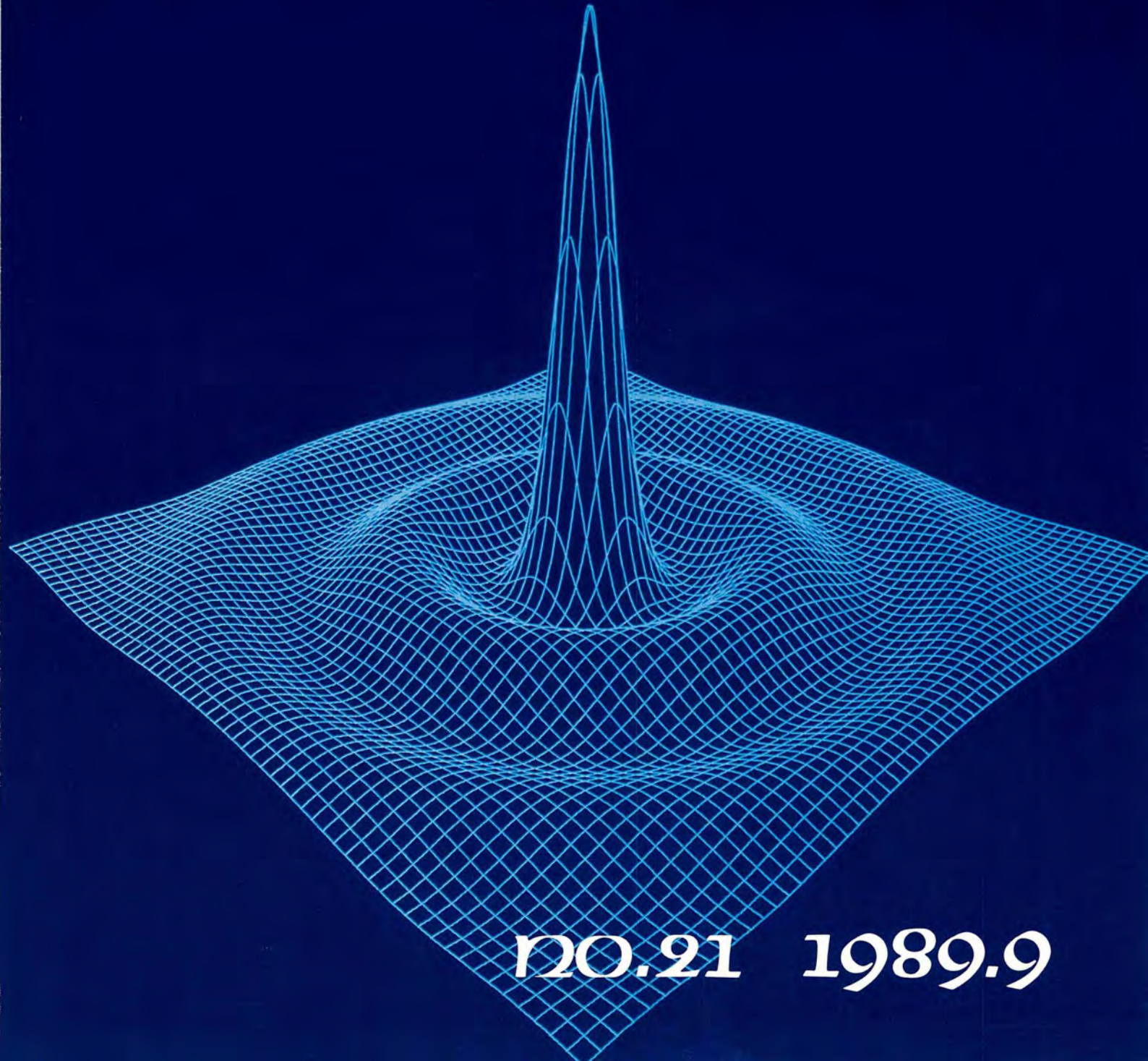


ISM 0914-7896

DENCHUKEN REVIEW

電中研レビュー

軽水炉技術の高度化を目指して

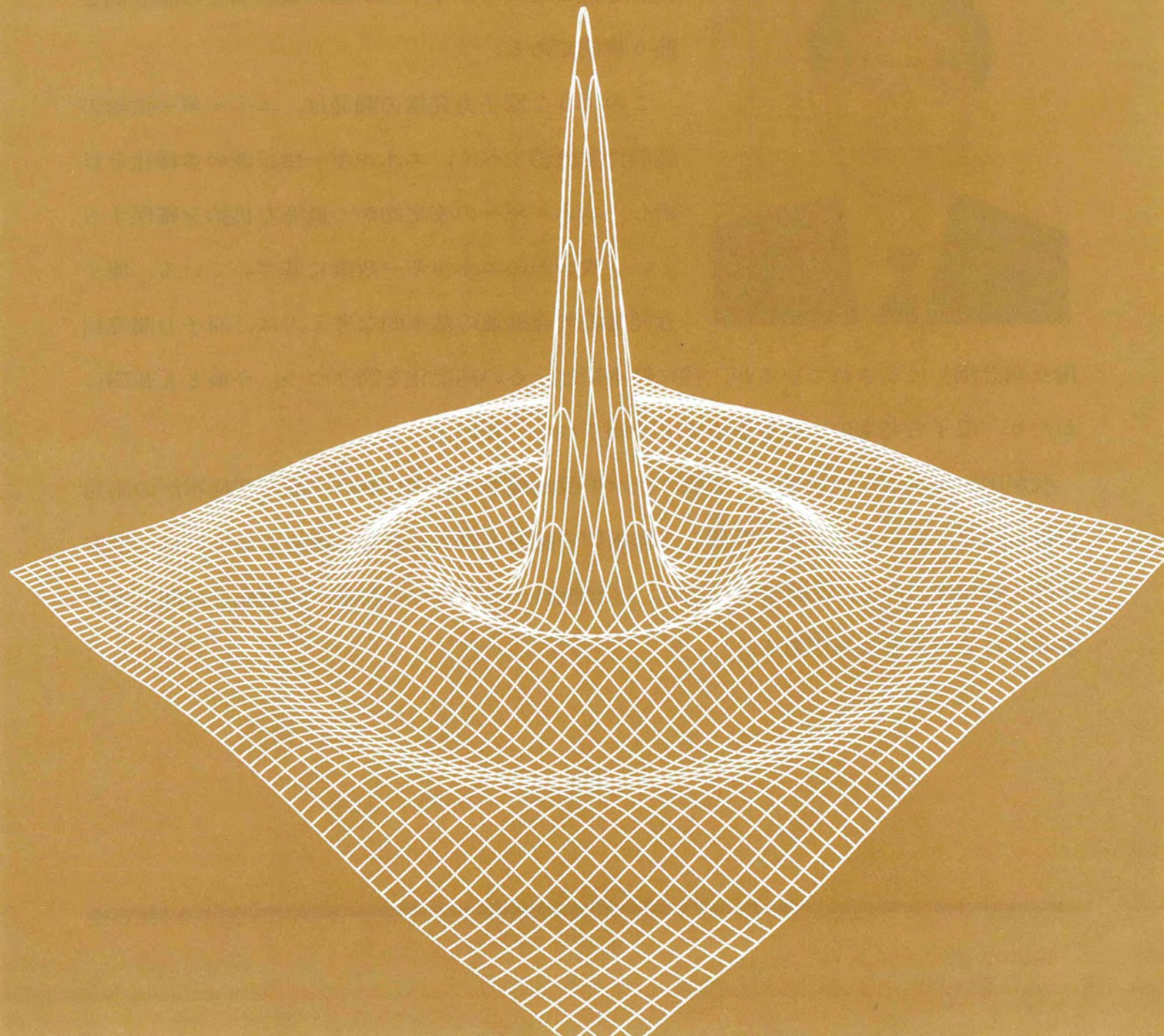


NO.21 1989.9

電中研レビュー第21号 ● 目次
軽水炉技術の高度化を目指して

編集担当●原子力総合推進室 軽水炉新技術グループ リーダー 根本 和泰

巻頭言	通商産業省資源エネルギー庁 長官官房審議官 向 準一郎	2
はじめに	電力中央研究所 常務理事 永倉 正	6
第1章 軽水炉技術の高度化研究		8
第2章 軽水炉の耐震設計法、新立地技術の高度化・体系化		
2-1 ●耐震設計法の高度化		15
2-2 ●新立地技術の開発		22
2-3 ●今後の展望		31
第3章 軽水炉の運用技術の高度化		
3-1 ●プラント運用技術の高度化		35
3-2 ●プラント機器の信頼性向上と寿命評価法の開発		40
3-3 ●放射線影響評価法の開発		50
3-4 ●今後の展望		54
第4章 原子力発電情報の高度活用		
4-1 ●原子力発電情報の収集・伝達，分析・評価		59
4-2 ●データベースの構築・拡充・活用		69
4-3 ●原子力情報の高度活用システムの開発		73
第5章 ヒューマンファクター関連技術の高度化		
5-1 ●ヒューマンファクター研究の概要		81
5-2 ●ヒューマンファクター関連情報の収集・分析		84
5-3 ●人間特性関連研究		88
5-4 ●運転員教育システムの高度化		90
おわりに	電力中央研究所 理事 高橋 希一	92



かんとうげん



我が国では、原子力発電が電力供給の基盤を支える役目を担っており、今や我が国の電力需要の約3割を賄う規模である。

このような原子力発電の開発は、エネルギー供給の脆弱性を改善すべく、エネルギー供給源の多様化を目指し、エネルギーの安定的かつ低廉な供給を確保するという我が国のエネルギー政策に基づいている。原子力発電の開発推進の基本的な考え方は、「原子力開発利

用長期計画」に示されているが、特に軽水炉は、その高度化を図りつつ、今後とも長期にわたり、原子力発電の主流を占めると予測されている。

我が国の軽水炉については、先般、軽水炉改良標準化計画において改良型軽水炉の開発が行われた。しかしながら、今後とも軽水炉の開発・導入を着実に進めていくには、①安全性・信頼性の向上、②経済性の向上、③核燃料サイクルへの対応、④運転性の向上等が求められているところである。

かかる観点から、具体的な軽水炉高度化の方向としては、既存型軽水炉については、主に廃止措置を含めたプラントの全生涯を見通した上での高度化(コスト、作業者の受ける線量、使用済燃料等の低減化等)に、また、新しい軽水炉の開発については、将来の社会的経済的要請(エネルギーセキュリティの確保、経済性の向上、地域社会の調和等)に十分応える次世代型軽水炉の開発にあると考えられる。

また、我が国の軽水炉は、故障・トラブルの件数は、他の諸国と比べて極めて少ない上に、今まで発生した故障・トラブル等が確実に検出され、原子炉は安全に停止しており、万全の安全確保対策が行われている。軽水炉の高度化を図る上でも、万全の安全確保対策のより一層の充実を図ることが重要である。

今般、電力中央研究所において「軽水炉技術の高度化を目指して」というテーマで日頃の研究成果をまとめられたことは大変よろこばしいことと考えている。

今後とも関係各位におかれては、軽水炉技術の高度化に一層の御尽力を期待する次第である。

通商産業省資源エネルギー庁 長官官房審議官

向 準 一 郎

〔電力中央研究所 参与〕

電中研「軽水炉技術の高度化関連研究」の歩み（1976～1988）

西暦	当所の状況		日本と世界の状況
	組織・研究推進体制・大型設備など	研究の動き	
1976	日本原子力発電が当所に参画 放射線総合研究施設が竣工(狛江) 極低レベル環境放射能実験装置が完成(狛江)	電力系統擾乱時の軽水炉動特性解析手法の開発に着手	科技庁に原子力安全局を設置 発電用原子炉施設耐震設計に関する審査指針が制定 中部電力・浜岡原子力発電所が営業運転開始 原子力工学試験センターの設立
77	炉特性解析装置が完成(狛江) 生理代謝機能実験設備が完成(狛江)	軽水炉蒸気発生器の信頼性研究を開始 防護服・作業服の着用性能向上のための研究開始	四国電力・伊方発電所が営業運転開始
78	世界最大の大型造波水路が完成(我孫子)	コンクリート格納容器模型実験を開始	日本の原子力発電1,000万kW突破 原子力安全委員会が発足 高速増殖炉実験炉「常陽」定格出力を達成 新型転換炉「ふげん」定格出力を達成 日本原子力発電・東海第2発電所が営業運転開始
79	原子力発電研究総合本部を設置	蒸気発生器所有者連合に加入	米国INPOの設立 米国TMI原子力発電所で事故発生 通産省が立地ヒアリングの公開を制度化 関西電力・大飯発電所が営業運転開始
80	エネルギー技術開発本部を設置 原子力発電技術開発部を設置 米国EPRIのNSACに加入	国内外原子力発電所故障データ収集の研究を開始	新エネルギー総合開発機構(NEDO)が発足
81	原子力等4重点分野を設定 高温・高圧放射能蓄積実験装置が完成(狛江) 電研電算機システム運用開始	原子燃料プール自動洗浄装置の開発 第四紀地盤立地の研究を開始 地下新立地技術の成立可能性の検討を開始	国産ウランで初の営業運転 原子力委員会が初の原子力安全白書を発表

西暦	当 所 の 状 況		日本と世界の状況
	組織・研究推進体制・大型設備など	研 究 の 動 き	
1982	米国INPOに加入	コンクリート格納容器の衝撃試験を開始 コンクリート格納容器技術基準案を作成	東京電力・福島第二原子力発電所が営業運転開始
83	研究開発本部のもとに原子力部と原子力情報センター(NIC)を設置 交直流電力系統シミュレータが完成(狛江)	原子炉圧力容器と配管の長寿命化の検討を開始 原子力発電所からの長距離送電方式の実験を開始	スウェーデン電力系統大停電事故発生により全原子力発電所がスクラム
84	国内各電力会社との情報通信網が完成	原子力プラント信頼性研究が本格化 ステンレス配管のLBBの研究に着手 海上新立地技術の成立可能性の検討を開始 地盤の耐震性判定方法を標準化	東北電力・女川原子力発電所が営業運転開始 九州電力・川内原子力発電所が営業運転開始
85	NICに日本-米国-欧州の原子力発電の情報通信網が完成(狛江)	軽水炉プラントの長寿命化研究に着手 高燃焼度燃料の研究を開始 新しい耐震設計法の開発研究に着手	東京電力・柏崎刈羽原子力発電所が営業運転開始 日本の原子力発電稼働率が76%の記録達成
86	FBR, 原燃サイクル, 軽水炉新技術の各PTを設置	AI技術による異常事象再発防止システムの実用化研究に着手	ソ連チェルノブイリ発電所で事故発生 国が原子力発電21世紀ビジョンを発表
87	ヒューマンファクター研究センターを設置 原子力研究開発推進会議を設置	軽水炉の長寿命化研究を本格化 次世代軽水炉の研究を開始 放射線ホルミシス効果の研究に着手 炉材料の長期照射試験を開始 ヒューマン・ファクター関連技術の高度化研究を開始 地下立地技術を完成	チェルノブイリ事故評価の総括と人間問題解決策の模索
88	WANO(世界原子力発電事業者協会)東京センター設置準備に協力	次世代軽水炉研究を充実 第四紀地盤立地技術をほぼ完成, その体系化を進める	地球規模環境問題がクローズアップ 「朝まで」テレビ討論等, 反原子力運動の高まりと原子力PA対策の強化

はじめに

常務理事 永倉 正



チェルノブイリ原子力発電所の事故を契機として、わが国においても草の根的な反原子力運動が広がりを見せ、原子力を取り巻く環境は非常に厳しい情勢にある。一方で、地球規模の環境問題がクローズアップされ、特に地球の温暖化対策として、CO₂ 排出量の大幅な削減が先進国に求められている。この対策としては、省エネ、CO₂ 発生が少ない燃料への切換、CO₂ の固定・回収等が考えられるが、このような環境への影響の少ない原子力が、結果として現実的、効果的な対策の一つとなっていかなざるを得ないであろう。

何れにしても原子力は、欠かすことのできない優れたエネルギー源として、その役割は、一層重要性を増していく。そして、現在の軽水炉時代から原子燃料サイクルを確立させる時代、さらに、近い将来のFBRの実用化を目指す時代に入っている。

このような認識に立って、当所は電気事業の現状を踏まえて将来を展望し、長期的視点に立った原子力研究開発戦略をもって、研究を推進しているところである。

既に軽水炉による原子力発電が定着し、今後ともこれが継続されていくが、そのためには、「技術はすでに十分確立された」と言われる軽水炉についても、新しい視点から見直し、例えばプラントのトータルライフ的な観点からの最適化や、人間との係わりの重視、あるいは革新技术への挑戦など、軽水炉技術のより高度化を図る努力が必要と考える。

現在当所では、電気事業のニーズ、要望に応える研究として、原子力情報の高度活用、ヒューマンファクターや機器運用関連技術の高度化、などの研究を引続き推進するほか、新たに、軽水炉プラントの長寿命化技術の体系化や次世代の軽水炉技術の検討・評価、研究などに取り組んでいる。

また近年、放射線による影響は、ある低い領域では生物にとってむしろ有益である、とする「ホルミシス効果」の研究が各国において進められ、大いに注目されている。これが解明されるならば、原子力に対する一般の認識を深める上で大きな意義をもつものと考え、新しい分野の研究として、このホルミシス効果の研究にも着手している。

このような新しい研究のベースとなっているのが、当所がこれまで蓄積してきた研究成果である。当所は、これまで、絶対的な安全性の確保を基本として、かつ、極めて経済性に優れた原子力発電の研究開発に努めてきた。その結果、軽水炉による原子力発電の設計・建設・運転・保守の各段階にわたり、多くの研究成果をあげることができた。

その主なものは、耐震設計法・新立地技術の開発、プラント運用技術の高度化、原子力発電情報の高度活用、ヒューマンファクター関連技術の開発などの分野であり、本「レビュー」においては、軽水炉技術に関するこれまでの研究成果について、紹介することとする。



第 4 章

軽水炉技術の高度化研究

第1章 軽水炉技術の高度化研究 ● 目次

原子力総合推進室 軽水炉新技術グループ リーダー 根本 和泰

1-1 軽水炉技術の高度化研究.....	9
----------------------	---

1-1 軽水炉技術の高度化研究

当所では1967年に原子力発電技術研究室を設置して以来、原子力、特に軽水炉分野の研究の拡大・充足を図ってきた。1983年には研究開発本部に原子力部を組織し、さらに1989年7月には、原子力総合推進室を設置し、狛江研究所、我孫子研究所における原子力研究を統括した総合推進体制を整備した。

以下に、当所がこれまで進めてきた軽水炉技術の高度化に関する研究の概要を述べる。

(1) 耐震設計法・新立地技術の高度化・体系化

我孫子研究所の土木部門では、水力・火力発電所の耐震設計や立地技術に関する研究を基に、原子力分野へ展開し、1965年頃から原子力発電所の港湾施設の水理実験を開始するとともに、原子力地点の地質調査を実施してきた。

そして、

- 温排水の拡散予測手法
- 原子力発電所の地質・地盤の調査・評価法

等により、国内の原子力発電所の建設に役立ててきた。

耐震設計に関して、

- 原子力発電所の港湾構造物の設計技術
 - コンクリート製大型原子炉格納容器の実用化
- などを実施し、さらにこれらを基盤として、
- 断層活動性の評価
 - 耐震設計入力用の基準地震動の策定
 - 取水管など原子力発電所の屋外重要構造物への限界状態設計法の適用

を実施している。

また、新たな立地点を確保する研究として、

- 第四紀地盤や軟質岩盤での立地技術
- 地下および海上立地技術の可能性の把握

などを進めている。

(2) プラント運用技術の高度化

当所は1971年以来、原子力発電所の運用・保守に関する研究を進めてきたが、1977年に原子炉特性解析のための専用の電算機設備を設置し、

- 安全解析コードの整備および事故評価についての研究
- 燃料棒の挙動解析と燃焼管理システムの開発
- 電力系統の運用のための原子力発電所の動特性解析手法の開発

などにより、電力会社のニーズに応じてきた。

さらに、

- 燃料の高燃焼度化と改良燃料の評価
- 原子力発電所と電力系統との協調運用制御

などの研究を実施している。

(3) プラント機器の信頼性向上と寿命評価法の開発

火力発電所におけるボイラー水質管理面の研究や、配管ならびに機器等の金属材料に対する腐食問題についての経験を基盤として、1970年頃から、

- 原子炉冷却水の水質管理および除染研究
- 原子力発電所での応力腐食割れ(SCC)研究
- 蒸気発生器の信頼性研究

などを実施してきた。

これらを基盤として、

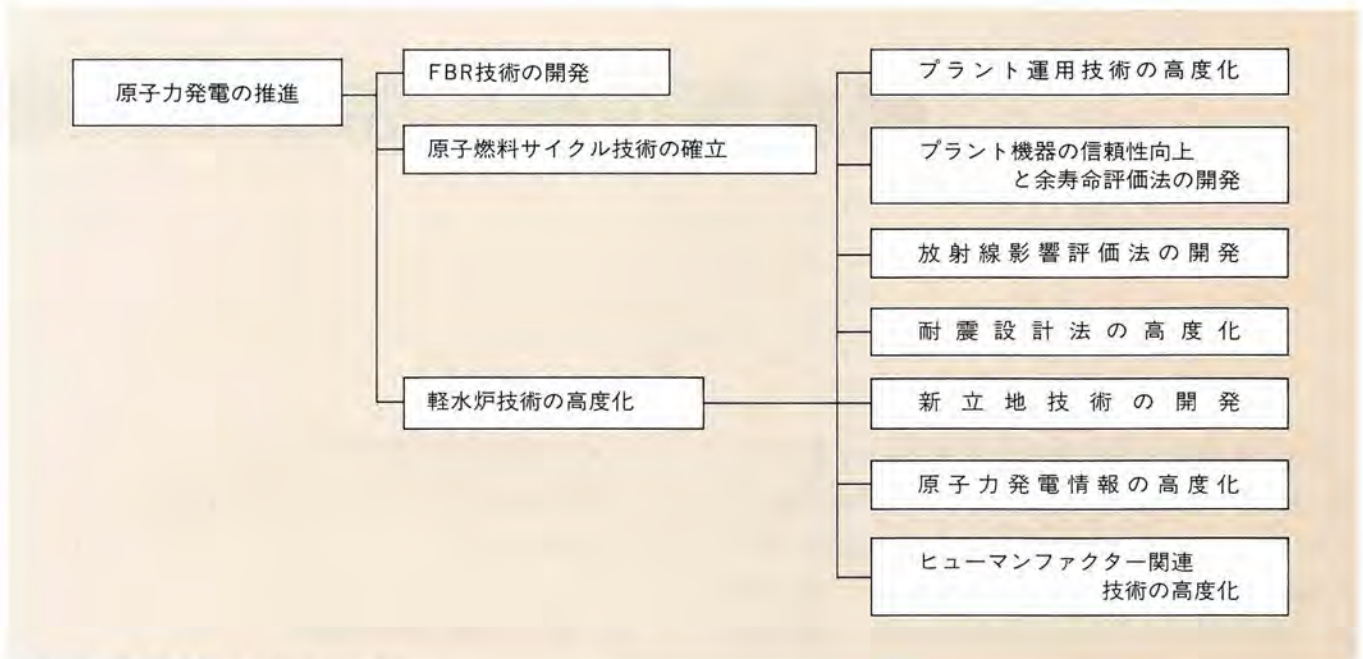


図1-1 電力中央研究所の軽水炉研究

- LBB(破断前漏洩)など配管信頼性評価と機器診断技術
- 原子炉構造材料や機器の寿命評価

について実施している。

(4) 放射線影響評価法の開発

放射線の影響評価については、1973年頃から個人被ばく管理や環境放射能などの研究を開始し、排ガス拡散評価に関して、火力での環境影響評価手法として実績のある風洞実験手法を適用してきた。

このような実績のもとに、

- 被ばく線量評価など放射線の管理技術の高度化およびホルミシス効果の検討
- 数値予測手法など大気拡散評価手法の高度化

について実施している。

(5) 原子力発電情報の高度活用

当所では原子力分野の研究を開始して以来、原子力発電所の運転・保守に関する調査研究を進めてきた。すなわち1972年頃に原子力発電所の信頼性研究に着手し、引きつ

て安全解析研究、保守作業実態調査などの研究を実施してきた。その後、1979年に発生した米国TMI原子力発電所での事故を契機として、運転・保守情報交換の重要性が認識され、そのための情報収集に拍車がかけられた。そして、電気事業の協力のもとに、1983年6月に原子力情報センター(NIC)が設置された。同センターには内外の運転保守情報を収集するとともに、電力会社に対して実務経験に基づいた確かな情報の分析・評価と情報提供を進めている。また1989年5月にモスクワの設立総会で正式発足した世界原子力発電事業者協会(WANO)の東京センターが狛江研究所構内に置かれることとなり、WANOとの密接な関係が期待されている。

現在、原子力情報センターでは、

- 原子力情報の収集・伝達、分析・評価
- データベースの構築・拡充・活用
- 原子力発電情報の高度活用システムの開発

などを実施している。

(6) ヒューマンファクター関連技術の高度化

1977年頃より作業服の着用性向上、さらには作業者の生理状況をモニターし分析する手法の開発等を進め、原子力

発電所の作業環境の改善を図ってきた。1986年のソ連のチェルノブイリ事故の発生を契機として、原子力発電所のヒューマンファクターの研究を体系的・総合的に研究することが痛感され、1987年7月に所内の専門家と電力経験者を加えた専門組織としてヒューマンファクター研究センター(HFC)を狛江研究所構内に設置した。

同センターでは、ヒューマンエラーの経験を教訓として活かすため、

- ヒューマンファクターに起因する異常事象情報の分析評価
- ヒューマンファクターに関するデータ収集方式の確立とデータベース構築

さらに、人間に関する基礎的な行動特性を評価・把握するため、

- 運転保守作業の人間に与える影響の評価
- 人間信頼性を考慮したシステム信頼性評価
- 人間バックアップを目的とする知識工学による高度能力開発システムの開発

を実施している。

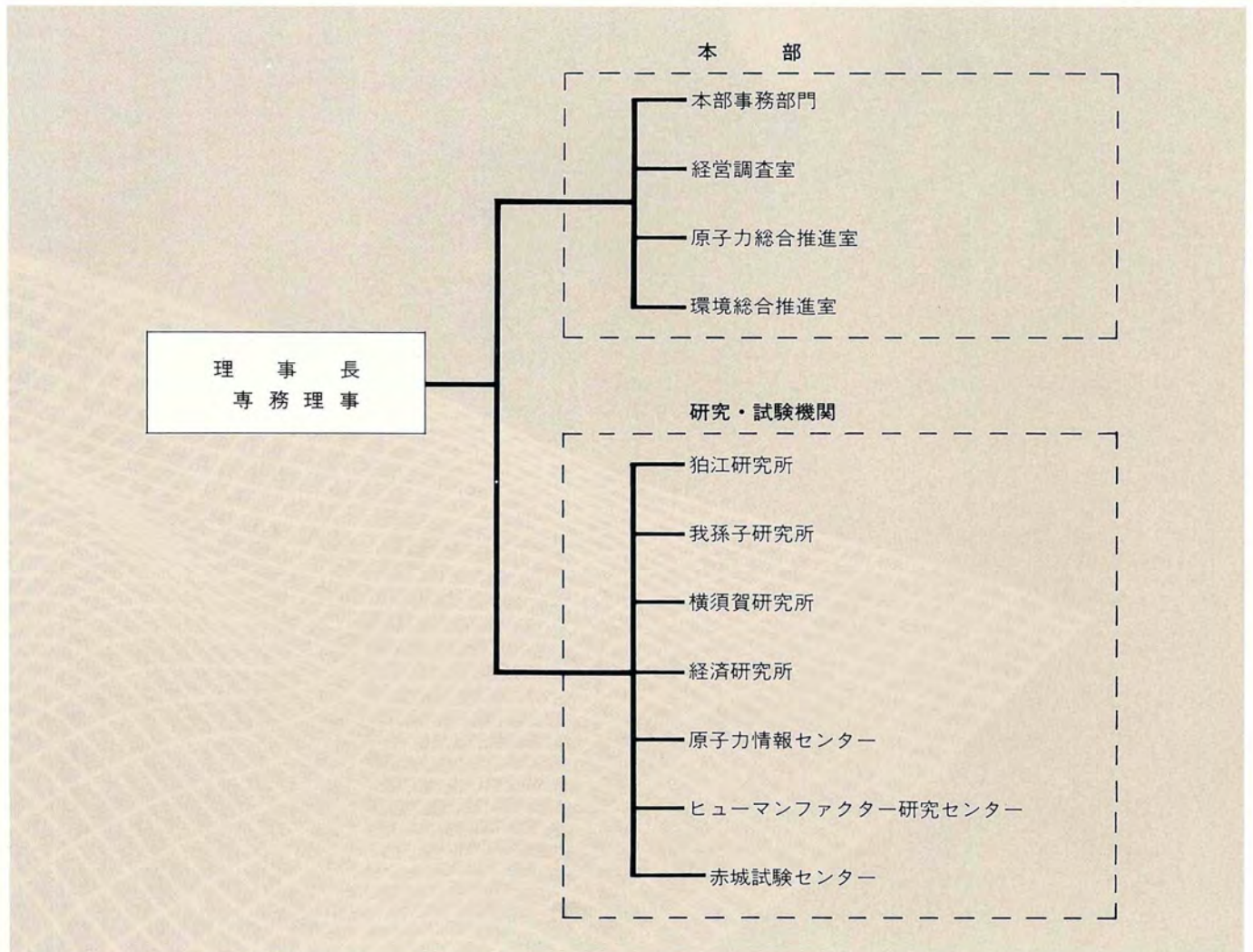
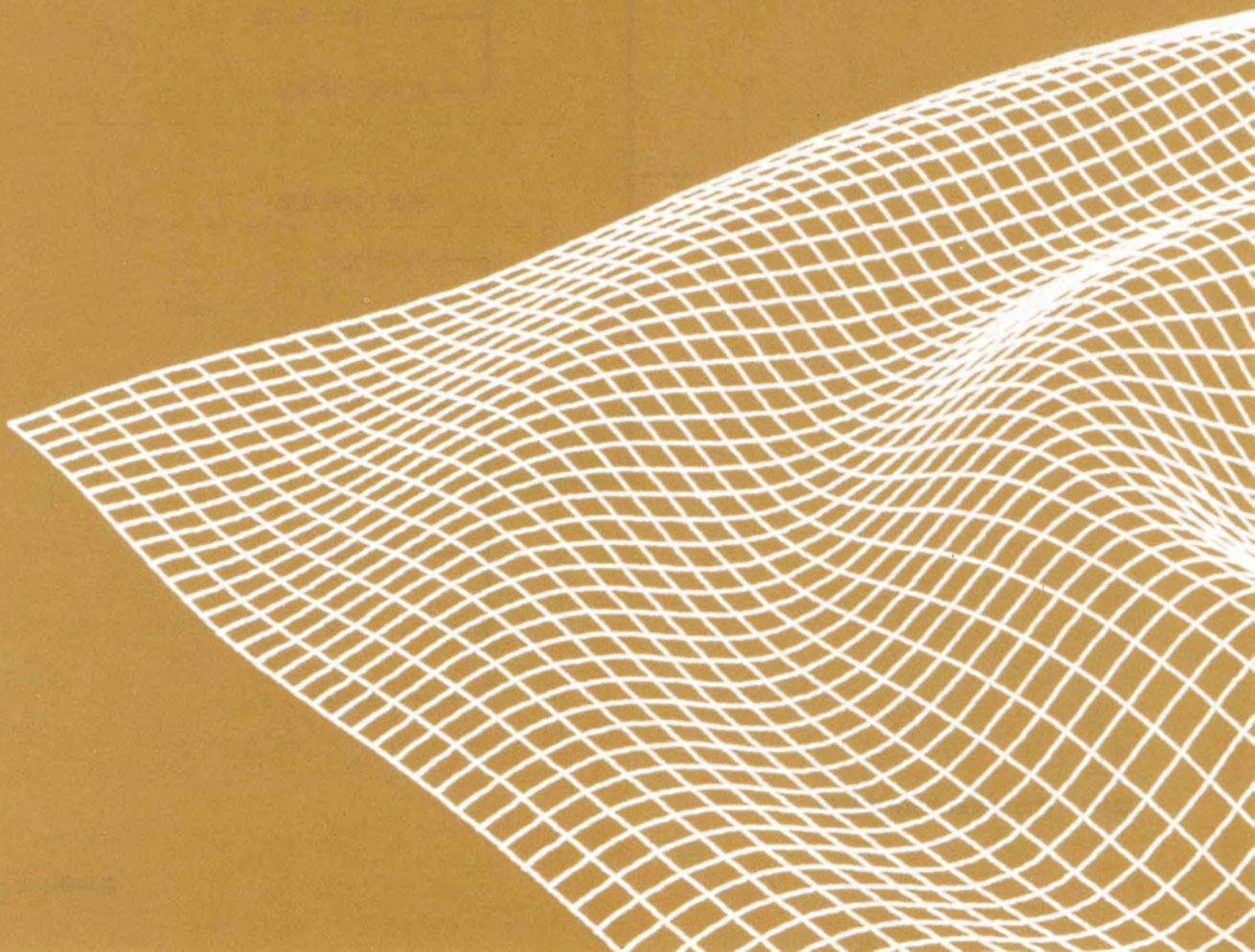
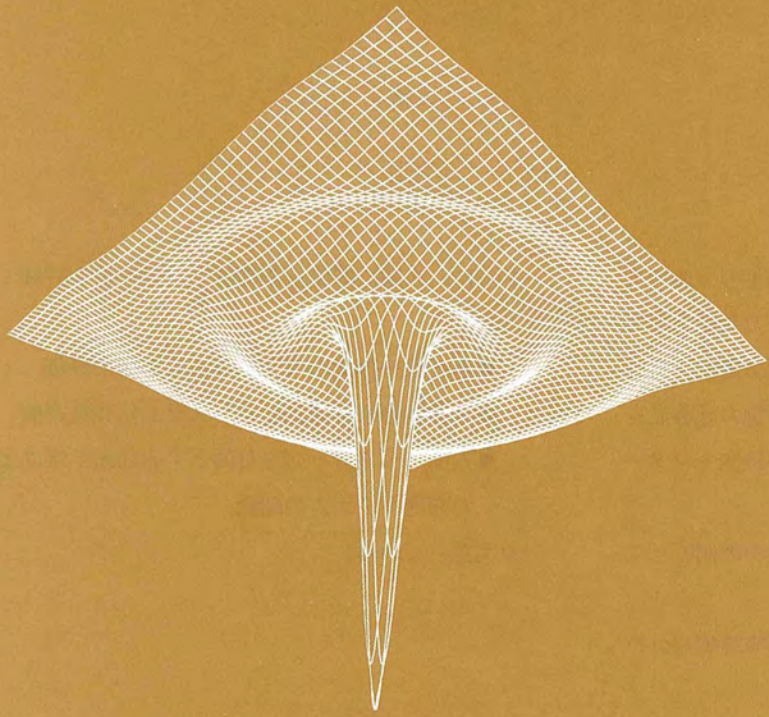


図1-2 電力中央研究所研究組織



第 2 章

**軽水炉の耐震設計法，
新立地技術の高度化・体系化**

第2章 軽水炉の耐震設計法、新立地技術の高度化・体系化 ● 目次

我孫子研究所 副所長	江刺 靖行
我孫子研究所 FBR部 免震研究室長	石田 勝彦
我孫子研究所 立地部 主席専門役	日比野 敏
立地部 土質研究室 専門役	緒方 信英
立地部 地質研究室 主任研究員	宮腰 勝義
我孫子研究所 耐震部長	松井 家孝
耐震部 主席専門役	青柳 征夫
我孫子研究所 水理部 主席専門役	鹿島 遼一

2-1 耐震設計法の高度化	15
2-2 新立地技術の開発	22
2-3 今後の展望	31

2-1 耐震設計法の高度化

地震の多い我が国では、原子力発電所施設の建設にあたっては、過去に建設地点周辺で起きた最大規模の地震や今後起こる可能性のある最大規模の地震を考慮して耐震設計を行うことになっている。すなわち、原子力安全委員会が定めた「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(1981)に加え、原子炉安全専門審査会が定めた内規「原子力発電所の地質・地盤に関する安全審査の手引」(1978)に示された基本に従って建設を行うことが求められている。そのため、地震動の設定、綿密な地盤の調査・試験、および精度の高い地盤の安定解析、ならびに合理的な耐震設計、施工を行うこととしている。

我が国の地質・地盤や地震の条件は多種多様であるため、これまで各サイト毎に諸条件を加味して地質・地盤の調査・試験計画を作成して調査試験を実施し、耐震設計、施工に反映してきた。そのために、安全審査の過程で調査・試験・耐震設計のやり直しや、あるいは必要以上の調査・試験・設計を行うなど、合理性に欠け、経費や日時を費やすことが多かった。これに対処するため、当所では1979年来、まず、これまで行われてきた多種多様な地質・地盤についてその調査・試験と発電所施設の地震時の安定解析および耐震設計・施工の関係を体系化するための研究に取り組んできた。

すなわち、1979年度から1983年度までは岩盤立地を対象として、関連した電力共通研究2課題「地盤の評価に関する研究」「不均質地盤の評価に関する研究」を包含した「地質・地盤の工学的評価」について研究を推進した。それらの研究で得られた原子力発電所地質・地盤の調査・試験法および地盤の安定性評価法の標準化案は、すでに耐震設計

に関する国の安全審査の内規に反映されている。

その後、この時点で未解決の課題として残された、建設地点の地震動に関する「断層活動性評価」、設計用入力地震動策定法の高度化、建設地点の地盤の工学的評価における「地盤のバラツキの評価」、設計用入力地震動評価および新しい耐震設計法等における「限界状態設計法の屋外重要土木構造物設計への適用」等の研究に取り組んできた。図2-1-1に耐震設計法の高度化のためのこれらの課題の研究の流れを示す。

2-1-1 断層の活動性評価

耐震設計で考慮しなければならない地震は、これまでわかっている歴史上記録に残されている地震などのほか、断層の規模等によって決められる。原子力発電所の立地選定に当たっては、まず、その地点に地震源として影響をおよぼす可能性の大きい断層の調査を行う必要がある。このため原子力発電所の周辺に分布する断層が地震を起こす断層であるかどうかを調査する必要がある。そして、過去の断層活動の発生間隔、最終活動の年代、規模から、適切に設計のための地震動を設定することが重要である。

当所では、断層の活動年代を、断層内の鉱物を用いて直接計測する手法を独自に開発してきた。すなわち断層の中の鉱物の表面の形状から活動年代を判定する方法および、自然放射線によって生じる鉱物中のキズの量の変化から判定する方法などである。実際の原子力発電所の建設にあたり、当所はこれらの手法を適用し、立地計画の推進に貢献している。

さらに当所は、断層の活動性を一層明確にするため、国内で最大規模の地震を引き起こした著名な地震断層について、断層を横断する溝を掘ること(トレンチ掘り)により断層の構造を明らかにすることを計画、実施中である。すなわち、中部地方の濃尾地震(1981年)を引き起こした根尾谷断層、三河地震(1945年)を引き起こした深溝断層、および東北地方の陸羽地震(1896年)を引き起こした川舟断層等を選定し、これまでに根尾谷断層と深溝断層について調査を実施した。その結果、断層の長さ・深さ、変位量等の規

模と地震の関係が明らかになった。また、深溝断層ではトレンチ調査に先立ち、物理探査法、地化学探査法、ボーリング調査などを実施し、数mの厚さの堆積層の下側にある断層の存在と規模を探査できることを確認した(図2-1-2)。

今後、さらに形態の異なる断層調査の結果を集大成することにより、地表に露頭していない深い断層の活動性と規模を、トレンチ掘りを行うことなく、精度よく探査する手法を開発する方針である。これらの成果によって断層から発生する地震動の大きさを適切に評価し、設計用入力地震

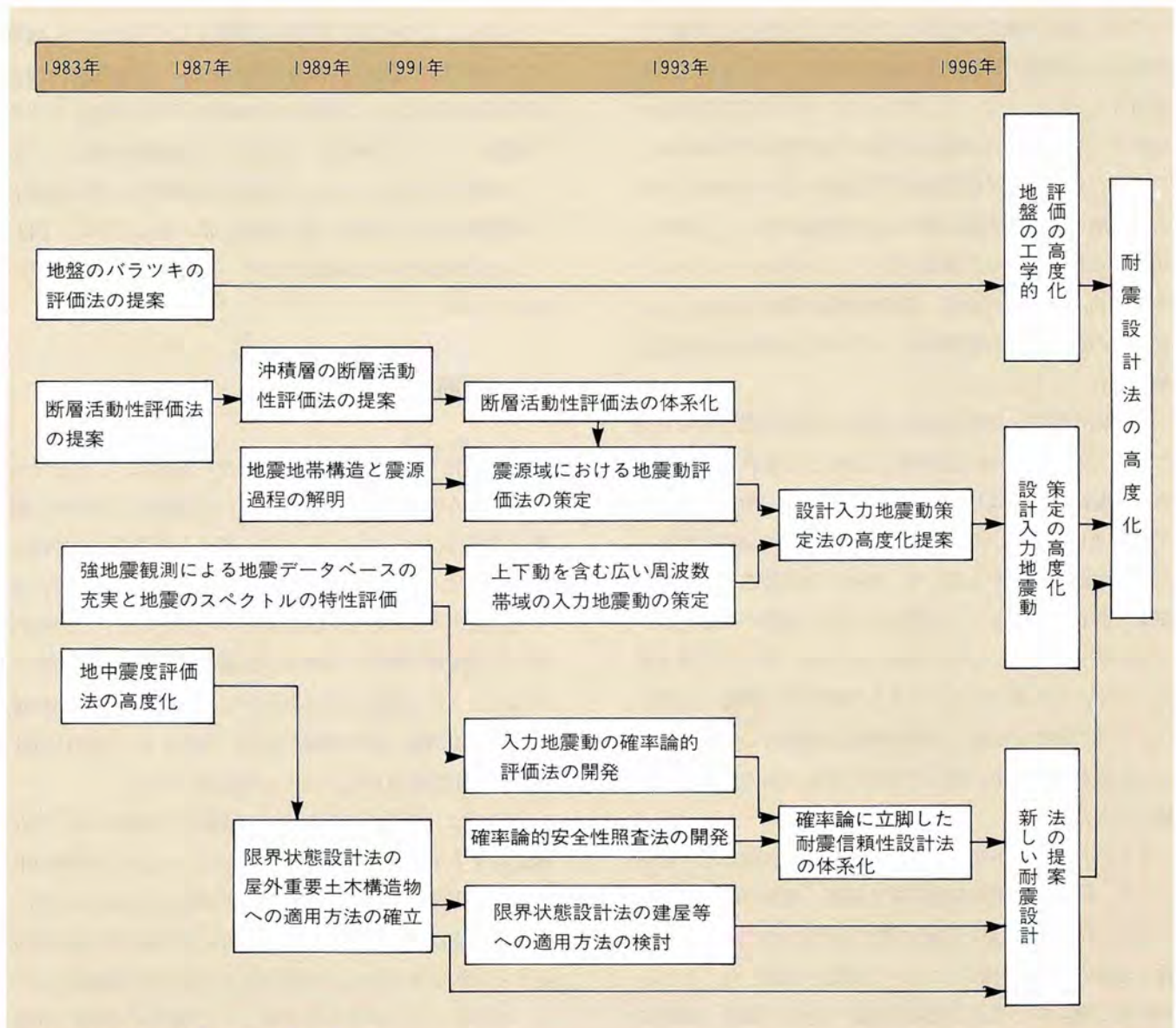


図2-1-1 耐震設計法高度化研究の流れ

動の策定に不可欠な合理的な資料を提供していく。

トレンチ調査に先立ち、物理探査法等により、地下の断層の存在する位置、規模を予測した(1)。これは地層中を伝わる弾性波速度の違う層(V_1, V_2)の境界面の形状から断層を

