

## 解説

### 原子力システムにおける信頼性技術†



氏田 博士\*\* 杉崎 利彦\*\*\*  
小野寺 勝重\*\*\*\*

#### 1. 緒言

原子力プラントは、典型的な大規模システムである一方自動化が進んだシステムである。原子力プラントを設計・建設・運転・保守する際、稼働率の向上・安全性の確保は基本的な要請であり、このためさまざまな信頼性技術上の工夫がなされている<sup>1),2)</sup>。

本解説では、まず原子力プラントの特徴を2.で述べる。信頼性技術をここでは、総合的な安全評価・設計手法、高信頼性化のための多様な技術上の方策、及び検査・試験・点検などの保全活動に分け、その概要をそれぞれ3., 4. 及び5.で説明する。

#### 2. 原子力プラントの特徴

原子力プラントの概略構成を図-1に示す。原子力プラントは、信頼性技術を適用する上で以下の特徴もっている。

(1) 原子力プラントでは安全確保の目標を高いレベルで達成するために深層防護の思想を採用している<sup>2)</sup>。具体的には、以下の三層の防護機能を有している。防護機能の第一は、プラントの定常運転中、停止事故が発生しないよう十分な信頼性設計やデザインレビューをすること、さらに保守性、特に予防保全を徹底して安全上のトラブルが発生しないようにする活動である。第二は、制御棒緊急挿入などによる原子炉停止機能と緊急炉心冷却系などによる原子炉除熱機能から成り、第三は、格納容器などによる放射性物質の格納機能である。

(2) 原子力プラントは、図-1に示すように原子炉

設備、タービン・発電機設備、工学的安全施設、廃棄物処理系などの多数の設備を有している。これらを監視制御するために制御系・制御盤などが設けられている。これらの設備は、稼働率の向上・運転性の向上を目指して、信頼性評価に基づき改良が進められている。

(3) 原子力プラントでは、通常運転中常時巡回点検を実施し、必要に応じ修理している。これは事後保全に相当し、プラントの信頼性を一定レベル以上に維持する。また、通常運転中に把握できない系統や機器の機能を確認するため定例試験を実施している。これは予防保全に相当するものであり、機器の異常が発見されたときは、修理・運転変更などの処理をとりプラントの信頼性を運転中一定レベルに保つ。さらに通常運転中点検・機能確認が困難な機器にたいし定期検査を行う。定期検査ではプラントを1年に1回約3カ月間停止し、機器の分解点検や劣化部品の交換及び運転中に実施不可能な定例試験を行う。定期検査も予防保全活動の一環であり、機器の点検・交換などによりプラントの信頼性を初期のレベルに戻す役割をする。

#### 3. 安全(信頼性)評価の方法

現在、日本・米国などで採用されている安全設計・安全評価では、事故の発生を想定してその結果を抑制する手段を講ずることとしている。このような事故は安全系の設計基準に用いられるため設計基準事故と呼ばれ、さまざまな事故を包絡しかつ十分に発生しがたいものが選ばれる。このように事故を想定して安全性を確認する安全評価手法は設計基準事故方式と呼ばれる<sup>3),4)</sup>。

安全評価にはもう一つの流れがあり、原子炉の安全性を確率論(信頼性工学)的に扱う確率論的安全評価(PSA, Probabilistic Safety Assessment)手法である<sup>3)</sup>。この手法は英国において採用されている。また、設計基準事故方式を採用している米国においても原子炉安全性研究においてPSAの有効性が確認された<sup>4)</sup>。

† Reliability Engineering Technique for Nuclear Power Plant System by Hiroshi UJITA (1st Department, Energy Research Laboratory, Hitachi Ltd.), Toshihiko SUGISAKI (Nuclear Power Plant Engineering Dept., Hitachi Works) and Katsushige ONODERA (Maintainability Services Development Center, Hitachi Works).

