

マン・マシン・インターフェイス・システムの  
自律型プラントへの適応性評価の研究

松岡 猛\*、沼野 正義\*、染谷 実\*、福戸 淳司\*、  
三友 信夫\*、宮崎 恵子\*、菅澤 忍\*\*

A Study on Advanced Man-Machine Interface System  
for Autonomous Nuclear Power Plants

by

Takeshi MATSUOKA, Masayoshi NUMANO, Minoru SOMEYA,  
Junji FUKUTO, Noboru MITOMO, Keiko MIYAZAKI, and Shinobu SUGASAWA

**ABSTRACT**

Research on Artificial Intelligence Systems for Nuclear Installations has been performed in cooperation with five research institutes (Ship Research Institute, Electrotechnical Laboratory, Japan Atomic Energy Research Institute, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation, The Institute of Physical and Chemical Research), from 1989 to 1994 as the Cross-over Research Group with the support of the Science and Technology Agency. Ship Research Institute has been carrying out the research on the Man-Machine Interface (MMI) system for autonomous nuclear power plants.

An autonomous nuclear power plant system, which will be realized in the next century, utilizes advanced artificial intelligence (AI) techniques and robotics to increase safety, reliability and efficiency in nuclear plant operations. For the autonomous plant, operators are mainly engaged in the high levels of diagnosis and decision-making in emergencies. A MMI system requires an advanced function compared with that of the present nuclear power plants.

This paper describes the concept of autonomous nuclear power plants, a plant simulator of an autonomous nuclear power plant, a contracted function model of a plant state,

---

\* システム技術部

\*\* 材料加工部

原稿受付 平成8年11月8日

審査済 平成9年1月13日

three-dimensional color graphic display of a plant state, and a function of automatic classification of plant states by the COBWEB method.

A plant simulator has been developed by using the expert system G2 (Gensym Co.). The simulator generates plant process data (temperature, pressure, flow rate, and so on) at each component of a plant. This simulator models a pressurized water reactor and some examples of autonomous functions are incorporated.

A contracted function model of a plant state has been produced at the main part of the MMI system based on plant process data from the simulator. Important information is efficiently shown to operators based on this plant model. The main purpose of the present study is to give the MMI system a function to identify the plant operational state, to update and revise the function model by itself, and to expand a knowledge about the possible states of a nuclear plant.

In the three-dimensional color graphic display system, a plant state is expressed in a three-dimensional graphic display which receives sensor values from the plant simulator and expresses the plant state in nearly real time speed.

A research on the automatic classification of plant states has been also performed, which shows us the relations among different plant states.

The study is being continued to the 2nd stage Cross-over Research from 1994, as the Study on Divers, Cooperative Intelligent System for Autonomous Plants.

目次	6.2.2 カテゴリーティリティ
1. 序論	6.2.3 COBWEBの基本操作
2. 自律型プラントの概念	6.3 COBWEBを用いたプラント状態分類機能の検討
3. 自律型原子力プラントシミュレータの開発	6.4 まとめ
3.1 シミュレータの基本構成	7. 結論
3.2 シミュレータの運転制御	謝辞
3.3 シナリオ編集機能の整備	参考文献
3.4 自律機能	
4. プラント機能モデル	
4.1 はじめに	
4.2 基本機能作成	
4.2.1 シミュレーション機能	
4.2.2 プラント状態の判断機能	
4.2.3 ユーザー・インターフェイス機能	
4.3 ルールの作成とプラント状態の判断結果	
4.4 まとめ	
5. 三次元グラフィックスによるプラント状態表示機能	
5.1 計算機環境	
5.2 三次元グラフィックス基本構成機器	
5.3 三次元グラフィックス表示インターフェイス部	
5.4 自律型プラント・シミュレータとの通信部	
5.5 今後の課題	
6. プラント状態の自動分類機能	
6.1 緒言	
6.2 COBWEBについて	
6.2.1 クラス内類似性とクラス間非類似性	

## 1. 序論

本報告は、平成元年度～5年度において原子力基盤総合的研究（クロスオーバー研究）により実施した将来型の自律型プラントを対象とした知的マン・マシン・インターフェイス技術の研究結果<sup>(1,2,3)</sup>についての報告である。

現在の原子力プラントの安全性と稼働率の確保には、運転員や保全要員の技術に負うところが大きい。しかし、将来型の原子力プラントにおいては人工知能技術の応用により、自己判断・制御を行う自律機能が整備されていると考えられる。本研究においては、このような自律型プラントにおけるマン・マシン・インターフェイスの役割について検討し、将来必要となる機能の基礎的な研究を行った。

自律型プラントは人間により与えられた規範に従って自分自身で行動するが、全てを機械側にまかせて人間はまったく運転に関与しなくて良いわけではない。人間は通常運転時あるいはプラントが対処可能な異常時には、プラント状態を必要に応じて容易に観察・把握

