

自律型プラントの開発(14)

—IAEA専門家会議, CADARACHE, Sheridan Park訪問—



1989年11月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
T	N9600 89-011
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 (14)

——IAEA専門家会議, CEA CADARACHE, AECL Sheridan Park訪問——

渡辺兼秀

要 旨

ニューラルネットワーク技術を利用した原子炉異常診断手法の開発成果をIAEA主催の原子力発電所における人工知能技術に関する専門家会議（平成元年10月10日～10月13日 IVO本部、ヘルシンキ）で発表するとともにフランスCEA Cadarache、カナダAECL Sheridan Parkを訪問し、人工知能の技術開発に関する討議を行った。専門家会議には19の国とIAEAとOECDの機関から約110名が参加した。動燃からの発表については、ニューラルネットワーク技術を異常診断に最初に応用した例として注目され、ニューラルネットワークの構築方法、利用方法等について多くの質問をうけた。また、イタリアENEA、西ドイツKWU、ノルウェーHALDEN REACTOR PROJECTからの技術者と再会し、人工知能利用技術の動向等について意見交換をした。

CADARACHEでは、原子力プラントの物理モデルを簡略化する定性モデルについて意見交換した。CADARACHEでは定性的伝達関数のなかの遅れ時間等を運転員からのインタビューによって入手している等の文献だけからでは得られない情報を入手することができた。また、PNCの定性的推論の異常診断への応用についてもCADARACHEから興味を示され、今後も情報交換することにした。

AECLでは、原子力人工知能技術に関する討議を行った。動燃が開発している知識コンパイラー、ニューラルネットワーク技術、運転員思考モデル等についてAECLから興味を示され、AECLの統合型エキスパートシステム“Operator Companion”を具体化するためにハイドロケベック社とAECLが来年から2ヵ年計画で始めるSADAUプロジェクトのなかで、動燃が協力できる内容を検討するよう依頼された。12月中旬までに動燃から回答することを約束した。

Development of Autonomous Plant (14)

—Presentation at IAEA Specialists' Meeting, Visit to Cadarache, Sheridan Park—

Kenshiu Watanabe

ABSTRACT

A paper entitled "DIAGNOSIS METHOD UTILIZING NEURAL NETWORKS" has been presented at IAEA Specialists' Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plants, held in Helsinki, Finland, from 10th to 13th October 1989, and discussions on AI (Artificial Intelligence) technology were made at the CEA Cadarache near Marseille in FRANCE and AECL Sheridan Park near Toronto in Canada. About a hundred of specialists participated at the meeting from 19 countries and two agencies: IAEA and OECD. The participants paid much attention for author's presentation, because of the introduction of results from first application study on the neural network technique in nuclear field.

At the CEA Cadarache, qualitative model to be used to simplify a physical one for nuclear plants, was discussed. Outline of the development in CEA and a fact that delay time in qualitative transfer functions were gained from an interview to their operators was introduced. Exchange of technical information between CEA and PNC was promised, due to their interest in our development on the KC (Knowledge Compiler).

At the AECL Sheridan Park, discussion was made on AI technique in nuclear power plants. Survey of possibility of PNC's participation in SADAU project, in which suitable diagnosis method will be developed for the Gentilly-2 plant by a utility of Hydro Quebec, AECL and other collaborators, was required from AECL. Results of the survey will be informed to AECL by middle of next month.

目 次

1. 概要
 1. 1 目的
 1. 2 出張者
 1. 3 日程

2. 原子力発電所における人工知能技術に関するIAEA専門家会議
 2. 1 会議の目的
 2. 2 会議の概要
 2. 2. 1 会議の構成
 2. 2. 2 参加国・参加機関
 2. 2. 3 発表論文
 2. 2. 4 参加者
 2. 3 会議の内容
 2. 3. 1 フロンティア研究に係る発表
 2. 3. 2 PNC発表に関する質疑
 2. 4 テクニカルツアー(Loviisa原子炉発電所)
 2. 4. 1 Loviisa発電所の概要
 2. 4. 2 計算機利用技術

3. 原子力プラント知識ベース開発施設の訪問
 3. 1 CEA Cadarache
 3. 1. 1 討議者
 3. 1. 2 研究・開発の概要
 3. 1. 3 フロンティア研究へのコメント
 3. 1. 4 感想

 3. 2 AECL Sheridan Park
 3. 2. 1 討議者
 3. 2. 2 研究開発の概要
 3. 2. 3 フロンティア研究へのコメント
 3. 2. 4 感想

4. 参考文献

付 録

- A・1 IAEA専門家会議参加者リスト
- A・2 IAEA専門家会議プログラム
- A・3 発表論文“DIAGNOSIS METHOD UTILIZING NEURAL NETWORKS”
- A・4 フロンティアグループの業務紹介文
- A・5 HQ-AECL SADAUプロジェクトの概要

図・写真目次

- 図 1 KEW(Knowledge Engineering Workbench)の構成
- 図 2 AI技術を利用した発電プラント信号処理法の概念
- 図 3 AECLオペレータ・コンパニオンの概念
- 図 4 ハルデンISACSの概念

写真 1 IAEA会議場 Imatran Voima本部

写真 2 Loviisa原子力発電所

1. 概要

出張目的、出張者、日程を示す。

1. 1 目的

ニューラルネットワーク技術を利用した原子炉異常診断手法の成果をIAEA主催の原子力人工知能技術に関する専門家会議で発表する。フランスをCEA Cadarache、カナダAECL Sheridan Parkを訪問し、原子力人工知能技術の開発に重要な知識ベース構築法、推論方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・10・8	日	移動日	成田発→ヘルシンキ着
9	月	資料整理	_____
10	火	原子力人工知能に関する専門家会議 ^{*1}	会議参加の登録/聴講
11	水		聴講
12	木		「DIAGNOSIS METHOD UTILIZING NEURAL NETWORKS」を発表するとともに原子力人工知能技術に関する発表を聴講した
13	金		テクニカル・ツアー（Loviisa炉/シミュレータ）
14	土	移動日	ヘルシンキ→マルセイユ
15	日	資料整理	_____
16	月	Cadarache ^{*2}	原子力異常診断知識ベース構築法等に関する討議
17	火	移動日	マルセイユ→トロント
18	水	Sheridan Park ^{*3}	原子力エキスパートシステム開発に関する討議
19	木	移動日	トロント発
20	金	移動日	成田着

- * 1 IAEA Specialists' Meeting on Artificial Intelligence in Nuclear Power Plants.

主催 : IAEA IWG-NPPCI (Nuclear Power Plant Control and Instrumentation)

共催 : (1) Technical Research Center of Finland (VTT)

(2) Imatran Voima Co (IVO)

(3) Teollisuuden Voima Co (TVO)

- * 2 Commissariat a l'Energie Atomique

IRDI/DEDR/DRP/SSAE

C. E. N. CADARACHE

13108 SAINT-PAUL-LEZ-DURANCE, FRANCE

- * 3 Atomic Energy of Canada Limited

CANDU OPERATIONS

Sheridan Park Research Community

Mississauga, Ontario L5K 1B2, CANADA

2. 原子力発電所における人工知能技術に関するIAEA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

プロトタイプあるいは実用エキスパートシステムの開発経験、今後開発される新システムに関する情報交換を行う。

2. 2 会議の概要

ヘルシンキから列車で15分ほどのMYRMAKIにあるImatran Voima本部(写真1)で3日間にわたって開催された会議の構成、参加国・参加機関、発表論文、参加者について示す。

2. 2. 1 会議の構成

合計6つのセッションからなっている。第1日目がOPENING、運転支援システムである。2日目がAIシステムの開発経験、設計支援システムである。3日目がAIシステムにおける方法とツール、CLOSINGである。

2. 2. 2 参加国・参加機関

合計19の国と2つの機関が会議に参加した。

(1) 参加国

ベルギー、ブラジル、アルゼンチン、カナダ、フィンランド、ノルウェー、フランス、西ドイツ、東ドイツ、イタリア、日本、イギリス、アメリカ、スウェーデン、ハンガリー、ポーランド、中国、ソビエト、チェコスロバキア

(2) 参加機関

IAEA, OECD

2. 2. 3 発表論文

合計57件である。最も多いのが日本とフランスで、11件である。次いでアメリカ、西ドイツの5件、フィンランドの4件、イタリア、ノルウェー、イギリスの3件、ブラジル、カナダ、ベルギー、ソビエトの2件である。この他は各々1件の発表である。

2. 2. 4 参加者

合計116名である(付録1)。最も多いのは開催国のフィンランドの32名、日本からは、フィンランドに次いで多くフランスと同じで13名である。東芝からFukumoto, Gotoの2名、NAIGからIkehara, Sonodaの2名、日立エネルギー研究所からNishizawa, Nonakaの2名、三菱重工からSuganuma、三菱電機からOhi、MAPIからTakayama、三菱総研からUeno、PNCから筆者、東工大から高橋亮一先生、京大から吉川栄和先生の1名が出席した。高橋先生と三菱総研のUenoは発表がなく、聴講だけであった。日本、フランスに次いで参加者が多かったのは西ドイツの10名である。

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、フロンティアAIの研究開発に関係すると考えられる発表の概要と最後に筆者の発表に関連する質疑を示す。他の発表では診断、設計、計画、警報処理、評価等のエキスパートシステム開発に関するものが多かったがフロンティア研究開発の直接の対象とないから、ここでは示さない。

また、エキスパートシステムについては、プロトタイプシステムの開発に関するものが多かったが、今後実時間処理あるいは実用／大規模システムに関する開発が行われていく印象をうけた。

2. 3. 1 フロンティア研究に関する発表

(1) L.R.Lupton, J.J.Lipsett and R.R.Shah "A FRAMEWORK FOR OPERATOR SUPPORT SYSTEMS FOR CANDU", AECL CRNL

計算機を用いて運転支援する場合の考え方とCANDU3の設計目的／目標等を示している。AECLで開発しようとしているOperator Companion(3.2節参照)の計画を理解するうえで参考になると考えた。

① 運転支援に対する考え方

以下の基本的事項を考える。

(イ)性能(稼働率)と安全目標(プラントの複雑さ)のバランス

(ロ)手動と自動の制御バランス(機能分担)

(ハ)人間信頼性を含めたヒューマンファクターの考慮

AI(Artificial Intelligence)とエキスパートシステムのような先進的技術を用いたCANDUにおける新しい制御システムをAECLで開発している。開発の重点を以下に示す。

(イ)自動化レベルの決定

次の点を考える。

- ・手動操作によるエラー発生がトリップを引き起こすのであれば、可能ならばこのようなタスクを自動化する。
- ・知的運転員が行う決りきったタスクを自動化し、プラントの稼働率、安全性を向上させる。
- ・完全に決っているあるいは運転員が判断できないタスクを自動化する。
- ・自動化を過度に進めると、運転員のすることがなくなり、倦怠を生み、運転技術と安全性が損われる。

(ロ)総合的な意志決定モデル

(ハ)人間動作と信頼性を考慮した運転支援システムの設計

(ニ)プラント状態量と関連した情報提示方法

② 設計目的／目標

(イ)コスト削減

(ロ)運転員の役割りの評価

(ハ)体系的設計

(ニ)運転員エラーを減少させる設計

- (*) 運転員からの情報
- (^) 運転員への情報伝達の柔軟性
- (ト) 中央制御室の機能の統合
- (フ) 運転員の臨場感

(2) Jean-Charles Marty "The ACKnowledge Project: Toward Improved Efficiency in the knowledge Acquisition Process" Fano Ramparany, FRANCE

知識獲得プロジェクトの概要を示しているのが参考になると考えた。

ACKnowledgeプロジェクトはエスプリ2プロジェクトで、1989年1月に始まり3年間で77人・年かける予定である。知識獲得の効率を向上させるのに作成するKEW(Knowledge Engineering Workbench)の構成・機能と開発現状を示す。

① KEWの構造と機能

図1にKEWの構成を示す。KEWの中心はCIR(Common Information Repository)で知識獲得に必要な全ての情報をもっている。CIRはPMI(Project Management Informations)、知識獲得過程で利用するDOC(DOCUMENTS)、問題解決に用いる個別の知識を蓄積しているCCKB(Common Core Knowledge Base)からなっている。KEWを用いて断片的な知識を得るのに様々なKA-tools(Knowledge Acquisition tools)を用いる。これらの断片的な知識は、K-transfを用いて適当に変形された後にCCKBに蓄積される。ReasoningではCCKB内の知識を用いてテストやシミュレーションのための推論を行うことができる。Targent system generatorではCCKB内の知識を対象のエキスパートシステム・シェルに適した形に変形する。UIMS(User Interface Management)はKEWユーザが知識獲得、支援、他のKEWの種々のToolを利用できるようにしている。

② 開発現状

プロジェクトが始まって6ヵ月後の現在において共通のToolkitとなるKEW-0の完成を目指している。KEW-0は少なくとも4つのToolから構成される。

- (イ) KADS Power Tools(KPT)
- (ロ) TACTIX
- (ハ) METABUILD
- (ニ) INSTIL

今後KEW1の機能と実現に必要な技術について検討していく。

(3) K.P.Scherer, P.Stiller "Knowledge representation methods for early failure detection" Karlsruhe, FRG

