

# 原子力計装制御特集

原子力発電所の計装制御	61
中国電力株式会社島根原子力発電所向け制御計装設備	65
中国電力株式会社島根原子力発電所 1号機納め プロセス計算機システム	71
原子炉異常診断装置の開発	77
原子力用伝送器	82

# 原子力発電所の計装制御

## Instrumentation and Control for Nuclear Power Station

This article describes the instrumentation and control for nuclear power plants of BWR (Boiling Water Reactor) type, ATR (Advanced Thermal Reactor) type, and FBR (Fast Breeder Reactor) type. Its features, are also introduced.

広吉秀高\* *Hidetaka Hiroyoshi*

鈴木 守\*\* *Mamoru Suzuki*

### 1 緒 言

わが国における電力供給の次代をになう原子力発電は、いよいよ実用期に入り、現在、運転あるいは建設中のものは20基あまり、約14,000MWに達し、さらに今後10年間に約70,000MWが着工されるというめざましい開発計画となっている。これらの多くは軽水炉であるがそのほかに、種々の新型炉の自力開発もまた同時に進められている。

その規模はすでに単機容量 1,000MW を越える巨大なものとなっているのみならず、安全性の確保は原子力特有の問題であり、かつその存在を左右する重要な命題でもある。したがって、これをつかさどる制御システムの責務の重大さは他に類を見ないものがある。このため、種々の新しい高度の方式、装置が開発され、また他にさきがけて採用され実用化されているので、本稿ではその概要について述べる。

### 2 原子力発電所における計装制御の特徴

原子力発電所における計装制御の大きな特徴は、原子炉の安全運転ならびに放射性物質の放出を許容値内に押えることを最優先している点にある。したがって、この要求を達成するために一般仕様面では、いくつかの特徴を有している。

#### 2.1 高信頼性の確保

高信頼性を確保するために、システム設計としては、下記の点が考慮されている。

##### (1) 冗長性回路の採用

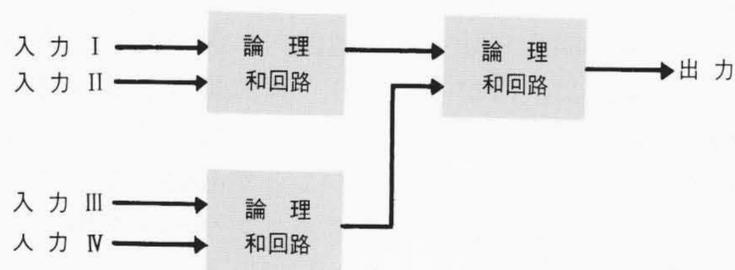
沸騰水型発電所の原子炉保護系においては(1 out of 2)×2のロジック<sup>(\*)</sup>が採用されている。

##### (2) フェイルセーフ回路の採用

計装制御装置の故障の場合も、プラントが安全側になるように考慮している。

#### (\* 1) (1 out of 2)×2のロジック

図に示すように、一つの被検出量にたいし2個1組の検出器2組をおき、それぞれの組の少なくとも1個が両方同時に動作したことを条件として検出を判定する高信頼性の論理回路である。



##### (3) 試験可能性の拡大

運転中においても重要機能に対しては、試験確認ができるようになっている。

##### (4) 分離と独立

安全に関係した回路は、電氣的にも、物理的にも分離、独立させることにより、一つの回路の故障が他の回路に影響しないようにしている。

#### 2.2 耐震性の確保

地震発生時、原子炉の安全停止に必要な機器の作動を確保する必要があるため、計装制御装置に対しても、耐震クラス分けを行ない、きびしい耐震特性が要求される。

#### 2.3 耐放射線性の確保

特に検出器関係に対しては、材料面で耐放射線性が要求される。

#### 2.4 中央集中監視制御の拡大

原子力発電所においては、放射能レベルの関係より現場制御が著しく制限されるので、監視制御は中央に集中させる必要がある。

次に監視制御の面では次のような特殊計装が採用されている。

#### 2.5 放射線計装の採用

原子力発電所における放射線の状態を常時監視し、プラント各種業務に従事する従業員ならびにプラント周辺に対し安全性を確保している。

#### 2.6 中性子計装の採用

原子炉の運転状態を中性子束で監視し、原子炉の安全性を確保している。

以上のように原子力発電所の計装制御システムは、数多くの特徴を有しているが、真に安全性を確保するためには、品質管理が最も肝要であり、特別な原子力品質管理が行なわれている。この品質管理は、ドキュメント管理、設計、製造、検査、建設、試運転などの広い範囲にわたって組織的に厳格に行なうものである。

