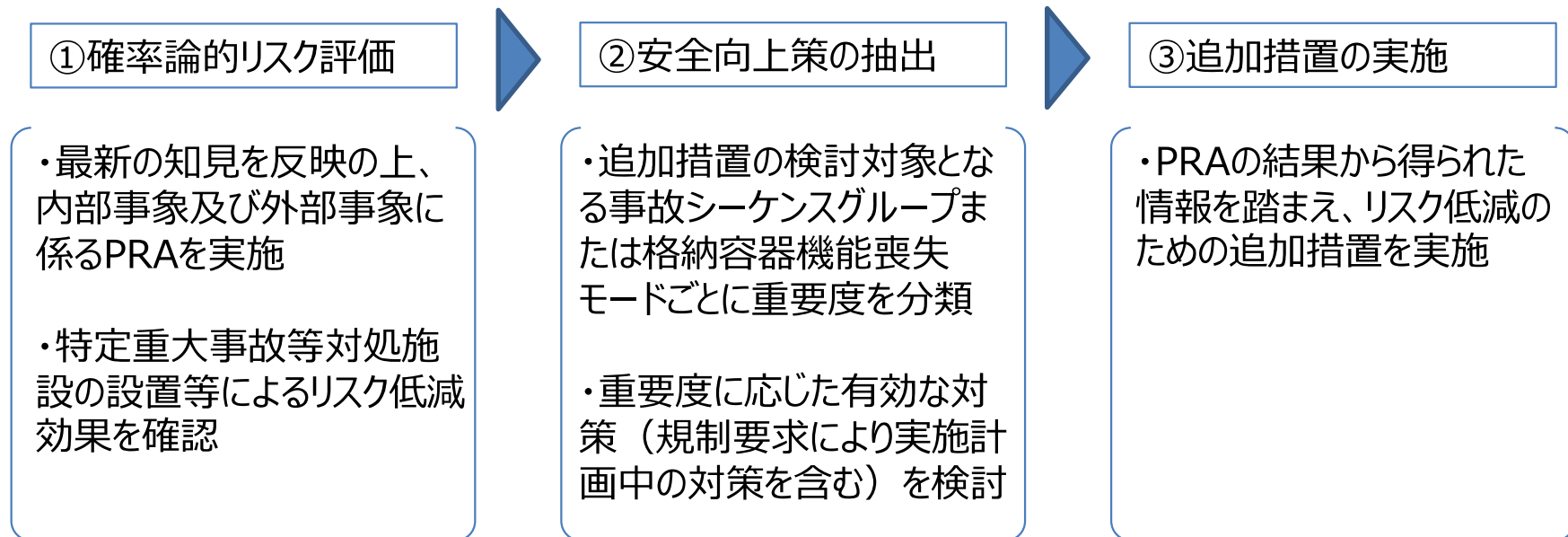


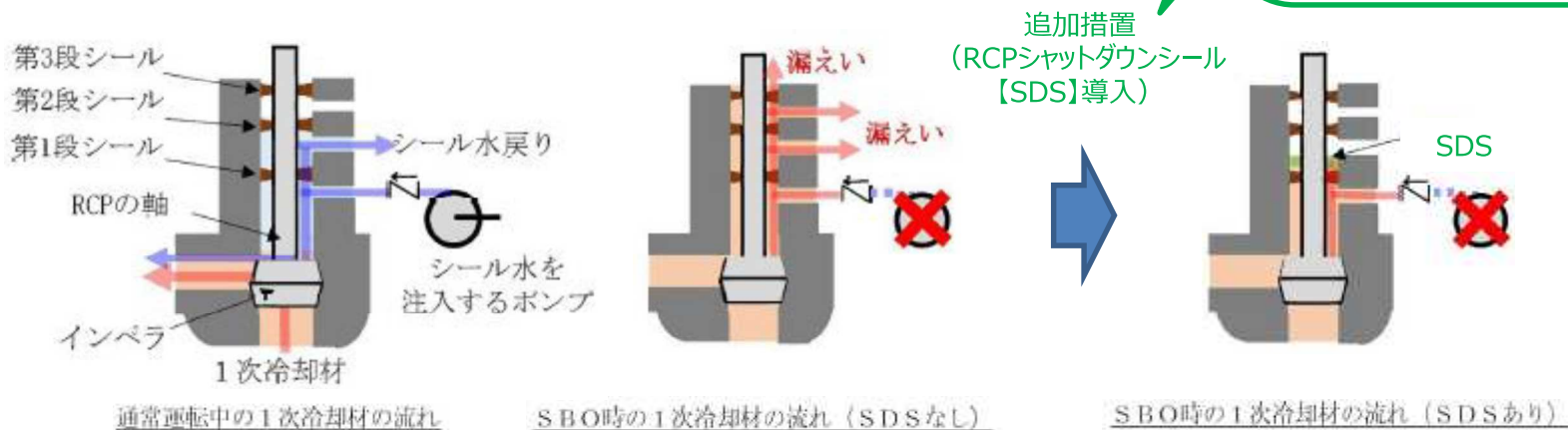
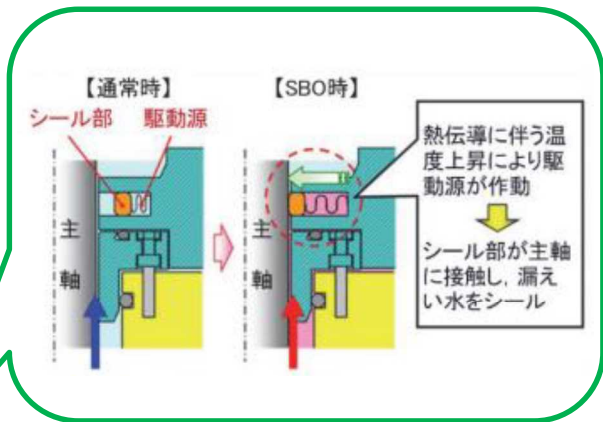
図 PRAを踏まえた安全性向上策（追加措置）実施手順（概要）

