

「複雑なエネルギーシステムのための人間機械システム高度化の研究に関する

「専門家ワークショップ」報告

吉川榮和^{1, 2}, Wang Xiaoye³, Yang Jun⁴, Chen Sijuan⁵, 新田純也^{1, 6}, 松岡 猛⁷

(1 : シンビオ社会研究会、2 : 京都大学、3 : 中国原子力発電研究所、4 : 華南理工大学、
5 : 深圳大学、6 : アルカディアシステム (株)、7 : 宇都宮大学)

概要

2024年3月29日に岡山県総社市の岡山県立大学で開催の「機能モデルと社会技術システムに関する国際ワークショップ (FMWS2024)」に参加のため来日の3つの大学 (深セン大学、華南理工大学、黒竜江工程学院) の教員と大学院学生を迎えて、3月26日~27日に、複雑なエネルギーシステムのリスク解析や故障診断、原子力発電所の HMS の技術基準に関する研究を主なテーマとした、先進的なヒューマン・マシン・システム研究の専門家間の情報交換のため本ワークショップを ZOOM 会議併用で行った。

日時：令和(2024)年3月26~27日

会場：宇治市五ヶ庄 京都大学エネルギー理工学研究所 本館5階会議室 N571E 号室

および ZOOM による

主催：特定非営利活動法人 シンビオ社会研究会

協賛：京都大学エネルギー理工学研究所ゼロエミッション研究拠点

★本ワークショップ開催の経緯と本報告の構成と参加者数

◇経緯

2024年3月29日に岡山県総社市の岡山県立大学で開催される「機能モデルと社会技術システムに関する国際ワークショップ (FMWS2024)」に参加のため来日の3つの大学 (深圳大学、華南理工大学、黒竜江工程学院) の教員と大学院学生を迎えて、3月26日~27日に、複雑なエネルギーシステムのリスク解析や故障診断、原子力発電所の HMS の技術基準に関する研究を主なテーマに、先進的なヒューマン・マシン・システム研究の専門家間の情報交換のために本ワークショップを行った。なお中国側の講演者2名は来日直前に急に入った校務で来日できなくなったのでこれらを考慮し ZOOM 会議併用の会議となった。

◇本報告の構成

3月26日と27日の2日間にわたるワークショップのセッション構成のプログラムに従って、3部構成の各セッションで発表された論文の表題、発表者、発表と討論の概要をまとめた。なお、発表と討論は英語で行われた。発表に用いられた PPT にはリンクし、閲覧可能とした。

◇参加者数

会場参加者数は15名 (日本5名、中国10名)、ZOOM 参加は中国から論文発表で2名。その他インターネットで聴講者が中国から4名、日本から5名あった。

第一部 原子力発電所人間工学プログラムの評価指針の構成方法

講演 I-1 「NUREG-0711Rev.3 の全体概要と日本電気協会で検討中の関連指針」

(京都大学名誉教授 吉川 榮和氏)

(英文表題 : Introductory review of the NUREG-0711 Rev. 3 and the relevant Guideline being under discussion in the Japan Electric Association)

発表 PPT・・・[こちら](#)

◇発表と討論の概要

○発表の概要

米国原子力規制局発行の原子力発電所に対する指針 NUREG-0711 は、原子力発電所の中央制御室の設計・製造だけでなく、その他の操作手順、教育および訓練などのソフトウェアも含めた設計から運用に至る全体に人間工学の知識を適用して、原子力発電の安全性向上を図ろうとするものである。2010 年代後半以降、IAEA は NUREG-0711 に基づく安全ガイドを SSG-51 として発行し、IEC も同様のヒューマンファクターエンジニアリングガイドを検討。日本の原子力産業でも米国に倣い、日本電気協会がヒューマンファクターエンジニアリング標準の発刊を現在準備中である。

