

企画セッション：原子力規制検査 Special Session: Innovation of Inspection ROP 制度の本格運用に備えるための過去の不適合事例に学ぶ CAP 活動の実践

Innovation of Inspection for ROP by CAP Activities based on the Previous Troubles

東京工大 奈良林 直 Tadashi NARABAYASHI Member

IAEA's Integrated Regulatory Review Service (IRRS) team conducted review for NRA. The mission provided recommendations and suggestions for improvements in most of the areas covered by the review. include:
Based on the IRRS recommendations, NRA started to improve the nuclear safety regulation through the innovation of regulatory rules and performance inspection will be introduced like NRC in USA. CAP activities based on the previous troubles will be needed between licensees and regularly.

Keywords: NRA, Performance Inspection, IAEA, IRRS, ROP、OLM, CAP

1. 緒言

本企画セッションでは、ROP 制度の本格運用に備えるため、以下の 14 件の講演と最後に討論とまとめを予定している。グッドプラクティスの共有と課題の抽出とその解決に向けた取り組み、なかでも CAP による小集団活動が重要であると考えている。本発表では、「ROP 制度の本格運用に備えるための過去の不適合事例に学ぶ CAP 活動の実践」と題して、小集団活動による CAP で予兆の抽出や事象発生の未然防止への取り組みを提案する。

9:30-12:10 ROP, CAP

- (1)ROP 制度の本格運用に備えるための過去の不適合事例に学ぶ CAP 活動の実践
- (2)J-Power における CAP の導入について
- (3)日本原燃における是正措置プログラム (CAP) の現状について
- (4)新検査制度に向けた準備状況について
- (5)オーバーサイトの実効性とパブリックの関与
- (6)保守管理規程/指針改定の検討状況について

12:50~16:30 CAP, CM, 試運用

- (7)コンフィグレーション管理 (CM) および設計基準文書 (DBD) について
- (8)北海道電力における検査制度見直しへの対応について
- (9)原子力規制検査の試運用状況について
- (10)関西電力 (株) における原子力発電所の検査制度見直しへの試運用を踏まえた課題について
- (11)島根原子力発電所における検査制度見直しに係る対応状況について
- (12)原子力規制検査の試運用で見えてきた課題
- (13)火災防護に関する米国の指摘事例
- (14)検査制度移行における課題の背景～パフォーマンスって何だろう～

16:30~17:10 討論とまとめ

原子力規制検査により保安活動の状況を確認・指摘することを通じて、原子力事業者等の様々な取り組みが、実際に安全を保つことに結実し、さらにより取り組みが促されるという、継続的な安全の向上をもたらす流れが実現され、必要十分な保全に繋げることが重要である。

このように、「保全」は新たな検査制度と直接に関係しており、安全上の重要性、リスクの大小という考え方が、極めて重要な役割を果たす局面に入ってくると考えられる。保全によりリスクを下げる、リスクの大小によって保全の優先度を付けるなどを効果的に行うには、「リスク」の評価がとて重要である。

実運用が開始されるまで約 8 ヶ月しかない。特に実運用に向けた取り組みが重要と考えている。リスクを定量的に評価することは難しい。原子力規制委員会と原子力事業者等は、リスク評価に挑戦するため、既に様々な取り組みを開始している。リスク評価を活用した保全に関する調査・研究が進み、実務で活用することができる知恵や研究の成果が得られることを期待する。

2. 米国 NRC の検査制度の変遷

2000 年 4 月から NRC は、原子力発電所のパフォーマンス評価のために実施してきた複数の従来のプログラムを統合し、パフォーマンス指標 (PI: Performance indicators) 及び検査の見知から規制対応を判断する包括的な原子炉監督プロセス (ROP: Reactor Oversight Process) を開始した。図 1 に米国 ROP の概要と 7 つの分野を示す。この 7 つの分野はコーナーストーン (CS: 礎石) を示す。監視や検査の結果、事業者のパフォーマンスの低下が確認された場合、その重要度に応じ、追加検査、確認措置文書 (Confirmatory Action Letter) の発行などの措置をとる。図

3に示すように、NRCは、事業者の安全文化醸成の取組を安全規制の対象として扱えるようROPにおける3つの横断的要素を取り込んだ。すなわち、①人的能力向上、②問題の発見と解決する仕組み(CAP)、③安全第一である。また、NRCを訪問し、は表1に示すSDP(Significance Determination Process)と呼ばれる潜在的な危険性を見抜く能力開発を検査官に対して実施している。特に、安全またはセキュリティ上の重要度を、リスク(ΔCDF:炉心損傷確率の変化量)から抽出し、そのリスクを防止または許容できる範囲に低下させているなどの説明を受けた。

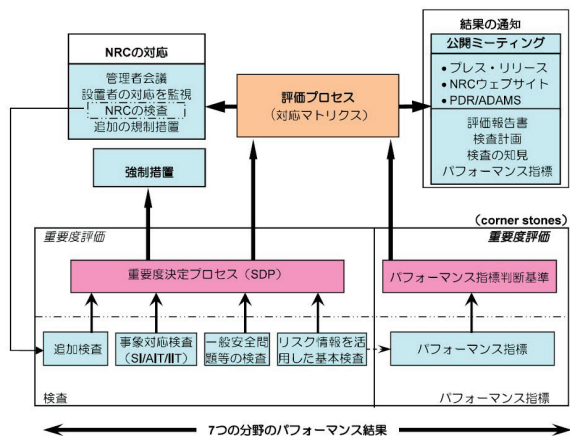


図2 ROPにおける7つのCSと横断的要素

表1 SDP(重要度評価プロセス)の評価基準

- 起因事象
 - 緩和系
 - バリア健全性
- に係るSDPの評価基準(基本的な基準)

SDP区分	定性的評価基準	定量的評価基準	
		炉心損傷頻度変化量 ΔCDF	大規模早期放出頻度 ΔLERF
赤(安全又はセキュリティ上の高い重要度)	事業者のパフォーマンスについて、許容できない安全程度の低下を示している。なお、公衆の健康と安全に対する過度なリスクから防止する安全程度は依然として存在している。	$\Delta CDF > 10^{-4}$	$> 10^5$
黄(安全又はセキュリティ上の相当な重要度)	事業者のパフォーマンスについて、安全程度の重要な低下を伴っているが、許容できる範囲であることを示している。	$10^{-4} \geq \Delta CDF > 10^{-5}$	$10^5 \geq \Delta LERF > 10^6$
白(安全又はセキュリティ上低〜中程度の重要度)	事業者のパフォーマンスについて、許容範囲内であり、安全程度の最小限の低下を伴っている。	$10^{-5} \geq \Delta CDF > 10^{-6}$	$10^6 \geq \Delta LERF > 10^7$
緑(安全又はセキュリティ上最も低い重要度)	事業者のパフォーマンスについて、許容可能であり、かつリスク及びその軽減上コーナーストーンの目的を完全に満たしている。	$10^{-6} \geq \Delta CDF$	$10^7 \geq \Delta LERF$