\*\* (株)日立製作所エネルギー研究所第1部

\*\*\* (株)日立製作所日立工場原子力計画部

\*\*\*\* (株)日立製作所日立工場保全サービス強化センター

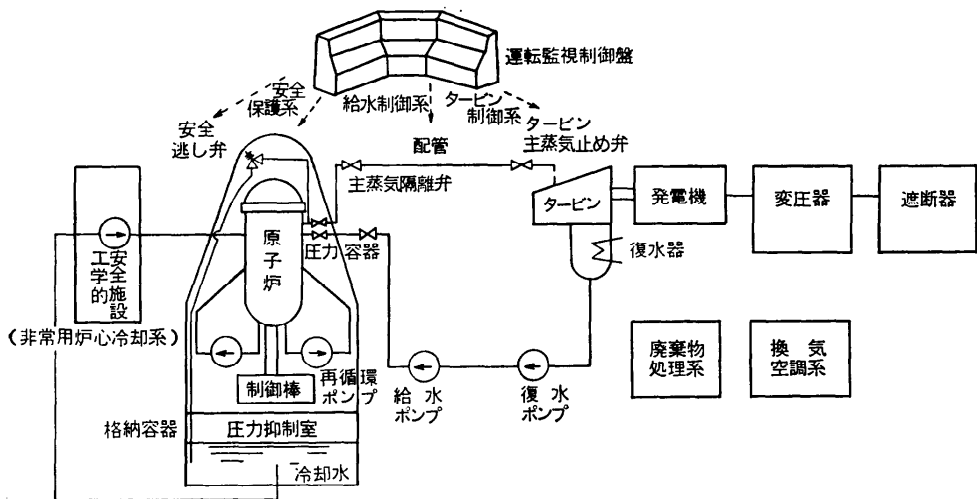


図-1 原子力プラントの構成

さらに Three Mile Island の事故以降、この事故を予測しえた手法として有用性が再認識され、現在では安全評価の手法として定着している。

以下、この PSA の手法の概要及びその評価コードをそれぞれ 3.1 及び 3.2 で紹介する。

PSA や信頼性評価では、共通原因故障やヒューマンエラーの取扱いのように定量評価が困難な対象も存在しており、評価結果には不確実性があるのは否めない。したがって、これらをより現実的に取扱うことが、重要である。これらに対する評価手法をそれぞれ 3.3 及び 3.4 節で述べる。

### 3.1 確率的な安全評価 (PSA) 手法

原子力プラントの安全性を議論する際の指標は現状ではリスク(事故の影響×発生頻度として定義される)であろう<sup>5),6)</sup>。このリスクを算出するのが PSA 手法であるためその有効性が認められつつある。

PSA を実施するにあたっては判断基準となるリスクあるいは信頼性の目標の存在が前提となる。対象システムのリスクを求めるには多大の時間と費用を要するので、目的に応じて適当な段階で作業を終了する。米国では PSA の段階により 3 レベルに分類している<sup>7)</sup>。レベル 1 では炉心損傷頻度を求める。この炉心損傷頻度を求めるには、まず現象解析に基づき安全システムの機能を達成するために必要な機器構成(成功クライテリア)あるいは事故シーケンスを決定する。この各システムの成功クライテリアに基づきフォルトツリー解析(FTA, Fault Tree Analysis)により系統信頼度評価

を行う。次に各系統信頼度を用いてイベントツリー解析(ETA, Event Tree Analysis)により各事故シーケンスごとの炉心損傷頻度を計算し、その和として全炉心損傷頻度を求める。レベル 2 では、炉心損傷が発生する事故シーケンスについて炉心内の核分裂生成物(FP, Fission Product)がプラント内を移行する挙動、格納容器の機能健全性を評価し、放射能放出量及びその放出頻度を放出カテゴリ(放射能が移行、放出する過程の分類)ごとに計算する。レベル 3 では、サイトの人口分布、気象統計、サイト近辺での退避計画などとレベル 2 の成果である放射能放出量及びその頻度を用いて、外界への影響  $C$  とその発生頻度  $P(C)$  の相関(リスクカーブ)を求めリスク  $R=C \times P(C)$  を計算する。

本手法により、事故のプロセス及び影響を確率的に把握できるため、バランスのとれた安全設計が可能となる。原子力プラントでは、各系統の信頼性評価を実施して設計へ反映させ、さらに PSA によりプラント全体の安全性を確認している。

### 3.2 PSA のための評価コード

PSA で用いられる ETA・FTA には多大の計算量を要するので、効率的かつ正確な計算をするには解析支援用プログラムが不可欠である。その一例として当社では、ETA 支援用に PANET と FTA 支援用に SUPKIT を開発した<sup>8)</sup>。それぞれの構成と入出力を図-2 及び図-3 に示す。ETA ではイベントツリーの構成(事故の原因となる初期事象と安全系の作動成功・