推定したものである。ほぼ推定された位置とトレンチ掘りの結果がよく一致していることが確認された(2)、(図2-1-2)。

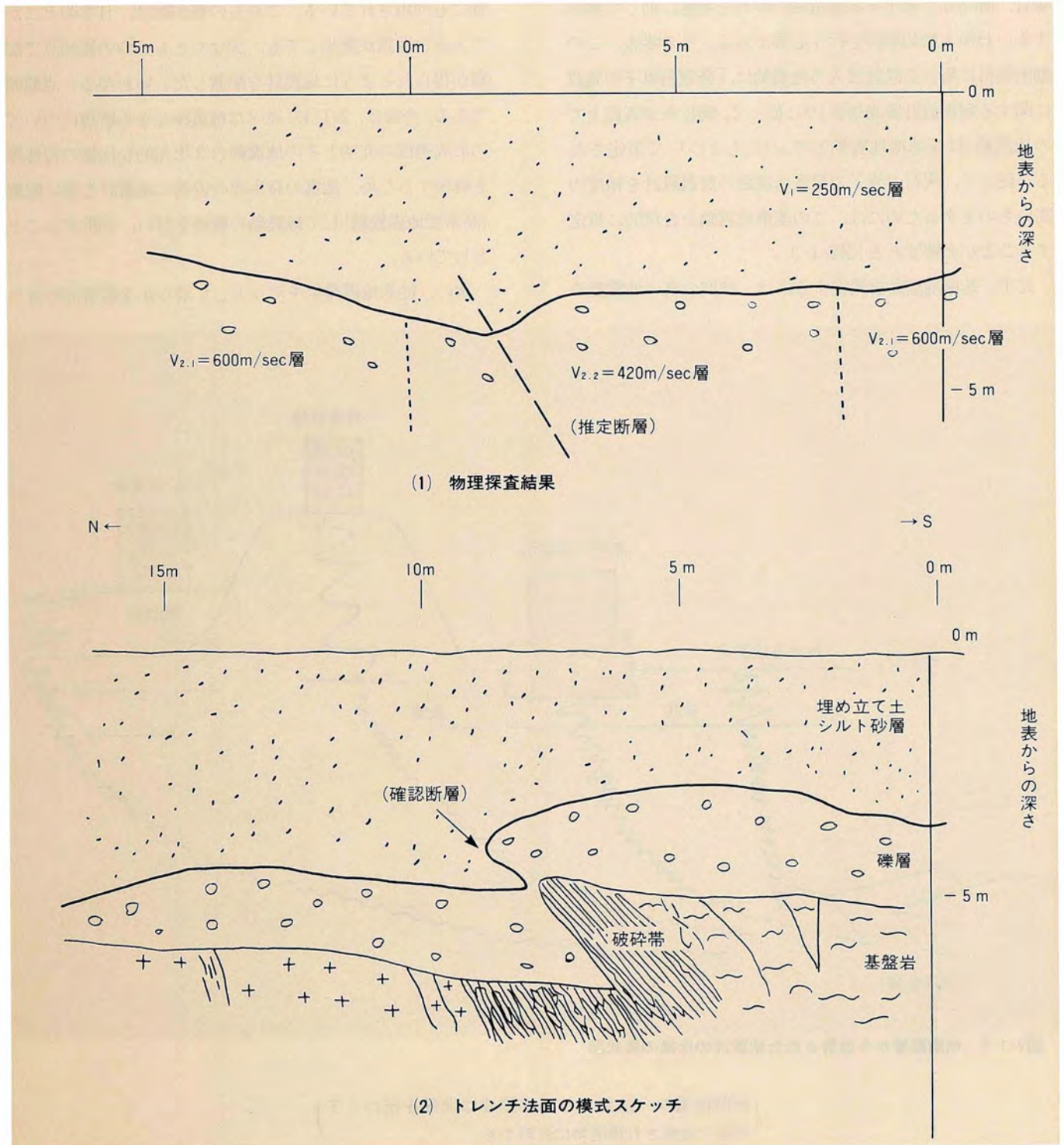


図2-1-2 深溝断層調査結果

2-1-2 基準地震動*1の策定

原子力発電所の建屋など重要な建造物の耐震設計を行う場合、時々刻々変化する建造物のゆれを実態に則して解析するいわゆる動的解析を行う必要がある。その場合、この動的解析に用いる設計用入力地震動は、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」*2に従って、解放基盤表面上での地震動(以後基準地震動と呼ぶ)にもとづいて策定される。従って、現行の原子力発電所建屋の耐震設計を精度の高いものとするためには、この基準地震動を合理的に策定することが必要である(図2-1-3)。

まず、基準地震動を策定するには、精度の高い地震動の

観測を行う必要があるが、当所ではこれまで全国36ヶ所の岩盤上において地震動の観測を行っている。そして現行の原子力発電所建屋の耐震設計に必要な短周期を主としたデータを、データ・バンクに収録しており、これは各電力会社にも利用されている。これらの観測網は、日本のどこかで大きな地震が発生しても、少なくとも一つの観測点で記録が得られるように地震計を配置した、いわゆる一点観測である。今後は、2-1-1に述べた地震源となる断層についての形成過程の究明とその地震動の3次元的な伝播の特性等を解明するため、地震の発生源の近傍に地震計を密に配置(高密度地震観測)して地震動の観測を行い、分析することとしている。

次に、従来地震発生モデルとして滑らかな断層面の滑り

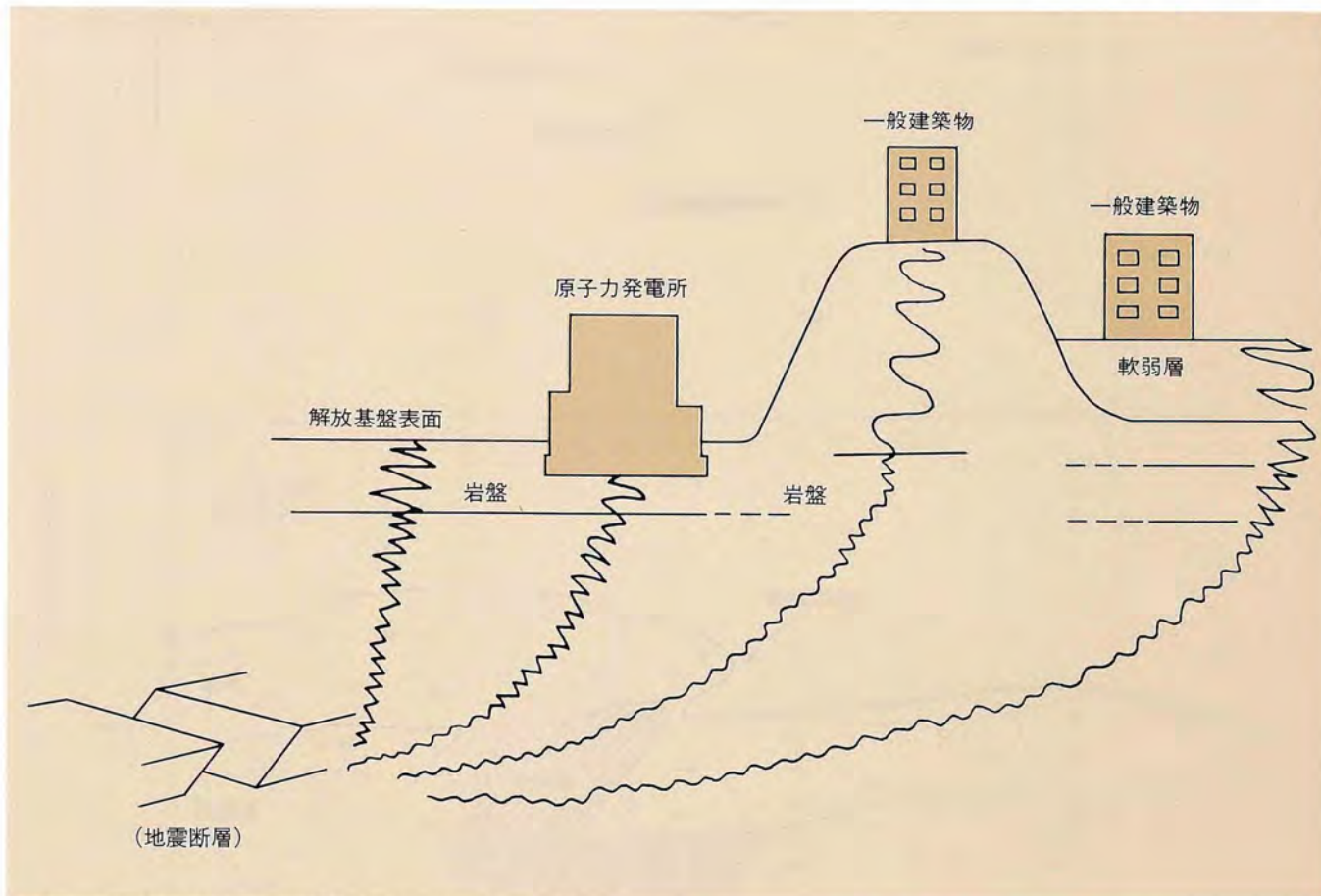


図2-1-3 地震断層から放射された地震波の伝播の模式図

(地震断層から放射された地震波は地殻を伝わって表層で増幅され建造物に作用する。)

によるものと仮定されていたが、これでは原子力発電所の耐震設計に必要な短周期の地震動を策定することが出来なかった。そこで、当所では、断層面は地震発生時には滑らかに滑るのではなく、ギクシャクとした滑りを生ずるといふ物理現象を数学的にモデル化する手法を開発し、これによって、短周期の地震動を推定することが可能となった(図2-1-4)。さらに、このモデルでは、精度の高い地震動の予

測はできるが、パラメータが多くて利用に不便な点があるため、地震のマグニチュード、震源距離、それと地震の起こる前と、起きた後の断層面上の応力の変化分(応力降下量)の三つのパラメータで基準地震動を策定する方法に改良し、地震観測記録との対比から、その方法の有効性を確認した(図2-1-5)。

基準地震動については、これまでは、現行の原子力発電

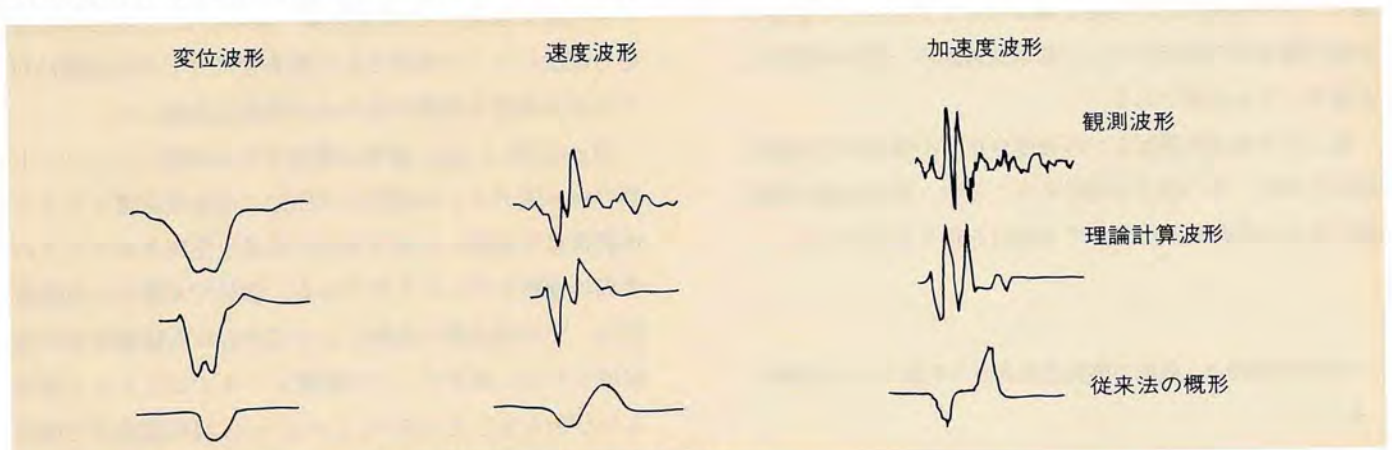


図2-1-4 断層モデルによって計算した理論波形と観測波形との比較

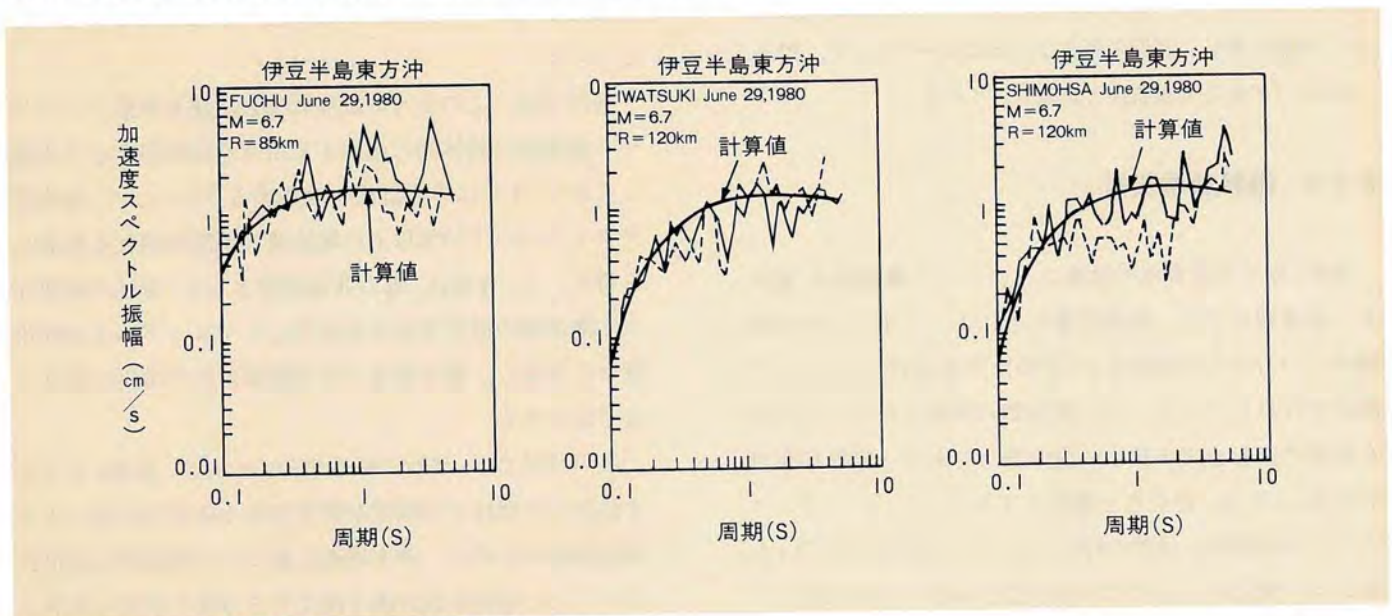


図2-1-5 地震波の観測結果と計算結果の比較

（簡単な3つのパラメータ(マグニチュード(M)、震源距離(R)、応力降下量)を用いたスペクトルの計算結果と、観測結果とを比較したものであり、実線と点線はある観測地点における90°異なった方向の地震波の観測結果である。また滑らかな曲線は計算値であり、両者はほとんど一致している。

所の耐震設計用としての地震動を対象としてきたために、主として短周期の地震動の特性評価について研究を進めてきた。しかし、新立地、次世代軽水炉、FBRのように、新しい構造概念による原子力発電所に対応するためには、やや長周期の地震動特性をも考慮した基準地震動を考へることが必要となってきた。そのためには、前述した高密度地震観測に長周期観測を加えて、これから長周期を含めた断層モデルの精度向上、複雑な地盤構造をも考慮した地盤の振動の解明等の研究を行い、基準地震動の一層の精度向上を図ることが必要である。

従って今後は断層面上での強度分布の不規則性を地震記録から求め、その様子を検討することや、表層地盤が地震動に与える影響などについても検討を行う必要がある。

*)基準地震動は、敷地の解放基盤表面で定義される地震動をいう。

**)1981年9月に制定された指針で、原子炉施設の耐震設計に関する規定が述べられている。指針の中で解放基盤表面は、基盤に著しい高低の差がなくほぼ水平であって、相当な広がりのある基盤表面と定義されている。

2-1-3 限界状態設計

現在、原子力発電所の鉄筋コンクリート構造物は、変形を一切考慮せずに、地震荷重などによって生ずる単位面積当りの力のみを制限する「許容応力度設計法」によって設計が行われている。一方、構造物の機能上からみて安全な範囲で変形を許す新しい設計方法である「限界状態設計法」によれば、安全性を犠牲にすることなく、バランスのとれた経済的な設計が行われることが期待されている。例えば、緊急炉心冷却用の海水管を収容する海水管ダクト、非常用の冷却水を取水するポンプが設置される取水

ピット等が用例としてあげられる。このため、当所では、これらの屋外の重要な土木構造物に限界状態設計法を適用することにより、設計の合理化を図るための研究を、電力共通研究を包含して鋭意推進している。

まず、設計において検討の対象とする限界状態を、通常使用時の耐力、耐久性、発生頻度の比較的多いと考えられる S_1 地震、および発生し得る地震の限界を超える S_2 地震の4段階に設定した。研究の第一段階として、現行の許容応力度法によって設計された海水管ダクトの S_1 地震に対する安全裕度を把握するための実験を実施した。

例えば図2-1-6は、地中に埋設される鉄筋コンクリート製の海水管ダクトの模型に土圧による鉛直荷重とともに地震荷重を模擬した水平方向の荷重を作用させたときの変形の推移を示したものである。設計で考慮する地震荷重は、この構造物の実験によって得られる破壊荷重の $1/3$ 程度であるに過ぎず、この荷重レベルではほとんど変形もひび割れも生じていない。このように、現行設計法で設計されたこの種の構造物では、耐力に対し、十分過ぎる安全度を有しており、かなりの合理化の余地が残されているといえる。

当所では、このように限界状態設計法を鉄筋コンクリート構造物に具体的に適用する研究を1984年度より実施しており、すでに本設計法を適用することにより、海水管ダクトについて10%以上の建設費の低減を図れる見通しを得ている。今後は、電力共通研究として、屋外の重要な土木構造物の設計方法を具体化したマニュアルを1990年度中に完成し、電気事業での実務設計の円滑化に役立てる予定である。

次の段階では、現行の軽水炉のみならず、将来、ますます設計の合理化と信頼性が要求される次世代炉等の土木建設施設のための、確率理論に基づいた理論的に説得性のすぐれた信頼性設計法を確立する方向で研究を進展させる方針である。

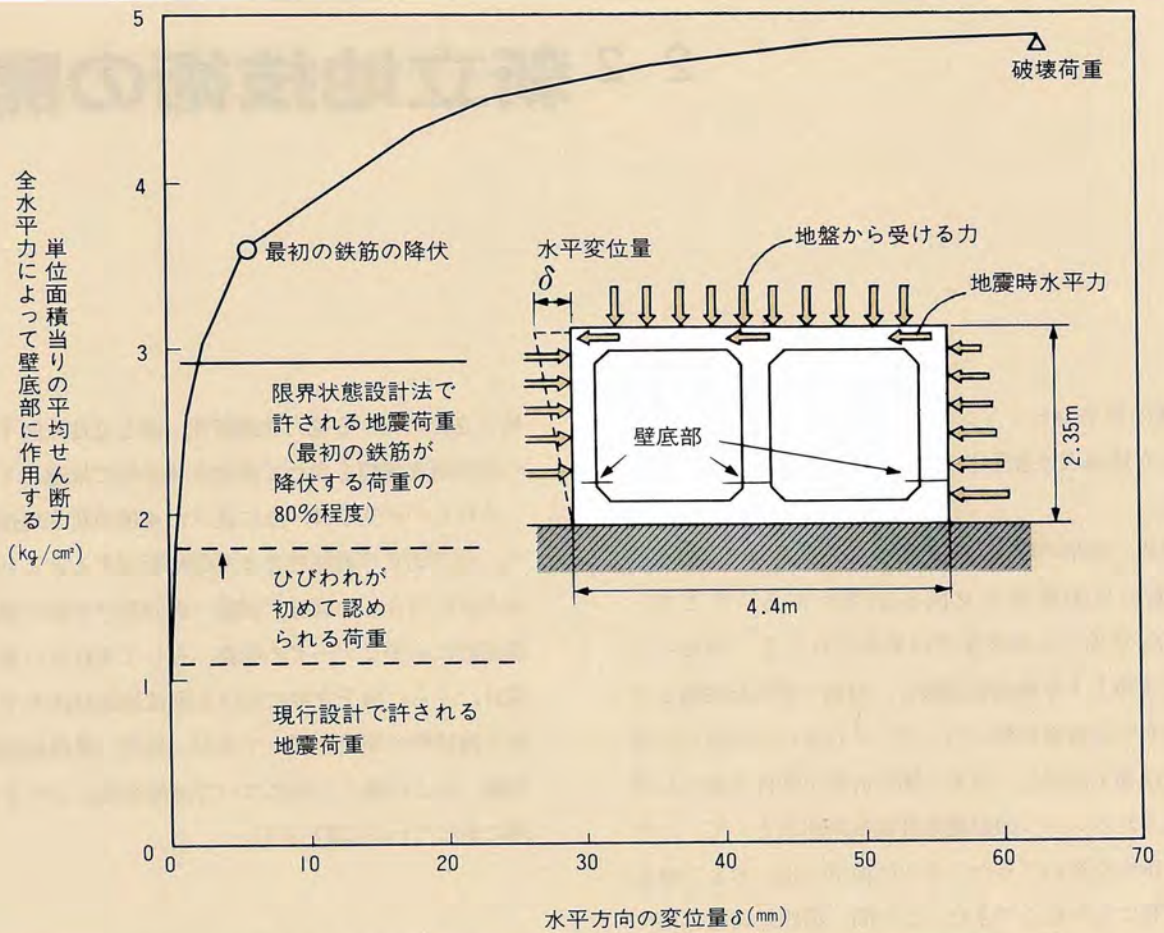
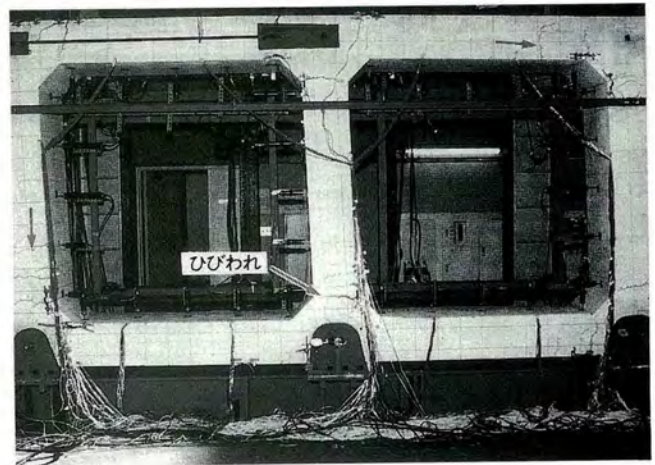


図2-1-6 現行の設計法で設計した海水管ダクトの模型に地震時に想定される水平力を作用させたときの荷重とダクト上面の変形の関係



(この写真は、破壊の直前の状態を示すもので、目で見分けられるほどの大きな水平方向の変形を生じ、この状態でも十分な粘りがあり、耐震性にすぐれていることが実証された。)

2-2 新立地技術の開発

通産省の原子力ビジョン(1986年9月)では岩盤立地方式による立地地点は遠隔化、偏在化の傾向にあると指摘されている。

このため、将来の原子力発電所の立地点の選定に備え、立地選定の自由度拡大を図る必要がある。そこで、170~200万年前から現在までに形成されたよく締まった砂礫層を主体とする第四紀地盤と、岩盤と第四紀地盤との中間に相当する軟質岩盤について、それぞれの立地点に適した立地技術を開発し、将来の国の許認可要件を満たし得ると想定されるレベルの耐震性評価技術体系として、とりまとめる研究を進めてきた。さらに地下立地、および海上立地の研究にも取り組んできた。この間、第四紀地盤立地や

地下立地に関する電力共通研究、海上立地に関する国からの受託研究課題を含めて研究を体系的に推進してきた。

これらの研究では、上に述べた4種の新立地技術について、その成立の可能性をまず概略把握するとともに、各立地方式に適合した調査・試験・評価等の手法の開発と、耐震設計に必要なデータの収集、そしてそれらに基づく耐震設計、さらに海上立地における耐波浪設計法を中心とした新立地技術の開発を図ってきた。現在、第四紀地盤、軟質岩盤、および地下立地については総合的にとりまとめる段階に至っている(図2-2-1)。

研究項目		年 度										
		1983	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93
新 立 地 技 術 の 体 系 化	第四紀地盤立地	1981~83フィージビリティ・スタディ 1984~86 調査・評価の手法の開発				実証と耐震性評価の体系化						
	軟質岩盤立地				耐震性 概略評価		軟質岩盤データ 収集と耐震設計法					
	地下立地	耐震性評価 1981~83 (横型)			1984~85 (立型)		耐震設計法のまとめ 手順書作成					
	海上立地	着底式・浮揚式のフィー ジビリティ・スタディ				浮揚式の合理的設計法				総合評価		

図2-2-1 新立地技術の研究スケジュール

2-2-1 第四紀地盤立地

第四紀地盤は、主に砂礫によって構成されており、岩盤に比較して支持力も剛性も小さいという特徴をもっている。このため、良く締まった砂礫層中に20~30m埋め込んだ半地下式の建屋を採用し、かつ重要度が高い機器を従来より一まわり大きい共通基礎上に搭載する方式により、原子炉施設を十分安全に建設できることが判った。図2-2-2に作成した建屋の概念を示す。このような砂礫地盤では、現行の岩盤立地で採用しているような調査・試験のための横坑の掘削ができず、したがって地盤の支持力などの地盤内部の調査には現行の方式を適用できない。そこで、現行の立地方式で国の許認可のために要求される地盤調査法等のレ

ベルと同等の、信頼性の高い地盤調査法の開発を行うこととした。

まず、地盤が地震時にも十分安定していることを実証するため、地盤の地質構造や地層の連続性を調べるための浅層反射法を主力とする物理探査システム、地盤深部の物性を地表面から調べる貫入試験法や孔壁加圧試験法、室内試験用として良質な供試体を採取するための凍結サンプリング法(図2-2-3)の開発を進めた。さらに、多度津、鹿島地点等を対象に、これら試験法を組み合わせたシステムティックな地盤調査・試験法の妥当性の検証実験を行っている。さらに、砂礫地盤のため非線形挙動を示すことに対応した高度な安定解析手法を要するので、上記の地盤の物性評価法と連動させて、建屋の沈下や地震に対する安定性評価法を開発してきた。現在、地盤—建屋の相互挙動について地震

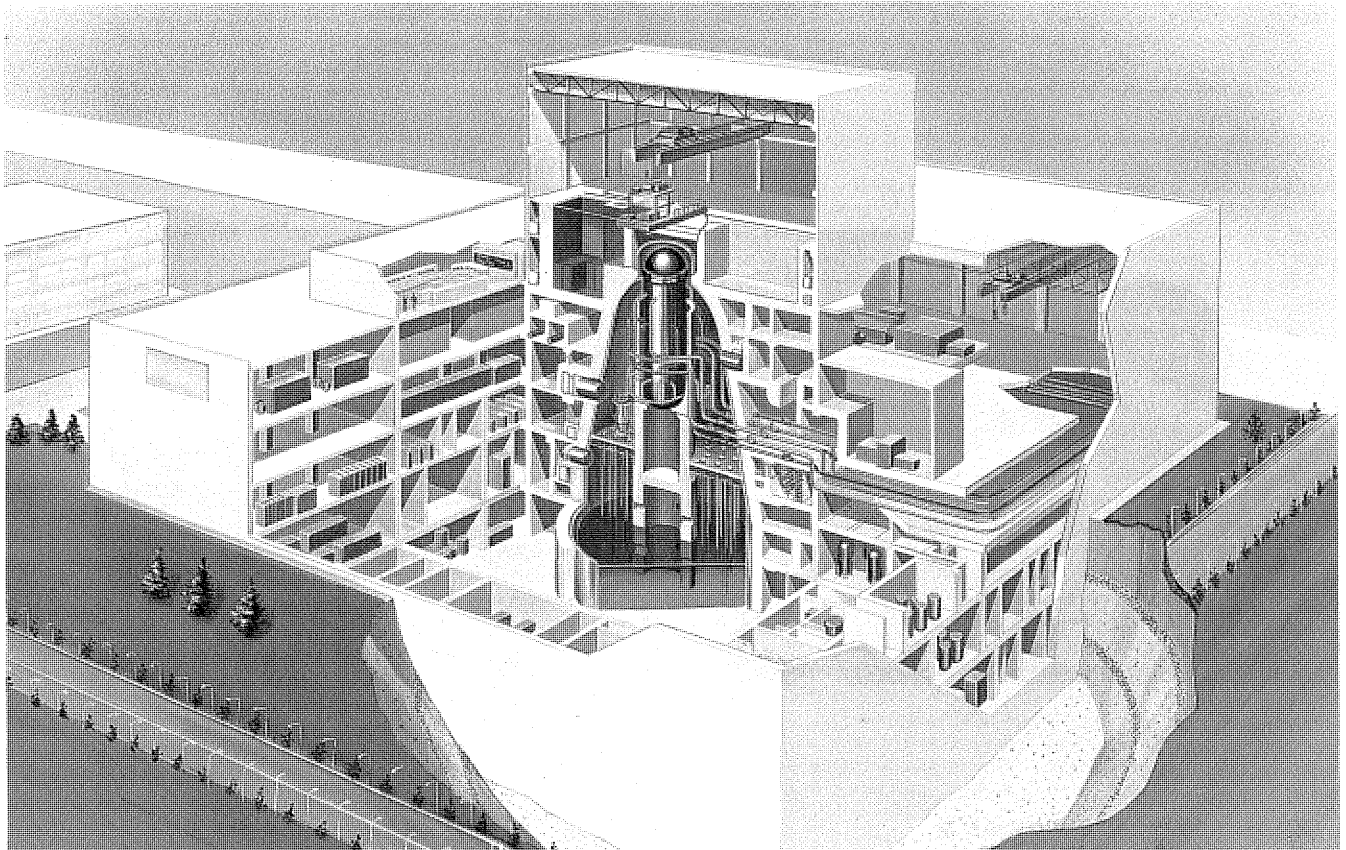


図2-2-2 第四紀地盤立地の機器配置計画図

(耐震重要度の高い機器を共通の基礎上に配置した半地下式原子力建屋により、
第四紀地盤(締まった砂礫地盤)に原子力発電所を安全に建設できる。)

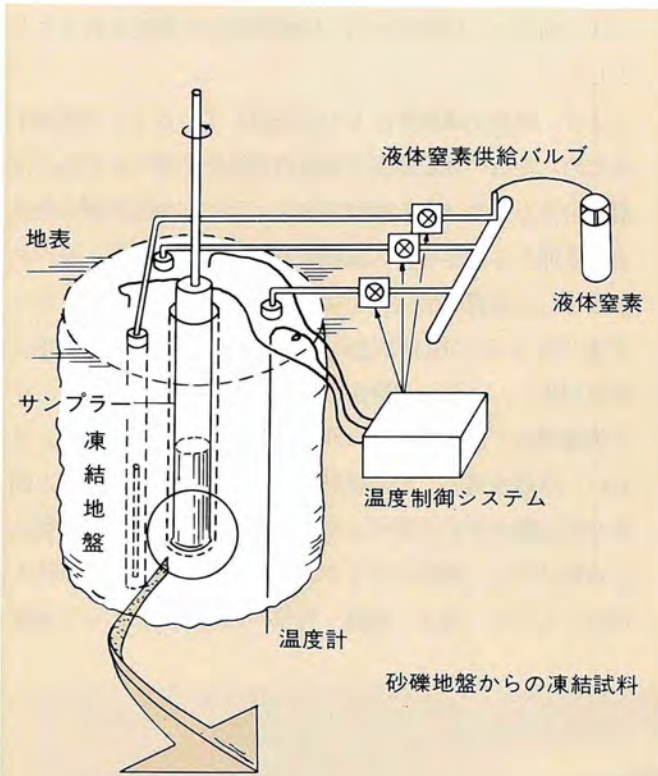
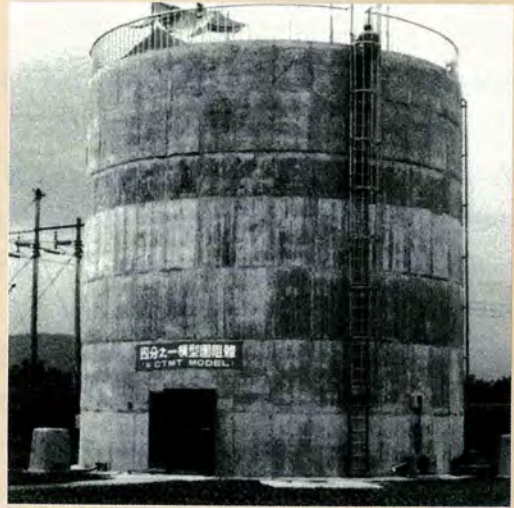
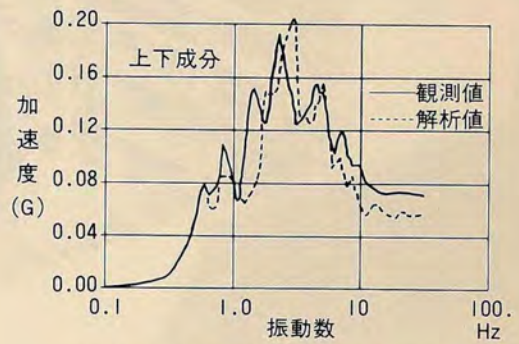
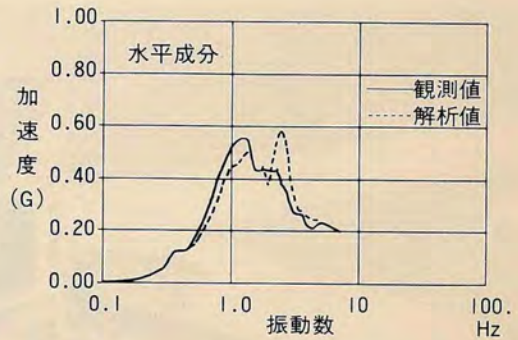


図2-2-3 凍結サンプリング法の概要

(砂礫地盤を乱すことなく、供試体(直径30cm)を採取するために、地盤を凍結してボーリングを行う。)



羅東地点(台湾)の第四紀地盤に建設された建屋模型(径10m)



構造物の振動特性の観測値と解析値の比較

図2-2-4 地震による大型模型の頂部挙動の観測値と解析結果の比較

(第四紀地盤に設置した半地下式建屋の地震観測結果と、開発した地震時挙動の評価手法を用いた解析結果は良く一致している。)

観測や模型を用いた振動実験により、この評価法の妥当性について検証を進めている。図2-2-4は砂礫地盤における半地下式原子力発電所建屋の大型模型(径10m)を用いた地震応答の観測結果と当所で開発した手法による計算結果との比較を示した。同図は、第四紀地盤においても、建屋と地盤の地震時の挙動を高い精度で予測できることを示している。

これまでの技術開発により、第四紀地盤立地技術は、実用の域に達しつつある。また、経済性については、都市への近接化や、岩盤に比較して地震による床応答の短周期成分の減少という機器の耐震設計上での有利性を反映した設計合理化などを考慮すれば、従来型と同程度のコストで建設し得ることを明らかにした。

上述した実証研究の推進と平行して、これらの新技術が、国の許認可に係わる要求を満たす耐震性評価技術として認められるように、1991年度を目途に集大成を図る予定である。

2-2-2 軟質岩盤立地

軟質岩盤は第四紀より古い時代に形成された岩盤であるが、現行の原子力発電所が立地する岩盤に比べると軟い岩盤であり、風化の影響を受け易いものが多い。従って、第四紀地盤に比較すれば岩盤の支持力、剛性とも現在立地している岩盤に近い。そのため、原子力発電所の建設に必要とされる調査・試験・解析・評価等の一連の手法として、現行の耐震性評価法を基礎として、本岩盤に合致した耐震安定性評価法を開発すること、ならびに岩盤の風化の進行に対する対策を確立することが課題である。

そこでまず、軟質岩盤中の詳細な地質構造や地質特性を調査する手法として、基本的には、これまで開発を進めて来た物理探査および地盤の動的物性を調べる手法が適用できることを明らかにした。また、数ヶ地点の軟質岩盤の岩盤物性データを基に原子炉建屋の地震時における安定性を

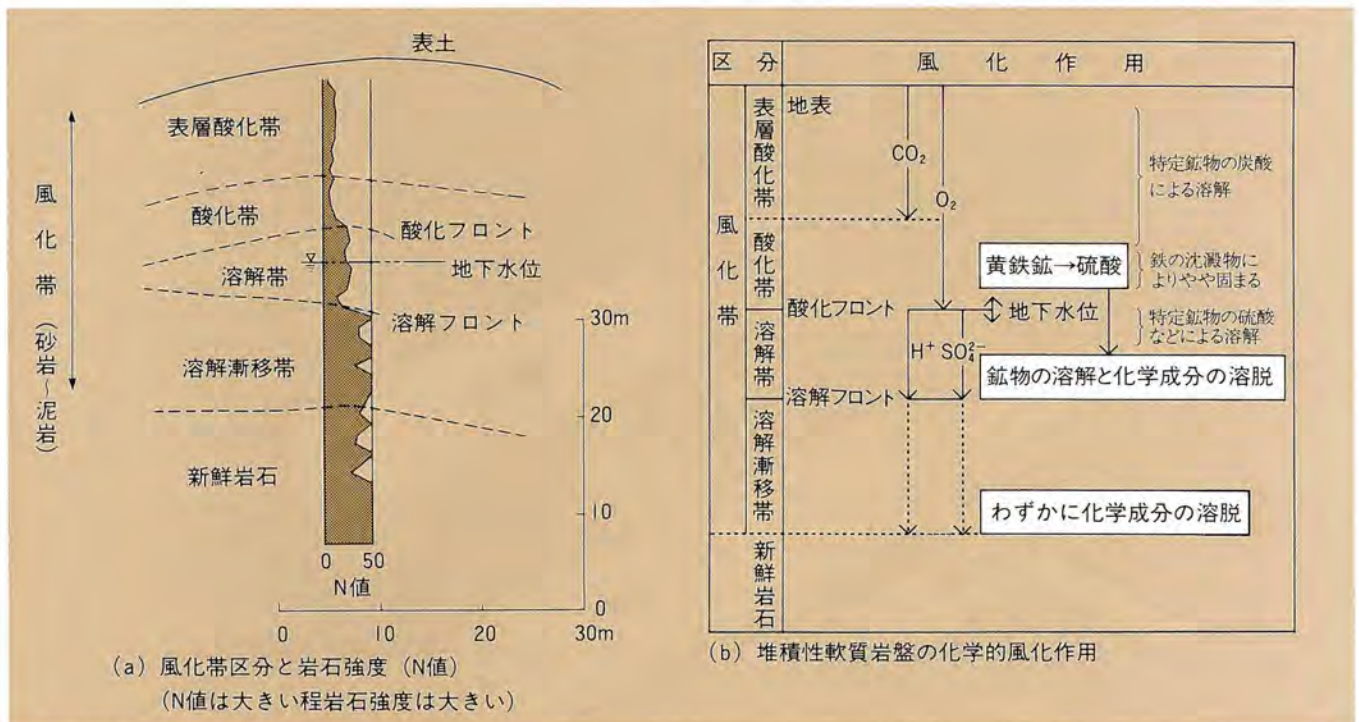


図2-2-5 風化帯

(地表水、または大気からの酸素、二酸化炭素により酸化・溶解作用が生じ、酸化フロントでは黄鉄鉱が消滅する。地下水位はほぼ酸化フロント付近に相当する。その下では、黄鉄鉱の酸化で生じた酸により、溶解が生じる。酸の到達点である溶解フロントでは、酸に弱い鉱物が明瞭に減少する。これら鉱物や化学組織の変化が強度に影響する。)

検討し、本方式が成立する地盤特性等の範囲について概略の評価を実施した。その結果、建屋を半地下式とし、地盤の側面抵抗を考慮することで、本方式は広い適用性があることを示した。現在その精度向上を図るため、軟質岩盤の振動中における応力-歪関係などの動的物性データの収集を図っている。

また、軟質岩盤の中には、比較的早く風化するものがあるため、長期の安定性を確保するうえで、掘削によって生じた岩盤表面からの新たな風化の進行が問題となる。物理的風化作用の及ぶ深度はたかだか数メートルと見なされるのに対して、化学的風化作用は地下水によって促進され、深い場合には数10mに達する場合がある。このため、軟質岩盤の中でも立地技術の適用範囲が広い砂岩、泥岩などの堆積岩について、現地調査および室内実験を行い、化学的風化機構を解明した。その結果、軟質岩盤に普遍的に含まれている黄鉄鉱が、地表水や大気から取り込まれる酸素によ

り酸化して硫酸が生じ、これが下方に移行しつつ、鉱物を溶解するために、図2-2-5に示すような鉛直方向にかなり明瞭な風化帯が岩盤中に生じることが判った。したがって、建設にあたり、掘削に伴う地下水位の変動を防ぐことによって風化に対処できることを明らかにした。

