

沸騰水型原子力発電所の信頼性向上対策

Reliability Improvement Method for BWR Power Plants

我が国の原子力発電設備は、米国からの技術導入により建設を開始したが、その後10年間に国産化され、蓄積された技術力により、改良標準化される段階にまで達している。

しかし、初期の導入プラントを中心として計画外の運転停止を余儀なくされ、十分な稼働率に達しているとは言えない。これに対して、我が国では米国方式とは異なり、設備メーカーが原子炉を含む全設備を一括取りまとめて納入し、計画、設計、製作、建設、定期検査、保守を行ない、運転実績のフィードバックも迅速に行なわれるという特長をもっている。このため、国産化による中国電力株式会社島根原子力発電所1号炉は6年間の平均時間稼働率約72%を達成し、国産炉として信頼性の高いことを示している。

本稿は、これらを支える国産自主技術の開発状況と、日立製作所の一貫した技術改善、製品品質管理、信頼性解析法、保守改良などの信頼性向上対策について述べるとともに、運転管理される電力会社との協力が、高い信頼性、高稼働率の達成に必須であることについて述べる。

三木 実*
小野寺勝重*
内山 祐一**

Minoru Miki
Katsushige Onodera
Yûichi Uchiyama

1 緒 言

経済ベースにのった最初の商用原子力発電所は、1969年米国に建設されたオイスタ・クリーク原子力発電所(出力65万kW)であるが、その後米国での建設台数増加とともに、BWR(沸騰水型原子力発電所)は段階的に改良型が開発され、かつ大型化してきた。我が国では、初期はそれらの米国プラントが輸入され、国内メーカーへ技術導入が行なわれた。その経験に基づき、中国電力株式会社島根原子力発電所では、国産化率93%に達する自主技術で建設され、運転実績も6年を経過し、その平均時間稼働率も約72%を達成している^{1)~3)}。技術導入から改良標準化までの国産化率とその稼働率について、代表プラントを選び表1に示す。

日立製作所は、原子力発電プラントの設計、製作及び建設を担当するとともに、システム及び機器の信頼性向上策を積極的に推進してきた。

特に、燃料、炉心管理技術、炉压力容器・配管の溶接技術、耐震性評価技術、計装システムの信頼性向上などに努めてきた。

一方、信頼性評価手法として、日立製作所独自のシステム用と機器用の評価手法の開発を行ない、発電プラントに適用し稼働率の向上を図ってきた。

また保守面では、保守設計、先手保守管理システムなどの保全管理技術の確立に努力しており、活用を図っている。

以下に、これらの日立製作所での信頼性向上策について紹介する。

2 システム計画におけるシステム信頼性向上策

原子力発電設備の主要システムは、発電を目的とした常用系と故障時に原子炉を安全に停止し、冷却する非常用系とに分けることができる。常用系は機器の信頼性を上げ、故障による予定外停止をなくすように努力して、システム設計がなされている。非常用系は、信頼性の高い原理の異なるシステムを採用するとともに、システム冗長性をもたせ、システムを分離配

表1 国産化率と稼働率の動向 技術導入期から改良標準化期までの複数代表プラントの国産化率と稼働率を示す(システム技術・据付は概略比率を示している)。

技術の推移	プラント国産化率			稼働率 (設備利用率)	備考
	システム技術	機器設計、製作	据付運転		
技術導入期		55%		44.0%	輸入 国産
国産化期		92%		59.3%	
改良標準化期		99%		建設中 (75%以上目標)	

注：1. 上記はBWRの例を示す。
2. 機器国産化率は「原子力ハンドブック」による。
3. 稼働率は昭和52～54年度の平均値(3年間)、データは「原子力ポケットブック」及び「原子力産業新聞」による。

置して機能の確実な動作が確保できるよう配慮されている。

2.1 常用系の信頼性

大規模のプラントでは、機器の故障よりも、計装誤動作、小径管リークなどの故障により、計画外の停止を余儀なくされることが多い。これらの故障を防止するためには、各機器の機能の占める位置付けを行ない、設計から据付までを管理するとともに、保守に至るまで同一思想で管理されることが必要である。