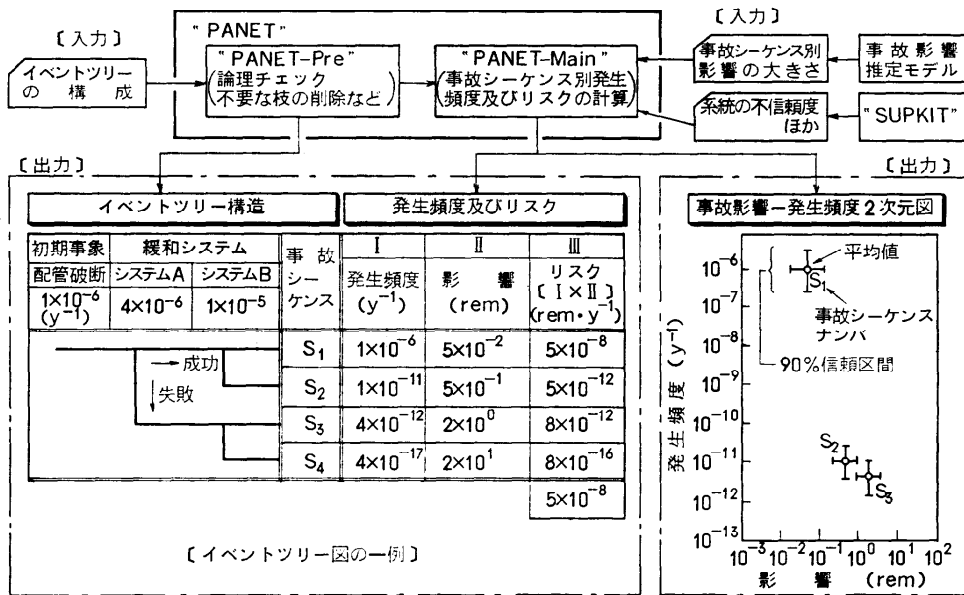


図-2 "PANET" の構成と入出力

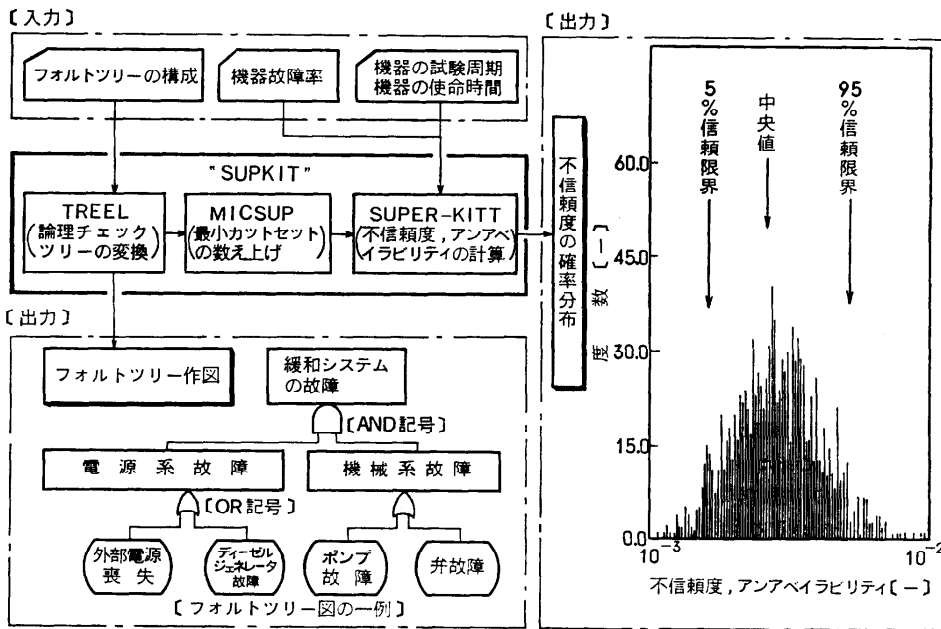


図-3 "SUPKIT" の構成と入出力

失敗により生ずる事故波及のパス), 現象解析から求める事故シーケンスごとの影響の大きさ, 及び FTA から求まる系統信頼度を用いてブール演算により冗長な表現を除いた補集合も含む集合 (プライムインプリカ

ントセット) を求め, 発生頻度・リスクなどを計算する<sup>9)</sup>. SUPKIT は, Kinetic Tree Theory を用いて系統信頼性を評価する<sup>9)</sup>. フォルトツリーの構成 (系統が故障に至る機器故障の組合せを AND ゲート・

ORゲートで接続したもの), 機器の故障率, 及び機器の試験周期・使命時間を入力として, 系統を故障に至らせる最少の機器故障の組合せ(ミニマルカットセット)及び系統の信頼度あるいはアンアベイラビリティを求める。

最近では, PSAあるいは系統信頼性評価の支援環境整備の一環として, フォルトツリー自動作成あるいは対話型フォルトツリー評価などの機能充実, 機器故障率あるいは標準フォルトツリーのデータベース化が図られている。その一例として, SUPKIT-II<sup>10)</sup>では, まず SUPKITの前処理として, 系統構成及び故障事例を入力して専門家のノウハウを用いてフォルトツリーを自動作成する。またフォルトツリー中の機器に該当する故障率を上記のデータベースから探索し割り当てる。さらにフォルトツリー図あるいは評価結果を見ながら対話型式でフォルトツリーあるいは故障率データを修正する。標準フォルトツリーがあれば, 対象ごとに少しの修正で新たなフォルトツリーが作成でき, 作業量・エラーの低減に有効である。

これらの解析コードは, 複数の系統間で共有される機器の故障(共通原因故障)の評価や要求される機能や機器構成が時間とともに変化する系統の評価(Phased Mission Analysis)<sup>11), 12)</sup>を, プライムインプリカントセット演算やミニマルカットセット演算により実施できる。

### 3.3 共通原因故障の評価法

共通原因故障には, 複数の系統間で共用される系統や機器, たとえば電源系, 冷却水源, 機器冷却系などの故障, 及び系統・機器の設計・製作・組立時の人的ミスや運転中の設計値を超える強い外的エネルギー, たとえば地震, 火災などによるエネルギー, による機器の損傷とがある<sup>9)</sup>。前者は, 共通原因故障の存在及びシステムへの影響をイベントツリーやフォルトツリー上に, 明示的に表現できるものであり, 前節で述べたように正確に取扱うことができる。一方後者は, 明示することも定量化することにも困難がともなう不確定な共通原因故障である。いわゆる共通原因故障の解析手法として議論されているのは後者に対するものであり, その手法としては以下の2種類が知られている。