今後は、風化の進行に対する対策について基本的な考え方をまとめるとともに、軟質岩盤の動的物性を取り入れた詳細な解析を実施し、本方式の成立する範囲を確認する。また、これらの結果を基に、調査・試験・解析法等の体系化を行い、1989年度中にとりまとめる。

2-2-3 地下立地

地下立地方式は、地形条件に応じて、横型、立型、部分地下式、全地下式と各種の方式が考えられている。この方式で必要となる地下の空洞建設は、地下式水力発電所の空

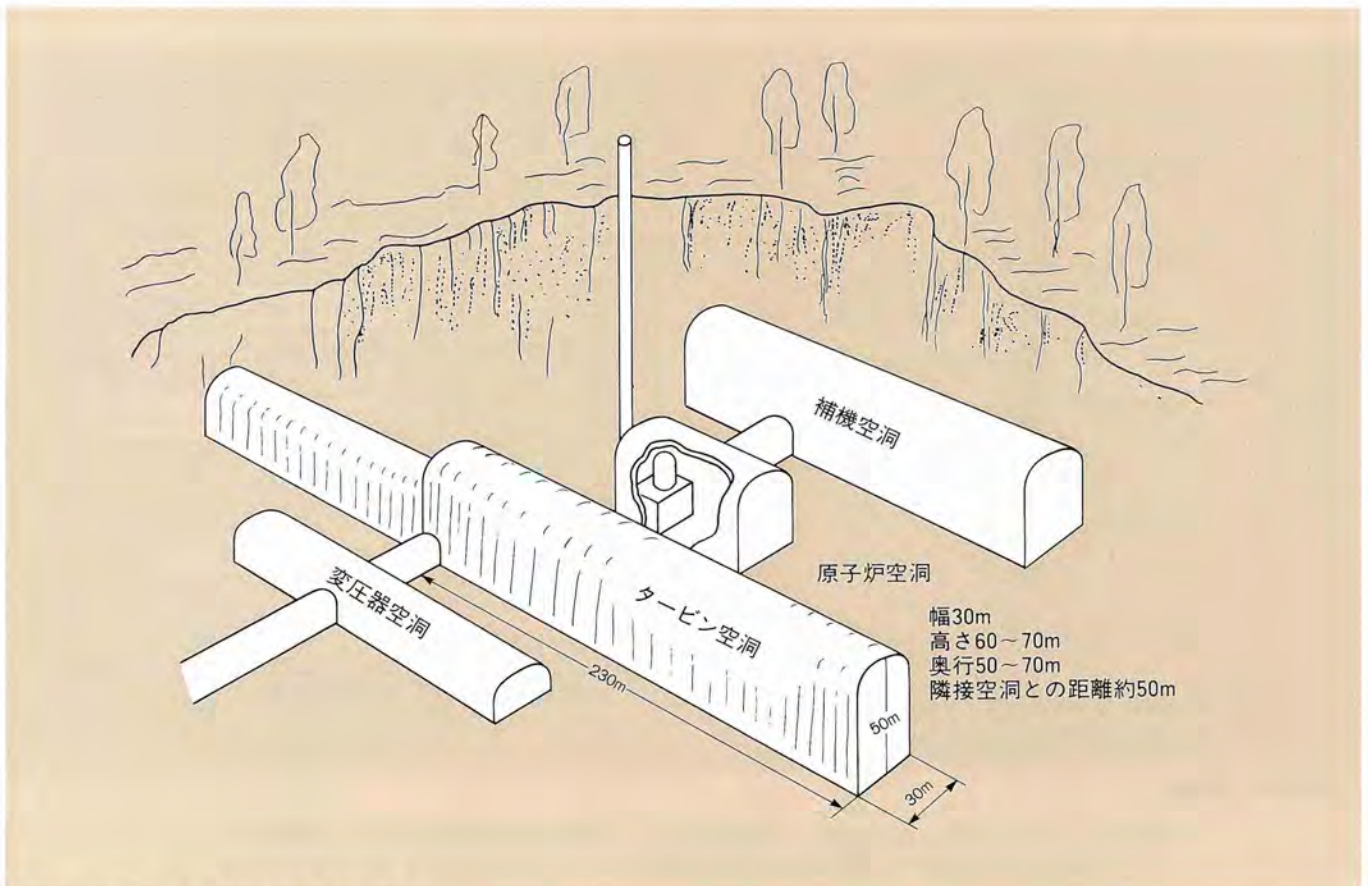


図2-2-6 横型方式地下立地概念図

洞等の建設により、その技術は基本的にはすでに確立している。従って、原子力発電所としての施工、保守を考慮した空洞スペースの把握、従来の水力発電技術による空洞の確保の可能性、また原子力発電所空洞としての地震時の安定性が技術的に問題となる。

地下立地の施工や、保守点検を考慮に入れた所要スペースについて検討したところ、1100MWe級の発電所規模では原子炉建屋の空洞の大きさは、これまでの地下式水力発電所の空洞より高さにして20m近く大きくなる。このため、現状の施工技術で十分対応可能と判断され、合理的な建設が十分可能であることを明らかにした。図2-2-6に空洞配置の概念を示す。

また、地下の地震動については、既設の地下式水力発電所の空洞を利用して、地震観測を実施した。その結果、地下の地震動は地上に比べ約1/2程度と小さいこと、また、発電所空洞の基礎部と頂部では地震動の最大加速度の差がほとんどないことが明らかとなった。このことは、地上式に比べて建屋頂部の地震動が数分の一になる可能性を示すものである。そこで地下立地方式で地盤に建屋壁を密着させた場合について解析し、これを確認した(図2-2-7)。さらに、地下立地に際し、必要となる地質調査、岩盤試験、建屋の耐震安定性評価等の一連の手法をとりまとめ、地下立地の技術体系をほぼ完成した。これを国、電気事業に提示するとともに、本技術を適用するための具体的な手順書を作成、提案した。

地下立地方式は、人口稠密で山岳地の多い我が国においては有望な方式である。

つまり、

- ①都市など需要地への接近の可能性
- ②地下立地による耐震性の向上
- ③立地可能地点の豊富さ
- ④自然環境保全への有利性

などの特長を有している。地下式では空洞等の掘削に費用を要するが、一方、地上式では斜面等の掘削が必要であり、沿岸の急傾斜地では地下式でも十分経済的に成立する可能性があるなど、地下立地方式は技術的、経済的にも実現可能なことを明らかにした。

2-2-4 海上立地

海上立地方式は、人工島に陸上と同じ方式で原子力発電所を建設する形式から、水中発電所の形式など様々な形式が考えられるが、技術的、経済的可能性から当所では、埋立人工島のような着底式と、防波堤で囲った水域に係留する浮揚式の2つを選定して、立地技術の開発を図った。いずれにしても海上立地では、建屋、防波堤、係留施設等の基礎となる海底の地質地盤を評価するための調査法、ならびに地震および波に対する安定性の確保が最も重要な課題である。

海底地盤の調査法としては音波探査とボーリングを組合わせて構築する必要があるが、着底式を対象とした調査法を確立すべく、まず音波探査については現地海域で試験を行い、デジタル化等により海底地盤の浅い部分を対象に地層位置を1~2mの精度で連続的に把握できることを確めた。また、ボーリング孔を用いる地盤試験法についても、ほぼ見通しが得られた。

地震および波に対する安定性の確保については、まず、防波堤や護岸を対象に、被災例の調査や模型実験を行った結果などから、既設の港湾より厳しい極めて稀な地震や波の条件に対しても、合理的な設計ができるとの概略の見通しを得た。

着底式では、水による浮力が基礎に作用するため地震に対する安定を欠くこととなる。そのために、基礎に浮力を作用させないように鉄筋コンクリート壁から成る水止め壁を建屋周辺に配し、内部から排水を行って安定性を確保する必要がある。地震に対する応答を検討した結果、壁の所要厚さは約1mであり、十分施工が可能と判断した。

一方、浮揚式は水がクッションとなって水平地震動の浮体への伝達は1/10程度となり免震化される(図2-2-8)。ただし、地震や波に対して安定な係留が可能であるかを検討する必要がある。図2-2-9に鋼製バージに大型炉を搭載した設計の概念を示す。

海上立地は現行の地上式と比べて建設費が若干高めであるが、海上空間を立地スペースとして利用するものであり、

基本的に陸上部の広いスペースを専用することなく、周辺環境との調和を図る上でも有利である。さらに技術面では配置上の制約がなく、周辺が海水であるため設計の合理化と標準化が徹底できる利点を有している。また、着底式では従来のプラント概念をそのまま用い得る利点がある。一方、浮揚式では、水平地震動に対する免震性や工場製作に

よる合理化が図られ、建設費が若干有利となる場合があることが明らかとなった。

今後は浮揚式について、係留施設および防波堤・護岸の設計法に関する技術開発を進め、これらを着底式にも適用して集大成する計画である。

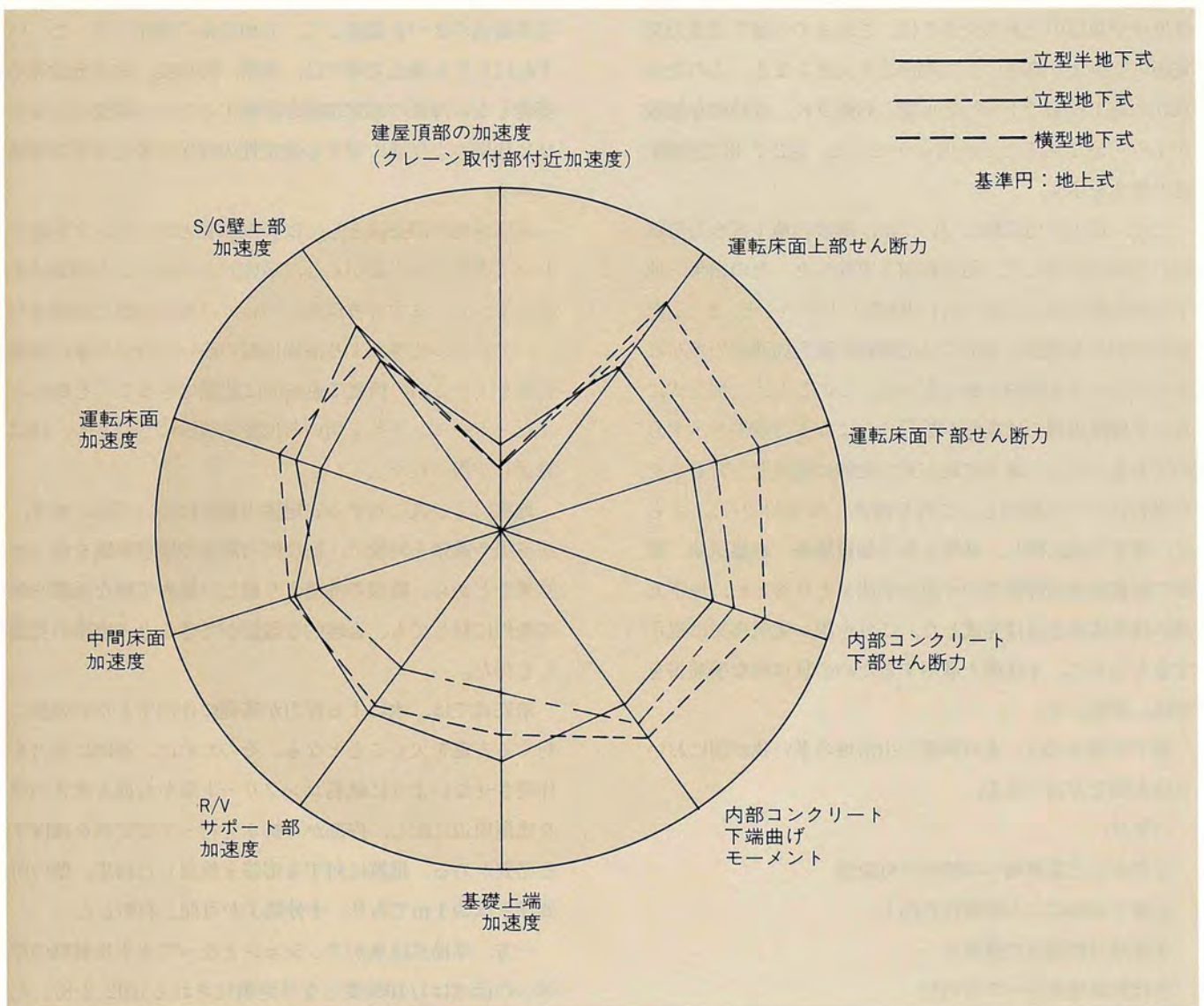
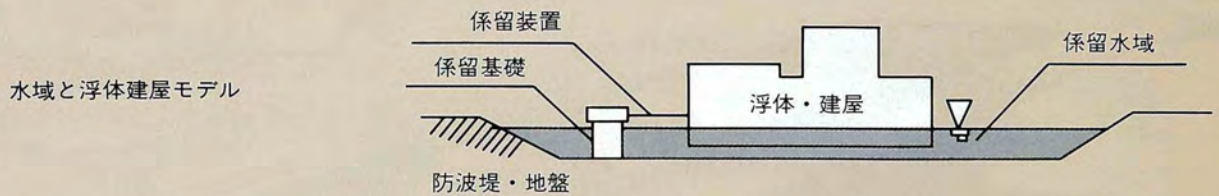


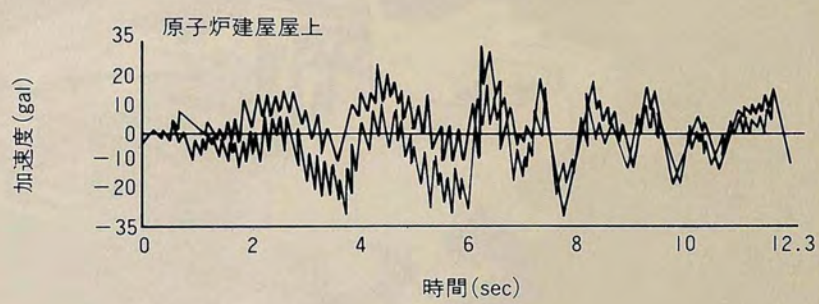
図2-2-7 地下立地の形式の違いによる地震応答の比較

（ 種々の地下立地形式における地震時の代表箇所での力や加速度などを同一地震入力条件での地上式のそれと比較して示す。地下立地では外側の円で表示した地上式より応答が小さく、特に建屋での増幅が避けられるので頂部では数分の1である。 ）

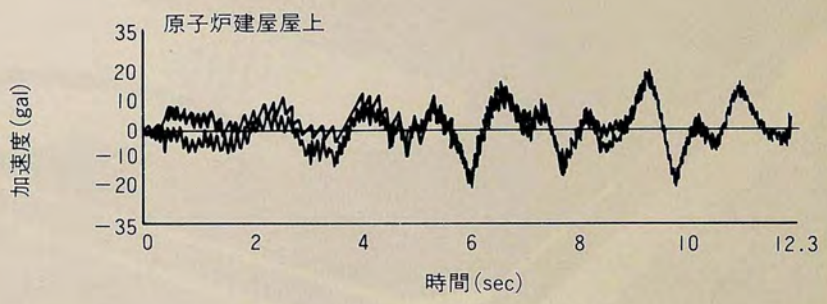


水域と浮体建屋モデル

(a)実験(1/100模型)



(b)解析



入力地震動の加速度波形(長周期)

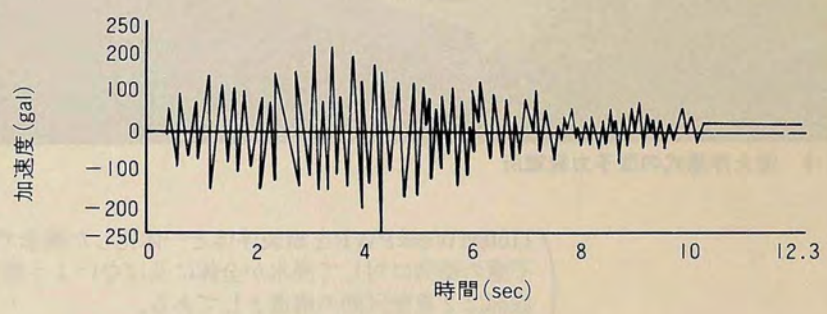


図2-2-8 係留された浮体上の建屋の地震応答

（最上部に台形断面の水域に浮体が浮いている2次元モデルを示す。
 図中には表わしてないが、浮体は実際に用いるフェンダーのクッションに相当するバネで係留してある。入力である水域底の水平地震動は浮体の固有周期に近い成分であるやや長周期(周期2～20秒)成分を有する模擬地震動である。解析・実験とも最大加速度は建屋屋上で約30galであり、入力の最大加速度251galに対して大幅に低減しており、浮体・建屋の顕著な免震性が確認された。

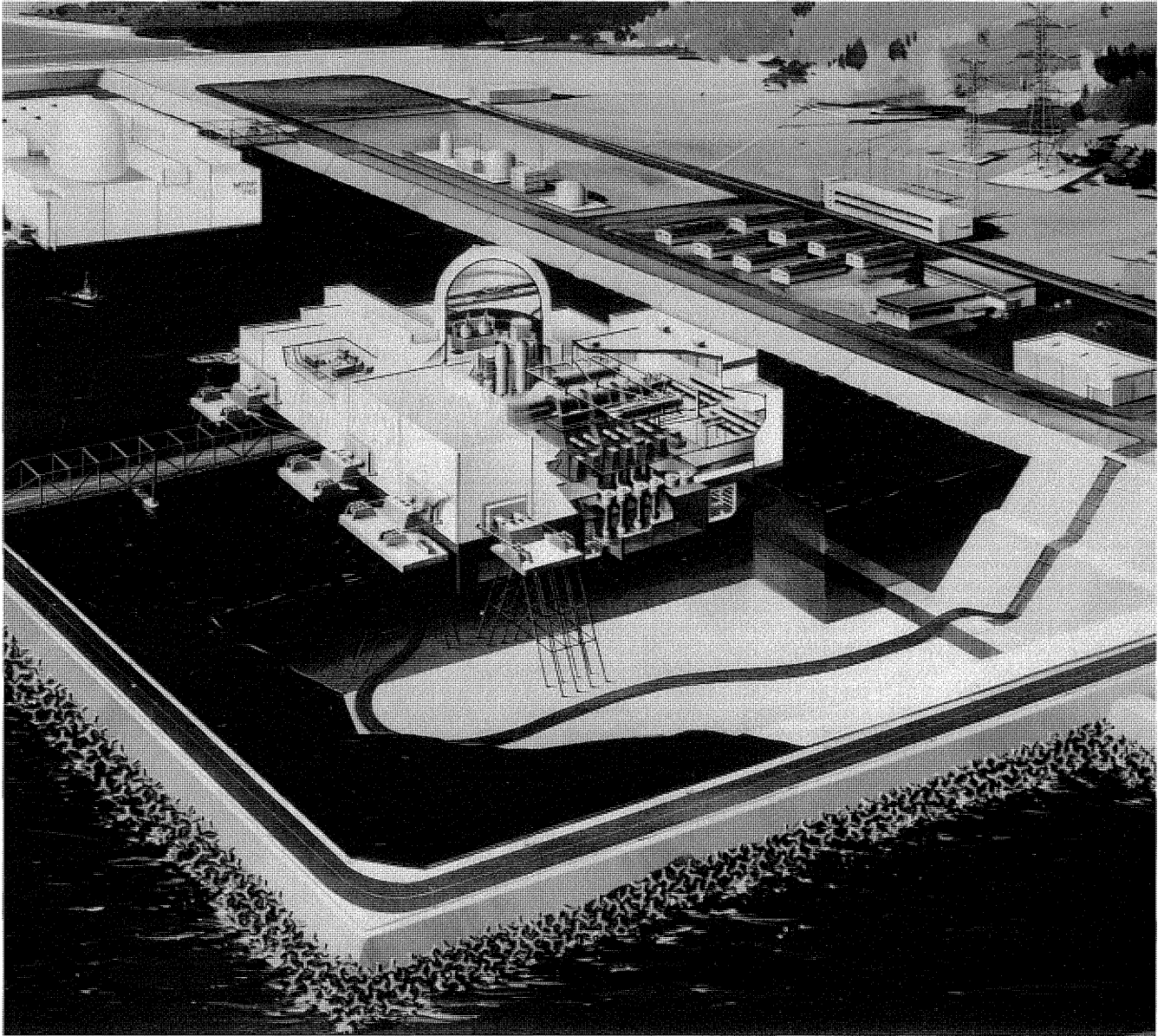


図2-2-9 海上浮揚式の原子力発電所

(1100MWe級PWRを鋼製浮体と一体化した概念である。
不慮の衝突に対して浸水が全体に及ばないように側面および
底部は2重壁区画の構造としてある。
平面寸法は約135m×135m、重量20万ton強である。)

2-3 今後の展望

当所はこれまで、地震源となる断層の実態、地震源から発電所のサイトまでの地震波の伝播について研究を進めるとともに、地震に対して耐久力のある構造物の設計法の合理化研究を実施してきた。今後、それらの研究の完成を目指して耐震設計法の開発を進め、これらの成果は関連学会等にも反映して行くこととなっている。

第四紀地盤、軟質岩盤、および地下立地技術については、ここ1、2年の間に耐震設計法を中心とした技術の体系化を終了する予定である。海上立地技術については、成立可能性の見通しを示したが、今後引き続き、防波堤等の耐震耐波設計、係留施設の設計などの技術課題を検討し、具体的

な設計法の開発を続ける予定である。

第四紀地盤立地については、国の研究炉を対象とした適用の場がすでに得られている。他の成果は、通産省の軽水炉高度化推進委員会高度耐震・立地技術分科会に報告する。さらに具体的指針として、土木学会、電気協会等、および国の指針の見直しに提起して行く計画である。

また、これら新立地技術は将来の新しい構造の原子力発電所、すなわち次世代軽水炉やFBRを対象に応用することができるのみならず、第四紀地盤立地、地下立地の技術は地下空間の利用技術へ、また、海上立地の技術は沿岸海域空間の創造・利用技術へ展開することとなるであろう。

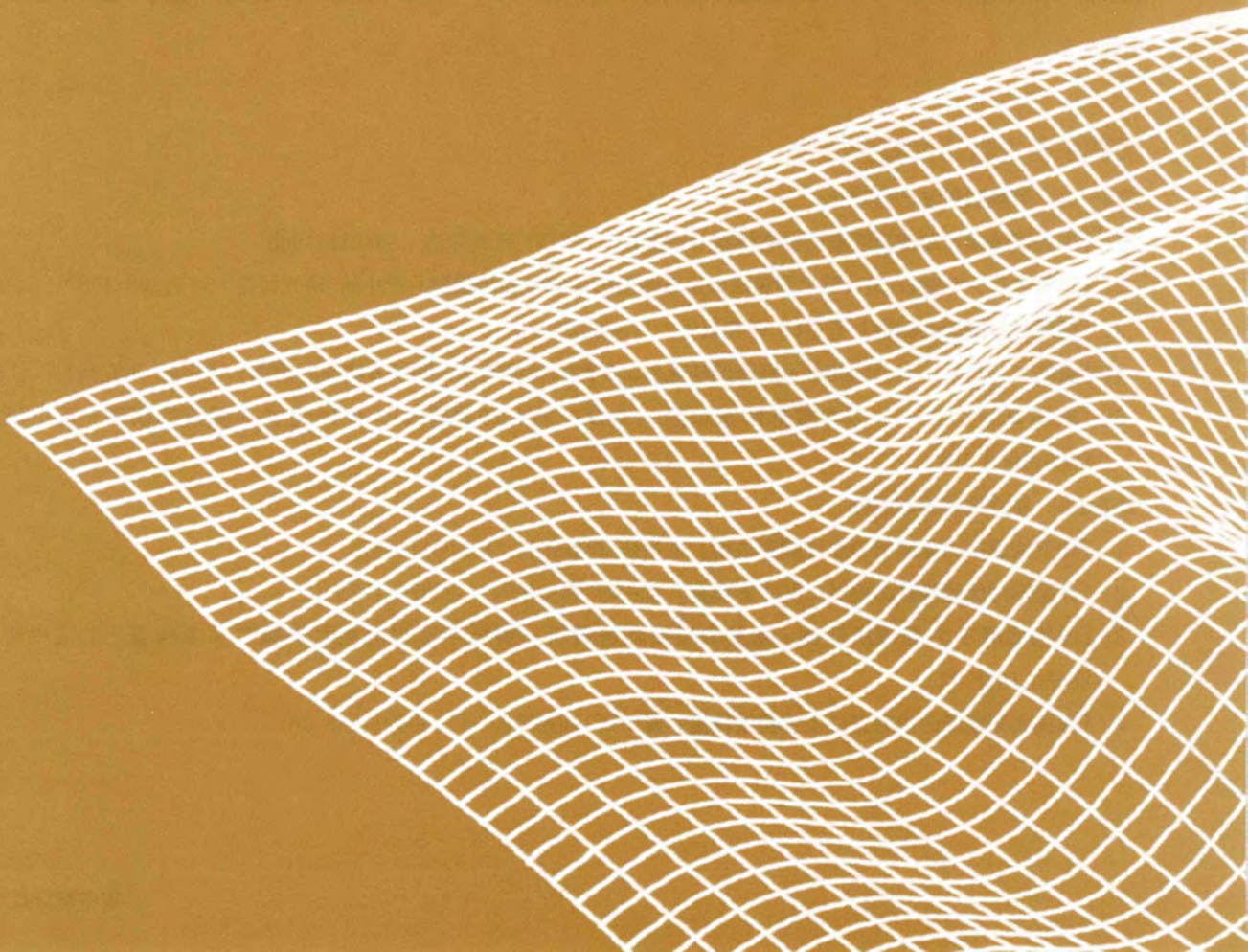
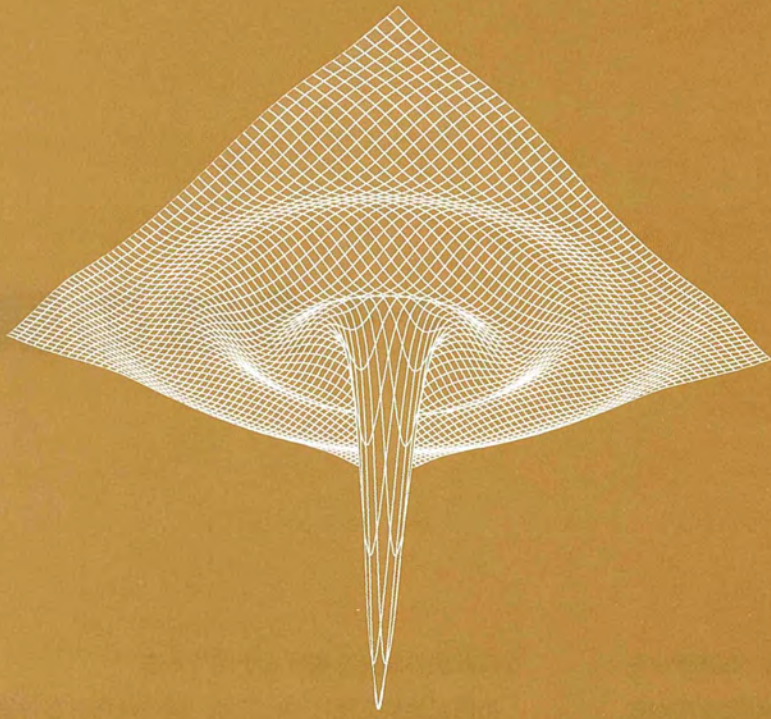
関連する主な研究報告書等

● 2-1 ● 耐震設計法の合理化

1. 「中央構造線と跡津川断層の分布性状と活動性」電中研 研究報告：384011(1985)
2. 「電子スピン共鳴(ESR)年代測定法による断層の活動時期の検討」電中研 研究報告：U 87309(1987)
3. 「根尾谷断層の活動性」電中研 研究報告：U 88052(1988)
4. 「鉄筋コンクリートの動的せん断伝達特性および動的付着特性に関する実験的研究」電中研 研究報告：U 8805(1988.10)
5. 「鉄筋コンクリートの非線形解析に用いるひびわれの最適モデルに関する解析的研究」電中研 研究報告：U 8806(1988.10)

● 2-2 ● 新立地技術の開発

1. 「地下式原子力発電所の立地調査技術」電中研 総合報告：NoU 01(1987)
2. 「大型浮体係留施設の設計に関する調査」電中研 調査報告：385020(1985.12)
3. 「浮揚式原子力発電所浮体・建屋の地震応答解析—解析手法の開発と実験による検証—」電中研 研究報告：U 88050(1988.11)
4. 「浮揚式発電所の規則波による特播特性」電中研 研究報告：U 88042(1988.10)



第 5 章

軽水炉の運用技術の
高度化



第3章 軽水炉の運用技術の高度化 ● 目次

	狛江研究所	副所長	鈴木	治朗
狛江研究所	電力システム部	系統制御研究室	専門役	市川 建美
狛江研究所	F B R 部	材料研究室	専門役	鹿島 光一
狛江研究所	原子力部	安全管理研究室長		石田 健二
	原子力部	燃料研究室	専門役	木下 幹康
		燃料研究室	主任研究員	松村 哲夫
狛江研究所	F B R 部	革新炉研究室	主査研究員	熊谷 博道
	発電プラント部	環境研究室	主任研究員	柿島 伸次

3-1	プラント運用技術の高度化	35
3-2	プラント機器の信頼性向上と寿命評価法の開発	40
3-3	放射線影響評価法の開発	50
3-4	今後の展望	54

3-1 プラント運用技術の高度化

3-1-1 燃料の高燃焼度化と改良燃料評価

最近、軽水炉の発電コストを低減する方策の一つとして、定期検査の間隔を延長して稼働率の向上をはかる運転サイクルの長期化や、燃料を長期間使用しその有効利用を図るため、現在我国ではPWRで55MWd/kgU、BWRで50MWd/kgU（現行の約1.5倍）の高燃焼度化が進められている。

燃料の高燃焼度化には、その健全性を評価する解析技術の開発、および健全性の高い燃料形状など（改良燃料）が必要である。当所は1970年代中期に、軽水炉の燃料・炉心に関する研究に着手して以来、燃料の挙動や炉心の燃焼特性を評価する解析手法の向上を進め、特に原子炉の起動時や負荷変動時における燃料の健全性の評価など実用に供してきた。そして当所が目標とする将来の高燃焼度化（現行の約2倍）について、

- ① 高燃焼度時の燃料挙動に関するデータベースの開発
- ② 燃料挙動解析コードの計算モデルの改良・開発
- ③ 健全性の高い改良燃料の評価

などの研究を進め、電気事業の高燃焼度化計画の推進に寄与している。

(1) 高燃焼度用の燃料データベースの開発

原子炉で照射して得られる燃料の挙動に関するデータは、燃料の挙動評価の基礎となるものである。当所はリソ・プロジェクト（デンマークのリソ国立研究所が中心）やバッテリー・プロジェクト（米国バットル研究所が中心）が実施している燃料照射の国際共同研究に参加し、70MWd/kgUまでの燃焼度の燃料挙動データの収集を行い、高燃焼度燃

料のデータベースの開発を進めている。これまでに、データベースの骨格を作成し、今後はデータベースの集積を進める。

当所が開発中のデータベース・システムは電気事業の高燃焼度燃料の材料開発計画のためのデータベースとしてリソ・プロジェクトなどから収集したデータとともに、その成果を電気事業に提供していく。

(2) 燃料の挙動解析コードの改良・開発

これまでに、55MWd/kgU程度の燃焼度まで評価できる高燃焼度用の燃料挙動解析コード（EIMUS）を開発した。燃焼度が高くなるにつれ、核分裂により発生するガスの挙動が更に重要となるため、上述の高燃焼度時の燃料挙動データをもとに、70MWd/kgUの燃焼挙動に用いるモデルとして、EIMUSの改良を実施している。

- 核分裂生成ガスの燃料プレナム^{*1)}など燃料棒軸方向への移動・拡散モデル
- 核分裂生成ガスの燃料ペレット組織内の移動・拡散モデル
- 燃料ペレット表面の発熱量・燃焼度が燃料ペレット中心より高くなるリム効果

図3-1-1は同モデルの計算結果の一例であり、燃焼末期には燃料ペレット表面では燃料ペレット平均の2倍以上の発熱量がある事を示している。このことを考慮すると燃料の中心温度は従来よりも100℃程度も下の温度であることが評価され、燃料の挙動解析にリム効果を取り入れることは高燃焼度時においては必須である事が明らかとなった。

以上の様な改良をもとに、現行の約2倍の燃焼度にも適用できる評価コードを開発する予定である。

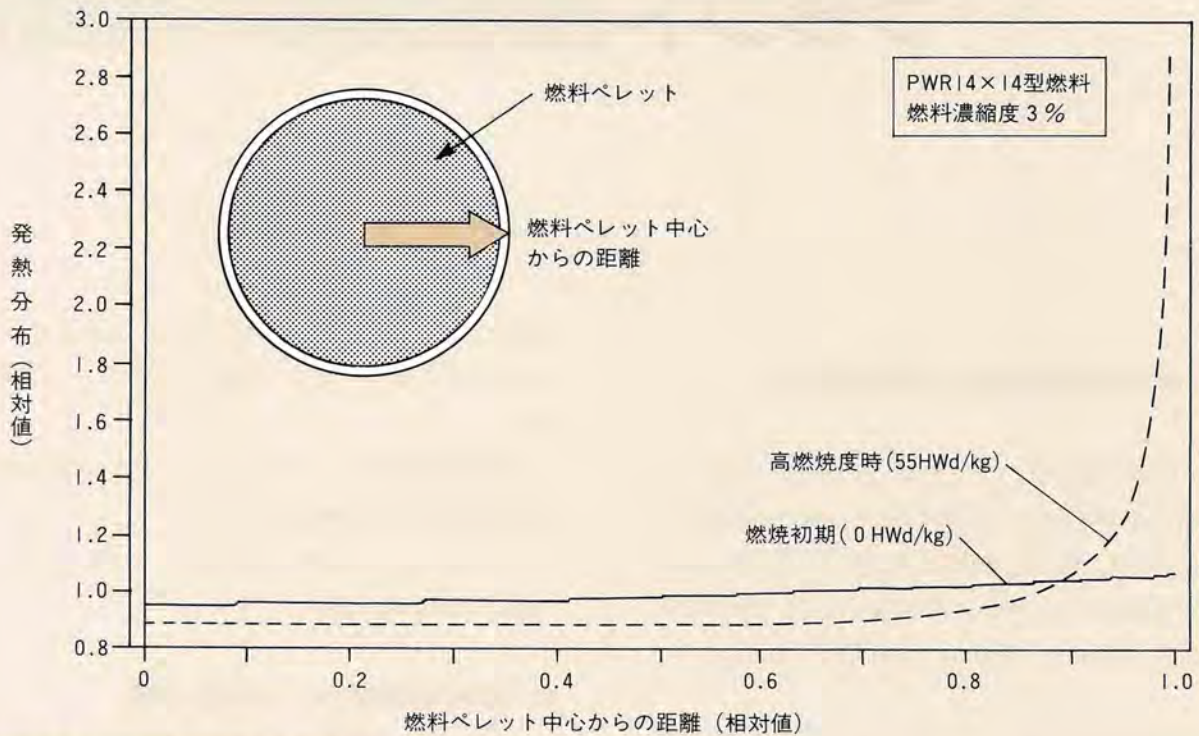


図3-1-1 軽水炉燃料におけるリム効果計算例

（軽水炉燃料の核的な性質により、プルトニウムが燃料ペレット表面で多く生成されるため、高燃焼時には燃料ペレット表面では燃料ペレット平均の2倍以上の発熱量がある。これに伴い燃焼度も燃料ペレット表面は燃料ペレット平均値よりも高くなる。このリム効果を考慮すると燃料中心温度は従来よりも低いと評価され、その結果、核分裂生成ガスの放出率も従来より少ないと評価される。）

*1) 燃料棒の上部または上下部にヘリウムをためておくために作った空間

(3) 健全性の高い改良燃料の評価

当所は燃料の健全性を高めると考えられている各種の改良燃料の評価を実施している。ここではその一例として、最近スウェーデンのスタズヴィック研究所より提案された核分裂生成ガスの移動性を高くする燃料概念（ライフル型燃料）の評価結果について紹介する。

ライフル型燃料は、図3-1-2(b)に示すように被覆管の内面を40角型にすることにより、ガス溜（プレナム）までのガスの流路を確保できる点に特徴がある。この核分裂生成ガスの軸方向の流路が確保されると、熱伝導性の低い

核分裂生成ガスが速やかにガス・プレナムに移動するため、燃料温度の上昇が抑制され、燃料の健全性が保たれると考えられる。

当所は、スタズヴィック研究所との共同研究として、EIMUSコードを用いて、同研究所で実施された燃焼度20 MWd/kgUのライフル型燃料の出力上昇実験データを解析し、実験結果と類似の結果を得た(図3-1-2)。これにより、当所のEIMUSコードの解析手法の妥当性が示されるとともに、燃料の健全性向上の手段として、核分裂生成ガスの移動性を高めた燃料概念が有効であるとの見通しを得た。

また、このような核分裂生成ガスの移動性を高めた燃料概念の他にも、燃焼性能の向上を図った改良燃料案(共鳴表面効果利用燃料)を提案した(図3-1-2(c))。これまでに、当所が開発した炉心の燃焼解析コードを用いて、その

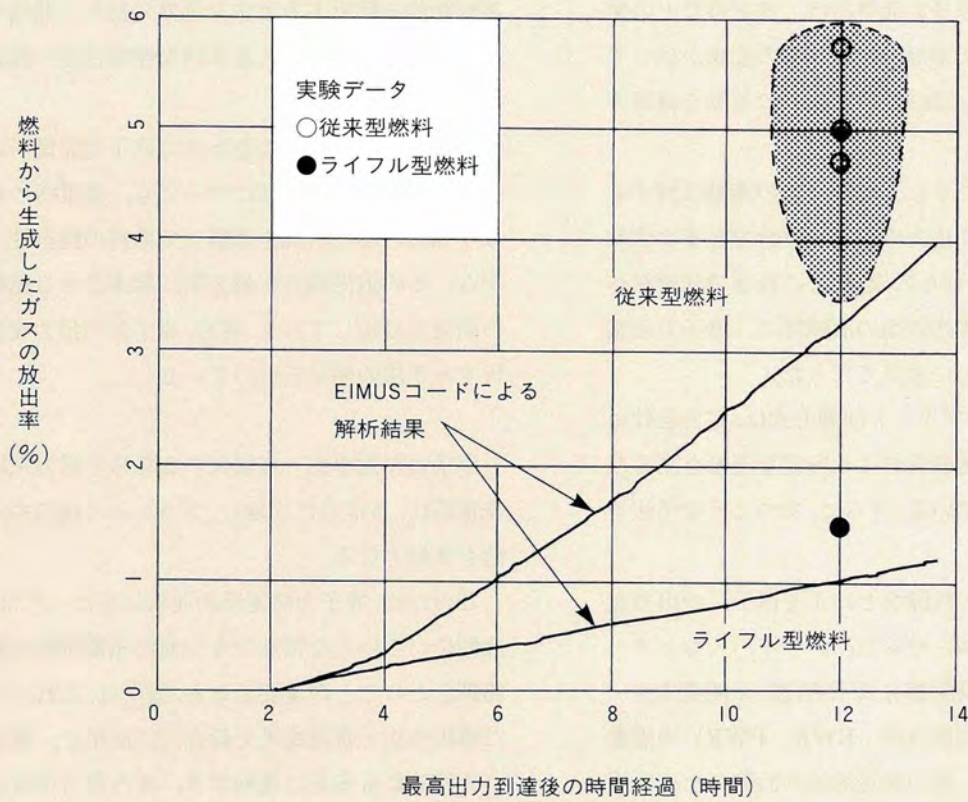
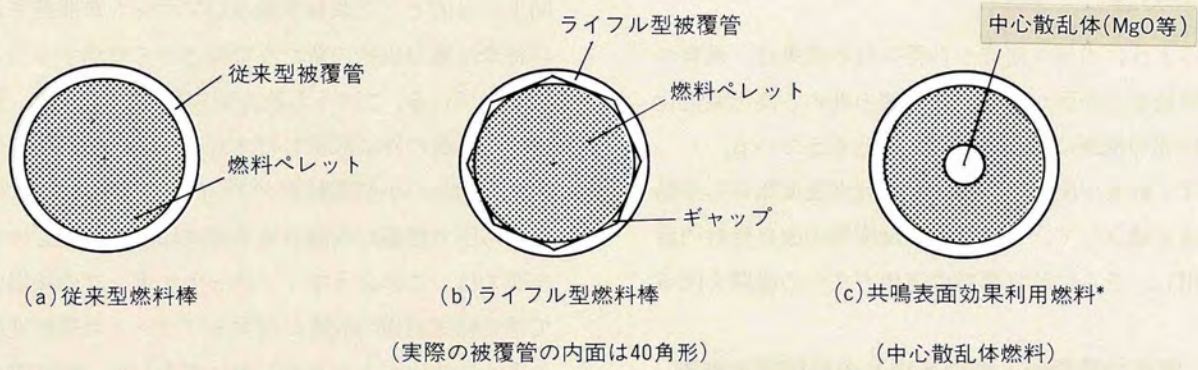


図3-1-2 スタズヴィック研究所で実施された従来燃料とライフル型燃料のガス放出率の試験結果とEIMUSコードによる解析結果

(* 共鳴表面効果：プルトニウムが燃料ペレット中心より表面に多く生成する現象。リム効果はこの共鳴表面効果が原因となって生じる。)

予備的な性能評価を実施し、燃焼性能の向上に有効であることを示した。

以上のように当所の研究から得られる成果は、燃料の健全性評価などの面から、電気事業の進める高燃焼度化計画・研究の推進に寄与出来るものと考えている。

今後はこれまで開発を進めてきた高燃焼度燃料の挙動の評価法を確立して、これを高燃焼度用の改良燃料の評価に活用し、さらに改良燃料の運用方式への展開を図る。

3-1-2 原子力発電所と電力系統との協調運用制御

電力供給の要となる原子力発電所は、送電線などの電力輸送設備の故障が原因で周波数や電圧の変動が生じて、原子炉の出力が一定に維持され、安全に運転を継続できることが必要である。

このため当所では、こうした電力系統の変動に対する原子炉内の圧力、温度や出力の変動を解析できる手法や制御方式を開発した。これらの成果は、これまで送電線への落雷などによる電力輸送設備の故障時に、原子力発電所を安定に運転するために役立ててきた。

また、この解析手法やプラント制御方式は、電力会社において発電所や電力輸送設備のより安定な運転を図るための検討に役立てられている。さらに、次のような手法を開発した。