また、プラントの運転実績から、きめ細かい見直しが必要であり、図1に米国での停止故障の系統別分析を示す。更に、我が国の故障を図1の黒いヒストグラムに示すが、一次系の

* 日立製作所日立工場 ** 日立製作所電力事業本部

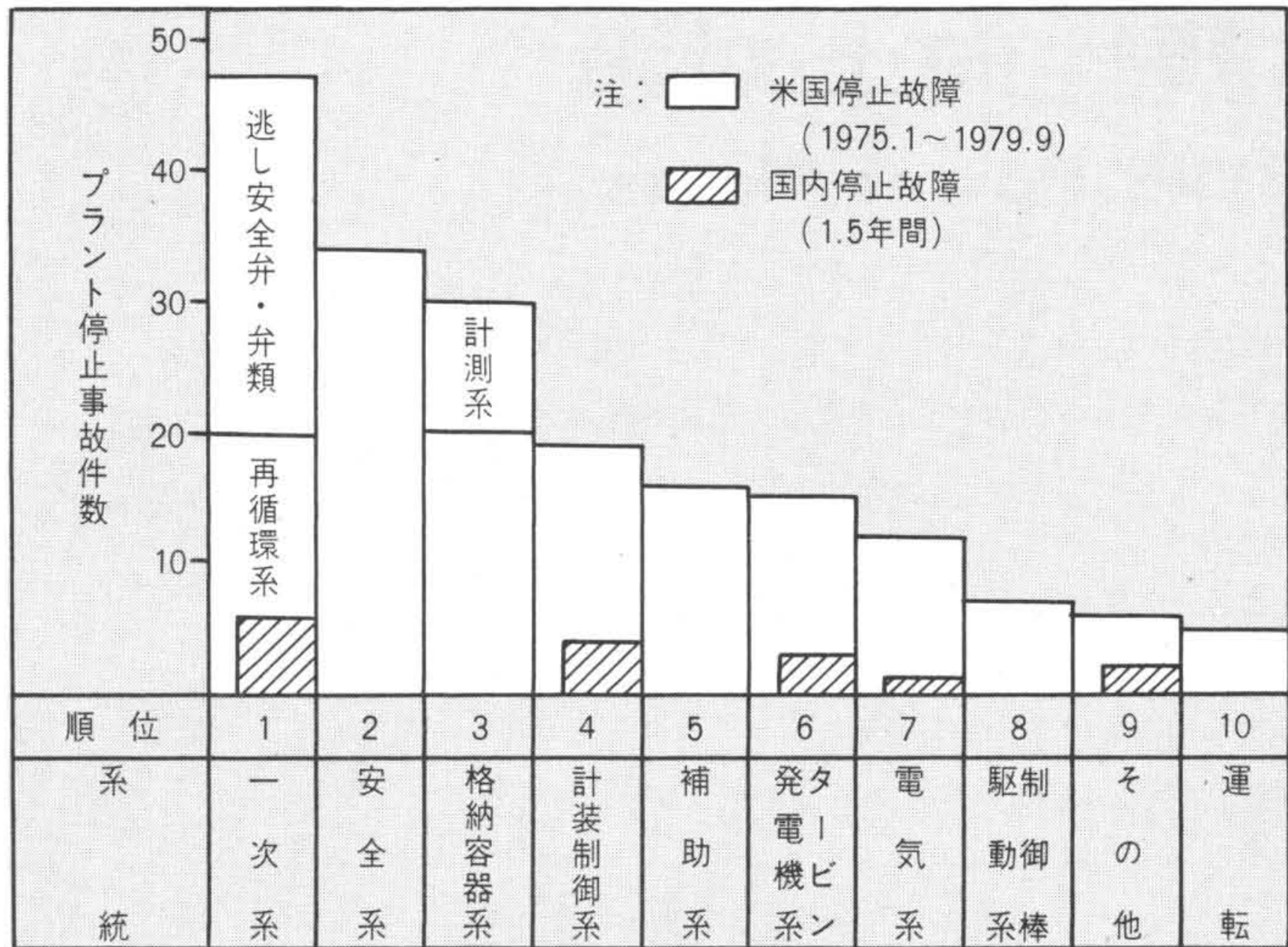


図1 停止故障の系統別分析 米国での5年間の停止故障の系統的解析と、我が国での傾向例を示す(計装, 弁, 機器の国産化により傾向はかなり異なっている)。

輸入機器, 計装系に故障原因が集中していることが分かる。
計装系は, 原子炉系の多重計測と論理回路を組み合わせることにより検出信頼度を上げているが, 更に, タービン発電機系を多重計測にし, プラントを誤信号で停止させないように改善策を提案し, 順次改良されつつあり, 改良標準化にも一部採用されている。

2.2 非常用系の信頼性

原子炉工学安全系は, 機器に故障が生じても, 設備を損傷することなく炉を緊急停止冷却する機能と, 万一燃料破損, 炉冷却水の炉冷却水漏出が生じても, 多重防御により放射能を外部放出することなく, 安全に炉を停止する機能を備えている。このため, 非常用炉心冷却系と炉冷却水漏出に対する二重の放出放射能格納システムをもっている。特に, 炉心を冷却する工学安全系は, 原理の異なる多重系により構成されている。