#### (1) 平方根法

米国の原子炉安全性研究で提案された方法である<sup>9)</sup>。全く同じチャンネルから成る 1 out of 2 (2個

のうち1個で所定の機能を果たす)の系統があり, 1個のチャンネルの故障確率を  $P_{channel}$  とするとき, 系統の故障確率  $P_{system}$  を求める場合を考える。通常の評価(不確定な共通原因故障はなく, 両者は全く独立に故障)では,  $P_{system} = P_{channel}^2$  となる。もし両者の間になんらかの依存性があれば,  $P_{system} \leq P_{channel}$  という表現は少なくとも正しい。ここで  $P_{channel}$  は完全従属としたときの値である。すなわち, 依存性があると考えられる機器を用いた系統は上記独立と従属とした値を下限值及び上限値としてもつ。一般に機器の故障確率は対数正規分布となると考えられるので<sup>4)</sup>, 共通原因故障の最良推定値として上記分布の中央値を採用すると,

$$P_{system} = (P_{channel} \times P_{channel}^2)^{1/2} \\ = P_{channel}^{3/2}$$

となる。従属と仮定した上限値を  $P_u$  で独立と仮定した下限値を  $P_L$  で表したときの一般式は次式で表現できる。

$$P_{system} = (P_u \times P_L)^{1/2}$$

#### (2) $\beta$ ファクタ法

$\beta$ ファクタ法は高温ガス炉の安全評価で採用された方法である<sup>13)</sup>。 $\beta$ ファクタ法では, 機器の全故障率  $\lambda$  は独立故障率  $\lambda_i$  と共通原因故障率  $\lambda_c$  より成るとして  $\lambda = \lambda_i + \lambda_c$  で定義される。また, 全故障率に占める共通原因故障の割合として  $\beta = \lambda_c / \lambda$  を定義する。平方根法と同じ例をとると,

$$P_{system} = \beta \cdot P_{channel} + (1 - \beta) \cdot P_{channel}^2$$

として計算できる。最近ではこの  $\beta$  のデータが集まりつつある。また  $\beta$  の値がないときには経験的な値を用いたパラメータサーベイが可能である。

### 3.4 ヒューマンファクタの評価法

原子力プラントは典型的なマンマシンシステムであり, 原子力プラントの安全性の確保及び信頼性向上に運転員の果たす役割は重要である。

人間あるいは運転員のモデルは多数提案されているが大部分は定性的なモデルである。このうち, 図-4に示す Rasmussen の人間の思考過程を3段階に分けたモデルは運転員の判断過程を良く表現している<sup>14)</sup>。定量的なモデル及びデータとしては, 米国原子力規制局をスポンサとして Swainらが作成した人間信頼性解析ハンドブックがある<sup>15)</sup>。このハンドブックでは通常運転中の人間の信頼性を評価する手法として, THERP (Technique for Human Error Rate Prediction) と呼ばれる各操作の成功・失敗により発生するパスをツ

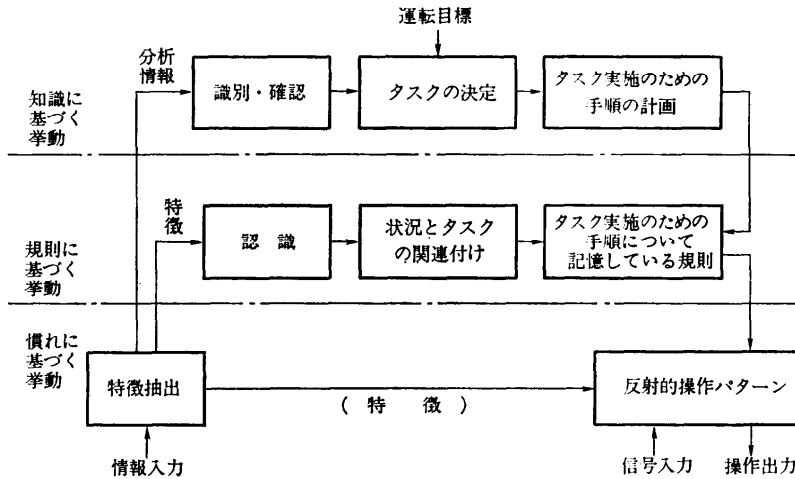


図-4 Rasmussen による運転員の認知モデル<sup>10)</sup>

リー状に分岐させて表現し、各分岐確率に基づき人間信頼性を評価する方法を提案している。また、事故後の経過時間の関数として、運転員が事故を検知し対応策を決定する認知過程におけるエラー率も掲載されている。

PSA においては、上記のようなモデル及びデータにより得られた結果をイベントツリーあるいはフォルトツリーに組み込むことによりヒューマンファクタを考慮することができる。ここで留意すべき点は、モデルやデータに不確かさがあるので、ヒューマンファクタが原子力プラントの安全性に及ぼす影響をパラメトリックにサーベイし把握しておくことである<sup>16)</sup>。このことは、共通原因故障についても同様に重要である。

#### 4. 高信頼性化のための技術

原子力プラントでは、稼働率の向上あるいは安全性の向上を目指して、高信頼性化のための多様な方策を実施している<sup>17)</sup>。高信頼性化のための基本方針を図-5 にまとめて示す<sup>18)</sup>。方針は、故障を発生させない、故障の影響を最少とする、故障が発生しても安定なプラント特性を発揮させるの3種類に大別できる。