講演では、まず米国 NRC による 3 つの NUREG 指針の概要を紹介し、その後日本と米国の取り組みを比較した。その大要を以下に紹介。

1. 指針『NUREG-0711 Rev. 3 Human Factors Engineering Program Review Model』の概略

- スリーマイル島(TMI)、チェルノブイリ、その他の原子力発電所(NPP)の事故の研究から得られた重要な洞察の 1 つは、制御室の設計、手順、訓練の不備などの人的要因の欠陥に起因するエラーが、原子力発電所の事故や事故の大きな要因
- ヒューマンファクターエンジニアリング(HFE)は、プラントの安全性をサポートし、多層防御を提供する上で重要な役割を果たす。原子力規制委員会(NRC)の HFE スタッフは、建設許可(CP)、運転免許(OL)、標準設計認証(DC)、複合ライセンス(COL)、およびライセンスの修正の申請者の HFE プログラムを評価。
- これらのレビューの目的は、申請者の HFE プログラムに HFE の実践が組み込まれていることを確認することにより、公衆衛生と安全をサポートするため
- NRC スタッフの HFE レビューの範囲には、設計プロセス、最終設計、その実装、および継続的なパフォーマンス監視が含まれる
- これらのレビューの目的は、申請者の HFE プログラムに、次に示す HFE プログラムの 12 要素が記載されている HFE 実践とガイドラインが組み込まれていることを NRC のスタッフが確認するため。
- ①HFE プログラム管理、②運用経験レビュー、③機能要件分析と機能割り当て、④タスク分析、⑤人員配置と資格、⑥重要な人間の行為の扱い、⑦ヒューマン・システム・インターフェース設計、⑧手順開発、⑨トレーニング・プログラム開発、⑩人的要因の検証と妥当性確認、⑪設計実

装、⑫人間のパフォーマンスのモニタリング。

- その各々の要素の記述は次の5つのセクションで構成される。①背景、②目的、③申請製品と提出物、④審査基準、⑤参考文献。

2. 指針『NUREG-0800 Standard Review Plan(SRP) for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants』の概略

- NRC スタッフが原子力発電所の建設、改造等についての申請書を審査する際の標準手順を定めた文書。
- 立地地域の特性からプラント構成、原子炉、冷却系、ECCS、計測制御系、電源、補助系、廃棄物処理系などの詳細、事故解析等の全部で19章で構成される。
- HFEは18章に記載されていて45頁。2016年にREV3の改定が行われている。

3. 指針『NUREG-0700 Brief summary of its organization』の概略

- NUREG-0700には、レビューガイドラインの14のセクションと、以下に説明する4つの付録が含まれる
- HFEガイドラインの14のセクションは以下の4つの基本部分に分かれる
- パートIは、基本的なHSI要素(情報表示、ユーザーインターフェースの対話と管理、アナログディスプレイと制御)のガイドラインが含まれる。これらの要素は、特定の機能を提供するHSIシステムを開発するためのビルディングブロックとして使用される。
- パートIIは、次のHSIシステムを確認するためのガイドラインが含まれている:
警報システム、安全パラメータ表示システム、グループビュー表示システム、ソフトコントロールシステム、コンピュータベースの手順システム、自動化システム、および通信システムなど。
- パートIIIは、ワークステーションと職場のレビューに関するガイドラインを提供。
- パートIVは、HSIサポートのレビュー(すなわち、デジタルシステムおよび劣化したHSIの保守性、および計測および制御条件)に関するガイドラインを提供。

4. 日米の比較

米国

- NRCのスタッフがプラントの建設や改造、廃棄のために事業者から提出される申請書を人間工学プログラムに沿ったものかどうかを審査するための基準は次のような3層構造の判断基準で構成されている。
- NUREG-0800 第12章 (HFEプログラムの全体的審査基準)
- NUREG-0711 (HFEプログラム適用を全体としてどのように展開すべきかを示すもの)
- NUREG-0700 (ヒューマン・マシン・システムのハード、ソフト両面へどのようにHFEを適用すべきかを詳細に規定するもの)
- 国立原子力研究所の専門家が中心になって、科学技術の進展と原子力技術に課せられる社会の要求の両面の変化を考慮して不断に関連するNUREGの改定を行っている。

日本

- 新規基準の誤操作防止とそのための設備に対する規則が法律として規定され、それを原子力規制庁が原子力規制委員会ガイドとして規定する。
- 事業者はこのガイドに沿って申請書を作成して再稼働申請する。
- 事業者側が審査を受けた経験を集約して、日本電気協会原子力規格委員会が規程(要求条件を含

むもの)と指針(推奨事項を集積するもの)に展開している。

- 規制庁による審査ガイドラインに対して事業者側の対応が遅れている。その理由として米国流の HFE プログラムへの理解と吸収に困難なようである。
- 一方で福島事故後の再稼働に対して新規制基準により要求された具体的な過酷事故対策の追加設備とその操作手順を HFE プログラムに組み込もうとしているところに特徴がある。

なお 次の講演の主題の SPDS については NUREG-0700 のパート II に NRC がその設計を HSI の観点でレビューする条項は記載されているが詳細は調べていない。

講演 I-2 「IEC60960：原子力発電所の SPDS 設計における人間工学の課題」

(中国原子力発電研究所 研究員 Wang Xiaoye 氏)

(英文表題：IEC-60960 revision: Human factors issues in SPDS design in nuclear power plants)

