

自律型プラントの開発(6)

——OECD/NEA 専門家会議発表、ENEA, KWU, Halden 訪問——



1989年5月

技術資料コード	
開示区分	レポート No.
T	N9600 89-004
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

自律型プラントの開発(6)

——OECD/NEA 専門家会議発表、ENEA, KWU, Halden 訪問——

渡辺兼秀

要 旨

ファジィ理論を利用した原子炉異常診断手法の開発成果をOECD/NEA主催の原子力プラント運転データのトレンド／パターン解析に関する専門家会議（平成元年4月3日～4月6日ENEA本部，ローマ）で発表するとともにENEA-CASACCIA，西ドイツGiemens・KWU，ノルウェーOECD Halden Reactor Projectを訪問し、知識ベース，システム構築法等に関する討議を行った。専門家会議には13ヶ国と4機関(CEC，IAEA，OECD，WANO) から約100名が参加した。会議は Invited Papers，OECD調査報告、テクニカル・セッションの3つからなっている。発表はテクニカル・セッションで行い、動燃の情報処理に関する研究成果を紹介した。

ENEA-CASACCIAでは、SEL/GOULD計算機に記憶したウェスチング社製シミュレータを用い知識導出し、日本原子力研究所（ハルデン・プロジェクト）で開発したエキスパートシステムDISKETの知識ベースに用いていた。

KWUでは、通常運転時だけでなく故障／事故時にも運転支援する高度計装システムPrins (Process Information System)を開発している。状態量を棒グラフ等で示すだけでなく、保護機器作動レベルと合わせて冷却材温度／主蒸気圧力を炉出力の関数として表示する等して、プラント状態の評価を容易にしている。

Halden では、①炉心状態監視・予測支援システムSCORPIO ②過渡状態時の警報数を減らすHALO (Handling Alarms using Logic) ③DISKETを用いた診断システム等を統合するシステムISACS (Integrated Surveillance And Control System)を開発している。

これらの訪問先で、数値計算シミュレータと知識情報処理計算機を結合した開発環境等が参考になった。動燃の知識コンパイラ、パターン認識法、運転員思考モデルの開発に興味を示され、今後も相互に情報交換することにした。

Development of Autonomous Plant (6)
—Presentation at OECD/NEA Specialist Meeting, Visit to ENEA, KWU, Halden—

Kenshiu Watanabe

ABSTRACT

Presentation of a paper entitled FUZZY DIAGNOSIS has been made at CSNI/CEC Specialist Meeting on Trend and Pattern Analyses of Operational Data from Nuclear Power Plants, held in Rome, Italy, from 3rd to 6th April 1989. And discussions on AI (Artificial Intelligence) system, knowledge base and man-machine interface were done at the ENEA near Rome, the KWU in FR Germany and OECD Halden reactor project in Norway. About a hundred specialists were participated at the meeting from 13 countries and 4 agencies (CEC, IAEA, OECD, WANO). The meeting was comprised from three sessions for invited papers, investigation results by OECD and technical presentation. R&D results on information processing in PNC could be introduced by the presentation of FUZZY DIAGNOSIS, in the technical session.

At the ENEA-CASACCIA, knowledge base was built in the expert system of the DISKET, developed by Japan Atomic Research Institute through the joint work in Halden Reactor Project, using a simulator fabricated by Westing House and installed in SEL/GOULD computer. At the KWU, vigorous developmental works were done on PRINS (Process Information System) to support the operators under abnormal/normal conditions in nuclear power plants. It is possible for them to know plant conditions easily from the graphics in which coolant temperature/steam pressure as a function of reactor power is displayed with levels showing activation of protection systems. At the Halden Reactor Project, developments were carried out on ISACS (Integrated Surveillance And Control System), to assemble SCORPIO to support operator to monitor and predict condition of a core, HALO (Handling Alarms using LOGIC) to reduce numbers of alarms in transients and the DISKET.

From these visiting, development environments in which computers for numerical calculation and symbol processing were linked, would be thought to be useful for us to proceed the R&D concerning the autonomous plant. Information would be exchanged because of interest shown at the visiting places for our studies in PNC on knowledge compiler, pattern recognition and operator thought model.

目 次

1. 概要	1
1. 1 目 的	1
1. 2 出張者	1
1. 3 日 程	1
2. 原子力発電所運転データのトレンド／パターン解析に関する CSNI/CEC専門家会議	3
2. 1 会議の目的	3
2. 2 概 要	3
2. 2. 1 会議の構成	3
2. 2. 2 参加国・機関	3
2. 2. 3 参加者	4
2. 3 内 容	4
2. 3. 1 Invited Papers	4
2. 3. 2 T P A方法論、応用に関する調査結果	6
2. 3. 3 日本からの発表	6
3. 原子力プラント知識ベース開発施設の訪問	8
3. 1 E N E A	8
3. 1. 1 討議者	8
3. 1. 2 研究・開発の概要	8
3. 1. 3 フロンティア研究へのコメント	9
3. 1. 4 感 想	9
3. 2 K W U	9
3. 2. 1 討議者	9
3. 2. 2 研究開発の概要	10
3. 2. 3 フロンティア研究へのコメント	10
3. 2. 4 感 想	10

3. 3	Halden Reactor Project	1 1
3. 3. 1	討議者	1 1
3. 3. 2	研究・開発の概要	1 1
3. 3. 3	フロンティア研究へのコメント	1 1
3. 3. 4	感 想	1 2
4.	自律型プラント開発に関する提言	1 3
4. 1	知識ベース構築	1 3
4. 2	マンマシンインタフェース開発	1 3
4. 3	技術協力	1 3
5.	参考文献	1 4
付 録		2 4
A. 1	CSNI／CEC専門家会議参加者リスト	2 4
A. 2	CSNI／CEC専門家会議プログラム	2 6
A. 3	発表論文“Fuzzy Diagnosis”	3 9
A. 4	フロンティアグループの業務紹介文	4 9

図目次

図 1	ENEA-CASACCIAの計算機環境	1 6
図 2	ENEAにおける国際プロジェクト	1 8
図 3	PRINSの機能	1 9
図 4	PRINSの表示画面の例	2 0
図 5	CONVOY中央制御室のPRINSの位置	2 1
図 6	ISACSの開発計画	2 2
図 7	HALDEN REACTOR PROJECT (HAMMLAB)	2 3

1. 概 要

出張目的、出張者、日程を示す。

1. 1 目 的

ファジィ理論を利用した原子炉異常診断手法の開発成果をOECD/NEA主催の原子力プラント運転データのパターン／トレンド解析に関する専門家会議で発表する。

イタリアENEA、西ドイツKWU、ノルウェーHaldenを訪問し、原子力プラントでの人工知能技術開発に重要な知識ベース構築法、推論方法、システム構築法に関する討議を行い、フロンティア研究に役立てる。

1. 2 出張者

大洗工学センター 技術開発部

フロンティア研究グループ（原子力人工知能システム研究担当）

渡辺兼秀（副主任研究員）

1. 3 日 程

年 月 日	曜	訪問先・会議名等	記 事
1. 4. 1	土	移 動 日	成田発
. 2	日	移 動 日	ローマ着
. 3	月	パターン／トレンド 解析に関する専門家 会議*1	「FUZZY DIAGNOSIS」を発表するとともに パターン／トレンド 解析に関する発表を聴講した。
. 4	火		
. 5	水		
. 6	木		
. 7	金	CASACCIA-ENEA *2	原子炉異常診断知識ベース構築方法に 関する討議
. 8	土	移 動 日	ローマ → ニュールンベルグ
. 9	日	資 料 整 理	———

年 月 日	曜	訪問先・会議名等	記 事
. 10	月	KWU *3	原子炉異常診断知識ベース構築法／推論に関する討議
. 11	火	移 動 日	ニュールンベルグ → オスロ
. 12	水	Halden	原子炉運転高度自動化システムに関する討議
. 13	木	移 動 日	オスロ発
. 14	金	移 動 日	成田着

- * 1 CSNI/CEC Specialist Meeting on Trend and Pattern Analyses of Operational Data from Nuclear Power Plants

主 催 者 OECD NEA/CEC (Committee in the Safety of Nuclear Installation)

開催場所 イタリア ローマ ENEA (Comitato Nazionale per la Ricerca e per lo Sviluppo dell'Energia Nucleare e dell'Energie Alternative) :原子力・代替エネルギー研究開発機関) 本部
Rome (CENTRE) 00198
VIALE REGINA MARGHERITA, 125

- * 2 ENEA Thermal Reactor Department
Design Methods division Casella Postale 2400 00100 ROMA A・D

- * 3 Kraftwerk Union AG
Hammerbacherstrasse 12+15, Erlangen, FR Germany

- * 4 Institute for Energy Technology
OECD Halden Reactor Project
N1750 Halden, Norway

2. 原子力発電所運転データのトレンド／パターン解析に 関するCSNI／CEC専門家会議

会議の(1) 目的、(2) 概要、(3) 内容を示す。

2. 1 会議の目的

CSNI (Committee in the Safety of Nuclear Installation) が認めている手法の得失の比較をするのに、

- ① NEA (OECD Nuclear Energy Agency) への運転データの報告方法・基準
- ② データの分類・収録に用いる機器
- ③ トrend／パターン解析の様々な手法の適用例
- ④ 解析結果、実施例

等に関する技術情報交換を行う。

2. 2 概 要

2. 2. 1 会議の構成

会議を大別すると、

- ① イタリア、アメリカ、日本、OECD, CECから最新の運転データのトレンド／パターン解析の総論が示される Invited papers
- ② OECD, ENEL (Ente Nazionale per l'Energia Elettrica), NIIからのTrend and Pattern Analyses (TPA)に関するベンチマーク問題の結果が示される調査報告
- ③ 合計41件のトレンド／パターン解析に関する発表があるTechnical sessionの3つからなっている。Technical sessionは、さらに
 - (1) INPUT DATA FOR TREND AND PATTERN ANALYSES
 - (2) TECHNIQUES FOR TREND AND PATTERN ANALYSES
 - (3) TREND AND PATTERN ANALYSES, IMPLEMENTATION AND RESULTS
 - (4) TREND AND PATTERN ANALYSES, CONCERNING SAFETY IN THE FIELDS OTHER THAN NUCLEAR
 - (5) ON-GOING PROGRAMS AND METHODOLOGIES FOR IMPROVING INCIDENT REPORTING AND ANALYSING SYSTEMS

の5つに分れる。

2. 2. 2 参加国・機関

合計13の国と4つの機関が会議に参加した。

(1) 参加国

ベルギー、ブラジル、カナダ、フィンランド、フランス、西ドイツ、イタリア、日本、オランダ、スペイン、イギリス、アメリカ、スウェーデン

(2) 参加機関

CEC, IAEA, OECD, WANO (世界原子力発電事業者協会)

2. 2. 3 参加者

合計92名である(付録1)。最も多いのはイタリアの25名、日本からは9名である。電中研からSawayanagi, Inaseの2名、原研からFujikiの1名、NAIGからShimizuの1名、原工試からHada, Mikamiの2名、PNCから筆者の1名、東大から近藤駿介先生の1名が出席した。

2. 3 会議の内容

会議のプログラムを付録2に示す。ここでは、最新の運転データのトレンド/パターン解析の総論が示されるInvited Papers, TPAの調査結果、テクニカル・セッションにおける日本の発表について示す。

2. 3. 1 Invited Papers

- (1) G. GRIMALDI "Operating Experience and TPA: The Italian Perspective"
Reactor Safety Division, ENEA-DISP

イタリア原子力発電所の運転経験とTPA解析結果、海外炉データの解析寄与、将来計画等が示された。イタリアの商業炉は3基と少ない。運転が1964年のGCRであるLatina(153MW)、1965年のPWRであるTrino(260MW)1981年のBWRであるCaorso(860MW)である。

解析にはLatinaの場合、イギリスのマグノックス炉、ラテンアメリカの原子力発電所、Trinoの場合アメリカのYankee Rowe、フランス/ベルギーChooz-SENA炉、Caorsoの場合すべてのBWRからのデータを利用した。非常用ディーゼル発電機の信頼性解析等の詳細が、Technical Sessionで発表された。

イタリアでは原子力計画が凍結されたために、今後

- ① 小型炉の信頼性解析をするために過去の運転データの解析
- ② 報告システムの改良

等を行う。

- (2) J. Larry Crawford "Safety, Reliability, Maintainability and Quality Assurance Management Information Center" NASA (National Aeronautics And Space Administration)

信頼性・保守・品質管理のNASAのトレンド解析結果が示された。トレンド解析は次の3つからなっている。

- ① Problem
- ② Performance
- ③ Programmatic

である。①トレンド解析では時間変化に着目する。②の性能解析は特化したもので、クリティカルなプロセス/ハード/ソフトに適用される。③のProgrammaticは安全等に対する潜在的危険性を扱う。

これらのトレンド解析を行い、複雑な飛行船の危険を評価する。

- (3) Nario Watanabe, Kensuke Kobayashi, Kazuo Fujiki "CESAC: Computerized Event Sequence Abstracting System Outlines and Applications" JAERI

CESACは英語の自然言語で記述された事故報告から事象間の接続関係と因果関係を自動的に作成する。エキスパートシステムかとの質問に対して作成者であるN.Watanabeはエキスパートシステムに分類していないと回答していた。

しかし、休憩時間に発表者のFujikiに聞くと、やはりエキスパートシステムに分類できるものである。A I の自然言語処理を対象にしていると言うと、そこまで詳細な開発をしていない。TPAの特定領域で用いる言語だけを対象としている。このため、エキスパートシステムとは言えないそうである。それでも80点程度の点数で評価できるシステムを製作できると言っていた。。

- (4) M.C.Dupuis "Trend and Pattern Analysis of Operational Data through Cooperation between OECD Countries" OECD-CSNI