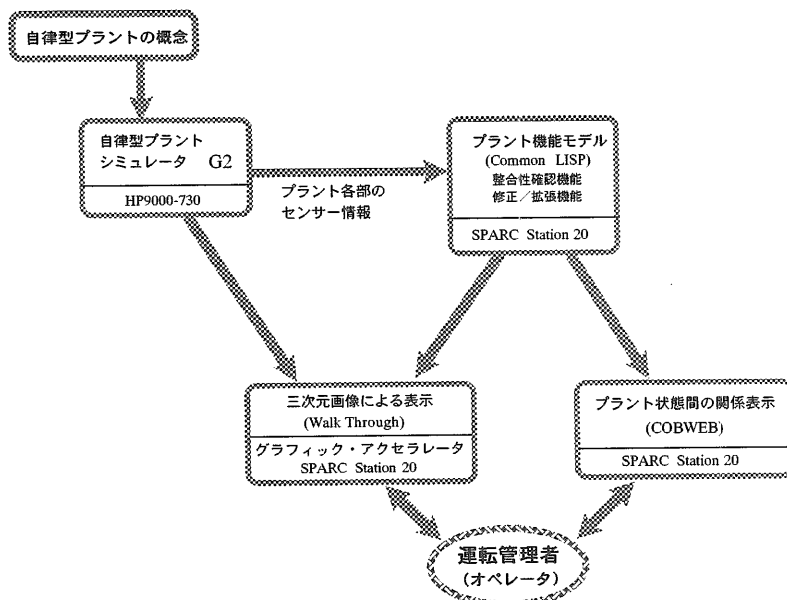


図1 船舶技術研究所におけるマン・マシン・インターフェイス関連研究の構成

し、設計基準を超える事象が発生した場合には、人工知能の援助のもとにより大所・高所の判断・決定・操作を行うことになる。人間の役割は既存プラントにおける運転員というよりは運転管理者としての立場となり、これらの働きは、マン・マシン・インターフェイスを介して行われる事となる。

本研究においては、まず自律型プラントの概念をクロスオーバー研究参加5機関（船舶技術研究所、日本原子力研究所、動力炉核燃料開発事業団、理化学研究所、電子技術総合研究所）および人工知能研究会において検討した<sup>(4)</sup>。その結果を踏まえて、将来型の人工知能を応用した知的マン・マシン・インターフェイス各種の機能の中で、図1に示す、自律型プラントシミュレータ開発、プラント機能モデルの研究、プラント状態表示機能の各項目を取り上げ研究を進めた。

## 2. 自律型プラントの概念

自律とは一般に、「自分自身が持つ規範に従って行動すること」と定義されるが、機械系は自分自身で規範を設定することができないので、ここでは「人間により与えられた規範に従って行動すること」と定義する。さらに、プラントの機能に着目して自律の規範を分類すると以下の様になる。

- ・基本機能維持
- ・自己防護
- ・自己組織化
- ・自己改良
- ・外界との調和

基本機能維持とは、電力供給機能の維持を意味し、各機器が所定の機能を発揮して可能な限り原子炉の運転を継続することを意味する。自己防護とは、プラント内

外の事故、事象からプラント自身及び機器を保護することを意味している。自己組織化は、非定常時におけるプラント運用、故障修復に関係しており必要に応じてバックアップ機器の自動起動、機器システムの動的再構成、対応操作等が行われる。自己改良は、運転経験を反映して運転方法の改善や設備機器の改良までも含めて考えている。外界との調和においては、公衆災害の防止を念頭に置いている。

これらの規範のうち、自己防護と外界との調和については現在のプラントにおいても、ほぼ達成されていると言える。基本機能維持と自己組織化は、現状のプラントにおいては人間の能力に依存している部分が大であり、当面の技術開発課題といえる。自己改良は、学習に関する研究の進展が不可欠であり、高度の人工知能技術を必要とする将来的な課題として捉えている。

目標とする自律型プラントの機能構成としては、階層型分散協調システム概念を採用した。複雑なシステムを相互関係の比較的少ないより単純なサブ・システムの結合とし、解析や設計を見通し良く容易に実施できることを念頭に置いた。通常運転時には各サブ・システムはある程度独立して機能している。異常時、事故時等には必要に応じて相互作用の程度を増やした協調動作、或いは機能の動的な再構成の実施等が行われる。また、分散システムであるので、危険分散、自己診断、保守の局所化の面でも優れている。さらに、信頼性向上のため、単一機能に対して異なる方式に基づく冗長系を各所に導入することも考えられる。

## 3. 自律型原子力プラントシミュレータの開発

自律型プラントに対応したマン・マシン・インターフェイスの研究を進めるにあたり、自律型プラントが必

要となる。そこで、自律型プラントの概念に基づいて、リアルタイム・エキスパートシステム構築用ツールである G2 (米国 Gensym 社製)<sup>(5)</sup> を用いて加圧水型原子力プラント (PWR) を基として図 2 (p. 29) の系統図に示す自律型プラントシミュレータの開発を行った<sup>(6,7,8)</sup>。本シミュレータの利用目的から、シミュレーションにおける定量的精度はそれほど重要でなく、プラントの過渡応答が定性的に妥当な挙動を示すことを念頭に置いて開発した。