本章では、主な高信頼性化のためのハードウェアの面からの方策である、i)改良標準化、ii)計装制御システムのデジタル化について述べる。

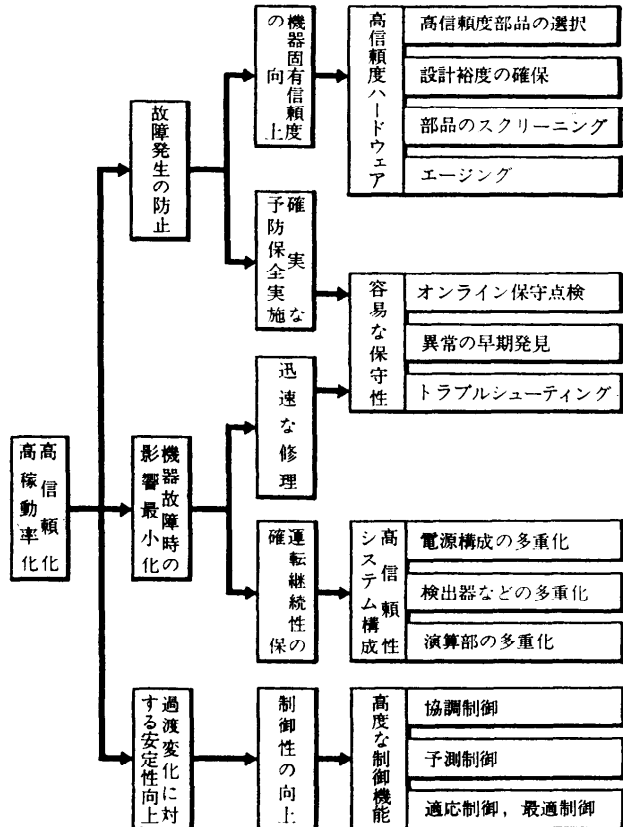


図-5 信頼度向上の着眼点と主要な具体策<sup>19)</sup>

#### 4.1 改良標準化

沸騰水型原子炉 (BWR, Boiling Water Reactor)

は米国 General Electric (GE) 社からの技術導入によったが徐々に国産化が進むにつれ改良点が明らかになった。昭和 50 年から通商産業省、電力会社、メーカーが一体となって広範な改良標準化が推進された。その項目を表-1 にまとめる<sup>19)</sup>。この中で信頼性向上に係わるものとして、自動化や改良型格納容器による作業性・保守性の向上及びプラント標準化による使用実績のある系統構成・機器を採用することによる高信頼性の維持がある。

昭和 53 年以降、各国 BWR の最新技術を統合した安全性・経済性・運転性に優れた BWR を目指して、改良型 BWR (ABWR) の開発に着手した。昭和 56 年以降は、BWR を使用する電力会社、日立、東芝及び GE 社が共同して ABWR の基本設計と実証試験を行い、昭和 60 年に終了した<sup>20)</sup>。

ABWR を信頼性向上施策の面からみると以下の技術的特徴がある。

- (1) インターナルポンプの採用により破断を想定する配管は炉心より上部に位置しかつ破断面積が小さいため配管破断事故時も炉心露出はなく事故の影響少。また、炉容器を低く設置できることにより耐震性向上。
- (2) 原子炉停止系では、従来の水圧駆動方式に電動駆動方式を加え、多様性による信頼性向上。
- (3) 系統分離を徹底し冗長性を増した 3 区分の非常用炉心冷却及び残留熱除去系。

なお、ABWR の開発と並行して新型加圧水型軽水炉の開発も進められている<sup>21)</sup>。これらの開発では、PSA によりその安全性向上を確認している。また、高速増殖炉でも、システム解析や PSA に基づき安全性の確認や設計・運転への反映を試みている。

4.2 監視制御システムのデジタル化

原子力プラントの監視制御システムは、運転性・信頼性の向上を追求し高度化を推進してきた。現在では、各系統ごとのデジタル化からそれを有機的に結合し、合理的な総合化デジタルシステムへと開発が進んでいる<sup>21)</sup>。その一例を図-6 に示す。技術的特徴は、

- (1) 高信頼性の面から各系統ごとの計装制御を可能とし、故障の影響の少ない分散構成とする。さらに、統括する上位システムを設置することにより、それらを階層化して情報の流れを整理する。
- (2) 主要制御系統はプラント稼働率信頼性向上の観点から、冗長化する。
- (3) 構成要素であるハードウェアは、マイクロプロセッサを中核として標準化・モジュール化し、各システムはモジュールをブロック的に組み合わせる。
- (4) 自動化を拡大して運転員の負担を軽減し、運転性の向上を図る。また、光多重伝送によりプラントの多量情報を集約し計算機システムと結合して整理された情報を運転員に提示し、監視・操作を容易にする。
- (5) 制御性向上のため、運転状態に応じて制御方式を変更する適応制御などを採用する。

表-1 改良標準化の項目<sup>19)</sup>

分類	項目	第一次	第二次	適用技術項目
1. 信頼性向上	(1) 耐応力腐食材料	○		原子力用 316 ステンレス鋼一次系配管
	(2) ISI の自動化	○		日立方式 RPV の ISI 自動化
2. 被曝低減	(1) クラッドの発生防止・除去	○		(1) 給水 2 段炉過脱塩方式 (2) 酸素注入腐食抑制法
	(2) 低コバルト材	○		(1) 給水加熱管 (2) 制御棒ガイドローラの無コバルト材化
3. 改良型格納容器	(1) 作業性向上	○		改良型 MARK-II 格納容器
	(2) 放射線被曝低減	○		
4. 定期検査の効率化	保守機器の自動化など	○		(1) CRD 遠隔自動交換器 (2) 燃料自動交換機 (3) 主蒸気ノズル水封プラグ (4) 保守点検ロボット技術
5. プラントの標準化	システム・配置計画など標準化		○	(1) 電気出力 1,100MW 標準プラント (2) 補機冷却系の淡水化

注) 略語説明 ISI (In Service Inspection), CRT (Cathode Ray Tube)  
RPV (原子炉圧力容器), CRD (制御棒駆動機構)