原子炉プラントからの新しいAI技術を用いて信号処理方法が提案されている。AI技術の応用方法として参考になると思う。概念を図2に示す。

パターン認識とエキスパートシステムを用いるAI技術を利用するために信号

の前処理を行う。プロセス信号だけからではプラントの状態を理解できないからである。前処理しパターン認識した後に、プラントの状態を高度に解釈するのに以下の知識を用いる。

①手順

アルゴリズム的問題解決、推論エンジンからのルールの起動、数値処理との切換に関する知識

②分類的知识

対象の記述、付属情報、関係等に関する知識

③テーブル形式の知識

従来の関係データベース

④書式なしの知識

教科書、外部から入力されたもの

(4) Yasuo Nishisawa, Takao Sato, Kazuo Asami "HIERACHICAL REPRESENTATION AND UTILIZATION OF PLANT CONSTITUTION KNOWLEDGE"
Hitachi Ltd., Japan

プラントの構造を利用した知識のフレーム表現とこの利用方法を提案しているのが参考になると考えた。フレームのスロットには上部サブシステム、下部サブシステムと機器要素の接続関係を入力する。これらの接続関係を探索する場合には

②ラフな探索

③詳細な探索

を行うとよい。

2. 3. 2 PNC発表に関する質疑(Q:質問, A:回答)

発表論文(DIAGNOSIS METHOD UTILIZING NEURAL NETWORKS)を付録3に示す。この論文に関する発表に関する質疑を以下に示す。

Q1:ニューラルネットワークの学習方法にどのようなものを用いているか
(D.W.Vetterkind, FRG)

A1:バックプロパゲーション法を用いている。このアルゴリズムでは、教師信号と出力層要素出力の差を最小にする。

Q2:学習時間はどの程度か(吉川栄和, 日本)

A2:SUN-4 計算機で、約10秒間である。

Q3:ニューラルネットワーク技術をエキスパートシステムと合せて用いる時に、新しいプロトコルが必要でないか(R.Bruschi, Italy)

A3:シリアルプロセッシングのなかで、ニューラルネットワーク技術を用いる範囲では、新しいプロトコルは必要ない。高速化等のパラレルプロセ

ッシングのなかでニューラルネットワークを利用する時に、新しいプロトコルが必要になると考える。

Q 4 : ニューラルネットワークの学習に用いるパターンを作成するのに、何是自己回帰モデルを用いるのか(ϕ iving Berg, Norway)

A 4 : 理由が2つある。ひとつは、音声認識等の分野で時系列データのパターン化に実績がある。もうひとつは、このモデルが雑音除去効果をもつからである。

2. 4 テクニカル・ツアー

会議後(10/13)にLoviisa炉(写真2)とエキスパートシステムの検証に用いられたフルスコープ・シミュレータを見学したので、Loviisa炉とこのシミュレータの概要を文献[1], [2], [3]を参考に示す。

2. 4. 1 Loviisa発電所の概要

(1) 種類、出力、運転開始年

- ① 1号機(PWR), 465MWe, 1977
- ② 2号機(PWR), 465MWe, 1980

(2) ループ数

6 (蒸気発生器: 横置)

(3) 電力会社

Imatran Voima Oy(IVO)

(4) 特徴

数多くの国々の協力を得て建設している。設計の基本はソ連のVVER-440, Novovoronezh型に基づいている。原子炉、タービン、安全機器はモスクワのAtomehergoexportから供給されている。

格納容器は、アメリカのウェスチングハウス社がライセンスをもっている。

2. 4. 2 計算機利用技術

(1) システム供給者

Nokiaである。文献[3]によれば1970年代の後半からNokiaは従業員数約500名、年間売上げ200万Finnish marksのAfora Ltd.の1部門となっている。また、1987年からCE(Combustion Engineering)社の系列である。

(2) 構成・機能

- ① 1号機、2号機の各々に
 - VAX 8250, 3台
 - MICRO VAX, 7台

が設置されている。VAX 8250で警報処理、プラント履歴データ、様々な計算を行う。MICRO VAXは高速スキャンで約8000点の信号を収集している。また、ホストのVAX計算機とFerrant(UK) VARS-H制御器を利用してCRTの表示を行う。

表示にはGKS基準を用いている。これらの計算機はETHERNETのバスで結合されている。

② シミュレータ (AFORA)

VAX, 3台

MICRO VAX, 3台

VAXの1台はプロセス制御、もう1台はシミュレーション用である。これらの計算機もETHERNETバスで結合されている。

③ オフィス

MICRO VAX, 1台

この計算機は他のシステムとETHERNETがBridgeで結合されている。

(3) 特徴

①のうち2台、②、③のすべてのETHERNETがBridgeで結合されLANを構成している。

(4) 計算機システム交換費用

900万フィンランドマルク ≒ 27億円

3. 原子力人工知能開発施設の訪問

IAEA主催の専門家会議(ARTIFICIAL INTELLIGENCE IN NUCLEAR POWER PLANTS)に出席する機会を利用して、

(1) CEA Cadarache

(2) AECL Sheridan Park

を訪問したので、これらの訪問先での討議の概要を示す。これらの訪問先を今年の5月15日から17日の間に米国のノックスビルで開催された“7th PowerPlant Dynamics, Control & Testing Symposium”の会議資料、あるいはAECLレポート等から調べ、討議の申入れを行った後、先方から了承を得た。CEA Cadaracheを文献〔4〕、〔5〕、AECL Sheridan Parkを文献〔6〕から求めた。

フロンティア研究グループでは、定性推論を利用してプラント異常診断に関する知識を自動生成する技術を開発している。しかし現時点では、計算時間が長くかかるのが解決すべき大きな問題となっている。計算時間を現実的な時間に縮めるための物理モデルの簡略化にCADARACHEで開発した定性シミュレーション法が参考になると考え、CADARACHEで討議し情報を得たいと考えた。

また、フロンティア研究グループでは数多くのエキスパートシステムを統合する分散協調型の自律型プラントについて基礎的な機能概念の検討を終えている。しかし、数多くのエキスパートシステムの結合方法、可能な結合数等を具体的な決めていくのを今後の課題として残している。カナダAECLは運転支援のために統合エキスパートシステム“Operator Companion”を開発しており、世界にさきがけてCANDUの実炉に適用しようとしている。このシステムの適用情報を知ることは我々の課題解決の早道であるのでカナダAECLのSheridan Parkを訪問し討議したいと考えた。

3. 1 Cadarache

3. 1. 1 討議者

(1) A. POUJOL

IRDI/DEDR/DRP

(2) B. PAPIN

IRDI/DEDR/DRP

(3) J. L. ARTAUD

3. 1. 2 研究開発の概要

CENではEdFと共同で原子力発電所の正常/異常時にAI技術を用いて運転支援をする計算機システムを開発している。大別して3つのモードを対象にしている。通常運転、プラント制御、事故後である。

通常運転時については、Semi-qualitative modellingを用いた診断と予測のための定性シミュレーション法を開発している。予測に用いるモデルの因果関係の作成には、定性的な利得、遅れ、時定数のパラメータからなる定性的伝達関数を用いる。

また、AI技術を利用していないが、この他異常の発見・診断のための多変数のモデル比較法を用いた表示システムSINDBADが用いられている。予測モデルがプラ

ントの状態を説明できなくなった時に診断モデルが働く。このモデルは定性物理に基づいてコンポーネントレベルまで分析する。

事故後には、異常を静定する手順を自動発生する。これは、動的計画問題であり黒板モデルを利用して、様々なレベルの概念を階層的に表現している。

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CEAがEdFと協議し、必要なら来年3月水戸で開催されるスーパーコンピュータに関する会議にCEAが出席する時に、OECを訪問し協力関係を相談したいと申し入れをうけ、了解した。

3. 1. 4 感 想

定性的伝達関数のなかのパラメータを運転員へのインタビューから得ている等の文献だけからでは入手できない情報も得たが、我々が開発している知識自動生成に利用できる情報はなかった。

しかし、今後も情報交換していく等の関係をつくることができた。

3. 2 Sheridan Park

3. 2. 1 討議者

(1) Antonio Natalizio

CANDU Operations, Manager, Licensing and Advanced Concepts

(2) John J. Lipsett

Research company, Senior Research Engineer, Advanced CANDU Project

(3) Roy A. Olmstead

CANDU Operations, Manager, Control Centre Development

(4) Ramnik R. Shah

Research Company, Manager, Instrumentation & Control Branch

(5) Dr. Morris Schwarzblat

CANDU Operations, Senior Reliability Specialist, Safety Engineering

(6) Narinder Bains

ADVANCED SYSTEMS, Senior Applications Engineer & Vision System Specialist

(7) William Chow

ADVANCED SYSTEMS, Software Engineer

3. 2. 2 研究開発の概要

3. 2. 2. 1 Operator Companion

プラントに接続する数多くのEXPERT SYSTEMを統合し、集約した情報を運転員に提示するOperator Companion(図3)の機能とその開発現状を文献〔6〕,〔7〕か

ら示す。この開発は、文献〔8〕に示されている人間と機械の役割分担の検討結果を反映している。

また、図3のオペレータコンパニオンの概念は図4に示すハルデンのISACSのものと同様である。

(1) Operator Companionの機能

次の6つの機能を含ませることを考えている。

① 警報処置

異常時のプラント状態を早期にかつ詳細に知る

② 異常検知・診断

従来多くの時間をかけてフローシートとマニュアルから調べた異常原因の同定

③ プラント機器状態の監視

④ 操作変量の表示

⑤ プラント運転操作

⑥ 特殊な運転操作

燃料管理、プラント化学データの評価、破損燃料検出

(2) 開発現状

1) 開発の範囲

運転員がすぐに役立つと考えた③のプラント機器状態の監視と②の異常検知・診断について開発している。また、CANDUの利用者の要求に合致する⑥の特殊な運転操作に関する開発の必要性も指摘している。

① プラント機器状態の監視機能

(イ) 種々の運転モードにおけるフローシートの表示

(ロ) (イ)のフローシートのなかの運転可能な機器の状態表示

(ハ) (イ)、(ロ)のハードコピー

(ニ) 装置の状態(開、閉、絞っている)、Work Protection Code Tag(赤、黄、緑、橙)

(ホ) フローシートにおけるシステム変化の表示

(ヘ) 電源、空気、供給リスト

② 異常検知・診断

(イ) 運転員の“知的”補助

(ロ) 通常運転時の機器監視

(ハ) 異常時の原因同定、回復操作提示における冗長情報の削除

2) プロトタイプシステム

SES (Slowpoke Energy System)を利用してLAN (Local area network)で接続されたプラントデータベース、オペレータコンソールとサブシステムアド

バイザーからなるプロトタイプシステムを作成している。オペレータコンソールはプラントデータベースのなかから選択されたデータの自動監視、サブシステムアドバイザーの知的インタフェースとして用いられている。

① プラントデータベース

DECのVAX計算機のなかのORACLE関係データベースを利用し、次の項目のデータベースを作成している。

- (イ) 検出器指示値
- (ロ) 機器状態 (開、閉、Work protection code)、トレンドデータ
- (ハ) 機器保修記録
- (ニ) 機器仕様
- (ホ) Shift Log

② オペレータコンソール

Macintosh PC (personal computer)のなかのHyper cardを利用している。

- (イ) 全システムの概観
- (ロ) データベースから入力した機器作動状態を含む知的サブシステムの概観
- (ハ) 特定機器のデータ (log data、仕様、トレンド、図面等)
- (ニ) プラントデータベース内機器状態 (開、閉等) と work protection tag状態の変更
- (ホ) CRT画面出力

③ システムアドバイザー

NEXPERT OBJECTを用いている。SES炉の4つのサブシステムのなかの1系統に対応するプラントデータベースのなかのシステムパラメータを監視する診断用知識ベースを作成している。診断結果をデータベースのなかの“Mail box”に入れ、オペレータコンソールに出力する。二次熱輸送系 (SHTS: Secondary Heat Transport System) を対象に約70個の浅い知識を用いる。

3) 特殊な運転操作

① FUELEM: On-Power Refuelling Application

チャンネルパワー、燃焼度分布、交換頻度、局所出力分布、交換履歴から燃料交換チャンネルを選定する。Point Lepreau NGSで利用する予定である。

② Fuel Defect Detective

燃料破損の評価と場所を特定するエキスパートシステム、既に利用しながら、改良を進めている。

③ Fault Diagnosis for Programmable Digital Comparators

④ Condenser Sea Water Leak Advisor

復水器の腐食を小さくするのに、化学データを評価するエキスパートシステムを構築している。

- ⑤ SADAU: Shut Down System Diagnostic Advisor
 - ⑥ EOP's: Plant Emergency Operating Procedures
 - ⑦ Shell-and-Tube Heat Exchanger Design Advisor
- 約140個のルールを用いている。

3.2.2.2 CANDUにおける計算機利用技術

マンマシンインタフェース(文献〔9〕)、多変数制御(文献〔10〕)、安全系(文献〔11〕、〔12〕)における計算機利用技術を示す。また文献〔13〕によれば、分散協調型システムに関してCATV(cable television)技術を用いたINTRANプロジェクト、次のステップのREDNET(REactor Data NETwork)プロジェクトが行われている。

① マンマシンインタフェース

既に以下のシステムが設計されている。

- (イ) 警報処理
- (ロ) カラーグラフィックス
- (ハ) “dark panel”