BWRは炉内の沸騰蒸気を直接タービンに送る型式であるため, 炉容器内に液面をもっており, 配管破断時などの減圧を生じても, 平常運転時と相変化を生ずることがなく, 平常時の運転計装で, 事故時にも炉水の状態を監視できる特長をもっている。また, 炉容器内に自然循環可能な炉心冷却機能をもっており, 循環配管, ポンプを非常時冷却の必須条件としていない。自動減圧弁の作動で炉圧急速低減による炉内注水を容易にして, 炉心水位を保ち炉心を冷却することも可能である。図2に仮想故障シーケンスの解析結果を示すが, 結果は炉心を健全な状態に保たれることを示している。

米国スリーマイル島での炉事故対策として, 工学安全系の再検討を行なったが, BWRでは設備の大きな改善を要するものはなかった。運転員のヒューマンエラーを防止し, 運転管理をより容易にするため, ヒューマンエラー分析により改善項目を摘出するとともに, 安全系ステータスマニタの設置, 異常時インストラクションシステムの開発に着手し, いっそうの非常用系の信頼性向上に努めている。

3 機器の信頼性向上対策

原子力発電設備の機器は, 高い信頼性が要求されている。このため, 日立製作所では機器の重要度クラスを設け, 設計, 製造及び建設に一貫した管理を行ない製品品質を確保している。また, 機器は実績ある材料と実績があり確立された技術