G2 では、階層化されたオブジェクト指向のモデリング機能とルール・ベースおよびモデルを動かすシミュレーション機能が用意されている。プラントの構成機器など現実世界のオブジェクトを個々に定義し、それらの接続関係を図を使って表現・編集できる。各オブジェクトはアイコンと属性を持っており、アイコン上でウインドウを開き、そのオブジェクトに関する知識をフレームで表現する事ができる。オブジェクトの属性値はクラスを定義する時階層的に定義されており、クラス間での属性の継承もなされる。更に、システムの動作に関する規則、知識等を自然言語(英語)により表現する事もできる。

各種制御系の動作はルールの形式で記述してあり、安全注入系等の工学的安全施設はオブジェクトとしてはモデル化していない。更に、プラント状態保存機能、シナリオイベントの起動機能、及び自律機能を整備した。このエキスパートシステムでは各種の自律機能を容易にシミュレータ中に組み込む事ができる。

### 3.1 シミュレータの基本構成

図 2 の系統図に示す加圧水型原子力プラント (PWR) シミュレータのモデル化にあたっては最新 4 ループ PWR を想定し、A ループに 1 ループ、B ループに残る 3 ループを受けもたせ、表示する計測値は A、B 両ループ共 1 ループ分の値としている。本シミュレータの利用目的から、シミュレーションにおける定量的精度はそれほど重要でなく、プラントの過渡応答が定性的に妥当な挙動を示すことを念頭に置いて開発した。

構築した範囲は原子炉炉心部を中心に発電機までとし、主要な設備について模擬した主要パラメータには下記の項目がある。

**原子炉容器**……発熱量 (崩壊熱成分を含む)、反応度、伝熱量、制御棒位置、ほう素濃度、比熱、出入口温度、平均温度、出入口温度遅延係数、燃料平均温度、燃料被覆管温度、燃料比重、燃料比熱、圧力、流量、流動圧力損失係数、自然循環ヘッド

**蒸気発生器**……伝熱量、比熱、出入口温度、平均温度、二次側保有水温度、出入口温度遅延係数、圧力、蒸気圧力、給水流量、蒸気流量、二次側保有水量、二次側保有水体積、二次側保有水エンタルピー、二次側保有熱量、給水エンタルピー、流動圧力損失係数、自然循環ヘッド、水位、狭域水位、広域水位

**一次冷却材ポンプ**……流量、揚程、温度、流動圧損失係数、規格化駆動力、自駆動力換算係数、他駆動力換算係数、状態 (運転、停止、正常/故障)

**一次冷却系ループ配管**……出入口温度、代表温度、出入口温度遅延係数、圧力、流量、流動圧力損失係数、流動換算係数 (対応するループ数 A : 1、B : 3)

**ヘッダ部**……圧力、A ループ差圧、B ループ差圧

**加圧器**……圧力、水位、サージ流量、サージエンタルピー、フラッシング流量、液相重量、液相体積、液相エンタルピー、液相部総エンタルピー、液相温度、気相体積、気相部総エンタルピー、ヒーター熱量、安全弁流量、逃がし弁流量、スプレイ流量、スプレイ水エンタルピー

**タービン**……駆動状態、蒸気流量

**発電機**……電気出力、負荷率

**体積制御タンク**……抽出流量、充填流量

**主蒸気安全弁、加圧器安全弁**……弁の開閉状態、吹出量、吹出熱量

**蒸気加減弁、主給水制御弁、充填制御弁、抽出制御弁**……弁の開度

この他、主給水ポンプ、充填ポンプ、復水器、についても同様のパラメータを定義してある。これらパラメータのシミュレーション時の値は、系統図中の対象機器のアイコン表示をクリックすると図 3 (p. 30) に示すオブジェクトの属性テーブルが現われ時々刻々表示される。

また、温度、圧力、流量、水位の各種センサーも定義し、プラント中の所定の場所に設置した。但し、安全注入系等の工学的安全施設はオブジェクトとしてはモデル化していない。