図1は高信頼化システムの一例として、原子炉保護系ロジック系統図を示すものである。

### 3 原子力発電所計装制御の現状

#### 3.1 沸騰水型原子力発電所

沸騰水型原子力発電所(以下BWRと略す)における計装制御の最近の注目すべき動向として、

##### (1) Valve Flow Control方式

\* 日立製作所大みか工場 \*\* 日立製作所日立工場

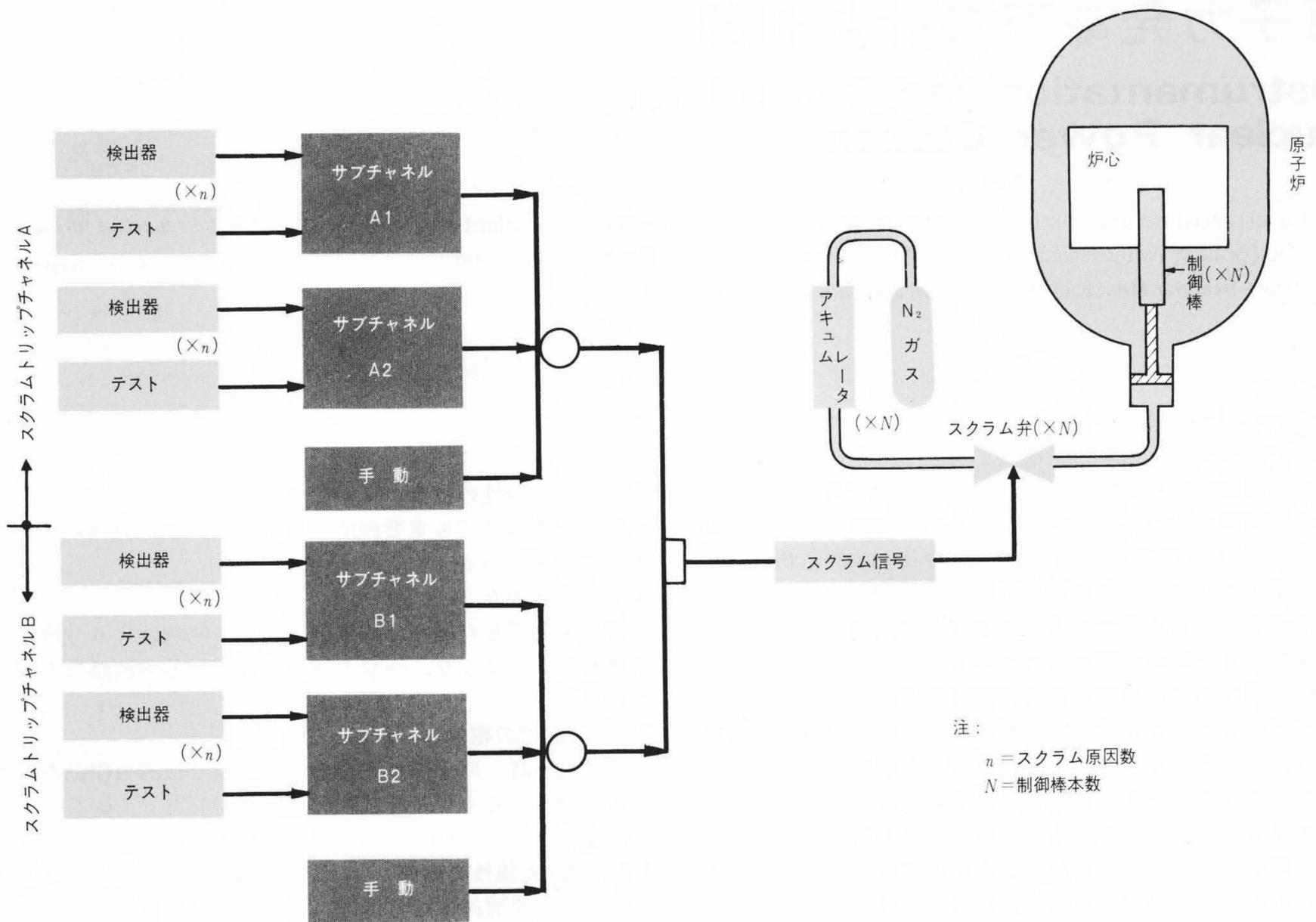


図1 原子炉保護系ロジック系統図 一例としてスクラムトリップチャンネルA, Bがあり (1 out of 2) × 2 構成となっている。

Fig. 1 Logic Diagram of Reactor Protection System

(2) REVAB方式

の二者があげられる。

前者は、炉心流量を制御することにより出力分布をほぼ一定に保った状態で、出力を変更できるBWRのすぐれた特性を利用した再循環流量制御方式において、従来の電動発電機セットを使った可変周波数電源による再循環ポンプの速度可変方法に代えて、ポンプ出口に設けた流量調節弁により再循環流量を制御する方法を採用するものである。これによって設備の小形化、経済性および制御の速応性が達成される。

後者はRelief Valve Augmented Bypassの略称で、タービンバイパス容量が25%程度のプラントにおいて、80%容量以上の逃し安全弁を設置し、発電機負荷しゃ断時にこれらを一時的、強制的に開放して原子炉圧力の急上昇を抑制する機構である。これによって105%容量のタービンバイパス設備を設けることなく、負荷しゃ断時のスクラムを回避して、所内単独運転に移行する機能を付加することが可能となる。図2はREVAB方式による100%負荷しゃ断後の過渡応答の解析例を示すもので、中性子束はピークで103%程度となるが、原子炉スクラム設定値120%を下回りその機能を十分果たしていることがわかる。