【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。

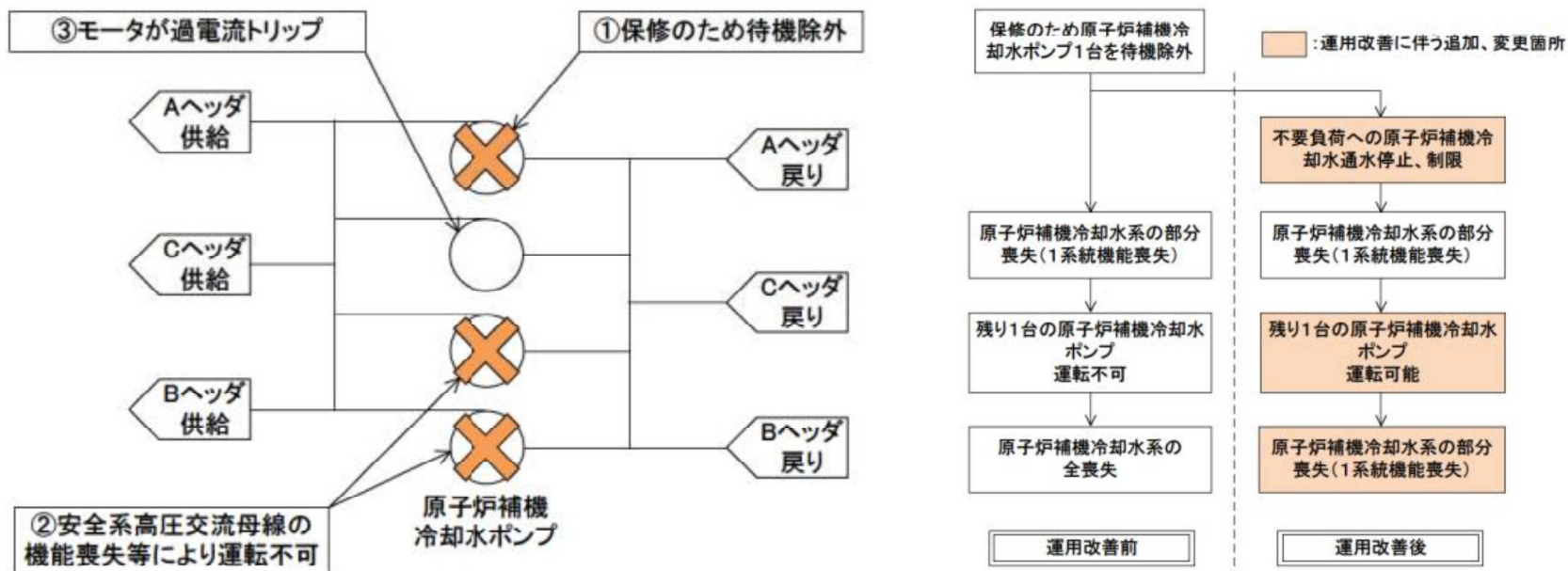


【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

(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。

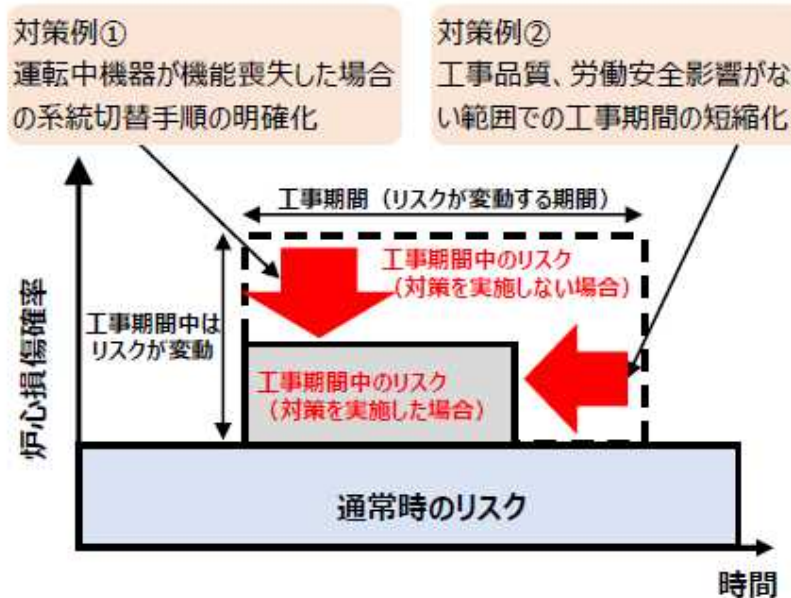


【参考 1】国内におけるリスク情報活用の事例

(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(ΔCDF)は、 2.22×10^{-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 ΔCDF を 3.6×10^{-8} まで低減。

(対策例②)