シミュレーションモデルの概要は以下の様になっている。

**炉心核特性モデル**……遅発中性子一群による 1 点近似動特性方程式で定める。時間刻み巾は 5 ミリ秒として計算。

$$\frac{dQ}{dt} = Q \cdot (\rho - \beta) / l^* + C \cdot \lambda$$

$$\frac{dC}{dt} = Q \cdot \beta / l^* - C \cdot \lambda$$

Q : 原子炉出力

C : 遅発中性子先行核濃度

$\rho$  : 反応度

$\beta$  : 遅発中性子割合

$\lambda$  : 遅発中性子崩壊定数

$l^*$  : 中性子平均寿命

**反応度**……制御棒、燃料温度、減速材温度、ほう素のそれぞれの効果を考慮。原子炉トリップ後の反応度は対数的に減少していくものとした。

$$\rho = \rho_{rod} + \rho_{fuel} + \rho_{water} + \rho_{boron}$$

$\rho_{rod}$  : 制御棒の効果

$\rho_{fuel}$  : 燃料温度の効果

$\rho_{\text{water}}$ : 減速材温度の効果

$\rho_{\text{boron}}$ : ほう素の効果

燃料代表温度……燃料内発熱量および冷却材への伝熱量より計算。

$$dT_f dt = \frac{(Q_r - Q_f)}{(M_f \cdot C_f)}$$

$T_f$ : 燃料代表温度

$Q_r$ : 燃料内発熱量

$Q_f$ : 燃料から冷却材への伝熱量

$M_f$ : 燃料重量

$C_f$ : 燃料比熱

冷却材への伝熱量……炉心流量で定まる燃料表面熱伝達係数および燃料被覆管表面温度より計算。

$$Q_f = h_f \cdot (T_{fs} - T_w)$$

$Q_f$ : 燃料から冷却材への伝熱量

$h_f$ : 燃料表面熱伝達係数

$T_w$ : 炉心冷却材代表温度

$T_{fs}$ : 燃料被覆管表面温度

一次冷却材系統モデル……自然循環ヘッドおよびポンプヘッドと一巡の圧力損失が一致するように流量を定める。

$$W = (HD/FK)^{1/2}$$

$W$ : 流量

$HD$ : ヘッド

$FK$ : 圧力損失係数

一次系各部での圧力は流動圧力損失により流路方向に低下していく。

$$dP dx = FK \cdot W^2$$

各配管部での温度は一定の時定数での遅れを持つものとした。なお、流量が定格時の1/100以下の場合には停滞しているものとした。

$$T_{\text{out}} = T_{\text{in}} \cdot LAG \ (V/F)$$

$T_{\text{out}}$ : 配管出口温度

$T_{\text{in}}$ : 配管入口温度

$LAG$  ( $\tau$ ): 時定数  $\tau$  での遅延効果

$V$ : 配管容積

$F$ : 体積流量

加圧器……液相部については質量収支および熱量収支を考慮し、気相部については質量収支を考慮して、温度圧力を算出する。液相部の質量収支および保有熱量を以下のように定める。

$$dM_{pw} dt = W_{su} - W_{fl} + W_{sp} + W_{con}$$

$M_{pw}$ : 保有液量

$W_{su}$ : サージ流量

$W_{fl}$ : フラッシング量

$W_{sp}$ : スプレイ流量

$W_{con}$ : 気相からの凝縮量

$$d(M_{pw} \cdot H_{pw}) = (H_{su} - H_{pw}) \cdot W_{su} - (h_{ps} - H_{pw}) \cdot W_{fl} + (H_{ps} - H_{pw}) \cdot W_{con}$$

$$+ a \cdot (H_{sp} - H_{pw}) \cdot W_{sp} + Q_{ht}$$

$H_{pw}$ : 液相エンタルピー

$H_{su}$ : サージ水エンタルピー

$H_{ps}$ : 気相エンタルピー

$H_{sp}$ : スプレイ水エンタルピー

$Q_{ht}$ : ヒータ発熱量

$a$ :  $L_{pz}/100$

$L_{pz}$ : 加圧器水位 (%)

気相部の質量収支は以下のように定める。

$$dM_{ps} dt = W_{fl} - W_{prv} - W_{psv} - W_{con}$$

$M_{ps}$ : 保有蒸気量

$W_{prv}$ : 加圧器逃がし弁流量

$W_{psv}$ : 加圧器安全弁流量

サージ流量は、一次系の膨張・収縮量および充填・抽出流量から定める。フラッシング量は液相が飽和状態以下に留まるように定める。気相からの凝縮量は気液間のエンタルピー偏差により定める。加圧器圧力は気相部の体積変化および比容積変化から算出する。

タービンバイパス系……原子炉がトリップした時、蒸気加減弁閉/タービンバイパス弁開を自動的に実施し自然循環時の熱除去をシミュレートする。タービンバイパス弁の開度は自動調節されて崩壊熱出力に応じた蒸気を抽出する様になっている。

蒸気発生器……伝熱管総合熱伝達係数を用い蒸気発生器伝熱量を算出する。伝熱管総合熱伝達係数は一次冷却材流量と二次側圧力より定める。

$$Q_{sg} = h_{sg} \cdot (T1 - T2)$$

$Q_{sg}$ : 伝熱量

$h_{sg}$ : 伝熱管総合熱伝達係数

$T1$ : 一次系代表温度

$T2$ : 二次系代表温度

$$dM_{sg} dt = W_{fw} - W_{st}$$

$M_{sg}$ : 保有水量

$W_{fw}$ : 給水流量

$W_{st}$ : 蒸気流量

$$d(M_{sg} \cdot H_{sg}) = Q_{sg} + W_{fw} \cdot H_{fw} - W_{st} \cdot H_{st}$$

$H_{sg}$ : 液相エンタルピー

$H_{fw}$ : 給水エンタルピー

$H_{st}$ : 蒸気エンタルピー

二次系は常に飽和状態であり、圧力、温度、蒸気エンタルピーは液相エンタルピーの飽和状態量で定める。給水エンタルピーは一定とした。発電機タービンへの流入蒸気量は蒸気加減弁開度に比例し、各蒸気発生機からの流出流量は各蒸気発生器の圧力の差で定まる。発電器出力は流入蒸気流量に比例するものとした。

シミュレーション計算において頻繁に用いられる数式は関数として定義して用いた。

(1) 飽和蒸気表関連……飽和蒸気圧力、飽和蒸気エンタルピー、飽和蒸気比容積、飽和水エンタルピー、飽和水温度、飽和水比容積、気化体積変化、気化潜熱

- (2) 蒸気発生器関連……広域、狭域水位換算
- (3) 熱伝達係数……定格炉心熱伝達係数
- (4) その他……ポンプ駆動力特性、ループ流量計算、制御目標値計算