3.2 新型転換炉

重水を減速材に用いる新型転換炉(以下ATRと略す)においては、ボイド反応度係数がほぼゼロと小さくなり、炉心流量制御で出力を変更できないので、制御棒に依存する方式が採用される。

中性子計装はBWRと同じく炉内中性子検出器によって行なわれ、出力分布を知るうえに有効な手段となっている。各部の圧力、流量など主要なプロセス量は、多重計測によって測られ、中性子計装とともに原子炉保護に万全を期している。

3.3 高速増殖炉

高速増殖炉(以下FBRと略す)を用いる発電所としてわが国では原型炉「もんじゅ」の計画が進行している。

FBRでは化学的に活性な液体ナトリウムを冷却材として使用するため、軽水炉とは異なった計装が種々使用される。この分野は、いわゆるナトリウム計装技術として確立されようとしており、流量は電磁流量計、液位は電磁誘導式液面計、圧力はNaK封入式圧力伝送器が用いられる。発電プラントでは蒸気発生器における水漏えいによる水-ナトリウム反応が問題で、その検出としてはカバーガス中の水素濃度の測定が用いられている。

FBRの出力制御は制御棒に依存することになるが、高温のため各部の温度変動を許容範囲内に保つため、炉心部ナトリウム流量、二次冷却系ナトリウム流量および蒸気発生部の過熱器と再熱器のナトリウム流量配分ならびに給水流量、蒸気流量などを総合的に制御することが必要になってくる。ナトリウム流量制御には、サイクロコンバータを用いた可変速度電動機方式が採用されようとしている。