発表 PPT・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

1980年代のスリーマイル事故の教訓を反映し、国際的に提案された安全パラメータ表示システム(SPDS)の概念は、特に異常状態や事故状態での原子力発電所の安全状態を全体的に監視する制御室要員の能力を強化するヒューマン・マシン・インターフェースの1つとして導入使用されている。国際電気標準会議(IEC)は、1988年にSPDSの機能要件、ディスプレイ仕様、および性能基準を概説した規格IEC 60960を発表したが、その後のコンピューター技術とヒューマン・ファクター工学の発展に伴い、SPDSを現在の開発システムに適応させる必要がある。講演では大略以下の順序で発表された。

1. 1988年発行のIEC 60960の概要

- SPDSは、制御室(CR)や緊急対応施設(ERF)におけるヒューマン・マシン・インターフェース(HMI)やヒューマン・ファクター・エンジニアリング(HFE)に関するスリーマイル事故の教訓を生かし、原子力発電所の安全状況をHMIで表示する際の不備を補うことを目的としている。
- IEC 60960-1988(原子力発電所の安全パラメータ表示システムの機能設計基準)が発行され、SPDSの設計を標準化し、当時の技術的条件下で機能性能目標を可能な限り達成した。

2. IEC/SC45A/WGA8におけるIEC 60960の位置づけ

- WGA8の所掌は、制御室、ヒューマン・マシン・インターフェース、ヒューマン・ファクター工学
- SC45Aの所掌は原子力施設の計装・制御・電気システム

IEC 60960は、そのアーキテクチャにおけるヒューマン・マシン・インターフェース設計関連規格である。

3. IEC標準の改定と想定しているスケジュール

私たちのチームは、中国原子力発電研究所(NPIC)と深圳大学のメンバーで構成されているが、次のスケジュールで改定と発刊を想定している。

時期	ステップ
2023-02-28	SC45A/WGA8会議で初めて改訂意向を発表
2023-10-18	SC45A/WGA8年次総会にて改訂案を提出
2023-12-26	ワーキングドラフト Ver.1.0を提出。WGA8メンバーからのコメント募集

2024-03-27	WGA8 IEC 60960 改訂中間会議
2024-06	IEC/SC45A 事務局は、レビューレポート(RR)を公表。
2024-10	CD ステージへの参入を計画。
2025-06	CDV ステージへの参入を計画
2026-02	FDIS ステージへの参入を計画
2026-10	標準として発行

4. 現状の IEC 60960 の構成概略は下表のごとし

要素	計測器、ディスプレイ、ハードウェア、コンピュータソフトウェアで構成
システム化の形態	スタンドアロンシステムまたは制御情報システムに統合
機能	特に異常な状態下で、原子炉運転員を支援するために集約した方法で情報提供 軽水炉の重要な安全機能に関連するパラメータをコンピュータベースのシステムで表示
6つの重要な安全機能	反応度制御 原子炉冷却材システムの完全性 炉心冷却 一次システムからの熱除去 放射能管理 封じ込めの完全性

5. IEC 60960-1988 は、機能設計基準のみを提供し、IEC 制御室設計基準に従って設計されていないプラント制御室にのみ適用される。なお、IEC 60960-1988 がリリースされた時点では、IEC 制御室設計標準シリーズは完成していなかった。

6. 改定提案のポイント

(1) 動機

- ① IEC による原子力発電所の制御室と HFE 設計システムの継続的な改善
- ② 異なったタイプの原子炉(HWR、HTGCR)への SPDS の実装。
- ③ SPDS におけるデジタル技術(デジタルディスプレイ、デジタルデータ伝送、コンピューターパフォーマンスの向上)の適用。
- ④ 知能化技術の応用。

(2) 現行の基準で改定すべき事項

- ① 規範として掲載する参考文献を更新する
- ② IEC 規格のフォーマットテンプレートに適応させる
- ③ 異なったタイプの原子炉に適応する
- ④ デジタル技術の応用への要件を組み込む
- ⑤ HFE の設計原則を実装する
- ⑥ 知能化技術の導入を検討する