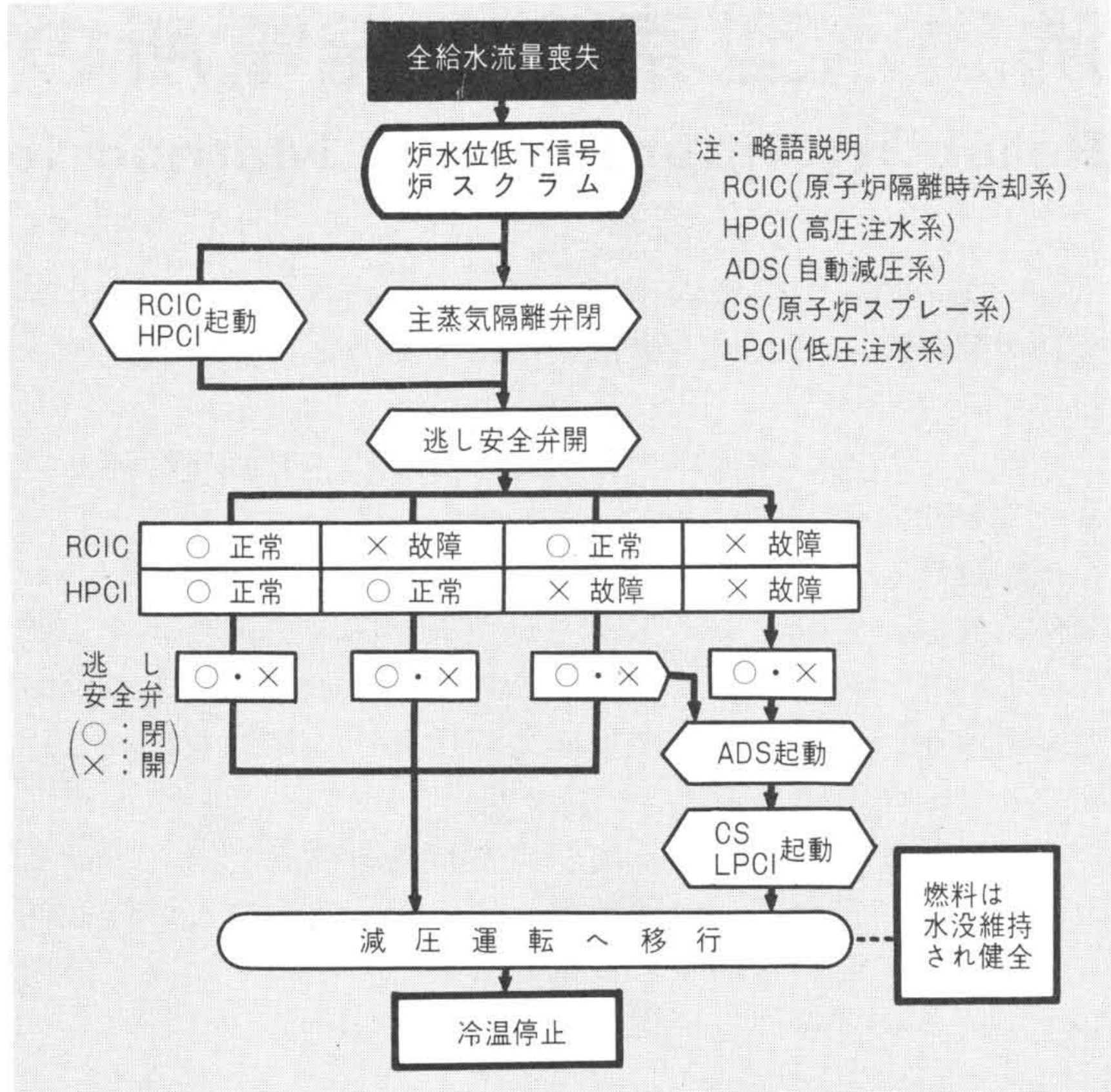


図2 仮想多重故障時の解析シーケンスと結果 BWRは多重故障の仮定でも炉心が健全な状態に保たれる特性をもっている[工学安全系は, 高压注水系(100%×1), 炉心スプレー系(100%×2), 低压注水系(33.3%×4)から成っている]。

を適用し, 製品の安定した信頼性確保に努めている。しかし, 一方では技術的には最新の技術を適用し, 最高の品質のものとする必要があり, 次に述べる地味な確認, 改良が不断に行なわれている。

3.1 燃料・炉心の信頼性

原子炉の基礎技術であり, 米国GE(ゼネラルエレクトリック)社の技術を基礎としているが, 燃料の製品管理, 基本仕様内での改良などの技術は, GE社を上回るレベルまで進み, 日立製作所で納入した中国電力株式会社島根原子力発電所用炉の初装荷燃料400本は昭和49年に納入したものであるが, 電力会社の絶大な支援の下に, 世界最初の無破損を達成して, 昭和54年度定期検査時最後の燃料体を取り出された。この当時の一例として, Zr被覆管の水素脆化破損防止のために行なった燃料ペレットの水管理実績を図3に示す。これは日立製作所の研究データにより日立基準を定め, 水管理方式により当時の燃料破損の最大要因であった水素脆化を完全に防止できるようになった。また, 起動試験時に日立製作所独自の燃料局部上昇率制限毎時0.06kW/ftを設けることにより, 出力上昇時の破損防止対策を行なった。同時に, 運転中のウラン燃焼により制御棒を引き抜き出力を一定に保つ制御棒計画(炉心燃焼管理)を改良し, 設計値17.5kW/ftを下回る運転目標15kW/ftを設け, 実績を挙げることができた。