各種制御系の動作はルールの形式で記述してある。原子炉停止系においては、原子炉出力高、加圧器圧力高、加圧器圧力低、加圧器水位高、蒸気発生器水位低、一次冷却材流量低により原子炉トリップ信号が発生するように設定してある。制御棒制御系においては、あらかじめ設定された一次冷却材温度を実現するように制御棒の挿入、引き抜きを自動的に行なう。その他、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系、蒸気発生器水位制御系が用意されている。

G2が提供するユーザーインターフェイス機能には優れたものがあり、それを用いても図2に示すプラント構成図やオブジェクト間の接続関係を図形式で表現できる。更に一層使用性を高めるため、入力インターフェイス部を図2上部に示す様に作成した。各制御モードの自動/手動切り替え、機器の起動/停止がマウス・クリックにより操作できる。手動制御時の数値データの inputs は、手動切り替え時に表示される入力用の枠を用いて行う。また、シミュレーション結果を提示するためのインターフェイスとしては数値データの表示とグラフ表示の2通りを用意した。数値データとしては、図3に示した各オブジェクトの属性テーブル内に示す方法と、図4(p.31)に示す様に温度圧力等の主要プラント情報を機器の傍らに表示する方法がある。グラフ表示機能では図5(p.32)に示す様に“グラフ表示”メニューをクリックすることにより主要プラント情報の時間経過に伴う変化の様子がグラフで表示できる。

### 3.2 シミュレータの運転制御

本シミュレーション・システムでは運転モードとして以下の7種類を自動的に認識する事ができる。

- ・臨界零出力
- ・中間出力
- ・定格出力
- ・炉停止
- ・過渡変動
- ・仮想出力上昇
- ・仮想出力低下

上記の運転モードに対して二種類の制御モードが用意されている。第一は仮想制御モードであり、仮想出力上昇および仮想出力低下の運転モードを実現する。これは、現実より早い手順で自動的に臨界零出力～定格出力、定格出力～臨界零出力の運転が行われる。

第二は通常制御モードで臨界零出力、中間出力、定格出力、炉停止、過渡変動の運転モードに対して設定できる。

手動制御にした場合の制御項目には以下のものがある。

- 出力制御……±1%毎の変化、任意値の設定が可能。
- 制御棒位置……±1ステップ毎の変化、任意位置の設定が可能。

加圧器水位……充填制御弁、抽出制御弁の開度を任意に設定することにより制御する。

加圧器圧力……加圧器ヒータ、逃がし弁の操作により圧力制御が行える。

蒸気発生器水位……給水制御弁の開度を変えることにより制御。ただし、主給水ポンプが起動されている事が条件となる。

また、主要機器の起動/停止の切り替え、原子炉トリップ操作も手動で行える。

これらについては自動制御も存在し、手動に切り替えない場合は自動制御を行いプラント機器状態に適合した運転を持続する。

図5は仮想出力上昇中の主要プラント情報をグラフ表示したものである。シミュレーションにおいては、炉心部核特性および蒸気発生器二次系を除いて1秒毎にプラント属性値を更新している。

### 3.3 シナリオ編集機能の整備

3.1、3.2節で述べたプラント基本機能に加えて、以下に示す特殊機能を整備しマン・マシン・インターフェース研究において使用する事を考慮したシミュレータとした<sup>(8)</sup>。

#### (1) プラント状態保存機能

これは、実行中のシミュレーション状態をそのまま保存する機能である。この機能によりシミュレーション中の任意の時点の情報を適宜保存し、後に参照する事が可能である。

#### (2) シナリオイベントの起動機能

故障等の特定のイベントをあらかじめ作成したシナリオに従って発生する機能である。これにより機器の故障等のイベントを再現性良く自動的に発生でき、運転員の対応評価や自律機能の検証に用いられる。

各イベントは機器名、事象名、発生時刻を属性として持つオブジェクトとして表現される。主要イベントとしては、一次冷却材ポンプ一台故障停止、主給水ポンプA故障停止、主給水ポンプB故障停止、主蒸気安全弁A開固着、主給水制御弁A閉固着、一次冷却材ポンプ一台修理完了、主給水ポンプA修理完了、主給水ポンプB修理完了、主蒸気安全弁A修理完了、主給水制御弁A修理完了、定格50%出力、定格100%出力、シミュレーション一時停止等が予め定義されている。

シナリオ作成時には、これらのイベントを適時選択し発生時刻を入力するとイベント間が時刻順に自動的に結ばれる(図6参照(p.33))。予め定義されていない事象は、新たにオブジェクトとしてイベントを定義して用いれる事ができる。このシナリオイベント作成についても図6に示す様なグラフィカル・インターフェイスが用

意されている。

なお、このイベントの一種として定格50%出力、定格100%出力が定義されており、仮想出力上昇を経ることなく瞬時に50%、100%出力状態からシミュレーションを実行できる。