(3) 改定箇所とそのポイント

改定箇所	改定の要点
序文/序論	最新の IEC ファイル形式に従って適応修正を行う
1 スコープ	原子炉の種類適用範囲を拡大する 標準の適用範囲を「IEC 制御室設計基準に準じた原子力発電所の制御室」に拡大 SPDS 開発の背景を追加 他の規格との関係を追加
2 規範として掲載する参考文献	IEC 639 を IEC 60709 に変更. IEC 60964-2018、IEC 63351-20xx などの参照規格を追加
3 用語と定義	具体的な改訂内容に応じて、制御室スタッフ、原子炉安全技術者、緊急時対応スタッフ、作業手順書などの用語や定義を追加
4 略語	安全パラメータ表示システム(SPDS)、ヒューマンファクターエンジニアリング(HFE)、ヒューマンマシンインターフェース(HMI)など、特定の改訂内容に応じて関連する略語を追加
5 一般的なパフォーマンスの要求	「SPDS は、原子力発電所のコンピューターおよび制御システムに完全に統合できる」という提案を追加 補足:SPDS は過酷事故への表示内容と運用要件を提供できる。 「補助制御室は SPDS 機能を持つことができる」という提案を追加する。 HFE 設計ガイドラインの適用内容を追加し、IEC 63351 の HFE フレームワークおよび IEC60964 の制御室設計フレームワークに従って SPDS 設計を実行することを明確化。 IAEA とエンジニアリング設計によって実施されている現在の機能安全目標の分解によると、SPDS 設計は機能安全目標に必要な安全パラメータ表示要件を満たす必要がある。
6 機能設計の基準	異なったタイプの原子炉の安全機能をカバーする安全パラメータを選択する方法を追加。 軽水炉に加えて他の原子炉タイプの安全機能の例を提供 補足:SPDS の HMI は、多様なデジタルディスプレイの要件を考慮する必要がある。 補足: SPDS の二次データ処理とインテリジェント機能に関する提案を提供。 補足:SPDS の VDU は、IEC61772 で参照されているアプリケーション要件を満たす必要がある。 補足:SPDS の設計は、IEC61839 に従って一般的な HFE の原則、機能要件の分析と割り当てを行い、IEC61771 に従って V&V を行う必要がある
7 機能の試験	デジタル型原子力発電所での SPDS の機能テストは統合型制御室の V&V に統合できるという要件を補足する。 SPDS のソフトウェア V&V の関連要件を補足する。

	SPDS における HFE の V&V の要件を補足する。
8 配置場所	デジタル型原子力発電所の SPDS は、主制御室や補助制御室などの制御エリアにあるオペレーターステーションなどのコンピューター化されたワークステーションと機器を共有できるという文章を補足する。
9 要員	原子炉安全技術者、緊急対応要員、安全規制要員などの、SPDS のユーザーを補足する。
10 SPDS への計測システム入力的设计基準	IEC 63147 の要求事項を追加する。 IEC 639 から IEC 60709 に参考文献を変更する。
11 訓練と手順	SPDS 設計が操作手順との統合を考慮する必要があるという要件を補足する
12 可用性	「SPDS がコンピューターおよび制御システムと統合されている原子力発電所の場合、SPDS の可用性要件は、プラントコンピューター情報および制御システムの可用性要件を参照できる」というステートメントを補足。
附属書 A(附属書追加可)	付録 A:炉心内温度、圧力容器の水位などの過酷事故のパラメータを補足する。 重水炉など、他の原子炉タイプの重要な安全機能測定のリストを追加することを考慮する。

その後以下の点について議論があった。

★1, data acquisition and distribution systems の構成についてこの論文の講師が想定しているシステム構成 (Figure 3) は、NUREG-0696 の規定に沿うならば Figure 2 のように変更すべきであるが、どう思うか？

(注：Figure 2 と Figure 3 については、Wang Xiaoye 氏発表 PPT の 19 枚目を参照されたし)。

コメント：Figure 2 ではプラントプロセスコンピューターにプラントデータを集約してそこから緊急対応用プロセスデータを取り出しているが、Figure 3 ではプラントプロセスデータを処理するコンピューターと緊急対応用コンピューターを分離している。このようにプラントデータを中央制御室用と緊急対応用と 2つのコンピューターに分離する根拠がわからないがそれを明確にすればよいのではないか？

★2. SPDS を SEOP のような症状ベースの緊急操作手順と組み合わせる方法。

コメント：症状ベースの緊急操作手順は、事故原因の特定が困難な場合にプラントの安全状態の状況に応じてそれを効果的に回復できるように操作する方法で、医者が患者の病気の原因が特定できないときに患者の発熱を下げる、下痢を止める、といった処方をするやり方である。原発の場合、SPDS で重要安全パラメータの状態が適切に提示されるのでその提供する情報に応じて事故原因を診断するばかりでなく、事故原因が絞り切れない場合でもどの安全機能が悪化しているかがわかるので、自動系が動作しているかどうかを調べたり、プラントの状態がこれ以上悪化しないように対応を考えるためにも効果的である。症状ベースの緊急操作手順書を調べて SPDS とどのように組み合わせるのがよいかを調査されればどうか？

★3. 現在、重大事故状況を表示する PAMS などの安全レベル装置がある中で、過酷事故時の総合的な安

全状態の機能提供を SPDS に求める必要はあるか。(Is it necessary to require SPDS to provide the function of overall safety status in severe accidents, as there are safety level devices such as PAMS that display serious accident status at present?)