- 防災、従業員被ばく、公衆被ばく、物理的防護、火災防護、運転員資格再認証の性能などについてはSDP評価フロー図等により評価。

1)3.11 までの我が国の規制の問題点

我が国の検査制度も、欧米の検査を目指してきたが、検査の重点化や保全の最適化が進んでおらず、全ての設備や機器を網羅的に検査しているのが現状である。これは、実務運用上に保全や検査に膨大な人的資源(リソース)を必要とし、安全上重要な箇所の保全検査活動が手薄になってしまう問題がある。網羅主義に陥ると、例えば津波のような、潜在的に非常にリスクが高い事象を見落とすことになる。福島第一原子力発電所は、そのよう

な網羅主義、書類検査偏重主義によって防げなかったと言っても過言ではない。事業者は、単調な分解点検をして膨大な書類を作成していき、その書類を規制に提出し、規制は、その書類の誤字脱字検査から開始する(誤字脱字は報告書の品質が悪い(QMS上の考え方)というような規制が行われていた。駐在検査官自身も、「このように毎日、誤字脱字も含めて入念に書類を検査しているが、このような繰り返しで、原子力発電所の安全性が高まるとはとても思えない。」と機械学会の訪問調査の質問に回答していた。

NRCは、検査を安全上重要なものに限定することで、4000人の職員で任務が遂行できているとし、全ての系統機器の検査をしたら、職員はこの10倍の4万人が必要であると言っている。

旧原子力安全・保安院時代に、保安規定にQMSが取り入れられ、それが規制の厳しさを示すためのツールとなったため、事業者の保安活動が硬直化し、膨大な資料作成と審査が実施されてきた。規制当局、事業者とも膨大な労力と時間を費やし、疲弊することとなった。

プラント運転実績(事業者保安活動の結果)の総合評価による規制、いわゆるパフォーマンス規制とインセンティブ制度の導入により、検査の実効性を向上させようとしたが、効果が出る前に震災が発生し、中断。効果の検証ができなかった。結果として、欧米からは、日本の検査制度の後進性の指摘(安全文化の後進国)を受けることとなった。

2)米国NRCの規制の変遷

世界の規制当局と電力が、緊張感を持った協調体制を確立している。特にアメリカの規制は2000年のROP採用で、SALPという些細なことも指摘をして罰金を取るような北風規制から太陽規制(ROP)に大転換した。表2に米国の規制制度の用語を、図3に米NRCの規制の変遷を、表3に米国の規制と事業者のスタンスを示す。

表2 米国の規制制度の用語

<ul style="list-style-type: none"> ● SALP(Systematic Assessment of Licensee Performance)プログラム実施(1980年から約20年) ● NEI(Nuclear Energy Institute,原子力エネルギー協会)からNRCの検査制度に対する批判、改善提案 ● NRCの制度改善努力 ● OIG(Office of Inspector General;NRCに対する監査組織)の調整 ● ROP(Reactor Oversight Process)全発電所に施行(2000年4月)
↓
<p>海外の制度を「自らの姿を見る鏡」として、我が国が引き続き学ぶべきこと</p> <ul style="list-style-type: none"> ○プラントパフォーマンスの論理的な安全評価 ○規制者と事業者の円滑なコミュニケーションと不断の改善の姿勢 ○検査の質の一層の向上

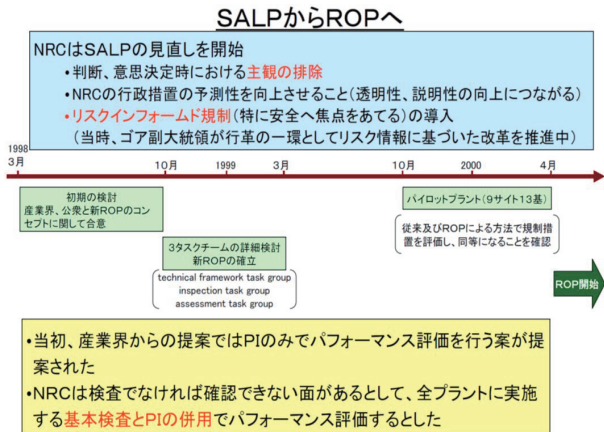


図3 米国の規制制度の変遷

表3 米国の規制と事業者のスタンス

- (1)アメリカNRCは15年前の**北風から太陽政策に変身**
SALP: 違反があれば、すぐに罰金を徴収
ROP: 原子力発電所で良い運転成績のプラントは、Basic Line (年間1800時間)検査のみ。
電力をまず信頼して、情報交換を促進する。
- (2)NRCは、**事業者の自主性を引き出す規制の姿勢**
- (3)アメリカの電力会社は、NRCを信頼し、人事、経営情報以外の発電所に関する全ての情報をNRCに提供。
- (4)電力は経営上、原子力の安全運転が第一を基本、科学的な合理性を追求している。
- (5)電力は、CBM(状態監視保全)及びOLM(運転中保全)の採用による**科学的・合理的な保全方式・周期を選択**。

Dr. Nils Diaz 元 NRC の委員長は、ROP 導入に当たり、「規制当局 (NRC) は、国民の健康を放射線障害から守ることが責務。その為 NRC は電力の安全運転を監督する。」と宣言した。一方、NEI の元会長の Dr. Joe Colvin 氏は、「電力会社は、電力の安定供給及び利益確保が社会的責務であり、その為原子力の安全運転が重要。NRC も電力も安全運転は最重要であり、従来のように喧嘩する必要はなく協調すべきである。」とした。ここから米国の規制と事業者の安全への取り組みは飛躍的な進化を遂げ、設備利用率は90%台に向上した(図4)。我が国の原子力発電所の近年の設備利用率は先進国のなかで最低であり、東日本大震災後は更に、0~5%台になってしまった。

東日本大震災前でも、米国では、OLM (運転中保全(On Line Maintenance)) と CBM (状態監視保全) を徹底している。その結果、燃料交換時の保全は20%、運転中の保全は80%に達している。日本は逆の80%対20%である。

米 NRC は、図5に示すように検査官に厳しい訓練を課し、SDP とパフォーマンス指標に基づく事業者検査の適切性を観察し、独自に確認する仕組みを構築した。NRC の検査の基本姿勢は、図6に示すように、「We trust licensees, but verify them.」、つまり、「事業者を信頼するが、検査で検証する」であり、このためには、What is the Risk

Significant”, 「何がリスクを高めているか」という絶えない問いかけである。より一層の観察重視型の検査やフリーアクセス (抜き打ち検査) を活用し、検査に関して専門家や専門機関の一層の活用を図っている。