今後次のものが開発される。

- (ニ) 緊急停止系
- (ホ) データハイウェイ技術
- (ハ) ヒューマンファクターを考慮した制御室の設計

② 多変数制御

Gentilly-2型炉の線形・非線形モデルを用いた多変数制御器が設計されている。モデルはG2SIM非線形モデルをベースにしている。既存の制御器に比べて、良好な性能を示している。

③ 安全系

従来アナログ計器とリレーからなる緊急冷却系、炉停止系に計算機を利用して、主な利点は

- (イ) 安全性・稼働率の向上
- (ロ) 運転員の試験負荷軽減
- (ハ) 論理回路設計における柔軟性
- (ニ) 建設・試験費用の削減

である。

3.2.3 フロンティア研究へのコメント

動燃で開発を進めている知識コンパイラー、ニューラルネットワーク技術、運転員思考モデル等についてAECLから興味を示され、AECLの統合型エキスパートシステム“Operator Companion”を具体化するためにハイドロケベック社とAECLが来年から2ヵ年計画で始めるGentilly-2の異常診断に関するSADAUプロジェクト(付録5)のなかで、動燃が協力できる内容を検討するよう依頼された。12月中旬までに動燃から回答することを約束した。

3. 2. 4 感想

AECL “Operator Companion” の開発では、複数のエキスパートシステムを接続するのに一般的なLAN(Local Area Network)を用い現在までの開発に不都合を生じていないので、我々も数多くのエキスパートシステムを結合する場合にはLANの方式から検討するのがよいと思う。

また、今回の訪問を通してCANUの計測・制御関係の主要な開発者と面識もつことができただけでなく、SADAUプロジェクトにおける共同研究の可能性について検討をする機会を得ることができたので、これらの成果をフロンティア研究に是非役立てていきたいと思う。

4. 参考文献

- [1] "Assessing Soviet nuclear technology - the case of Loviisa" NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL Vol.31, No.386, p27-28 (1986)
- [2] Esko Rintilla "Replacing the process computer systems at Finland's Loviisa PWR" NUCLEAR ENGINEERING INTERNATIONAL, Vol.32, No.396, p35-37 (1987)
- [3] J.Saastamoinen "Afora: Training Simulators and Plant Process Computer Systems" Nuclear Europe 11-12 p38 (1987)
- [4] A.POUJOL, B.PAPIN, G.BELTRANDA, R.SOLDERMANN "Developments in operator assistance techniques for nuclear power plant control and operation" Proc. of 7th POWER PLANT DYNAMICS, CONTROL & TESTING SYMPOSIUM, Knoxville, Tennessee, USA, May 1989
- [5] A.POUJOL, B.PAPIN, R.SOLDERMANN "DYNAMIC SYNTHESIS OF EMERGENCY OPERATING PROCEDURES BASED ON THE GENERALIZED STATE APPROACH" Proc. of International Working Group on Man-Machine communication for emergency Operation in nuclear Power Plants, Schliersee, FR Germany, Oct., 1988
- [6] "Operator Companion: Advanced support Systems for plant Operations" AECL-9612 report (Jan., 1988)
- [7] L.R.Lupton, R.A.J.Basso, L.L.Anderson, J.W.D.Anderson "EXPERT SYSTEMS USE IN PRESENT AND FUTURE CANDU NUCLEAR POWER SUPPLY SYSTEMS"
- [8] J.J.LIPSETT, R.A.OLMSTEAD and J.E.S.STEVENS "BALANCING THE ROLES OF HUMANS AND MACHINES IN POWER PLANT CONTROL" AECL-9955, May 1989
- [9] E.M.HINCHLEY, N.YANOFSKY, J.D.BEATTIE and E.F.FENTON "THE CANDU MAN-MACHINE INTERFACE AND SIMULATOR TRAINING" AECL-7768, Chalk River, Ontario (1989)
- [10] S.MENSAH and P.D.McMORRAN "DESIGN OF A MULTIVARIABLE CONTROLLER FOR A 600 MWe CANDU NUCLEAR POWER PLANT" AECL-7687, Chalk River, Ontario (1982)
- [11] N.M.Ichiyen "DIGITAL COMPUTERS IN CANDU SAFETY SYSTEMS — PART1:HISTORY AND CONCEPTS" AECL, Sheridan Park Research community, Mississauga, Ontario, IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol.NS-20, No.3 (1983)
- [12] R.S.Gilbert "DIGITAL COMPUTERS IN CANDU SAFETY SYSTEMS — PART2: IMPLEMENTATION AND EXPERIENCE" Sheridan Park Research Community, Mississauga, Ontario, IEEE Transactions on Nuclear Science, Vol.NS-20, No.3, (1983)
- [13] G.YAN, J.V.R.L'ARCHEVEQUE and L.M.WATKINS "DISTRIBUTED COMPUTER CONTROL SYSTEMS IN FUTURE NUCLEAR POWER PLANTS" AECL-6365 (1978)



写真1 Imatran Voima本部 (MYYRMÄKI, FINLAND)

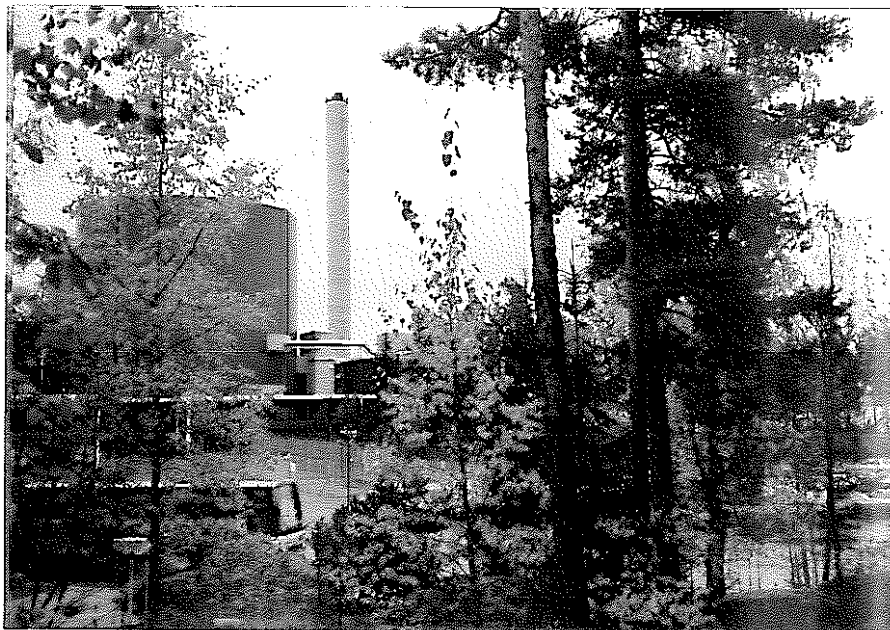


写真2 LOVIISA発電所 (PWR, 465 MWe/基)

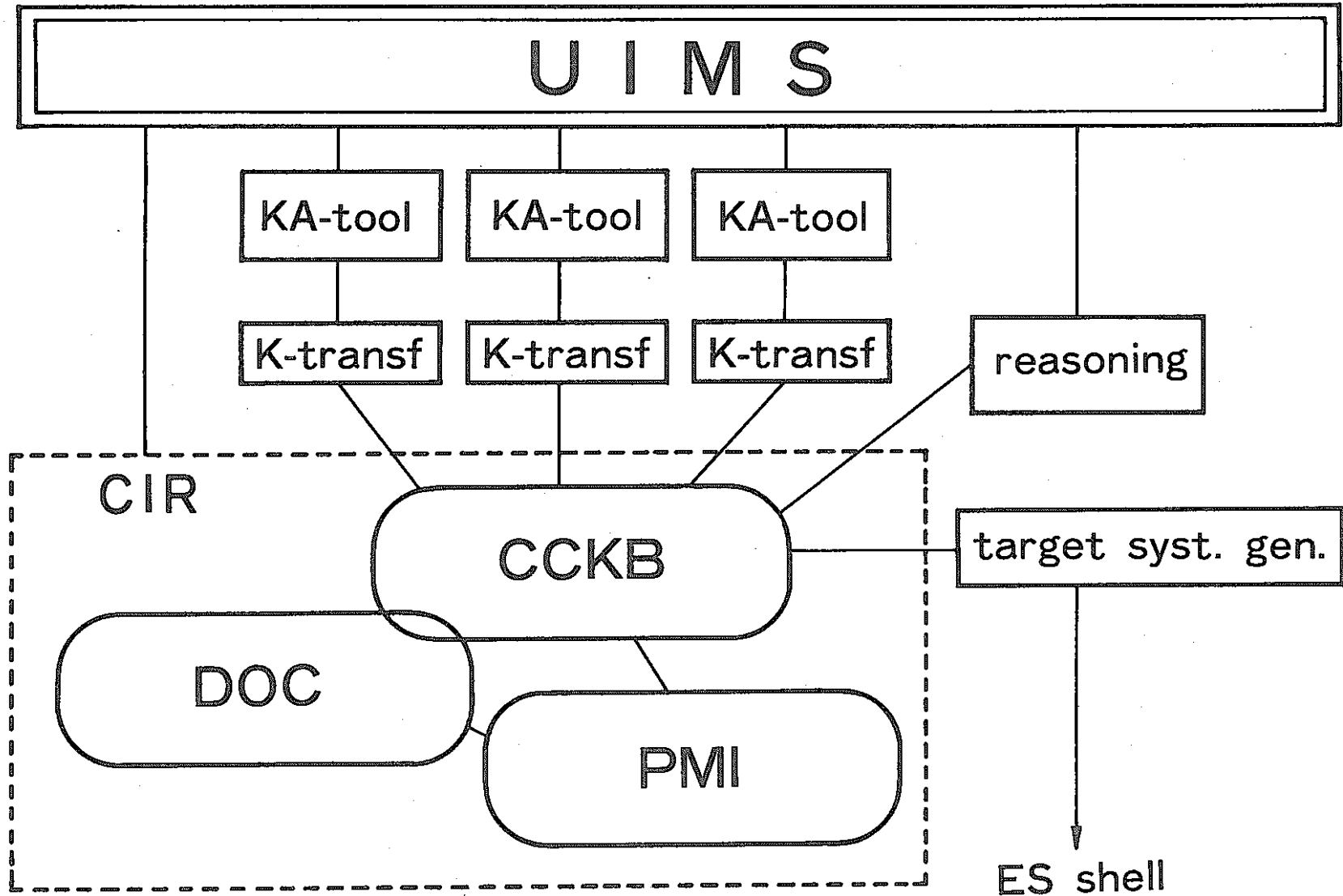
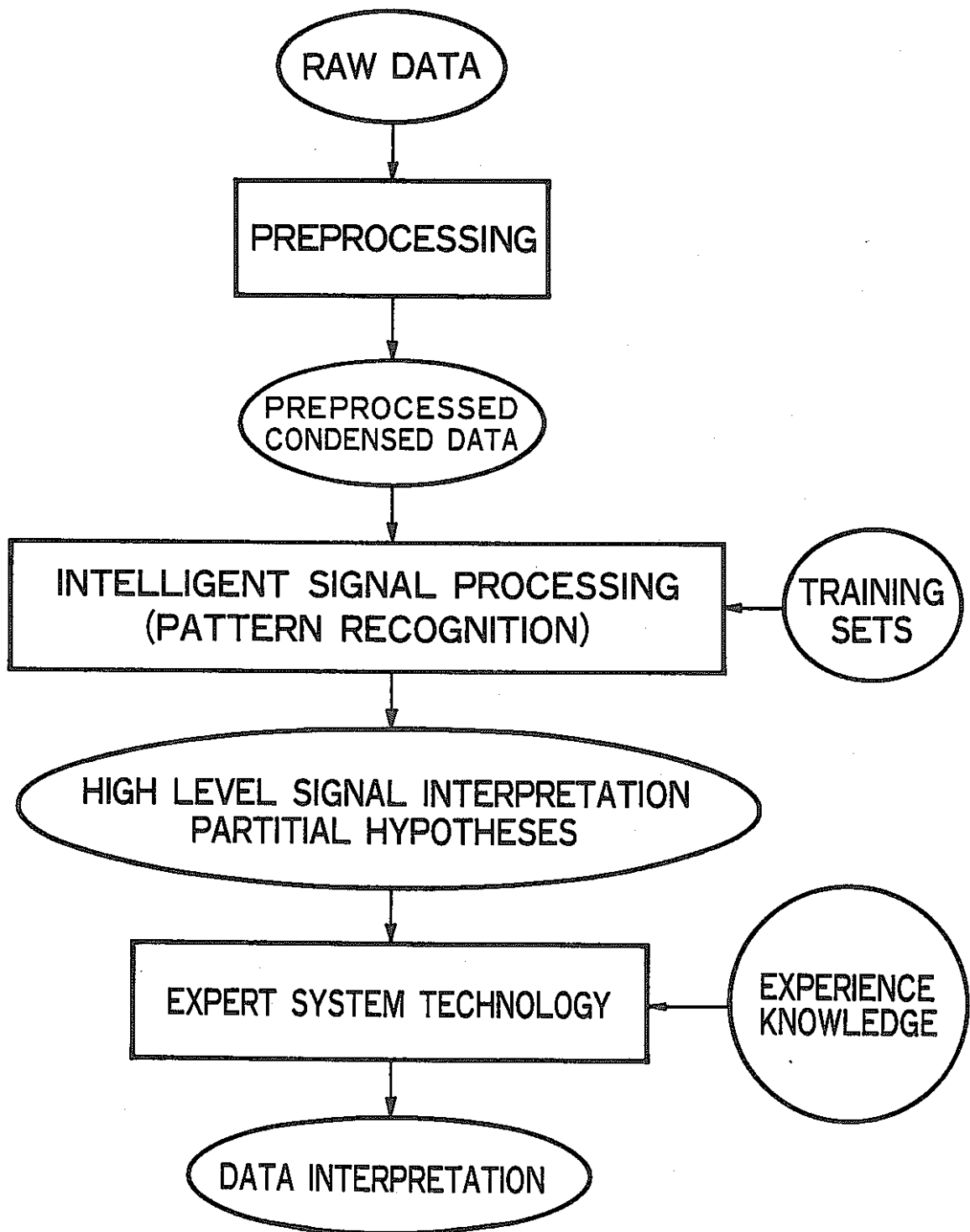