原子炉保護に用いられる安全用制御棒駆動機構のスクラム手段においてもナトリウムの流動を利用する方式の併用などが計画されている。

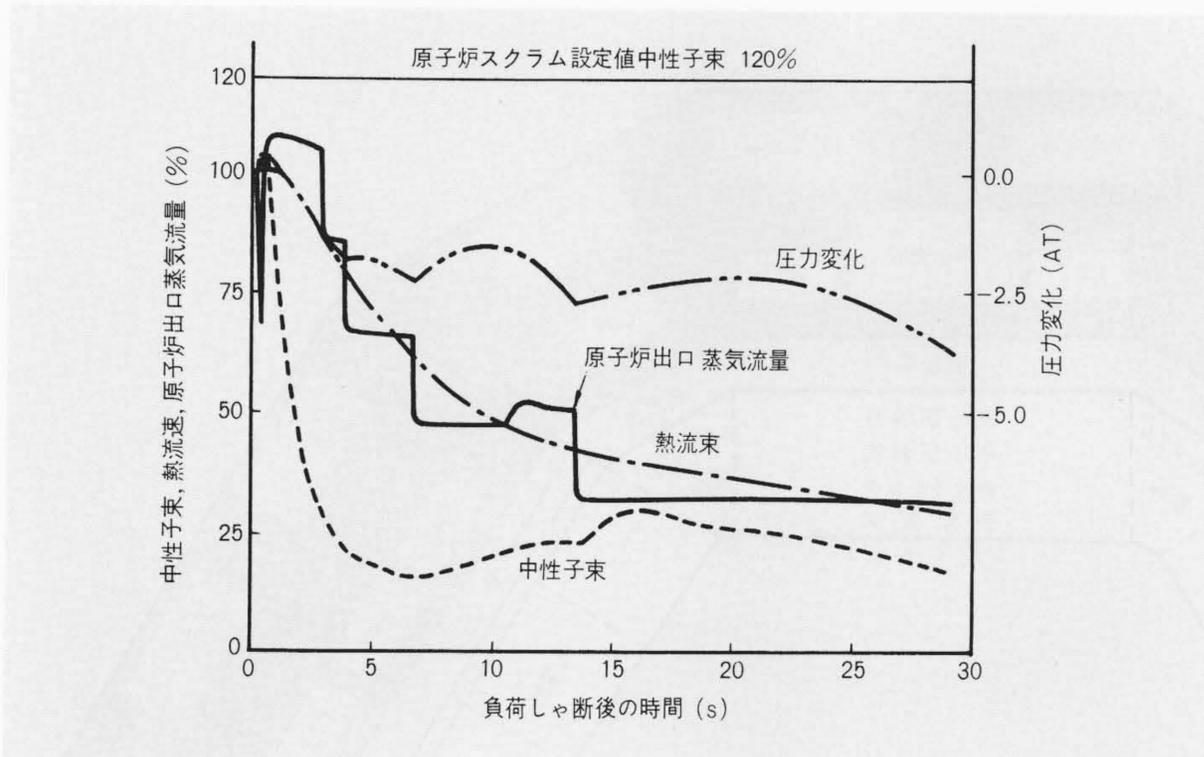


図2 REVABを用いた負荷しゃ断時の応答 100%負荷しゃ断後バイパス弁と逃し弁の動作により蒸気流量を減少させて圧力変化を押える。

Fig. 2 Response for Load Rejection with Relief Valve Augmented Bypass

#### 4 原子力発電所計装制御の開発状況

##### 4.1 BWR型発電所

BWR型発電所における計装開発の中心はCathode Ray Tube (以下CRTと略す)を大幅に採用した中央制御盤の開発である。これは指示計、記録計を主体とした従来の計装を用いて中央制御盤を構成すると、盤の規模はプラント容量の増大に伴い、ますます大形化することになり、プラント運転員の負担を増大させることになるためである。CRTの導入は、現在ウルフア、ダンジネスB、ヒンクレイB発電所などイギリスのガス炉において積極的に実施されているが、これらはCRTの表示機能の点からみると白黒の英数字表示を中心としたものである。最近、CRTの機能が一段と進歩し、従来の英数字表示機能に加えてカラー表示、図形表示が可能となった。BWRでは、このすぐれた特長を有するカラーCRTを大幅に採用した中央制御盤の開発が進められている。

将来の中央制御盤では、これらの具体化により以下に述べるような項目につき改良が期待できる。すなわち、

##### (1) 中央盤の小形化

10個程度のCRTを導入することにより、中央制御盤の大きさを大幅に小形化する。図3は、中央制御盤のレイアウトの一例を示すものである。

##### (2) 指示計類の個数削減

指示計類の総数をかなりの程度に削減できる。

##### (3) 運転員の負担軽減

盤の小形化、CRTによる運転情報の集約表示により通常運転時における運転員の負担が大幅に軽減できる。

##### (4) 発電所運転の直観的把(は)握

原子炉は本質的に運転状態の三次元的把握が必要である。CRTの特色を生かし、色分け表示、図形表示、グラフ表示により上記三次元的把握を可能とし、プラント運転を容易にする。

日立製作所では早くからCRTを活用した中央制御盤の必要性を認識し、中国電力株式会社島根発電所1号炉へ、カラーCRTを導入した。またアメリカG.E.社でも昨年11月CRTを大幅に採用した中央制御盤(NUCLENET1000)を発表し、1979~80年に運転開始のプラントに適用すべく計画と伝えられている。

##### 4.2 FBR

FBRにおけるナトリウム計装は、各種の試験ループを使って実用化のための試験がなされている。すなわち、電磁誘導式液面計やNaK封入式圧力伝送器では温度補償方式についての研究が行なわれている。また発電炉用の大口径電磁流量計は、試作開発が進められており、大口径で問題となる流量測定精度の向上策も検討され具体化が期待されている。