### 3.4 自律機能

以下に示した4つのケースに関して自律機能を模擬するためのルールおよびプロシージャを作成し、シミュレータが自律的に動作する機能を実現した。

1. 一次冷却材ポンプ1台故障時の対応。  
一次冷却材ポンプAが故障した場合、次の制御を自律的に実行していく。
  - a) 発電機出力を定格の75%となるように徐々に低下。
  - b) 制御棒は発電機出力に対応する形で徐々に挿入。
  - c) 給水流量は蒸気発生器水位制御で制御する。
  - d) 電気出力75%の定常運転を維持する。
2. 蒸気発生器二次側主蒸気安全弁閉固着時の対応。  
蒸気発生器Aの二次側主蒸気安全弁が閉固着した場合、次の制御を自律的に実行していく。
  - a) Aループ二次側の主給水制御弁を閉止し給水流量を0とする。
  - b) 一次冷却材ポンプAを停止する。
  - c) 発電機出力を定格の75%となるように徐々に低下。
  - d) 制御棒も発電機出力に対応する形で徐々に挿入。
  - e) 電気出力75%の定常運転を維持する。
3. 蒸気発生器二次側主給水制御弁閉固着時の対応。  
蒸気発生器Aの二次側主給水弁が閉固着した場合、次の制御を自律的に実行していく。
  - a) 一次冷却材ポンプAを停止する。
  - b) 発電機出力を定格の75%となるように徐々に低下。
  - c) 制御棒も発電機出力に対応する形で徐々に挿入。
  - d) 電気出力75%の定常運転を維持する。
4. 二次側給水ポンプ1台の故障時の対応。  
二次側給水ポンプ2台中の1台が故障した場合、次の制御を自律的に実行していく。
  - a) 発電機出力を定格の50%となるように徐々に低下。
  - b) 制御棒も発電機出力に対応する形で徐々に挿入。
  - c) 電気出力50%の定常運転を維持する。

これらの自律機能を自律のための規範の観点から見ると、基本機能維持(発電機出力を可能なレベルで維持す

る。)と自己組織化(適時系統を分離する。)に属すると考えられる。また、これらの自律機能と前述のシナリオイベント起動機能は組み合わせて実行することが可能である。更に、当該故障が修理完了した場合は、故障機器を再起動(復帰)し、原子炉は自律的に定格運転状態まで復帰させられる。一方、出力上昇中あるいは低出力運転中で発電機出力が目標とする値(75%あるいは50%)より小の場合に機器故障が発生した場合は自律機能は働かず炉停止に至る。

自律機能が作動中に、更に他の機器故障が発生した場合も自律機能を解除し自動的に炉停止するものとしている。また、自律機能はオペレータが手動で解除できる様にもなっている。

## 4. プラント機能モデル

### 4.1 はじめに

将来型の自律型プラントでは、単純作業や危険作業は機械にまかせ、人間はより高度で大局的な判断に携わっていることが想定される。その場合、人間の判断力を支援するために人工知能を用いたマンマシン・インターフェイスが非常に有効で、現在、各方面で活発に開発が進められている。

将来型のマン・マシン・インターフェイスは運転員のプラント状態理解を支援するためにプラント機能モデルを保持しており、そのモデルに基づきマン・マシン・インターフェイスが各種の判断を下し、情報提示・運転支援を行うことが期待される。またこのプラント機能モデルはプラント状態の変化、運転経験の蓄積、運転員(人間)の習熟等に合わせて柔軟に変化していくべきものである。それ故、プラント機能モデル自体に自律的に修正/拡張される機能が存在する。

そこで、このような先進的なマン・マシン・インターフェイスの研究の一環として、オブジェクト指向言語を用いてプラント機能モデルのプロトタイプをワークステーション上に構築し検討を行った。

本項目では、プラント機能モデルの作成と自律的な修正/拡張機能の研究を行った。

### 4.2 基本機能作成

プラント機能モデルは、オブジェクト指向言語であるCLOS(Common LISP Object System)を用いて、Sun SPARCstation 20(メモリ64MB)上に構築した。CLOSは従来から人工知能研究における代表的な言語であったCommon LISPを近年注目されているオブジェクト指向の考え方によりプログラミングできるように拡張したものである。現実の世界の物、概念をオブジェクトとして抽象化し、さらに同じ性質を持つオブジェクトをクラスとして、クラス群をより上位のクラスとして階層的にモデル化していくオブジェクト指向プログラミング

グは、対象プラントを人間にわかりやすい形で自然に表現することができる。また、オブジェクトがデータ（属性）とそれを操作する手続き（メソッド）をひとまとまりとして持つこと及び上位クラス概念を下位クラスが引き継ぐという継承のメカニズムにより、システムの開発とメンテナンスが容易に行える。