原子力発電所の安全に関する事象を収集するIncident Reporting System(IRS)の概要が示された。NEA諸国のIRSを統計だけでなくトレンド解析にも用いている。これらのデータは共用されていないが、今後共用すれば原子力発電所の安全性向上に寄与できる。

- (5) J.Amesz.H.W., Kalfsbeek, "The Development of Trend and Pattern Analysis Method for Incident Data by CEC's Joint Research Center at ISPRA" CEC

事象推移解析、統計解析によるT P Aの概要が示された、最初の解析で原因結果のネットをつくる。統計解析は、データに隠れた複雑な構造を明らかにする。方法は、①事象間の時間解析②プラント運転モード解析③多次元contingency table解析等がある。

2. 3. 2 TPA方法論、応用に関する調査結果

(QUESTIONNAIRE ON THE TPA METHODOLOGIES AND APPLICATIONS IN MEMBER COUNTRIES)

(1) 調査の目的

- ① TPAの方法論、応用の現状
- ② TPAのバックフィット、設計への反映状況
- ③ 運転経験に基づく現状、計画中の改善

を明らかにする。

(2) 調査範囲

合計13ヵ国中11ヵ国の28組織について以下の調査をした。これらの組織には、規制当局、10の電力会社と8の支持団体等が含まれている。

- 1) 国のIRS
- 2) 電力のIRS
- 3) 他国のEvents
- 4) 電力・規制側のデータベース
- 5) データの利用状況
- 6) 応用/改良

国のIRSに関しては、①情報源②対象・書類・書式の基準③event reportsの提出・配布④報告の期限等について調査し、電力のIRSに関しては、①情報源②報告対象の基準③時期④規制側への報告⑤回復操作等について調査した。

2. 3. 3 Technical Sessionにおける日本からの発表

(1) PNC

筆者が“FUZZY DIAGNOSIS”を発表した1件である。会議でいうTPAがプラント機器の信頼性評価を対象とし、プロセス量のトレンド/パターン解析に着目していないためか、発表の時に質問はなかった。

しかし、東大の近藤先生から新しい技術は積極的に利用すべきだ、何は実用しないのかという質問を発表後にうけた。現時点で小さな異常の原因を同定する手法をいくつか調べている段階であると答えた。また、自己回帰モデルを利用したことのあるNAIGの清水氏から興味ある研究だとコメントされた。

(2) 電力中央研究所

- ① “Plant Operation Data Collection and Database Management Using NIC System”
- ② “Analysis and Evaluation of Information on Human Errors in Operation /Maintenance at Nuclear Power Plants (Status J-HPES Developmant)”

の2件である。

S.InaseからNIC(Nuclear Information Center)の活動概要が示された。NICでは国内外から原子力発電所の運転・保守に関する情報を収集し、国内の電力会社にこれらの情報を提供している。キーワード化されたデータベースNICS (Nuclear Information Database/ Communication)の開発を行っている。

K.Sawayanagiからヒューマンエラーを解析するJ-HPES(Human Performance

Evaluation System)の概要が示された。J-HPESはINPO(Institute of Nuclear Power Operations)が開発したHPESを改良したものである。改良点は

- 1) 全ての原因を1枚のチャートにプロットする
- 2) 複数の原因相互間の関係を図示する

等である。日本では運転員の資質が高いためか事故報告の数が極めて小さいが、この小さいサンプル数で統計解析をできるのかとの質問があった。1件と確かに小さいが、現時点では詳細解析する技術環境をつくろうとしているそうだ。

(3) 日本原子力研究所

- ① K.Namatame, K.Fujiki "Trend Analysis for Incidents of Steam Generator Tube Rupture (SGTR) and Loss of Electric Power based on IRS Reports"
- ② T.Shimooke "On the Human-Related Circuits Fraction of a Total System, a Complex of Mechanical and Human Circuits"

の2件である。

JAERIがNEA/IRSのために整備したデータベース管理システムの概要とこのシステムを用いた解析例がK.Fujikiから示された。解析は、PWRの蒸気発生器の細管からの漏れ、BWRの電源喪失についてである。

②の発表については、T.Shimookeに代ってK.Fujikiから運転とIncidentsに関する統計データを用いた巨大複雑マンマシンシステムのヒューマンエラーの解析手法の検討結果が示された。検討対象は、原子力発電所、ジェット機、化学工場、鉄道である。原子力発電所は他と異なり、自動化されているためにヒューマンエラーが発生し難い。計算では約5%である。鉄道、ジェット機、化学工場の場合、それぞれ30%、23%、12-20%である。

(4) 東京大学, 原子力工学試験センター

- ① S.Kondo, M.Hada, Y.Mikami "Trend Evaluation of Incident and Failure Data from Japanese Nuclear Power Plants"

の1件である。

M.Hadaから原子力工学試験センターの活動について紹介された。計装制御に関するIncidentsを解析した。特に、これらのシステムの故障頻度とプラント運転年数、定期点検との関係を考察している。

(5) N A I G, 東芝

- ① S.Shimizu, Y.Ando, T.Morioka "Equipment Maintenance Management Support System based on Statistical Analysis of Maintenance History Data"

の1件である。

S.Shimizuから故障だけでなく保修データを用いた機器保全計画の作成方法の概要が示された。故障・故障間の時間の見積りに重みづけがされているかと質問があったが、現在等荷重で計算しているそうだ。

3. 原子力プラント知識ベース開発施設の訪問

CSNI/CEC SPECIALIST MEETING ON TREND AND PATTERN ANALYSIS OF OPERATIONAL DATA FROM NUCLEAR POWER PLANTSへ出席する機会を利用して、フロンティア研究に活用する情報を得るのに

(1) E N E A

Dipartimento TERM

Servizio MEP-ANALDAT

C.R.E. Casaccia-Via Anguillarese, 301

00060S, Maria di Galeria (Roma)

(2) K W U

HAMMERBACHERSTRASSE 12+14

POSTFACH 3220

D-8520ERLANGEN

FR GERMANY

(3) OECD Halden Reactor Project

P.O.BOX 173, N-1751 HALDEN

NORWAY

を訪問したので、これらの訪問先での討議と見学の概要を示す。

これらの訪問先を I N I S, J O I Sを用いた文献検索と I A E A マンマシンインタフェース国際会議(1988年2月15日～2月18日、東京)、日本原子力研究所ハルデン計画MMI研究専門部会等の資料から調べ、討議・見学の申入れを行った後、先方から了承を得た。

E N E Aを文献〔1〕、K W Uを文献〔2〕、〔3〕、Halden Reactor Projectを文献〔4〕、〔5〕から求めた。

3. 1 E N E A

3. 1. 1 討議者

(1) Dr.C.BALDUCELLI

Servizio Relevamento e Analisi Dati di Esercizio

(2) Mr.A.PERUGIA

Servizio Relevamento e Analisi Dati di Esercizio

(3) A.G.Federico

(4) A.GADOMSKI

Divisione Metodi di Progettazione, CONSULTANT

3. 1. 2 研究開発の概要

Dr.C.BALDUCELLI, Mr.A.PERUGIAから説明をうけた。日本原子力研究所(ハルデン・プロジェクト)で開発したエキスパートシステムDISKETを利用している(文献〔1〕)。SEL/GOULD計算機に記憶させたイタリアのPWR用のウェスチングハウ

ス社製シミュレータを用いて知識ベースを作成している（図1）。開発チームはリーダー1名と技術者2名である。昨年の開発では、DISKETシステムの研究に4ヵ月と全体システム、知識獲得システム、マンマシンシステム、開発環境の構成を決めるのに6ヵ月要している。

ソフトウェア・システムではOPS5を利用しているのでプロダクション・ルールを用いる（文献〔6〕）。知識の構造は2つに大別できる。最初は、故障仮説をつくる前向き推論に用いる浅い知識である。次が故障仮説を検証する後向き推論に用いる深い知識である。

A.G.FedericoからHalden Reactor Projectと共同で開発しているCOMPA (Computerized Procedure Manual)の説明をうけた（文献〔7〕）。知識処理言語を用いるT.I.EXPLORER IIを用いる。このシステムもPWRシミュレータに接続している。国際プロジェクトとして、Halden Reactor Projectの他に、図2に示すようにESPRITとEUREKAとも関係がある。

A.GADOMSKIから熱出力1 MWのTRIGA RC-1炉を対象とした認知科学手法の1つに提案しているSYSTEM-PROCESS-GOAL APPROCHに関する文献（文献〔8〕）を入手した。持ち帰って検討することを約束した。

3. 1. 3 フロンティア研究へのコメント

フロンティアで開発している定性推論を用いた知識コンパイラーの構築に興味を示された。今後も情報交換を行いたいと申し入れを受け、了解した。

3. 1. 4 感 想

強い印象を2つの点でうけた。ひとつは研究環境である。居室と開発に用いる計算機システムが整備されている。約50 m²の居室をC.BALDUCELLI, A.PERUGIAの2人で使用している。計算機システムについては4台の知識処理マシンと数値計算を行うシミュレータを接続している。

もうひとつは、国際協力に慣れている点である。この場合の協力方法は、関係各国で全体計画を討議し、役割分担して業務を行い成果を共有することである。

3. 2 KWU

3. 2. 1 討議者

(1) WERNER ALEITE

Senior Director Reactor and Safety Systems I&C: Special Systems

(2) Dr.Chistian Forstner

DEVELOPMENT REACTOR-LEITTECHNIQUE

(3) Dr.HARALD ROTH-SEEFRIED

Head of Department Process Engineering Reactor Protection System,
Operational Procedures

(4) Hr.Ertmann

(5) Hr.Emdmann

3. 2. 2 研究・開発の概要

Dr.Christian Forstnerから WERNER ALEITEに15分間程度紹介された後に Dr.Christian Forstner, Dr.H.ROTH-SEEFRIED, Hr.Ertmannから説明をうけた(文献〔3〕、〔9〕)。図3に示すように通常運転時だけではなく故障/事故時にも運転支援する高度計装システムPrins(Process Information System)を開発している。0.5/1/5秒の速度で2800のアナログデータ、10msecの分解能で16000のバイナリ信号を16bitのSiemens SICONP M70を用いて収集する。データ処理には、32bitのSiemens System 300(“Good concept”)を用いる。主記憶容量は16Mbytes、処理速度は最大10 MIPSである。データ転送には、光ファイバーを用いている。170Kbytes/sの速度である。

150人・月かけたソフトウェアを利用しヒューマンファクターを考慮した最大32枚の画面を用いる(図4)。色調は64種類、分解能は640×480である。画面の図の種類は約200、この他に60種類のプラント状態量のトレンドを表示できる。例えば、“Part-Load Diagram”では、冷却材温度と主蒸気圧力を炉出力の関数として示す。この時、保護機器が自動作動するレベルも合わせて表示する。Dr.H.ROTH-SEEFRIEDによればPrinsには知識ベース(文献〔2〕)はなく(文献〔10〕)、デジタル処理技術を多く用いたシステムである。

3. 2. 3 フロンティア研究へのコメント

知識コンパイラの構築、ニューラルネットを用いたパターン認識法に興味を示された。今年の10月にヘルシンキで開催されるIAEA Specialist Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plantsに発表を予定しているニューラルネットワークを用いた異常診断手法に関する論文を作成したら送付して欲しいとの申入れを受け、了承した。

また、実機で利用しているPrinsの見学を希望するのであれば、Utilitiesを通してアレンジしてもよいとの好意もうけた。

3. 2. 4 感想

研究・開発戦略がふたつの点から機能的であると思った。ひとつは開発したPRINSが3基の新規プラント(Convoy 1300MWe PWRs)で採用される(図5)だけでなく既存の3基のプラントにバックフィットして設備されているからである。メーカーとUtilitiesとの間により協力関係があるのだと思う。日本では日立のNUCAM、東芝のPODIAの開発成果の1部分が新規プラントで採用されているが、既存プラントにまでバックフィットすることなく西ドイツほどよい協力関係がメーカーとUtilitiesの間にはない。

もうひとつはKWUとメーカーの役割分担である。個々のシステムを作成するメーカーとシステムを統合するKWUの業務範囲が明確に分れている。研究室のPRINSのソースプログラムについて質問したところ厚さ2cm程度のマニュアルに印刷しリストを示しながら、リスト中のマクロの命令リストは別メーカーで作成しているので別資料と合わせなければ分らないといっていた。

3. 3 Halden Reactor Project

3. 3. 1 討議者

- (1) THORBJ ϕ RN J. BJ ϕ RLO
Research Manager Man-Machine Systems Research
- (2) KJELL HAUGSET
Chief Engineer Man-Machine Systems Research
- (3) ϕ YVIND NAESS
Researcher Man-Machine Systems Research
- (4) TOY KARSTAD
Researcher Man-Machine Systems Research

3. 3. 2 研究・開発の概要

THORBJ ϕ RN J. BJ ϕ RLOからHalden Reactor Projectの研究・開発の概要、KJELL HAUGSETから高度計算機運転支援システムISACS (INTEGRATED SURVEILLANCE AND CONTROL SYSTEM) の説明をうけた。

Halden Reactor Projectでは、OECDの10ヵ国が出資し、燃料照射、プロセス制御、沸騰重水炉の運転をしている。燃料照射時に関する実験データを収集するボイド、流量の温度等の測定技術が確立している。

プロセス制御の分野で開発しているISACS (図6) は、

- (1) 炉心状態の監視・予測支援システム SCORPIO
- (2) 過渡状態時の警報数を減らすHALO (Handling Alarms using Logic)
- (3) 日本原子力研究所が開発したDISKETを用いた診断システム等である。

等を統合するシステムである (文献〔4〕、〔11〕)。

SCORPIOの監視モードでは、計測値を入力値とし、キセノン挙動・3次元物理モデルを扱うシミュレータCYGNUSで、炉心状態の運転裕度を計算する。CYGNUSでは、1120ノードのPWRで20時間の過渡状態を4分以内で計算する。このシステムはRinghals炉で運転計画立案に用い、2号炉にも設置している。