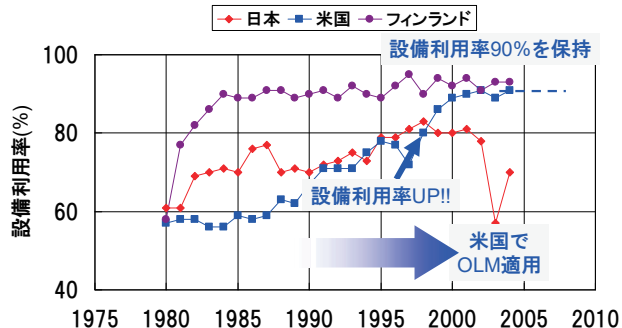


図4 日米欧の保全の適正化と設備利用率の改善

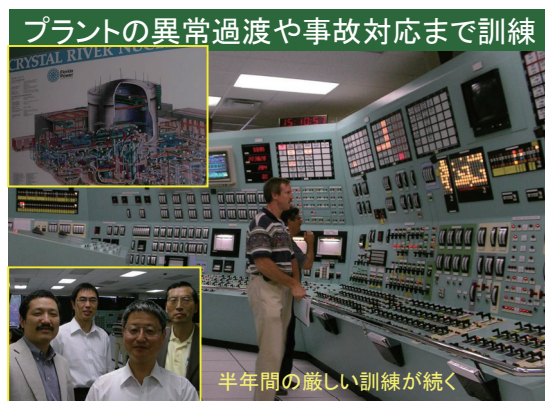


図5 米 NRC 検査官 (シニアインスペクター) の訓練

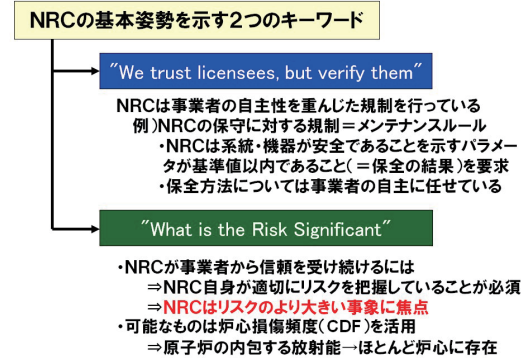


図6 NRC の基本姿勢を示す2つのキーワード

3. 福島第一原子力事故の教訓

福島第一原子力発電所では、構造強度偏重とも言える検査制度が行われ、分解点検で、き裂や減肉の有無などが品質マネジメントシステム (QMS) の膨大な書類づくりと共に重点的に実施された。しかし、津波による海水の浸水だけで、工学的安全施設の多くの系統が機能喪失した。ここで原子炉を減圧して SA 機器で炉心へ注水すべきであったが、十分な訓練を積んでいなかったため、弁の開閉動作に手間取り、非常用復水器 (IC) の作動復

旧やベントによる格納容器の減圧と炉心注水が間に合わず、炉心が空だきになって過酷事故に進展してしまった。

3号機は、復水器へ排水するメカニカルシール注水の弁が閉じられず、炉心にほとんど注水されない状態が続いた。2号機はベント弁の空気喪失で弁が開かず、格納容器の内圧が高いまま、空だきの炉心に海水を注入したために、水蒸気と水素を多量に発生して格納容器が損傷し、放射性物質を近隣の町や村に飛散させることになってしまった。

図7は、補機冷却系によって冷却されている非常用機器（第3層）と常用機器（第1層）を示す。非常用DGやECCSやRHRのポンプの軸受けの冷却など、ヒートシンクを絶たれると東日本大震災時の福島第2原子力発電所のように、格納容器からの除熱ができなくなり、原災法第15条通報に至った教訓もあり、補器冷却系やRHR系のメンテナンスのタイミングはプラントのリスクを高めないように行うことが重要である。定格運転中は、巨大なヒートシンクである復水器が作動しており、プラントの冷却はしっかり確保されている。つまり、第4層のSA機器を安全重要度のクラス1、クラス2で分類して、定期検査時(今後は原子炉停止時)に第3層と同じ分類で点検することは、安全重要度の共倒れを引き起こすことになりかねない。プラント全体のリスクを考えれば、非

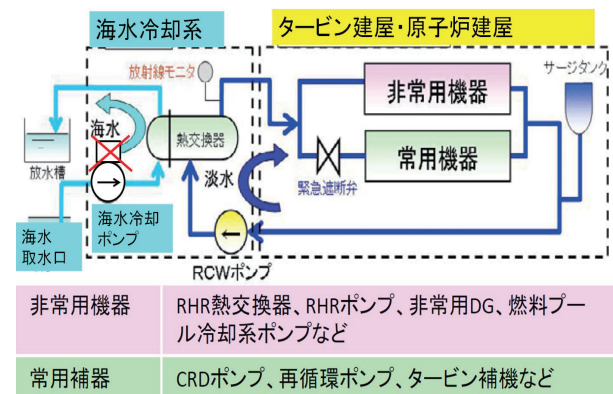


図7 補機冷却系の冷却水や空気、DC電源の重要性
常用炉心冷却系などの工学的安全系の点検中にSA機器や特重設の設備をメンテナンスすべきではない。

従って、第4層では、各種の事象を想定して、SA機器を使いこなして過酷事故の防止または緩和操作ができるように習熟訓練すべきで、人的なマネージメントを含めて訓練し、巡視によりその効果を確認することが必要である。消防車のエンジンの分解点検よりも、エンジンの整備状態やエンジンを始動してしっかり作動状態になる

ことを確認するか、人的な操作の習熟も含めてパフォーマンスを検査すべきである。

4. 事故シーケンス

福島第一原子力発電所の事故で地元を汚染した事故シーケンスを分析する。表4に事故シーケンスの識別子（BWR）を示す。Aは大破断LOCAで設計基準事象（DBA）となっている事象であるが、福島第一原子力発電所で発生したBの電源喪失、Dの直流電源の故障状態が確率論的リスク評価（PRA）の分野では世界的に認識されていた。想定外の事象ではないのである。

また、表5にPWRの格納容器の破損モードを示す。θは、水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器の先行破損である。福島第一の2号機は、BWRであるが、空気源の喪失のためベント弁が一度も開かず、耐圧強化ベントができないまま、格納容器上部フランジから漏洩が発生し、ドライウェル内の気体が約半日でほぼ全量リークし、ブローアウトパネルの開口部から大気に放散している。このときの格納容器圧力は設計圧Pdの2倍、つまり2Pd・200℃以下の1.5Pdで漏洩している[9]。これはフランジのOリングのシリコンゴムのパッキンが150℃の蒸気中で弾力性を失い、フランジが内圧上昇で隙間を生じた際に、Oリングがその変形に追従できないためである4)。当時の格納容器設計者はこれを認識していたが、社内や関係先と情報共有していなかった。この大漏洩の発生した3月15日に風が飯館村の方向に吹いていて図7に示す深刻な汚染が発生した。事故を深刻にしたのは、一度もウェットベント（圧力抑制プールの水をくぐって放射性物質を1/100～1/300に低減）していない高濃度に汚染された放射性物質（FP）を直接大気にリークさせてしまったことである。そして、同日午後には格納容器圧力が再びV字回復している（図8）。MAAP解析によれば、原子炉圧力容器（RPV）底部の損傷が起り、高温のデブリが高温のデブリが雨のようにペDESTAL底部まで落下し、格納容器内の気体を直接加熱したためとされている。このときの格納容器内の放射線はCAMSの測定値に依れば、63Sv/hから135Sv/hに倍増しており、RPV底部破損がCAMSデータから裏付けられている。図9に示す耐圧ベント系のベント弁のエア源喪失によりベントができなかった。このように事故の原因を事故シーケンスを元に

表4 事故シーケンスの識別子（BWR）

識別子	内容
A	大破断 LOCA
B	工学的安全施設に対する電源の故障状態
C	原子炉保護系の故障状態
D	工学的安全施設に対する直流電源の故障状態
E	非常用炉心冷却系による注水の故障状態
P	主蒸気逃し安全弁の再開失敗
Q	給水系による注水の故障状態
S ₁	中破断 LOCA
S ₂	小破断 LOCA
T	過渡事象
U	高压注水系による注水の故障状態
V	低压非常用炉心冷却系による注水の故障状態
W	残留熱除去の失敗状態
X	原子炉の急速減圧の失敗状態