コメント：重大事故状況を表示する PAMS などの安全レベル装置は SPDS とは異なるコンセプトで設計されるべきものと思われるので、範囲外でないか？

★4. 原子力発電所における HFE 要因の 1 つにおける人員パフォーマンスモニタリングの実験方法。実験データのソースはどこにあるのか、評価方法は何か、結果をどのように分析するのか？(Experiment methods of personnel performance monitoring in one of the HFE factors in NPPs. Where are the sources of Experiment data, what are the evaluation methods, and how to analyze the results?)

コメント：日本では 1990 年代当時の通産省支援のプロジェクトで、原発へのデジタル型中央制御盤の導入にあたってその効果を検証するためにその制御室のフルモックアップのシミュレータ設備を作って原発の運転員を被験者にして様々なパフォーマンスモニタリングの実験が行われた。このときに行われた被験者の動作分析は様々なものがあったが、運転員の移動・操作・視点、運転員同士の会話などをシミュレータの出力するプラント変化の時間軸と合わせて記録するデータ収集方法の開発が行われた。そしてこれが運転員のパフォーマンスモニタリングと評価の有用なツールになった。勿論、HFE 専門家のレビューや運転員へのアンケートなども用いられた。OECD/ハルデンのマンマシンシステム研究ラボではそのような HMI 実験設備で様々な HFE の実験研究をしていたが、昨年 9 月に吉川が広州の CGNPC に行ったときにも同様な進んだ設備で研究実施状況を見学しました。

★5. 原子力発電所等における FA&A、TA 以外の HFE 手法の適用にはどのようなものがあるか、例えば、フォーカス分析手法など。(Application of methods in HFE other than FA&A and TA in NPPs and other energy facilities. For example, Focus analysis method, etc.)

コメント：ご指摘の Focus analysis method とはどのようなものかはわかりませんが、運転者の注意の焦点を分析するのに適した装置やシステムは航空や自動車の分野でも研究されています。なお、HFE 手法の全般については吉川が紹介した NUREG-0711 Rev.3 では原発の人間工学プログラム導入のために 12 の要素（①HFE プログラム管理、②運用経験レビュー、③機能要件分析と機能割り当て、④タスク分析、⑤人員配置と資格、⑥重要な人間の行為の扱い、⑦ヒューマン・システム・インターフェース設計、⑧手順開発、⑨トレーニング・プログラム開発、⑩人的要因の検証と妥当性確認、⑪設計実装、⑫人間のパフォーマンスのモニタリング）で HFE の様々な手法があることを概説しました（FA&A は③、TA は④）。

第 2 部 原子力とエネルギー科学の人材養成のためのアクティブラーニングの実践

講演Ⅱ「原子力とエネルギー科学の人材養成のためのアクティブラーニングの実践」

(京都大学名誉教授 吉川 榮和 氏)

(英文表題：An Active Learning Practice on Talent Cultivation on nuclear and energy sciences)

発表 PPT・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

講師は、まずシンビオ社会研究会の八尾健理事（京大名誉教授）が取り組んでいるアクティブラーニング手法を簡単に紹介。その後、原子力の開発草創期に欧州、米国、旧ソ連、中国、日本で活躍した著名科学者としてキュリー夫妻、アインシュタイン、エンリコフェルミ、オッペンハイマーとフォンノイマン、ローレンス、ワインバーグ、クルチャトフ、銭学林、仁科芳雄、サハロフの写真を全員に示してそれぞれがどのようなことをしたのかを全員で意見交換した。

中国の学校教育でも偉大な科学者の事績を学生が学習し科学に興味を持たせるようにしていると経験談があった。

第3部 複雑なエネルギーシステムのリスクモニタリングとパフォーマンス評価の新たな方法論

中国側2件の発表

講演Ⅲ-1 「原子力発電所の安全と緊急時対応管理のためのリスク情報に基づく知的意思決定支援システム用キーテクノロジー研究プロジェクト報告—サクセスパス立案と定量化支援のための GO FLOW 向上に焦点を当てて—」

（華南理工大学准教授 Yang Jun 氏）

（英文表題：Report of research project on the key technologies for intelligent risk-informed decision support system for nuclear safety and emergency response management with highlighting Upgrade of GO-FLOW for Success Path Planning and Exact Quantification Support）

発表PPT・・・[こちら](#) 発表資料付録・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

原子力安全および緊急時対応管理のためのリスク情報に基づく知的な意思決定支援システムの主要技術に関する国際共同プロジェクトの研究の進捗状況と成果が紹介された。このプロジェクトの開発目的は、①安全性の監督と管理のためのリスクの階層化、②動的信頼性とリスク分析のために開発される強化されたモデリングおよび分析プラットフォーム、③事故の軽減と復旧の初期段階における緊急時対応管理の成功経路計画である。原子力の安全性と緊急時対応管理のためのハイブリッドコンピューティングエンジンと目標指向の成功パスプランナーで強化された意思決定支援システムの設計および開発において、①成功パスプランナーのためにGO-FLOWを最新技術で改良したこと、②最小パスセット（MPS）と最小カットセット（MCS）の両方による正確な定量化方法を導出したことを挙げてそれぞれの具体的な内容を詳述した。最後に今後の研究テーマとして以下の3つのサブテーマを上げてそれぞれの解決課題を論じた。