以上3件の改良対策は, 電力会社の協力により完全に実施することができて達成されたものであり, 燃料, 炉心の信頼性向上として画期的な実績といえる。

その後, 燃料は7×7燃料から8×8燃料に変わるとともに, 上下濃縮度を変えて軸方向分布の出力ピーク値を下げ, 燃料単位長さ当たりの出力密度を下げた炉心「日立WNS炉心(上下2領域濃縮度炉心)」が開発され, 既設プラントの取替燃料, 新設プラントに採用されつつある。これらの技術改良は, 同一炉心での出力上昇の方向に用いられることなく, 燃料炉心の運転余裕に向けられており, 信頼性, 健全性の向上に使われている点が大きな特徴である。

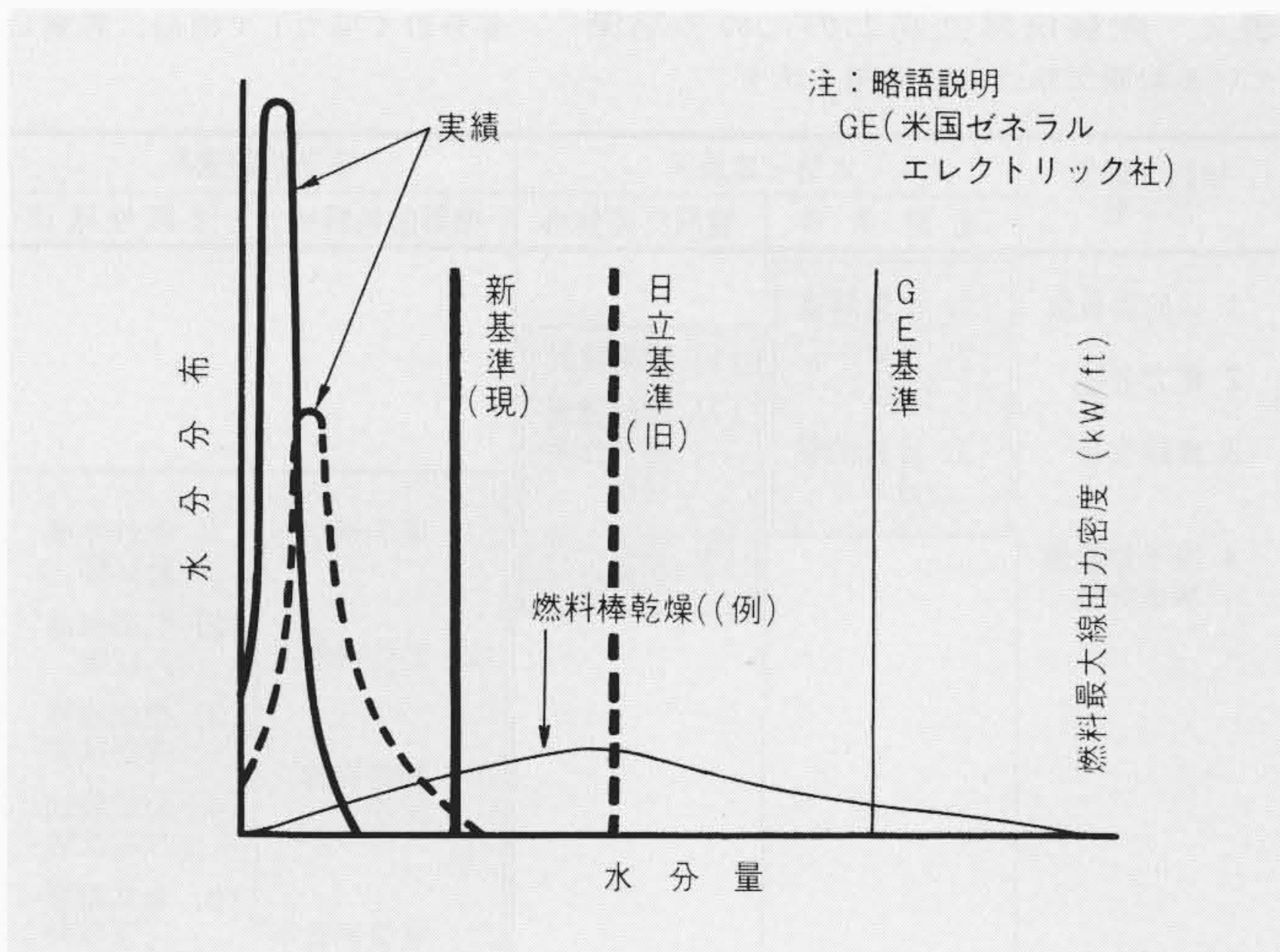


図3 燃料棒の水管理 GE基準よりも厳しい数値を研究データから採用しており、製作実績ヒストグラムはそれよりも低い値に管理されていることを示す。

3.2 炉圧力容器の信頼性

炉圧力容器は原子炉炉心を内蔵し、冷却水を保持する最も重要な機器であって、高い信頼性を要求されている。このため、詳細な応力解析に基づく設計や信頼性の高い製造実績をもつとともに、照射脆化について製品寿命中信頼性のある材料の選定、厳格な品質管理システムによる製作・検査、運転開始後の定期的供用中検査による健全性確認が行なわれている。設計上は、低サイクル疲労解析や照射脆性管理が最も重要であるが、近年は高サイクル熱応力、耐食性を考慮した炉内機器設計が行なわれている。図4に、細部構造の信頼性向上策の一例を示す。