表5 格納容器の破損モード (PWR)

状態	記号	破損モードの説明
格納容器 物理的破損	α	原子炉圧力容器内での水蒸気爆発による破損 (炉内での水蒸気爆発)
	β	水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
	γ	水素燃焼または水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損以前) による格納容器過圧破損
	γ'	水素燃焼または水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損後) による格納容器過圧破損
	γ''	水素燃焼または水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損後長時間経過後) による格納容器過圧破損
	ε	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通
	η	格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる格納容器破損
	σ	格納容器雰囲気直接加熱による破損
	μ	デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
	τ	格納容器貫通部過温破損
格納容器 バイパス	δ	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
	β	格納容器隔離失敗
格納容器 健全	ε	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
	ν	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
健全	φ	格納容器が健全に維持されて事故が終息

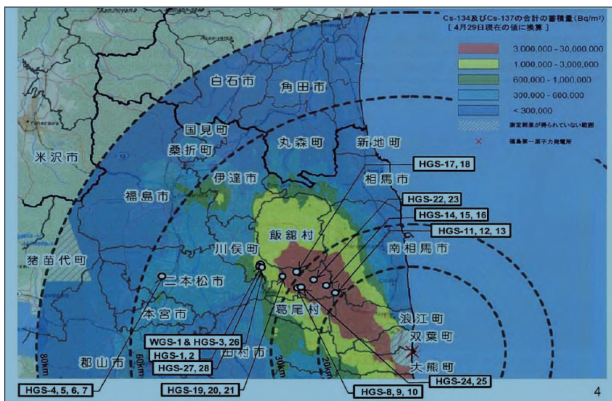


図7 福島第一原子力発電所事故による地元汚染

分析すると、冷水・電気・空気の支援系 (サポート系) が脆弱であり、補機冷却不能、弁操作直流喪失、空気源喪失による弁操作不能などを引き起こした。このように、地元を汚染した原因がベント弁のエア源喪失とOリングからの漏洩である[9]。従ってOリングやパッキンなどの材質までチェックが必要であり、PRAの精緻な解析の前に、PRAの元になる事故シーケンスベースで、重要な弁やパッキンなどを抽出することができる。そして、条件

を満たさないものがあれば、弁操作を手動で可能とし、材質を変更して、過酷事故時であっても必要な機能を果たすようにしなければならない。単なる部品検査のQMSだけでは、潜在的なリスクを炙り出し、対策をとることでリスクを下げるができない。常に安全性を向上させるために潜在的リスクを事故シーケンスとリスク評価から抽出する職場における改善処置活動 (CAP) が必要である。あえて堅苦しい是正処置活動とは呼ばず、改善処置活動と名付けた (規制庁合意)。

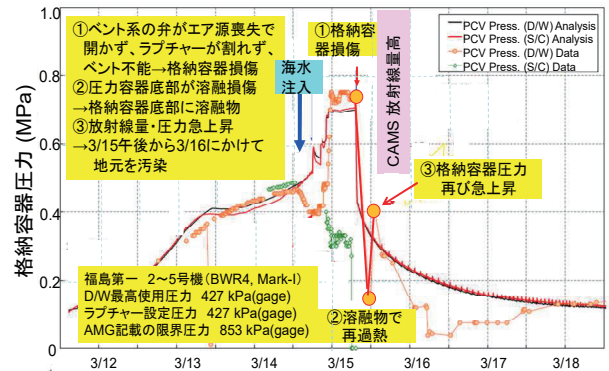


図8 福島第一原発2号機の格納容器圧力の推移

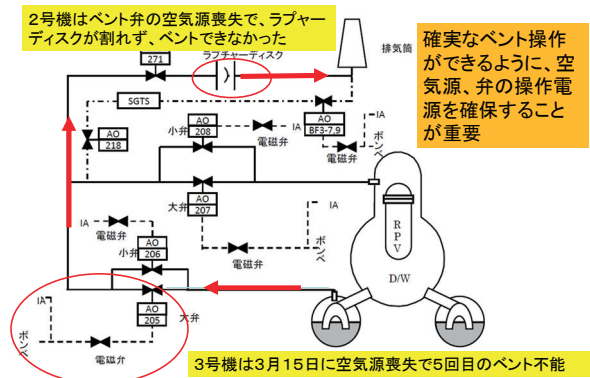


図9 耐圧ベント系のベント弁のエア源喪失

なお、格納容器のパッキンは、耐熱耐放射線の改良 EPDM ゴムが開発され、BWRでは、格納容器 (PCV) の全パッキンが交換されている。2号機では空気源の喪失からラプチャーディスクが割れずにベント弁を開けてもベントが出来なかったとされた。このため、格納容器の損傷を招き、地元を放射性物質で汚染したことになる。これを防止するには、空焚き状態であった炉心へ注水する前にフィルタベントを用いて速やかにベントできるようにしなければならない。つまり、FCVSの運用上からもPCVの過圧破損を防止する運用が求められる。

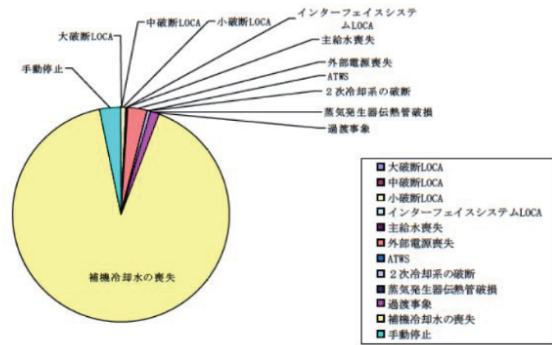
このように、福島第一原子力発電所の事故の教訓とし

て、格納容器の内圧と温度が上昇し、格納容器から放射性物質で汚染された蒸気や水素のリークが発生する前に、フィルタベントを用いて、放射性物質を濾し取ってから圧力と熱エネルギーをベントし、格納容器の内圧を下げたからであれば、主蒸気逃がし安全弁などを用いた原子炉の減圧が可能となり、低压ポンプを用いた炉心注水が可能となる。また、炉心注水に伴う多量の蒸気発生に対しても格納容器の内圧が低ければ格納容器の損傷やリークを防止することができ、地元の汚染も防止できるのである。また、フィルタベントが作動していれば、敷地境界の放射線レベルも 1mSv/y 以下に抑制することが可能であり、その測定値が低く安定していれば、半径 5km 以上、半径 30km 以内の UPZ の範囲の住民は、緊急時避難をしなくても済む。

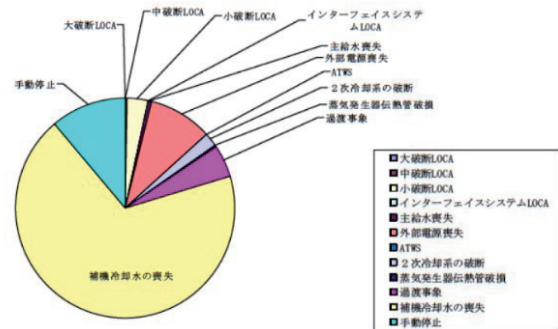
また、我が国全てのフィルタベントに銀ゼオライト (AgX またはモレキュラーシーブ) により有機ヨウ素が 1/100 以下に除去されるため、小児甲状腺癌の発生リスクも大幅に低減できる。このように、フィルタベントの設置は、福島第一原子力発電所および第二原子力発電所で発生した内圧の上昇をベントにより低下させることができ、地元の汚染も防止することができるのである。また、改良 EPDM 材のゴムの耐熱・耐温度・耐放射線を特性が大幅に向上しており、格納容器はよりリークしにくい構造となっているのである。フィルタベントによる圧力逃がし機能に加え、格納容器の熱に対する堅牢 (ロバスト) 性を向上させることが可能となった。