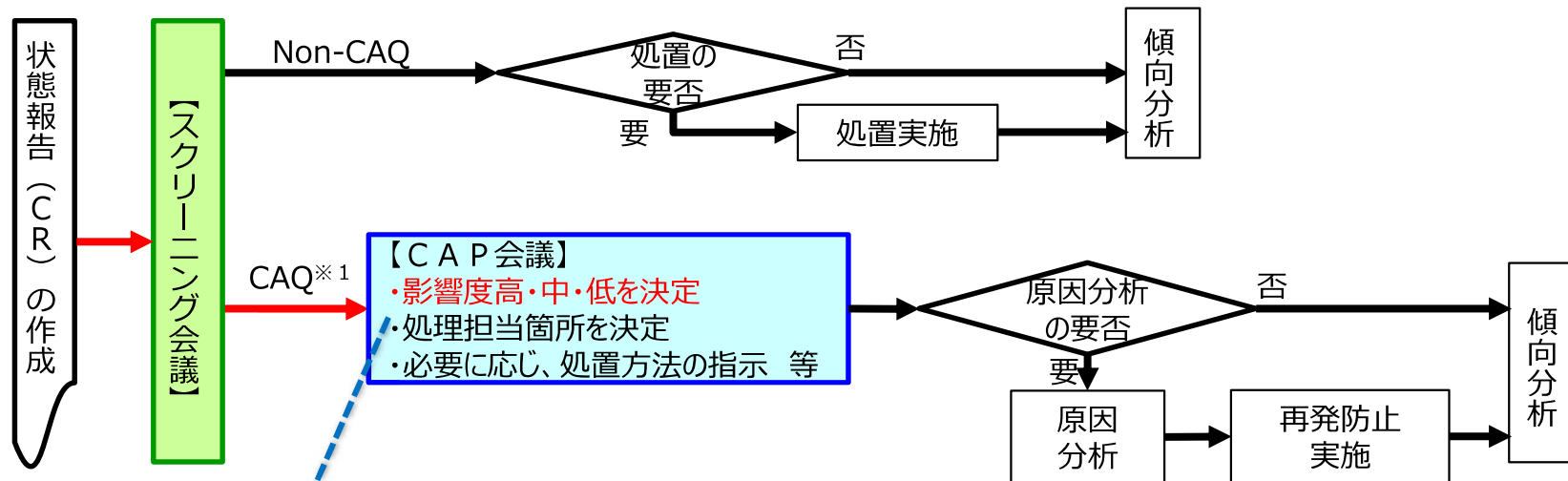
- ✓ 工事品質、労働安全影響がない範囲で工事期間を50日→40日まで低減

- 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"> ・炉心損傷頻度の増分 (ΔCDF) 1×10^{-6} (/炉年) 以上の事象※2 ・格納容器機能喪失頻度の増分 (ΔCFF) 1×10^{-7} (/炉年) 以上の事象※2 ・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 ・影響度中の事象の繰り返し発生 	<ul style="list-style-type: none"> ・影響度低の事象の繰り返し発生 ・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 ・運転上の制限の逸脱 	<ul style="list-style-type: none"> ・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

【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

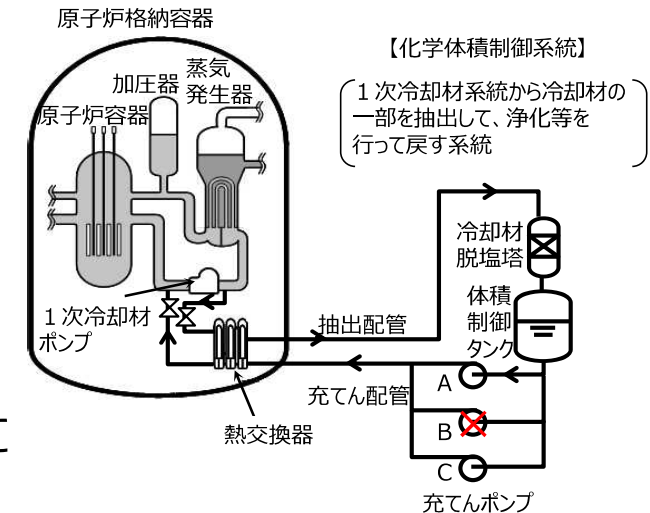
【事象の概要】

○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、 1×10^{-10} (/炉年)程度。



✓ **PRAにより ΔCDF 、 ΔCFF を評価した結果、リスク増分は、 1×10^{-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。