内面二層ステンレス肉盛は、耐圧部材の炭素の溶接時拡散によるステンレス材の耐食性低下を防止するとともに、耐圧部材のアンダービードクラックを再結晶により防止するためのものであり、日立製作所では中国電力株式会社島根原子力発電所炉から特有の技術として採用している。また、製造技術の進歩により、耐圧部材の溶接に狭開先溶接を採用し、溶接熱影響部の耐衝撃性の向上を図るとともに、溶接部の減少を図っている。下鏡一体鍛造法は、大型鍛造技術が完成するとともに、コストは上がるが溶接線が減少して信頼性が向上するため採用に踏み切るとともに、供用中の非破壊検査必要部領域を減少して保守点検、被曝量の減少を図っている。

3.3 配管溶接部の低減

原子力発電設備はプラントであり、その配管・弁・計装制御の占める比重は大きい。特に配管は炉冷却水を内蔵しており、高い信頼性が要求されている。配管溶接部は、配管材料と同種の溶接材料で溶接され、その強度・靱性は管材よりも高いが、管材側に熱影響部があり供用中検査の対象部となっている。日立製作所ではこの点に着目し、配管に曲げ管を大幅に採用することを計画し、設計・作業法を確立して電力会社の承認を得て適用している。図5に特に重要で信頼性を必要とする格納容器内配管・工学安全系などの溶接線の減少効果を示す。これにより、配管の信頼性の向上、供用期間中検査による被曝低減が大きく期待できる。

3.4 ステンレス配管材料の耐食性改善

BWRには、304系ステンレス鋼が標準として使用されていたが、米国ドレスデン原子力発電所2号炉で発見された応力腐食割れを契機に、昭和50年以降非破壊検査で多数の配管溶接熱影響部に応力腐食割れが発見され、配管交換作業などに