○ GO FLOW プラットフォームの拡張と最適化

これは修復可能なフェーズドミッションシステム（PMS）の信頼性解析を実現することであり、次のような基本的課題を解決する必要がある。

- 修復可能なフェーズドミッションシステム（PMS）のアベラビリティの厳密解法（連続時間マルコフ連鎖）
- システムの信頼度/稼働度計算の効率、正確さ、柔軟さのバランス（GO FLOW ないし柔軟な時間ポイント内挿ができるマルコフ連鎖）
- 誤差幅、確信度の範囲・レベルの提供

○ 知的な運転監督

これの実現には次のような可能性が必要

- 不安全な行為の同定（パタンマッチ）
- 手順ベースのガイドと監視
- 手順ではない経路探索
- 運転上のミッション達成の信頼度の監視
- トレンドの影響度の予測

○ 多重防護の原子力安全と緊急時のリスク管理を達成するプラットフォーム

第1層の防止から第5層の緊急対応まで事故生起の抑制から発生影響の軽減まで多層の統合フレームワークが必要であり、次のような機能モジュールの実現が将来目標となる。

- 3つのCの原理(CONTROL-COOL-CONTAIN)に基づく重要安全機能の監督制御
- 機能回復とハザード軽減のための緊急時対策立案
- 緊急対応資源の最適配分

発表後の応答では、リアルタイムオンラインモニターに発展するための課題、GO FLOW の計算でのタイムポイントの取り方についての質問があった。

講演Ⅲー2「原子力発電所の運転安全とリスクのモニタリングと予測に関する研究の進展」

(深圳大学副教授 Chen Sijuan 氏)

(英文表題: Research progress on operational safety and risk monitoring & prediction of nuclear power plants)

発表PPT・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

Living PSA 技術に基づく原子力発電所 (NPP) のリスク モニター (RM) は、NPP の瞬間的なリスクを評価し、システム/コンポーネントの実際の状態に基づいてリスクを低減する管理を実現するものである。原子力発電所の長期運転中には、コンポーネントは利用可能でも性能が低下する可能性があるが、コン

ポーネントの劣化が原子力発電所のリスクに及ぼす影響は、現在の RM では考慮されていない。そこで将来予測および健全性管理 (PHM) 技術を新たに開発することにより、コンポーネントに固有の将来状態の予測から残存耐用年数 (RUL) を推定し、時間とともに変化する故障確率 (POF) を予測する機能が提供される。このような PHM と RM を組み合わせることで、従来の RM の欠点を補うことができる。講演では、中国における原子力発電所のリアルタイムオンラインリスクモニタリング (RORM) 技術の最新の進歩を紹介するとともに、RORM に関する先行研究に基づいて、PHM と RM を組み合わせたリスク予測技術の現在進行中の研究の進捗状況を紹介。PHM と RM を組み合わせたリスク予測手法の枠組みを構築し、リスク予測システムを開発し、事例を通じてスキームの実現可能性を証明した。時間とともに変化する故障確率 POF は、コンポーネントの健全性状態と PHM 技術によって予測された RUL を使用して予測される。さらにコンポーネントの性能低下と予防保守計画が原子力発電所のリスクに及ぼす影響に関する定量的な指標を提起した。

日本側 3 件の発表

講演Ⅲ－3 「ヘリオトロン J の施設と事例研究の趣旨紹介」

(京都大学名誉教授 吉川 榮和 氏)

(英文表題 : Introduction of Heliotron J facility and the scope of the case study)

発表 PPT . . . [こちら](#)

発表と討論の概要

シンビオ社会研究会は、京都大学エネルギー理工学研究所ゼロエミッション研究拠点の支援を受け、共同研究「複雑なエネルギーシステムの高度な故障診断・信頼性評価手法に関する実証研究」を実施しているが 2023 年度にはエネルギー科学研究所プラズマ実験施設「ヘリオトロン J」の故障診断・信頼性評価手法の実証実験と検証を開始した。その結果は講演Ⅲ－4、Ⅲ－5 に報告するが、この講演Ⅲ－3 ではまず核融合発電の原理とトカマク型核融合発電システムの構成を説明した後にヘリオトロン型プラズマ装置の具体的な特徴やヘリオトロン J 実験施設のシステム構成や運転、保全の実施方法の概略を述べた。