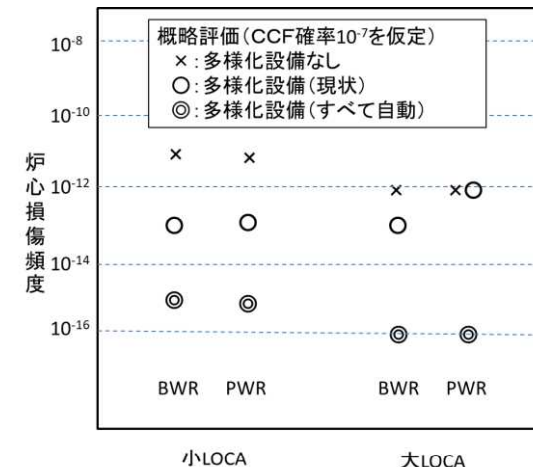
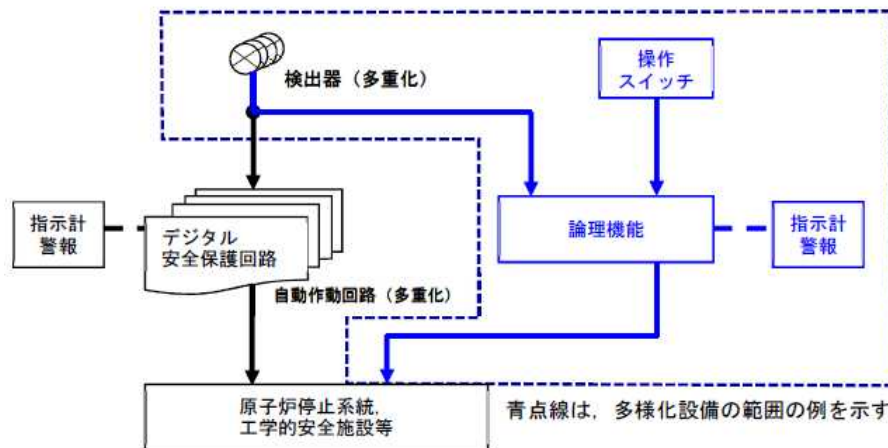
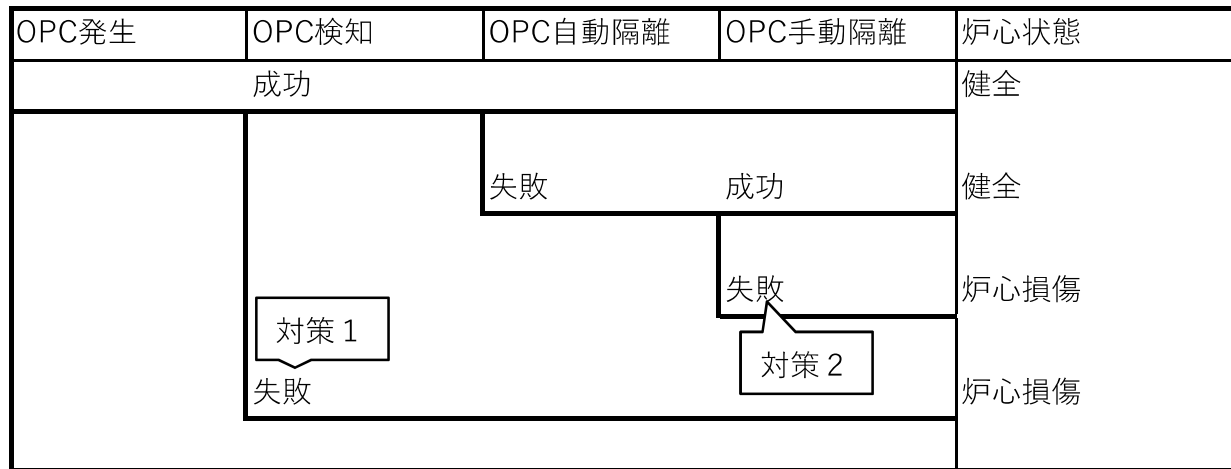


図 デジタル安全保護回路CCFを前提とした炉心損傷頻度（概略イメージ）

(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。



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。

- 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、事業者を提供。

※「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。