3. PRA 評価による弱点抽出

PWR の発電所の適合審査で行われたリスク評価の事例を紹介する。図 17(a)は、PWR の全 CDF (炉心損傷頻度) において、各起因事象の寄与割合をしめした図で、ベースケースである。この PRA 評価では補機冷却系の故障リスクが非常に高いことを示しているが、RCP ポンプのメカシールの O リング材質を耐熱品に変えることで、全 CDF に対する寄与割合が大きく減少することが分かる。つまり、リスクを上げている要因を炙り出すため、膨大な部品 1 つ 1 つの精査が必要であり、これを安全性向上改善措置活動として、職場での小集団活動として取り組む必要があると思われる。



(a)RCP ポンプメカシールゴム従来品(ベースケース)



(b)RCP ポンプメカシールゴム耐熱品 (部品改善効果)

図 10 補機冷却水喪失の全 CDF に対する割合

4. 事故シーケンスと簡易リスク評価

図 16(a)と (b)に、対策前と基本的対策を実施した場合の起因事象に対する炉心損傷確率と格納容器損傷確率のリスク低減割合を示す。起因事象は、外部電源喪失と非常用海水冷却系機能喪失による非常用ディーゼル発電機トリップによる全交流電源喪失の発生確率を 1 とした条件付の確率を表している。これにより、条件付炉心損傷確率は基本対策実施により 7%にまで低下する。同様に、格納容器損傷確率は 3.6%に低減する。図 18 はこのようにして計算したベースケースに対する各対策のリスク低減効果をまとめて炉心損傷確率と格納容器損傷確率の相対値を示したものである。このグラフから基本的対策の効果が非常に大きく、恒設ディーゼル発電機やフィルタベントの設置効果が現れてきていないことが分かる。しかし、このような場合、基本的対策に不具合があっても、第 2、第 3 の対策があればリスクが上がらないことも分かる。例えば、基本的対策で防潮堤を設置した場合、津波のリスクは大きく低下するが、もし、防潮堤に何らかの損傷があっても、第 2 の対策である高台に設置したディーゼル電源や第 3 の対策であるフィルタベントによる放射性物質を 1/1000 に低下させた格納容器からのベント

は、給水車による炉心注水や格納容器への注水を容易にし、炉心損傷確率や格納容器の損傷確率を大幅に下げるのである。図12に、新規性基準に基づく各種の安全対策を示す。このような安全対策について、事故シーケンスと簡易リスク評価を用いると、リスク低減効果が大きい実効性のあるAM対応策をとった原子力発電所の安全性が飛躍的に高まるのが、容易に評価できる。

その一例として、敷地内に断層が存在し、それが動いた場合を評価する。図13に示すように、断層変位で海水管ダクトが損傷し、海水取水機能が喪失したとする。ま

■ ベースケース(対策前)のリスク評価を1として、各ケースのリスクを算出

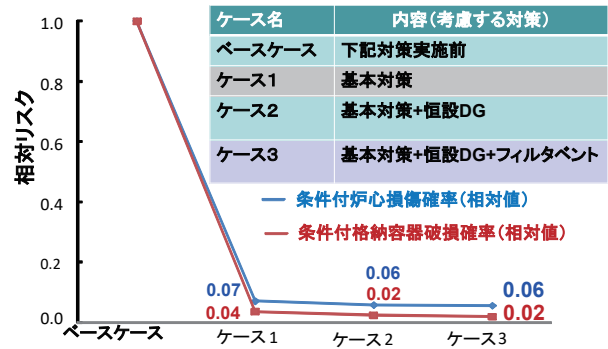
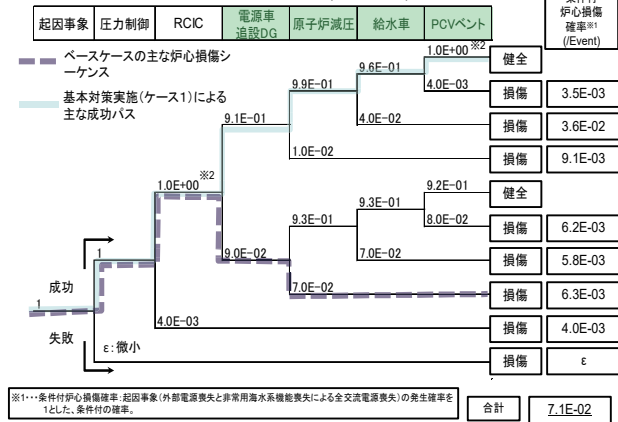
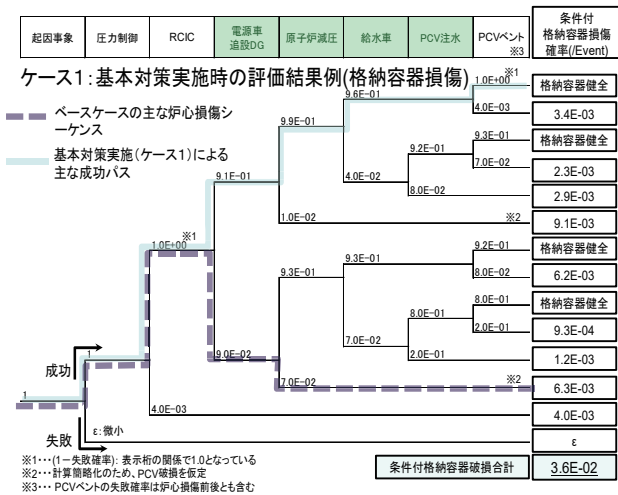


図12 各対策の相対的リスク低減効果

ケース1:基本対策実施時の評価結果例(炉心損傷)



(a)基本対策実施時の起因事象を1とした炉心損傷確率



(b)基本対策実施時の起因事象を1とした格納容器損傷確率

図11 事故シーケンスに基づく簡易リスク評価

た、原子炉建屋や補助建屋の基礎にも断層変位による損傷が発生したとする。原子炉建屋や補助建屋は系統区分がなされているので、被害を受ける箇所は表5に示すように限定的である。このような事象の事故シーケンスと簡易リスク評価を行うと、図14に示すように、アクセシブルな管理(AM)対応により炉心損傷リスク(∫CDF)を約1万分の1まで低減できることが分かる。深層防護第4層のAM対応がリスクを効果的に低減できることを示している[8]。