1. 核融合発電の原理

- ・重水素と三重水素を超高温プラズマ状態にすると核融合反応が生じてヘリウムと高速中性子が発生して 17.6MeV のエネルギーが発生する。
- ・その高速中性子をリチウムに当てるとヘリウムと三重水素が発生する。
- ・この反応で発生した三重水素は再び核融合反応に燃料としてもられる
- ・ヘリウムはプラズマから除去する
- ・リチウムは核融合反応の燃料になり、また核融合で生じた熱を取り出す冷却材にもなる。

2. 次期閉じ込め方式の核融合発電の概要

- ・真空容器内に燃料となる重水素と三重水素を超高温のプラズマ状態にして核融合反応を起こします。
- ・超高温状態プラズマで核融合反応を起こす方式は様々考案されているが電磁コイルで真空容器を

囲む方式が最も核融合発電を実現しやすいとしてトカマク方式の核融合発電の実現を目指す研究が国際プロジェクトでおこなわれている。

- ・ NBI、ECH、RCIP は、超高温プラズマの維持に使用されます。
- ・ 真空容器の壁を囲むブランケットの中で、リチウムが流れ、中性子と反応してトリチウムとヘリウムを生成し、同時に発生した熱の除去とトリチウムを回収します。
- ・ ダイバータは真空容器からヘリウムを集中的に取り出して真空容器の壁を保護し、熱を回収します。

3. 京大ヘリオトロン装置の特徴

- ・ ヘリオトロン装置は 1950 年代に日本で原子力の平和利用が開始された時代に 1958 年京大工学部電気工学科の提案が文部省の支援で取り組みが開始されて以来 1959 年建設のヘリオトロン A から 2000 年に建設されたヘリオトロン J 装置まで継続発展してきている。
- ・ ヘリカルシステムの特徴は真空容器を囲むスパイラルコイルで、トカマク方式と異なりプラズマ中に電流は流れない。
- ・ 京都大学ヘリオトロンは超伝導コイルを使わず、DT 反応の実験も行わない。
- ・ 京都大学のヘリオトロン E をベースとした大型 LHD(ラージヘリカルデザイン)が、文部科学省直轄の核融合科学研究所で試験が行われている。

その他ヘリオトロン J 装置の機器構成と実験時の運転方式や保全については P P T に譲る。

講演Ⅲー4 「高調波診断法によるヘリオトロン J 設備の劣化診断」

(アルカディアシステム (株) 新田 純也氏/京都大学名誉教授 吉川 榮和氏)

(英文表題 : Degradation diagnosis of Heliotron components by higher harmonics

diagnosis method)

発表 PPT・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

近年、設備保全の世界ではまだ使えるものは一生使い続けて、壊れる前に適切なメンテナンスや部品交換をするのが自然な流れとの観点から、「予知保全」が注目され、TBM から CBM への流れはさらに加速すると予想されている。予知保全に最適な診断技術の一つが高調波診断技術であり 非接触活線診断は安全かつ簡単なため、幅広い分野で応用可能である。

講演は、第 1 部で電気機器の高調波診断の原理とそれに基づく状態監視の診断システム HAMOS の解説があり、第 2 部で高調波診断システムを用いてヘリオトロン J の補機類 (真空系や冷却系の各種ポンプ) の診断事例の一部の紹介があった。第 1 部については j 発表 P P T に譲り、以下では第 2 部での発表の要点を述べる。

- ・ この高調波診断装置をヘリオトロン J に適用する実験では、ヘリオトロンセンターのスタッフがメンテナンスしているヘリオトロン J の補機のうち、水冷システムのポンプを測定しました。
- ・ 2023 年 11 月 6 日から 10 日にかけて、真空管内の磁気コイルを冷却するための純水ポンプ、ロータリーポンプ、純水循環ポンプの 5 チャンネルを同時に測定・記録し、NBI 電源室の純水ポンプに携

帯型診断装置を設置し、HAMOS によるデータ収集・分析を行った。

- とくに純水送水ポンプ（1106-001）と純水循環ポンプ（1106-002）の診断結果について、現場電源盤でのピックアップコイルの設置、測定した電流波形とその周波数分析、設置機器の各部の劣化程度を示すストレス度の時間変化グラフ、高調波含有率、それから計算される劣化度等の劣化診断結果をまとめた表の解説があった。
- 以上から純水送水ポンプ（1106-001）と純水循環ポンプ（1106-002）の双方とも負荷部の回転軸と軸受けにとくに経年劣化が相当進んでいて点検整備が必要であるとの全体的な診断結果を述べた。

質疑応答では、診断に使っている計測の確認があるのか確認があったが、これはモーターの電源電流の漏れ磁束をピックアップコイルで取っているだけで振動センサー等他のものは使っていないと回答があった。