プラント機能モデルは、シミュレーション機能と状態判断機能の二つからなっている。以下に説明を加える。

#### 4.2.1 シミュレーション機能

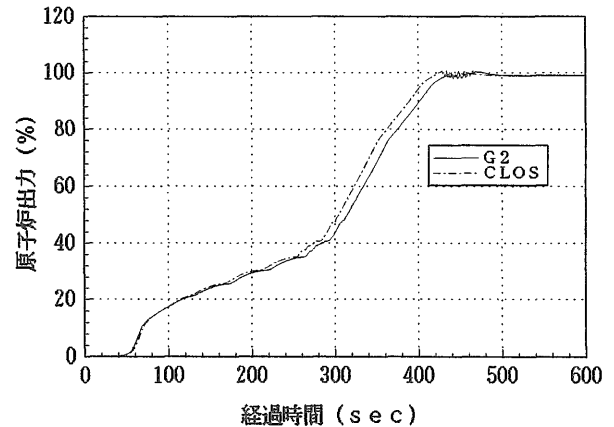
これは、G2上に構築されている自律型原子力プラントシミュレーターの中の4ループ加圧水型原子力プラント機能とほぼ同じ動作をするものを、CLOSを用いて作成したものである。この機能はオブジェクト指向の手法を用いて、原子炉容器、配管、加圧器などの装置をクラス化することによって実現している。このようなシミュレーションプログラムは従来はFORTRANなどの主に数値計算用に開発された言語を用いて記述されるのが常だった。オブジェクト指向の手法を用いることによりプログラム全体を見通しよくわかりやすく作ることが出来た。例えば、変数（属性値）やサブルーチン（メソッド）がどのオブジェクトに属するかが一目瞭然にわかることなどその一つとして言える。図7に一例として、原子炉出力および原子炉容器の制御棒位置に関する仮想出力上昇（以下に説明するように自動運転機能を用いて臨界ゼロ出力状態から定格出力状態まで模擬するもの）時におけるG2およびCLOSで計算したものの比較を示す。これらの値に限らず他の物性値に関してもよい一致を示している。G2とCLOSにおいて見られるわずかな差異はG2がマルチプロセスで動くために物性値の計算順序に違いがあるのではないかと想像される。

ところでプラント機能モデルは、ある時点でのプラントの状態を同定するだけでなく、以下のような機能も必要であると考えられる。

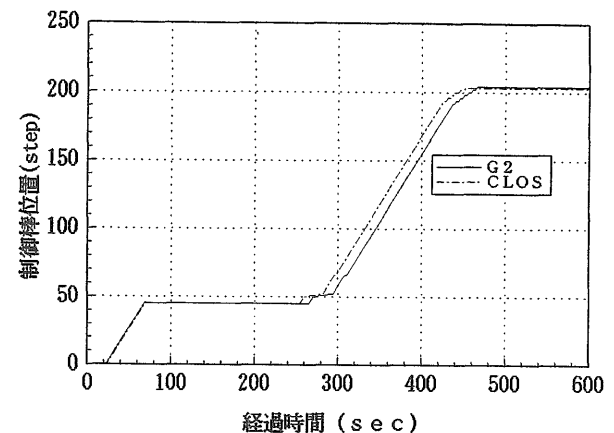
- ・与えられたプラント状態が時間の経過とともにどう変化していくか予測できること。
- ・実際に操作する前にその操作によって生じる結果について予測できること。

プラントになんらかの事故が起きたとき、自律型原子力プラント自身で対処できないような性質の事故ならば、結局は人間が事故の回復のための操作をしなければならない。その時、直面している状態が今までの経験またはマニュアルにないものであったら、行き当たりばったりで操作することはできない。ちょっとした操作のミスが危機的な局面を引き起こすこともありうる。こういった場面では、実際に操作をする前にその操作がどういった結果を引き起こすかをシミュレーションによって確認できれば異常事態に対処するにあたって大きく役に立つことが期待できる。

上記に述べた理念を実現することを目標にしてこのシ



(a) 原子炉出力



(b) 制御棒位置

図7 G2とCLOSによるシミュレーション結果の比較

シミュレーション機能の開発を行った。以下にその概略を示す。

##### (1) 基本機能

作成したシミュレーションシステムは以下の機能を持つ。

##### ・自動運転機能

自動運転の方法を記述することが出来る。例えば、通常のプログラミング言語のようにある条件が満たされたら、ポンプの開閉や制御棒の位置を変化させるといった作業をLispプログラムとして記述できる。

##### ・イベントの発生

あらかじめ指定した時間に、ポンプの開閉や故障といった事象（イベント）を発生することが出来る。プラント運転中に突然加圧器や蒸気発生器などに取り付けてある安全弁が故障したときの挙動などをシミュレーションするときなどに使う。

##### ・センサー値のファイルへの出力

シミュレーション実行中に温度や圧力といった物理量、バルブの開閉といった状態量が時間とともに変化するが、このようなオブジェクトの属性値を、時刻とともにファイルに保存することが出来る。



・センサー値の時系列の保存

センサー値はファイルに出力するだけでなく、ワークステーション中のメモリ内にリスト形式で保持され、指定した個数だけ保存することができる。これにより、プラント状態を判断するとき、トレンドを見るのに使うことができる。

(2) クラス構成

本システムのクラス構成は大きく分けて、(a)シミュレーションを管理するクラス、(b)プラントを構成する機器の表現および自動制御するルールを規定するクラス、(c)機器同士の接続関係を記述するクラスの三つに分けられる。