图 1 KEW functional architecture



⊗ 2 Advanced Methods of Data Processing

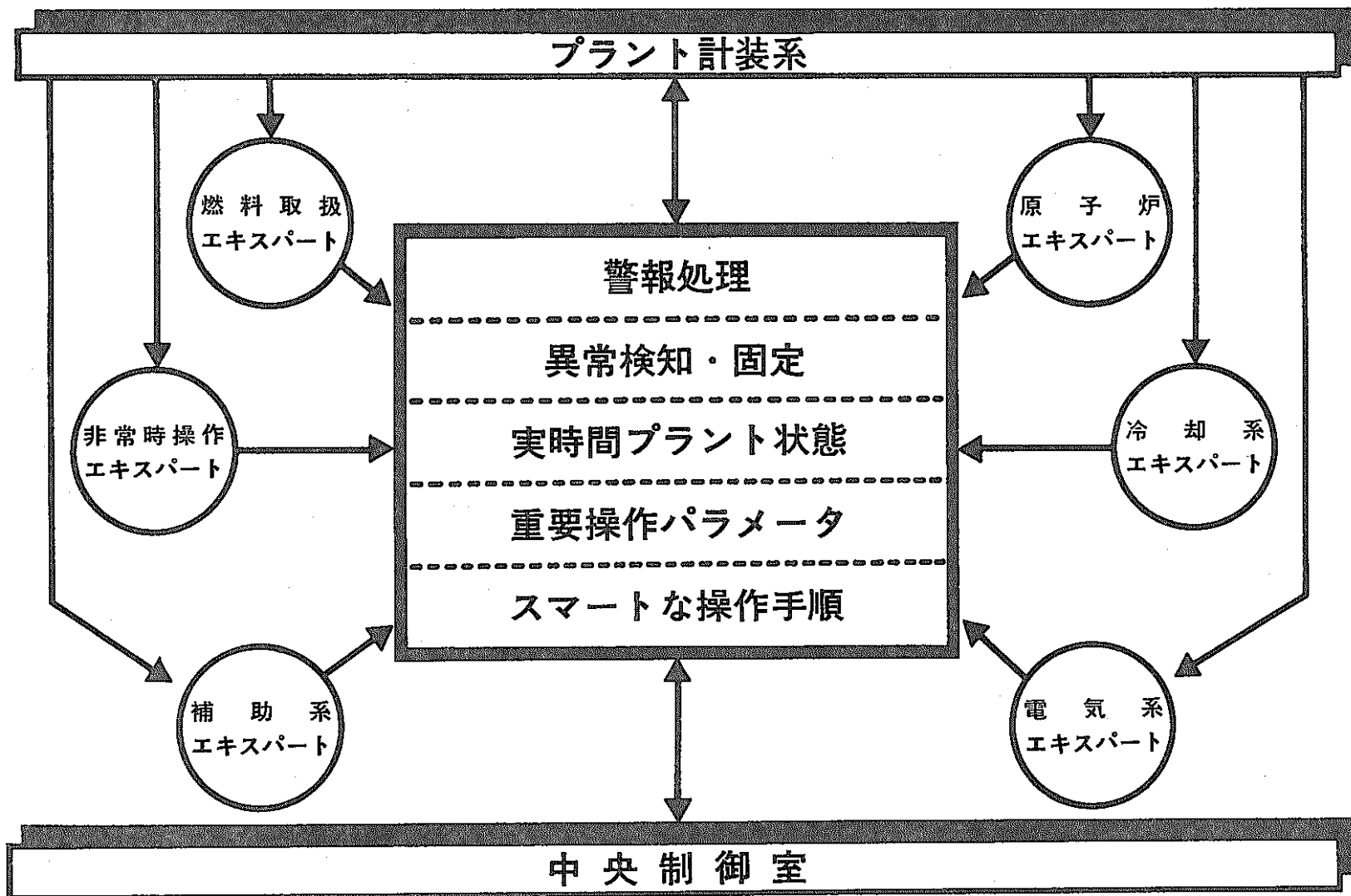


図3 AECLオペレータ・コンパニオンの概念

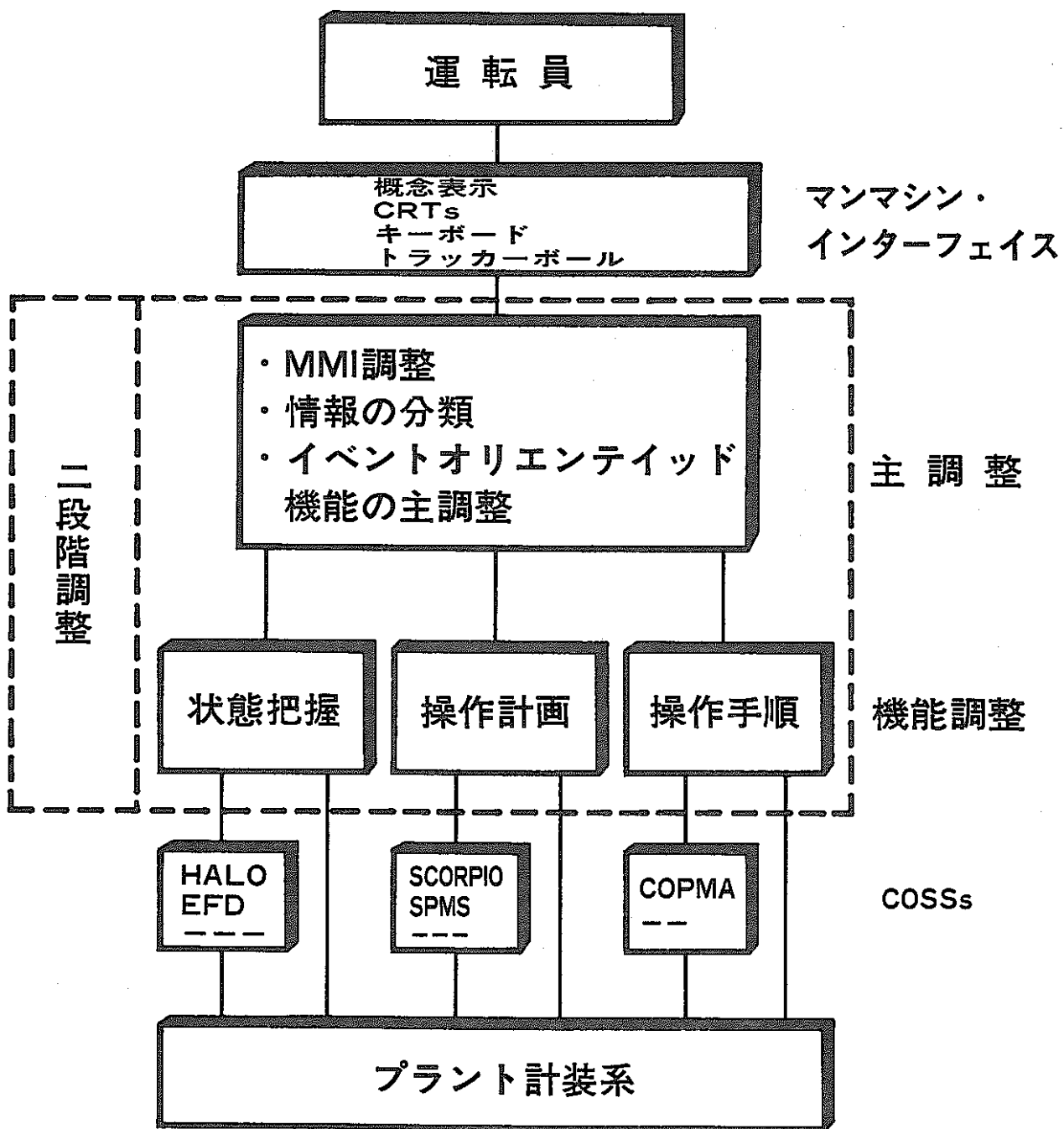


図 4 ハルデンISACSの概念

付録1 SPECIALISTS' MEETING ON ARTIFICIAL INTELLIGENCE
IN NUCLEAR POWER PLANTS

10 to 12 October 1989, Helsinki, Finland

PROVISIONAL LIST OF PARTICIPANTS

ARGENTINA

Ms. Silvia Sundheimer
Comision Nacional de Energia
Atomica Argentina
Avenida Libertador 8250
Buenos Aires - 1429
Argentina

BELGIUM

Mr. Mark Hulsmans
Nuclear Safety Section
Vincotte
Avenue due Roi 157
B-1060 Brussels
Belgium

Mr. M. De Vlaminck
Transient Analysis, Simulators and Expert Systems ? 3.10.89 Firma & osoite?
TEACTEBEL
Boulevaed du Regent, 8
B-1000 Brussels
Belgium

BRAZIL

Mr. Roberto Schirru
Assistant Professor
COPPE/UFRJ
Programa de Engenharia Nuclear
Universidade Federal do Rio de Janeiro
Caixa Postal 68509
21945 Rio de Janeiro
Brazil

Mr. Aquilino Senra Martinez
Associated Professor
COPPE/UFRJ
Programa de Engenharia Nuclear
Universidade Federal do Rio de Janeiro
Caixa Postal 68509
21945 Rio de Janeiro
Brazil

CANADA

Mr. C.T. Downie
Atomic Energy Control Board
P.O. Box 1046 Station "B"
Ottawa, Ontario K1P 5S9
Canada

Mr. Lawrence Lupton
Head, Advanced Decision Aids
and Productivity Tools Section
Atomic Energy of Canada Limited - Research Company
Chalk River Nuclear Laboratories
Chalk River, Ontario KOJ 1J0
Canada

Mr. D.J. Martin
Scientific Adviser
Safety and Safeguards Section
P.O. Box 1046 Station "B"
Ottawa, Ontario K1P 5S9
Canada

CHINA, REPUBLIC OF

Mr. Chin-Jen Chang
Institute of Nuclear Energy Research
P.O. Box No. 3-3
Lung-Tan, Taiwan 32500
Republic of China

Mr. Wei-Shua Loa
Institute of Nuclear Energy Research
P.O. Box No. 3-3
Lung-Tan, Taiwan 32500
Republic of China

CZECHOSLOVAKIA

Mr. Karel Dach
Nuclear Research Institute
250 68 Rez
Czechoslovakia

FINLAND

Mr. Markku Friberg
Teollisuuden Voima Oy
SF-27160 Olkiluoto
Finland

Mr. Pentti Haapanen
Senior Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Olavi Hanski
Teollisuuden Voima Oy
SF-27160 Olkiluoto
Finland

Mr. Harri Heimbürger
Section Manager
Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety
P.O. Box 268
SF-00101 Helsinki
Finland

Mr. Rauno Heinonen
Senior Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Randolph Höglund
Senior Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Nuclear Engineering
P.O. Box 168
SF-00181 Helsinki
Finland

Mr. Stefan Jakobsson
Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Ms. Iris Karvonen
Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Matti Kaunisto
Teollisuuden Voima Oy
SF-27160 Olkiluoto
Finland

Mr. Ari Kautto
Imatran Voima Oy
P. O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Mr. Jouni Keronen
Senior Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Samuel Koivula
Inspector
Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety
P.O. Box 268
SF-00101 Helsinki
Finland

Mr. Pekka Koponen
Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Ms. Anneli Korteniemi
Laboratory Department
Imatran Voima Oy
P. O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Mr. Antti Lehtilä
Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Nuclear Engineering
P.O. Box 168
SF-00181 Helsinki
Finland

Mr. Matti Lilja
Imatran Voima Oy
P. O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Mr. Ulf Linden
Imatran Voima Oy
Loviisa NPS
P.O. Box 23
SF-0790 Loviisa
Finland

Mr. Altti Lucander
Teollisuuden Voima Oy
SF-27160 Olkiluoto
Finland

Mr. Pekka Mytkäniemi
Afora Oy
P.O. Box 94
SF-00381 Helsinki
Finland

Mr. Heimo Nieminen
Afora Oy
P.O. Box 94
SF-00381 Helsinki
Finland

Mr. Anders Palmgren
Director, Member of Board
Imatran Voima Oy
P.O. Box 138
SF-00101 Helsinki
Finland

Mr. Lasse Reiman
Office Manager
Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety
P.O. Box 268
SF-00101 Helsinki
Finland

Mr. Esko Rinttilä
Imatran Voima Oy
P.O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Ms. Tuula Ruukonen
Imatran Voima Oy
P.O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Mr. Olli Saarela
Laboratory Department
Imatran Voima Oy
P.O. Box 112
SF-01601 Vantaa
Finland