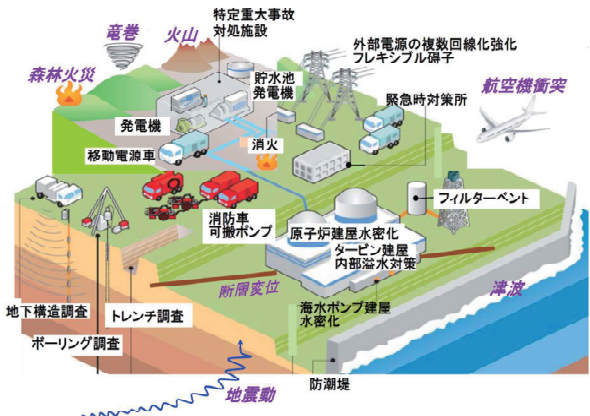


図12 敷地内断層変位と安全対策

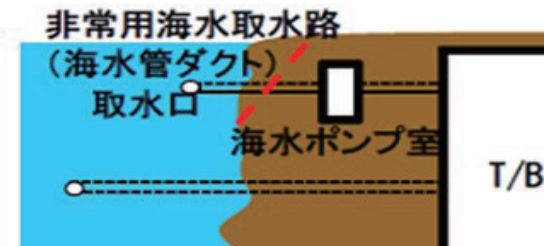


図13 断層変位に伴う海水取水機能喪失

表 5 建屋基礎の断層変位量に対応した損傷評価

断層変位※ (縦ずれ)	評価エリア	原子炉建屋					補助建屋			
		A	B	C	D	E	a	b	c	d
10cm	地下1階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
	地下2階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
20cm	地下1階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
	地下2階	○	○	△	△	○	△	△	○	○
30cm	地下1階	○	△	×	×	○	×	×	○	○
	地下2階	○	△	×	×	○	×	×	○	○
50cm	地下1階	△	△	×	×	△	×	×	△	△
	地下2階	△	△	×	×	△	×	×	△	△

※断層変位量は、相度評価のイメージを表現するために任意に設定したものを、(注)実プラントの評価では、建屋のエリアを更に細かく区分して評価する。

【凡例】

- ：有意な損傷無し
- △：基礎・壁・床に局部損傷があるが、機器の支持性能の維持が可能と判断できる状態
- ×

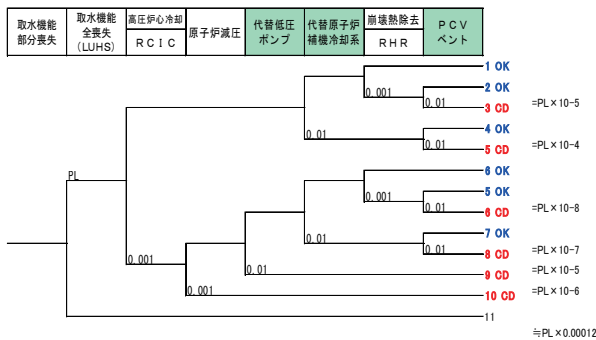
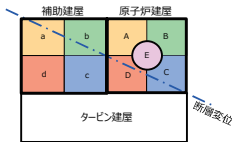


図 14 海水取水機能喪失時の AM 対応によるリスク低減

5. DB 機器と SA 機器の保全と CAP 活動

定検時は格納容器の上蓋、ハッチ、原子炉圧力容器の上蓋が開いていて、DB（設計基準）機器の非常用炉心冷却系（ECCS）のディーゼル発電機（DG）やポンプのメンテナンスを行っており、注水系の可能運転系統数の制約がある。PWR ではミッドループ運転、BWR では制御棒駆動装置の水圧駆動ユニット（HCU）などの点検を行っており、燃料交換作業中では燃料落下事故に備え、BWR では、非常用ガス処理系（SGTS）はいつでも稼働できる状態にしておかなければならない。残留熱除去系（RHR）も複数系統のうち必ずいくつかは運転していなければならない。電源車や消防ポンプが故障してもプラントの安全性や運転継続には影響しない。定期点検により、いつでも運転可能な状態にあることを操作する人間の技量も含めて確認しておけば良い。

しかし、現状の保安規定では、深層防護第4層の消防ポンプなども安全上重要な機器に分類されてしまっており、消防ポンプが故障すると運転上の制限（LCO）逸脱となり、プラント停止に追い込まれかねない。原子力発

電所の安定運転が、一般工業製品である消防ポンプの信頼性で左右される本末転倒の事態になりかねない。

そこで、SA 機器は、常設・可搬を問わず、定格安定運転中に保全活動をすべきである。図 15(a)は米国の非常用ディーゼル発電機（DG）の運転中保全の写真である。モバイル電源車と燃料を満載したタンクローリーを横付けしておくだけで、炉心損傷確率（CDF）は低下する。第4層のメンテナンスの思想は、人的なマネジメントが様々な状況で実行可能かを見る、パフォーマンス検査とすべきである。第3層と同じハードウェアの機能検査をすると第3層、第4層とも設備検査になってしまい、第4層としての保全・検査にならなくなる。SA 機器の保全重要度は、以上の観点から、第3層の安全重要度クラス1、2とは別に SA クラス保全重要度 A、B、C、D と定義すべきである。

図 15(b)は、米国の発電所での基本冷却ポンプ（Essential Water Pump）の OLM である。技術者が慣れた手つきでデキパキと吐出圧、流量、モータ温度、振動などを測定して異常のないことを確認している。これらの安全上重要な機器のコンフィグレーション管理（CM）から、検査項目が CM を満たしているか、見直しが必要である。

非常用DGのオンラインメンテナンス



(a) 非常用 DG の OLM 事例

基本冷却水ポンプのメンテナンス



(b) 最終ヒートシンクの冷却ポンプの OLM 事例

図 15 DB 機器のオンラインメンテナンス

6. 特定重大事故対処施設の機器の保全

人の出入りが多い定検時は、テロの潜入りリスクも高いことから、特重設は、万一に備えて稼働可能状態にしておくべきである。また、大々的に宣言して、メンテナンスを行うべきではない。プラント運転中に時期を示さずに、OLMで目立たないように実施すべきである。同等の機能は図16に示すように、SA機器である移動冷却車（可搬式熱交換ポンプ車）やモバイル電源車・ポンプ車等で構成できるので、特重設のメンテナンス時には、SA機器を活用してテロに対するリスクを低減できる。

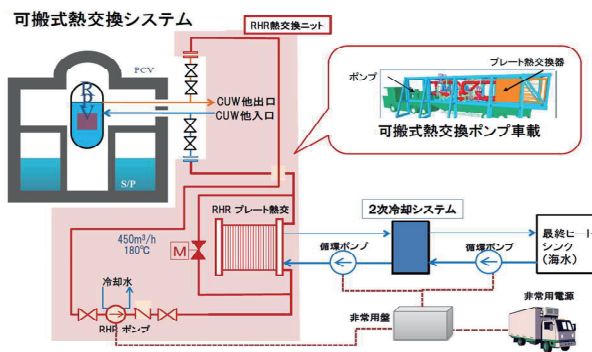


図16 SA機器（可搬式熱交換車）による崩壊熱除去

7. 階層ベイズ統計によるCAP活動の最適化

原子力発電所の保全活動のなかで、機器のメンテナンスの周期（点検周期）の最適化が重要である。

階層ベイズを用いた対数線形によるポアソン回帰モデルと信頼性工学のアンアベラビリティを組み合わせると、分解点検間隔の最適化や点検個所の重点化を図ることができ、これらの結果を保全プログラムへ反映し、プラントの信頼性の向上を図ることが可能となる^{10),11)}。NUCIAに登録された不具合事象データのなかから、BWRにおける運転制限の逸脱事象に占める機器別の不具合事象発生状況を図17に示す。この図から弁の不具合が多いことがわかり、更に分類すると図18に示すように、電動弁の不具合発生が多い。ベイズ統計による時間依存性のある不具合事象発生率の評価手法を用いると、不具合事象発生率の90%確信区間の推定点である95%推定点で評価すれば、アンアベラビリティUが最小値となる最適な安全系電動弁の分解点検間隔Lは、8炉年となる(図19)。弁棒には、弁体、ギア部等との接続部があり、この部分で磨耗等の不具合が発生する。この不具合原因の発生個所としては、弁駆動部にあるリミット・トルクスイッチが、