ナトリウム配管や機器からのナトリウムの漏えいを早期に検出することも重要な計装となり、通電式プラグ形検出器が開発されている。ナトリウムは常温では固体であるため、ナトリウム装置はナトリウム充てん時に予熱することが必要である。その予熱温度制御方式もすでに開発され、予熱ヒータの耐久性なども確認されている。

FBRの中性子計装の大きな問題点は、600°Cにも達する高温と高レベルのガンマ線に関することである。現在までのところFBRの炉心内での中性子計測は困難であり、炉外でも鉛などでガンマ線をシールドしたり、窒素ガスなどで強制冷却して行なわれている場合が多い。しかし後者の対策は、その冷却系が故障したときには発電所の停止に結びつくので、たとえ冷却系が故障しても600°Cまで運転可能な中性子計測技術を確立しておく必要がある。

ナトリウム冷却FBRでは、炉心での沸騰を避けねばならず、沸騰初期における早期対策が安全上、きわめて重要である。沸騰原因として一次系ポンプ異常、配管破断などによる流動喪失の場合は、多重の検出系によるスクラムが可能であり、また反応度異常そう入の場合は核計装系による検出によりスクラムが可能なよう設計できる。これに対し、燃料要素サブチャンネル閉そくなどによる局所的沸騰を検出するシステムはまだ確立されておらず、今後この方面の技術開発が必要であり、現在、音響法による沸騰検出の研究などが行なわれている。

また燃料破損検出システムでは、単に燃料破損が生じたことを検出するのみならず、その破損位置をも検出するFFDL(Failed Fuel Detection and Location)システムの開発が必要であり、従来のサンプリングセレクトバルブ方式(\*2)よりも信頼性が高く、迅速に位置検出が可能なマトリックスパイプ方式(\*3)が検討されている。