Mr. Jussi Salmela
Teollisuuden Voima Oy
SF-27160 Oikiluoto
Finland

Ms. Päivi-Kristiina Salo
Inspector
Finnish Centre for Radiation and Nuclear Safety
P.O. Box 268
SF-00101 Helsinki
Finland

Mr. Markku Tiitinen
Imatran Voima Oy
Loviisa NPS
P.O. Box 23
Sf-0790 Loviisa
Finland

Mr. Pentti Uuspää
Senior Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Jussi Vaurio
Imatran Voima Oy
Loviisa NPS
P.O. Box 23
Sf-0790 Loviisa
Finland

Mr. Björn Wahlström
Professor, Head of Laboratory
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Mr. Kari Ylikoski
Research Scientist
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

FRANCE

Ms. Claudie Ancelin
Departement Etudes de Surete et de Fiabilite
Electricite de France
1 avenue du General de Gaulle
F-92141 Clamard
France

Mr. J. Bozec
Design Department for Thermal and Nuclear Projects
EDF/SEPTEN
F-69100 Villeurbanne
12-14 avenue Dutrieivos
France

Mr. B. Cordier
Assistant Training Department
EDF/Division Formation
13/27, Esplanade Charles de Gaulle
F-92060 Paris/La Defence Cedex 57
France

Mr. Jean-Michel Evrard
IRDI/DEMT/SERMA
C.E.N. Saclay
F-91191 Gif-sur-Yvette Cedex
France

Mr. Jacques Furet
IRDI/D.LETI/DEIN/Dir
C.E.N. Saclay
F-91191 Gif-sur-Yvette Cedex
France

Mr. Christian Giroux
Commisariat a l'Energie Atomique
CEA BP 6
F-92265 Fontenay aux Roses Cedex
France

Mr. Jean-Jacques Joly
Research Division
EDF DER ERP/3C
6 quai Watier
F-78401 Chatou Cedex
France

Mr. Jean-Claude Marty
ACKnowledge Project Manager
CAP SESA INNOVATION
Centre de Recherche de Grenoble
33, Chemin du Vieux Chene
F-38240 Meylan
France

Mr. Serge Maurin
Research Division
EDF DER ERP/3C
6 quai Watier
F-78401 Chatou Cedex
France

Mr. Bernard Monnier
EDF DER Service EP
6 quai Watier
F-78400 Chatou Cedex
France

Mr. Alain Poujol
DRP/SSAE/LCSR
C.E.N. Cadarache
F-13108 Saint Paul lex Durance Cedex
France

Mr. Marc Poumadere
Program Director
Institut SYMLOG
B.P. 125
F-94230 Cachan
France

Mr. M.H. Thebault
Grenoble Nuclear Research Centre
Centre d,Etudes Nucleares de Grenoble
PILES/CTSF
Avenue des Martyrs
BP 85X
F-38041 Grenoble Cedex
France

GERMAN DEMOCRATIC REPUBLIC

Mr. R. Barthel
VE Kombinat Kernkraftwerke "Bruno Leuschner"
Greifswald
DDR-2200 Greifswald
German Democratic Republic

Mr. A. Lindner
Zentralinstitut für Kernforschung Rossendorf
Postfach 19
DDR-8051 Dresden
German Democratic Republic

GERMANY, FEDERAL REPUBLIC OF

Mr. W. Bastl
Gesellschaft für Reaktorsicherheit
Forschungsgelände
D-8046 Garching
Federal Republic of Germany

Mr. Horst Eggert
Chief Scientist
Institut für Datenverarbeitung in der Technik (IDT)
Kernforschungszentrum GmbH (KfK)
P.O. Box 3640
D-7500 Karlsruhe
Federal Republic of Germany

Mr. Lothar Felkel
Head, Information Concepts Group
Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
Forschungsgelände
D-8046 Garching
Federal Republic of Germany

Mr. A. Jovanovic
 Staatliche Materialprüfungsanstalt
 Universität Stuttgart
 Pfaffenwaldring 32
 D-7000 Stuttgart 80
 Federal Republic of Germany

Mr. Bernhard Pütter
 Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH
 Schwertnergasse 1
 D-5000 Köln 1
 Federal Republic of Germany

Ms. Susan J. Reinartz
 TÜV Rheinland
 Institut für Unfallforschung und Ergonomie
 Postfach 10 1750
 D-5000 Köln 1
 Federal Republic of Germany

Mr. Harald Roth-Seefried
 Deputy Director, Dept. U8 212
 Siemens AG UB KWU
 P.O. Box 32 30
 D-8530 Erlangen
 Federal Republic of Germany

Mr. Klaus-Peter Scherer
 Scientist
 Institut für Datenverarbeitung in der Technik (IDT)
 Kernforschungszentrum GmbH (KfK)
 P.O. Box 3640
 D-7500 Karlsruhe
 Federal Republic of Germany

Mr. D. Sturm
 Staatliche Materialprüfungsanstalt
 Universität Stuttgart
 Pfaffenwaldring 32
 D-7000 Stuttgart 80
 Federal Republic of Germany

Mr. Dieter W. Vetterkind
 Fahrenberg 17E
 D-4300 Essen 15
 Federal Republic of Germany

HUNGARY

Mr. Peter Breuer
 Computer and Automation Institute
 Hungarian Academy of Sciences
 P.O. Box 63
 H-1502 Budapest
 Hungary

? 3.10.89 Firma & osoite?

Mr. T. Katona
NPP Paks
Hungary

? 3.10.89 Osoite?

Mr. Laslo Mesko
Central Research Institute for Physics
Hungarian Academy of Sciences
P.O. Box 49
H-1525 Budapest
Hungary

Mr. Bela Palancz
Institute for Electrical Power Research
P.O. Box 233
H-1368 Budapest
Hungary

INDIA

Mr. P. Swaminathan
Indira Gandhi Centre for Atomic Research
Kalpakkam, Madras
India

ITALY

Mr. C. Balducelli
ENEA TERM/MEP
V. Anguillarese 301
I-00060 Rome
Italy

Mr. Romano Bruschi
ENEA - CRE
C.P. 2400
Casaccia S.P., Anguillarese 301
I-00100 Rome A.D.
Italy

Mr. Valerio Silvani
Electric and Instrumentation Branch
ENEA - DISP
Via Vitaliano Brancati 44
00144 Rome
Italy

JAPAN

Mr. Akira Fukumoto
Deputy Manager
Electrical & Electronic Application Group
Nuclear Engineering Laboratory
Toshiba Corporation
4-1, Ukishima-cho, Kawasaki-ku
Kawasaki-shi 210
Japan

Mr. Masanori Goto
Engineer
Power Generation Control Computer Systems Department
Toshiba Corporation
1, Toshiba-cho, Fuchu-shi
Tokyo 183
Japan

Mr. Tadashi Ikehara
Researcher
Reactor Core Department
NAIG Nuclear Research Laboratory
Nippon Atomic Industry Group Co. Ltd.
4-1 Ukishima-Cho, Kawasaki-ku
Kawasaki City, Kanagawa Prefecture 210
Japan

Mr. Yasuo Nishizawa
Senior Researcher
Energy Research Laboratory
Hitachi Ltd.
1168 Moriyama-cho, Hitachi-shi
Ibaraki-ken, 316
Japan

Mr. Hisanori Nonaka
Researcher
Energy Research Laboratory
Hitachi Ltd.
1168 Moriyama-cho, Hitachi-shi
Ibaraki-ken, 316
Japan

Mr. Tadashi Ohi
Researcher
Central Research Laboratory
Mitsubishi Electric Corp.
1-1, Sukaguchi-Honmachi 8-Chome
Amagasaki, Hyogo 661
Japan

Mr. Yokio Sonoda
Researcher
NAIG Nuclear Research Laboratory
Nippon Atomic Industry Group Co. Ltd.
4-1 Ukishima-Cho, Kawasaki-ku
Kawasaki City, Kanagawa Prefecture 210
Japan

Mr. Shin-ichiro Sukanuma
Nuclear Plant Digital Control System Designing Section
Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.
Kobe Shipyard and Engine Works
1-1, 1-Chome, Wadasaki-Cho
Hyogo-ku, Kobe 652
Japan

Mr. Ryoichi Takahashi
Associate Professor
Research Laboratory for Nuclear Reactors
Tokyo Institute of Technology
O-okayama, Neguro-ku
Tokyo 152
Japan

Mr. Y. Takayama
Mitsubishi Atomic Power Industries, Inc.
4-1, Shibakouen 2-chome
Minato-ku
Tokyo 105
Japan

Mr. Shingo Ueno
Senior Research Associate
Mitsubishi Research Institute, Inc.
Time & Life Building
3-6, Otemachi 2-chome
Chiyoda-ku, Tokyo 100
Japan

Mr. Kenshiu Watanabe
Assistant Senior Engineer
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corp.
Oarai Engineering Center
4002 Narita, Oarai-machi
Ibaraki-ken, 311-13
Japan

Mr. Hidekazu Yoshikawa
Associate Professor
Institute of Atomic Energy
Kyoto University
611 Gokasho, Uji-shi
Kyoto-fu
Japan

NORWAY

Mr. Thorbjorn J. Bjorlo
Deputy Division Head
Man-Machine Systems Research
Institutt for Energiteknikk
OECD Halden Reactor Project
P.O. Box 173
N-1751 Halden
Norway

Ms. Mette Krogsaeter
Institutt for Energiteknikk
OECD Halden Reactor Project
P.O. Box 173
N-1751 Halden
Norway

Mr. Eyvind Ness
Institutt for Energiteknikk
OECD Halden Reactor Project
P.O. Box 173
N-1751 Halden
Norway

Mr. Heikki Välisuo
Institutt for Energiteknikk
OECD Halden Reactor Project
P.O. Box 173
N-1751 Halden
Norway

POLAND

Ms. Matgonata Plucinska-Klawe
Chief Specialist (Control and Instrumentation)
Power and Brown Coal Board
ul. Mysia 2
00-950 Warsaw
Poland

SWEDEN

Mr. Olle Andersson
State Power Board
Forsmark Nuclear Power Plant
S-742 00 Osthhammar
Sweden

Mr. Karl-Fredrik Ingemarsson
State Power Board
Forsmark Nuclear Power Plant
S-742 00 Osthhammar
Sweden

Mr. Lars Göran Johansson
ABB STAL
Research and Development
S-61220 Finspang
Sweden

Mr. Arne Karlsson
ABB STAL
Research and Development
S-61220 Finspang
Sweden

Mr. Thomas Lehto
State Power Board
Forsmark Nuclear Power Plant
S-742 00 Osthhammar
Sweden

Mr. A. Nöremark
Asea Brown Boveri
Research and Development
S-61220 Finspang
Sweden

Mr. Lars-Olof Stahle
OKG AB, Technical Department
S-570 93 Figelholm
Sweden

SWITZERLAND

Mr. W. Kiener
Kernkraftwerk Beznau
CH-5312 Doettingen
Switzerland

UNITED KINGDOM

Mr. D. Hadfield
Ministry of Defense (Procurement Executive)
SM 634, MOD (PE), Rm 27C, Block C
Foxhill, Bath BA1 3NR
United Kingdom

Mr. P.S. Jones
Group Leader, Expert Systems and Mathematics
Rolls Royce and Associates
P.O. Box 31
Raynesway, Derby
United Kingdom

Ms. Flora Kan
Research Assistant
AEE Winfrith
221/B41
Dorchester, Dorset DT2 8DH
United Kingdom

Mr. A.F. McWhirter
Control and Instrumentation Engineer
South of Scotland Electricity Board
Spean Street
Glasgow G44 4BE
United Kingdom

UNITED STATES

Mr. Leo Beltracchi
Senior Human Factors Engineer
U.S. Nuclear Regulatory Commission
Washington, D.C. 20 555
USA

Mr. Brian K. Hajek
The Ohio State University
1083 Robinson Laboratory
206 West 18th Avenue
Columbus, OH 43210-1107
USA

Mr. Siavash Hashemi
PLEXSYS Project Manager
InteliCorp
1975 El Camino Real West
Mountain View, CA 94040-2216
USA

Mr. Michael A. Nevins
Manager Technical Systems
Management Analysis Company
P.O. Box 85404
San Diego, CA 92138
USA

Mr. John W. Senders
Research Professor of Mechanical Engineering
University of Maine
P.O. Box 218
Columbia Falls, 04623
USA

USSR

Mr. V.N. Durnev
Gosatomenergoadzor USSR
Science and Engineering Centre for
Nuclear Power Safety
Taganskaya 34
109147 Moscow
USSR

Mr. A.I. Gorlin
All-Union Research Institute for NPP Operation
Ministry of Nuclear Power
Ferganskaya 25
109507 Moscow
USSR

Mr. A.S. Korshunov
Atomenergoproekt
Ministry for Nuclear Power
Kitaiski Proezd 7
107815 Moscow
USSR

Mr. A.S. Kuzil
I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy
Kurchatov Square 2
Moscow
USSR

Mr. A.V. Pronjakin
Union Research Institute of Instrumentation
USSR State Committee of Utilization of Atomic Energy
Staromonestny per. 26
109180 Moscow
USSR

Mr. N.A. Sazonov
Research and Development Institute of Power Engineering
M. Krasnosel'skaya 2/8
107113 Moscow
USSR

ORGANIZATIONS

OECD

Mr. P. Nagel
Nuclear Energy Agency Data Bank
Organization for Economic Co-operation and Development
38. Boulevard Suchet
F-75016 Paris
France