警報処理システムHALOでは、図7に示すPWRのフルスコープシミュレータNORS (文献〔12〕、〔13〕、〔14〕) を用い、全体で2500のメッセージをもつ。

ND-570計算機を用いてDISKETを利用する。診断知識はNORSシミュレータから導出する。想定事故を3階層に分けている。一次系故障、一次系漏洩、主ポンプシール部漏洩である。

3. 3. 3 フロンティア研究へのコメント

ISACSも複数のエキスパートシステム／数値計算プログラムから構成するため、複数のローカルAIシステムを用いる自律型プラントの開発に興味を示された。相互のプロジェクトが始まった段階なので、現時点でシステム構築の方法論、問題解決法等に協力して開発を進められるテーマを具体的に設定することができなかった。情報交換だけは互いに継続することにした。

ISACSでは、エキスパートシステムを米国のGensymのG2を用いて構築している (文

献〔15〕)。リアルタイム処理に都合がよいそうだ。

3. 3. 4 感想

研究・開発に関する広報活動とグループでプロジェクトを遂行するのが得意だと感じた。広報活動に関しては、ISACSシステムの概念を構築した段階で、OECD内部資料を作成する（文献〔11〕）だけでなく、IAEAマンマシンインタフェース国際会議等でも発表している。PNCが今年の5月にKnoxville, Tennesseeで発表を予定している

“Conceptual Research of Autonomous Nuclear Power Plant”等の論文発表も広報活動のひとつとしても重要だと再認識した。

グループ活動については、多くの人の能力を小刻みの時間を合わせて生かそうとする点である。ISACSの開発には、様々な国籍の約7人の技術者が係わっているが、専任でみれば2名程度だそうだ。開発を指導しているKJELL HAUGSETは優秀なリーダーだと思った。

4. 自律型プラント開発に関する提言

TPA専門家会議に出席した後にENEA-CASACCIA, KWU, Halden Reactor Projectを訪問した結果から、フロンティア研究に関連すると考える知識ベース構築、マンマシンインタフェース開発、技術協力について示す。

4. 1 知識ベース構築

今回訪問した3つの機関に知識ベースの新しい構築方法論はない。このため、現時点で定性的推論を利用した知識自動獲得手法、運転員思考モデル等の開発計画を手直しする必要はないと考える。これらの技術はやはり新しく自律型プラントで利用できる要素技術になり得る。また、これらの開発をENEA, KWUでも着目していたので1～2年内の早期に見通しをたて早い機会に外部発表することが必要と思う。

これらの3機関に参考する方法論がないのは、これらの機関と自律型プラントを開発するPNCの場合で開発アプローチが異なっているためと考える。3機関のシステムはBottom-Upによる技術の集大成でシステムを構築するが、自律型プラントの場合にはBottom-UpだけでなくTop-Downのアプローチが必要である。

平成元年度からの原研、理研、船舶技研、電総研、メーカ、大学を加えたシステム化研究等を通し、自律型プラント実現のために定量的・定性的に評価できる要素技術を具体的に設定することが重要と思う。

4. 2 マンマシンインタフェース開発

最初の開発段階のワンマン・オペレーションのプラントを実現するのに参考となる技術がKWUのPRINSにある。必要に応じて参考にするのがよいと思う。プラント・データを棒グラフ、トレンド等でわかり易く表示するだけでなく、例えば“Part-load chart”のように設計上の裕度と現在の運転状態の関係を示すなどして評価情報を付加して表示する概念を利用すること等が参考になる。

日本でも通商産業省の補助事業で開発された日立のNUCAM、東芝のPODIA等の高度計算機システムがあるので、具体的検討を進めるにはPRINSとこれらのシステムとの相違点を予め明らかにする必要がある。

4. 3 技術協力

PNCの開発力を具体的に示し得る段階に効率的な開発をするのに技術協力するのがよいと思う。現時点はまだ早い。PNCの開発力を示すのに必要なシステム化研究に関しては概念構築段階、要素技術研究については現状のエキスパートシステムの技術を越える範囲を対象として開発を進めている段階で、技術協力テーマを設定するのが難しい。

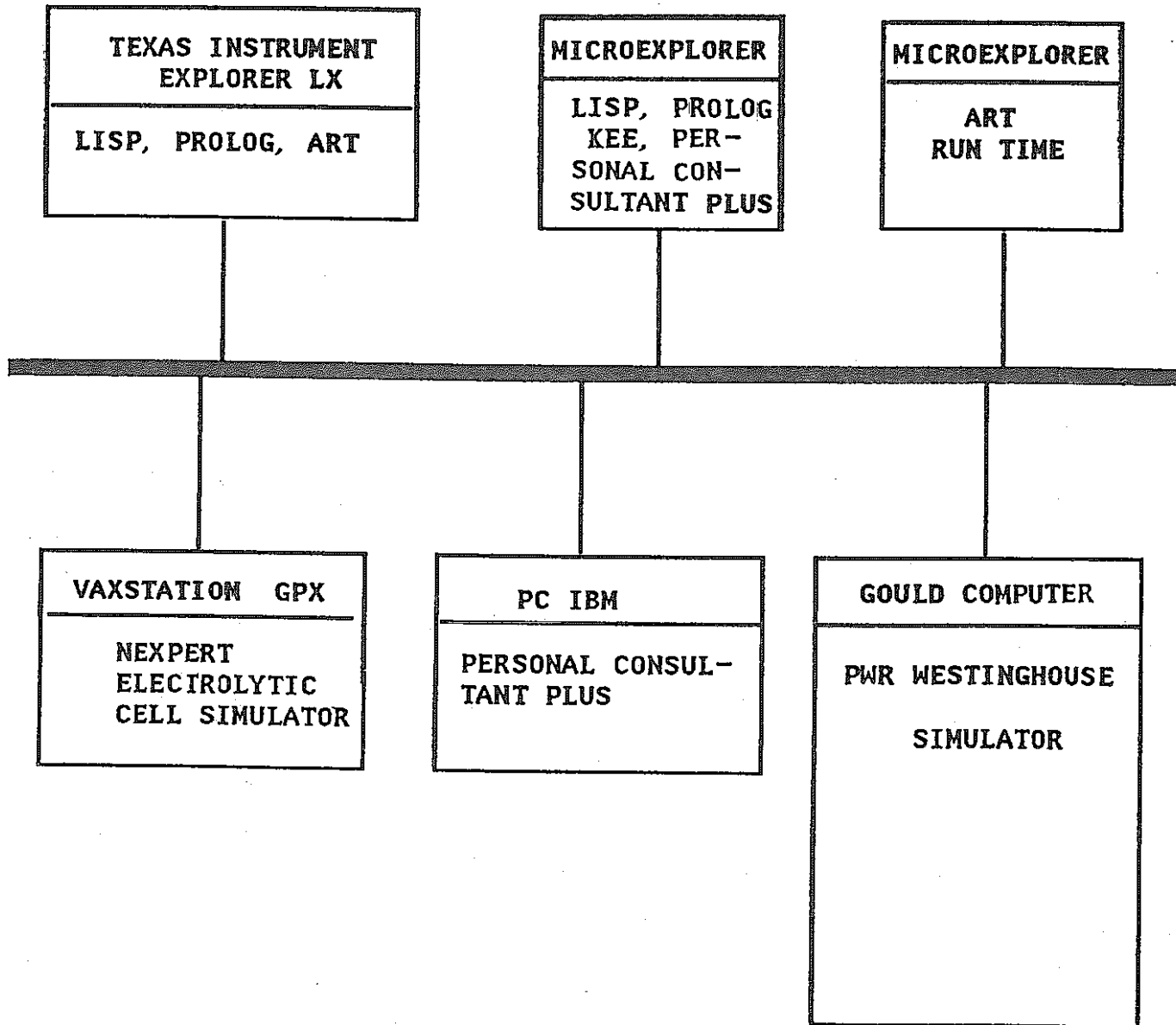
今後、分散・協調方式のプロトタイプシステムの開発方法論が設定された後には、ISACSプロジェクトとの開発協力もできる体制になると思う（Haldenでも、PNCから技術者をうけいれると言っている）。システムだけでなく要素技術の開発についても、運転員思考モデル等について具体的提案を行える時期になれば、ENEA等と協力していくこともできる。常陽の運転員の協力を得てフルスコープシミュレータを用いた開発は、研究者が頭のなかだけであるいは研究炉等の小さい原子炉を用いて考えたものと異なり、実用規模のプラントでも利用できるモデルを構築できると考えるからである。

5. 参考文献

- [1] C.Balducelli, A.Federico, R.Iannucci, M.Sepielli
"DEVELOPMENT OF AN ON-LINE EARLY FAULT DETECTION EXPERT SYSTEM USING AN
ADVANCED MAN-MACHINE INTERFACE" IAEA-CN-49/92 JAPAN, 1988
- [2] W.Aleite "Providing optimum operating information for PWRs" NUCLEAR
ENGINEERING INTERNATIONAL, May 1987
- [3] H.W. BOCK "Future Main Control Room Design for SIEMENS NUCLEAR POWER
PLANTS" IAEA-CN-49/28 JAPAN, 1988
- [4] Øiving Berg "Selected Topics on Development and Evaluation of Man
-Machine Systems at the OECD Halden Reactor Project" Proceedings of
International Seminar on Human Interface, IAE-R8713-1, JAPAN, 1988
- [5] Craig Reiersen and Edward Marshall "Evaluating operator support systems
in realistic conditions at HAMMLAB" NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL,
Jan., 1988
- [6] Claudio Balducelli, Massimo Gallanti "DEVELOPING AN EXPERT SYSTEM FOR
FAULT DIAGNOSIS OF A TURBO GENERATOR GROUP USING AN OPS5 PRODUCTION
RULES PROGRAMMING ENVIRONMENT" M.Catherine Majumdar Debu Majumbar and
John I. Sackett
- [7] A.G.Federico, A.Perugia, M.Sepielli, J.S.Larsen, S.Nilsen, F.Owre
"ENHANCEMENT AND TESTING PROGRAM FOR COMPUTERISED PROCEDURE MANUAL
(COMPA)"
- [8] A.M.GADOMSKI "AN APPLICATION OF SYSTEM-PROCESS-GOAL APPROACH/SPG/TO THE
TRIGA RC-1 REACTOR SYSTEM DESCRIPTION" EXTENTION OF MATERIALS PRESENTED
ON 9TH EUROPEAN TRIGA USERS CONFERENCE, ROME, OCTOBER 7-8, 1989
- [9] "Compete Aided Process Information System for Nuclear Power Plants
PRISCA" SIEMENS
- [10] R.E.Muler and H.Roth-Seeffrid "Computerized Operator Aids for Disturbance
Analysis and Safety Function Monitoring" Proc. Specialist Meeting on Man-
Machine Communication for Emergency Operation in Nuclear Power Plants,
October 18-20, 1988, Schliersee, Federal Republic of Germany
- [11] Ø.Berg, T.J.Biørlo, Ø.Evjen, N.T.Fordestrpmmeu, K.Haugset
"ISACS- AN INTEGRATED SURVEILLANCE AND CONTROL SYSTEM CONCEPT FOR THE
ADVANCED CONTROL ROOM" HWR-219, HALDEN REACTOR PROJECT, May, 1988
- [12] Fridtjov Øwre, Jon Kvalem, Oddbjørn Evjen, Philip J.Caudio Jr.,
David S.Jamison "THE NORS SUCCESS PATH MONITORING SYSTEM-DESCRIPTION AND
IMPLEMENTATION EXPERIENCE" HWR-222, May, 1988
- [13] Susan Baker, Edward Marshall, Craig Reiersen and Louis Smith
"THE EXPERIMENTAL EVALUATION OF THE SUCCESS PATH MONITORING SYSTEM-
DESIGN AND METHODOLOGY"

- [14] Susan Baker, Edward Marshall, Craig Reiersen, Louis Smith and Philip J. Gaudio Jr. "THE EXPERIMENT EVALUATION OF THE SUCCESS PATH MONITORING SYSTEM-RESULTS AND CONCLUSIONS"
- [15] "Intelligence Communications Protocol" Gensym, 125 Cambridge park Drive Cambridge, MA 02140

SYMBOLIC MACHINES



NUMERIC MACHINES

図1 (1/2) ENEA-CASACCIAの計算機環境



a. ENEA-CASACCIA GOULD COMPUTER
(PWR WESTINGHOUSE SIMULATOR)



b. ENEA-CASACCIA SYMBOLIC MACHINES
(TI EXPLORER LX, MICROEXPLORER)

図 1 (2/2) ENEA-CASACCIA の計算機環境

EXPERIENCES IN INTERNATIONAL PROJECTS:

ACQUISITION FROM HALDEN PROJECT OF THE COMPUTERIZED PROCEDURES SYSTEM (COPMA) AND COOPERATION TO IMPROVE THE SYSTEM PERFORMANCES.

PARTECIPATION IN THE ESPRIT PROJECT RELEVANT TO THE DEVELOPMENT OF AN INTEGRATED INFORMATION SYSTEM CAPABLE OF SUPPORTING THE COMPLEX, DYNAMIC, DISTRIBUTED DECISION MAKING IN THE MANAGEMENT OF EMERGENCIES.

PARTECIPATION IN THE EUREKA PROJECT RELEVANT TO THE DEVELOPMENT OF A LOCAL INFORMATIVE SYSTEM FOR THE MARINE COASTAL ZONE (SICML). INSIDE THE GLOBAL PROJECT AN EXPERT SYSTEM FOR THE QUALITY DEFINITION OF THE MARINE COASTAL WATERS AND INDIVIDUATION OF CRITICAL SITUATION WILL BE DEVELOPED.