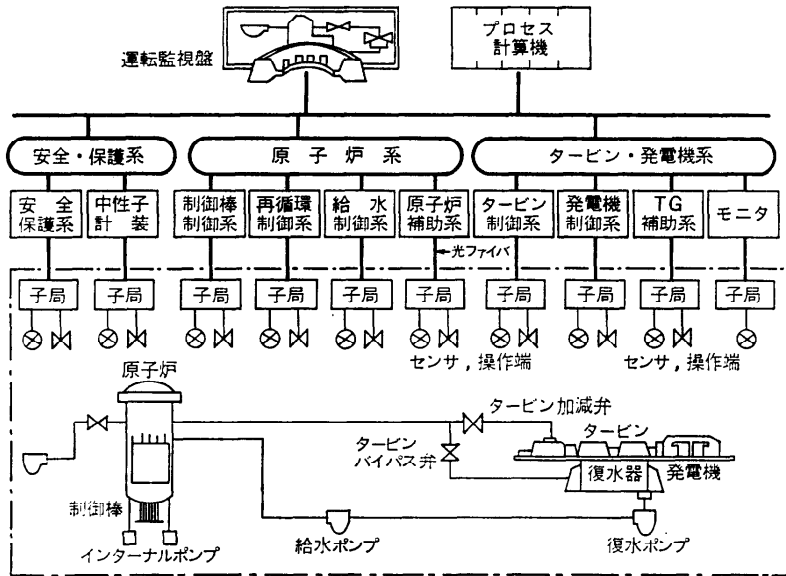


図-6 総合デジタル監視制御システムの基本的な構成<sup>11)</sup>

なお、最近では原子炉保護系のソフトロジック化が検討されている<sup>22)</sup>。

制御盤では<sup>11)</sup>、知識工学を応用した運転支援・診断・マンマシンインタフェースなどを開発中である<sup>23)</sup>。

5. 高信頼性維持のための保全活動

原子力プラントでは、機器固有の信頼性向上や信頼性設計のみでなく、検査・試験・現場点検・故障分析などの保全の面からの活動や故障診断装置の開発により総合的な信頼性向上を図っている<sup>24)</sup>。

5.1 定期検査

原子力プラントの定期検査は、年1回約3カ月にわたりプラントを停止し、機器の分解点検・劣化部品の交換及び運転中には実施できない定例試験を燃料交替と並行して行う。検査項目は200項目以上あり、そのうち100項目弱の通産省

表-2 原子炉主要機器の保守点検<sup>14)</sup>

保守点検範囲		保守点検要領	
保守点検対象機器	保守点検項目 (定検時一般定検項目は除く)	現行検査法	
		点検方法	特殊検査装置
原子炉圧力容器	容器及び溶接部	UT	ISI 装置
炉内機器	ジェットポンプビーム点検他	UT	—
制御棒駆動機構	分解点検	VT	(自動交換装置)
炉内計装品	絶縁抵抗確認	絶縁抵抗測定	(自動交換装置)
配管	鋼管 肉厚測定	UT	—
	不銹鋼管 U T 検査	UT	自動 ISI 装置
	小口径管 表面目視点検	VT (部品の PT)	—
弁類	MSIV 分解点検	VT, PT	—
	SRV 分解点検, 作動試験	VT, PT	—
	隔離弁 " "	VT, PT	—
一般弁 " "	VT, PT	—	
ポンプ	分解点検	VT, PT	—
熱交換器	"	VT, PT, UT	—
モータ	"	VT	—

注) 略語説明

ISI: 供用期間中検査, VT: 目視検査,  
MSIV: 主蒸気隔離弁, UT: 超音波探傷検査,  
SRV: 安全逃し弁, PT: 染色浸透探傷検査

検査がある。その一例として、原子炉の主要機器の保

守点検内容を表-2 に示す。

点検頻度は、故障がプラントへ及ぼす影響の大きさや故障実績から1回/年~1回/10年まで経験的に定められている。

5.2 定例試験

定例試験の試験項目と試験周期の例を表-3 に示す。

原子力プラントにおける定例試験は、系統や機器の機能確認のために行われ、約30の系統について100以上の試験項目がある。定例試験は、プラント運転中に行う試験とプラント停止中に行う試験に分けられる。また、ポンプやファンを動作させる系統試験と弁の開閉のような単体の動作確認試験がある。

試験の周期は、系統・機器の重要度や信頼性解析に基づき、毎日、毎週、毎月、毎四半期、毎年などに区分される。特に緊急炉心冷却系のような安全系では、安全の目標に合うように試験周期を定めている<sup>25)</sup>。またもし試験により故障が発見され系統の機能が達成不能と確認されれば、保安規定に基づき所定の期間中に修復する(できなければプラントを停止する)などの措置をとらねばならない。

5.3 故障分析

原子力プラントで発生した故障の情報は一般に図-7に示すような流れで計算機処理により分析・評価される。故障データは検索コードを付してデータベースに蓄えられ、この情報は計算機で検索・故障率算出・統計分析・時系列分析される。これらの結果は、運転中の保守・点検項目や改造計画の資料として、また新規プラントに対する故障の再発防止対策用にデザインレビューの資料として活用されている<sup>26)</sup>。