講演Ⅲ－5 「GO FLOW によるヘリオトロン J の信頼性/アベラビリティの評価」

（宇都宮大学非常勤講師 松岡 猛 氏）

（英文表題：Reliability/Availability evaluation of Heliotron J by GO-FLOW）

発表 PPT・・・[こちら](#)

発表と討論の概要

京都大学エネルギー理工学研究所に設置のヘリオトロン J は特にプラズマ閉じ込めを研究するために設計されたヘリカル軸ヘリオトロンであるがその実験は 6 か月間継続して行われ、残りの時間はシステムのメンテナンスに費やされている。ヘリオトロン J の水冷システムを利用できるかどうかは、システムを正常に動作させるために非常に重要である。

そこで水冷却システムの信頼性/可用性分析を、考えられるメンテナンスのスケジュールと方法に対し GO-FLOW 手法を用いて検討した。ポンプ、バルブ、モーターなどの重要なアクティブコンポーネントは毎年検査および修理され、フィルターや配管などの重要性の低い受動部品は、2 年または 3 年に 1 回検査されている。今回の GO FLOW による研究では、さまざまなメンテナンス方法の影響を調査することを目的とした。計算条件の設定ではコンポーネントの故障率は、Heliotron J の動作記録に基づいて割り当て、原子力産業で P S A 解析で用いられているデータも参照した。水冷システムは故障データと分析条件を示す GO-FLOW チャートにモデル化した。さまざまなメンテナンス スケジュールとメンテナンスの効果の可能な組み合わせについて分析を実行した。得られた分析結果の概要は以下のようのもので、今後ヘリオトロン J のメンテナンスのスケジュールと方法の戦略を決定するために活用できるものと考えている、と述べた。

○ 検査と修繕の条件は以下のごとし

- 冷却システムには非常に多くのコンポーネントがあり、毎年すべてのコンポーネントを維持することは非常に困難。
- ポンプ、弁、モーターのような重要な動的部品は毎年点検・修理。

- ・フィルターのような受動部品の重要度はより少なく、パイプは2年または3年に1回チェック。
- ・点検および維持は他のために行なわれない一部の分析ケースでは静的機器。
- ・完璧な維持;修理後、コンポーネントは新品同様。
- ・不完全なメンテナンスは、段階的な回復です。修復の程度が異なることを考慮。

○ GO-FLOWによる運転開始年から6年度終了までの時間的信頼度（(運転時) 計算結果をベースケースおよび条件を変えたA, B, Cについてグラフ表示して比較

ベースケース：

- ・ヘリオトロンの本体は毎年完全な点検とメンテナンスを実施する。
- ・ポンプとバルブは、年に一度、主要な故障モードに対して修理。
- ・他の静的機器の検査とメンテナンスは行わず

ケースA：

待機時の故障モードも含めてポンプ、冷凍機、冷却塔、液体抵抗器、発電機、放電管冷却器、バルブなどを入念に点検・修理する

その他の静的な部品については、点検・保守を実施しない

ケースB：

主要コンポーネントは2つのグループに分けられる。そのそれぞれは隔年で注意深く検査され、修理される

ケースC：

主要コンポーネントは2つのグループに分けられ、そのそれぞれは隔年で動作障害が起こると対応するやり方で検査および修理される。

- ・ 毎年の運転時信頼度曲線は運転経過とともに低下するが、信頼度はケースA、ケースB、ベースケース、ケースCの順に低くなる。また年がたつほどケースA、ケースBの信頼度とベースケース、ケースCの信頼度の差が広がっていく。
- ・ 上記GO FLOW解析の結果は全体として次のように言える。

主要な設備を2つのグループに分け、それぞれを隔年で入念に点検・修理することで、比較的高い信頼性を得ることができます。

このGO-FLOWチャートへのモデリング・解析体制が確立されているため、保守点検条件の異なる他の事例の解析も容易に行うことができます。

このとき設定する故障率も簡単に変更することができます。

検討が必要なコンポーネントの追加やシステム構成の変更も、既存のGO-FLOW図を修正することで簡単に対応できます。

講演後の主な質問事項として、GO-FLOWをどのように将来予測に結びつけるのか、GO-FLOWはPSAとの違いはどこにあるのか、ヘリオトロンのような大型実験装置のメンテナンスはベンダーがそれも受け持っていたがそれをヘリオロン側で分担することになってのやり方にGO-FLOWをまず使用していることの意味、また高調波診断による分析とGO-FLOWによる解析の相互をどのように関連づけていくのか興味があるとのコメントもあった。

会場風景



黄檗プラザきはだホールでの晩餐会風景



晩餐会での記念写真