図2 ENEAにおける国際プロジェクト

Safety mentality: accent shift

end of 60's: normal operation and accidents "master accidents"
end of 70's: unnormal operation "prevent accidents"
after Harrisburg: early detection "symptom-oriented accident management"
after Chernobyl: accidents beyond design "preventive measures"

PRINS: tasks

1. early detection and rapid explanation of disturbances to enable "soft" countermeasures
2. decision guides for plant operation
3. documentation of process progress

extends classic tasks

like indication, logging, calculation

by new functions

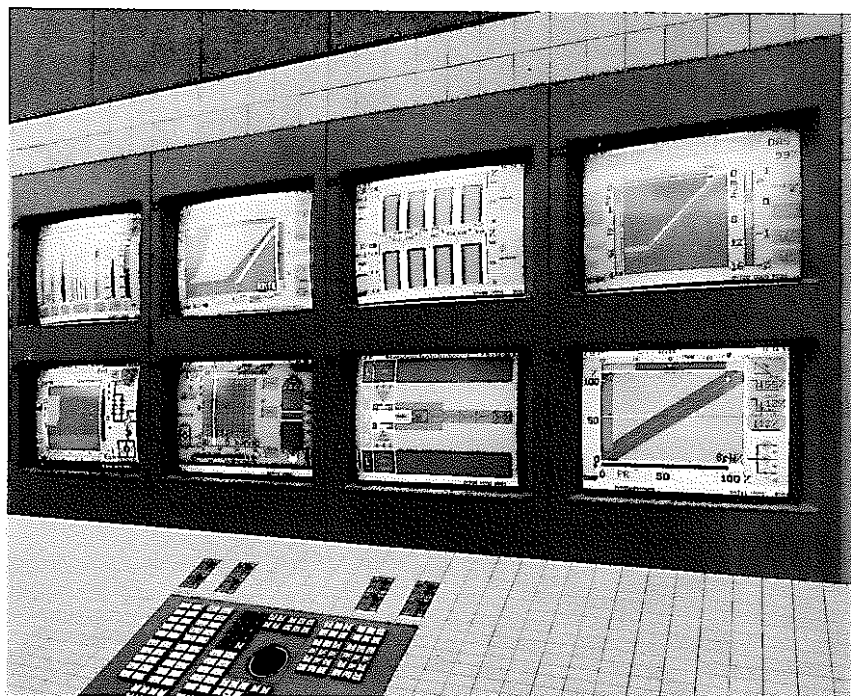
- conditioning of high-value process information
- extensive calculations
- process graphics (information reduction!)

"Optimal information by visualizing process states/progress"

PRINS: advantages

- imaging of information goals like
 - protection, operational or maintenance goals*
 - general and detail information*
 - margins to protective limits, indication of margins*
- high-resolution full-graphic displays, multi-graphic planes
- information panel
- neighbouring information
- signal validation, auxiliary calculations (expert system)

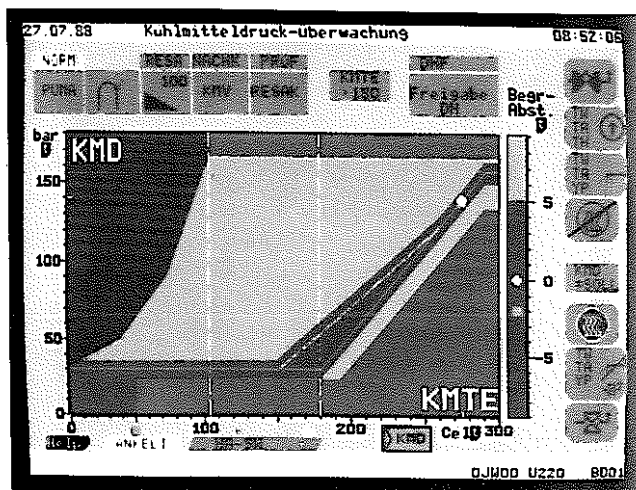
Process Information System: tasks



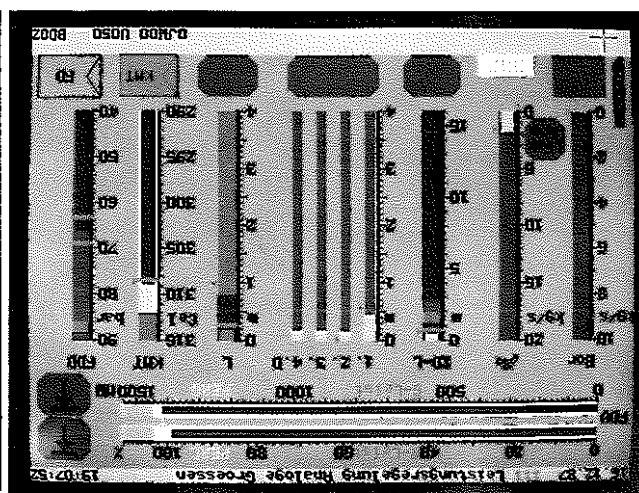
a. 原子炉制御、保護機器の状態に関する表示

上段：出力制御アナログ変数、冷却材圧力制限、炉出力変数、制御棒作動範囲

下段：保有水量、加圧器水位／冷却材圧力制御、原子炉出力制御状態、SG給水制限

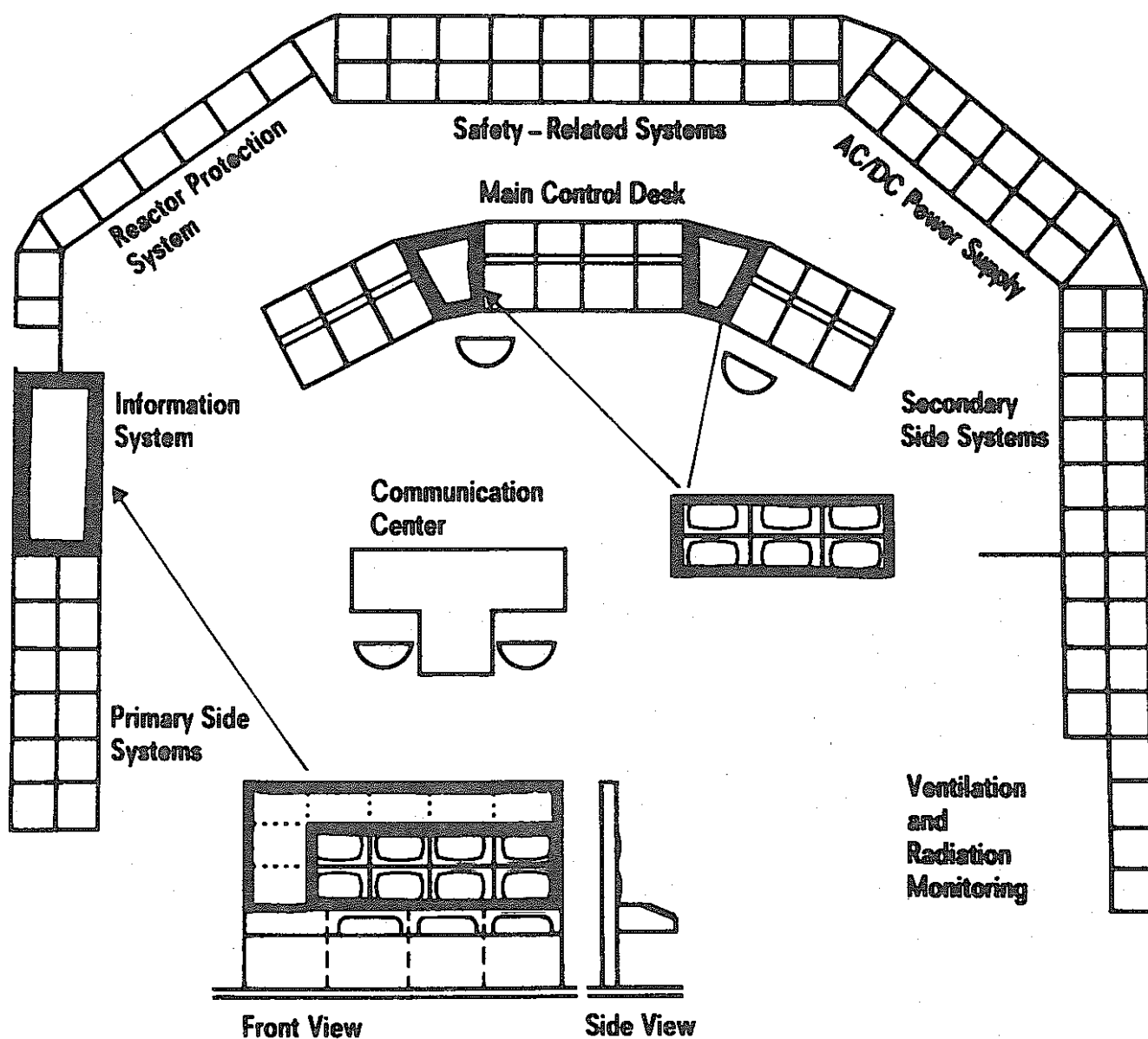


b. 冷却材圧力の監視



c. 原子炉出力制御のための変数

図4 PRINSの表示画面の例



KWU - KONVOI - Main Control Room

図5 Convoy中央制御室のPRINSの位置

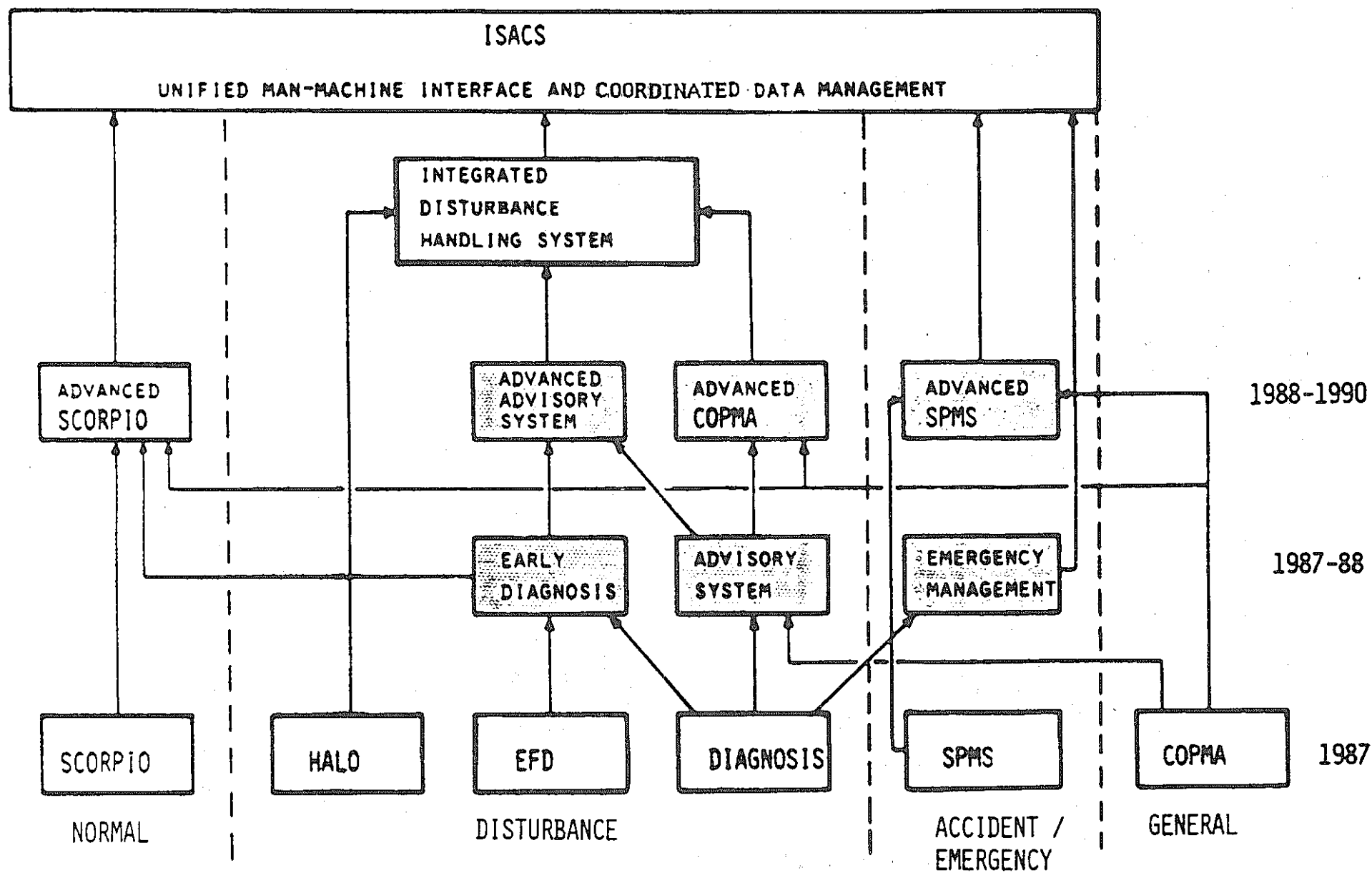


図6 ISACSの開発計画

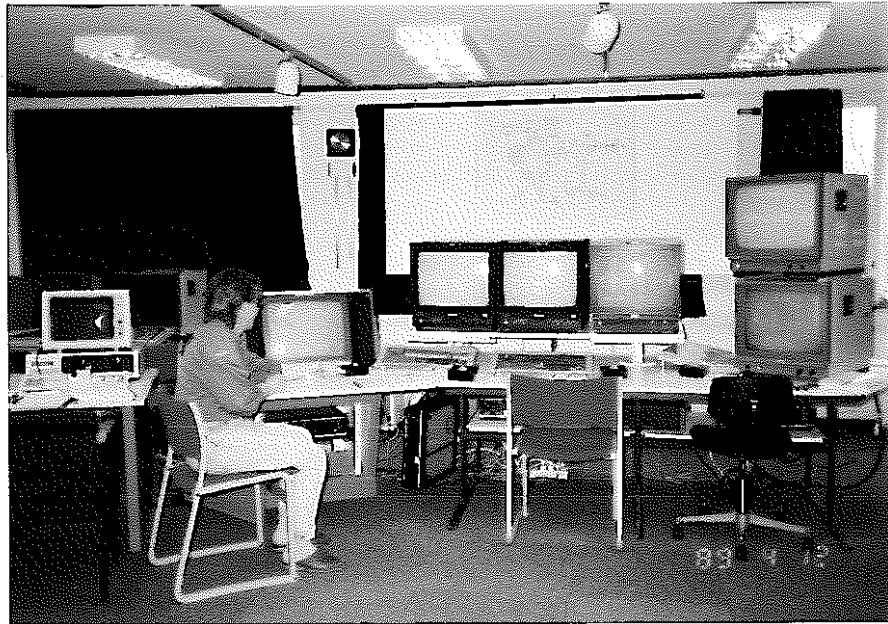


図 7

HALDEN REACTOR PROJECT
(HAMMLAB)