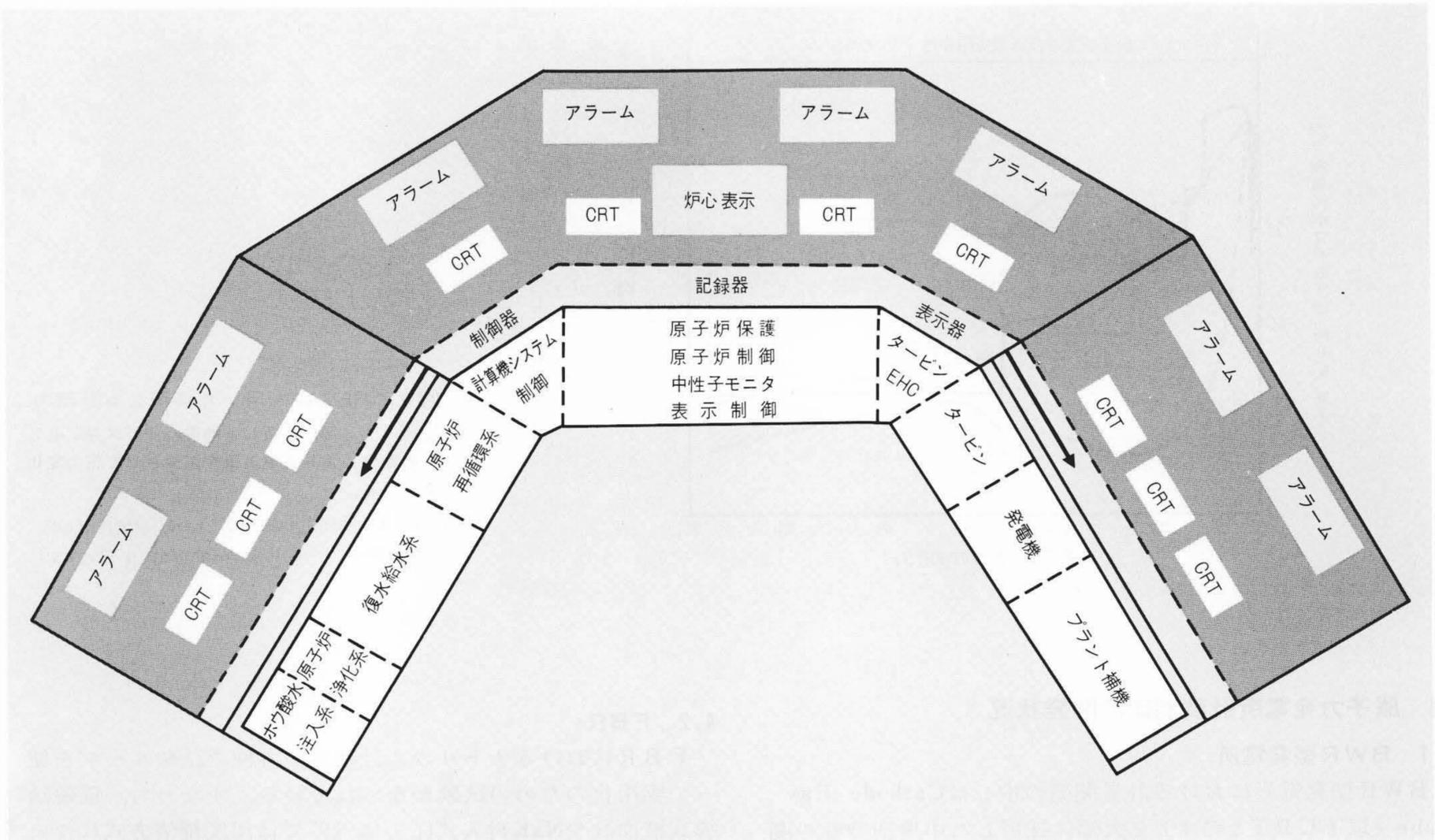


図3 中央制御盤レイアウト 計算機とCRTを導入して、常時の運転監視を1名で行なうことを目的に計画された制御盤である。

Fig. 3 Operator's Console Functional Layout

### 5 原子力発電所計装制御の今後の動向

原子力発電所の計装制御の将来の動向として、今後いっそう安全性、経済性、省力化およびマン・マシン性の向上が追求されるものと思われる。すなわちその具体的項目として、

- (1) 炉心管理システム
- (2) 負荷追従制御、起動停止の自動化
- (3) 信頼性、安全性の向上
- (4) 運転操作性の向上

があげられる。従来、BWR型原子炉では、オンライン炉心性能監視が実用化されているのみで、計算機による自動化はまだ初歩的段階である。炉心性能監視システムは、現在、炉心状態の把握のみであるが、将来は制御棒引抜きシーケンスの決定、燃焼度の管理、明確な運転指針を与える炉心管理システムとして発展するであろう。

また従来は基底負荷運転を建前としてきたが、原子力発電の比重が高まるにつれ、系統運用面から負荷変動に対する制

御を行なう必要が生じてくるであろう。

また省力化のため、起動停止の自動化を実施する必要があるが、特に廃棄物処理、補機関係の自動化が早急に進められよう。

原子力プラント特有の信頼性、安全性向上のためには、計算機の導入による自動点検、異常診断システムなど事故予防を講ずるシステムが必要である。特に異常診断システムは、最近盛んに研究が行なわれており多数の信号を同時処理して信号間の相関などからプラント挙動の微小な変化を精度よく求めて、プラント異常兆候を早期に把握し、それに対処しようとするもので、今後の開発が期待される。

また今後のBWR型発電所の制御システムがますます大きく複雑化することは必至であり、計算機の導入により、装置を縮小化し操作性の向上を図る必要がある。

これらの計算機導入による自動化、事故予防などを進めるにあたって、それに適した検出器の開発および操作端機器の開発を合わせて行なうことがぜひ必要である。

### 6 結 言

以上、軽水型および新型原子力発電所における計装制御システムにつき現状より開発状況ならびに将来の見通しを概説した。これらのシステムおよび装置は、初期の輸入品使用期を脱し、原子力特有の中性子計装、安全保護系装置などをはじめ、最新の電子技術を駆使して国産化により特性、信頼性ともに輸入品にまさる製品を送り出しており、近く次々に実運転に入るプラントにおいて完全な使命を発揮するものと期待している。

#### (\*2) サンプリング セレクタバルブ方式

燃料サブアセンブリからバルブを切り換えて個々の試料をサンプリングする方式であり、検出器が1個で済み簡単であるが、全燃料サブアセンブリをスキャンするのに時間がかかる。

#### (\*3) マトリックス パイプ方式

各燃料サブアセンブリからの試料を同時に縦横の網状(マトリックス)に組んだパイプに導き、燃料アセンブリごとに試料を区分するもので、検出器は複数個を必要とするが、可動部がないので信頼性高く、処理時間が速い。