約43%、弁棒と弁体等との連結部が、約21%を占める。このように、最適な点検間隔と保全施行管理に関する情報がベイズ数理統計処理から得られる[6][7]。

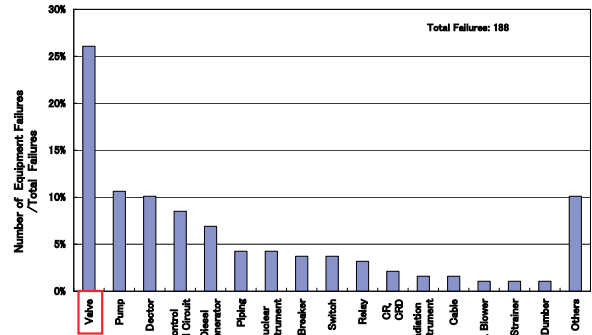


図17 運転制限の逸脱事象に占める機器別の不具合事象発生状況 (BWR)

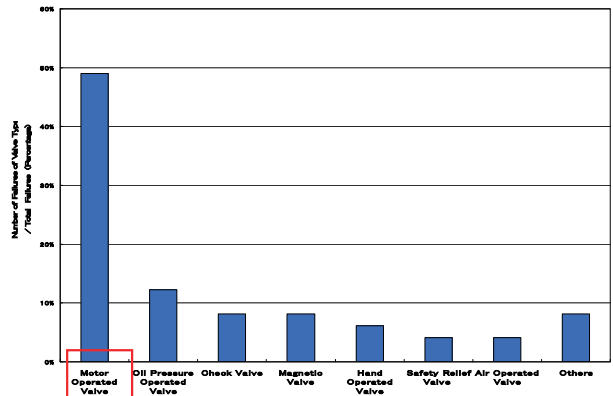


図18 弁の種類別の不具合事象発生状況

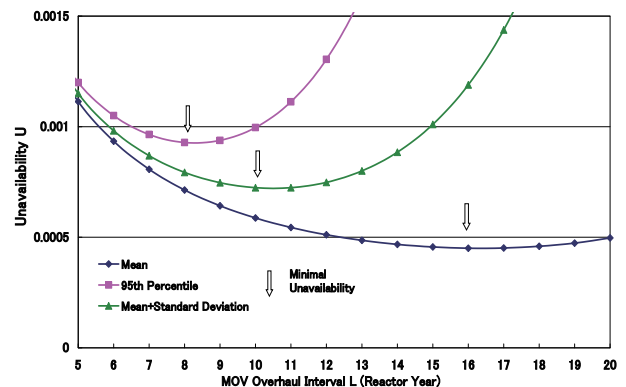


図19 アンアベラビリティUが最小値となる最適な安全系電動弁の分解点検間隔

8. 過去の不適合事例に学ぶCAP活動の実践とオンラインAI活用の必要性

国内外の原子力発電所で、膨大な不適合事象が発生しており、これらの知見を抽出して整理し、事例集の形で



図20 デービスベッセ発電所の不適合事象

- 2002年、原子炉容器上蓋貫通部の検査時に、制御棒駆動機構（CRDM）ノズル溶接部でクラック（1次冷却材応力腐食割れ（PWSCC）が原因）からのホウ酸の漏洩を発見。
- 補修時に、当該ノズルの下り勾配側で原子炉容器上蓋母材が深さ6インチほど欠損していることが判明。
- さらに、原子炉容器上蓋内張であるステンレス鋼クラッド（内張）が、4インチにわたって反っていることが判明。欠損箇所について、内張のみが残っていた。

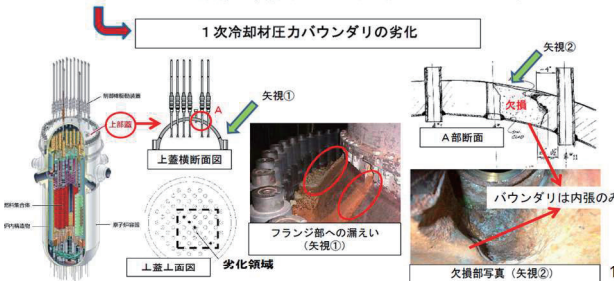


図21 デービスベッセ発電所の1次系圧力バウンダリの劣化（上蓋にホウ酸による腐食で大穴）

- 1989年に東京電力福島第2発電所3号機の再循環ポンプで発生した軸受リングの脱落トラブルは**予兆**として軸振動の増大があった

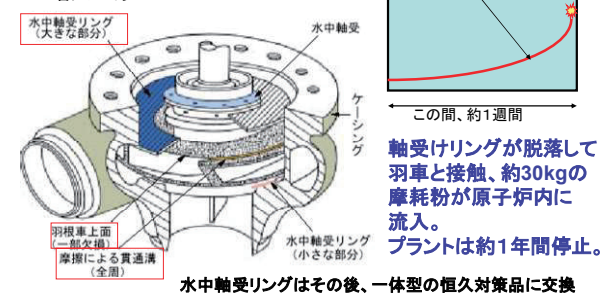


図22 福島第二原子力発電所3号機のPLRポンプの損傷

各職場の改善処置活動（CAP）に活用し、類似事例の未然防止のために保全活動に反映する他、規制側も規制検査のなかで検査員が類似事象の兆候を捉えるために、これらの知見を知識として規制検査の研修学んでおく必要がある。また、膨大な事例をAIに学習させて、予兆を捉える仕組みも整える必要がある。

代表的事例を挙げると、図20に示す、デービスベッセ発電所の不適合事象があり、これは通常運転時の1次系の漏洩流量は許容値内であったが、図21に示すように、1次系圧力バウンダリである原子炉圧力容器の上蓋に、漏洩したホウ酸水が蒸発して高濃度のホウ酸による腐食が進行し、上蓋にパイナップル代の大穴が開いて、ステンレスのクラッド1枚で、LOCAにならないで済んでいたというものである。保温材を剥がすとフランジ部に漏洩痕が残っており、点検で見つけ、安全上重大な損傷が進んでいたことを見抜かなければならない。AIによる支援が必要である。

図22は福島第二原子力発電所3号機のPLRポンプの水の中軸受けリングの隅肉溶接部の高サイクル亀裂進展による脱落とインペラとの接触による摩耗粉の原子炉内への流入が発生した事例である。この損傷は、軸振動の増大として、中央制御室で警報が鳴っていたにもかかわらず、運転員がそのまま運転を継続していたことにより、最終的に原子炉に30kgものステンレスの摺動磨耗粉が流入した。燃料集合体を全数洗浄、炉内の磨耗粉も全量回収するために約1年以上もの長期停止となった。この軸振動増大の予兆を捉えて、すぐにポンプをトリップするアクションが必要であった。