付録1 OECD-CSNI/CEC Specialist Meeting on

TREND AND PATTERN ANALYSES OF OPERATIONAL DATA
FROM NUCLEAR POWER PLANTS

Rome, ENEA Headquarters, 3rd-7th April 1989

LIST OF PARTICIPANTS

(Sorted by country/organization)

PART_ID	FAMILY_NAME	FIRST_NAME	COUNTRY	ORGANIZATION
036	Deckers	Bernard	Belgium	Ass. Vinc.
084	Spiegelberg	Rejane -OBSERV.	Brazil	CNEN
061	Finzi	Sergio	CEC	CEC
060	Pele	Jean-Paul	CEC	CEC
086	Tabellini	Manlio	CEC	JET
054	Amesz	Jan	CEC	JRC-Ispira
057	Kalfsbeek	Henk	CEC	JRC-Ispira
073	Besi	A.	CEC	JRC-Ispira
020	Piepszownik	Laurent	CEC	JRC-Ispira
055	Volta	Giuseppe	CEC	JRC-Ispira
056	Arsenis	Spyros	CEC	JRC-Ispira
022	Ragheb	Helmy	Canada	AECB
016	Ravishankar	Thinnalur	Canada	Ont. Hydro
024	Debicki	Richard	Canada	Ont. Hydro
059	McCool	Dennis	Canada	Ont. Hydro
021	Lehtinen	Esko	Finland	TRC
037	Giroux	Christian	France	CEA
040	Feltin	Christine	France	CEA
041	Verpeaux	Jean-Luc	France	CEA
042	Colas	Auguste	France	CEA
038	Delage	Michel	France	CEA-IPSN
039	Quentin	Pascal	France	CEA-IPSN
044	Dupuis	Marie-Claire	France	CEA-IPSN
034	De Guio	Jean-Marc	France	EdF
035	Debes	Michel	France	EdF
050	Girault	Bernard	France	EdF
043	Wallard	H.	France	SCSIN
049	Prat	Christine	France	SCSIN
017	Kotthoff	Klaus	Germany, F.R.	GRS
047	Maqua	Michael	Germany, F.R.	GRS
018	Weis	Peter	Germany, F.R.	KPG
002	Tolstykh	Valeri	IAEA	IAEA
019	Bucolo	Fabrizio	Italy	Ansaldo
116	Melis	Mauvo	Italy	EDRA
101	Curcuruto	Salvatore	Italy	ENEA-DISP
102	Barsanti	Paolo	Italy	ENEA-DISP
103	Del Nero	Gabriele	Italy	ENEA-DISP
104	Eletti	Gianfranco	Italy	ENEA-DISP
106	Grimaldi	Giorgio	Italy	ENEA-DISP
107	Di Palo	Luigi	Italy	ENEA-DISP
108	Golfieri	Manfredo	Italy	ENEA-DISP
109	Roselli	Filippo	Italy	ENEA-DISP
110	Pasquini	Marcello	Italy	ENEA-DISP
122	Mancini	Carlo	Italy	ENEA-INT
046	Bordoni	Luciana	Italy	ENEA-TERM
045	Balducelli	Claudio	Italy	ENEA-TERM
120	Tricoli	Carlo	Italy	ENEA-TERM
013	Righini	Renzo	Italy	ENEA-VEL

OECD-CSNI/CEC Specialist Meeting on
TREND AND PATTERN ANALYSES OF OPERATIONAL DATA
FROM NUCLEAR POWER PLANTS

Rome, ENEA Headquarters, 3rd-7th April 1989

LIST OF PARTICIPANTS

(Sorted by country/organization)

PART_ID	FAMILY_NAME	FIRST_NAME	COUNTRY	ORGANIZATION
126	Noviello	Luigi	Italy	ENEL
053	Prelati	Maurizio	Italy	ENEL-Casella
052	Soressi	Giuseppe	Italy	ENEL-Casella
118	Nobile	Massimiliano	Italy	ENEL-DPT
125	Ceccantini	M.	Italy	ENEL-DPT
119	Filippelli	Giacinto	Italy	ENEL-TRINO
003	Mirandola	Roberto	Italy	Pisa Univ.
123	Bani	Riccardo	Italy	Pisa Univ.
124	Merli	Luca	Italy	Pisa Univ.
011	Inase	Sumio	Japan	CRIEPI
012	Sawayanagi	Ken-ichi	Japan	CRIEPI
015	Shimooke	Takanori	Japan	JAERI
074	Namatame	K.	Japan	JAERI
051	Fujiki	Kazuo	Japan	JAERI
007	Shimizu	Shun-ichi	Japan	NAIG
008	Hada	Mikio	Japan	NPSIRC
010	Mikani	Youji	Japan	NPSIRC
004	Watanabe	Kenshiu	Japan	PNC
009	Kondo	Shunsuke	Japan	Tokyo Univ.
023	Kalverboer	Cees	Netherlands	PZEMNV
072	Ishack	G.	OECD	OECD-NEA
083	Reig	Javier	Spain	CSN
085	Munuera	Antonio	Spain	CSN
082	Diez	J.E.	Spain	UNESA
014	Bento	Jean-Pierre	Sweden	KSU
030	Kjellander	Magnus	Sweden	OKGAB
028	Carlsson	Lennart	Sweden	SNPI
031	Nilsson	Tore	Sweden	SNPI
032	Erikson	Hans	Sweden	SSPB
033	Hultqvist	Goran	Sweden	SSPB
026	Batty	Charles	U.K.	HSE-NII
027	Sheehan	Michael	U.K.	HSE-NII
048	Samanta	Pranab	USA	BNL
080	Azarm	M.A.	USA	BNL
005	Gallucci	Raymond	USA	Comb. Eng.
006	Filshtein	Eugene	USA	Comb. Eng.
001	Crawford	J. Larry	USA	NASA
079	Mays	G.T.	USA	ORNL
081	Soleau	D.J.	USA	PPC
025	Lanning	Waine	USA	USNRC
075	Dennig	R.L.	USA	USNRC
077	Jordan	E.L.	USA	USNRC
078	Novak	T.M.	USA	USNRC
087	Olavarrio	Inasio	WANO	WANO

OECD - CSNI		Specialist Meeting on TPA			CEC
April 3, 1989		April 4	April 5	April 6	April 7
8.30	REGISTRATION	9.00			VISIT TO CIRENE PLANT
9.30	OPENING SESSION	SESSION III survey results			
10.00	SESSION I INVITED PAPERS	9.50	SESSION V	SESSION VII	
10.50	coffee break	SESSION III remarks			
11.10	SESSION I INVITED PAPERS	10.40	coffee break	coffee break	
		11.00	SESSION V	SESSION VII	
		11.40		12.05	
12.30	LUNCH BREAK	SESSION IV		SESSION VIII PANEL DISCUSSION	
		13.00	13.05	13.00	
14.30	SESSION II	LUNCH BREAK	LUNCH BREAK	CLOSING SESSION	
				13.15	
15.50	coffee break	SESSION IV	SESSION VI		16.30
16.10	SESSION II	10.55	10.15		
17.35					

Programme Outlines



Rev. Mar. 17th 1989

**CSNI-CEC SPECIALIST MEETING ON
TREND AND PATTERN ANALYSES OF OPERATIONAL DATA
FROM NUCLEAR POWER PLANTS
Rome, Italy, 3rd - 7th April 1989**

Preliminary Program

Monday 3rd April 1989

8.30 - 9.30 Registration

9.30 - 10.00 Opening Session

Chairman: Mr. G. F. Eletti (ENEA-DISP, Italy)

- Mr. L. Noviello (ENEL, Italy)
- Mr. C. Mancini (ENEA, Italy)
- Mme M.C. Dupuis (CSNI PWG1 Chairwoman)
- Mr. S. Finzi (CEC)

SESSION I: INVITED PAPERS

Chairman Mr. G. F. Eletti (ENEA-DISP, Italy)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
1.1	10.00 - 10.25	Operating Experience and TPA: the Italian perspective	G. Grimaldi	ENEA-DISP	Italy
1.2	10.25 - 10.50	Safety, Reliability, Maintainability and Quality Assurance Management Information Center	J.L. Crawford	NASA	USA
	10.50 - 11.10	Coffee break			
1.3	11.10 - 11.35	CESAS: Computerized Event Sequence Abstracting System Outlines and Applications	K. Fujiki	JAERI	Japan
1.4	11.35 - 12.00	Trend and Pattern Analyses of Operational Data through Cooperation between OECD countries	M.C. Dupuis	CSNI	
1.5	12.00 - 12.25	The Development of Trend and Pattern Analysis Methods for Incident Data by CEC's Joint Research Centre at Ispra	J. Amesz	CEC	
	12.25 - 12.30	Concluding Remarks			
	12.30 - 14.30	Lunch			

SESSION II: INPUT DATA FOR TREND AND PATTERN ANALYSES

Chairman: Mr. M. Debès (EdF, France)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
2.1	14.30 - 14.50	Experience in Performing Trend and Pattern Analysis of Nuclear Power Plant Operational Data	T. M. Novak M. H. Williams R. L. Dennig	NRC	USA
2.2	14.50 - 15.10	New Guides and Practices for Incident Analysis in the CSN	A. Munuera J. Reig	CSN	Spain
2.3	15.10 - 15.30	ESFAS: An Information System on Worldwide Nuclear Power Stations	M. Melis	EDRA	Italy
2.4	15.30 - 15.50	Incident Analysis, Data Gathering and Use of Statistics for Operational Purposes	B. Girault	EdF	France
	15.50 - 16.10	Coffee Break			

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
2.5	16.10 - 16.30	Plant Operation Data Collection and Database Management Using NIC System	S. Inase	CRIEPI	Japan
2.6	16.30 - 16.50	IRS Application for the Trend and Patterns Analyses of the NPPs and the Radiation Protection	H. Iwabuchi	OECD	
2.7	16.50 - 17.10	The Swedish Data Collection Systems	T. Nilsson	SKI	Sweden
2.8	17.10 - 17.30	Spanish Operational Data Management System Design (DACNE Project)	J. E. Diez M. Aguinaga	UNESA Technatom, S.A.	Spain
	17.30 - 17.35	Concluding Remarks			
	18.00	Cocktail party			

Tuesday 4th April 1989

SESSION III: SURVEY RESULTS ON TREND AND PATTERN ANALYSES

Chairman: Mr. G. Grimaldi (ENEA-DISP, Italy)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
	9.00 - 9.50	Presentation - Scope and Purposes - Technical Results - Findings and Problems	G. Ishack M. Nobile M.J. Sheehan	OECD-NEA ENEL NII	Italy UK
	9.50 - 10.40	Remarks by Member Countries			
	10.40 - 11.00	Coffee Break			
	11.00 - 11.35	Comments from the Audience			
	11.35 - 11.40	Concluding Remarks			

SESSION IV: TECHNIQUES FOR TREND AND PATTERN ANALYSES

Chairman: Mr. G. Mays (ORNL, USA)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
4.1	11.40 - 12.00	A Multivariate Statistical Methodology For Detection of Degradation and Failure Trends using Nuclear Power Plant Operational Data	P. K. Samanta T. Teichmann	Brookhaven National Laboratory	USA
4.2	12.00 - 12.20	Discussion on an informative system set-up for the registration and processing of reliability data on FBR components in view of its application to design and safety studies and plant exploitation improvement	R. Righini G. Zappellini	ENEA-VEL NIER	Italy
4.3	12.20 - 12.40	Statistical Prediction of the Numbers of Degraded Tubes in Nuclear Power Plant Steam Generators	R.H.V. Gallucci J. W. Klisiewicz K. R. Craig	Combustion Engineering, Inc. Northwest Utilities Service Co. Florida Power and Light Co.	USA
4.4	12.40 - 13.00	Analysis and Evaluation of Information on Humand Errors in Operation/Maintenance at Nuclear Power Plants (Status J-HPES Development)	K. Sawayanagi	CRIEPI	Japan

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
	13.00 - 14.30	Lunch			
4.5	14.30 - 14.50	Analysis of the Contents of the Component Event Data Bank by Correspondance Analysis Techniques	A. Besi L. Piepszownik H. Procaccia	JRC Ispra EdF JRC Ispra	France/CEC
4.6	14.50 - 15.10	Exploratory Trend and Pattern Analyses of Caorso Plant through the TENDA Program	P. Barsanti M. Tabellini	ENEA-DISP	Italy
4.7	15.10 - 15.30	Risk Based Performance Indicators Applied to Safety System Unavailability Monitoring	W. E. Vesely M. A. Azarm	Science Applications USA International Corp. Brookhaven National Laboratory	
4.8	15.30 - 15.50	Trend Analysis on Component Level Using PSA	L. Carlsson	SKI	Sweden
	15.50 - 16.10	Coffee Break			
4.9	16.10 - 16.30	Benefits and limitations in the use of Performance Indicators	M. Ceccantini M. Nobile	ENEL	Italy
4.10	16.30 - 16.50	Description of a Method of Sequentially Analysing Incidents	T. Boucon M. Delage C. Giroux P. Quentin	IPSN	France
	16.50 - 16.55	Concluding Remarks			