① 例えば、電力系統の故障などによる原子炉の出力変動を従来にも増して低減させるため、バイパス弁とタービン蒸気加減弁との協調制御方式（BWR）の開発やタービン蒸気加減弁の高速制御方式（BWR、PWR）の提案を行った。これらにより、電力輸送設備の故障のために原子力発電所とその近傍の電力系統が基幹系統から分離されて単独系統となった場合にも、単独系統内の軽水炉プラントが安定に運転できることを示した。

② 最近、日米共同により、安全性や稼働率などの一層の向上を目的とした改良型軽水炉プラントが開発され、近い将来に電力供給の新たな電源として登場することが想定されている。このうち改良型BWRプラントは、原子炉の压力容器の外に設置した2台の大型再循環ポンプに代えて、10台の小型電動ポンプ（インターナルポンプ）を原子炉の压力容器に内蔵させる方式に改良したものである。当所では、このようなインターナルポンプの採用によって電力輸送設備の故障に対するプラントの運転性能がどのように変化するかを明らかにするため、米国GE社と共同研究を行った。この研究では、改良型BWRプラントの運転状態を解析する手法を世界で初めて開発するとともに、この手法を用いて基本的な運転性能の解析と評価を行った。

③ 電力需要の変化に合わせて原子力発電所の出力を変動させる負荷追従運転についても、発電所の現在出力や原子燃料の燃焼状況を考慮して燃料の健全性を維持しながら、その追従能力を最大限に発揮させる運転制御方式の開発を目指しており、現在、原子炉の出力変動などを解析する手法の開発を進めている。

原子力の比率が一層増大する将来の電力系統の原子力発電所は、多地点に立地し、プラントの種別やその運転形態も多様となる。

このため、原子力発電所の運転にあたっては、電力輸送設備やいろいろな特性をもつ他の発電所群の運転と一層協調をとることが重要となる。当所は、これまでに開発した解析手法と研究成果を総合的に活用し、電力輸送設備の故障時にも安全に運転でき、また電力系統全体として需要変化に円滑に対応できる原子力発電所の運用制御システム（図3-1-3）を追求していく計画である。

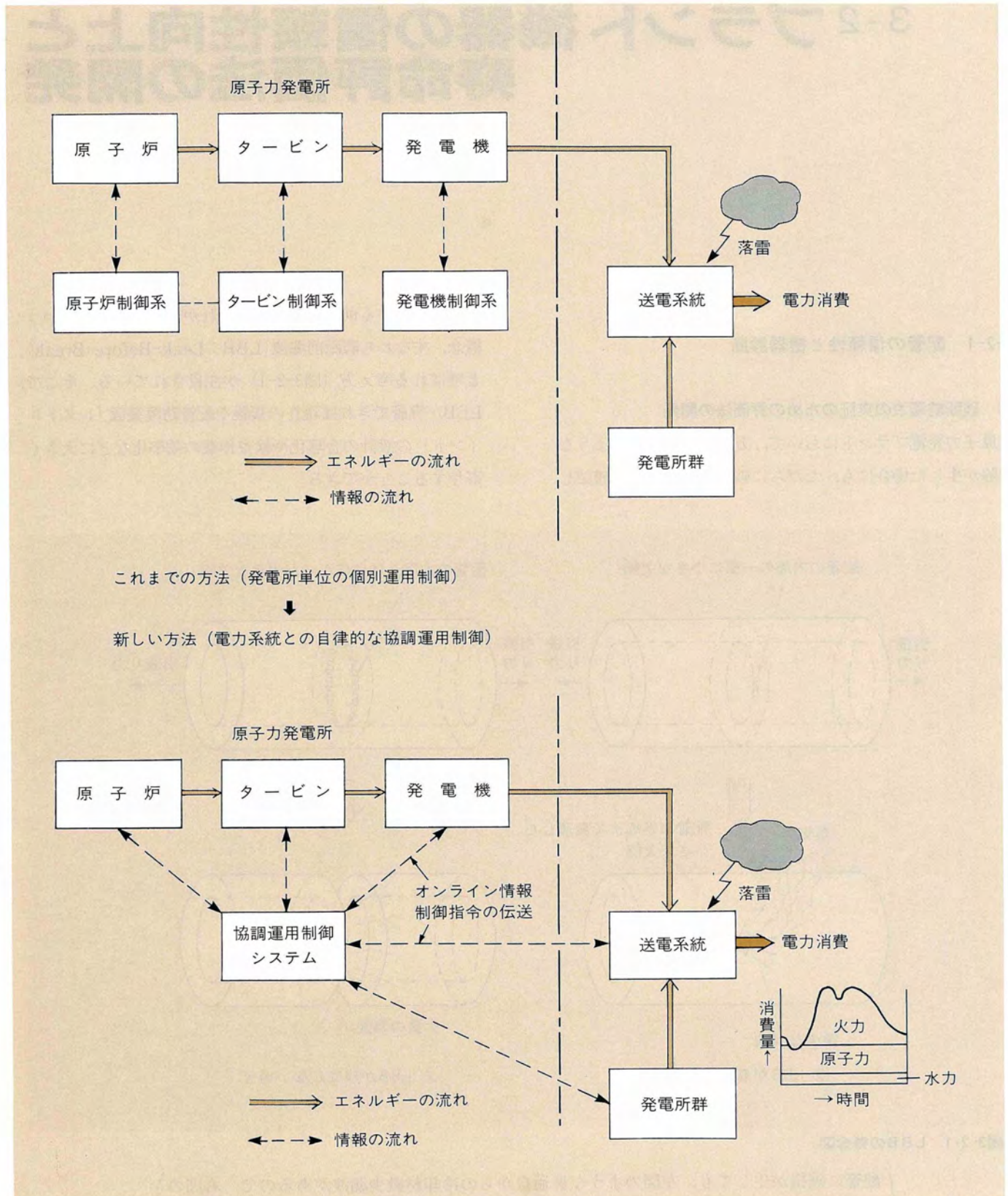


図3-1-3 電力系統と協調した原子力発電所の運用制御の概念

3-2 プラント機器の信頼性向上と寿命評価法の開発

3-2-1 配管の信頼性と機器診断

(1) 破断前漏洩の実証のための評価法の開発

原子力発電プラントにおいて、万一配管にき裂のような欠陥が生じた場合にも、ただちに破断しないことを確認し、

配管が破壊する前に内部流体の漏れが検出されうるという概念、すなわち破断前漏洩(LBB: Leak-Before-Break)と呼ばれる考え方(図3-2-1)が注目されている。そこで、LBBが実証できれば現在の複雑な配管防護装置(レストレイント)の設計の合理化や検査作業の効率化などに大きく寄与することができる。

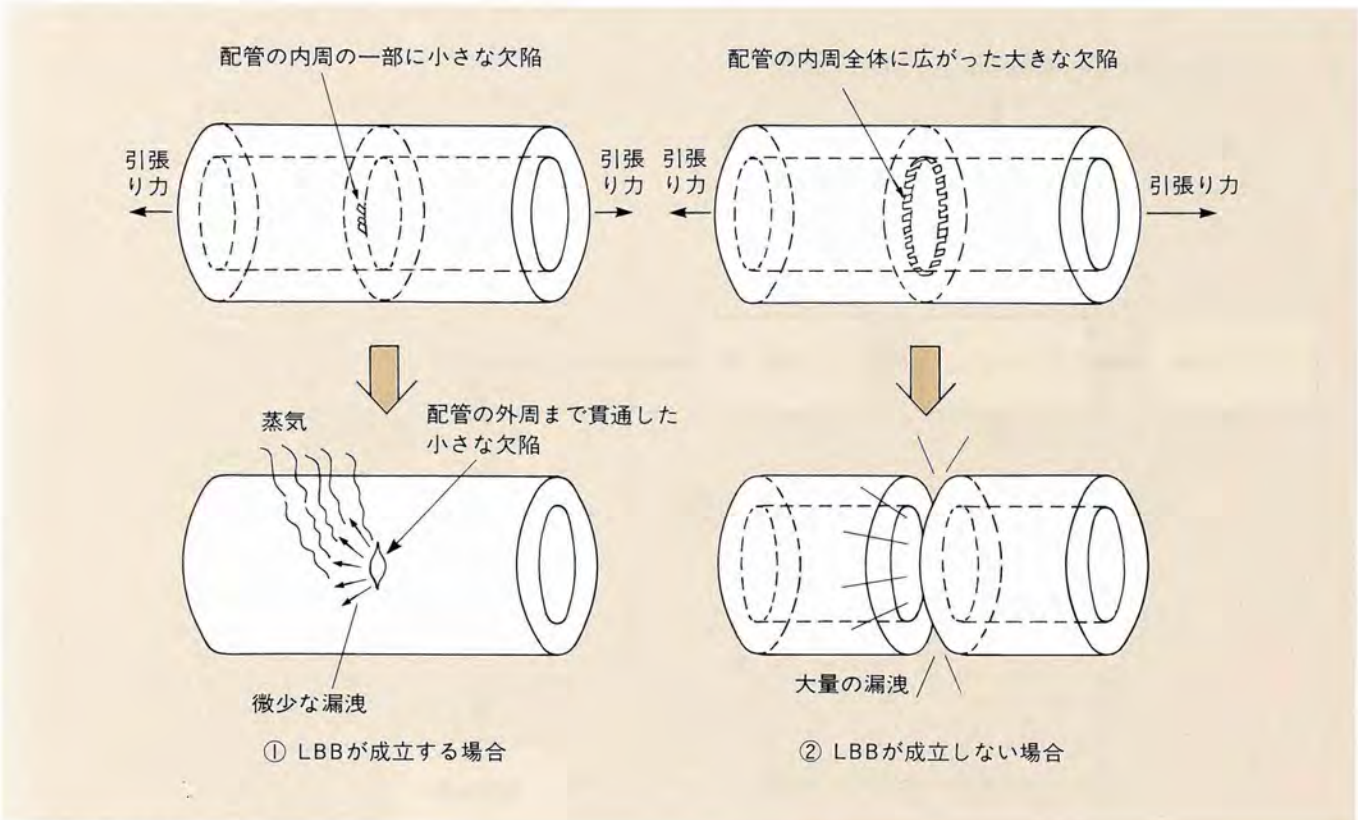


図3-2-1 LBBの概念図

(配管に破損が生じて、左図のような貫通口からの冷却材微少漏洩があるので、右図のような配管破断に至る前に漏洩を検知し対策を行うことができる。)

このような観点から、LBBに関する研究およびその基準化のための検討が我が国をはじめ米国、西独など各国で実施されている。当所は破壊力学（き裂の伝播する様子や破断する条件を解析するための力学）に基づいたLBB評価手法の確立に精力的に取り組んできた。これにより、我が国におけるステンレス鋼配管に対するLBB実証試験、さらに炭素鋼配管に対する実証試験において、解析的研究の中核となってきた。

また、米国規制当局による原子炉配管健全性国際グループ研究計画（IPIRGプログラム）にも、当所は電力会社・メーカーから成る関係諸機関を代表して参加し、その研究推進に当たっている。

実機条件下のステンレス鋼配管に対しては、現行の漏洩検出条件（毎分5ガロンの冷却材漏洩）においてLBBが成り立つことを解析的に明らかにし（図3-2-2）、こうした考え方を国のLBB基準化の検討に反映した。

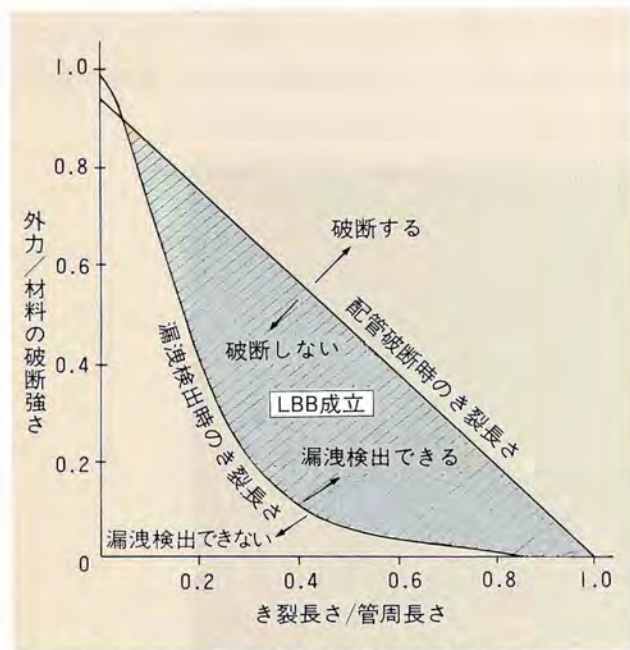


図3-2-2 ステンレス鋼配管のLBB成立性を示す解析結果の一例

図は配管の円周方向にき裂が生じ、引っ張り応力が負荷された時のLBB成立性を示すものである。上の曲線より下の領域ではき裂のある配管に外力が加わっても急速に破断せず、下の曲線より上の領域では外力によりき裂が開いて冷却水の漏洩が検出できることを示す。

また、国の実証試験のなかで実施した炭素鋼配管の破壊試験結果に対し、有限要素法による破壊力学解析法の妥当性を明らかにするとともに（図3-2-3）、実用上重要となる簡易解析法を確立した。さらに、IPIRGプログラムにおいて、国産の30インチ大口径炭素鋼配管の破壊試験により、

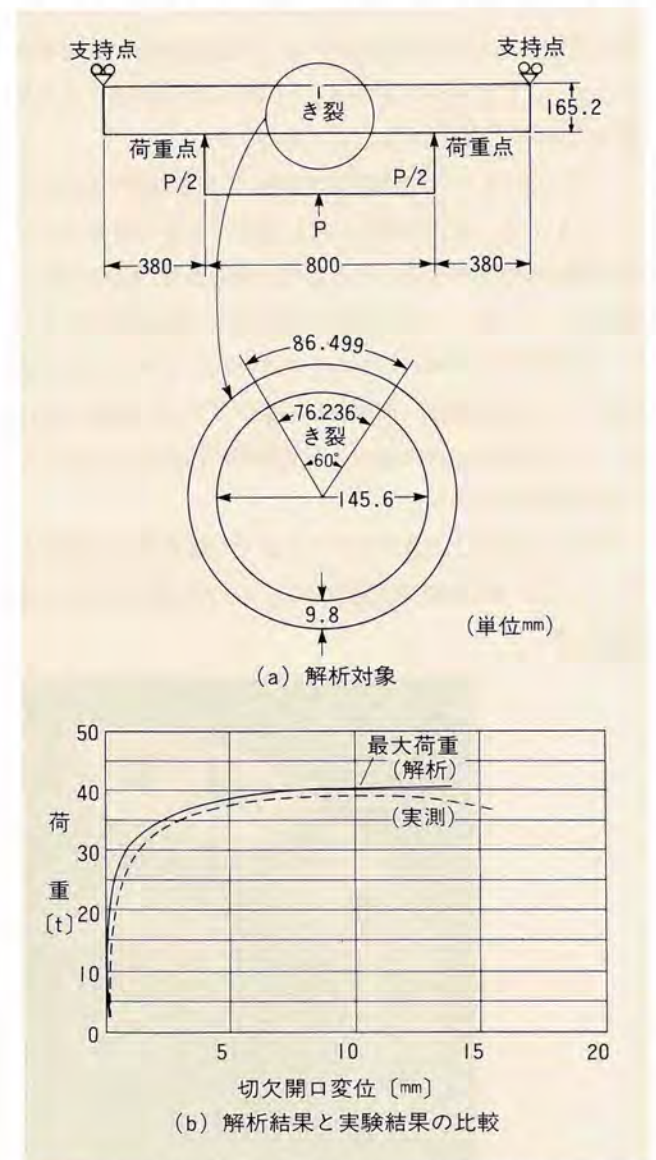


図3-2-3 き裂入り炭素鋼配管の破断挙動解析結果の一例

炭素鋼に荷重を与え、き裂が進展していく場合の荷重と変形との関係を解析し、実測値と良好な一致が得られた。これによりLBB評価に必要な配管破断条件（荷重の最大値）が破壊力学的手法で推定できることを明らかにした。

LBB実証に必要なデータベースとその解析法を確立した。そしてこれらの研究により各種の炭素鋼配管においてLBBが基本的に成立することを解析的に明らかにした。これらの成果は、国が作成するLBB基準化に貢献できるものである。

さらに原子炉配管のLBB成立性評価について、当所が各国の規制当局や研究機関に呼びかけた国際会議（LBB東京セミナー、1987年5月）を開催し、LBBの研究推進とその基準化に向けて国際的にも大きく前進した。

一方、これまでのLBB評価は基本的に決定論的手法に基づいているが、最近米国を中心に確率の考え方を導入した確率論的破壊力学と呼ばれる手法が開発され、LBB評価に適用されつつある。確率論的手法の適用はLBB成立性をより一層合理的に評価するものであるため、当所は米国の解析コード（PRAISE）を導入し、解析モデルの改善や統計データの整備を独自に進め、適用範囲の拡大と取り扱いの一層の簡素化を図った。

今後は、国のLBB基準化にこれまでの研究成果を活用するとともに、確率論的破壊力学に基づいたLBB成立性の展開を図る。

(2)バルブの音響漏洩検査システム

原子力発電プラントの安全運転を図るため重要なバルブについては、定検時に分解、点検し、バルブ内部を検査する作業が行われている。

バルブ内部の漏洩については、バルブを分解せずに外部から音響法（図3-2-4、図3-2-5）によって検査することができれば定検作業の合理化、および検査作業に伴う被ばく線量の低減に寄与することができる。

実プラントに用いられるのと同様の大型バルブを用いて漏洩時の音響特性を把握し、音響検出システムを試作してこれを工場実証試験により評価した。その結果、音響法によって大型弁の微小漏洩を検出できることを示し、実プラント大型バルブ弁の漏洩を検査できる見通しが得られた。

今後は工場実証試験で得られた成果をもとに、実機弁に対する検出性能を評価する。すなわち実機のバックグラウンドノイズの影響を少なくするため、漏洩時と無漏洩時の音響レベルの差による方法から、音響スペクトルの差による方法等に変更して、漏洩検出能力を高め、現場の状況に適した検査システムの開発と実証を行う。

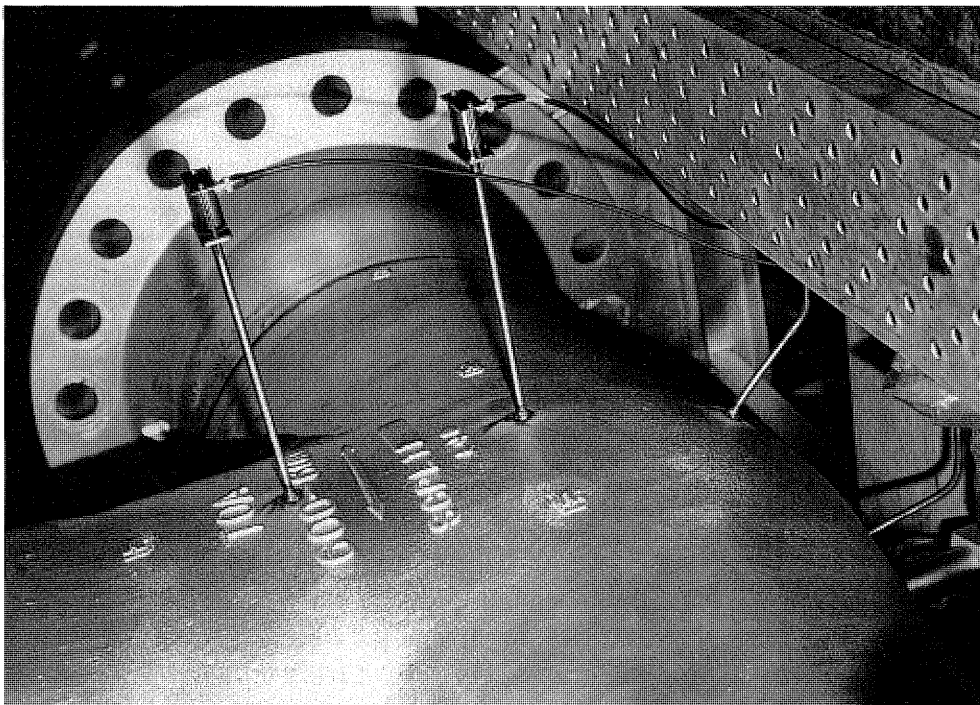


図3-2-4 原子力バルブへの音響センサの取付状況（工場試験）

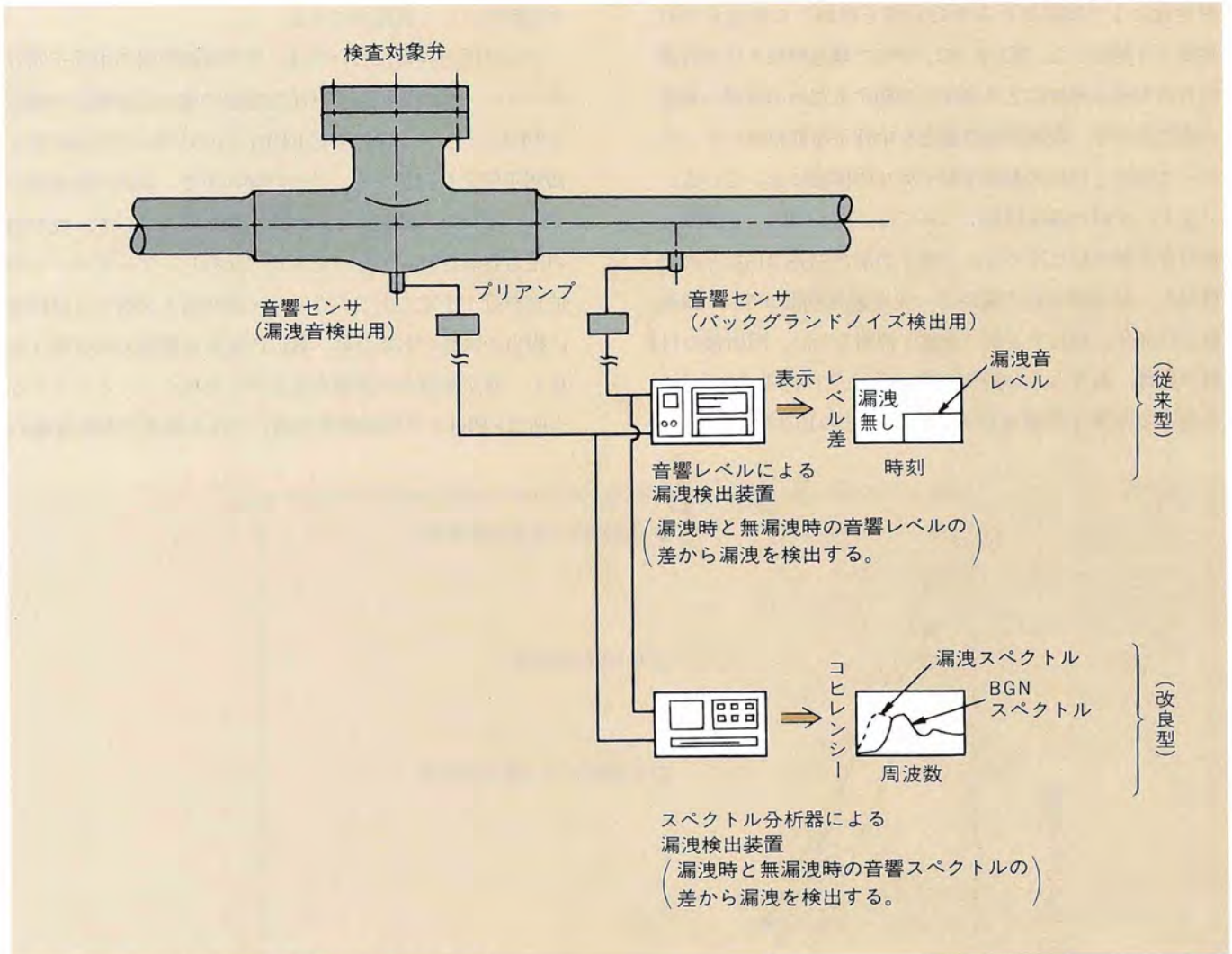


図3-2-5 当所開発のバルブの漏洩音検出システム

3-2-2 機器の寿命評価

(1) 中性子照射による材料劣化

原子炉構造物のうち、圧力容器と炉内の構造材料は中性子照射によって生ずる延性、靱性の劣化、応力腐食割れ (SCC) に対する抵抗性の低下が懸念される。このため、圧力容器に関しては照射脆化の進行度を確認するため、実機使用材の余材から作った試験片を炉心の圧力容器内でのサーベイランス試験によって圧力容器の健全性を確認している。

当所では、基礎研究として炉内の構造物に対する中性子

照射の効果について、1975年頃より研究を開始した。先ず炉内の構造材として使用されているステンレス鋼が中性子照射により SCC が生じやすい傾向があることを見出した。また、圧力容器の材料として使用されている A 533B 鋼に不純物の照射脆化に対する影響の解明などの研究を行ってきた。図3-2-6は圧力容器材料の中性子照射による延性低下の傾向が銅の含有量により著しく影響すること、ならびに微量の Ti 元素等の添加により延性が改善されることを示している。

今後は、照射を受ける機器の寿命評価を目的とした高い中性子照射について研究を実施する必要がある。そこで、当所では実機の炉内の構造材料や圧力容器材料の中性子照

射劣化により制限される寿命評価を目指した研究を1987年度より開始した。図3-2-7に、炉内の構造材料と压力容器材料の中性子照射により劣化を評価するための当所の研究の流れを示す。現在研究の重点を中性子照射材料のデータベース拡充と材料の寿命予測モデルの構築においている。

まず、炉内の構造材料については、SUS 304の各種熱処理材など現用材だけでなく、原子力用のSUS 316などの代替材を、軽水炉の炉内条件で、実機運転期間が5年、25年、および50年に相当する量の中性子照射を行い、照射後の材料の延性、靱性および耐SCC性のデータを得ることとし、当所と日本原子力研究所大洗研究所との10ヶ年にわたる

共同研究として実施中である。

さらに压力容器については、压力容器材料の中性子照射データベースの構築および压力容器の健全性評価法の開発を2本柱とし、当所と米国EPRIとの3ヶ年の共同研究を1989年度より開始する。この計画の中で、米国の軽水炉のサーベイランス試験によるデータ構築のみならず、我が国の压力容器材料を米国の軽水炉で照射し、データベースの拡充を行う予定である。さらに、我が国と米国では材料等に相当の差異があるため、最近の新たな評価方式を取り入れて、我が国独自の評価方法を作っていくこととしている。当所はEPRIとの共同研究を通じて压力容器の寿命評価の

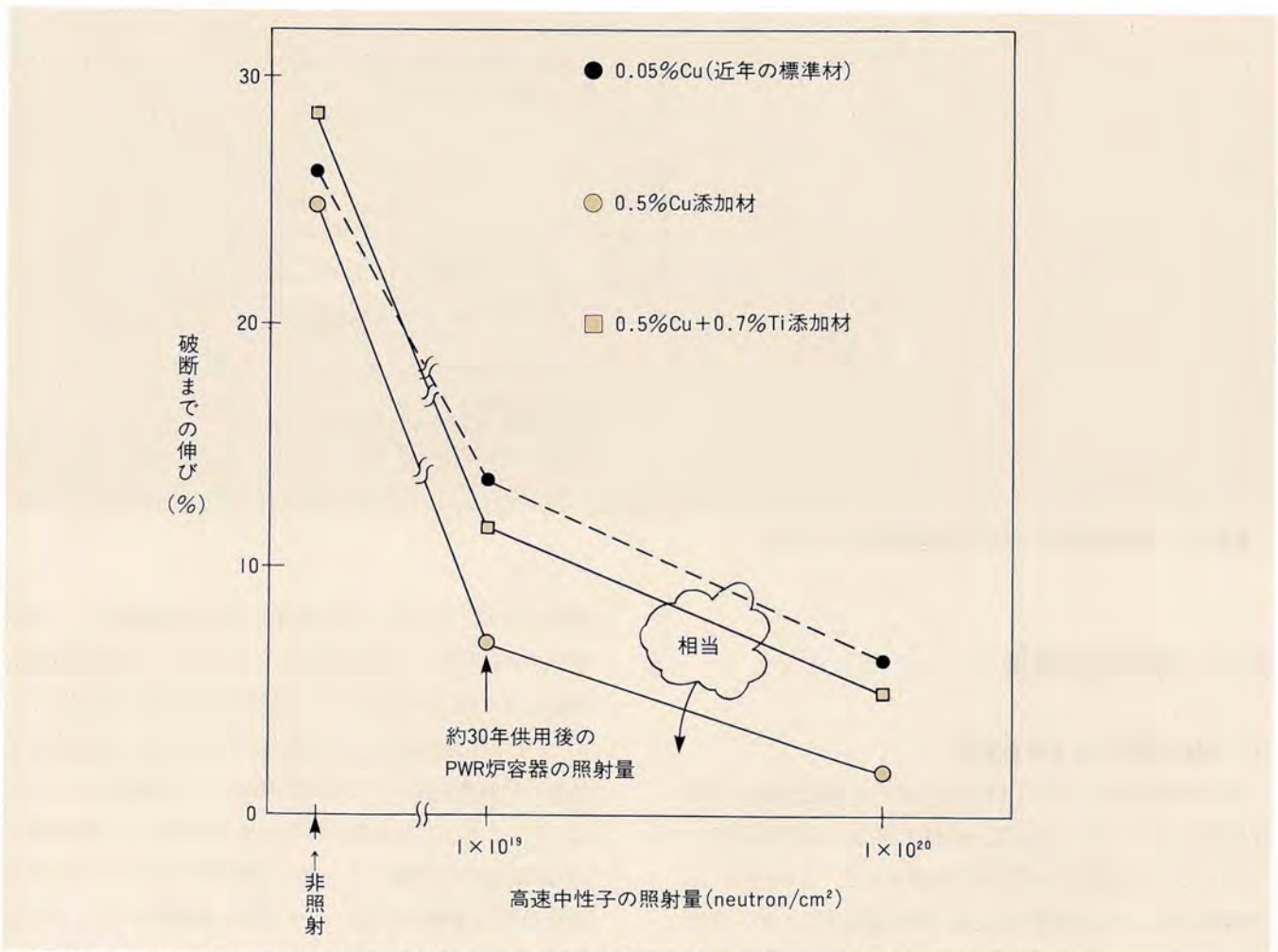


図3-2-6 A 533B原子炉压力容器鋼の延性に及ぼす不純物銅(近年の規格ではCu含有量は0.1%以下)の影響

(Cuは延性低下を加速するが、微量のTiの添加で)
(照射脆化は改善されることを示す。)

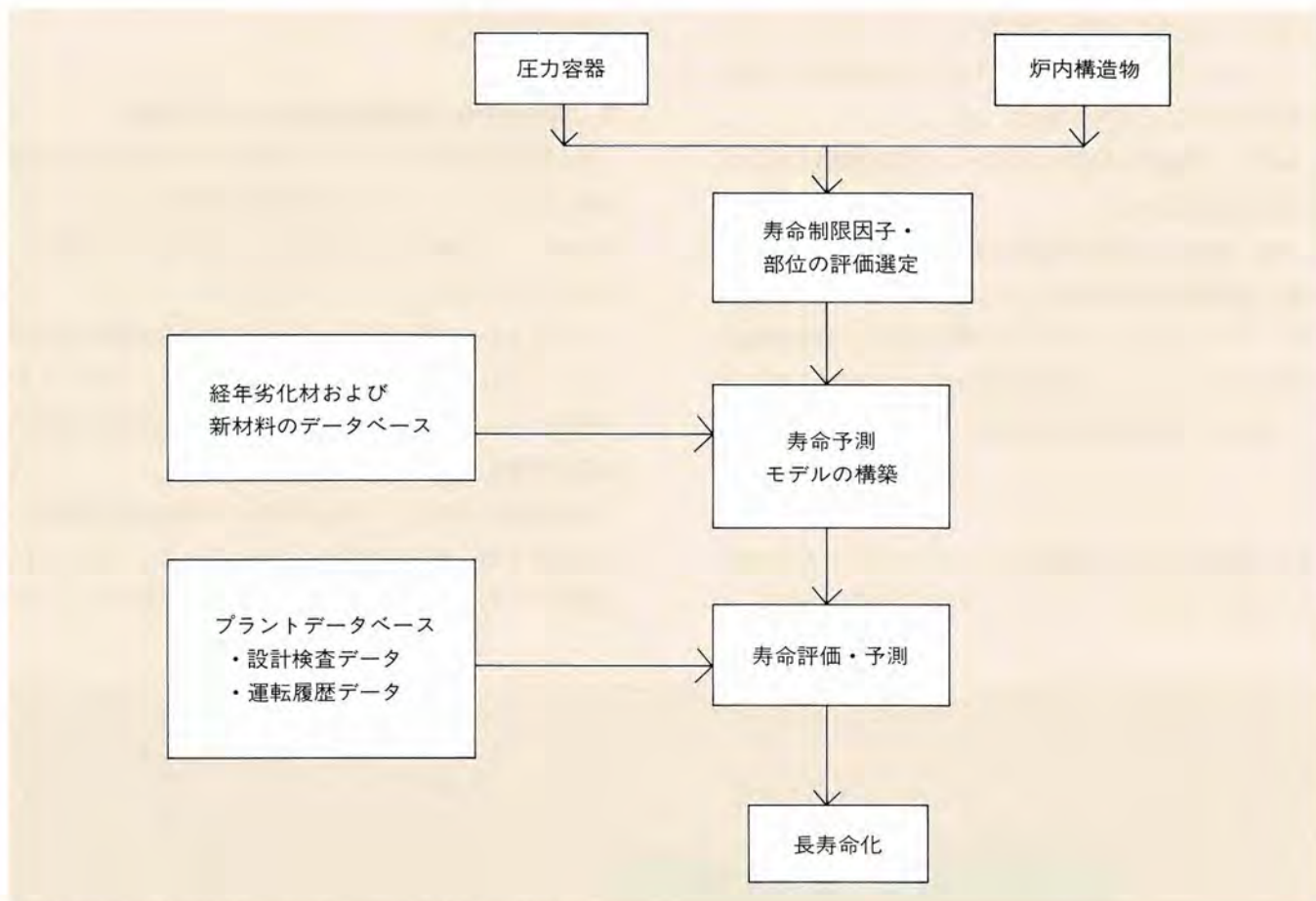


図3-2-7 压力容器・炉心構造物の寿命予測研究の流れ

研究を加速して推進する。

(2)蒸気発生器における劣化

内外におけるPWRプラントの蒸気発生器の伝熱管では、粒界腐食などの腐食および振動・衝突による摩耗等の事例が報告されてきた。

当所は、現在までに、これらの伝熱管の腐食や摩耗に対し、蒸気発生器に関する耐食性試験、水質改善策の提案、および国際共同研究への参画に基づく成果の提供などによって、電気事業に貢献してきた。

上記の伝熱管の腐食や摩耗は、伝熱管と支持板あるいは管板との隙間部に発生する。これは、隙間部の水が沸騰すると水中の微量不純物が濃縮し腐食が発生するとともに、流動により振動が発生するためと考えられる。これらの伝熱管のトラブルについては、施栓、スリーブ補修、水質改善等の対策が講じられている。しかし、なお一層、プラント

の長期健全性を確保するためには、蒸気発生器の伝熱管の腐食や摩耗に対する評価（寿命評価）手法と予防保全策を確立することが重要である。そこで腐食原因に関連する研究としては、図3-2-8に示すように、隙間部における伝熱管の腐食を促進する要因であるドライーアンドーウェット現象^{*2)}への圧力・熱流束等の影響を分析し、実機での現象を基礎的に解明した。また、本現象による伝熱管の腐食を解明するため、水質・温度・材料・応力因子の影響を系統的に研究・検討を進めている。図3-2-9はその結果の一例を示し、高温水中へのほう酸の添加によって伝熱管の粒界腐食の発生を抑制できることを明らかにした。これは実機プラントに適用されているほう酸の注入が伝熱管の腐食抑制に効果を発揮することの根拠となるものである。

一方、伝熱管の摩耗の原因となる機械的振動は、冷却材の流速と支持板の形状によって影響される。そこで図3-2-10に伝熱管の振動の大きさと冷却材の流速の関係を、支持

板の形状と支持板流路部の開口率をパラメータとして求めた。これらの結果から現在の開口率形状では伝熱管の振動に影響しないことが明らかになった。

現在は、流速が比較的大きいUベント部の振動の大きさの研究を進めている。

今後、腐食による寿命決定要因となっている粒界腐食等の割れ進展挙動の検討結果などを総合して、蒸気発生器の材料・プラントのデータベースの構築を図り、腐食評価法の確立を行う。一方、摩耗管の研究では、Uベント部を含め、摩耗による伝熱管の寿命評価手法を確立する。

.....
*2) 隙間部の冷却水の沸騰ともない、伝熱管の表面が乾湿を繰り返す現象で、これによって水中の微量物が濃縮し、

腐食が促進される。

(3) 長寿命化のための総合評価システムの開発

我が国の軽水炉プラントは、2000年頃から順次その設計寿命に達するが、さらに長い期間安全に運転できることを明らかにし、長寿命化が図れれば、生涯発電コストを低く保つことができる。

このような、軽水炉プラントの長寿命化を実現するためには、材料および機器の寿命を的確に判定し、プラントを長期間にわたって安全に運転できることを評価する手法の開発が必要となる。

長寿命化を図る上で、最も重要となる機器は圧力容器、炉内の構造物、蒸気発生器等である。そこで、まずこれらを構成する各種材料のデータベース化と、実機プラントの

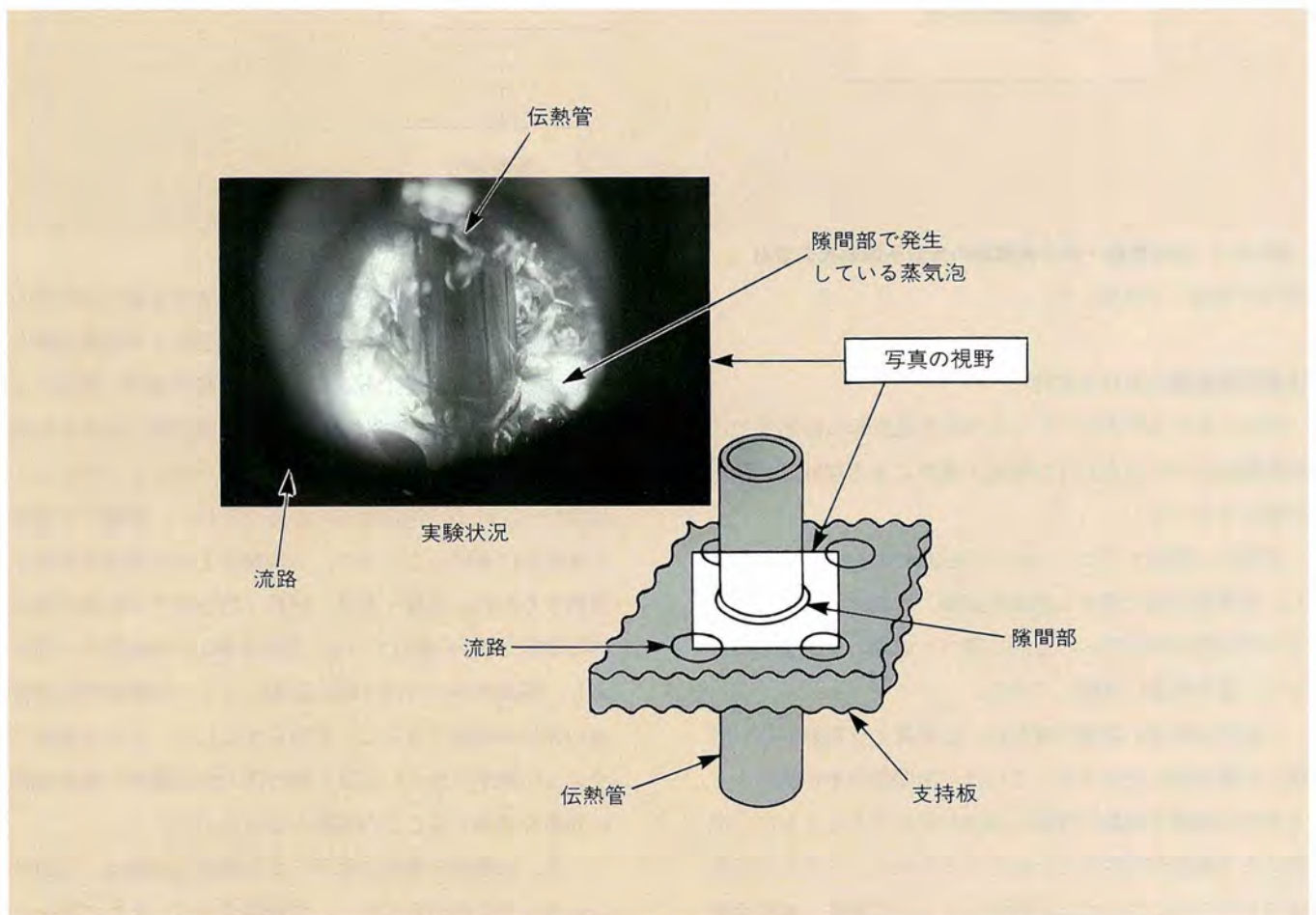


図3-2-8 ドライアンドーウェット現象を調べる実験

運転データ、補修・取り替えデータ等のデータベース化に基づいて、材料および機器の寿命評価技術を開発する。

さらに、機器の補修・取り替えに要するコスト等の経済性評価、および法規制を考慮し、プラント全体の総合的な評価システムを開発する。

当所ではこれまでに、総合評価システムのプロトタイプを構築し、システムの骨格を作りあげるとともに、その細部の具体化に着手した。さらに、照射脆化および腐食損傷に関するデータベースの構築に着手し、運転データベースにつ

いても寿命評価に必要なデータの収集範囲と抽出について検討を開始した。

一方、材料の劣化診断方法として、セラミックスや高分子材料の微視的な劣化の診断に利用されている超音波スペクトル法に注目し、金属材料の組織レベルの変化に対しても適用できるか否か検討を進めている。