Mr. G. Ishack
Nuclear Energy Agency Data Bank
Organization for Economic Co-operation and Development
38. Boulevard Suchet
F-75016 Paris
France

IAEA

Mr. A. Kossilov
Scientific Secretary
IWG-NPPCI
International Atomic Energy Agency
P.O. Box 100
A-1400 Vienna
Austria

CONFERENCE SECRETARIES

Ms. Leena Arpiainen
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Ms. Sari Autio
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

Ms. Merja Malinen
Technical Research Centre of Finland
Laboratory of Electrical and Automation Engineering
P.O. Box 34
SF-02151 Espoo
Finland

SESSION II **OPERATOR SUPPORT SYSTEMS**

Chairman: Dr. D.J. Martin

14.00 - 15.40

- 2.2 A diagnostic expert system for boiling water reactor using dynamic model
Y. Sonoda, S. Kanemoto, H. Imaruoka, Japan
- 2.3 A prototype expert system for advising operational procedures
T. Ohi, A. Saki, N. Terashita, K. Sasaki, Japan
- 2.4 COPMA, a computerized procedure manual
M. Krogsäter, J.S. Larsen, S. Nilsen, F. Öwre /Norway
- 2.5 Application of expert system for nuclear power plant operation and guidance system
M. Goto, Japan

15.40 - 16.00 **COFFEE BREAK**

- 16.00 - 18.20 2.6 Early detection and diagnosis of plant anomalies using parallel simulation and knowledge engineering techniques
Ö. Berg, Ö. Näss, A. Sörensen, Norway
- 2.7 Transient simulation for a real-time operator advisor expert system
T. Jakubowski, B.K. Hajek, D.W. Miller, R. Bhatnagar, USA
- 2.8 Experiences in verification of alarm suppression logics
K. Ylikoski, Finland
- 2.9 The use of safety analysis results to support process operation
I. Karvonen, P. Heino, Finland
- 2.10 Developing a realtime expert system for monitoring processes of power plants
A. Kautto, J. Haarla, Finland
- 2.11 An Expert System as an Aid For Loose Part Diagnosis and Mechanical Shocks Interpretation in Nuclear Plant
M. Monnier, C. Puyal, A. Fernandes, C. Martin, France
- 2.12 Activities in expert system development in the Zentral-Institut für kernforschung Rossendorf (ZFK)
A. Lindner, U. Fiedler, GDR

18.30 - 20.00 **COCTAIL PARTY (IVO/Lounge)****WEDNESDAY, 11th October****SESSION III** **UTILITY EXPERIENCE FROM AI SYSTEMS**

Chairman: Mr. J. Furet

- 9.00 - 10.20 3.1 Development of diagnostic expert system for PWR secondary water chemistry
S. Sukanuma, Japan

- 3.2 An expert system for vibration based diagnostics of rotating machines
A. Korteniemi, Finland
- 3.3 Knowledge-based on-line vibration monitoring diagnose
A. Karlsson, L.G. Johansson, A. Nöremark, Sweden
- 3.4 Automatic determination of BWR fuel loading patterns based on K.E. technique with core physics simulation
T. Ikehara, Japan
- 10.20 - 10.50 COFFEE BREAK
- 10.50 - 12.30 3.5 Advanced computer technologies for CANDU power plants
J.L. Lipsett, L.R. Lupton, R.R. Shah, Canada
- 3.6 Application of expert systems within the Scottish electricity supply industry
A.F. McWhirter, UK
- 3.7 A computerized system for analysis and treatment of redundant measurements
T.P. Ribeiro de Campos, A.S. Martinez, R. Schirru, Brazil
- 3.8 The Taipower experience of implementing emergency operating procedure tracking system (EOPTS)
J.F. Cheng, W.C. Chang, Reb. of China
- 3.9 The Useability of Expert Systems in Nuclear Power Plants
D.J. Martin, Canada
- 12.30 - 13.30 LUNCH BREAK
- SESSION IV AI SUPPORT OF THE DESIGN PROCESS
Chairman:
- 13.30 - 15.10 4.1 A formal specified application protocol with predicate/transition networks
H. Eggert, W. Korczynski, FRG
- 4.2 Automatic seismic support design of piping system by object oriented expert system
T. Nakatogawa, Y. Takayama, Y. Hayashi, T. Fukuda, Y. Yamamoto, T. Haruna, Japan
- 4.3 Hierarchical representation and utilization of the knowledge of plant constitution
Y. Nishizawa, T. Sato, K. Asami, Japan
- 4.4 Use of expert systems in the structural safety assessment of pressurized nuclear components
A. Jovanovic, D. Sturm, FRG
- 4.5 Development of a nuclear plant analyzer (NPA)
F. Bastenaire, M. de Vlaminck, L. Mampaey, Belgium
- 15.10 - 15.40 COFFEE BREAK
- 15.40 - 17.40 4.6 Verification of discrete-event control using algebraic specification
H. Välisuo, T. Sivertsen, Finland/Norway

- 4.7 Automated fault analysis of complex systems
C. Wood, UK
- 4.8 Application of a rule-based AI model to support the development of a
fault tree analysis software for nuclear reactor safety
B.K. Hajek, USA
- 4.9 An Aid to Validating and Designing Nuclear Power Plant Alarms
J-J. Joly, France
- 4.10 Expert System for Technical Specifications Management in PWR's
J-M. Evrard, J-L. Verpeaux, J-J. Seveon, France

17.40 - 19.30 BREAK

19.30 - DINNER (Hotel SAVOY, Etelä-Esplanadi 14, Helsinki)

THURSDAY, 12th October

付録3

DIAGNOSIS METHOD UTILIZING NEURAL NETWORKS

Kenshiu Watanabe and Kiyoshi Tamayama
Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation
Oarai Engineering Center
4002 Narita Oarai-machi, Ibaraki-ken, Japan

Abstract

Studies have been made on the technique of neural networks, which will be used to identify a cause of a small anomalous state in the reactor coolant system of the ATR (Advance Thermal Reactor). Three phases of analyses were carried out in this study. First, simulation for 100 seconds was made to determine how the plant parameters respond after the occurrence of a transient decrease in reactivity, flow rate and temperature of feed water, and increase in the steam flow rate and steam pressure, which would produce a decrease of water level in a steam drum of the ATR. Next, 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: neutron flux, flow rate of coolant, steam or 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, learning of neural networks composed of 96 input, 4 ~ 9 hidden and 5 output layer units was done by use of the generalized delta rule, namely a back-propagation algorithm. These convergent computations were continued as far as the difference between the desired outputs, 1 for direct cause or 0 for four other ones, and actual outputs reached less than 10%.

- (1) Coherency functions were not governed by decreasing rate 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.
- (2) The direct cause from the other four ones could be discriminated with 0.94 ± 0.01 of output level. A maximum of 0.06 output height was found among the other four causes.
- (3) Calculation load which is represented as products of learning times and numbers of the hidden units did not depend on the numbers of the hidden ones.

1. INTRODUCTION

The early identification of the cause of a small anomalous state in the reactor coolant system is important for preventing a reactor from getting into serious conditions. In order to establish the technology for such identification for ATR (Advanced Thermal Reactor) /1/, which is a heavy-water-moderated boiling-water-cooled pressure-tube-type reactor, application studies have been made on the technique of neural networks.

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. /2/, STAR (Störungsanalyserechner) in Norway and West Germany, and an LWR operator support system in Japan. In these systems, search of a cause starts after the level of signals reached the alarm level, almost 10%-30% above or below normal operation. If the cause could be determined before the annunciators clicked, operators would have enough time to select valid recovery actions.

The technique of pattern matching using neural networks was utilized in order to find out the cause of a small anomalous state, less than a 10% change from normal operation. As the patterns, the coherency functions between two plant parameters representing a type of cause were used. The pattern of coherency functions would be distorted by superposing noises onto plant parameters showing small change. Therefore, coherency functions were computed, by using the autoregressive model by which random noises can be easily eliminated. Moreover, the technique of neural networks to be used to treat such distortion with a simple calculation was used. Fuzzy theory was powerful enough to tolerate such distortion /3/. However, a lot of time was consumed in these calculations.

Three phases of analyses were carried out: a simulation for 100 seconds after a small transient occurred, analyses for obtaining the coherency functions using the autoregressive model and computation using neural networks.

2. ANALYSES ON RESPONSE OF SIMULATION

2.1 Outline of the ATR

A reactor coolant system of the ATR consists of two loops. As shown in figure 1, major components in each loop comprise a steam drum (S.D), a couple of recirculation pumps, an inlet header, four downcomers connecting the S.D and recirculation pumps, and feeder pipes to and from pressure tubes in which a fuel assembly is inserted. A 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 an electro-hydraulic control system. Saturated water separated from the two phase flow mixes with the feed water of 185°C, and goes down through downcomers with two

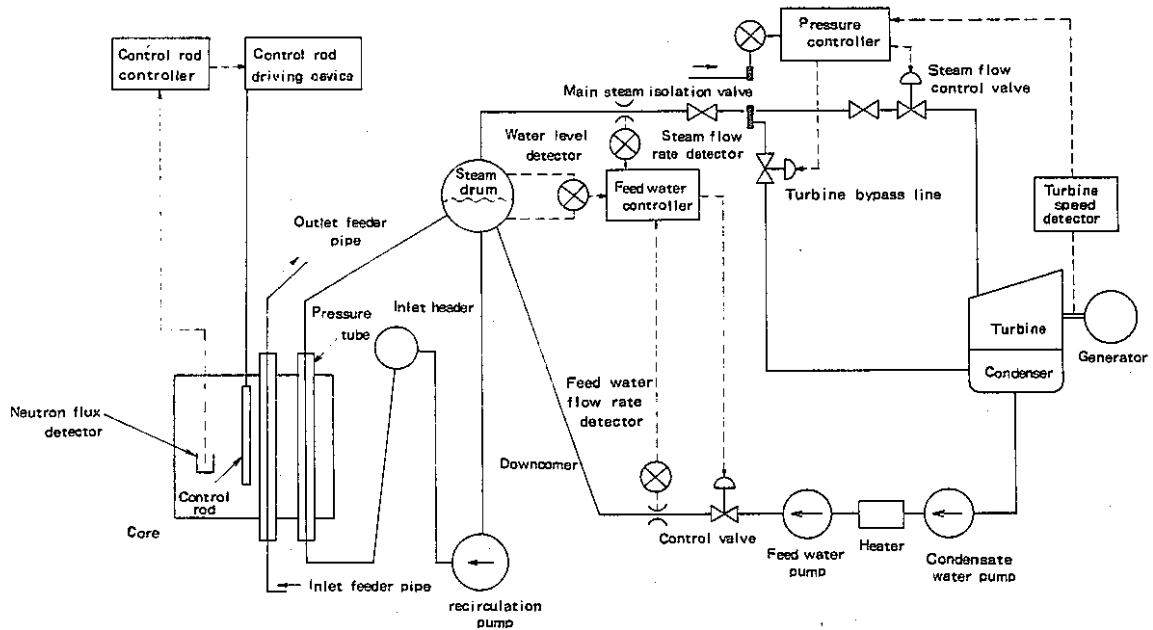


Figure 1 Schematic Diagram of ATR

recirculation 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, were used to maintain the water level constantly.

2.2 Analyses of plant response

Simulations, after the occurrence of a cause selected from five types: decrease in reactivity, feed water flow rate, feed water temperature, increase in steam flow rate, and pressure in the S.D, which may induce decrease in water level in the S.D, were made under the conditions shown in table 1 with FATRAC code to determine how plant parameters respond. 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 obtained from the analyses where speed or depth of the causes were changed. Differences were only exposed after changing the type of cause. For these reasons, trends of the plot are

Table 1 Conditions of simulation

Cause	(speed) / depth	Postulated case
Decrease in Reactivity	$(1.62 \times 10^{-2} \$/\text{sec})$	Five seconds insertion of control rod for : stabilizing, regulating (four rods), regulating (one rod)
	$(1.20 \times 10^{-2} \$/\text{sec})$	
	$(0.41 \times 10^{-2} \$/\text{sec})$	
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	

only described in cases, in which the cause occurred at maximum depth/speed.

Pressure in the S.D fell to 0.3 kg/cm² for ten 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 five seconds, and decreases to the level before the transient began. Increase of 0.5 % was observed in the steam flow rate at three seconds.

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 (fig. 2). Neutron flux reduces up to 4 % for 15 seconds, and keeps the lowered level. Pressure, flow rate and the opening area of steam flow control valve decreased 0.3 kg/cm² for 10 seconds, and 5 % and 2 % for 15 seconds, respectively, upholding their levels.

The water level fell monotonously to 8 cm for 100 seconds with 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 pressure with the opening area of the control valve.