(a)のクラスは、シミュレーション全体を管理し、

各機器の属性値の計算→センサー値の出力→ルールの適用→時間の更新を一サイクルとして物性値の計算や操作を行う。

(b)のクラスは、原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、またそれら同士を接続する配管などのPWRプラントを構成する機器やプラントを操作するに当たっての運転情報や自動制御のためのルールなどをモデル化している。また、オブジェクトの属性値の総数は、本システムの場合、定数を除いて約120個ほどあり、各々にそれを計算するためのメソッドが存在する。

(c)は機器同士の接続関係を定義する。これによってオブジェクト内のメソッドに接続しているオブジェクト名を直接埋め込まなくすみ汎用性が出る。

(3) シミュレーション結果

臨界ゼロ出力状態から定格出力状態までを自動運転機能を用いてシミュレーションした時の代表的な物性値の時間変化として図8～22に示す。図8、9に原子炉容器の、図10、11に高温および低温配管の、図12～17に蒸気発生器の、図18～21に加圧器の、図22に主給水ポンプの代表的な物性値を示す。これらの物性値は次のプラント状態の判断機能において、プラント状態を判断する時に重要な役割を持っている。

4.2.2 プラント状態の判断機能

判断機能は、原子力プラントのセンサー値から、ルールベース推論に基づきプラント状態を判断・認識するためのもので、コンピュータシステム上では、オブジェクト指向言語であるCLOSを用いて、原子炉プラント状態クラス、判断ルールクラスおよびデータクラスの3つのクラスにより実現されている。

原子炉プラント状態クラスは、原子炉プラント状態を導き出すために、段階的・階層的に原子炉の状態を表現した、抽象的なクラスであり、関連ルールの保持、判断結果の保持並びに判断結果の表示等を行う。

判断ルールクラスは、ユーザによって登録されたルールを、LISP上に展開するためのもので、自然言語形式で入力されているルールの一つ一つの条件部・結論部は、システムが解釈可能な状態に翻訳され、そのデータ

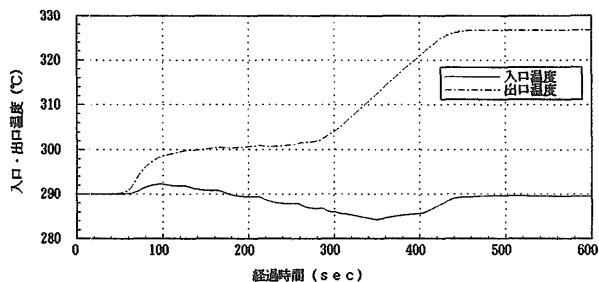


図-8 原子炉容器・入口、出口温度

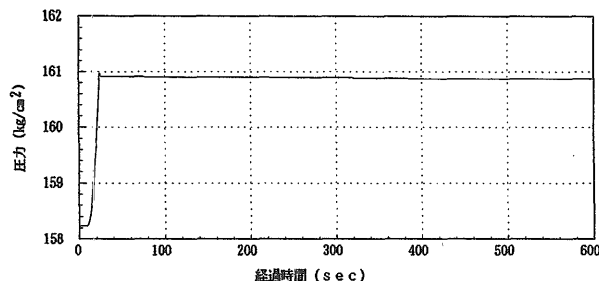


図-9 原子炉容器の圧力

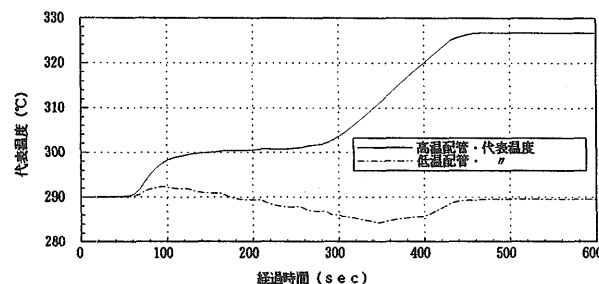


図-10 高温/低温配管・代表温度

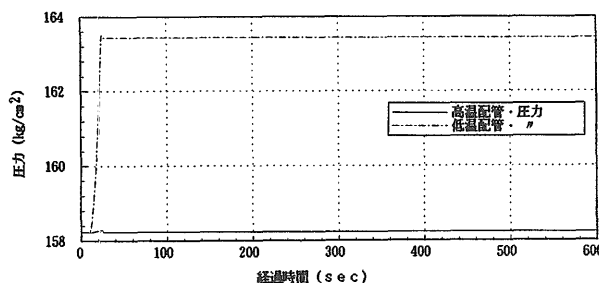


図-11 高温/低温配管・圧力

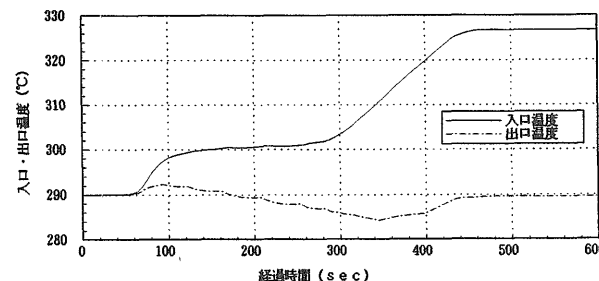


図-12 蒸気発生器・入口、出口温度