今後は、電気事業との密接な関係を保ちながら、総合評価システムを確立する研究を加速し、最適な寿命延伸期間の評価に資することとしている。

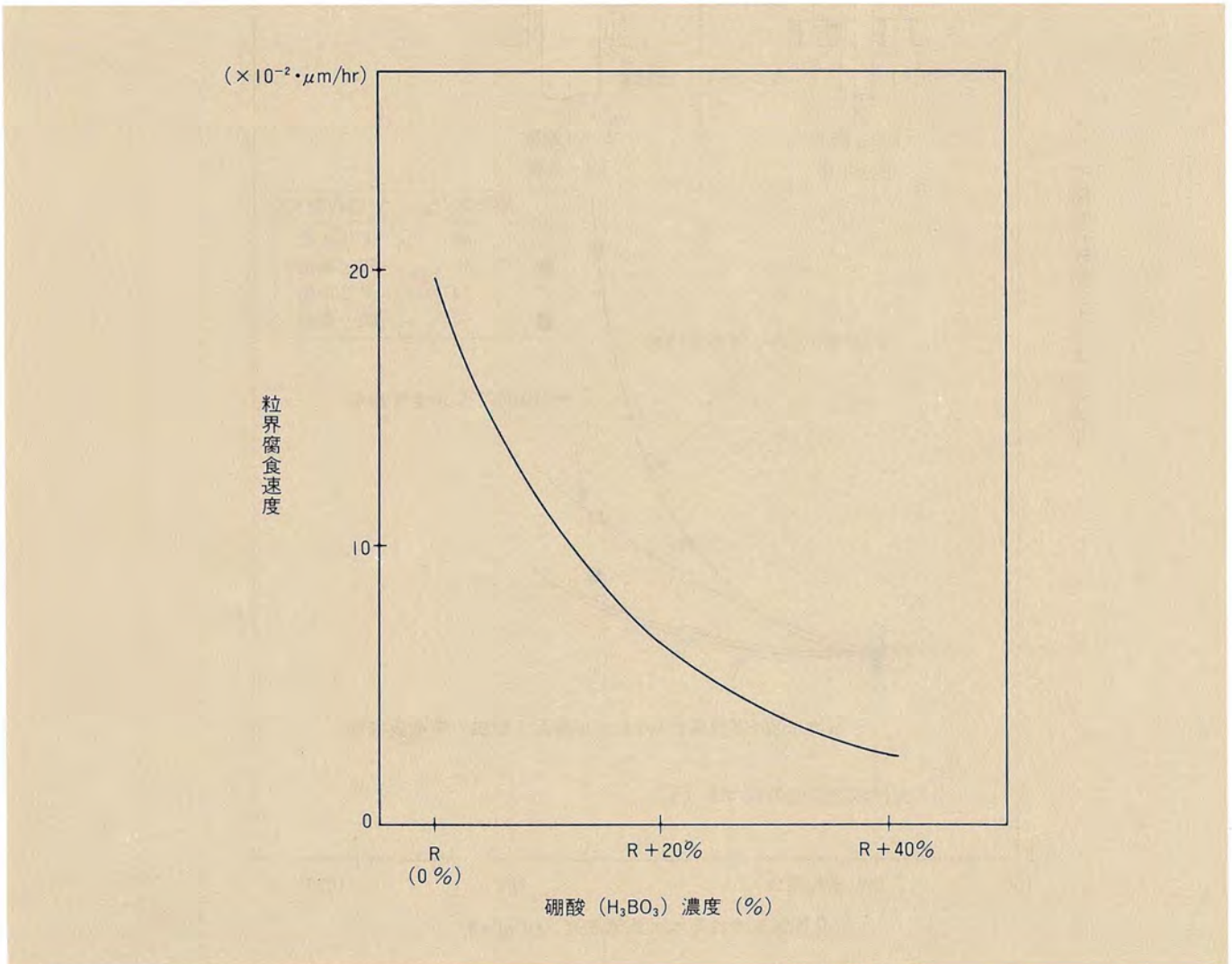


図3-2-9 粒界腐食速度に及ぼす硼酸の影響

(支持板と伝熱管の隙間部で濃縮した模擬水溶液(20%NaOH+4%Na₂CO₃水溶液：R)にほう酸を添加して、伝熱管の粒界腐食の抑制効果を明らかにした。)

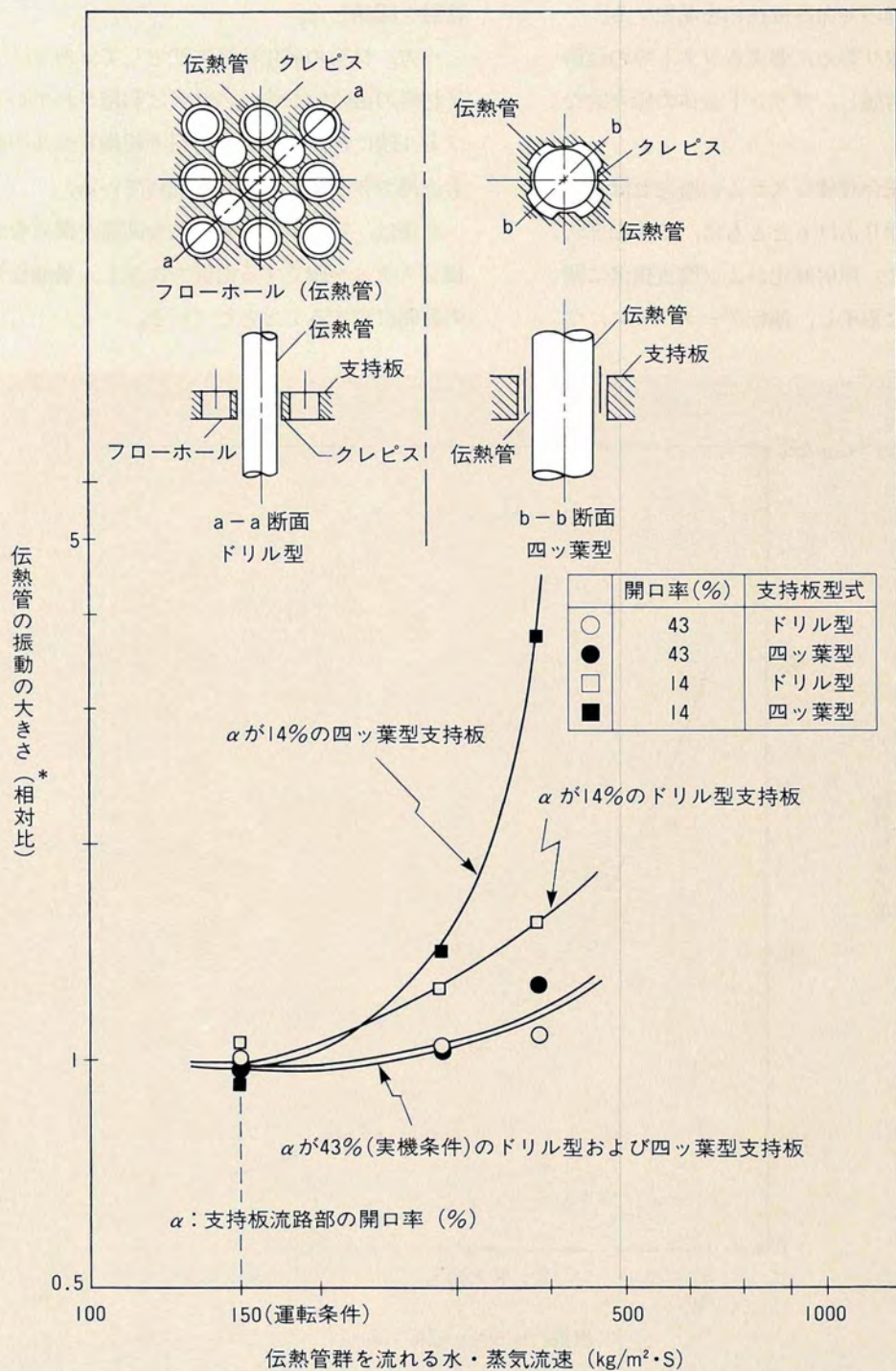


図3-2-10 伝熱管の振動の大きさに及ぼす支持板形状と流速の影響

(現行プラントの開口率(43%)では、伝熱管の支持板形状は伝熱管の振動に影響を及ぼさないことを示す。)
 (*相対比: 水・蒸気流量が150kg/cm²S, αが43%の伝熱管の振動の大きさの場合を1とした。)

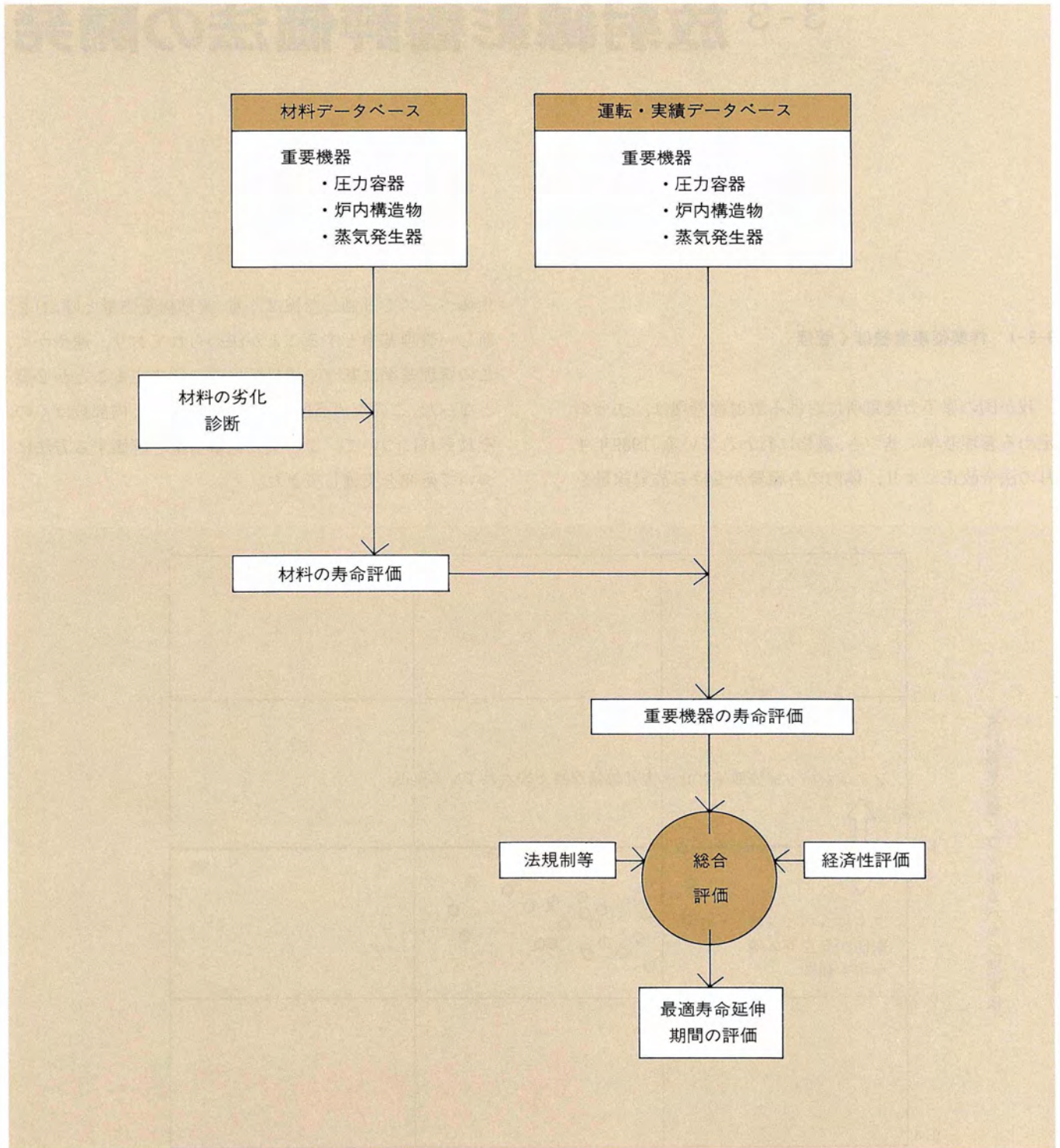


図3-2-11 総合評価システムの概念

3-3 放射線影響評価法の開発

3-3-1 作業従事者被ばく管理

我が国の原子力発電所における放射線管理は、法令の定める管理基準に基づき、厳格に行われている。1989年4月の法令改正により、体内の各臓器が受ける放射線量を

生体ベースで評価した被ばく量(実効線量当量と呼ぶ)を新しい管理基準とすることが決められており、速やかに、この管理基準に基づく線量評価法を確立することが必要となった。このため当所では、外部被ばくと内部被ばくのそれぞれについて、この実効線量当量を評価する方法について研究を実施してきた。

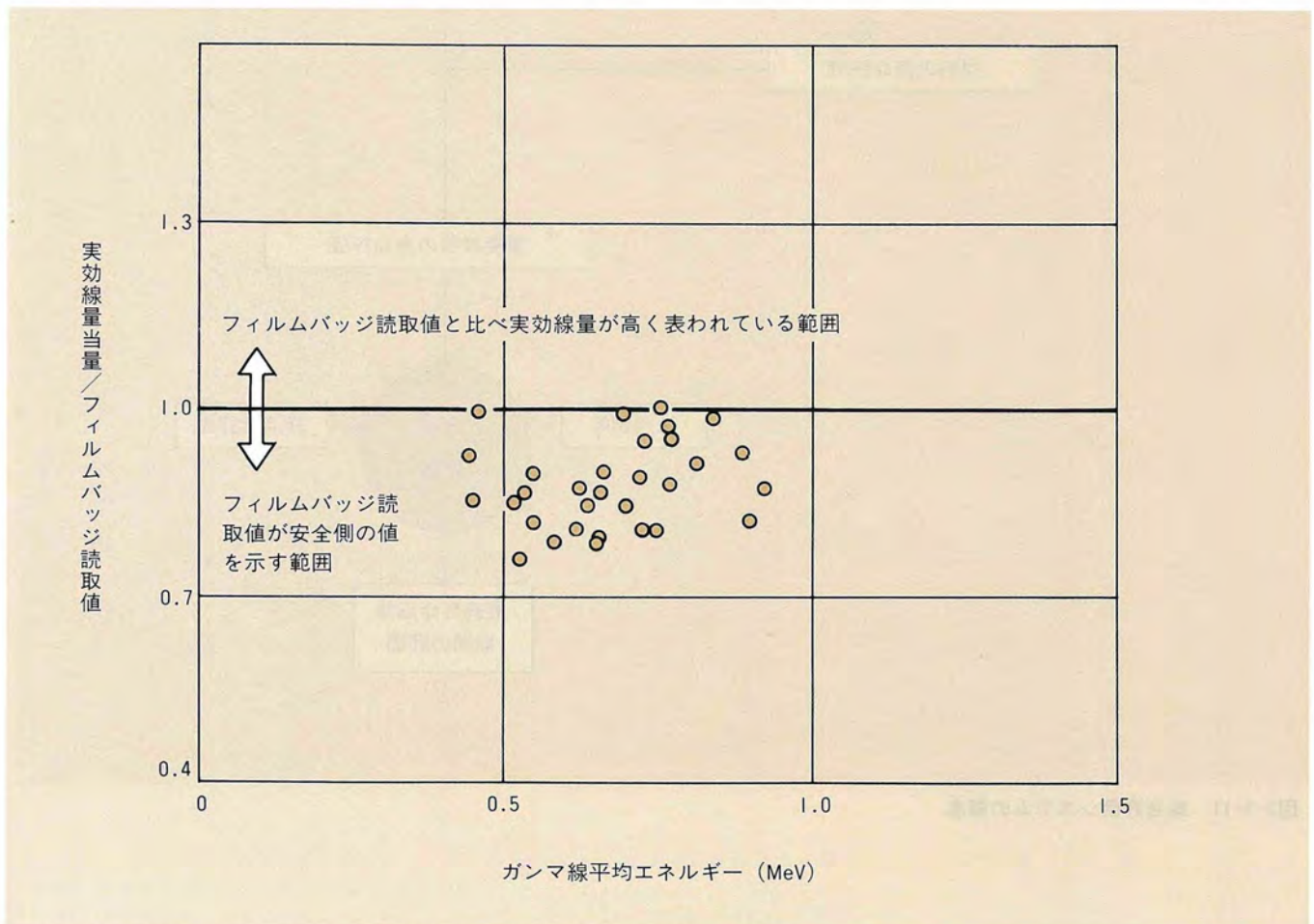


図3-3-1 個人被ばく線量評価用フィルムバッジ読取値と実効線量当量の関係

(1) 外部被ばく

外部被ばくについては、放射線に対して人体と等価な模型を開発し、その中に微小な放射線センサを埋め込み、各臓器が受ける放射線量を測定して評価する装置を開発した。そしてこの人体模型を実際の放射線環境中におき、各臓器の実効線量当量を求め、従来のフィルムバッジによる管理法との比較を行った。

この結果から原子力発電所においては、現行のフィルムバッジによる管理法が安全側の放射線量を示しており、現行の管理法がそのまま準用できることを実証した（図3-3-1）。

(2) 内部被ばく

内部被ばくについては、コンピュータによる画像処理技術を応用し、体内に広く分布した放射能の位置と濃度が立体的に求められる体内放射能分布測定装置を開発した。また、測定した体内放射能の分布データから、各臓器が受ける放射線量および実効線量当量を計算するコードを開発した。体内放射能分布測定装置の開発により、各種臓器に含まれる放射性物質の種類と濃度を簡単に測定できるようになり、これらの測定結果を実効線量当量解析コードに入力することにより、放射能を吸入した直後から任意の時刻において“実効線量当量”を直ちに評価できる高精度な内部被ばく管理システムを開発した（図3-3-2）。

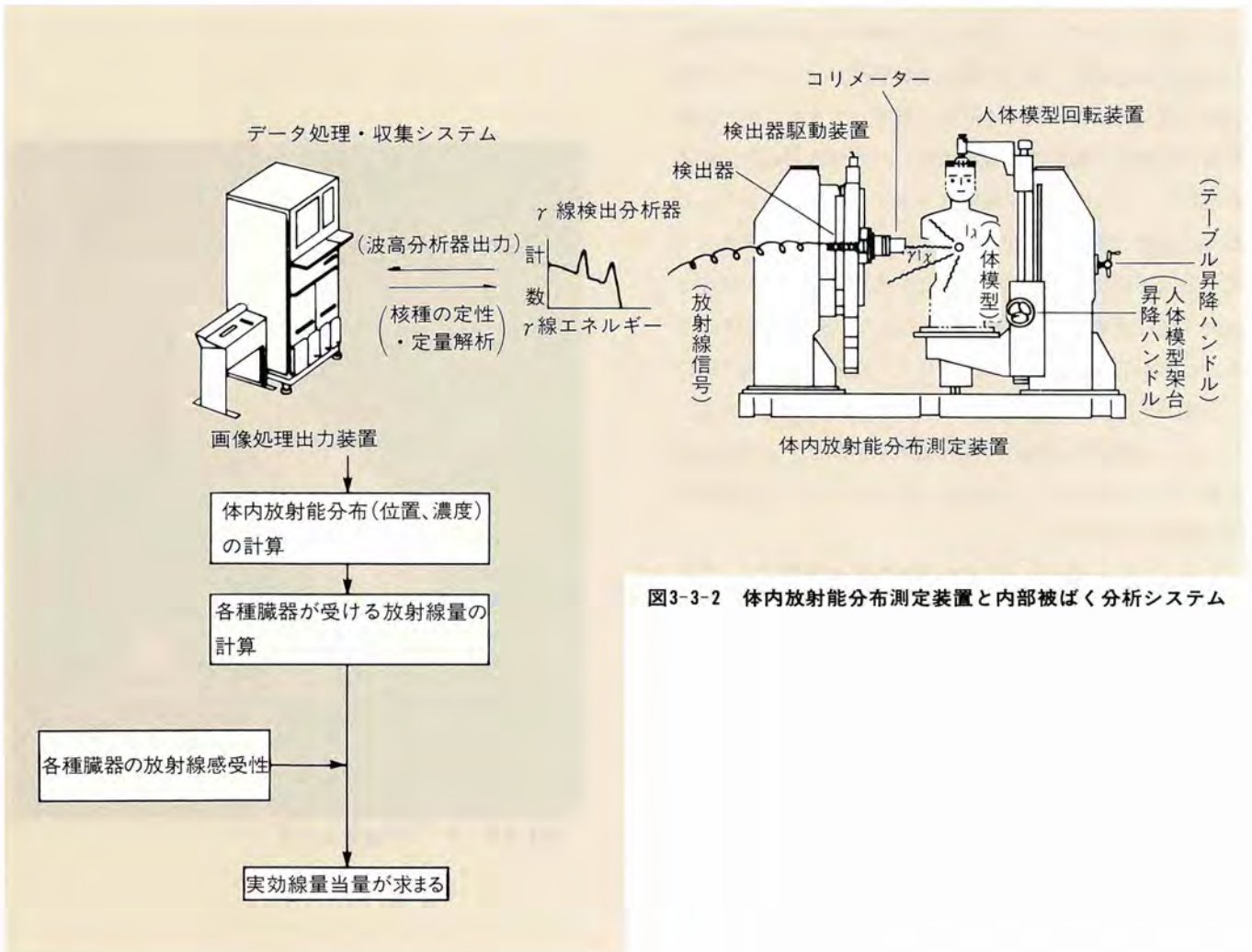


図3-3-2 体内放射能分布測定装置と内部被ばく分析システム

3-3-2 環境影響評価

原子力発電所の設置、変更許可申請等における排ガス拡散による被ばく線量に関する安全解析は、各々のサイト固有の気象条件と建屋・地形条件を十分に考慮して行う必要がある。そのため、現行の評価手法は1960～70年代にかけて確立されたが、1つのサイトの大容量化および線量目標値の低減などに伴い、精度向上のための新しい評価手法の開発が望まれている。

サイト固有の建屋・地形条件の排ガス拡散に及ぼす影響の評価には、現在、風洞実験による手法が用いられており、その具体的な方法は国の内規となっている。当所では、従来より数多くのサイトを対象に安全解析のための風洞実験を実施すると共に、現行の風洞実験手法、およびその評価方法の開発と改善に関する研究を推進してきた。特に1986年度には建屋・地形の影響を考慮した合理的な拡散評価法を提案し、さらに1988年度には今まで考慮していなかった排ガス拡散に及ぼす風向変動の影響を定量化し、排ガスの水平方向の拡がり幅を見直す研究を推進した。この研究では従来の平常時の線量評価値が従来の1/5～1/3程度になることを示した。当所では、これらの研究成果を総合的にとりまとめ、現行の評価方法への反映を図る計画である。

一方、長期的には現行の風洞実験を主体とする評価手法に替わるものとしては、当所は、数値モデルによる評価手法の開発に着手した。

また、これまでサイト固有の気象条件の把握には、高さ100～200m程度の気象鉄塔が用いられている。しかし、気象鉄塔を用いた観測では、特定の高度のデータしか得られず、しかも多大なコストを要するため、当所は現在、この気象鉄塔に替わる新しい観測法として、地上からのリモート・センシング手法の実用化研究を進めている。特にドップラ音波レーダ(図3-3-3)による気象観測法への適用性の評価に関する研究は1987年度に終了し、現行の気象鉄塔や気球による方法と比較して、①得られる情報量が多いこと、

②従来と同程度の精度で、しかもコストが1/5～1/3程度に低減できること、等の成果が得られている。現在、サイトにおいて長期間の観測等に対する実用性の評価研究を行っており、導入のための最終段階となっている。

そしてこのリモート・センシングによる大気の流れの観測と、上記の数値モデルによる気流・拡散の評価法とを組み合わせた、新しい線量評価手法の開発を進めている。本手法は風洞実験による手法と比較して、地形と熱の複合条件下における予測精度の向上が図れること、費用と労力の節減が可能なこと等の利点があり、将来有用な被ばく線量評価手法であると考えられる(図3-3-4)。

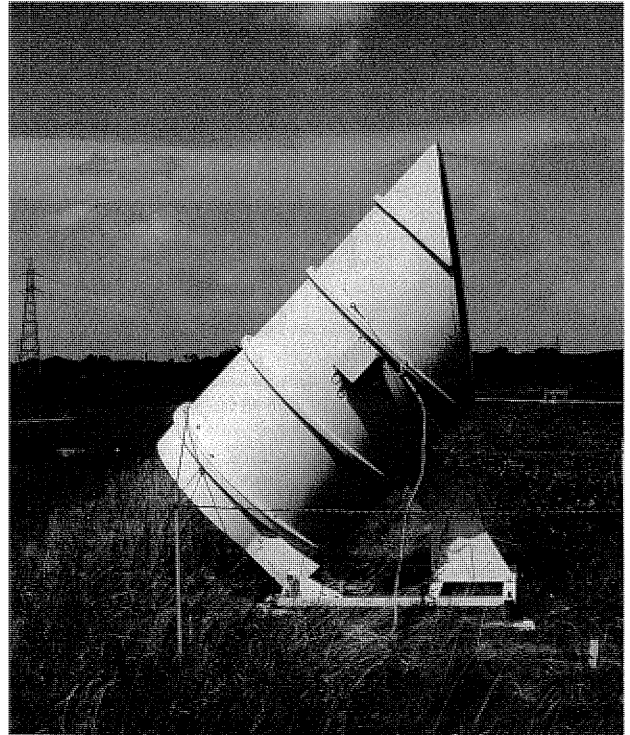


図3-3-3 ドップラ音波レーダ

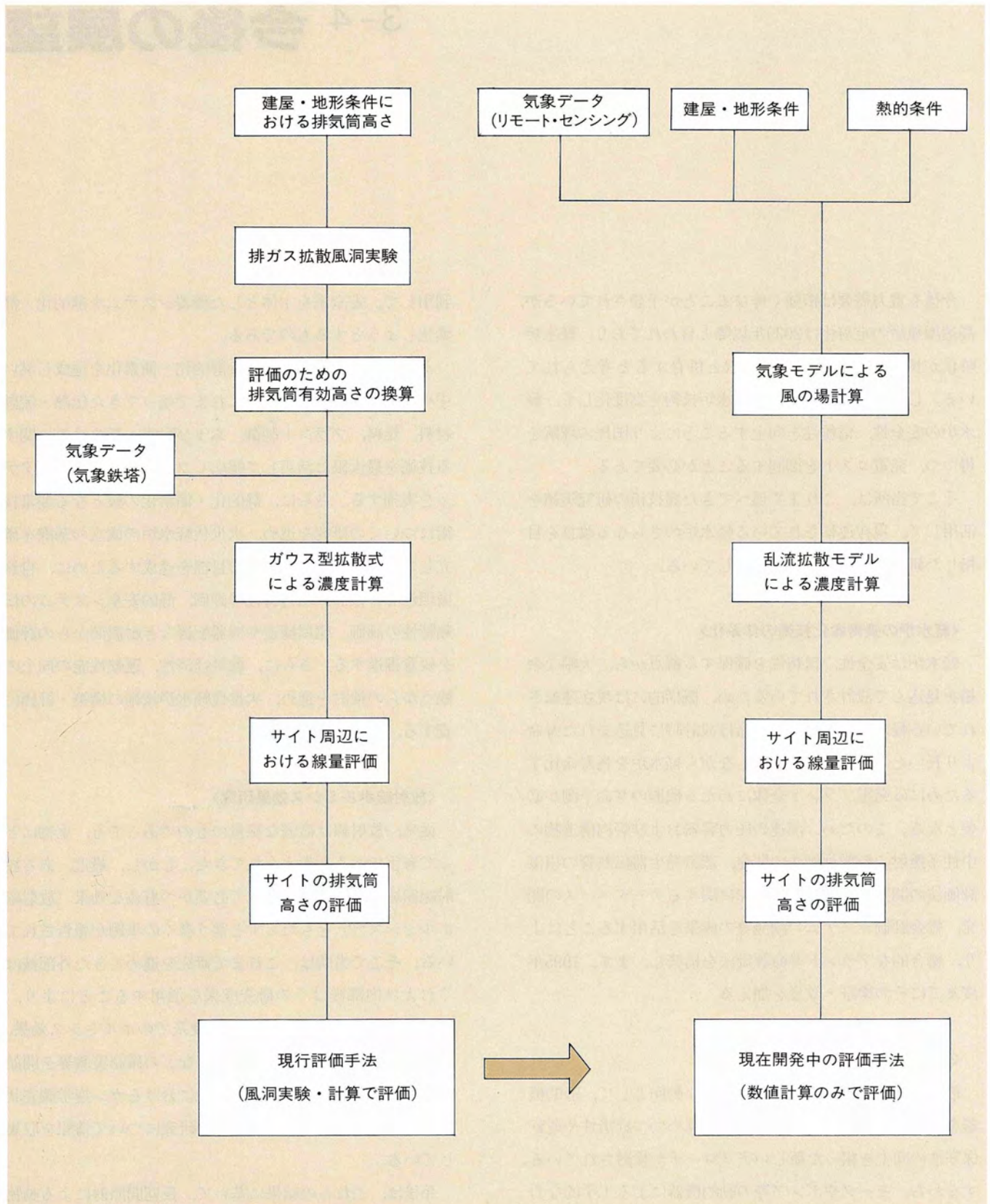


図3-3-4 安全解析に用いる大気拡散・線量評価手法の合理化

3-4 今後の展望

今後も電力需要は根強く伸びることが予想されているが、高速増殖炉の定着化は2030年以降と言われており、軽水炉時代が長期化するとともにFBRと併存すると考えられている。したがって、今後とも軽水炉技術を高度化して、軽水炉の安全性、信頼性を向上することにより国民の理解を得つつ、発電コストを抑制することが必要である。

そこで当所は、これまで述べてきた諸技術の研究実績を活用して、現在運転されている軽水炉のさらなる改良を目指した研究を進めていくこととしている。

〈軽水炉の長寿命化技術の体系化〉

軽水炉は安全性、信頼性を確保する観点から、大幅な余裕を見込んで設計されているため、概括的には現在運転されている軽水炉の実質的な寿命は設計時に見込まれた寿命より長いと考えられる。しかしながら軽水炉を長寿命化するためには発電プラント全体にわたる機器の寿命予測が必要となる。このため、前述の圧力容器および炉内構造物の中性子照射の影響評価法の開発、蒸気発生器伝熱管の損傷評価法の開発、プラントの運転に関するデータベースの開発、総合評価システムの開発等の成果を活用することにより、総合的なプラント寿命評価法を構築し、まず、1995年度までにその検証・改良を加える。

〈次世代軽水炉技術の構築・評価〉

最近、軽水炉の研究開発の世界的な動向として、静的機器を積極的に採り入れて、安全性を高めつつ経済性や運転保守性の向上を狙った新しいアプローチが検討されている。すなわち、モータやポンプ等の動的機器による工学的な力ではなく、重力や自然循環あるいは蓄圧などの自然の力を

利用して、安全系を主体とした機器システムを静的化・簡素化しようとするものである。

そこで当所は、このような静的化・簡素化を達成し易い中小型の軽水炉に着目し、これまで培ってきた伝熱・流動、材料、燃料、プラント制御、および耐震・新立地等に関する技術を最大限に活用して幅広くフィージビリティスタディを実施する。さらに、静的化・簡素化の核となる要素技術についての研究を進め、次世代軽水炉の成立の基礎を確立してゆく計画である。この目標を達成するために、自然循環炉心の核熱・水力特性の評価、静的安全システムの伝熱特性の評価、建屋構造や機器配置など耐震面からの評価を鋭意推進する。さらに、燃料経済性、運転性能の向上の観点からの検討を進め、次世代軽水炉技術の構築・評価に資する。

〈放射線ホルミシス効果研究〉

従来、放射線は微弱な線量のものであっても、生物にとって有害であると考えられてきた。しかし、最近、ある放射線領域では、生物にとって必要かつ有益な効果（放射線ホルミシス^{*3)}）をもたらすと言う多くの事例が報告されている。そこで当所は、これまで研究を進めてきた外部被ばくおよび内部被ばくの研究成果を活用することにより、1987年度よりマウスの代謝や免疫系でのホルミシス効果、種子への照射による発芽促進効果などの確認実験等を開始するとともに、中国の高線量地域におけるガン疫学調査状況や米国での低線量の放射線影響研究について情報を収集している。

今後は、これらの結果に基づいて、長期間照射による動物のホルミシス効果の指標の選定と実験手法の検討、および

中国の高線量地域における住民等の疫学調査結果などによる疫学調査方法の検討のためのガン抑制効果等の評価について研究を進め、低レベル放射線の長期的な照射影響の確認を目指す。

.....
*3) 放射線ホルミシス (Radiation Hormesis) はギリシャ語の "Hormo" (興奮させる) に由来しており、「放射線ホルミシス」は「放射線による興奮」という意となる。

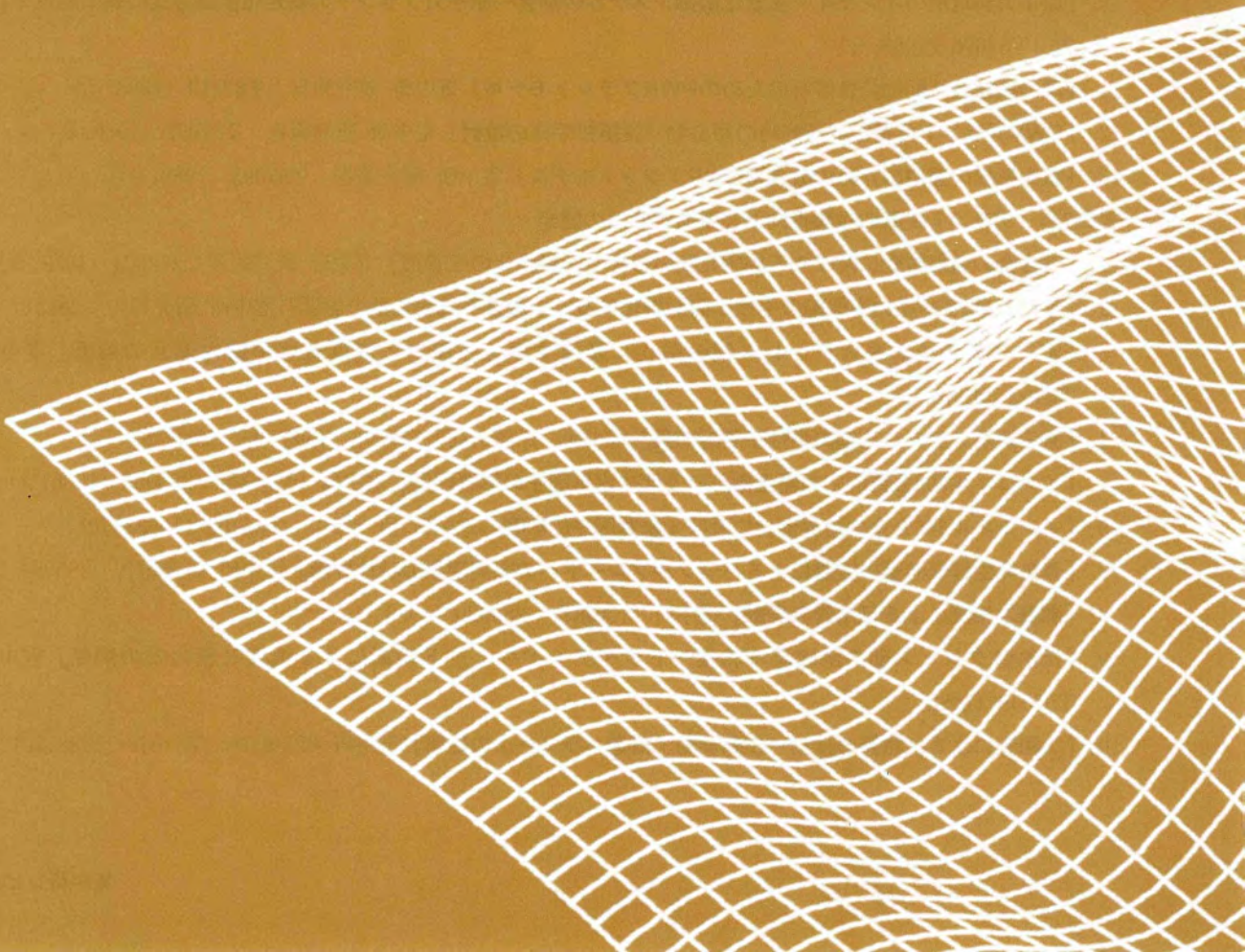
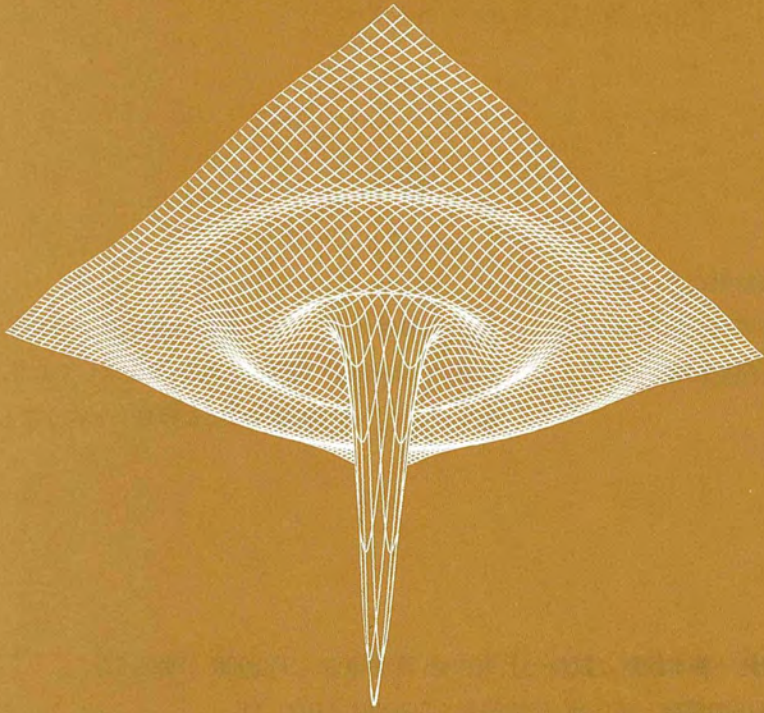
関連する主な研究報告書等

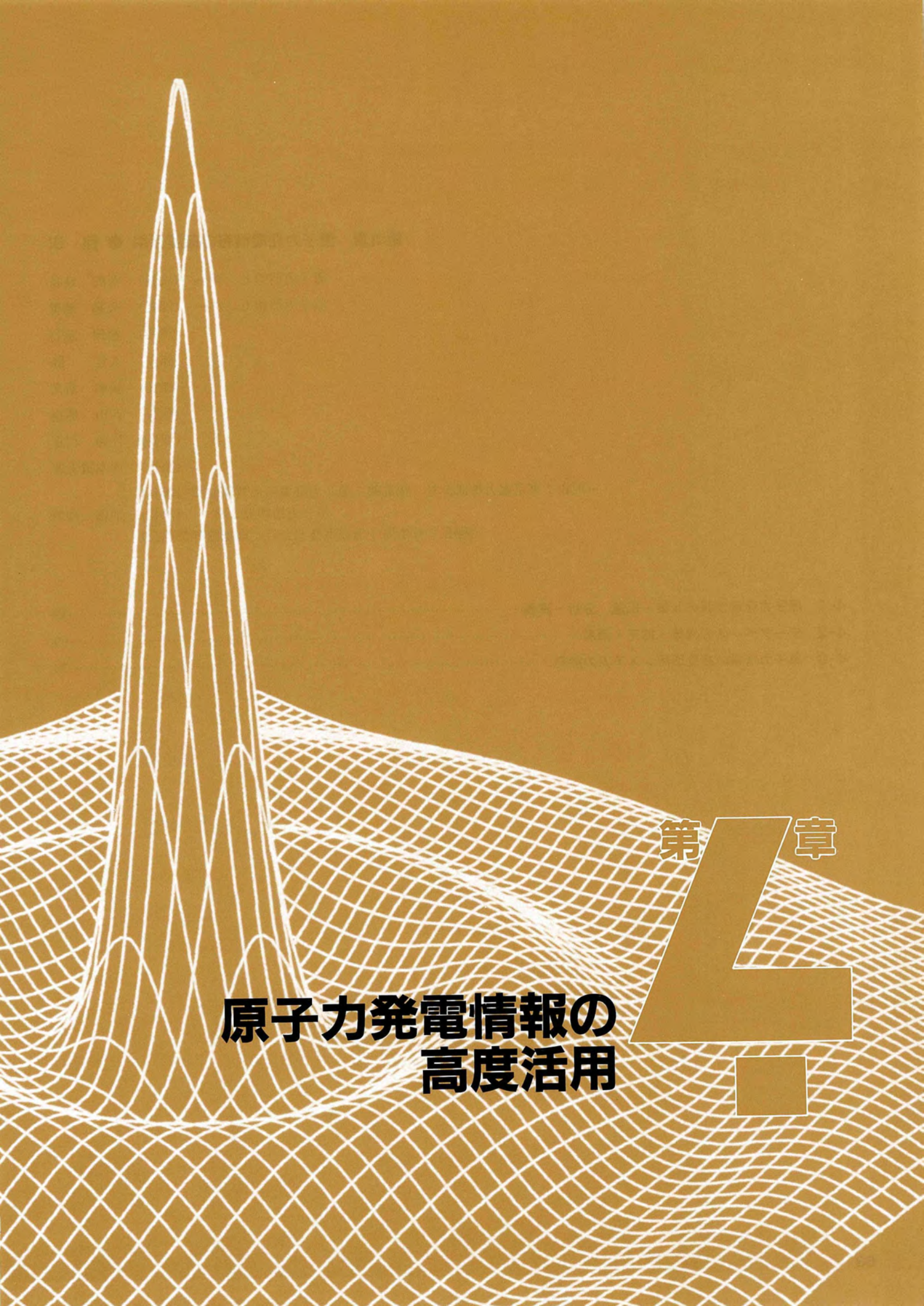
●3-1● プラント運用技術の高度化

1. 「高燃焼度燃料データベースHBDBの開発—基本設計と試作—」電中研 研究報告：T88006 (1988.12)
2. 「高燃焼度燃料ふるまい解析コードEIMUSの開発」電中研 研究報告：T86004 (1987.11)
3. 「軽水炉燃料における核分裂性ガスの軸方向輸送現象Ⅱ—非定常解析解と動力炉燃料への適用—」電中研 研究報告：284020 (1984.12)
4. 「高燃焼度FPガス放出モデルFGRBEMの開発」電中研 研究報告：T86003 (1987.5)
5. 「高燃焼度ペレット内の燃焼度・発熱分布の検討」電中研 研究報告：T88007 (1988.11)
6. 「加圧水型原子炉用炉心特性解析コードの開発」電中研 研究報告：T86007 (1986.10)
7. 「共鳴表面効果を用いた改良燃料の予備的検討」電中研 研究報告：T86043 (1987.2)
8. 「軽水炉発電プラントの単独系統運転特性手法の開発」電中研 研究報告：183054 (1985.3)
9. 「系統分断時の原子力発電所の単独系統運転能力」電中研 研究報告：184039 (1985.6)
10. 「原子力発電所のオンライン安定化制御システムの開発—原子力プラントの安定化制御方式の基本論理—」電中研 研究報告：T87096 (1988.6)
11. 「電力系統長時間動特性解析のためのPWRプラントモデル」電中研 研究報告：T87114 (1988.7)
12. 「PWRプラント負荷追従運転時の炉心動特性解析手法の検討」電中研 研究報告：T87072 (1988.8)
13. 「電力系統の運用のための改良型BWRプラントモデル」電中研 研究報告：T87095 (1988.9)