原子力プラントで発生する故障に関するデータの代表例には以下のものがある<sup>2)</sup>。

(1) プラントから通商産業省資源エネルギー庁に報告される故障データで、毎年約30件ある。このデータは「原子力発電所運転管理年報」として公開される。

(2) 米国には、原子力規制局に報告された異常、故障事象をまとめた Licensee Event Report がある。これを基に主要機器の故障データが得られている。

(3) 米国産業界では、Nuclear Plant Reliability Data System が開発されている。対象とする故障は、

表-3 定例試験の試験項目と試験周期の代表例<sup>24)</sup>

	対象系統	試験項目	試験周期
系統 (約20系統)	安全系統 (例: 高圧炉心スプレ系)	(1) 電動弁の開閉試験 (2) ポンプ手動起動試験 (3) 系統定格流量確認試験(約30分) (4) 計器等動作確認試験	1回/月 1回/月 1回/月 1回/年
	補助系統 (例: 計装用空気供給系統)	(1) 計装用コンプレッサ自動起動試験	1回/3ヵ月
弁	タービン主蒸気止め弁	(1) 寸動試験(全開より約5%閉) (2) 全閉試験	1回/日 1回/3ヵ月
	逃し弁	(1) 手動作動試験	1回/年(定期検査時)
計測・制御系	中性子計装系	(1) 機能試験(セット値確認)	1回/週
	原子炉緊急停止系	(1) 緊急停止(スクラム)スイッチ作動試験(トリップシーケンス確認)	1回/月

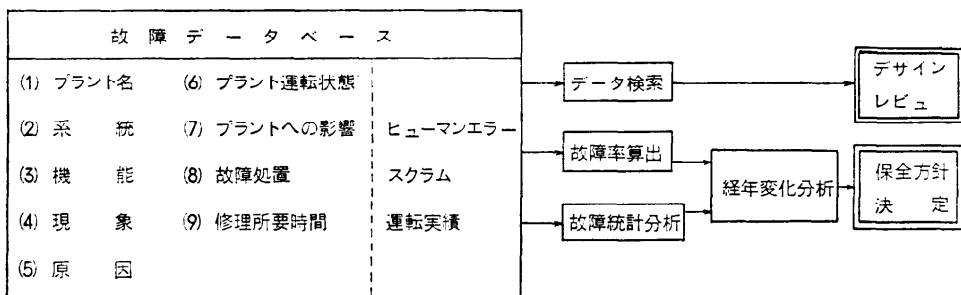


図-7 故障データ分析に基づく設計への反映及び保安計画立案<sup>24)</sup>



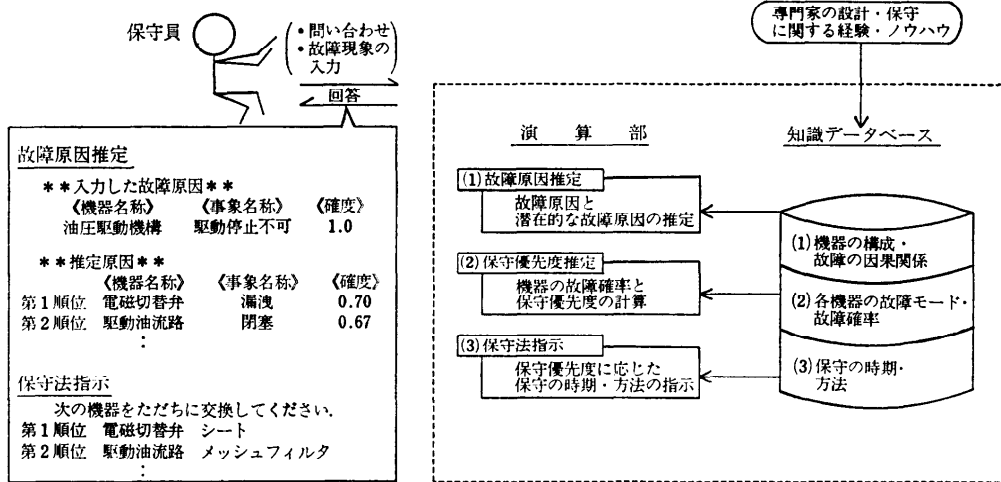


図-8 原子力プラント保守支援システムの構成\*

(a)事故の緩和に必要な機器、(b)その機能喪失が重大なプラントの過渡変化を引き起こす機器の故障であり、6,000~7,000個の機器が該当する。

これらの機器の故障データ以外に、ヒューマンエラーデータ<sup>27)</sup>、スクラム事例、運転実績なども収集、分析されている。

#### 5.4 故障診断・寿命予測

定期検査・定例試験が予防保全の中で定期保全に該当するのにたいし、故障診断・寿命予測はオンコンディション(状態監視)保全に位置付けることができる。原子力プラントで実施されている故障診断・寿命予測には特定の主要機器の故障を対象とした診断とプラント全体にわたる診断がある。

主要機器の診断の実施例には、原子炉内異物検出診断装置(ルースパーツモニタ)や発電機・蒸気・タービン・変圧器などの予防保全診断システムがあげられる。

運転支援システムには、プラントの異常事象を検知診断し対応操作をガイドする機能も含まれており、前章で述べた計装制御システムに組み込まれている。また保守支援システムは、図-8に示すようにプラント内の一般機器が故障した場合に知識工学を応用して故障原因を推定し対処法を保守員に提示するものである<sup>28)</sup>。