Wednesday 5th April 1989

SESSION V: TREND AND PATTERN ANALYSES, IMPLEMENTATION AND RESULTS

Chairman: Mme C. Feltin (CEA, France)
Mr. M. Nobile (ENEL, Italy)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
5.1	9.00 - 9.20	IAEA-IRS Analysis Activity	V. D. Tolstykh	IAEA	
5.2	9.20 - 9.40	Trend Analysis for Incidents of Steam Generator Tube Rupture (SGTR) and Loss of Electric Power based on IRS Reports	K. Namatame K. Fujiki	JAERI	Japan
5.3	9.40 - 10.00	Reliability Analysis of the Diesel Generators	S. Curcuruto G. Grimaldi	ENEA-DISP	Italy
5.4	10.00 - 10.20	Reliability of Emergency Diesel-Generators Used in French NPP Evaluation of the Failure Rate and its Trend Failures and Dysfunctions Review	A. Colas	IPSN	France
5.5	10.20 - 10.40	Load Factor Trends in Light Water Reactor Units	E. A. Lehtinen	Technical Research Centre of Finland	Finland
	10.40 - 11.00	Coffee Break			
5.6	11.00 - 11.20	Trend Evaluation of Incident and Failure Data from Japanese Nuclear Power Plants	S. Kondo M. Hada Y. Mikami	University of Tokyo NUPEC	Japan

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
5.7	11.20 - 11.40	Trends of Significant Operating Events in Assessing Programmatic Issues	W. D. Lanning et al.	NRC	USA
5.8	11.40 - 12.00	10 Years of Operating Experience of the Valves in the Safety Systems on Caorso Plant.	O. Contino S. Curcuruto M. Pasquini	ENEA/DISP	Italy
5.9	12.00 - 12.20	The Installation of Local Safety Indicators on the EdF PWR Units	M. Debès	EdF	France
5.10	12.20 - 12.40	Long Term Trend Analysis of Emergency Power Diesel Generator Reliabilities in German Nuclear Power Plants	K. Kotthoff M. Maqua	GRS	FRG
5.11	12.40 - 13.00	Trend and Pattern Analysis of human performance problems at the Swedish nuclear power plants	J.P. Bento	KSU	Sweden
	13.00 - 13.05	Concluding Remarks			
	13.05 - 14.30	Lunch			

SESSION VI: TREND AND PATTERN ANALYSES CONCERNING SAFETY IN THE FIELDS OTHER THAN NUCLEAR

Chairman: Mr. J. Sheehan (NII, UK)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
6.1	14.30 - 14.50	The Risk of Fire in a Conventional Power Plant: The Maintener Viewpoint	M. Prelati G. Salvaterra G. Soressi	ENEL	Italy
6.3	14.50 - 15.10	Preliminary Study of Problems Concerning the Operating Experience Activity in the Light of the Modern Approach to Quality Management Systems by Means of Actual Operational Data Related to Nuclear Power Plant	R. Mirandola F. Bucolo	University of Pisa Ansaldo Ricerche	Italy
6.4	15.10 - 15.30	On the Human-Related Circuits Fraction in a Large Complex Man-Machine System	T. Shimooke	JAERI	Japan
6.5	15.30 - 15.50	Trend and Pattern Analysis in the Industry, an Italian Perspective	S. Serra	Environmental Ministry	Italy
	15.50 - 15.55	Concluding Remarks			

Thursday 6th April 1989

SESSION VII: ON-GOING PROGRAMS AND METHODOLOGIES FOR IMPROVING INCIDENT REPORTING AND ANALYSING SYSTEMS

Chairman: Mr. M. Hada (NUPEC, Japan)

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
7.1	9.00 - 9.20	Instrument Validation System of General Application	E. L. Filstein	Combustion Engineering, Inc.	USA
7.2	9.20 - 9.40	The Backfitting Process and its Verification	G. Del Nero G. Grimaldi	ENEA/DISP	Italy
7.3	9.40 - 10.00	Equipment Maintenance Management Support System based on Statistical Analysis of Maintenance History Data	S. Shimizu Y. Ando T. Morioka	NAIG Co. Ltd Toshiba Corp.	Japan
7.4	10.00 - 10.20	Properties of Incident Reporting Systems in Relation with Trend and Pattern Analysis	H. W. Kalfsbeek S. P. Arsenis	JRC Ispra	Greece/CEC
7.5	10.20 - 10.40	The Sequence Coding and Search System: An Approach for Constructing and Analyzing Event Sequences at Commercial Nuclear Power Plants	G. T. Mays	Oak Ridge National Laboratory	USA

<u>No.</u>	<u>Time</u>	<u>Title</u>	<u>Authors</u>	<u>Organisation</u>	<u>Country</u>
	10.40 - 11.00	Coffee Break			
7.6	11.00 - 11.20	Fuzzy Diagnosis	K. Watanabe	PNC	Japan
7.7	11.20 - 11.40	Constitution of an Incident Database Suited to Statistical Analysis and Examples	J. L. Verpeaux	CEA-DAS-IPSN	France
7.8	11.40 - 12.00	The Significant Event Compilation Tree-SECT: "Theory and Application"	G. Ishack H. Ragheb	OECD-NEA AECB	Canada
	12.00 - 12.05	Concluding Remarks			

SESSION VIII: PANEL DISCUSSION - TREND AND PATTERN ANALYSES, PRESENT AND FUTURE

12.05 - 13.00

Chairman: Mr. E. Jordan (NRC, USA)

Panelist Mr. J.L. Crawford (NASA, USA)
 Mr. H.E. Wallard (Ministry of Industry, France)
 Mr. J.P. Bento (KSU, Sweden)
 Mr. S. Serra (Ministry of Environment, Italy)
 Prof. S. Kondo (Tokyo University, Japan)

13.00 - 13.15 Closing Session

Chairman Mr. G. F. Eletti (ENEA-DISP, Italy)
 Mme M.C. Dupuis (CSNI PWG1)
 Mr. G. Volta (JRC Ispra)

FUZZY DIAGNOSIS

Kenshiu Watanabe
Power reactor and nuclear fuel development corporation
Oarai engineering center
4002 Narita, Oarai-machi, Ibaraki-ken, 311-13 Japan

ABSTRACT

Studies have been made on fuzzy diagnosis using inverse problem solutions of the fuzzy relational equation of $a \circ R = b$, where a is the failure vector, R the fuzzy relation matrix and b the symptom vector.

Four phases of analyses were carried out in this study. First, fault tree analysis was undertaken to investigate what kind of causes produce fall of water level in a steam drum of ATR (Advanced Thermal Reactor), which is heavy-water-moderated boiling-water-cooled pressure-tube-type reactor. Next, simulation for 100 seconds was executed to determine how plant parameters respond to an occurrence of a transient induced by the cause. Third, the simulation data was analysed utilizing an autoregressive model. From this analysis, a total of 36 coherency functions up to 0.5 Hz in each transient were computed among nine important and detectable plant parameters, that is neutron flux, flow rate of coolant, steam and feed water, water level in the steam drum, pressure and opening area of control valve in a steam pipe, feed water temperature and electrical power. Last, the inverse problem of the fuzzy relational equation was solved. Relation matrices were adjusted from 0.00 to 1.00, after nine membership functions following the Gaussian distribution for the symptom vector were estimated from correlation values of the coherency functions.

- (1) Reduction in the water level can be generated by five types of causes: decrease in reactivity, the flow rate and temperature of the feed water, and increase in the steam flow rate and steam pressure.
- (2) Coherency functions were not governed by decreasing speed of reactivity in the range of 0.41×10^{-2} $\$/s$ to 1.62×10^{-2} $\$/s$ or by decreasing depth of the feed water temperature in the range of 3 °C to 10 °C or by a change of 10 % or less in the three other causes. Change in coherency functions only depended on the type of cause.
- (3) The direct cause could be discriminated to within 0.92-1.00 relational degree from the other four causes. A maximum of 0.42 relational degree was found among the other four causes.

1. Introduction

The early identification of the cause of a small anomalous state in the primary cooling system is important for preventing a reactor from getting into serious conditions. In order to establish the technology for such identification for the ATR, development has been done on the fuzzy diagnosis[1].

Large computer systems for diagnosis using CCT (Cause Consequence Tree) were devised before and after the TMI accident in 1979, such as DASS (Disturbance Analysis and Surveillance System) in U.S.A., STAR (Storungsanalyserechner) in Norway and West Germany and LWR operator support systems in Japan[2]. In these systems, search of a cause starts after the level of signals reached the alarm level, 10 % - 30 % above or below normal operation. If the cause could be determined before the annunciators clicked, therefore, operators would have enough time to select valid recovery actions.

Technique of signal processing using fuzzy theory was adopted in order to distinguish the pattern of coherency function representing a type of cause, that would induce less than a 10 % change from normal operation. Coherency functions between two plant parameters were computed by using the autoregressive model, by which random noises superposing on signals can be easily eliminated.

Judgement as to whether correlation in the coherency functions can be found or not, however, differ from one investigation to another. Generally, correlation values of 0.0 - 0.2, 0.2 - 0.5, 0.5 - 0.8 and 0.8 - 1.0 are considered as signifying respectively little, a little, strong and quite strong relations in the change in two plant parameters. Fuzzy theory is used to distinguish such ambiguity quantitatively.

Four phases of analyses were carried out: a fault tree analysis, a simulation for 100 seconds after a small transient occurred, an analysis for obtaining the coherency functions using the autoregressive model and the solutions of the inverse problem of the fuzzy relationship.

2. Simulation

2.1 Outline of the ATR

A primary cooling system of ATR[3] consists of two loops. As shown in figure 1, major components in each loop comprise a steam drum (S.D), a couple of recirculating pumps, an inlet header, four downcomers connecting the S.D and recirculating pumps, and feeder pipes to and from pressure tubes in which a fuel assembly is inserted. Water-steam mixture, heated-up in the fuel channels up to 70 kg/cm² and 285 °C flows into the turbines which is a tandem compound four-flow-type regulated by electro-hydraulic control system. Saturated water separated from the two phase flow mixes with the feed water of 185 °C, and sucks through downcomers with two recirculating pumps.

There exist control rods, four of which have a regulating function, which can control the reactor power automatically and the rest are used for safety rods, which can be dropped into the core at the reactor scram. Three kind of signals: the water level in the S.D, flow rate in a steam pipe and in a feed pipe, are used to maintain the water level constantly.

2.2 Analyses

Simulations, after the occurrence of a cause selected from five ones: decrease in reactivity, feed water flow rate, and feed water temperature and increase in steam flow rate, and pressure in the S.D, which may induce fall in

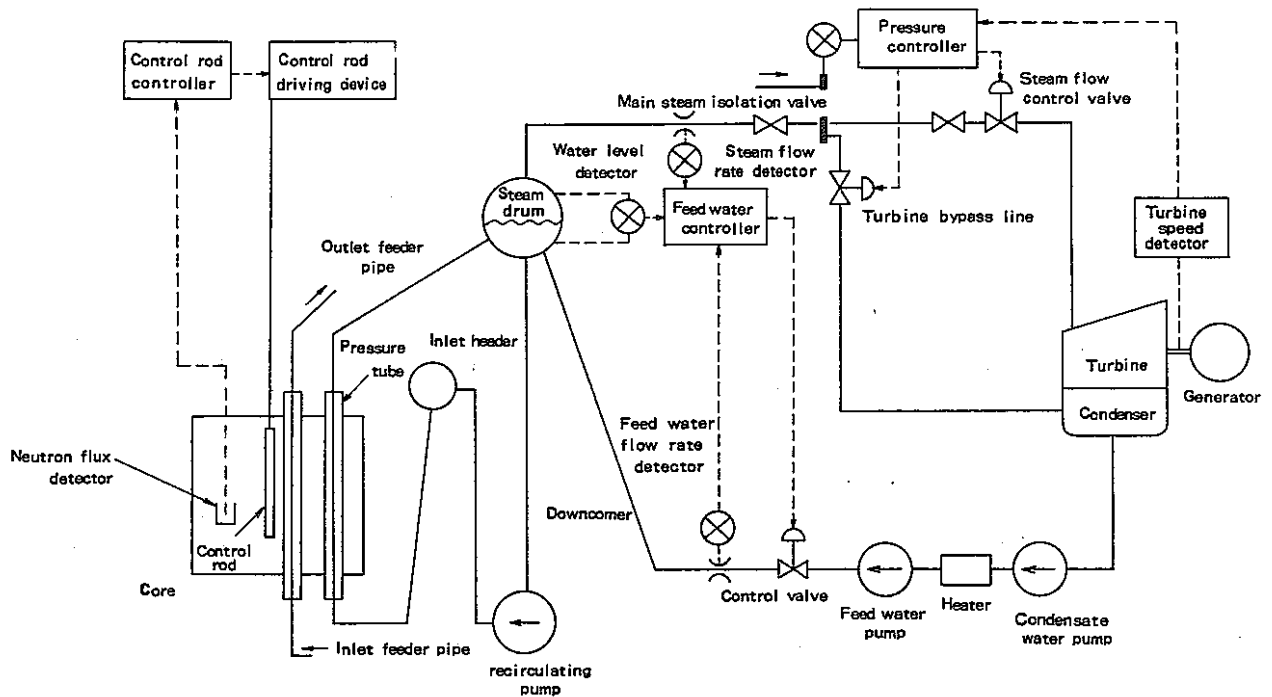


Figure 1 Schematic Diagram of ATR

Table I Conditions of simulation

Cause	(speed) / depth	Postulated case
Decrease in Reactivity	$(1.62 \times 10^{-2} \text{ } \$/\text{sec})$	Five seconds insertion of control rod for : stabilizing, regulating (four rods), regulating (one rod)
	$(1.20 \times 10^{-2} \text{ } \$/\text{sec})$	
	$(0.41 \times 10^{-2} \text{ } \$/\text{sec})$	
Decrease in feed water flow rate	3 %	Closing feed water control valve
	5 %	
	7 %	
Increase in steam flow rate	3 %	Opening control valve in turbine bypass line
	5 %	
	10 %	
Increase in pressure in steam drum	2 %	Closing steam flow rate control valve
	4 %	
	6 %	
Decrease in feed water temperature	3 °C	Failure in feed water heater
	5 °C	
	10 °C	

water level in the S.D, were executed with FATRAC code to determine how plant parameters respond as shown in table I. Plots were done on a total of nine parameters: neutron flux, coolant flow rate, pressure and water level in the S.D, flow rate and temperature of feed water, flow rate and control valve opening area in the steam pipe and turbine output.