●3-2● プラント機器の信頼性向上と寿命評価法の開発

1. 「鉄合金の照射脆化に及ぼす不純物元素の影響と照射脆化の改善策」電中研 研究報告：278024 (1979.5)
2. 「A 533B原子炉圧力容器鋼の中性子照射脆化に及ぼす微量不純物元素の影響」電中研 研究報告：281017 (1982.2)
3. 「オーステナイト系ステンレス鋼の脆化に及ぼす中性子照射と高温純水中応力腐食の影響」電中研 研究報告：281021 (1982.2)
4. 「原子炉用ステンレス鋼の中性子照射効果」電中研—原研共同研究報告：T988705 (1988.8)
5. 「インコネル600合金の応力腐食割れに及ぼす水質因子の影響評価」電中研 研究報告：285055 (1986.9)
6. 「インコネル600合金の粒界腐食に及ぼす水質因子の影響」電中研 研究報告：T86108 (19687.10)
7. 「蒸気発生器伝熱管の振動によるバッフルプレートへの衝突現象の特性評価」電中研 研究報告：285084 (1986.8)
8. 「沸騰二相流による伝熱管の振動」電中研 研究報告：285090 (1986.9)
9. 「伝熱管クレビス部の沸騰基本特性—ドライアンドウェット現象による温度と圧力との関係」電中研 研究報告：T87049 (1988.7)
10. 「二相流による伝熱管の振動—伝熱流動・構造パラメータの影響」電中研 研究報告：T87048 (1988.10)





第 4 章

原子力発電情報の
高度活用

第4章 原子力発電情報の高度活用 ● 目 次

原子力情報センター (次長) 西島 良昌

原子力情報センター (課長) 大庭 靖男

(課長) 松田 広行

(課長) 入江 隆

(課長) 福嶋 清光

(課長) 西山 琢也

(課長) 佐藤 和正

(課長) 西本清太郎

(現在：東京電力株式会社 福島第二原子力発電所品質保証担当次長)

原子力情報センター (課長) 加藤 昌博

(現在：日本原子力発電株式会社 発電管理部課長)

4-1 原子力発電情報の収集・伝達、分析・評価	59
4-2 データベースの構築・拡充・活用	69
4-3 原子力情報の高度活用システムの開発	73

4-1 原子力発電情報の収集・伝達， 分析・評価

当所は、原子力発電所の運転に関する国内外の情報を集中的に収集し、これを分析して発電所の安全運転に役立てるため、1983年6月に「原子力情報センター」を設置した。

現在、原子力情報センターでは、国内外の原子力発電に関する情報の迅速な収集、分析、評価、伝達に加えて、過去の類似事象の再発防止策の立案を支援するシステムの開発など、原子力発電所のより高度の安全性、信頼性を確保するための活動を行っている。

4-1-1 国内外原子力発電情報の収集・伝達

(1) 国内の原子力発電情報

原子力情報センターが収集・伝達する原子力発電に関する情報の種別とルートは、

- 1) 故障・トラブル等速報
- 2) 故障・トラブル等の官庁提出資料

の2通りに大別できる(図4-1-1)。

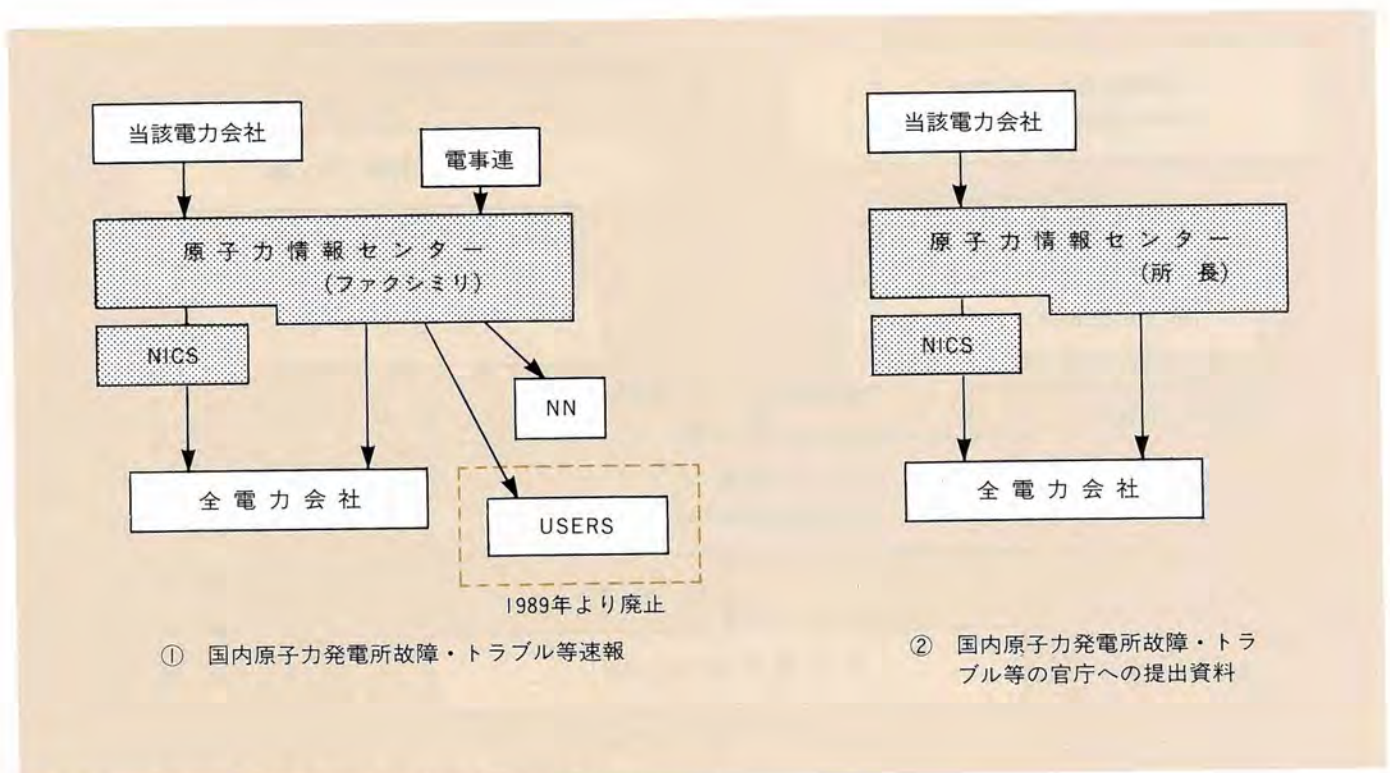


図4-1-1 国内原子力発電所の故障等の情報入手および伝達ルート

1) 故障・トラブル等の速報

この情報は、おもに原子力発電所の故障・トラブル等のプレス発表文と同一のもので、当該電力会社からファクシミリで送られてくる。原子力情報センターでは、受信後、速やかに全電力会社へファクシミリ網で同報している。また、全電力会社とオンラインで結ぶ電算機システム：NICS(NIC原子力発電情報システム；1984年10月運用開始、図4-1-4、図4-1-5)のイメージ情報交換システムにも登録している。各電力会社の本店やNICS端末機(パソコン)を設置したサイト(発電所)等では、これらの情報を自由に取り出すことができる。

また、通信衛星を介して、米国およびヨーロッパにそれぞれ本拠を置く国際間の原子力発電情報システム(ネットワーク)に入力し、情報交換を行っている。それぞれの情報の内容は、次の通りである。

① 米国：NN〔NUCLEAR NETWORK；INPOのシステム〕には、主要な故障・トラブル情報やプラントの運転開始等のトピックス的な情報

② ヨーロッパ：USERS〔UNIPED Significant Event Reporting System〕には、安全上重要な事象、3日以上停止またはそれに相当する出力低下等の情報
 なお、USERSへの入力には後に述べるWANO・パリセンターの発足に伴い、1988年11月末をもって終了した。

2) 故障・トラブル等の官庁提出資料

- ① 法律(原子炉等規制法、電気事業法、放射線障害防止法)により報告が求められたもの
- ② 通産大臣通達により報告が求められたもの
- ③ 資源エネルギー庁長官通達により報告が求められたもの

これらの資料は、当該電力会社から官庁提出と同時に送付されてくるもので、その写しを速やかに、他電力会社へ郵送している。特に、①に関する情報は運転経験情報として、当該電力会社の了解を得た上で、NNに入力している。

また、この情報は、NICSにキーワードをつけて毎月全数を登録している。

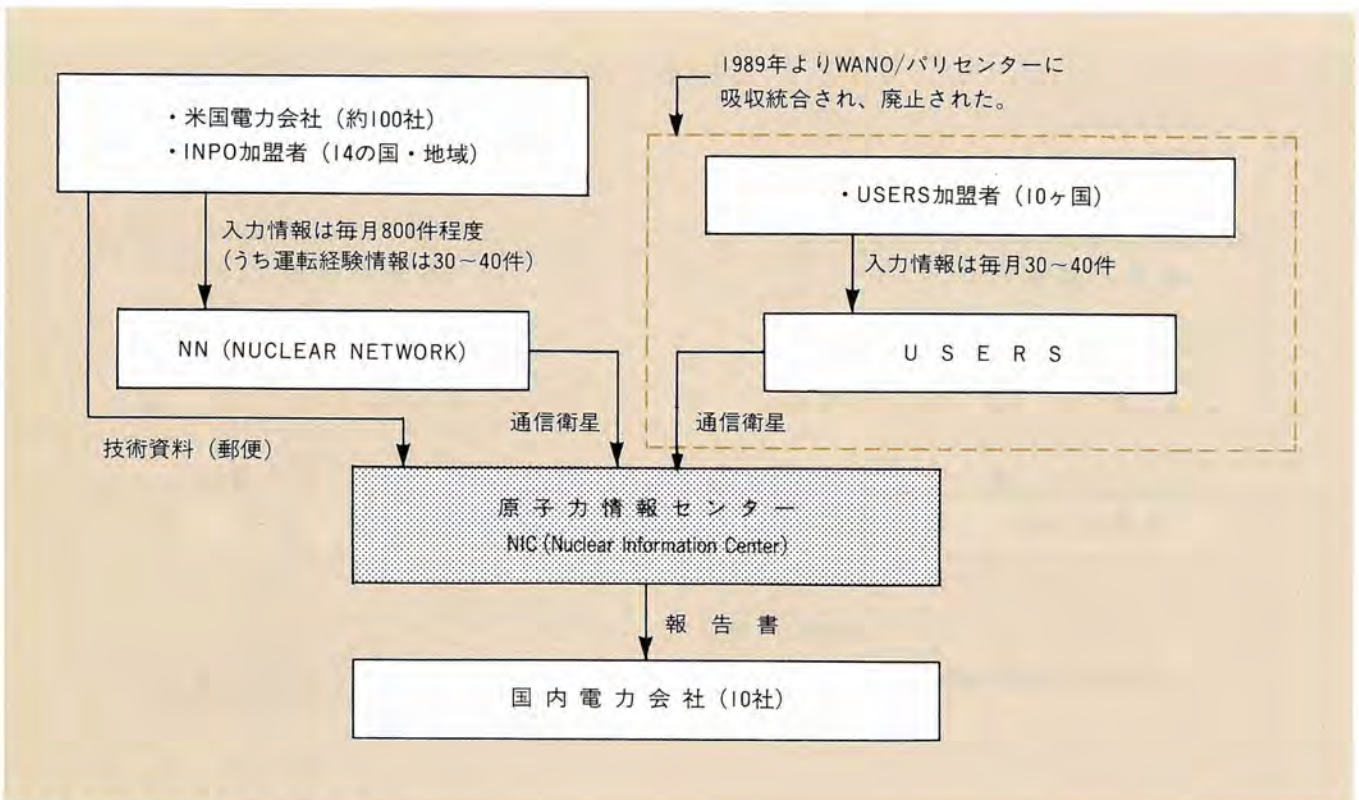


図4-1-2 図外情報の収集・伝達

(2) 国外原子力発電所の情報

国外の原子力発電所から得られる運転や保守に関する貴重な情報を、故障・トラブルの未然防止や、発電所の運営・管理の向上に役立てることが、ますます重要になってきている。そのため、前述したように通信衛星を介してNNおよびUSERSを通じて、国外の原子力発電所で発生した故障・トラブル情報等を迅速に収集している。

これらを通じて収集した情報は、内容を検討後、報告書として各電力会社に配付するとともに、NICSにも原文およびキーワード付きの訳文を登録しており、国内の各電力会社でも広く活用されている(図4-1-2~3)。

1) NN情報

① 運転経験情報

NN情報のうち、HOT(緊急情報)、OPE(運転経験情報)、SER(重要事象情報)およびO&MR(運転・保守注意メモ)等の運転経験情報は、内容を選別・検討の上、速報(ファクシミリ網を利用)、週報(概要)、隔週報(全訳)および年報(原因、影響、機器別に分類・集計)として発行している。

② NN運用Q&A情報

NN情報は、故障・トラブル情報の伝達のほかに、電力会社間の発電所運用に関する様々な情報交換の場としても利用されており、国内電力会社の参考となる情報も多く、それらの内容を要約して取りまとめ、月報として電力各社に伝達している。

③ INPO重要事象評価報告書(SOER)

NNを介して、SOER(各種運転経験情報の中から、INPOが特に重要と判断し詳細調査を行って重要性を指摘し改善策を勧告したもの)を入手しているが、これらについては翻訳の上、さらに必要な場合は詳細資料を収集、添付し、電力会社に伝達するとともに、共同で検討・分析・評価を行っている。

④ KSU情報

NNを介して、スウェーデンのKSU(Kärnkraft Säkerhet och Utbildning:原子力訓練安全センター)の運転月報を入手している。この運転月報には、各ユニットの毎月の時間稼働率、設備利用率および主要な運転状況(故障・トラブル、定検情報等)が含まれており、日本語訳をつけて電力会社に送付している。

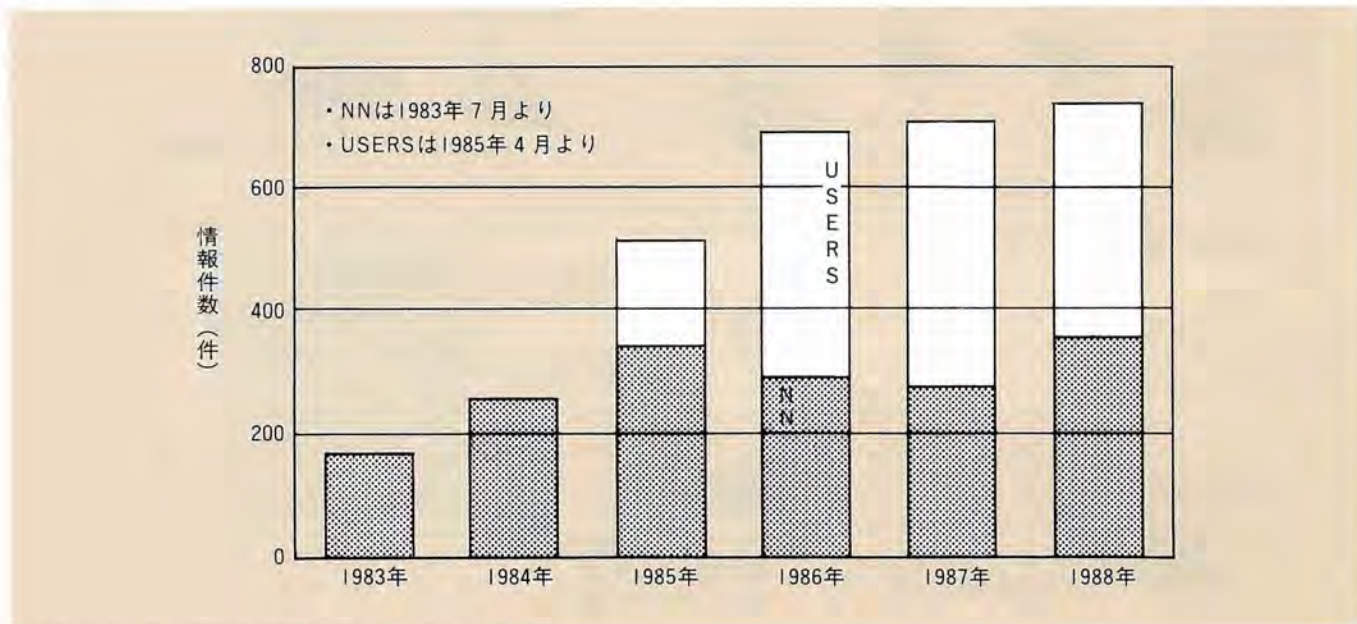


図4-1-3 国内電力会社への海外情報伝達実績 (1983~1988)

(ネットワークを通じてNICが収集した国外情報を国内電力会社に伝達した件数)

2) USERS情報

USERS情報は、安全上重要な事象(主に故障・トラブル)を始めとして、3日以上の上止、またはそれに相当する出力低下等に関するものである。USERSの全情報は、毎月リストと概要の形で取りまとめ、各電力会社に伝達している。また、1年間に入力された情報全体の傾向を把握するために、原因、影響、機器別等に分類・集計し、年報として各電力会社に伝達している。

各電力会社はこれ等の情報を受けて検討を行い、点検計画への反映やトラブル発生防止等に活用している(なお、USERSは1988年12月末をもって後に述べるWANOパリセンターに発展的に解消をした)。

3) その他技術資料

上記のNN情報やUSERS情報といった、通信回線を通して入手する情報とは別に、原子力発電所の運転、運用等に関する様々な技術資料が国外の各機関から発行されている。

このうち、INPOが発行している各種分析報告、基準、指針、良好事例、マニュアル等およびEPRIのNSACが発行している原子力の安全性に関する解析、評価報告書を手し、それらの要旨集を発行したり、個々の資料についても適宜全訳を作成して各電力会社に伝達している。

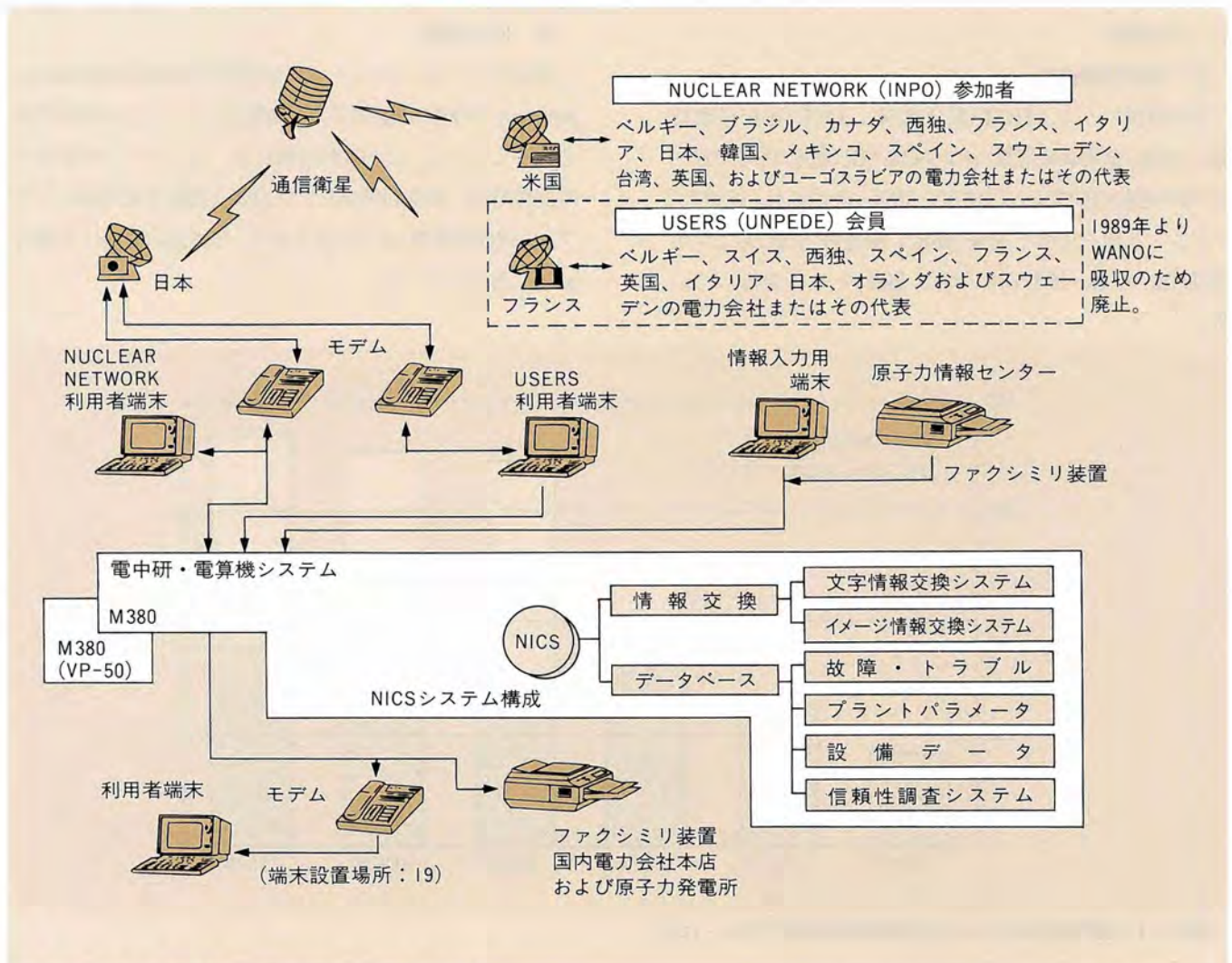


図4-1-4 原子力情報センターの情報収集システム

4-1-2 NIC原子力発電情報システム(NICS)の運用

(1) NICSシステムの構成

1984年10月より、国内原子力発電所の安全性の確保、信頼性ならびに稼働率の向上等を目的に、国内外の原子力発電所の故障・トラブル等に関する情報を収集してデータベース化した『NIC原子力発電情報システム(NICS)』を開発し、各電力会社への運用を開始した。以後、NICSは各電力会社の改善等の要望を取り入れ、開発・改良・拡充を重ね、国内外の故障・トラブル等の分析・評価を支援するシステムとして、有意義に活用されている。

ハードウェア構成は、図4-1-4に示すように、当所の電算

機をホストとして、各電力会社の本店(10社)と原子力発電所等(9ヵ所)に設置した端末機(パソコン、ファクシミリ)からなり、公衆電話回線で接続されている。さらに、米国のNNおよびヨーロッパのUSERSの両システムとは、衛星通信回線を介して、情報交換を行っている。

システム構成は、図4-1-5に示すように、各電力会社との情報交換を行う「情報交換システム」と、国内外の故障・トラブル情報の検索システム、信頼性調査システム等13のサブデータベースからなっている。

(2) 主要なサブデータベースの機能

図4-1-5に示したサブデータベースの中から、主なものについてその機能の概要を述べる。

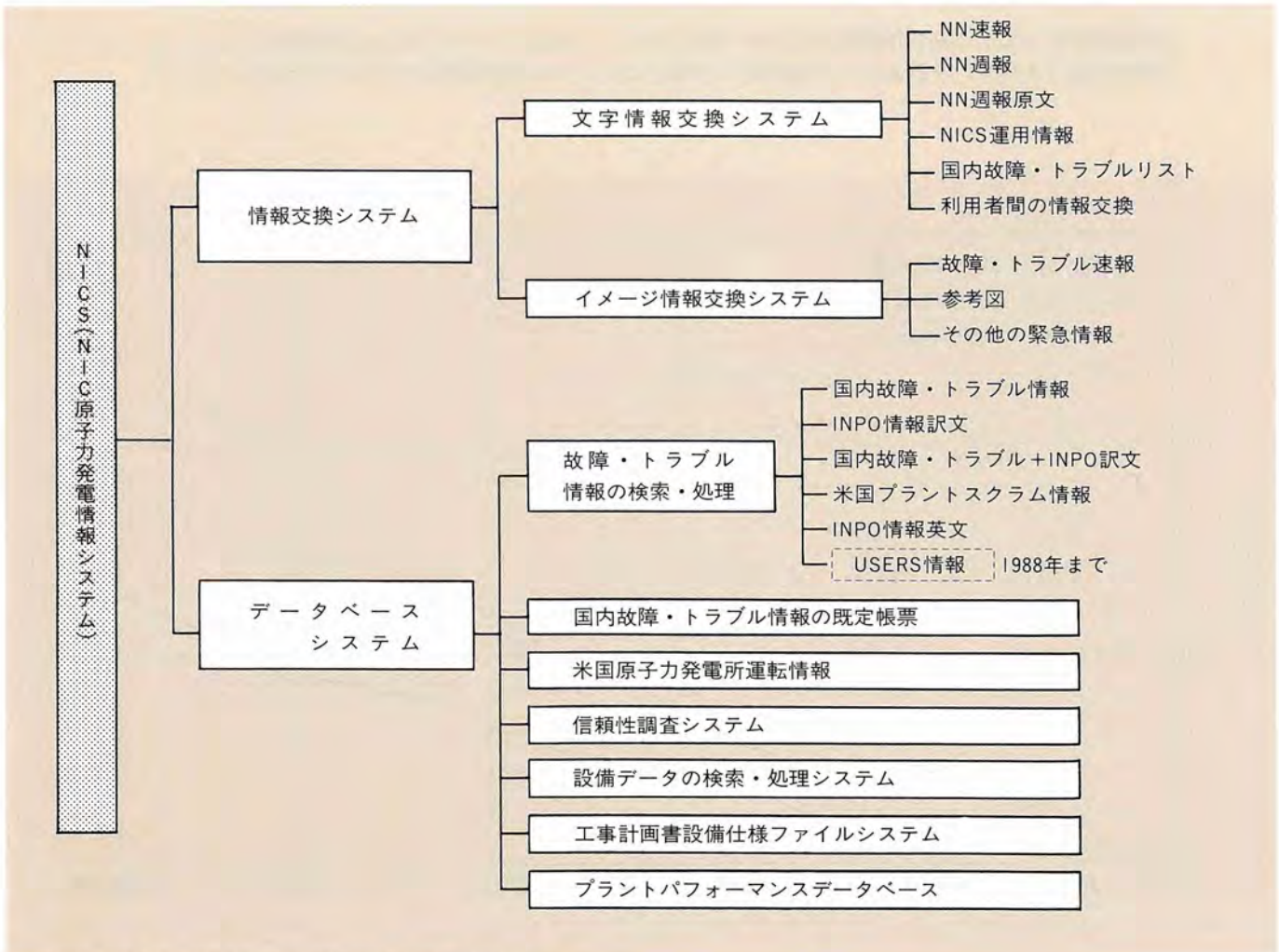


図4-1-5 NICS (NIC原子力発電情報システム)の構成

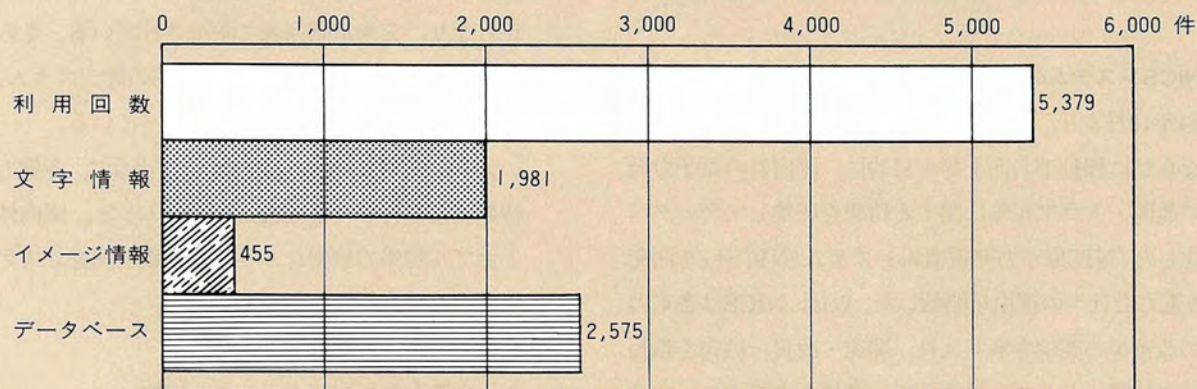


図4-1-6 全電力会社のNICS、システム別利用回数 (1984.11~1988.3)

(利用回数とシステム別利用回数の合計が一致しない。これは、システムに入る前に終了したり、接続時間(2時間)を越えたり、強制終了の場合にシステム利用回数がカウントされないため。)

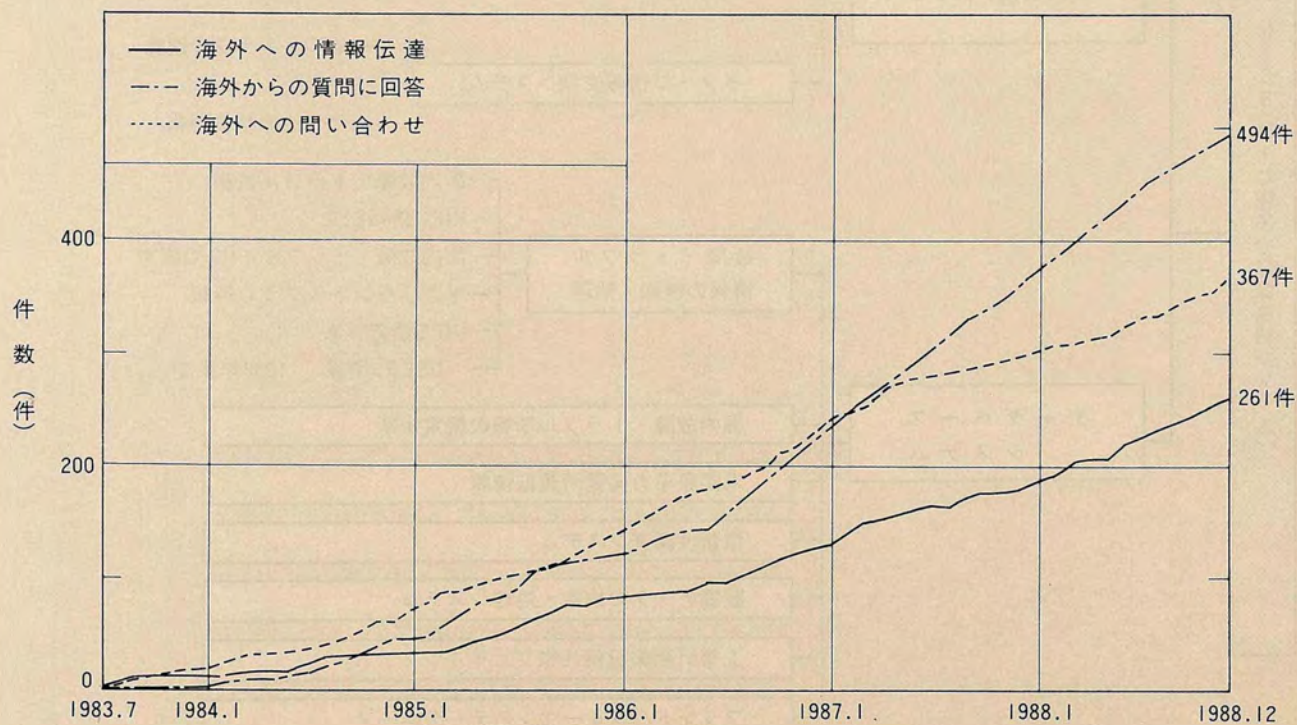


図4-1-7 海外機関との情報交換の推移 (1983.7~1988.12)

① 故障・トラブル情報の検索・処理関係

国内外の原子力発電所(約240基)から収集した約20万件の故障・トラブル情報をキーワード項目の組合せにより検索し、原情報、キーワード、分類集計表、参考図等の出力を行うシステムで、全部で6サブデータベースある。

② 信頼性調査システム

国内原子力発電所の主要機器の故障に関する情報を収集し、統計処理と分析によって機器の故障率等を把握するシステムである。

③ プラントパフォーマンスデータベースシステム

国内原子力発電所において、他ユニットの運転実績との比較により、当該ユニットの運用管理の目標値の設定や系統的な問題点の抽出、設備改善策の立案等への活用に使われるシステムである。

④ 設備データの検索・処理システム

故障発生時に、故障機器の型式、メーカー、仕様等の同一な機器が他ユニットに使われているか否かを検索し、事故の未然防止、設備の改良に役立てるシステムで、国内原子力発電所から収集した膨大な設備類のデータが蓄積されている。

(3) NICS利用状況および活用例

1) NICS利用状況

各電力会社におけるNICS利用状況(1984年11月～1988年3月まで)は、図4-1-6に示すようになっている。同図より、NICSは運用開始以来、1988年3月までの約3年半に5,379回(月平均130回)利用されたことになる。

また、システム別の利用状況はデータベースシステムが51%、文字情報交換システムは40%、イメージ情報交換システムは9%となっている。

2) NICSの業務への活用例

各電力会社では、NICSを次の業務に活用し成果を挙げている。

- ① 故障・トラブル発生時の類似事象分析
- ② 故障・トラブル情報の故障機器、故障部品、原因等の傾向把握
- ③ 原子力発電所のスクラム発生率分析・評価

④ 国内外原子力発電所の設備利用率比較検討

⑤ 自社、他社での機器故障時の原因・対策検討

⑥ MITIへのトラブル対応

⑦ その他

NICSは原子力情報センター開設以来、5年間に亘って構築してきたシステムであるが、レスポンスや操作性の向上等、各電力会社からの要望や電算機技術の進歩等を勘案して、次世代型の原子力発電情報高度活用システム(新NICS)の開発を進めている。

4-1-3 国外機関との連携

前述したように、国外の原子力発電所で発生した故障・トラブル情報等の収集に当たっては、INPOのNNあるいはUNIPEDEのUSERS等の情報交換システムを利用している。NNについては、故障・トラブル情報の伝達だけでなく、このシステムを通じて特に事象に関する問い合わせ、さらには、発電所の運営全般に係わる質疑応答も可能である。

これまで、原子力情報センターは、米国で原子力発電所を運転あるいは建設中のINPOメンバーである54社の電力会社および米国以外の国際参加14機関との間で、問い合わせ、回答等活発な情報交換を行っている。表4-1-1に米国以外の14の国際参加機関を示す。また、図4-1-7に発足以来の国外機関への国内情報伝達件数、問い合わせ、回答件数の推移を示す。

一方、UNIPEDEのUSERSについては、システム自体に質疑応答の機能が備わっていなかったが、1987年より別途「DIALCOM」と呼ばれる情報交換手段を採用して問い合わせ等が可能となり、それ以降USERS加盟国との間で、有意義な意見交換を行っている。表4-1-2にUSERS加盟国を示す。

以上のような情報交換システムを利用した国外機関との連携のほか、これら国外機関からの職員の訪問あるいは、国外機関への訪問等による人と人との直接の交流も、極め

て有意義な役割を果たしている。

このような例として、INPOが主催し、INPOの専門職員が主体となった技術情報交換のためのチームの来訪がある。これは通常、特定の分野、例えば運転、保守、あるいはヒューマンパフォーマンス等の分野の専門家数名からなるチームが特定の国、例えば日本を訪れて、その分野における専門家と情報交換を行うものである。

具体的には、日本訪問の場合、電力会社2社程度にお願いして事前に連絡しておいた調査項目あるいは質問事項について、まず本店での総括的な情報交換を行い、さらにその後発電所に出向いて現場での実態と照らし合わせた情報交換を行うものである。原子力情報センターは、これまで、INPOと当該電力会社との連絡、調整、資料の準備、情報交換のための支援、報告書の作成等を実施してきた。表4-1-3にわが国を訪れた技術情報交換訪問チームの実績を示す。

一方、国外機関、特に国外の原子力発電所での情報交換についても、これまで原子力情報センターからIAEAの安全運転レビューチーム(OSART)の一員として、あるいはINPOの技術情報交換チームの一員として、参加し貴重な人的交流を体験している。表4-1-4にこれまでの上記チームへの参加の実績を示す。

このほか、INPOへ駐在技術者を派遣し、わが国とINPOとの間の連絡業務を行いつつ、特定の専門分野での活動を通じてINPOの業務を支援して、国際協調に貢献している。

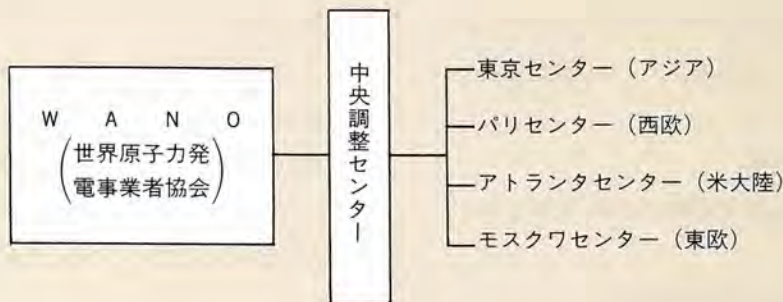
表3-1-5にこれまでにINPOへ派遣した駐在技術者の実績を示す。

4-1-4 WANO東京センターへの支援・協力

ソ連・チェルノブイリ原子力発電所の事故を契機として、原子力発電に関する情報の流通と共同利用を世界的規模で図ろうとする国際組織の設立が、英国・中央電力庁(CEGB)総裁マーシャル卿によって提唱された。この呼び掛けに呼応してできたのがWANO(World Association of Nuclear Operators:世界原子力発電事業者協会)である。現在約30の国・地域から約130の電気事業者が参加している。

WANOは図4-1-8に示すように、中央センター(ロンドン)と4地域センター(東京、アトランタ、パリ、モスクワ)とからなる。情報流通を効率的に行うために4地域センターそれぞれに電算機を置き、これを連結して原子力発電に関する事故や故障情報についての大きなデータベースを構築し、ネットワーク化する計画が進められている。

アジア地域のセンターは、わが国に東京センターとして設置された。構成は、会員として日本(電力9社、日本原電、当所)、インド(原子力公社)、韓国(電力公社)、パキスタン(原子力委員会)および台湾(電力公司)の電気事業者で、中国(核工業総公司)は当面オブザーバとして参加す



※中央調整センターは四地域からの派遣者で運営

図4-1-8 WANO組織図

る。そして、日本の電気事業の要請により当所(狛江研究所)構内に設置した東京センターには、国外からインド、韓国、パキスタンおよび台湾の4電気事業者からの派遣職員と日本人職員が共に駐在する(1989年4月から業務開始し、国外からの駐在員は10月を予定)。

原子力情報センターには東京センターへの便宜供与の他に、運営に関してこれまでに蓄積してきたノウハウの反映が強く期待されており、それに応えて組織を挙げて積極的に協力している。

表4-1-1 INPO国際プログラムへの参加機関一覧

国・地域	参加機関名
ベルギー	Electronucléaire
ブラジル	FURNAS Centrais Electricas SA
カナダ	Ontario Hydro
西独	Technische Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber e.V. (VGB)
フランス	Electricité de France (EDF: フランス電力庁)
イタリア	Ente Nazionale per l'Energia Elettrica (ENEL: イタリア電力公社)
日本	Central Research Institute of Electric Power Industry (CRIEPI: 電力中央研究所)
韓国	Korea Electric Power Corporation (KEPCO: 韓国電力公社)
メキシコ	Comision Federal de Electricidad (CFE: メキシコ連邦電気委員会)
スペイン	Unidad Electrica S.A. (UNESA)
スウェーデン	Nuclear Training and Safety Center (KSU)
台湾	Taiwan Power Company (TPC: 台湾電力公司)
英国	Central Electricity Generating Board (CEGB: 英国中央電力庁)
ユーゴスラビア	Nuklearna Elektrarna Krsko (NEK: クリシュコ原子力発電会社)

表4-1-2 USERS加盟国一覧

国名		登録原子力ユニット数
1	ベルギー	7
2	西独	26
3	フランス	60
4	イタリア	3
5	日本	35
6	オランダ	2
7	スペイン	8
8	スウェーデン	12
9	スイス	5
10	英国	26
合計		184基

表4-1-3 技術交換訪問チームの訪問実績

来訪時間	来訪目的	来訪者所属機関	備考
1984.4.23～27	東京電力・福島第一，第二原子力発電所での情報交換	INPO 6名	建設，運転，保守，訓練，事象分析等について検討
1985.6.17～28	日本の原子力発電の実態調査と意見交換	INPO 11名 米国電力 7名 EPRI 1名 大学 1名 メーカ 2名	訪問先 ・サイト：福島第一，二(東京)/東海第二(原電)/高浜(関西)/玄海(九州) ・メーカ：東芝/日立/三菱 ・電事連/電中研/通産省
1985.10.6	INPOデータベースに関する情報交換	INPO 4名	情報交換のほかNIC端末によるデモンストレーション
1987.3.30～4.3	ヒューマンパフォーマンスに関する情報交換	INPO 3名 米国電力 1名 EDF 1名	INPOヒューマンパフォーマンス評価システム(HPES)検討
1987.9.28～10.2	保守訓練，設計管理，定検管理に関する情報管理	INPO 4名 米国電力 3名	3分野について日本の電力代表者とのグループ討論
1987.5.30～6.9	運転，組織・管理体制に関する情報交換	INPO 3名	日本の電力代表者とのグループ討論と以下のサイトでの情報交換 ・浜岡(中部)/川内(九州)/敦賀(原電)

表4-1-4 IAEA安全運転レビュー，INPO技術交換訪問チームへの参加実績

参加チーム	訪問先 / 時期
1. IAEA安全運転レビューチーム	(1) 韓国・古里発電所 /83. 8. 8～26 (2) スウェーデン・バーゼベック発電所/86. 9. 1～19
2. INPO技術交換訪問チーム	(1) 韓国・古里発電所 /88.11. 7～12

表4-1-5 INPO駐在技術者派遣実績

駐在期間	派遣元	INPOでの配属部門
1983年4月～1985年3月	中部電力	解析・技術部門 事象解析部
1985年4月～1987年4月 1985年5月～1987年5月 1986年6月～	中部電力 関西電力	分析・技術グループ 事象分析部 建設プロジェクト部スタートアップ課(前半 8ヶ月) 技術部技術支援課(後半14ヶ月)
1987年6月～ 1987年7月～ 1987年8月～	関西電力 中部電力 東京電力	情報分析グループ 技術部事象分析課 情報分析グループ 分析部事象分析課 情報分析グループ ヒューマンパフォーマンス課