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

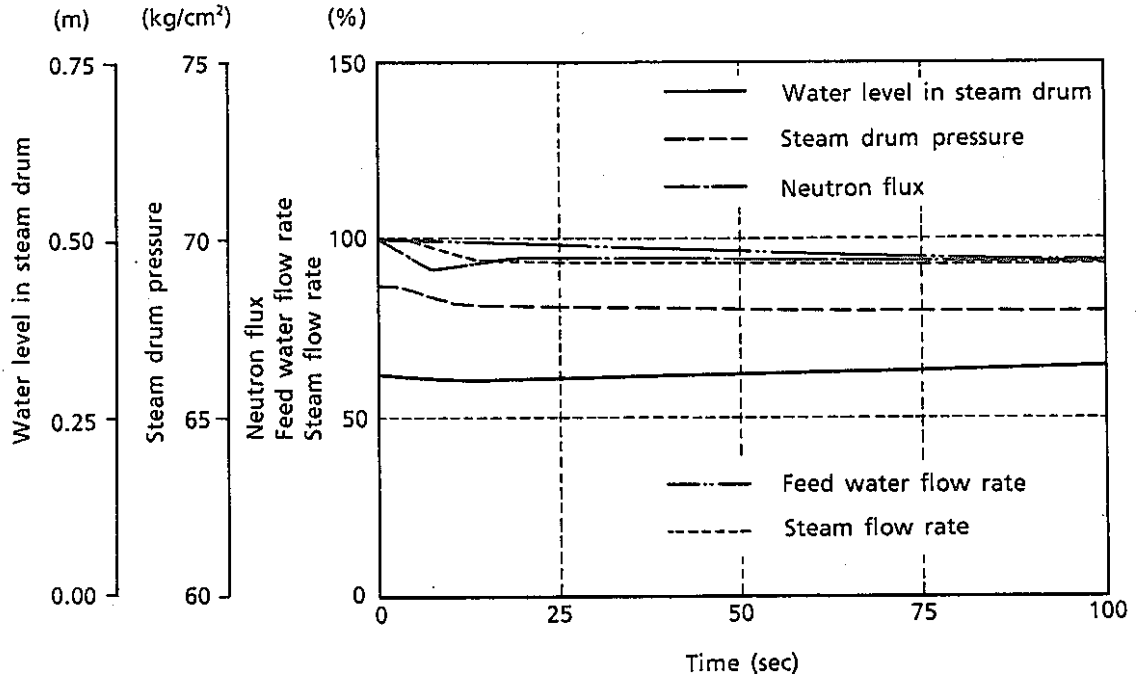


Figure 2 Trend after reactivity decreased ($1.62 \times 10^{-2} \$/s$ for 5 sec)

and at 20 seconds decreased to the initial level. Feedwater flow rate decreased 3 % for five seconds and recovered its level to the initial one for 95 seconds. Pressure in the steam pipe fell 1 kg/cm² for five seconds.

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 pressure and the opening area of the control valve.

3. COHERENCE SPECTRA 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

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

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, was calculated as shown in fig. 3 from covariance matrix Σ , elemented deviation from the mean value, and the $A(m)$.

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

$$A(f) = \sum_{m=0}^M A(m) \exp(-j 2 \pi f m)$$

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

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

3.3 Selection of coherency functions

Coherency functions whose patterns differ from those of the other four causes were chosen to discriminate a cause from five types: Increase in steam flow rate and in pressure in the S.D and decrease in reactivity and in flow rate and temperature of feed water.

3.3.1 Increase in steam flow rate

Coherency functions, as shown in figure 3(a), calculated from data of recirculating and steam-flow rate were used. These patterns differ from those of other ones, that is coherency values decrease with increasing frequency in the range of 0.05 Hz to 0.30 Hz and are small themselves, like 0.6 to 0.3 at 0.05 Hz and 0.0 to 0.3 at 0.30 Hz.

3.3.2 Decrease in reactivity

Coherency functions showing change in neutron flux and steam flow rate in frequency domain, seen in figure 3(b), were chosen. In the coherency functions, large correlation values of more than 0.95 can be seen in the frequency range of 0.03 Hz to 0.05 Hz.

3.3.3 Decrease in feed water flow rate

Coherency functions between the level in the S.D and steam flow rate were used. Coherency increases with increasing frequency ranging from 0.05 Hz to 0.03 Hz.

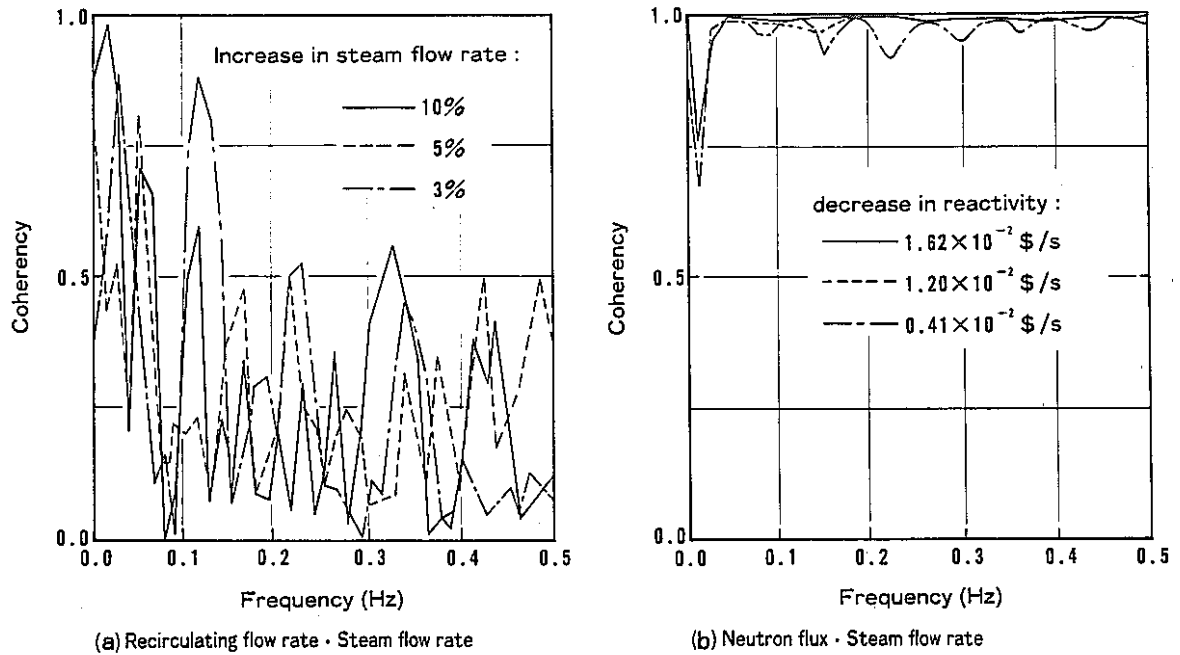


Figure 3 Coherency functions calculated from simulation data

3.3.4 Increase in pressure in the S.D

Coherency functions indicated correlation between autopower spectra of pressure in steam line and opening area of control valve fixed before turbines were selected. Only in these coherency functions, very large coherency of more than 0.98 can be seen.

3.3.5 Decrease in feed water temperature

Coherency functions between flow rate and temperature of feed water were chosen. The tendency of change in coherency functions was reversed in comparison with those of the case of decrease in reactivity. And values of the coherency functions differ from those of other cases: decrease in flow rate of feed water and steam, and increase in pressure in the S.D.

4. LEARNING OF NEURAL NETWORKS

4.1 Model of neural networks

In this study, a three layer back-propagation networks as seen in figure 4 was set up with 96 processing elements (PEs) in the input layer, 60 for pattern recognition and 36 for distinguishment a kind of combination of plant parameters which comprise

coherency functions, and five PEs in the output layer to match the dimensions of the training input and output vectors. The middle layer which contained PEs from four to nine is the basic building block of the layers. The numbers of 60 and four to nine are selected with reference to discrimination study of hand-written Japanese characters at ATRI (Advanced Telecommunication Research Institute) in Japan. In this neural networks, from 64 to 256 and 1 to 8 PEs were used for the input and hidden layers, respectively.

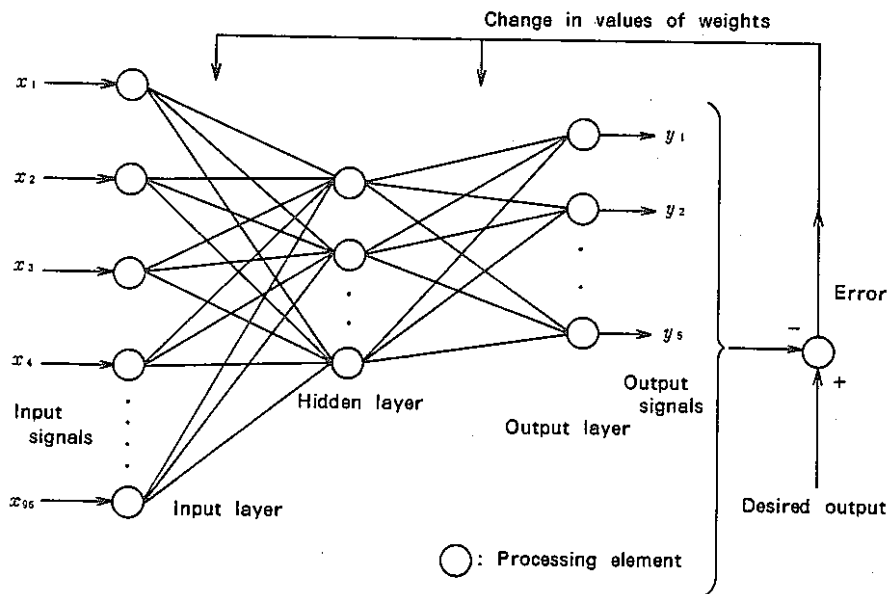


Figure 4 Neural networks used in this study

4.2 Learning procedure

4.2.1 Production of input patterns

Coherency functions were replaced by a total of 60 small squares representing zero or unity signals in order to obtain simple input patterns as seen in figure 5. The transverse line up to 0.3 Hz was divided equally into six. Ten unequal notchings were made in the vertical ones ranging from zero to unity: two for 0.0-0.4 in correlation value, four for 0.4-0.8 and 0.8-1.0. This notching in the vertical axis would appear to be effective in utilizing the data indicating large correlation values because of their high reliability. The small squares including one more correlation value were represented by +1 of signal. The other small ones by zero.

4.2.2 Learning

A total of 75 input patterns were used in the learning, which were made from the

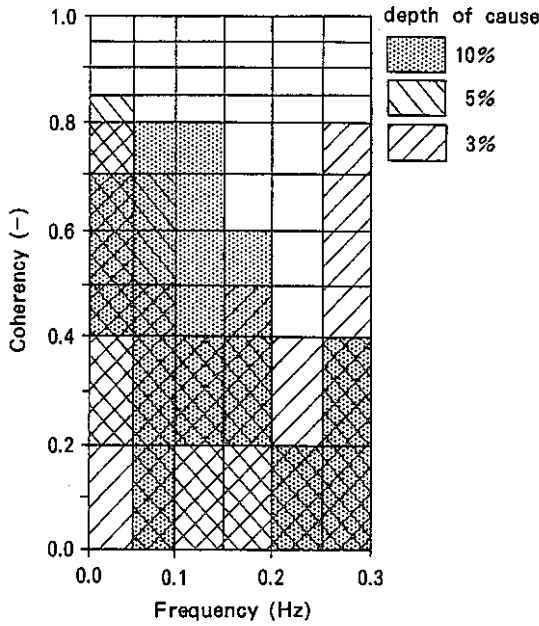


Figure 5 Input patterns between recirculating- and steam- flow rate (cause: increase in steam flow rate)

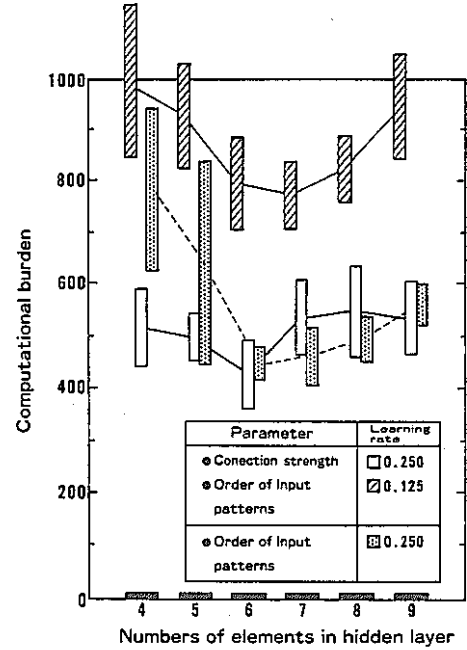


Figure 6 Dependence of computational burden on numbers of elements used in hidden layer

coherency functions computed from the data out of the simulation where depth or speed of the causes were changed in three ways. The sigmoid function was as follows:

$$f(x) = 1 / \{1 + \exp(-x)\}$$

The sum of input values into an i -th element in n -th layer and a bias of its element is X . Learning was repeated until the error of E between the desired and actual one at PEs of the output layer became less than 0.075.

$$E = \sum_{P=1}^{75} \sum_{i=1}^5 (t_{pi} - o_{pi})^2$$

The t_{pi} is the desired value, unity or zero, at an i -th element in the output layer and o_{pi} the actual output ranging from zero to unity in the case of using input pattern p . The constant α , which determines the effect of past weight changes on the current direction of movement in weight space, was 0.90, as seen in the text of reference /4/. Learning rate η was 0.125 and 0.250. Learnings were carried out five times in each case in which the numbers of the PEs in the hidden layer, figures of learning rate and order of input patterns were changed. Random values, in the range of +1 to -1, were assigned to all the connections and orders of the input patterns.