図23は美浜原子力発電所3号機の給水系配管の破断事故である。タービン建屋内の低圧給水加熱器出口の給水系配管が、オリフィスによる流れ加速型腐食（FAC）に

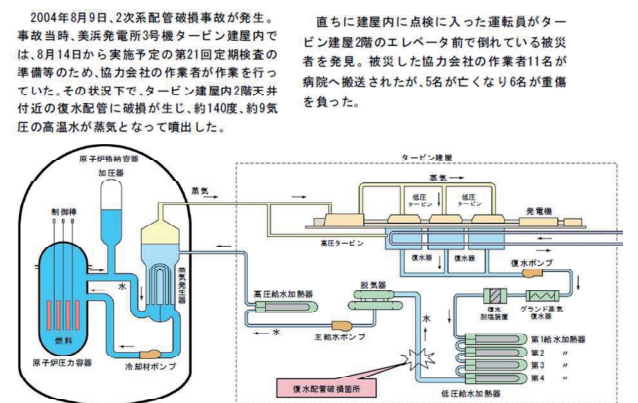


図23 美浜原子力発電所3号機の復水系配管の破断

より最小厚さ約 0.7mm まで配管が減肉し、その破断により 11 人が火傷、うち 5 名が亡くなった。尊い人命が失われた事故となった。この減肉はオリフィス下流での渦により、流れの境界層が薄くなって鉄のイオン化が促進されて減肉が進む事象で、その後多くの研究がなされた。この事象の 25 年前に米国サリー発電所の給復水系配管のエルボ下流で同様の事象が発生しており、この知見を重視して、配管減肉検査の重点箇所としておけば未然に防止できた事象である。これも定検時の超音波による配管肉厚の測定を実施し、長期のトレンドを見ることにより、減肉を検知できる。このような重点点検箇所のデータを月 1 回程度のサンプリングで、傾向監視し、オンライン AI による警報発生などの対策が必要となろう。

図 24 は 浜岡 1 号機余熱除去系配管の水素爆轟による破断事故である。幸い過大流量をエルボメータで検知して、余熱除去系への蒸気供給が遮断されたために、大事故に至らずに済んだ。炉内の放射線によって水が放射線分解して水素、酸素が生成され、これが余熱除去系配管などの立ち上がり配管の上部から蓄積していき、約 7m の長さまで蓄積したところで、HPCI タービンの起動による圧力波が水蒸気と水素・酸素の蓄積部の境界面に擾乱を与え、貴金属注入した触媒作用により着火、爆轟して水封部の水面での反射部で反射波による圧力増大で破断したものである。これは蒸気配管に熱電対を付けて温度監視していれば検知できる。

図 25 は 浜岡 5 号機の復水器細管破損による原子炉給水への海水混入事象である。プラントの停止操作中に復水器内の配管のメクラフランジの隅肉溶接部がポンプ脈動で亀裂進展し、メクラフランジが外れて、多量の海水が復水器下部に流下、これが給水に混入して原子炉まで流入した。これは事象が発生した段階で、オンライン AI が速やかに事象を収束、安全停止させる必要がある。

○事故の概要

2001年11月7日17時2分、高圧注入系の手動試験を実施したところ、余熱除去系蒸気凝縮系配管が破断

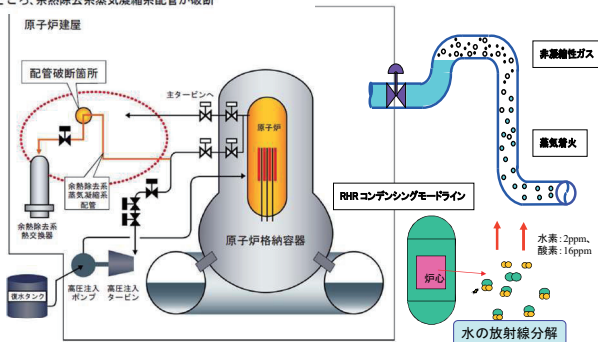


図 24 浜岡 1 号機余熱除去系配管の水素爆轟による破断

復水器内の配管のメクラ板隅肉溶接部がポンプ脈動で損傷
→鉄砲水が復水器細管を直撃→細管が損傷して、復水に海水混入

浜岡原子力発電所 5 号機は、2011 年 5 月 14 日に、原子炉停止後の冷温停止操作過程で主復水器細管の損傷が発生し、原子炉施設全体に海水が約 400m³ 混入しました。

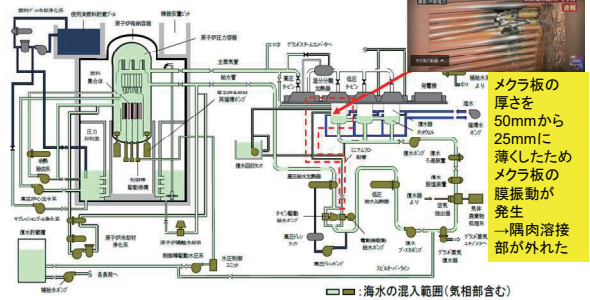


図 25 浜岡 5 号機の復水器細管破損による原子炉給水への海水混入

10. 結言

IAEA の IRRS の指摘に基づき、原子力規制が米国 NRC のようなパフォーマンス検査に移行する。実運用が開始されるまで約 3 年しかない。特に今年度の取り組みが重要と考えている。リスクを定量的に評価することは難しい。原子力規制委員会と原子力事業者等は、リスク評価に挑戦するため、既に様々な取り組みを開始しているが、PRA で用いるプラントのモデル、弁やポンプの故障確率、人的パフォーマンスなどのデータ整備が急務であり、QMS を適切に運用できる統合保全システムの開発も必要である。今後の研究の進展と学会の役割が重要である。

参考文献

- [1] 奈良林 直、第 2 回原子力安全合同シンポジウム開催報告、保全学、Vol.16, No.2 (2017)。
- [2] 奈良林 直、特集：規制関連検討会報告「我が国の検査制度の大改革と新時代の統合保全検査システムと保全学会の役割」、保全学 Vol.15, No.2 (2016)。
- [3] 奈良林 直、特集：規制関連検討会報告「再稼働後の ROP 導入と SA 機器の保全活動」、保全学、Vol.15, No.3 (2016)。
- [4] 日本原子力学会事故調査委員会編、「日本原子力学会事故調査最終報告書」(2014.3)。
- [5] 東京電力、「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について(概要)」(2011.5.23)。
- [6] 野田 宏、奈良林 直、吉田 智朗、中村 誠、桐本 順広、「階層モデル・ベイズ統計による BWR 原子炉隔離時冷却系のデマンド故障の評価」、日本原子力学会和文誌、Vol.7, No.4, pp408-419(2008)。
- [7] 野田 宏、奈良林 直、吉田 智朗、中村 誠、桐本 順広、「ベイズ統計に基づく BWR 安全系電動弁の分解点検間隔の最適化」、日本原子力学会和文誌、Vol.8, No.1(2009)。
- [8] 奈良林 直、「事故シーケンスと簡易リスク評価による安全性改善活動の提案と評価例」、原子力安全合同シンポジウム解説、保全学、(2018)。