4-2 データベースの構築・拡充・活用

4-2-1 原子力機器信頼性データの分析

原子力機器信頼性調査システムを構築し、国内原子力発電所における主要機器の故障データ等を長期的に収集・整備し、機器故障率などの信頼性データの分析を行っている。

このシステムは、登録対象機器(内燃機関、発電機、熱交換器、ポンプ、モータ、タービン、弁、弁駆動装置、蓄電池・充電器、ファン、遮断器、制御棒駆動機構、サポート

および検出器)について、機器の台数、型式、機能等の技術データを当所のホスト電算機に登録している。

データの収集は次のようになっている。

機器に故障が発生した場合、故障の原因、状況、影響範囲および修理方法等は、決められた機器故障調査表により報告される。また、機器の運転時間を収集するため、原子炉運転実績表も報告される。

システムの構成は図4-2-1に示す通りである。

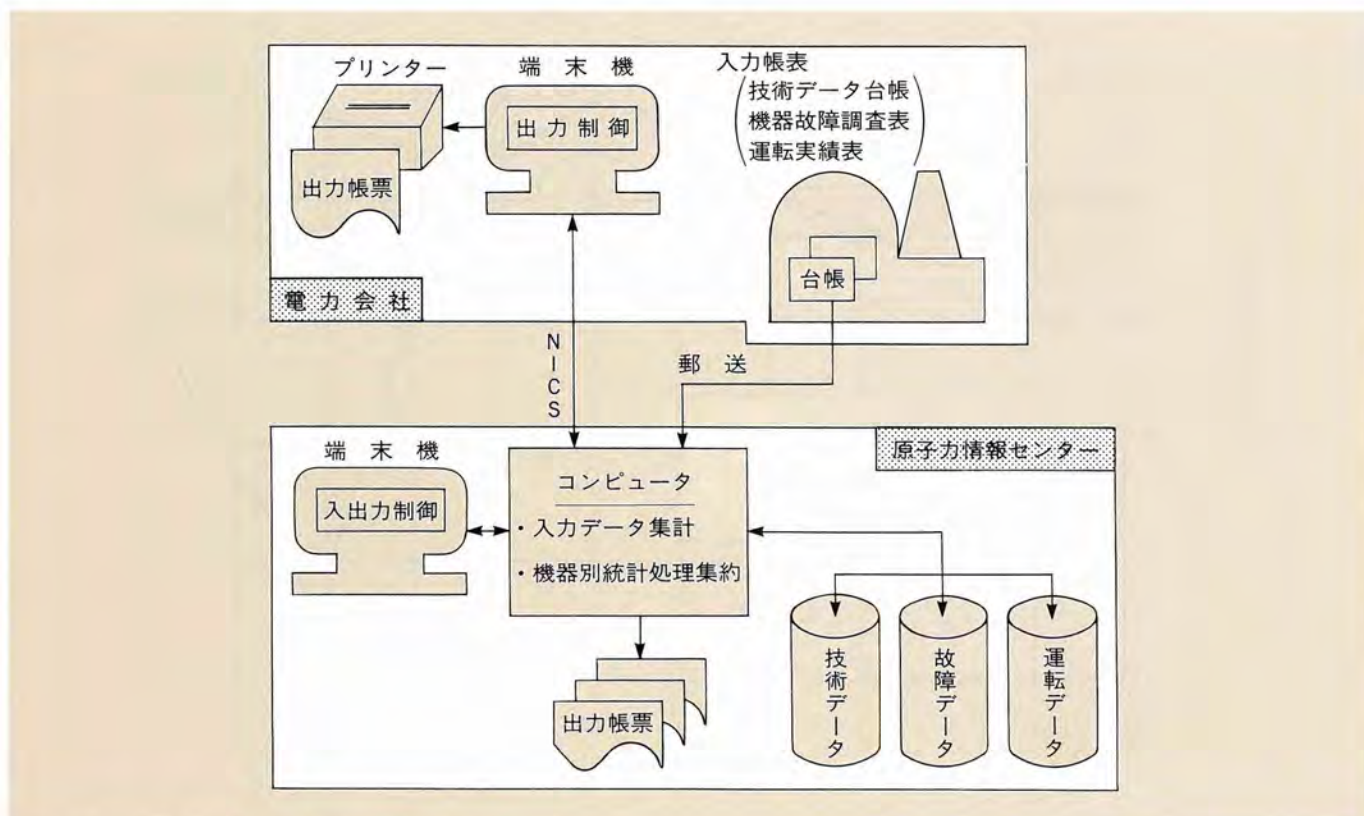


図4-2-1 原子力機器信頼性調査システムフロー

故障機器は、登録番号より技術データが索引され、技術データおよび機器故障調査表の項目別に故障件数、故障率等が集約され、NICSを通して出力できる。出力様式は次の2形式である。

- ① 定型帳表：対象機器，対象期間およびユニット別等集計条件を指定
- ② 既定帳表：あらかじめ定めた集約条件で処理を行い，電算機に蓄積

機器の信頼性評価を行う上で、特に工学的安全施設等の常時待機系の機器は、デマンド故障率を調査することが重要である。そこで、当センターでは、現在各ユニットの非常用ディーゼル発電機およびECCS(非常用炉心冷却系)等に関するデマンド故障率データの継続的収集・分析を行うシステムを検討中である。

また、信頼性システムで算出する時間故障率およびデマンド故障率が確率論的安全評価に活用できるよう、システムの整備、拡充を行う予定である。

4-2-2 原子カプラント運転指標の分析

原子カプラント運転評価指標を分析・評価の基礎データとして活用し、運転実績の向上に資することを目的としたプラントパフォーマンスデータベースを開発した。以下に、活用例を挙げる。

(1) 他ユニットの運転実績との直接的な比較により、当該ユニットの運用管理目標値の設定強化、系統的な問題点の抽出・設備改善策の立案に資する。

(2) 運用方法，設備の改善効果を評価する際に活用する。

プラント・パフォーマンスデータベースは、電力会社から国に定期的に報告されている原子カプラント運転指標データの内、1986年以降のデータを基にデータベースを構築し、1988年度から運用を開始した。

本データベースシステムの詳細内容は、次の通りである。

- ① 運転状況集計・統計………時間稼働率，停止回数お

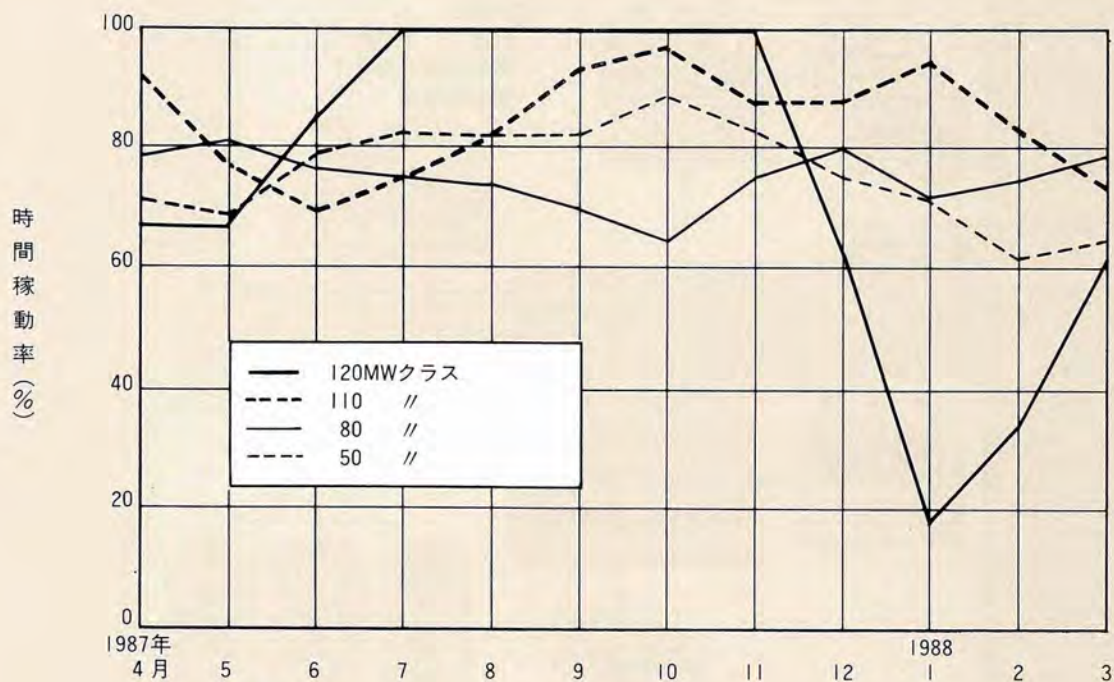


図4-2-2 原子力発電の出力別時間稼働率 (1987年度)

よび希ガス放出量等20項目の年度別，月別，ユニット別，炉型別および出力クラス別等の集計(図4-2-2に時間稼働率の集計，出力例を示す)

- ② 放射線集計・統計……………四半期，年度の従事者被ばく線量の発電所，年度，期，社員/社員外及び被ばく線量別に集計
- ③ 運転状況一覧……………ユニット別に，解列/並列日，設備利用率および発電電力量等の項目を月別の一覧表にして表示
- ④ 定検日数一覧……………ユニット別・年度別の定

検期間，定検予定日数および定検実績日数の一覧表を表示

- ⑤ プラント基本データ……………ユニット，発電所，設置者，型式，出力，着工，初臨界，運用年月日および製造者の一覧表を表示

本データベースをより使い易いものにするため，今後，改良・拡充の実施を予定している。そして，将来的にはこれらを活用して，国内外プラントの比較・分析により，国内プラントの運転実績向上につながる提言を行う予定である。

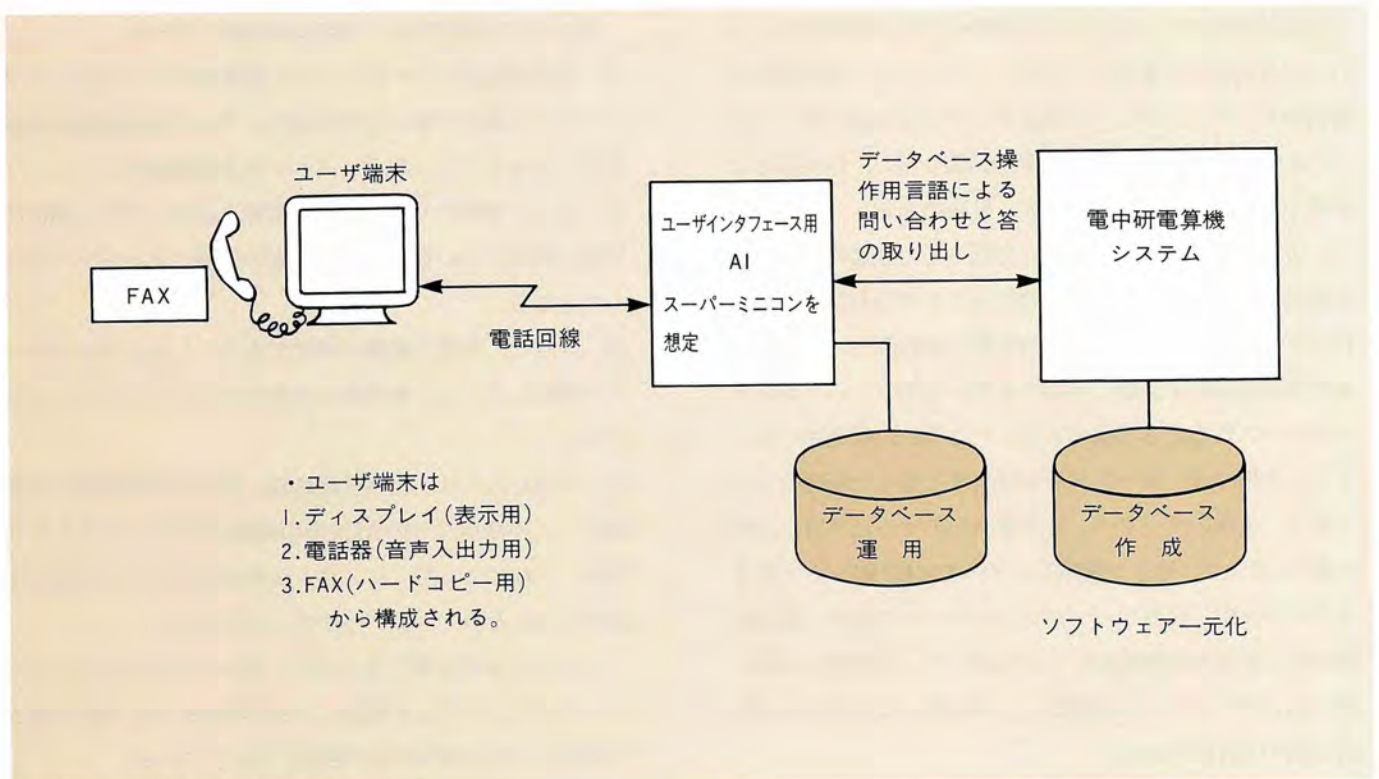


図4-2-3 新NICSのハードウェア構想

4-2-3 原子力プラント長寿命化対策用 データベース(照射脆化)の構築

わが国の原子力発電用の軽水炉の寿命は、少なくとも40年として設計されているが、プラントの生涯発電コストの低減の方法の一例として、寿命延長が考えられている。このため当所では、1987年から「軽水炉の長寿命化研究」に取り組んでいる。中でも、容易に取り替えが出来ない原子炉圧力容器の中性子照射脆化は、長寿命化にとって重要な課題である。

そこで、当所は、既に同様の研究に着手しているEPRI(米国電力研究所)と原子炉圧力容器の中性子照射脆化についての共同研究を実施している。これにより、経験豊富な米国のデータを手し、国内のデータと合わせてデータベースを作成して圧力容器の余寿命評価に用い、1996年には成果が出て、電力会社に提供する計画である。

一方、電力会社においても、米国の圧力容器の照射脆化の状況を把握したり、世界における日本の圧力容器の位置付けを確認したり、また、圧力容器の照射脆化に対する現実的な寿命期間を正確に評価する等の当面のニーズがあり、このニーズに応える必要がある。ところが、研究用とネットワーク用では、データベースは自ずと違った形態のものであり、当所のデータベースを電力へのサービス用には使い難い。そこで、原子力情報センターではEPRIから入手するデータの内、実機サーベイランスデータや廃炉・運転期間の長い炉等の照射脆化データを用いて、国内電力会社に使い易いデータベースを構築し、1992年には電力会社の使用に供する計画である。

4-2-4 新NICSの開発

NICSは原子力情報センターが運用する国内外の原子力発電情報データベースで、各電力会社の本店および発電所に設置されている合計19台のパソコンにより、活発に利用されている。これは、NICSが運用開始以来、利用者の要望に応じて、データベースの追加・改良などの努力を重ねてきた結果である。

そこで、これまでの数年間に及ぶ運用経験を生かし、将来に亘って電力会社の要望に的確に応えることのできる次世代のデータベース、新NICSの開発に着手する。

新NICSの開発方針と内容は次の通りである。

- ① 現行NICSのデータベースが多種類のデータベースプログラムの集合であった点を改め、データ全体の統一性が保持されるように、現データベースを再構成する。
- ② 少ない手掛かりから欲しい情報を出力したり、類似の情報を検索したいなどの、利用者の要望に応えるデータベースとする。
- ③ 同時に、本来の業務が多忙であり、しかもデータベースに習熟していない利用者の負担の少ないデータベースとする。
- ④ そのためには、自然言語処理、原子力発電に関する知識ベースの活用などのAI技術の適用が有効な手法となり得る。これによって、システムが利用者に対して知的な支援を行うことのできるデータベースとする。

これらの方針を満たすために、図4-2-3に示すようなハードウェアシステムを想定し、1992年度までに、現行NICSを格段に上回る新NICSの開発を予定している。

4-3 原子力情報の高度活用 システムの開発

4-3-1 異常事象再発防止コンサルテーションシステム

原子力情報センターには、国内外の原子力発電所の故障・トラブル情報が大量に収集・蓄積されており、そこに

は類似の故障・トラブルの未然防止に役立つ有用な知見が
沢山含まれている。それらの知見を体系的に検索・活用す
ることを目的として、1983年以来「異常事象再発防止コン
サルテーションシステム(Consultation System for Pre-
vention of Abnormal-Event Recurrence;略称CSPAR)」
の開発を進めている。

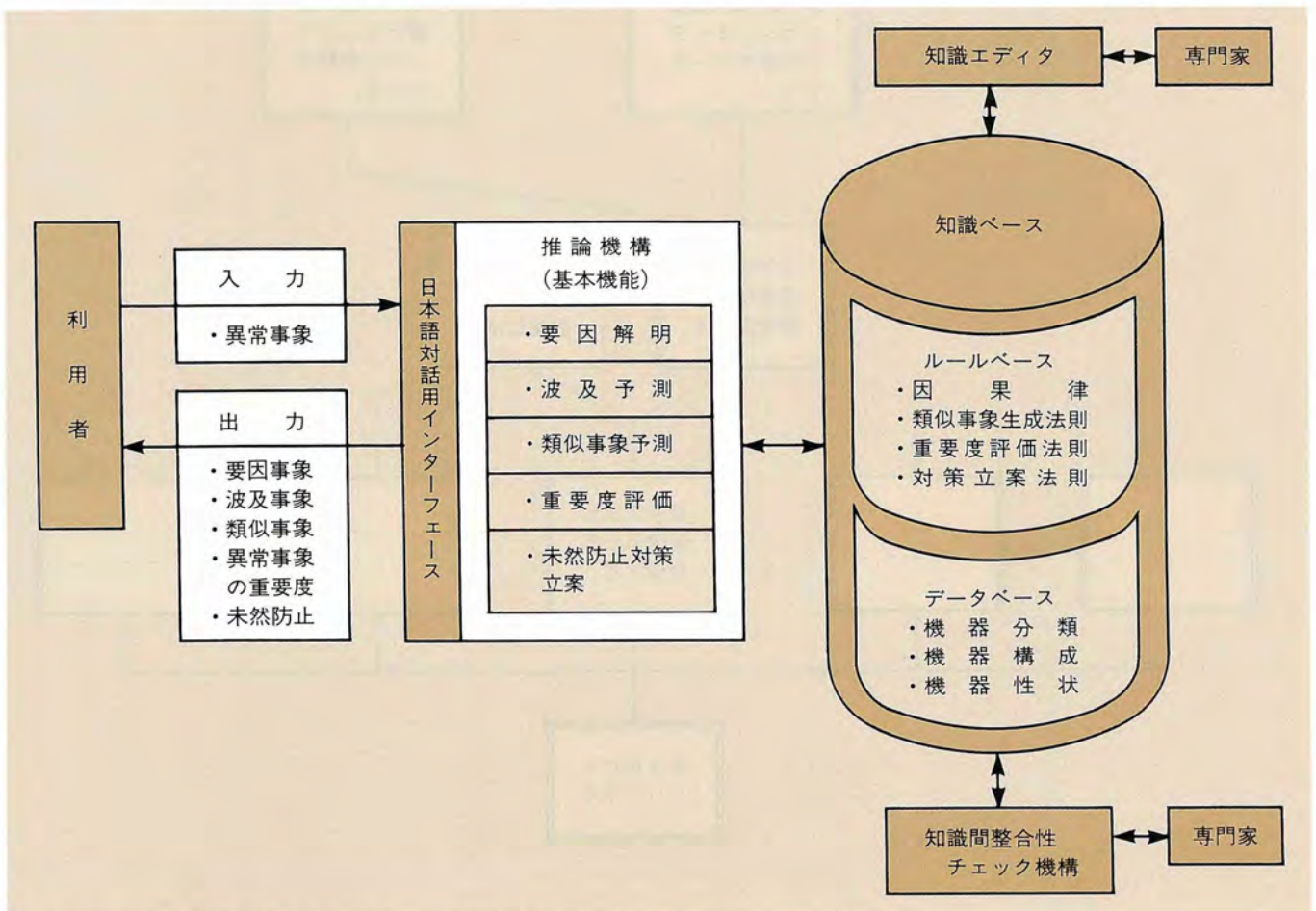


図4-3-1 異常事象再発防止コンサルテーションシステム (CSPAR) の機能構成

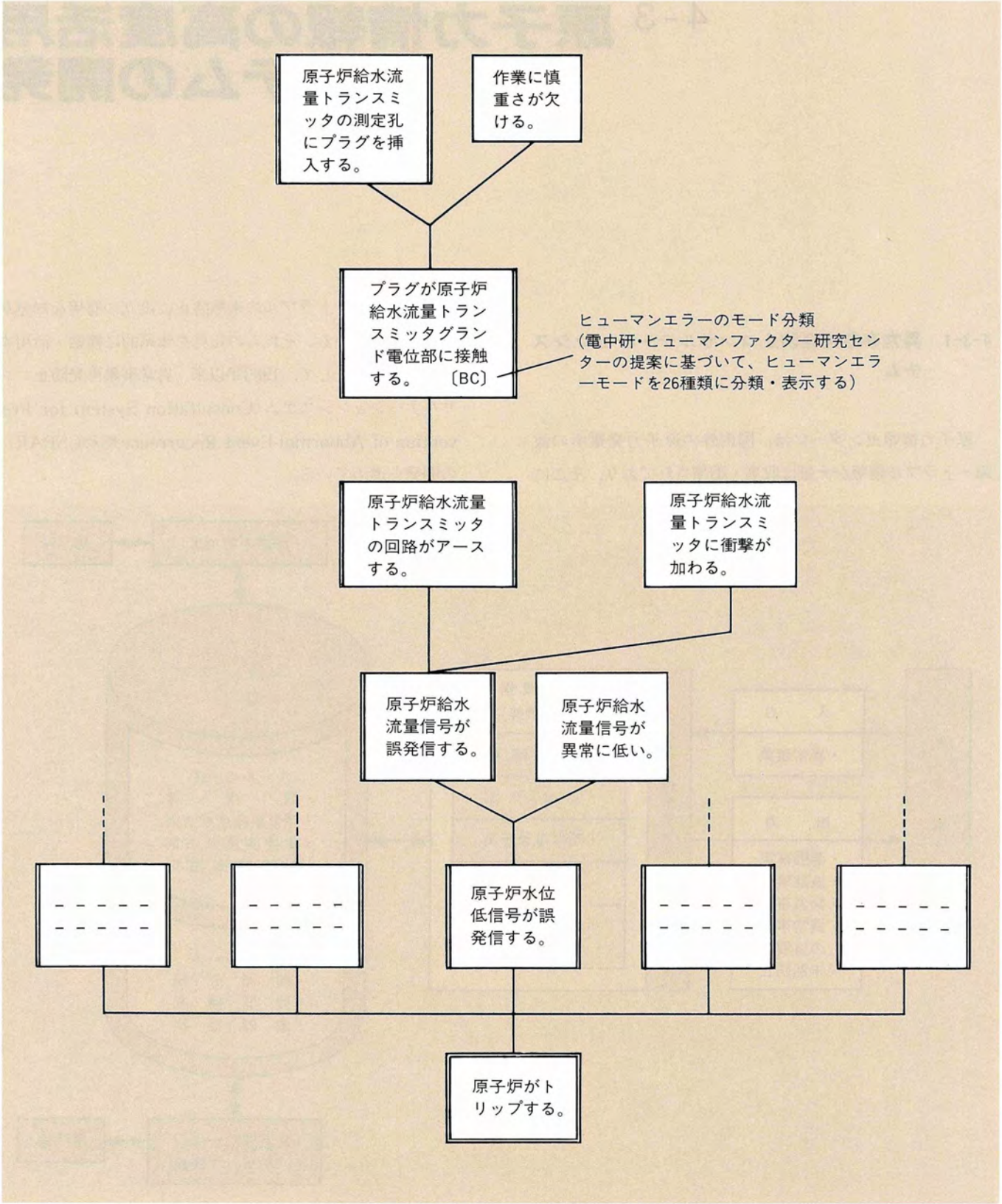


図4-3-2 「原子炉がトリップする」という事象についての要因解明の実行例

CSPARは、発電所の安全性・信頼性維持に携わる人を広く利用者として想定しており、例えば保修担当者や運転担当者などがそれに該当する。利用者は、内外の故障・トラブル事例に対する自プラントでの類似事象の未然防止、現場作業におけるヒューマンエラー注意事項の事前確認、設備の設計改善、運転・保守要員の教育・訓練などに、支援道具として使うことができる。

上述のような事項を行うとき、利用者が分析したい内容を検討した結果、CSPARには

- ① 要因解明(故障・トラブルのメカニズムを要因方向に推論する)
- ② 波及予測(故障・トラブルのメカニズムを波及方向に推論する)
- ③ 類似事象予測(故障・トラブルのメカニズムを持つ潜在的な故障・トラブルを推論する)
- ④ 重要度評価(故障・トラブルの重要度を定量評価する)
- ⑤ 未然防止対策立案(故障・トラブルの発生防止策を過去のノウハウを使って推論する)

の5種類の機能を「基本機能」として持たせることにした(図4-3-1)。

原子炉トリップについての要因解明の実行例を図4-3-2に示す。CSPARでは、事象内容が図式で展開表示される。

CSPARの使い方の一例として、内外の故障・トラブル事例に対する自プラントでの類似事象の未然防止の検討手順を以下に示す。

利用者は、入手情報に記載された故障・トラブル内容をCSPAR上に再現する^{*1)}(「要因解明」と「波及予測」機能を使う)。次に、それと似通った故障・トラブルとしてどのようなことが潜在的に起こり得るかをCSPARに推論、表示させる(「類似事象予測」機能を使う)。こうして得られた幾つかの類似事象に対して、安全性・信頼性・経済性の観点から対策検討の優先度付けをする(「重要度評価」機能を使う)。最後に、優先度の高いものから順に未然防止対策を策定する(「未然防止対策立案」機能を使う)。

CSPARの機能の枠組みが1987年に一通り完成し、現在は各機能の改良・拡張を図っている。一方、CSPARが実際

に効果を発揮するのは、知識ベースの充実度如何にかかっているのは当然のことである。このことから、1986年以来、知識ベース構築を鋭意進めている。

将来は、CSPARの有用性が検証された段階で(1992年頃を予定)、当所と電力会社との間でCSPARをネットワーク化し、実運用に供することを構想している。

*1) 当該事例に見い出される故障・トラブルメカニズムの新しい知見の部分はあらかじめCSPARの知識ベースに追加しておく必要がある。

4-3-2 運転・保修データ等高度活用 システムの開発

1985年より電事連の依頼に基づき5ヶ年計画で実施している本システムの開発は、軽水炉技術高度化の技術開発課題の一つである。技術高度化の目標である信頼性向上については、プラントの予防保全、故障・トラブルの未然防止の観点から、定期点検時等の計画保修作業における機器の点検、機器・部品の予防取替、故障・トラブルの予知等を的確に行うことが重要である。

このためには、情報を戦略的に活用することにより、検査・保修の最適化等技術の高度化を図り、運転・保修等に係る情報を保修作業に反映させるシステムが必要である。以下に、本システムの開発内容とこれまでの成果についてを述べる。

(1) 開発内容

運転・保修データの活用分野については、「検査・保修の最適化」および「その他技術情報の活用」が考えられ、これらに対し、システム(電算機)での支援方策について検討を行ってきた。

1) 運転・保修データの活用分野について

① 検査・保修の最適化

過去の運転・保修データから、検査・点検内容・保修間隔・保修方法等の最適化を図る。

② その他技術情報の活用

本システムの情報は、利用者の目的に応じ検索、分類、集計ができ、各種機器の点検、検査内容、保修方法等、基礎的データの電力大の情報が各社で自由に入手できる。

2) システムの情報処理機能について

① 検査・保修の最適化支援用

- a 分析対象機器を決定するため、設備・機器の仕様、故障発生頻度、運転モード等基礎データの出力
- b 分析対象機器の運転実績、検査間隔別の不具合発生頻度、不具合対策、改善事例、故障統計計算結果等各種統計処理

② その他技術情報の活用支援用

- a 運転・保修データの任意のデータ検索
- b 検索結果の分類集計(作表図)の定量的傾向把握の支援を狙いとして、各データベースの検索出力、分類集計および結果の作表・作図処理ができる汎用データ検索・分類集計結果の出力

(2) 成果の概要

これまでの主な成果は以下の通りである。

1) データ収集/処理サブシステム

総合システムの基本構想の知見を得る目的で、国内外原子力発電所のデータ収集システム活用等の実態調査を実施した。これをもとに、基本構想を作成し、システムの操作性、データ処理機能等、総合システムの基幹部分の設計を行った。

2) 検査・保修最適化分析サブシステム

既存データの活用方法および分析手法の知見を得ることを主目的として、8ユニットのデータの子備的分析を行った。これをもとに、データ収集対象ユニットを拡大し、収集したデータの有効活用および検査・保修の最適化の観点から、分析手法を確立し、本サブシステムの設計に反映してきた。なお、分析手法の確立に当たっては、学識経験者、メーカー、電力をメンバーとした分析評価検討会を設置し、検討を行ってきた。今後は、1988年度下期より上記のシステム設計に基づき、プログラミングを行い、1989年度よりシステムの総合試験および試運用を行う予定である。図4-3-3に運転・保修データ等高度活用システムの構成の概略を示す。

関連する主な研究報告書等

● 4 ● 原子力発電情報の高度活用

1. 「原子力発電所予防保全支援システムの基本構想」電中研 研究報告：A85001(1985.8)
2. 「原子力発電所の異常事象再発防止コンサルテーションシステム「CSPAR」のインタフェースの開発」電中研 研究報告：Y87012(1988.3)

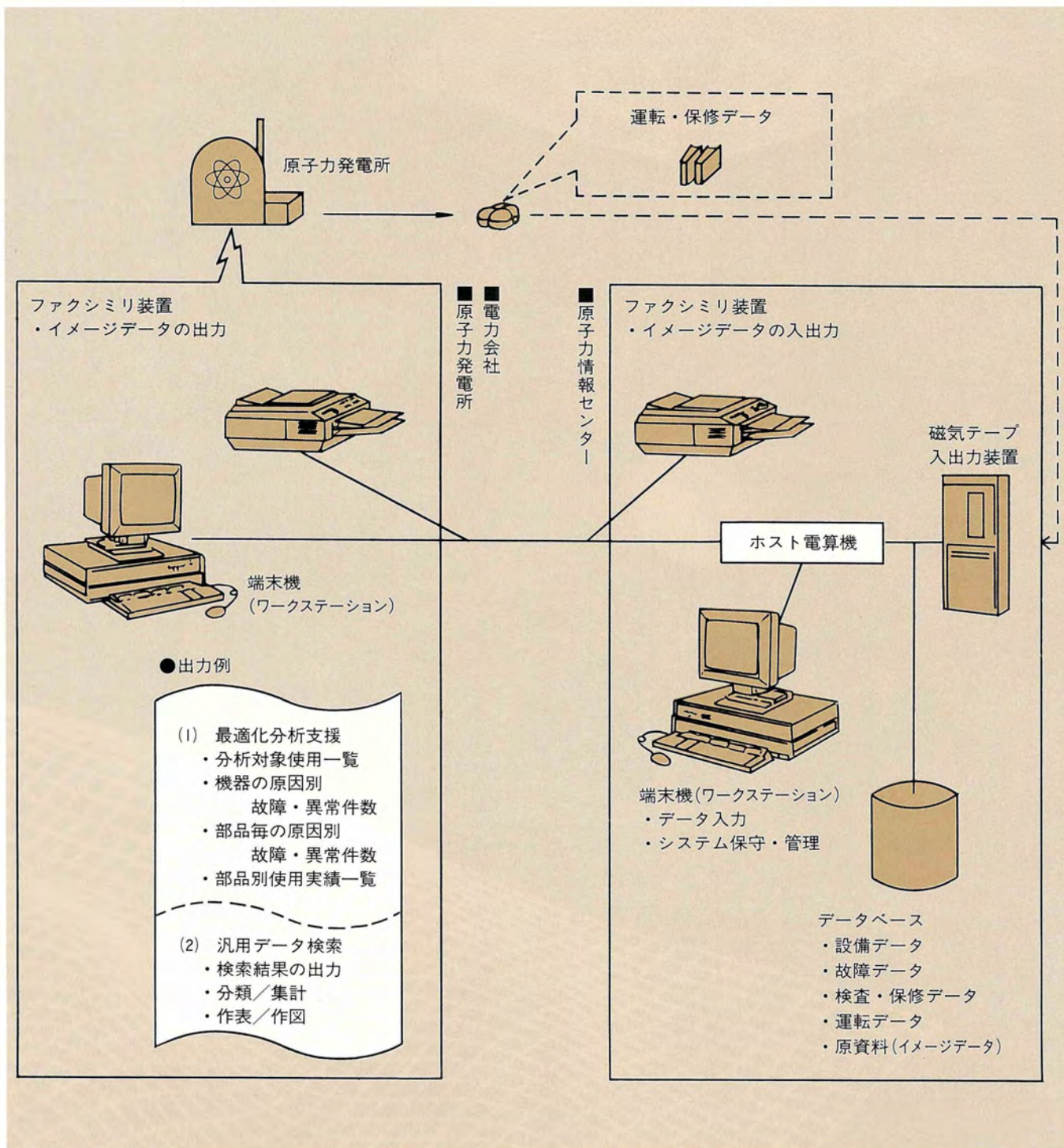
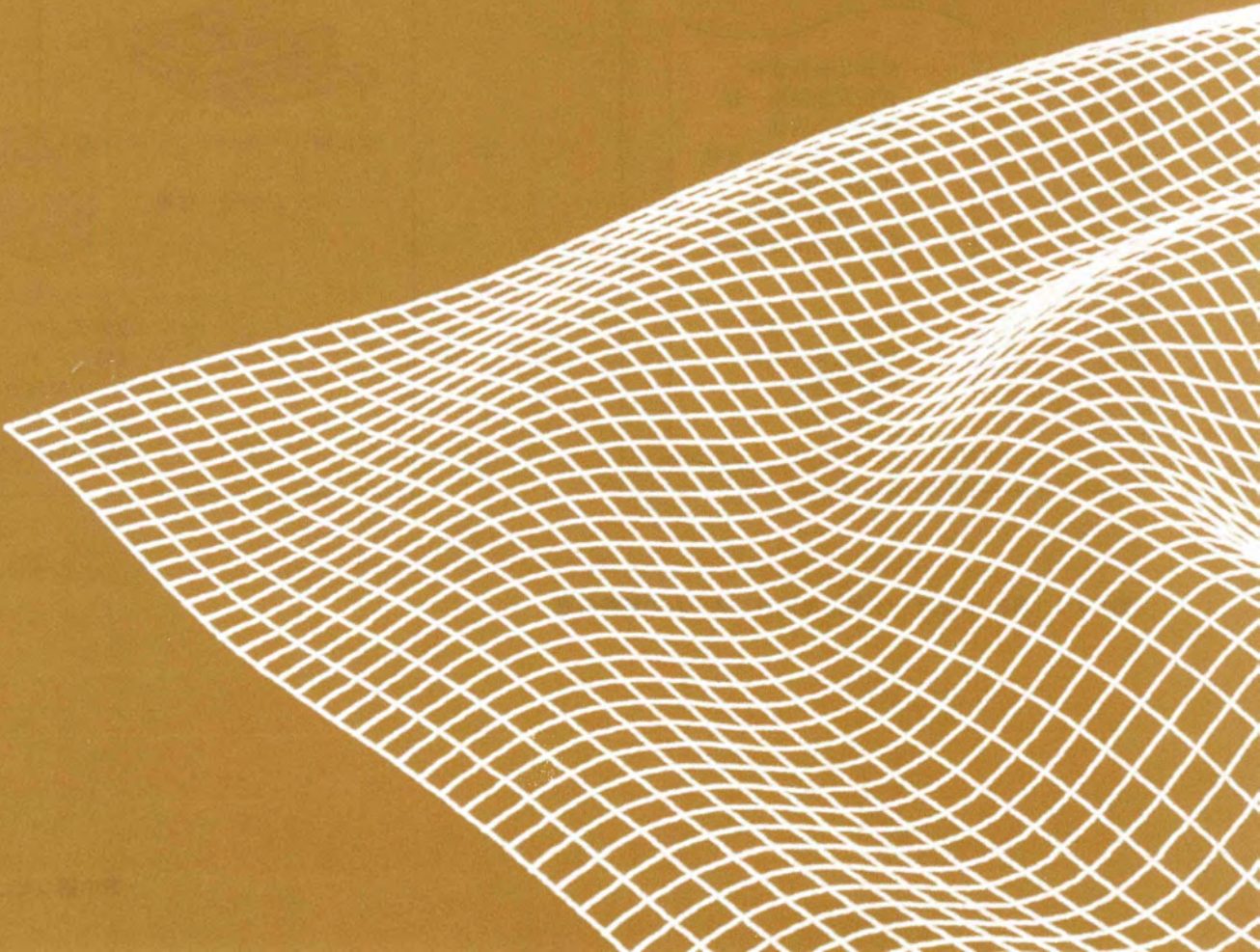
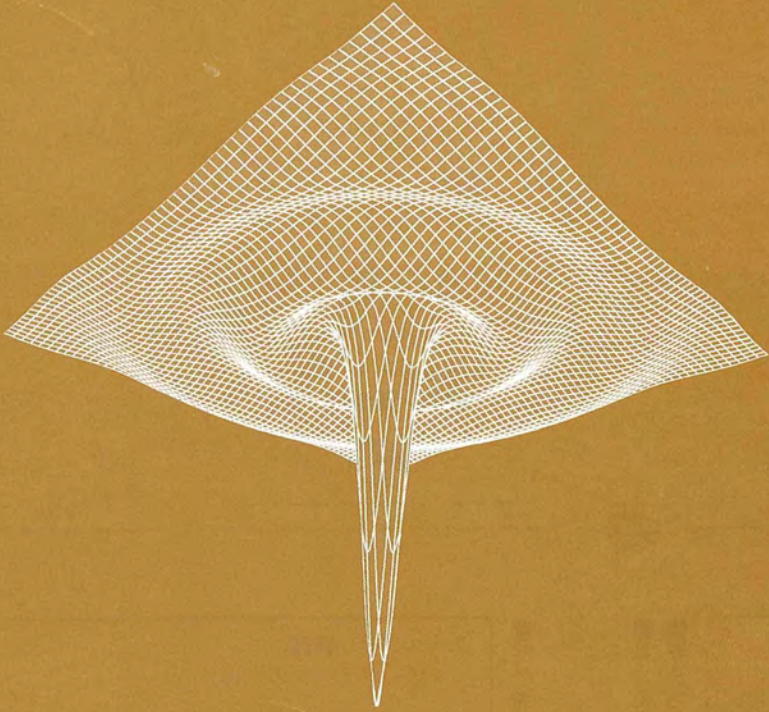
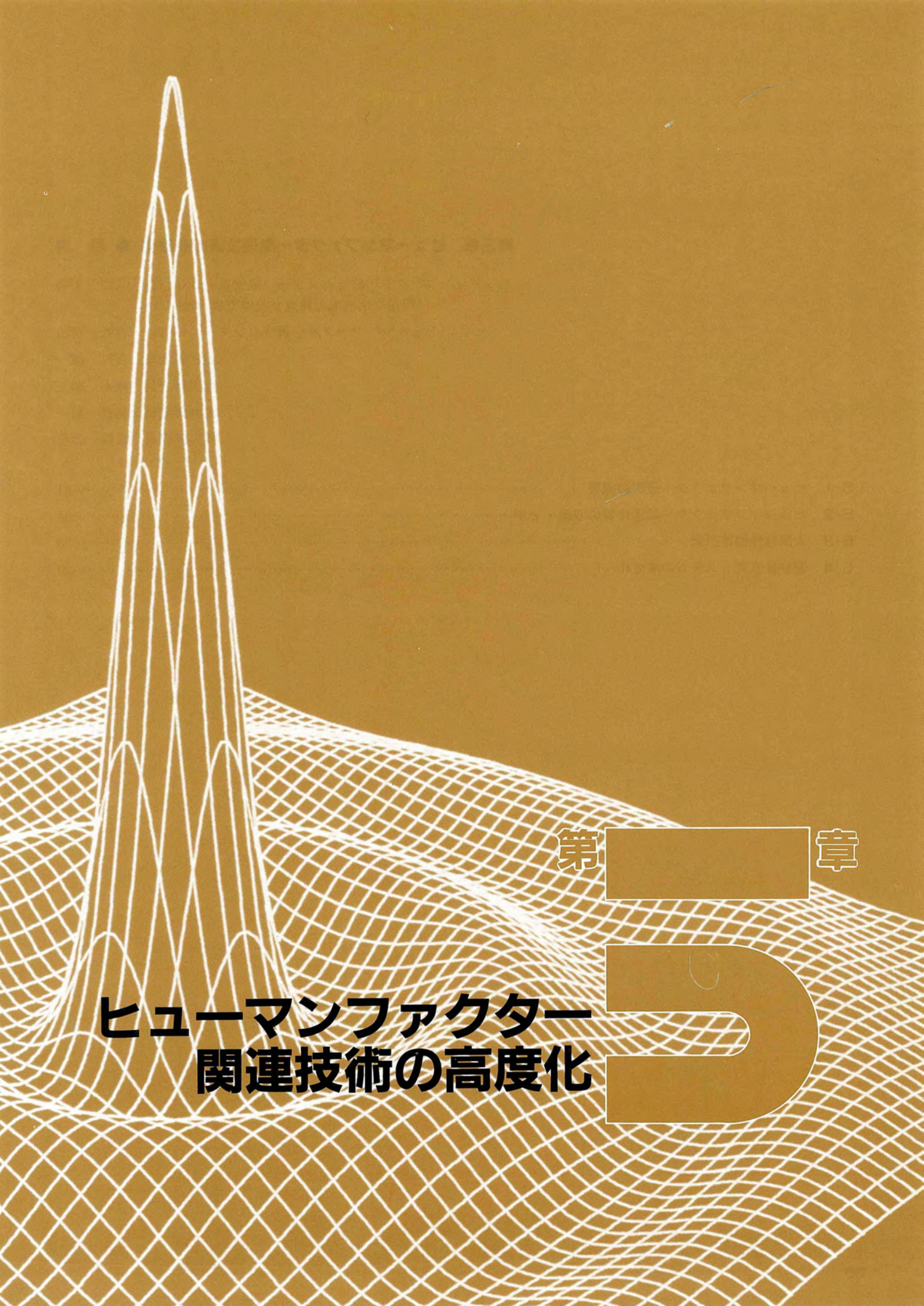