No large difference was observed in trends of plant parameters when speed or depth of the causes was changed. Difference was only exposed after changing the types of the causes. For these reasons, trends of the plot are only described on cases, in which the cause occurred at maximum depth/speed.

The water level falls to 3 cm after 12 seconds from the start of the transient, and rises up to the initial level in decrease in reactivity as seen in figure 2. Neutron flux reduces up to 4 % for 15 seconds, and keeps the lowered level. Pressure in the S.D, steam flow rate and the opening area of steam flow control valve decreases 0.3 kg/cm² for 10 seconds, 5 % and 2 % for 15 seconds, respectively, and upholds their level.

The water level fell monotonously to 8 cm for 100 seconds in decrease in feed water flow rate. The pressure in the S.D fell 0.1 kg/cm² for 15 seconds, and rose 0.2 kg/cm² for 85 seconds. Steam flow rate slightly changed within ± 0.1 %. No change was observed in neutron flux.

Pressure in the S.D fell to 0.3 kg/cm² for 10 seconds and regained the initial level for 90 seconds, however, the water level was not changed distinctively, in increase in steam flow rate. Feed water flow rate increased 0.1 % for 5 seconds, and decreases to the level before the transient began. Increase of 0.5 % was observed in the steam flow rate at 3 seconds. Neutron flux does not change.

The water level fell to 0.5 cm for 10 seconds, and held this level for 90 seconds, in increase in pressure in the S.D. The pressure in the S.D rose 1 kg/cm² for 15 seconds and at 20 seconds decreased to the initial level. Feed water flow rate decreased 3 % for 5 seconds and recovered its level to the initial one for 95 seconds. Neutron flux does not change.

The water level does not change clearly, however, the pressure monotonously lowers to 0.5 kg/cm² for 100 seconds, with decrease in feed water temperature. In the steam line, only flow rate reduces its level up to 3 % from the initial one for this interval. No change was found in the neutron flux and feed water flow rate.

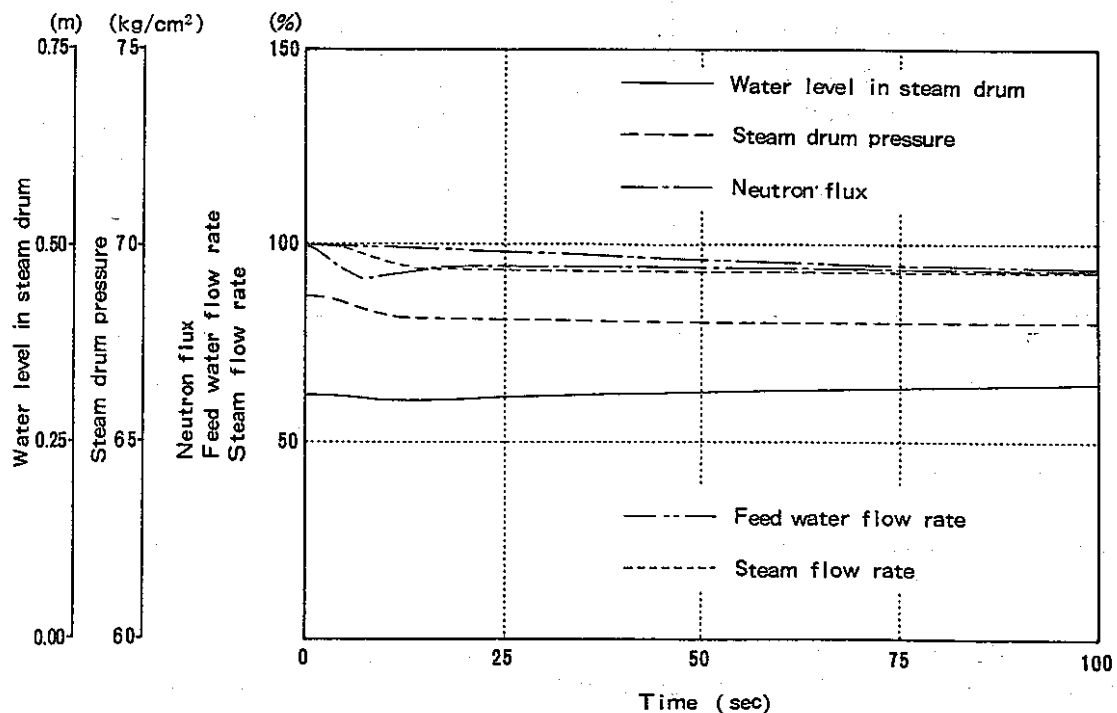


Figure 2 Trend after reactivity decreased
($1.62 \times 10^{-2} \$/s$ for 5 sec)

3. Coherency functions computed by autoregressive model

3.1 Autoregressive model

Time series data, $X(s) = (x_1(s), x_2(s), \dots, x_k(s))^T$, T denotes transpose of matrix X , can be shown

$$X(s) = \sum_{m=1}^M A(m)X(s-m) + U(s) \quad (1)$$

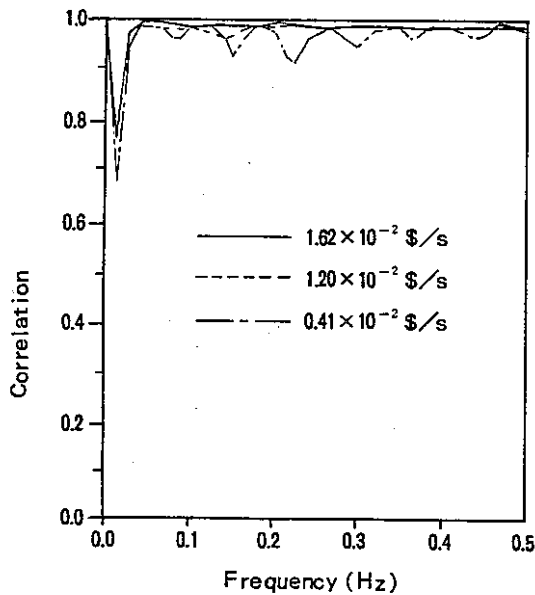
where $A(m)$ sized $k \times k$ is autoregressive coefficient and $U(s)$ white noise. M dimension of autoregressive model, which can be determined by using AIC (Akaike's Information Criterion).

3.2 Coherency functions

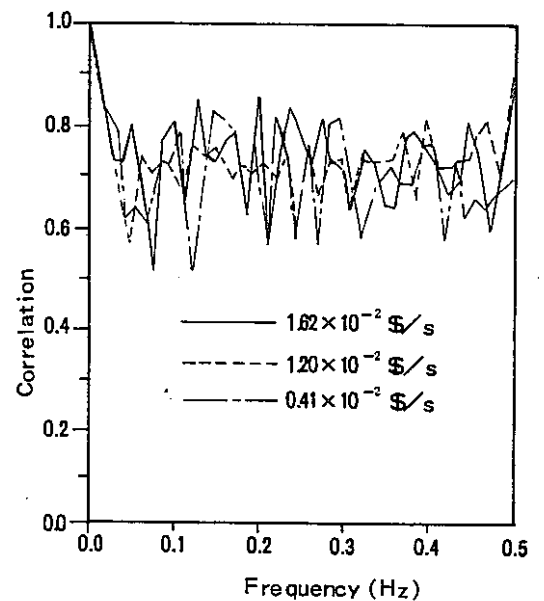
Power spectrum density as shown in figure 3 was calculated from covariance matrix Σ , elemented deviation from the mean value, and the $A(m)$

$$P(f) = (A(f))^{-1} \Sigma (\overline{A(f)})^{-1} \quad (2)$$

$$A(f) = \sum_{m=0}^M A(m) \exp(-j2\pi fm) \quad (3)$$



(1) Neutron flux • Steam flow rate



(2) Feed water flow rate • Steam flow rate

Figure 3 Coherency functions calculated from the simulation data on "Decrease in reactivity"

where f indicates frequency, -1 inverse matrix, and $\overline{}$ conjugate complex. Coherency between plant parameter i and j , $COH(f)$, is defined as

$$COH(f)_{ij} = |P(f)_{ij}| / (P(f)_{ii} \cdot P(f)_{jj}) \quad (4)$$

4. Fuzzy diagnosis

4.1 Fuzzy relationship

Fuzzy relationship is given as

$$y_j = \bigvee_i \{x_i \wedge r_{ij}\} \quad j=1,2,\dots,n \quad (5)$$

where $b=\{y_1, y_2, \dots, y_n\}$ is symptom vector, $a=\{x_1, x_2, \dots, x_n\}$ cause vector, $R=\{r_{ij}\}$ relation matrix. Value of r_{ij} ranges from 0.0 to 1.0, \vee and \wedge denotes maximum and minimum of fuzzy members in max-min composition.

4.2 Inverse problem of the fuzzy relationship

This problem can be solved by use of ϵ , $\bar{\epsilon}$ -composition[1] defined as

$$[a \ b] \epsilon [c \ d] = \begin{cases} [c \ d] & \text{if } a > d \\ [c \ 1] & \text{if } [a \ b] \cap [c \ d] \neq \phi \\ \phi & \text{if } b < c \end{cases} \quad (6)$$

$$[a \ b] \bar{\epsilon} [c \ d] = \begin{cases} [0 \ d] & \text{if } a > d \\ [0 \ 1] & \text{if } a \leq d \end{cases} \quad (7)$$

where $[a \ b]$ and $[c \ d]$ are real numbers in the range of 0.0 to 1.0 and ϕ is an empty subset. Procedure for analysing the inverse problem of fuzzy relationship is as follows:

- (1) Calculation of two matrices of $U=\{u_{ij}\}$ and $V=\{v_{ij}\}$

These elements, u_{ij} and v_{ij} are derived as follows

$$u_{ij} = r_{ij} \epsilon y_j \quad (8)$$

$$v_{ij} = r_{ij} \bar{\epsilon} y_j \quad (9)$$

- (2) Calculation of matrix, $W^k=\{w_{ij}^k\}$

Value of w_{ij}^k can be calculated as follows, in each j

$$w_{ij}^k = \begin{cases} u_{ij} & \text{for } \exists i, i \in \{i | u_{ij} \neq \phi\} \\ v_{ij} & \text{for other } i' \end{cases} \quad (10)$$

$$(11)$$

where, in the case of $y_j=0$, simply, $w_{ij}=v_{ij}$ for all i . This formula shows, w_{ij}^k can be exchanged u_{ij} for i which is not ϕ for each j and v_{ij} for other i' . Index, k , denotes the different combinations.

- (3) Solution of the inverse problem

$$x_i^k = \bigcap_j^n w_{ij}^k \quad i=1, \dots, m, \forall k \in K \quad (12)$$

$$K = \{k | \forall i \left(\bigcap_j^n w_{ij}^k \neq \phi \right)\} \quad (13)$$

4.3 Membership function

(1) Procedure of calculation

Membership function, $\mu_j (j=1,2,\dots,n)$, shaping Gaussian distribution was estimated from the coherency functions computed from the data of the simulation, in which speed or depth of the cause was varied. A three frequency band of 0.05-0.15 Hz, 0.15-0.25 Hz and 0.25-0.35 Hz, relatively low ones, was used so as not to suffer from distortion in its spectra due to superposition of noise likely to appear in the high frequency range.

Coherency functions used for calculation of the membership function were selected as follows: First, the pattern of coherency function which differ from other ones were choosen. Next, the spectra were elemimated when no tight physical relationship exists in the two plant parameters.

Gaussian distribution function, $N_{k,1}(\bar{c}, \sigma^2)$, was normalized by U_1 so as to generate the membership function.

$$\mu_j = N_{k,1}(\bar{c}, \sigma^2) / U_1 \quad (14)$$

k: index representing combination of two plant parameters

1: frequency band

$$C_{k,1} = \sum_{f=1}^n C_{k,f} / 3n \quad (15)$$

$$\sigma_{k,1} = \left(\frac{1}{3n} \sum_{f=1}^n C_{k,f}^2 - \bar{C}_{k,1}^2 \right)^{\frac{1}{2}} \quad (16)$$

f: frequency

n: number of height of coherency function in the frequency band (n=10)

k: number of cases where speed/depth changed in a trangient (k=3).

$$U_1 = \max_k \left\{ \frac{1}{(2\pi)^{\frac{1}{2}} \sigma_{k,1}} \right\} \quad (17)$$

(2) Calculated membership function

In order to distinguish the cause of "decrease in reactivity", two kind of the membership function as shown in figure 4 was used. One is calculated from a coherency function between neutron flux and steam flow rate in the range of 0.25 Hz to 0.35 Hz, however, the range where a large grade can be observed is very narrow. Small change in correlation appears to produce large difference in grade: in fact, when only this membership function was used, both "decrease of reactivity" and "increase of pressure in the S.D" were identified. The other coherency function, ranging from 0.05 Hz to 0.15 Hz, between feed water flow rate and water level in S.D were added due to its large standard deviation.

Two coherency functions, from 0.05 Hz to 0.15 Hz, recirculating flow rate·water level in S.D and water level in

S.D. feed water flow rate was used to distinguish the cause of "decrease in feed water flow rate".