4.3 Results

In order to obtain the minimum computational burden, a product of the repeated times

in the learning and numbers of PEs in the hidden layer were plotted as a parameter of the order of the input pattern or the learning rate against the numbers of PEs in the middle layer as shown in figure 6. All computations were converged. The mean values were centered in their standard deviation. No dependence of the computational burden was observed on the numbers of PEs of the hidden layer. The computational burden at the learning rate of 0.25 was reduced up to about half of those of the case of 0.125, because of change in connection weights. At these learnings, actual output from the PEs in the output layer to be used to distinguish the direct cause were more than 0.94 ± 0.01 , which is close to 1.00 of desired output. A maximum of 0.06 was the output from other PEs in the output layer.

5. SIMULATION OF IDENTIFICATION

In order to show up robustness of the neural networks, simulation of plant diagnosis were done by using the time series data superposed on white noise, on the assumption of using the neural networks in the actual plant.

5.1 Production of input patterns

White noises, whose standard deviations are 3% or 5% of the height of signals observed under rated power operation, were superimposed onto the simulation data. The input patterns were made after this superposition. The superimposed data were analysed with the autoregressive model to calculate coherency functions. Meshed coherency functions represented by a total of 60 small squares were made.

Correlation values in the input patterns to be used to reference signals were distorted within $\pm 5\%$, ${}_{-20}^{+10}\%$ and $\pm 20\%$ in the range of 0.8-1.0, 0.4-0.8 and 0.0-0.4 as seen in figure 7. On the other hand the rest of the input patterns changed within $\pm 15\%$, ${}_{-20}^{+30}\%$ and ${}_{-40}^{+20}\%$.

5.2 Preparation of identification

The neural networks with six PEs in the middle layer was used in this simulation. In the learning of the networks, the value of α was 0.9, η 0.250, and the error of E was converged by 0.075. Five kinds of initial random values in the connection weights were used, so as to be able to obtain the mean values and standard deviation of signals

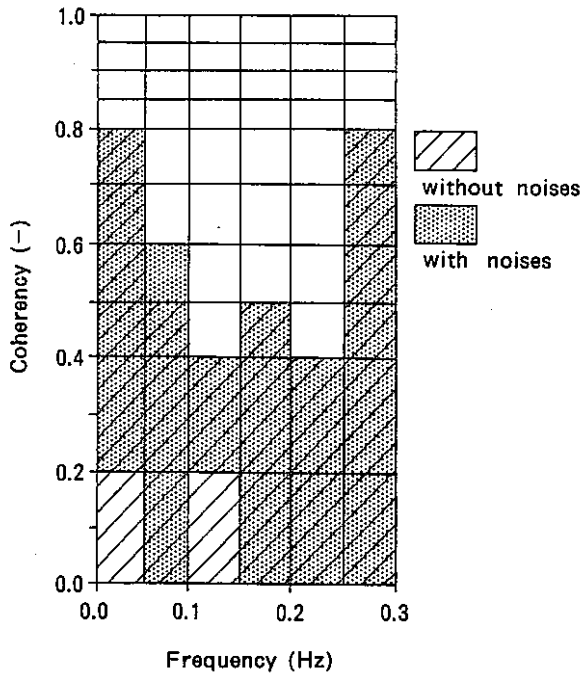


Figure 7 Change in input patterns due to superposition of white noise in the case of increase in steam flow rate (3%)

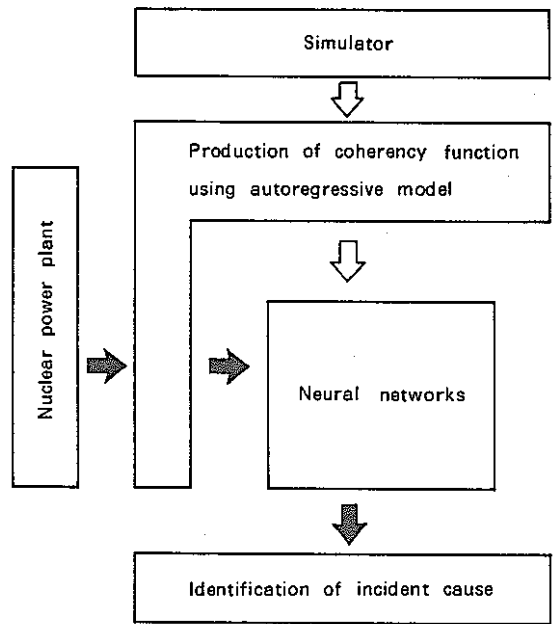


Figure 8 Procedure of plant diagnosis (Learning : ⇨, Diagnosis : ⇨)

from the PEs in the output layer.

5.3 Identification results

The input patterns were distorted by the superposition of white noise, however, robustness of the neural networks was shown as seen in table 2. The output signals from the PEs in the output layer, which is expected to be close to unity, reduced their level by 0.75 ± 0.19 . This minimum value can be found in the case of decrease in feed water flow rate. The output signals to be treated as noises rose up to 0.26 ± 0.14 .

Table 2 Simulation Result

Input pattern	Signals from n-th PEs in output layer (Cause to be identified)				
	1st	2nd	3rd	4th	5th
Patterns to be identified	0.94 ± 0.01 (Decrease in Reactivity)	0.85 ± 0.08 (Increase in steam flow rate)	0.75 ± 0.19 (Decrease in feed water flow rate)	0.88 ± 0.04 (Decrease in feed water temperature)	0.94 ± 0.01 (Increase in pressure in S.D)
Others	0.06 ± 0.03	0.20 ± 0.15	0.26 ± 0.14	0.12 ± 0.08	0.27 ± 0.12

6. PLANT DIAGNOSIS

A method showing how to utilize the networks is seen in figure 8. Before the implementation of neural networks in a computer, the learning should be carried out by using a simulator. After an installation of the computer, plant data will be gathered at constant time intervals (ie, second by second) by the computer to calculate the coherency functions by using the autoregressive model.

Identification of the causes can be done just after the digitalized input patterns made from the coherency functions fed into the networks.

7. CONCLUSION

The technique using neural networks, to distinguish patterns made from coherency functions showing correlation between changes in two parameters in frequency domain, has been studied to develop a method to identify the cause of a small anomalous state in nuclear power plants. From the simulation for the ATR, feasibility of the technique was shown.

References

- /1/ Sadamu Sawai, Michio Akebi, Tohru Haga and Kenichiro Kontani "Fugen HWR reaches commercial operation" Nuclear Engineering International (1979)
- /2/ B.Frogner and C.H.Meijer "A Disturbance Analysis System for On-line Power Plant Diagnosis" Final Report EPRI Project RP 891-2
- /3/ Kenshiu Watanabe "Fuzzy Diagnosis" Proc. of OECD NEA CSNI/CEC Specialist Meeting on Trend and Pattern Analyses of Operational Data from Nuclear Power Plants, Rome (April 1989)
- /4/ Rumelhart, D.E., McClelland, J.L. and the PDP Research Group "Parallel Distributed Processing" MIT Press (1986)

August 22, 1989
Kenshiu Watanabe

付録4 On 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 laboratories 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 office, 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 office, owe a duty to promote this studies so as to be finished by 2005 with getting cooperation from the other four goverment laboratories, 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.

This paper was submitted to the "7th Power Plant Dynamics, Control & Testing Symposium" in Knoxville, Tennessee, USA, on 15th-17th May, 1989. Images in this paper are going to be discussed from end of this year by engineers or researchers in not only our company but in plant fabricaters.

(2) Developments on element technology

① Pattern recongnition

Plant diagnosis methods utilizing fuzzy theory or neural networks were developed. On fuzzy technology, results of our efforts were summarized in a paper entitled "FUZZY DIAGNOSIS", submitted to 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, a paper entitled "DIAGNOSIS UTILIZING NEURAL NETWORKS" has been submitted to IAEA for specialists' meeting on artificial intelligence in nuclear power plants, held in Helsinki on 10th-12th Octorber, 1989.

② Knowledge Aquisition

Vigorous development has been made since 1988 on creation of knowledge compiler(KC) which automatically generates knowledge about plant diagnosis. By carrying out backward reasoning, we will be able to get qualitative plant response from qualitative variables concerning plant parameters which can be observed in a control room by using networks comprised from qualitative equations transformed from physical ones which can be seen in a simulation code.

Frameworks of this KC have just installed in a SUN-4 computer (10MIPS, 32MByte) by using SUN COMMON LISP. Now, we face difficulties in consuming a lot of time, more than one day. We are going to use adequate constraints which will be helpful in the reasoning to get suitable qualitative solution of in a few minutes.

③ Developments on operator thought model

Full-scope operator training simulator for "JOYO", experimental fast breeder reactor(100MW.), located at OEC, has been used to make a operator thought model since 1988. Action and voice of operators in the simulation on an accident were recorded in films of video camera and magnetic tape. These data and results of protocol analysis are used to establish the model. Results on this developments would be introduced from T.Miki at topical meeting on "Advances in Human Factors Research on Man-Computer Interactions: Nuclear and beyond" to be held in Nashville, USA in June in 1990.

(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 used or 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.

-Over-

付録5 SADAUプロジェクトの概要

HQ/AECL EXPERT SYSTEM PROJECT-SADAUのプロジェクト提案書から、プロジェクトの概要を把握するのに3.OBJECTIVES OF THE PROJECTと5.PROJECT SCOPEの1部を示す。

1. 目的

CANDU炉では、重要なプラント状態量がしきい値を越えた時にShut Down Systemが自動的に働く。Shut Down System 1(SDS1)が作動した時、運転員は原因同定をし、20分以内に36時間におよぶキセノン毒の影響を避けるのに原子炉の出力を定格値の60%まで上げなければならない。SDS2が作動すれば、減衰材からガドリニウム吸収体を除去するのに除去前に原因同定されていることが必要である。

いずれの場合もAECB(Atomic Energy Control Board)からは原因同定が要求される。統計的に見れば、多くの例では毒物効果がでる前に原因同定され回復操作を行うことができない。

これらのことから考えたSADAUプロジェクトのFunctional objectivesとDesign objectivesを示す。

(1) Functional objectives

- ① SDS1, SDS2いずれかの作動を伴う原子炉トリップの原因同定を実時間で自律的に行う。
- ② 運転員と直長に早期に警報を出力する。
- ③ ユーザからの要求で、診断の説明機能をもつ。
- ④ 異常時に効率的な情報伝達を行えるように、グラフィックス, 自然言語を用いたユーザインタフェースを用いる。
- ⑤ このシステムは既存設備から独立し、運転員の付加ツールとして用いられる。

(2) Design objectives

- ① 総合診断システムの1部にできるようにソフトウェアをモジュール型とする。NBEP/CRNLが開発しているsmart procedure facilityも、OH/AECLが検討しているスマートな警報システムもSADAUに統合される。
- ② 保守, 改良, 機能拡張が、容易である。
- ③ 大きな変更なしに他プラントへ利用できる。
- ④ 機能範囲の境界で予測できない挙いをしてしないロバストな構造をもち推論をできる。
- ⑤ 統合モジュールの数に実行時間が依存しない。
- ⑥ DCCs

2. 範囲

- (1) SADAUプロトタイプは、事象依存の推論を除くのに比較的安定した状態(原子炉トリップ前の定格出力運転付近)を対象とする。
- (2) SADAUはDSS(Decision Support System)のプロトタイプである。しかし、SADAU

は、SDS1とSDS2を対象とするG-2(Gentilly-2)の運転員と直長にはend-user productになる。

(3) SADAUプロジェクトの概念は、徐々に拡張される。

(4) SADAUの開発ステップを以下に示す。

①プロトタイプ

この段階で、概念とエキスパートシステムのフィジビリティの妥当性を示す。プロトタイプの範囲は、限定した数のトリップを対象に知識ベースとしてコードを作成とする。トリップの種類を発生頻度から選ぶ。プロトタイプシステムの妥当性を、選定したトリップパラメータを含んだイベントレポートのデータから示す。プロトタイプはDCCsとは接続しない。この段階の結論は、GO/NO GOとしてG-2のエンドユーザによって評価される。この結論をだす前にAECBに説明し、コメントを求める。開発用計算機あるいはreal-world computer環境のなかで開発を行う。

②パイロットプロジェクト

SDS1とSDS2に関する全トリップを対象とする。real-world computer環境のなかで開発を行う。このため、“gateway”を通してシミュレータDCCsと接続する。さらに、AECLからのコメントに基づいてより複雑なユーザインタフェースを開発する。

③PILOT TESTING

エキスパートシステムによる診断結果を検証するのにG-2運転訓練シミュレータで幅広い検証を行う。場合によっては、これらのテスト結果からSADAUの改善・改良を行う。テスト後に、KE(Knowledge Engineer)は下ごしらのユーザマニュアルを準備するとともにG-2の運転員と直長に適切な訓練を行う。この段階の良否の判定も、G-2関係者が行う。

④PILOT TO PRODUCT CONVERSION

この段階で、新しい機能要求を生じるかもしれない。PILOTはG-2シミュレータを対象に検証される。

⑤PRODUCT EVALUATION

この段階ではSADAU-Expert Systemは必要なハードウェア、ソフトウェアを含めてG-2の中央制御室に6ヵ月間で設置される。適当な評価様式を、関係の運転員と直長に配布する。プロジェクトチームは最終報告書を作成する。

⑥TURNOVER TO OPERATIONS

プロジェクトチームは、最終報告書に示された改善を行う。SADAU運用中には、保修課員が必要な全ての改善・改良を行う。