図4-3-3 運転・保守データ等高度活用システムの概略構成





第 章

**ヒューマンファクター
関連技術の高度化**

5

第5章 ヒューマンファクター関連技術の高度化 ● 目 次

ヒューマンファクター研究センター 運営担当 (次長) 久野 正明
(現在：中部電力株式会社津支店用地部長)

ヒューマンファクター研究センター (課長) 吉野 賢治

主任研究員 吉村 誠一

主査研究員 藤本 順三

主査研究員 高野 研一

担当研究員 長坂 彰彦

5-1	ヒューマンファクター研究の概要	81
5-2	ヒューマンファクター関連情報の収集・分析	84
5-3	人間特性関連研究	88
5-4	運転員教育システムの高度化	90

5-1 ヒューマンファクター研究の概要

5-1-1 研究の必要性と意義

原子力発電所の事故・故障のうち、機器に起因するものは近年の品質管理の向上等により減少しているが、人間に起因するものにはその傾向が見られない。このため、今後の原子力発電所の安全性・信頼性向上のためにはヒューマンエラーの発生を防ぐことが必要となっている。そこで近年は、ヒューマンファクターの研究により人間の判断・行動を左右するあらゆる要因を検討し、最新の技術、組織管理などにより、それらの要因を取除いたり、あるいはその影響を無くす対策を講じることが進められている。

このヒューマンファクターの研究に関しては、これまでは人間と機械の調和を重点としたマンマシンインタフェースの研究が精力的に進められ、ハード的に幾多の改善がなされてきた。しかし新しいハードでもそれが不適切に使われると、新たなヒューマンエラーの問題を生じるため、新しいハードの採用についての人的評価も必要となるなど、人的面での研究はますます重要となっている。また、運転員、作業員の不適切な行為を防ぐための組織や管理のあり方について人間と人間の調和、人間個人の資質の向上維持の面からの検討など、これまでは後方支援的な業務といわれたものに対し、人的面よりスポットをあて再検討することが必要となっている。

当所は電気事業の研究機関として、実プラントと密接な連携が可能であり、また所内には多分野の研究者を擁することから、実情に即したヒューマンエラー低減化の研究を推進し得るわが国唯一の機関とも云える。そこで当所は、わが国における原子力発電所のヒューマンエラーの顕在的、潜在的要因の実態把握ならびに人間特性面よりのエラー発

生の可能性についての実験室内検討を進め、電気事業のニーズに即したエラー防止対策の提言を図る。

5-1-2 研究の内容と計画

ヒューマンファクターに関する問題を研究するには、2つの基本的な流れが考えられる。1つは実際に生じたヒューマンエラー事例を分析して、その再発を防ぐための研究であり、他の1つは人間の基本的な特性を把握することにより、ヒューマンエラーの発生メカニズムを究明し、ヒューマンエラーの低減と防止対策に反映させることである。

前者の研究は、これまでは個々の電力会社で事故の対策として行われてきた。また、後者は、これまでは人間工学的、心理学的面からの個々の研究が多く、原子力プラントにおける研究は1970年代に米国で始まったばかりである。

当所が実施している課題は、これまでのヒューマンエラーの経験を教訓として活かす研究(即ち、対症療法的な研究)として、

- ① 運転・保守におけるヒューマンエラー情報の分析・評価
- ② ヒューマンファクターに関するデータベースの構築である。

また、人間に関する基礎的な行動特性を把握・評価する研究(すなわち、根本的原因療法的な研究)として、

- ③ 運転・保守時の作業負荷が人間に与える影響の評価(人間行動形成要因の評価)
- ④ ヒューマンエラーを考慮したシステム信頼性評価手法の確立・実用化
- ⑤ 運転・保守時の人間特性関連の研究

⑥ 知識工学を利用した運転員教育システムの開発である。

以下に上記項目の研究内容についてその概要を述べる。

(1) 運転・保守におけるヒューマンエラー情報の分析・評価

ヒューマンエラーに起因した事故の顕在事例、ニアミスおよび潜在事例を分析、評価し、対策の立案を行うことを目的とし、米国の原子力発電運転協会が開発したヒューマンパフォーマンス評価システム(Human Performance Evaluation System:HPES)をベースとした我が国の実状に即した評価システム(J-HPES)の開発を行い、ヒューマンエラーの低減に役立てる。

(2) ヒューマンファクターに関するデータベースの構築

ヒューマンエラーに関する事例検索および傾向分析・評価等、ヒューマンファクター問題に対する実用面への適用に資するため、内外のヒューマンエラーに係わるデータを収集し、これをデータベース化する。これにより各種のデータの体系化と一元管理を行い、ヒューマンエラー防止対策への提言に役立てる。

(3) 運転・保守時の作業負荷が人間に与える影響の評価

人間と機械の役割分担の明確化による自動化の範囲の検討、マンマシンインタフェースの改良等に役立てるため、原子力発電所の運転・保守作業を対象とし、人間の行動に影響を与える要因(Performance Shaping Factor:PSF 人間行動形成要因)の体系化および作業負荷が人間の振舞い、生理や心理特性へ及ぼす影響を明らかにする。

(4) ヒューマンエラーを考慮したシステム信頼性評価手法の確立・実用化

人間信頼性評価手法を原子力発電所に適用し、ヒューマンエラーを考慮したシステムの信頼性評価手法を確立するとともに、その検証を行い、実用化を図る。

(5) 運転・保守時の人間特性の研究

ヒューマンエラーの発生と人間行動との関係を同時解析する手法を確立するため作業負荷が人間の生理・心理状態、視覚挙動および身体挙動にどのような影響を与えるかを測定評価する研究を進める。

(6) 知識工学を利用した運転員教育システムの開発

異常時・事故時に対する運転員の対処能力の維持・向上を図ることによりヒューマンエラーを防止し、原子力発電所の安全性、信頼性をより一層向上するため、知識工学を活用し、運転員の異常時・事故時に対する対処能力を効果的に維持・向上するための運転員教育システムの開発を行っている。

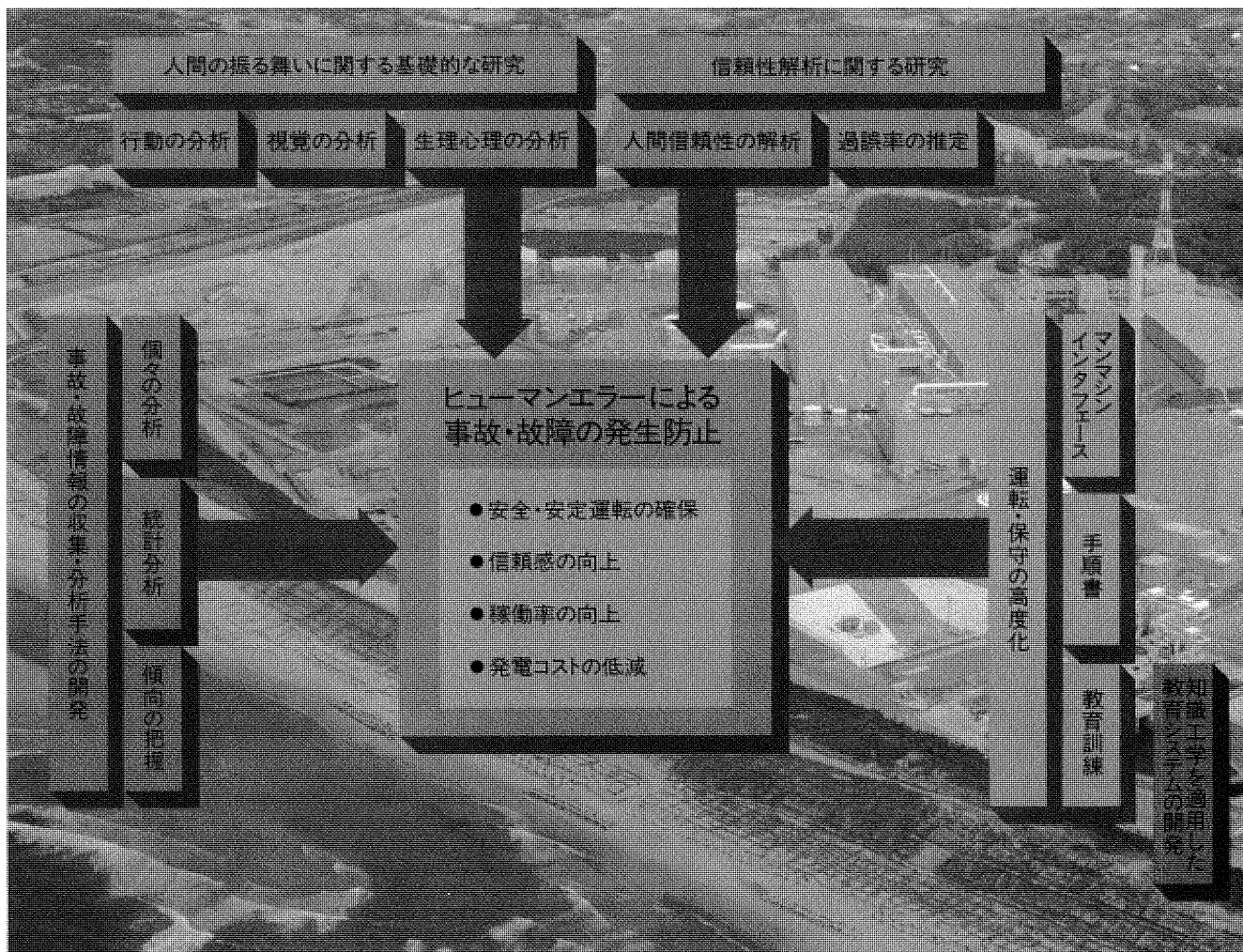


図5-1-1 ヒューマンファクターに関する研究課題とその効果

5-2 ヒューマンファクター 関連情報の収集・分析

5-2-1 日本版ヒューマンパフォーマンス評価システム(J-HPES)

(1) J-HPESの概要

HPESは米国原子力発電運転協会(INPO)が開発したものであり、原子力発電所の運転・保守において人間が関与して発生したトラブル事象を対象にヒューマンエラーの発生原因等を的確に分析し、有効な再発防止対策を提案する

一連の手順を示したものである(図5-2-1)。

当所では、このHPESを我が国の実情を考慮するとともに種々の工夫を加えて改良し、J-HPESを開発した。

(2) J-HPESの特徴

J-HPESは図5-2-2に示す「評価様式」をベースとして、これに記入する手順を示した「実施手順」および分析を支援する「解析技術」から構成され、これらをすべて取りま

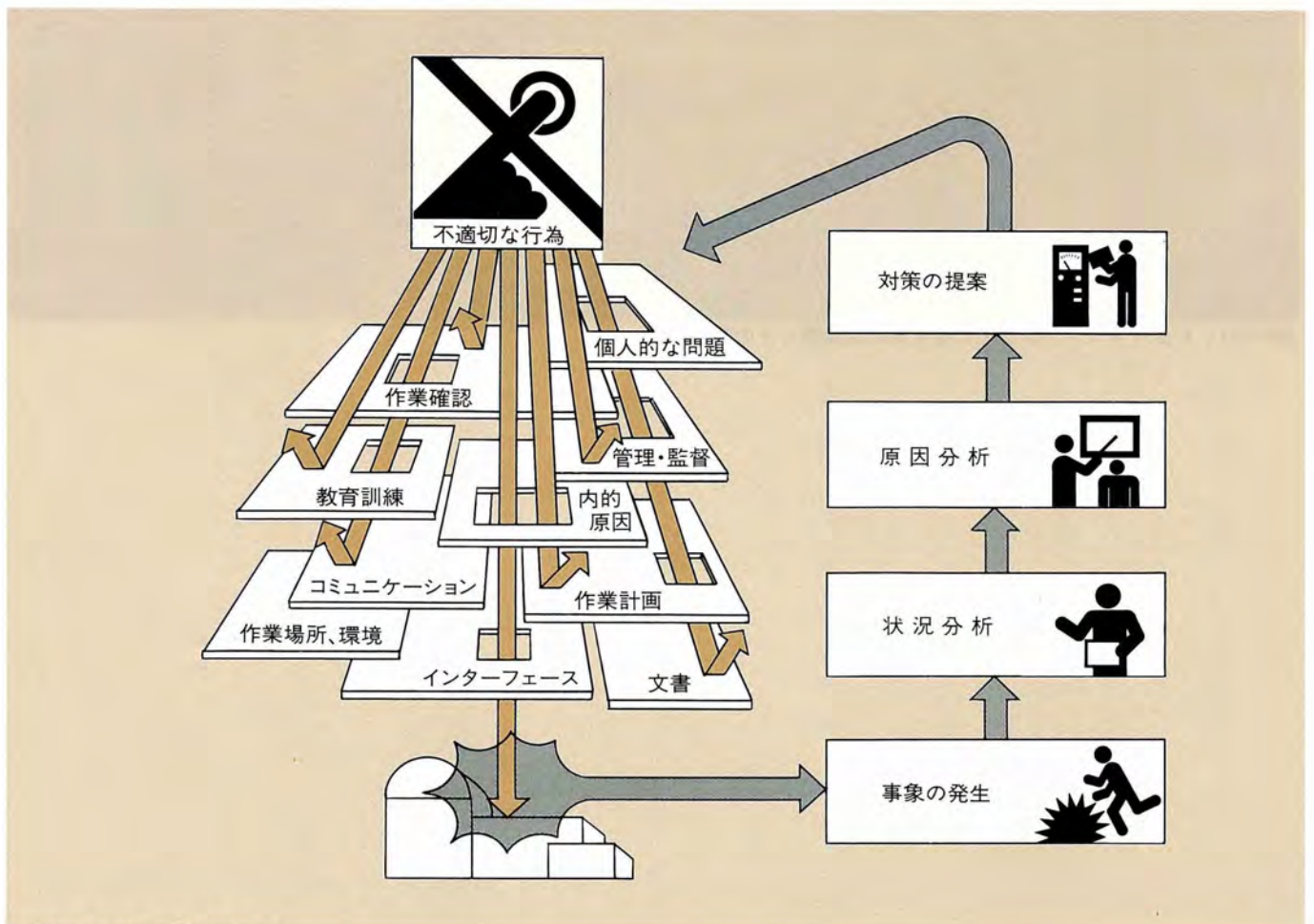


図5-2-1 HPESの概念図

とめた形で「実施手順書」を作成している。主な特徴は、以下のとおりである。

① 分析/評価過程の手順書化

- ・図5-2-1に示すように事象の発生から対策の提案までの手順の標準化が図られる。
- ・だれもが短期間の講習で分析に取り組める。
- ・分析が抜け落ちなく的確に実施できる。

② 顕在事象, 潜在的な事象双方に適用可能

ヒューマンエラーが顕在化するのはいずれであるが、水面下のエラーは数多く存在しており、共通の手法で分析できる。

③ エラー発生背後原因まで分析可能

表面的な直接原因だけでなく、その背後原因(直接原因を誘発した間接原因, 間接原因を誘発した潜在的な原因)まで分析できる。

④ エラー発生に密接に関連する生理・心理状態が分析可能

⑤ 分析/評価結果のデータベース化

データベース化により、各プログラム間の情報伝達、国際的な情報交換がスムーズに実施でき、共通的なトラブル防止にも反映できる。

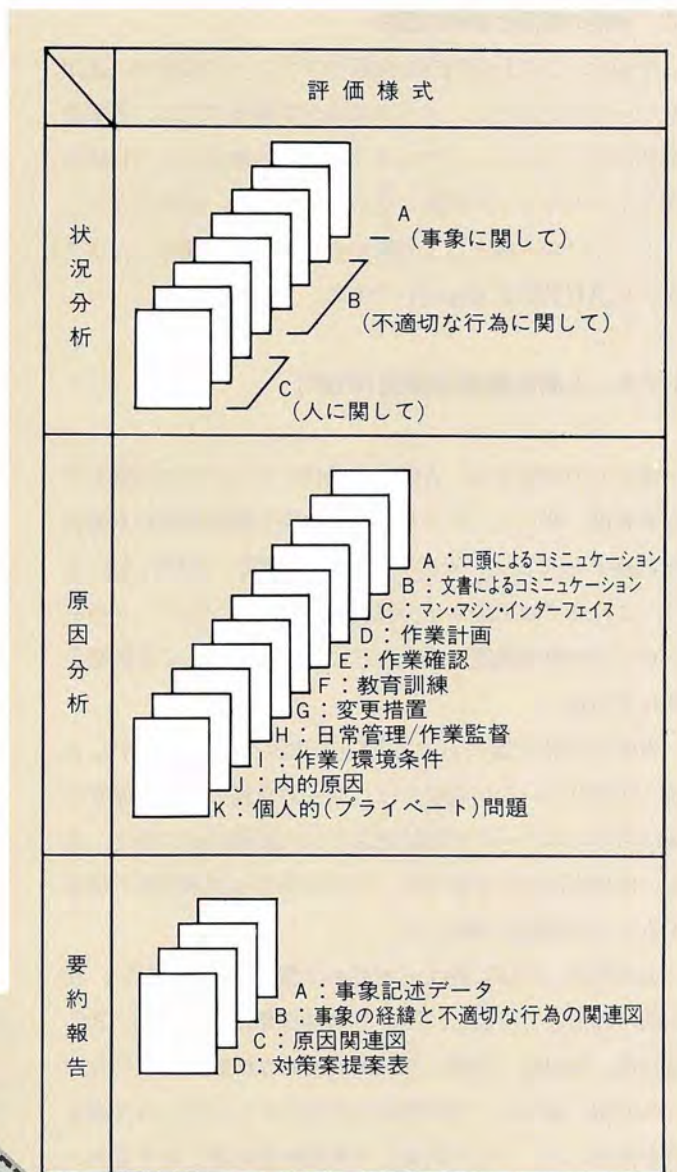


図5-2-2 J-HPES評価様式の構成



図5-2-3 CAUTION Report

(3) 今後の課題と成果の反映

今後は、このJ-HPESを実際プラントで試験的に運用していく予定であり、データ収集が本格化すれば、各電力会社に対して、ヒューマンエラー防止の観点からの具体的なフィードバックが可能となる。図5-2-3は、具体的なフィードバックの一例として当所が各発電所等に配布したポスター(CAUTION Report)である。

5-2-2 人間行動形成要因(PSF)

原子力の分野では、人間の信頼性にマイナスの影響を与える要因、即ちヒューマンエラーの発生頻度を高める要因をPSFとして捉え、そのPSF項目の選定と分類については、これまでに米国原子力規制委員会のハンドブックやヨーロッパの研究機関の報告などに研究事例として多数発表されている。

当所では我が国におけるPSFの選定と分類が必ずしも統一化されていない現状では、原子力発電の運転・保守作業におけるエラーの未然防止および人間過誤率の推定、あるいは現場における優先的、かつ効果的な改善対策を提案することが困難と判断した。

このため、PSFに関する内外の文献を調査・検討し、我が国の国情をも考慮し、PSFを①内的要因、②MMI、③作業特性、④組織・管理、⑤外的要因の5種類に分類した。この分類に基づき、PSF要因を52項目にとりまとめた調査表を作成した。これを利用して発電所作業員に対するアンケートによる意識調査を行い、PSF各項目の重要度、影響度を分析・評価し、ヒューマンエラー低減対策や確率論的安全性評価(PSA)の入力データへの活用を考えている。

5-2-3 ヒューマンファクター・データベース

(1) 研究の背景と目的

ヒューマンエラーに関する問題点を改善するためには、事故・故障情報をもとにした事象分析(定性的な分析評価)や人間信頼性解析(確率論的安全性評価等)による定量的な検討が不可欠である。これらの分析、評価を実施するためには、ヒューマンファクターに関連する多種多様なデータを収集し、ヒューマンエラーの防止に役立つ情報として提供する必要がある。

しかし、我が国をはじめ各国ともこのデータ整備については着手したばかりの状況で実用化されていない。このため、内外で、それぞれの目的のために作成されたデータ(情報)を調査・分析し、これを整理統合して計算機処理による利用しやすい形態、即ちデータベースの構築に着手した。

(2) 研究の成果

本課題の初年度においては、データベース構築の全体構想を定めるために内外諸機関におけるデータの収集状況およびデータベースのシステム開発を調査し、この検討結果をもとに開発基本構想を取りまとめ、運用設備を一部設置した。

次に、データベースの開発基本構想と当面の研究課題を考慮して、以下の4種類のデータベースを開発することとした。

① 文書検索データベース

内外のヒューマンファクターに関する文書類(研究報告、文献、NUREGレポート等)を抄録の書式で整備し、これに検索キーワードを付与して迅速に情報提供するためのデータベースである。なお、本データベースの開発は既に完了し、米国のNUREGレポートを中心に約900件をデータベース化するとともに、主要な情報を電力会社に伝達している。

② 信頼性解析データベース

ヒューマンファクターを考慮したシステムの信頼性評価手法に必要な過誤率、機器故障率等のデータを提供するた

めのデータベースである。なお、本データベースの一部として米国で発表されている人間信頼性ハンドブック (NUREG/CR-1278) についてデータベース化を実施した。

③ 情報交換データベース

電力会社との円滑な情報交換を行うためのデータベースである。

④ 事例分析データベース

原子力発電所で発生したヒューマンエラーの分析データや各種の調査・試験データをもとに事例検索や傾向分析が行える機能を有するデータベースである。なお、本データベースの一部として原子力発電所で経験した「ヒヤリ・ハット事例」のデータベース化を実施した。

図5-2-4にヒューマンファクター・データベースの概念図を示す。

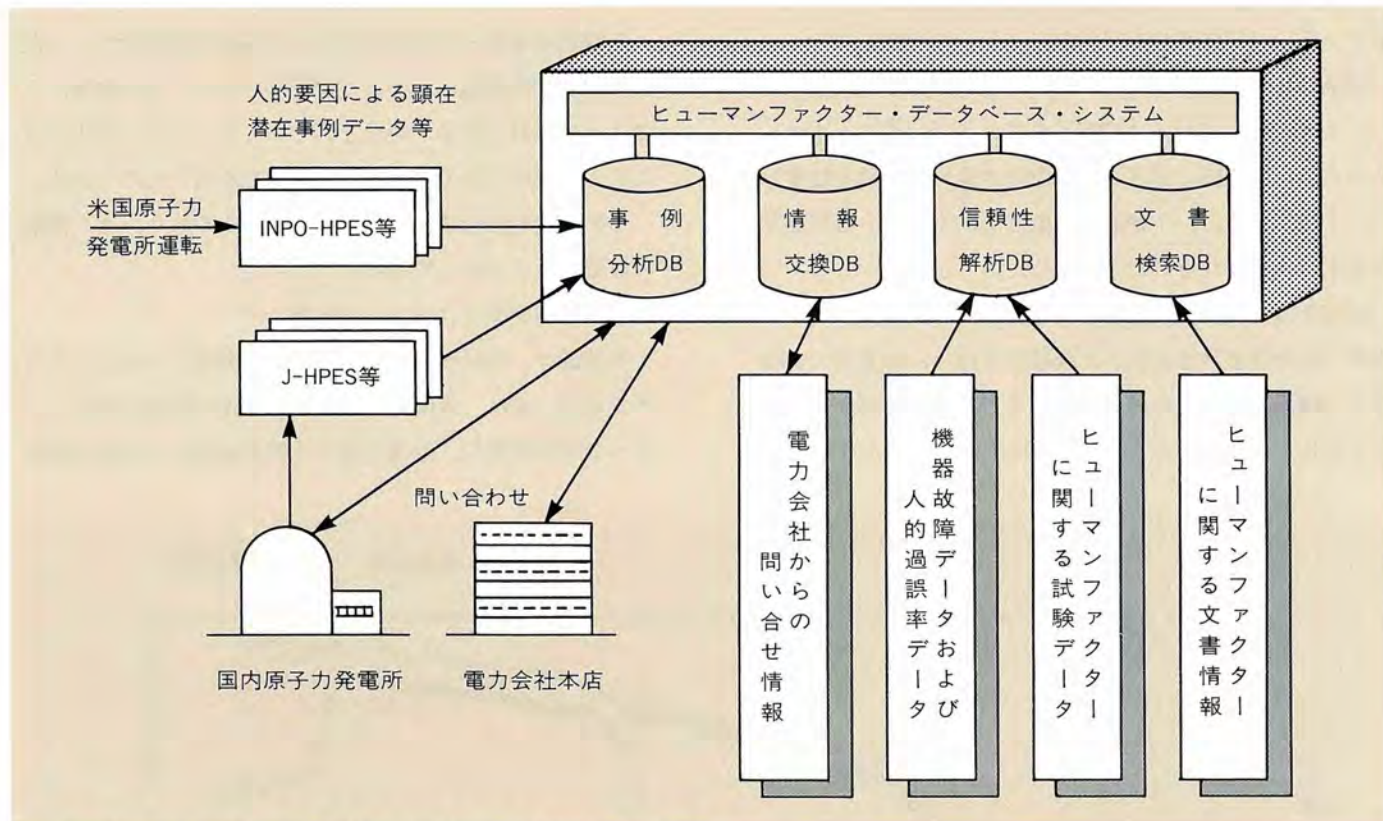


図5-2-4 ヒューマンファクター・データベース・システムの概念

5-3 人間特性関連研究

5-3-1 放射線下作業の効率向上

定検作業が夏場の暑熱環境下で行われる場合には、保守作業者は環境、衣服および労働の強さの3つから温熱ストレスを受ける。本研究は、原子力発電所定検作業で使用するアノラック服の改良を目的として行ったものである。

1986年度に現用アノラック服に代わる素材の調査を行い、スキーウェアなどに利用されている汗は外に出すが、外からの水は内部に通さない透湿防水素材の利用を提案した。それとともに、予備的な被験者実験も行い、心理面での負担が軽減されることを確認した。

1987年度では、被験者を用いた総合的な室内実験による現用・試作透湿防水素材の比較検討を行い、作業者の負担感が各種条件下で緩和されることなどをいろいろな統計手法を利用して実証した。また、図5-3-1に示すように心拍

数、呼吸数、皮膚温といった生理指標について両者の間に顕著の差があり、新素材を使用した作業衣服の着用は作業効率の向上に大いに役立つものと考えられる。

5-3-2 人間行動モニタリング手法の確立

本課題は運転・保守作業に係わる各種作業負荷が、人間の生理・心理機能にどのような影響を与え、その結果、どのような振舞いを示すかなどのヒューマンエラー発生メカニズムの解明を図るための手法の確立を行うものである。

その主な構成は表5-3-1に示すとおりであり、その機能の概要は次のとおりである。

① 生理機能モニタリング装置

本装置は、現場への適用を考慮して開発したものであり、その活用により、人間の誤った対応操作の行動に結びつくような疲労現象や、意識の低下や興奮状態などの脳の働き

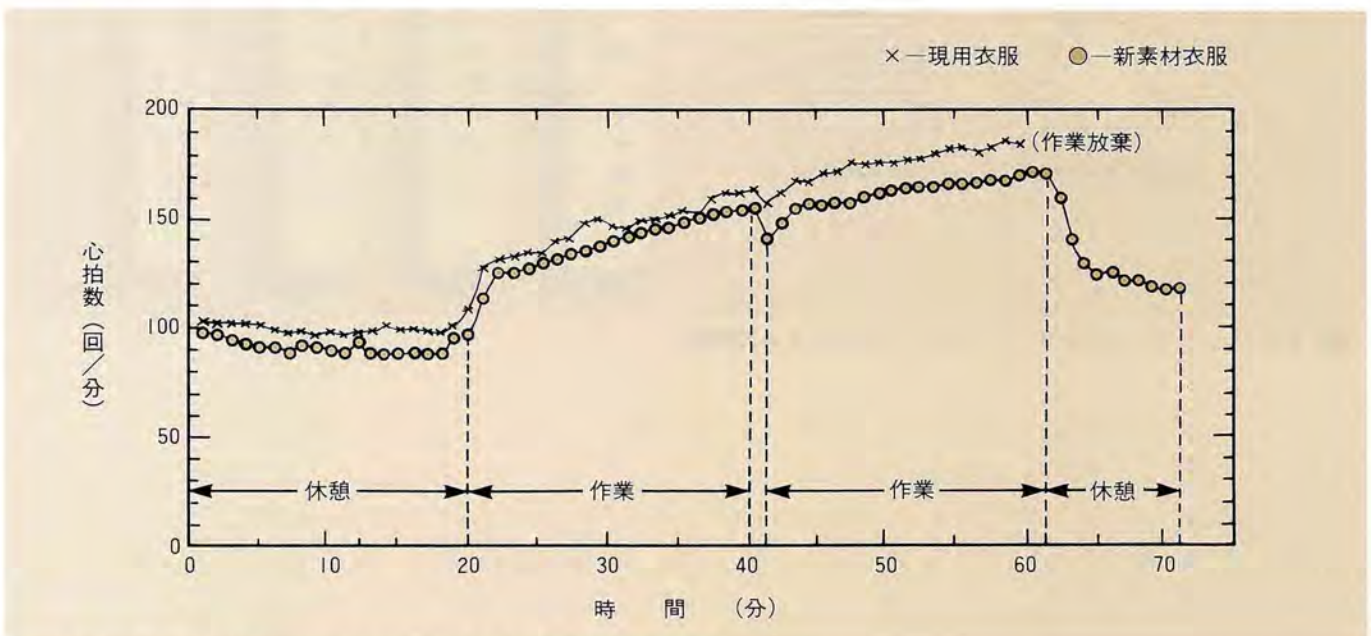


図5-3-1 環境温度30℃、重労働時の心拍数測定結果 (5名の平均値)

具合とヒューマンエラーとの係わり合いが明らかになる。

② 人間行動モニタリング装置

本装置は、作業者の行動を3次元的に捉えることができ、その利用によって中央制御室の機器の配置と運転員の行動との関係が明確にできる。さらに前述①の装置との組合せによりヒューマンエラーに結びつくような行動の特性が明らかになる。

③ 人間挙動モニタリング装置

本装置は、人間の重心移動の状況、手足の動きや姿勢の様子を光学的に捉えるもので、本装置の活用により、作業者の運転・保守作業の経過に伴って進展する生理的な疲労状態が明らかになる。

④ 視覚挙動モニタリング装置

本装置は、超小型のカメラで眼球の動きを検出するものであり、本装置の活用により、運転作業時の画面の形態や情報量、あるいは操作パネルのレイアウトの形態に対する運転員の注視箇所や注視時間など視線の動きが測定・解析でき、どのような状況においてヒューマンエラーが発生し易いかが明確になる（図5-3-2）。



図5-3-2 視覚挙動モニタリング装置

表5-3-1 人間特性総合解析装置

測定対象	測定方法	測定項目	評価項目
生理機能	手掌部表面にセンサーを装着	心拍数、皮膚抵抗値、皮膚抵抗反射など	精神疲労、眠気の程度、精神作業負荷など
行動	頭部に超音波発信器を装着	移動速度、停滞時間など	緊急度、消費時間など
身体挙動	肩や手肢の関節部位へ光を反射させる手法	重心移動、姿勢など	疲労、興奮、MMI適合度など
視覚系挙動	顔面部に超小型カメラを装着	注視箇所、注視時間など視線の動き	情報の配列・質・量など

5-4 運転員教育システムの高度化

(1) 研究の背景と目的

ヒューマンファクターに起因する事故・故障を防止するための一環として原子力発電所運転員の教育訓練のあり方が注目されている。

当所では従来から計算機を用いた運転員のための教育システムの研究開発を行ってきた。しかし、教育効果をより一層高め、運転員の事故時対応能力を確実に維持・向上させるには、個々の運転員の知識レベルに応じた教育を行うことが重要であり、そのためには先端技術の活用が不可欠である。このような観点に立ち、知識工学を用いた運転員教育システムの開発を行っている。

(2) 研究の成果

本システムは過渡応答の物理的背景の理解を目的としており、BWRプラント用として、①再循環ポンプ1台トリップ、②給水喪失の2つの異常事象に対する教材を開発した。本システムの特徴は次のとおりである。

- ① 異常事象の発生から終了までを「原因」と「結果」のつながりで表現した。
- ② 1組の「原因」と「結果」を1つの教育単位と考え、これらの教育単位で教材を階層的に構成した。
- ③ 各階層の教育単位の中にある質問に答えていく過程でシステムがその人の知識レベルを判定し、そのレベルに合った教材を呈示することにより、キメの細かい教育を可能とした。

本システムは図5-4-1に示すように、知識処理専用計算機、過渡応答表示装置、音声入出力装置から構成されてい

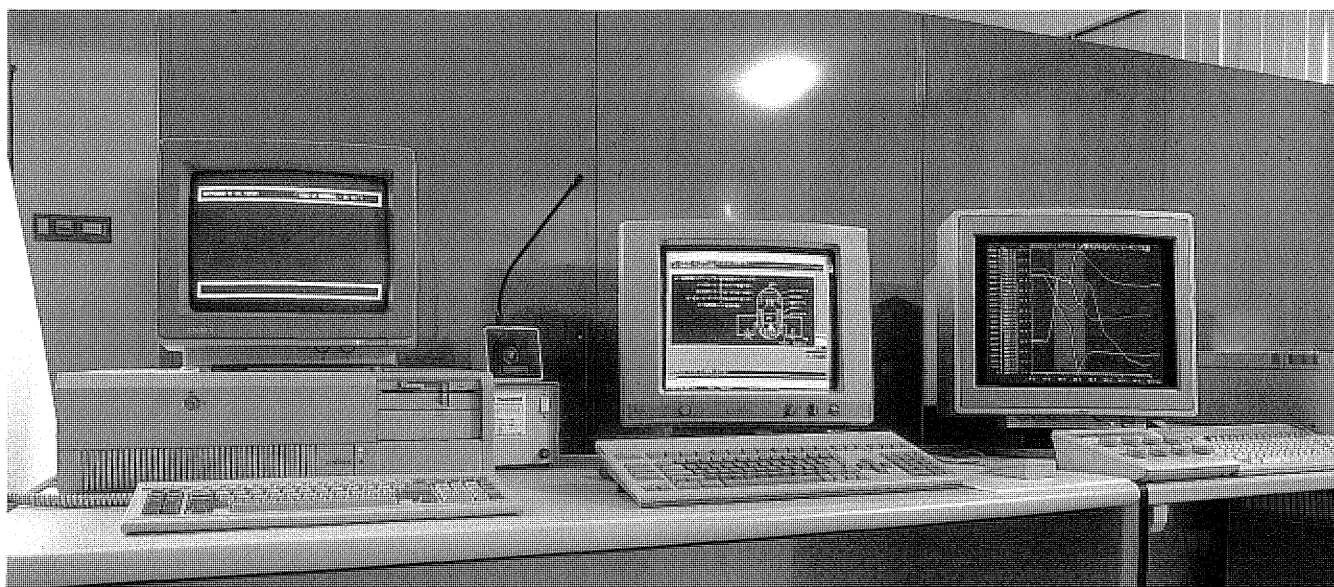


図5-4-1 運転員教育システム

る。知識処理専用計算機は運転員の知識レベルを判定したり、そのレベルに応じた教材(主に文字)を呈示したりする。過渡応答表示装置はカラーCRTを有しており、図5-4-2に示すように図面や過渡応答因果関係のどの部分を解説しているかなどを表示する。音声入出力装置は知識処理専用計算機の文字解説に合わせた音声解説などを行う。

(3) 今後の展開

PWRプラント用教材を作成するなど教材の充実を図る。さらに、知識工学など先端技術の進歩に合わせて、操作結果の過渡応答などをシステムがその都度簡単に解説する新しい教育システムの研究開発を行う。

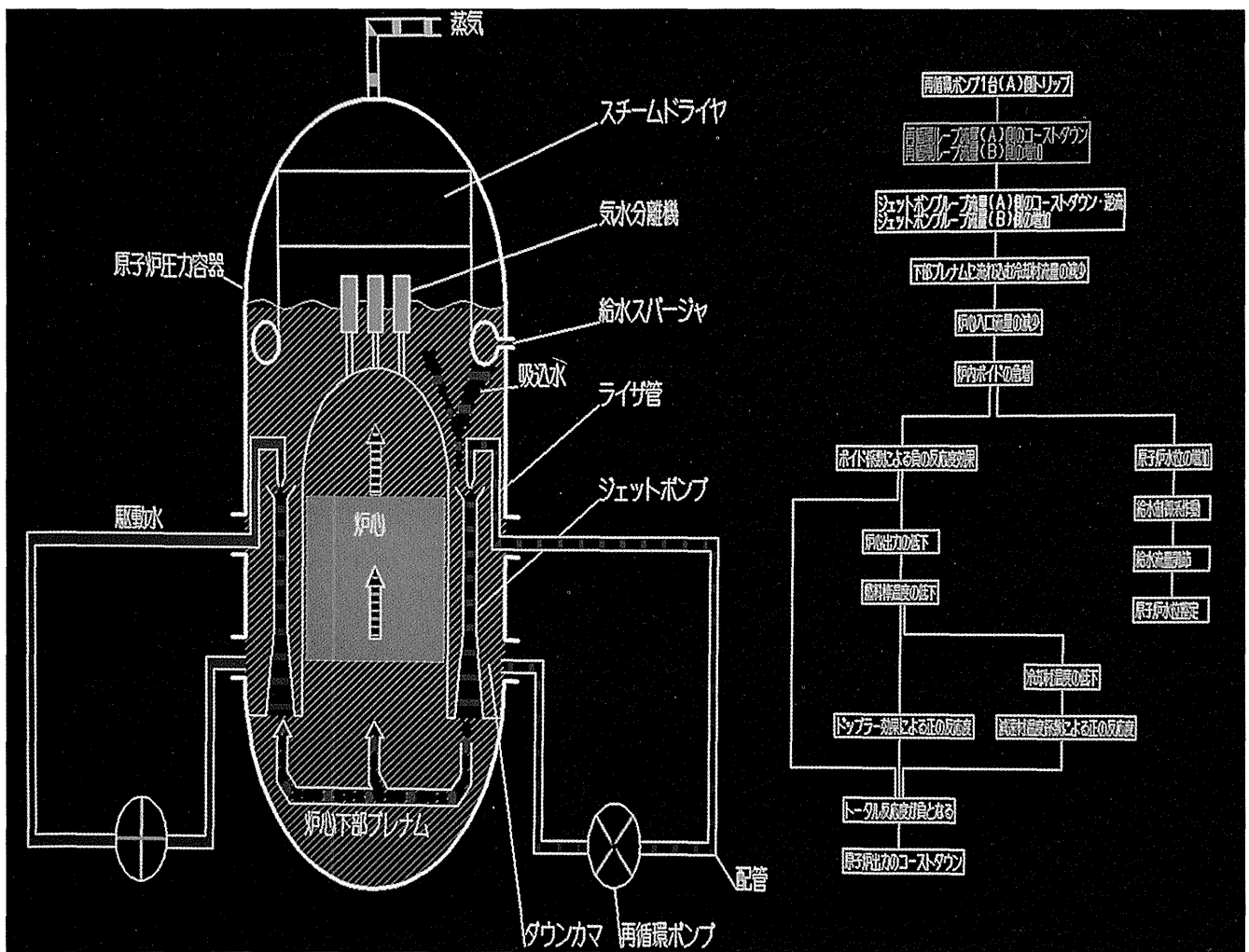


図5-4-2 教材画面の一例

お わ り に

理事 原子力総合推進室長 高橋 希一

年表には書き切れなかったが、当所の原子力発電技術の研究への取り組みは、昭和42年から始まっている。その後、当所は、工学、理学、社会科学にまでわたる広範囲の専門能力を生かして、原子力発電の研究開発に取り組み、適時、その成果をあげてきた。今回はこれらのうち、特に軽水炉分野の研究成果として電気事業の要望に十分に応え得たものを選別して、原子力部門以外の方々にもご理解願えるように、ご紹介申し上げたつもりである。

ところで、近年、熱併給発電や複合サイクルなどの新発電方式の出現により、軽水炉の安全性の向上と並んで発電コストの一層の引下げが求められてきている。この意味で、例えば軽水炉の長寿命化により生涯コストの引下げや、さらには次世代軽水炉技術のように、既成概念の枠を越えた軽水炉新技術への挑戦によって、飛躍的に安全性を向上させることが望まれている。

このような軽水炉技術の高度化や軽水炉新技術の開発、導入に当たっては、将来の動向を洞察した長期戦略にもとづいて実用FBRの導入時期や開発容量との兼ね合いとか、プルトニウム利用を中心とした原燃サイクル面のバランスということ十分に考慮に入れて、今後とも、当所の原子力研究を推し進めていくこととしたい。

今後、具体的な検討結果が出次第、逐次、ご紹介申し上げ、皆さまの忌憚のないご意見をお伺いする所存である。

電中研レビュー NO.21

●平成元年 9月30日発行

●編集兼発行・財団法人 電力中央研究所 広報部
東京都千代田区大手町1-6-1[大手町ビル7階]☎100

☎03 (201) 6601(代表)

●印刷・株式会社 電友社

本 部/経済研究所

東京都千代田区大手町1-6-1 ☎(03)201-6601 ☎100

我孫子研究所 千葉県我孫子市 我孫子1646 ☎(0471)82-1181 ☎270-11

赤城試験センター 群馬県勢多郡宮城村苗ヶ島2567 ☎(0272)83-2721 ☎371-02

柏江研究所/原子力情報センター/ヒューマンファクター研究センター

東京都柏江市岩戸北2-11-1 ☎(03)480-2111 ☎201

横須賀研究所 神奈川県横須賀市長坂2-6-1 ☎(0468)56-2121 ☎240-01

UHV塩原実験場 栃木県那須郡塩原町関谷1033 ☎(0287)35-2048 ☎329-28

編集後記

電中研レビュー第21号「軽水炉の高度化を目指して」をお届けいたします。

本号では、「巻頭言」を通商産業省資源エネルギー庁 長官官房審議官 向 準一郎様にお願いしました。ご多忙中にもかかわらず快くご寄稿をいただき、心からお礼を申し上げます。

エネルギー資源の乏しいわが国にとって、わずかなウランを燃料として大きな電力を得ることができる原子力発電は、将来にわたって安定した電源として最も期待されています。

これまで軽水炉については、建設、運転、補修などの経験をもとに改良が加えられ、「技術的に十分確立している」といわれています。しかし、軽水炉の研究開発については新しい視点から見直し、例えば、プラントの長寿命化や次世代型軽水炉など革新技術への挑戦、あるいは人間との係わりの重視など、新たな対応が必要となってきています。

当研究所では、この原子力発電の信頼性・経済性の一層の向上を目指して、その技術開発に取り組んでいます。

本レビューは、当研究所がこれまで進めてまいりました軽水炉の高度化研究をとりまとめたものです。

電力会社をはじめ関係諸機関の方々の一助となれば幸いです。

R