Coherency functions of recirculating flow rate-steam flow rate (0.25-0.35 Hz) and pressure in the steam pipe-steam flow rate (0.15-0.25 Hz), of pressure in steam pipe-steam flow rate (0.05-0.15 Hz) and of pressure in steam pipe-feed water temperature (0.25-0.35 Hz) were utilized to discriminate the cause of "increase in steam flow rate", "increase in pressure in S.D" and "decrease in feed water temperature".

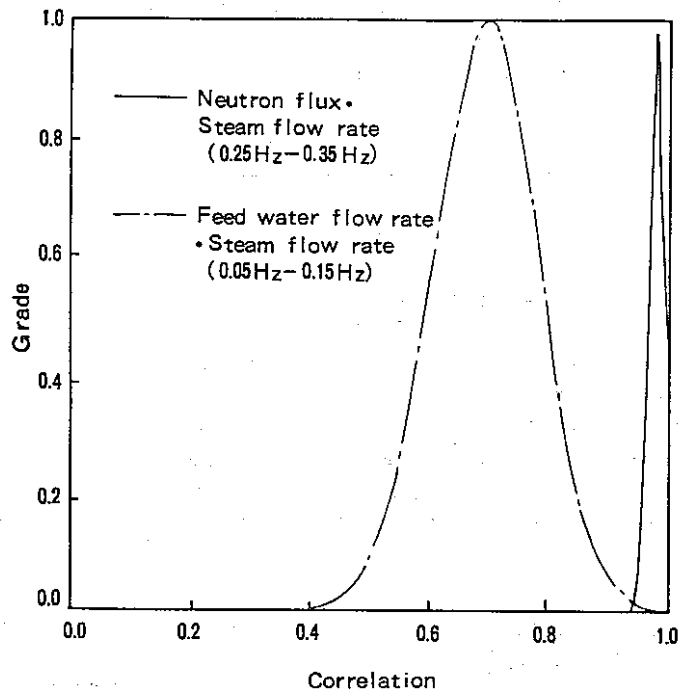


Figure 4 Membership function used for distinguishing the cause of "Decrease in reactivity"

4.4 Adjustment of values of the relational matrix elements

Two kind of adjustment were done. First, $[1.0 \ 1.0]$ and $[0.0 \ 0.0]$ were set for r_{ij} . The value of $[1.0 \ 1.0]$ was fixed for r_{ij} when location of cause vector corresponds to one of their symptoms. For other cases, $[0.0 \ 0.0]$ was used.

Next, replacement of the set figures was made, after the inverse problem once solved, using the relational matrix comprises only $[1.0 \ 1.0]$ and $[0.0 \ 0.0]$. The left hand side value of $[1.0 \ 1.0]$ and right hand one of $[0.0 \ 0.0]$ was exchanged to the minimum and maximum value of symptom vector, such as $[p \ 1.0]$ and $[0.0 \ q]$. Moreover, when value of q excesses 0.7, $[0.0 \ q]$ was changed to $[0.0 \ 1.0]$ indicating "unknown". From these adjustment, the relational matrix was determined as seen in table II.

Table II Adjusted relational matrix

Cause	Symptom b vector								
	Neutron flux • Steam flow rate (0.25-0.35Hz)	Feed water flow rate • Steam flow rate (0.05-0.15Hz)	Recirculating flow rate • water level in steam drum (0.05-0.15Hz)	Water level in steam drum • Feed water flow rate (0.05-0.15Hz)	Recirculating flow rate • Steam flow rate (0.25-0.35Hz)	Pressure in steam line • Steam flow rate (0.15-0.25Hz)	Pressure in steam line • Steam flow rate (0.05-0.15Hz)	Pressure in steam line • Feed water temperature (0.15-0.25Hz)	Steam flow rate • Feed water temperature (0.25-0.35Hz)
Decrease in reactivity	(0.85 1.0)	(0.92 1.0)	0.0	0.0	(0.0 0.21)	(0.0 1.0)	0.0	(0.0 1.0)	0.0
Decrease in feed water flow rate	0.0	(0.0 1.0)	(0.82 1.0)	(0.93 1.0)	(0.0 1.0)	(0.0 0.12)	0.0	(0.0 0.12)	0.0
Increase in steam flow rate	0.0	(0.0 0.25)	0.0	(0.0 1.0)	(0.94 1.0)	(0.94 1.0)	0.0	(0.0 1.0)	0.0
Increase in pressure in steam drum	0.0	0.0	(0.0 0.36)	0.0	(0.0 0.2)	(0.0 0.51)	(0.99 1.0)	(0.0 0.03)	(0.0 1.0)
Decrease in feed water temperature	0.0	(0.0 0.39)	(0.0 0.06)	(0.0 0.28)	(0.0 1.0)	(0.0 0.51)	0.0	(0.0 1.0)	(0.87 1.0)

4.5 Results of the fuzzy diagnosis

The direct cause could be discriminated with 0.92-1.00 relational degree from the other four causes. A maximum of 0.42 relational degree was found among the other four causes.

From the solutions of the inverse problem under superposing white noise on the signals, whose standard deviation is less than 5 % of its height, a direct cause could be identified from the other four causes as seen in figure 5, using the technique of the α -cut for element r_{ij} ($[r^{(1)} r^{(2)}]$) defined as

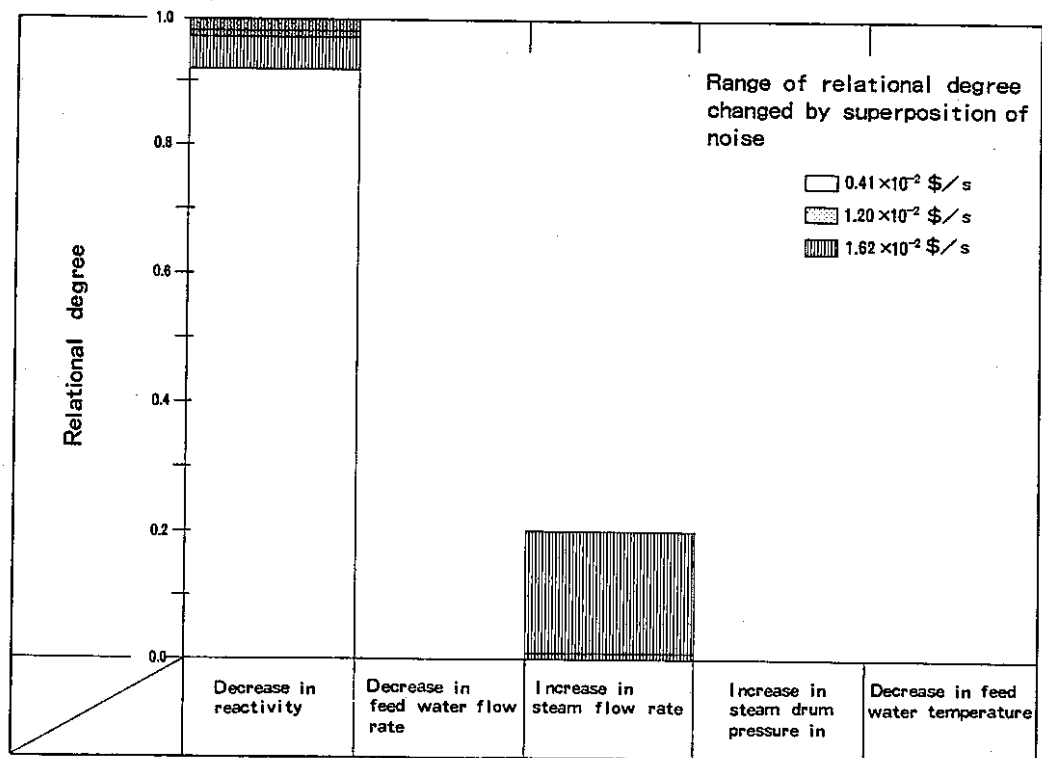


Figure 5 Identification for the direct cause of "Decrease in reactivity"

$$c_r^{(1)} = \alpha \cdot r^{(1)} \quad (18)$$

$$c_r^{(2)} = 1 - \alpha \cdot (1 - r^{(2)}) \quad (19)$$

Direct cause of decrease in reactivity and feed water flow rate was distinguished by using $\alpha=0.9$ with 0.92-1.00 relational degree from the other four causes. In other four ones in each case, relational degree from 0.17 and 0.20 was maximum, respectively.

Discrimination could be done with 0.94-1.00 of relational degree in finding out the direct cause of the three causes: increase in steam flow rate and steam drum pressure, and decrease in feed water temperature. From 0.02 to 0.42 relational degree was found among the other four causes.

5. Conclusion

A technique, to distinguish a difference in pattern of coherency functions estimated from the respond of plant parameters by using the autoregressive model by use of solutions of the inverse problem of the fuzzy relational equation has been proposed, in order to find out the cause of a small anomalous state in nuclear power plants.

6. Acknowledgement

The author wish to express appreciation for the cooperation of K. Shiba and Y. Hayamizu of Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp. in discussion in the early stage of this work, on plans of this development.

References

- [1] Y. Tsukamoto and T. Terano "Failure Diagnosis by Using Fuzzy Logic" Proc. of IEEE Conference on Decision and control, p.1390-1395, New Orleans, 1977.
- [2] Yoshitoshi, H. et al. "Development of Computerized Operator Support System" IAEA-SM-265/75, Munich, 1982.
- [3] Sadamu Sawai, Michio Akebi, Tohru Haga and Kenichiro Kontani "Fugen HWR reaches commercial operation" Nuclear Engineering International, Vol.24, No.289, p.33, 1979.

March 15, 1989
Kenshiu Watanabe

R&Ds in Frontier (AI) Group

1. Background

Frontier Research Groups, in which creative R&Ds have been made on new technology of AI (Artificial Intelligence), material and laser and on risk assesment on radioactive ray, were organized in government agencies on the basis of determination made by Japan Atomic Energy Commission in July, 1987, in order to change today's way of technology developments from so called needs-oriented one to seeds-oriented creative one.

PNC, as one of the government agencies, has conducted R&Ds on AI technology at OEC (Oarai Engineering Center), and on laser and superconductivity material at Tokai Works since 1987. Futhermore, at OEC, researches started from last year on new materials such as those to be able to bear against high radioactive ray and high temperature sodium and on new conceptual FBRs to establish technology, relates to multi-intention use of piutonium.

2. Developments on AI technology

Developments on AI, which would be key technology in the autonomous plant whose idea was proposed by STA (Science and Technology Agency), can mainly be classified into two categories: One relates to element technology: knowledge base for PNC, simulation system for JAERI (Japan Atomic Energy Research Institute), man-machine system for SRI (Ship Research Institute), robot for the Institute of Physical and Chemical Research and sensors for the Electrotechnical Laboratory.

The other concerns researches on a system of the autonomous plant. PNC, as a core organization, owe a duty to promote this studies so as to be finished by 2005 with getting cooperation of the other four gover nment agencies, plant fabricaters and universities.

3. Activities in PNC

(1) Conceptual design of the autonomous plant

Image of the autonomous plant can been seen in a paper entitled "Conceptual Research of Autonomous Nuclear Power Plant" by Tetsushi Miki

and Kiyoshi Tamayama of our group. Automated plant control systems would be hierarchically structured. General judgement system works at upper level and subsystems at lower level.

This paper will be published at the "7th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium" in Knoxville, Tennessee, USA, on 15th-17th May, 1989. These images are going to be concretely discussed from this year by engineers in not only our company but plant fabricators.

(2) Developments on element technology

① Pattern recognition

Plant diagnosis methods utilizing fuzzy theory or neural networks are under developed. On fuzzy technology, results of our efforts are summarized in the paper entitled "FUZZY DIAGNOSIS", presented at "CSNI/CEC specialist meeting on trend and pattern analyses of operational data from nuclear power plants", held in Rome on 3rd-7th April, 1989.

On neural networks technique, a paper entitled "DIAGNOSIS UTILIZING NEURAL NETWORKS" will be written, if submitted summary is accepted. This paper would be distributed at IAEA specialist meeting on artificial intelligence in nuclear power plants, to be held Helsinki on 10th-12th October, 1989.

② Knowledge Acquisition

Vigorous development has been done since 1988 on knowledge compiler(KC) which automatically generate knowledge about plant diagnosis. Backward reasoning is done to predict plant response qualitatively using networks comprised qualitative variables lead from dynamic equations used in a simulation code to estimate thermo-hydraulic behaviour after an occurrence of a transient. Frameworks of this KC have just installed in a SUN-4 computer (10MIPS, 32MByte) by using SUN COMMON LISP. We plan to brush the knowledge induced by the KC so as to choose suitable knowledge by using plant simulation code.

③ Developments on operator thought model

Full-scope operator training simulator for "JOYO", experimental fast breeder reactor (100MW_e), located at OEC, is going to be used to develop a operator thought model. Action and voice of operators in the simulation of an accident would be recorded in films of video camera and magnetic tape by using microphones. These data and results of protocol analysis will be used to establish the model referencing Rasmussen's decision making model.

(3) Exchange information about AI technique

Frontier (AI) group plays a role of announcing information on new AI technique to PNC's sections in which AI techniques are planned to apply to their tasks. At OEC, there exists five expert systems: JOYDAS (JOYO Data Acquisition System) /JOYCAT (JOYO Consulting and Analysing Tool), installed in JOYO last year, MASCOT (Maintenance Assistant System for COmponent Troubles), JOYREP (JOYO optimum REfueling Planning system) and other two ones.

In Tokai Works, two prototype expert ones are developed at facilities for spent fuel reprocessing and, plutonium conversion. The FUGEN Nuclear Power Station (165MW_e, prototype of ATR :Advanced Thermal Reactor) and Chubu Works are now developing expert systems for support to make plan on plant maintenance schedule and on under ground resources exploration.