原子力プラントでは上記のごとき信頼性向上の努力により、原子炉自動停止(スクラム)回数はこの数年間0.5回/炉・年以下となっている<sup>29)</sup>。

## 6. 結 言

以上、原子力プラントの信頼性技術について可能なかぎり広範に述べた。詳細な内容については参考文献を参照されたい。

原子力プラントでは、稼働率の向上と安全性の確保は普遍のテーマであり、信頼性の一層の向上を目指し不断的努力がなされている。

## 参 考 文 献

- 1) 近藤: 原子力発電所における人間工学上の課題, 情報処理, Vol. 24, No. 6 (June 1983).
- 2) 近藤他: 原子力発電所の確率論的安全評価, 日本原子力学会誌, Vol. 28, No. 12 (1986).
- 3) 都甲, 石川, 斯波: 軽水型原子力発電所想定事故時安全対策資料集, アイ・エス・ユー(株)(昭和52年3月).
- 4) U.S. Nuclear Regulatory Commission: Reactor Safety Study; An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014 (1975).
- 5) 佐々木, 大沢, 富永: 原子力プラントの確率論的安全解析支援用プログラムの開発, 日立評論, Vol. 62, No. 9 (昭和55年9月).
- 6) 竹村: 確率論的安全評価手法, 原子力工業, Vol. 24, No. 9 (1978).
- 7) U.S. Nuclear Regulatory Commission: PRA Procedures Guide, NUREG/CR-2300 (Jan. 1983).
- 8) Sasaki, R. et al.: Development of Computer Program PANET to Assist Event Tree Analysis, ANS 1979 Annual Mtg.
- 9) 小林: フォールトツリー解析コードパッケージ SUPKIT の適用性に関する検討, 日本原子力学

- 会誌, Vol. 19, No. 11 (1977).
- 10) Ujita, H.: Development of SUPKIT-II: Computer Aided Fault Tree Analysis System, J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 21, No. 8 (Aug. 1984).
  - 11) Burdick, G.R. et al.: Phased Mission Analysis; A Review of New Development and an Application, IEEE Trans. on Reliability, Vol. R-26, No. 1 (1977).
  - 12) Ujita, H., Takaragi, K. and Matsushima, H.: Development of Phased Mission Analysis Method for Large Plants, J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 23, No. 2 (Feb. 1986).
  - 13) Fleming, K. N.: A Reliability Model for Common Mode Failure in Redundant Safety Systems, Proc. 6th Annual Pittsburgh Conf. on Modeling and Simulation, GA-A 13284 (1975).
  - 14) Rasmussen, J.: Skills, Rules, and Knowledge; Signals, Signs, and Symbols, and Other Distinctions in Human Performance Models, IEEE Trans. on SMC, Vol. SMC-13, No. 3 (1983).
  - 15) Swain, A.D. and Guttman, H. E.: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications, NUREG/CR-1278 (1983).
  - 16) Ujita, H.: A Probabilistic Analysis Method to Evaluate the Effect of Human Factors on Plant Safety, Nuclear Technology, Vol. 76, No. 3 (1987).
  - 17) Onodera, K. et al.: Reliability Management of Nuclear Power Plant, Proceedings of 1982 Annual Reliability and Maintainability Symp.
  - 18) Kato, Y., Yanai, K. and Shida, T.: Design and Application Technique for BWR Control and Protection System, Symp. on Reducing Reactor Scram Frequency at Tokyo (Apr. 1986).
  - 19) 内ヶ崎, 新崎, 日栄: 改良標準化ベースプラント東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の  
特徴, 日立評論, Vol. 66, No. 4 (昭和59年4月).
  - 20) 堀内, 高島, 横見: ABWR(新型沸騰水型原子力発電設備)の技術的特徴, 日立評論, Vol. 68, No. 4 (昭和61年4月).
  - 21) 野口, 藤平, 出海: 最近のBWR(沸騰水型原子炉)デジタル監視制御システム, 日立評論, Vol. 68, No. 4 (昭和61年4月).
  - 22) Gminer, L. and Voges, V.: Software Diversity in Reactor Protection System: An Experiment, Proc. IFAC Workshop on Safety of Computer Control System (May 1979).
  - 23) 木口: 知識工学の原子力への適用研究例, 日本機械学会「原子力プラントにおけるコンピュータ利用の最近の動向」講習会, 東京(昭和60年10月).
  - 24) 小野寺: 原子力プラントの故障解析, (財)日科技連「故障解析ハンドブック」IV. 第2章(1986).
  - 25) Ujita, H. and Osawa, Y.: Application of Unavailability Analysis Method to Determining Periodic Test Procedure of Emergency Core Cooling System, J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 19, No. 7 (July 1982).
  - 26) Takeda, S., Kato, K. and Kinbara, T.: Development of Safety Information Filing System, J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 15, No. 8 (1978).
  - 27) Ujita, H.: Human Error Classification and Analysis in Nuclear Power Plants, J. of Nuclear Science and Technology, Vol. 22, No. 6 (June 1985).
  - 28) 氏田他: 原子力プラント保守支援システムの開発, 日本原子力学会誌, Vol. 29, No. 7 (1987).
  - 29) Aisaka, K.: Nuclear Power Plant Scram Reduction Measures and Strategy in Japan, Symp. on Reducing Reactor Scram Frequency at Tokyo (Apr. 1986).

(昭和62年4月28日受付)