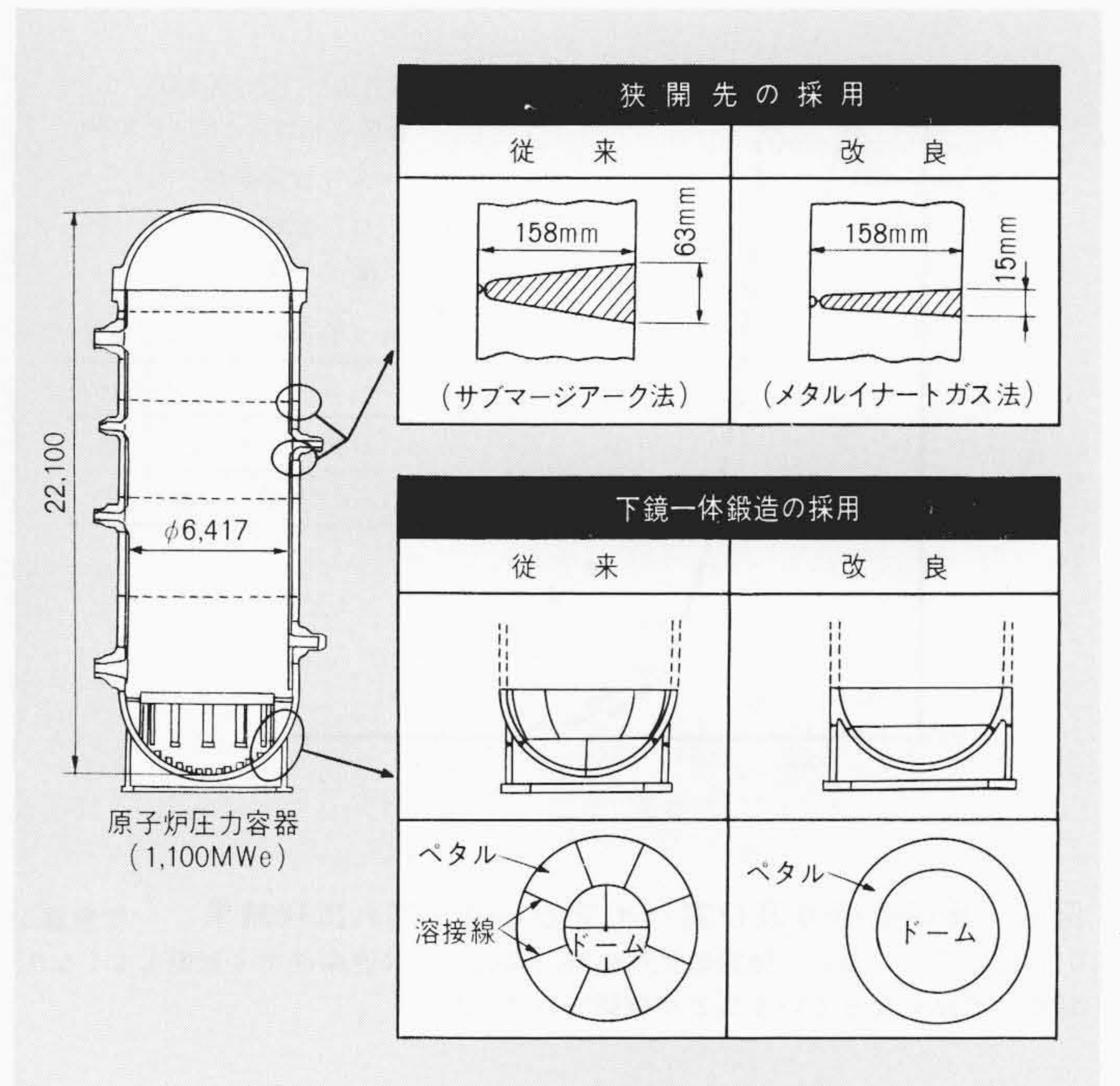


図4 炉圧力容器の信頼性向上策 内面二層盛、狭開先、下鏡一体鍛造などにより、圧力容器の信頼性向上のため適用している製造法の改善を示す。

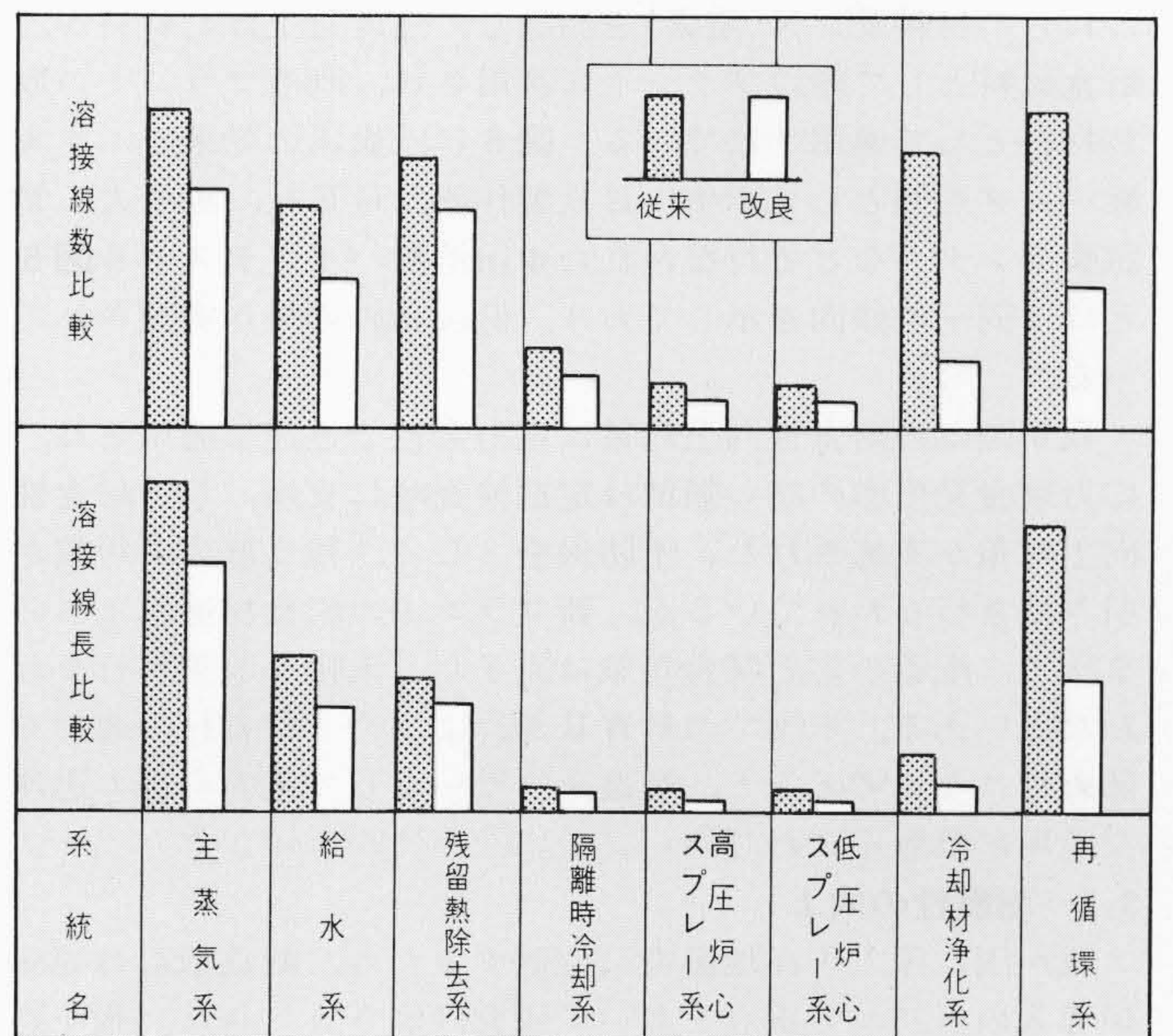


図5 主配管の溶接線減少(一例) 配管の信頼性の向上、供用期間中検査による被曝低減が大きく期待できる設計、製造法を採用している。

保守日数を要し、昭和53年までBWRの稼働率を下げる主要因となった。炭素量が低く、溶接入熱の低いプラントでは発生しなかった場合もあるが、研究結果では炭素含有量が0.04%を超える材料では、溶接による耐食性劣化を熱影響部に起こし、かつ配管断面固有の変形拘束性のために内面に降伏点を超える残留応力を生じて、特に直径が10in以下の配管になると150～280℃の高温溶存酸素水環境では応力腐食割れ発生の可能性が高い。

耐食性向上工法としては、内面水冷溶接、高周波外面加熱など内面を圧縮応力に変える方法が開発され、また、内面を溶着金属であらかじめ蔽う内面バタリング法も開発され適用された。

しかし、基本的には溶接によっても耐食性が劣化しない材

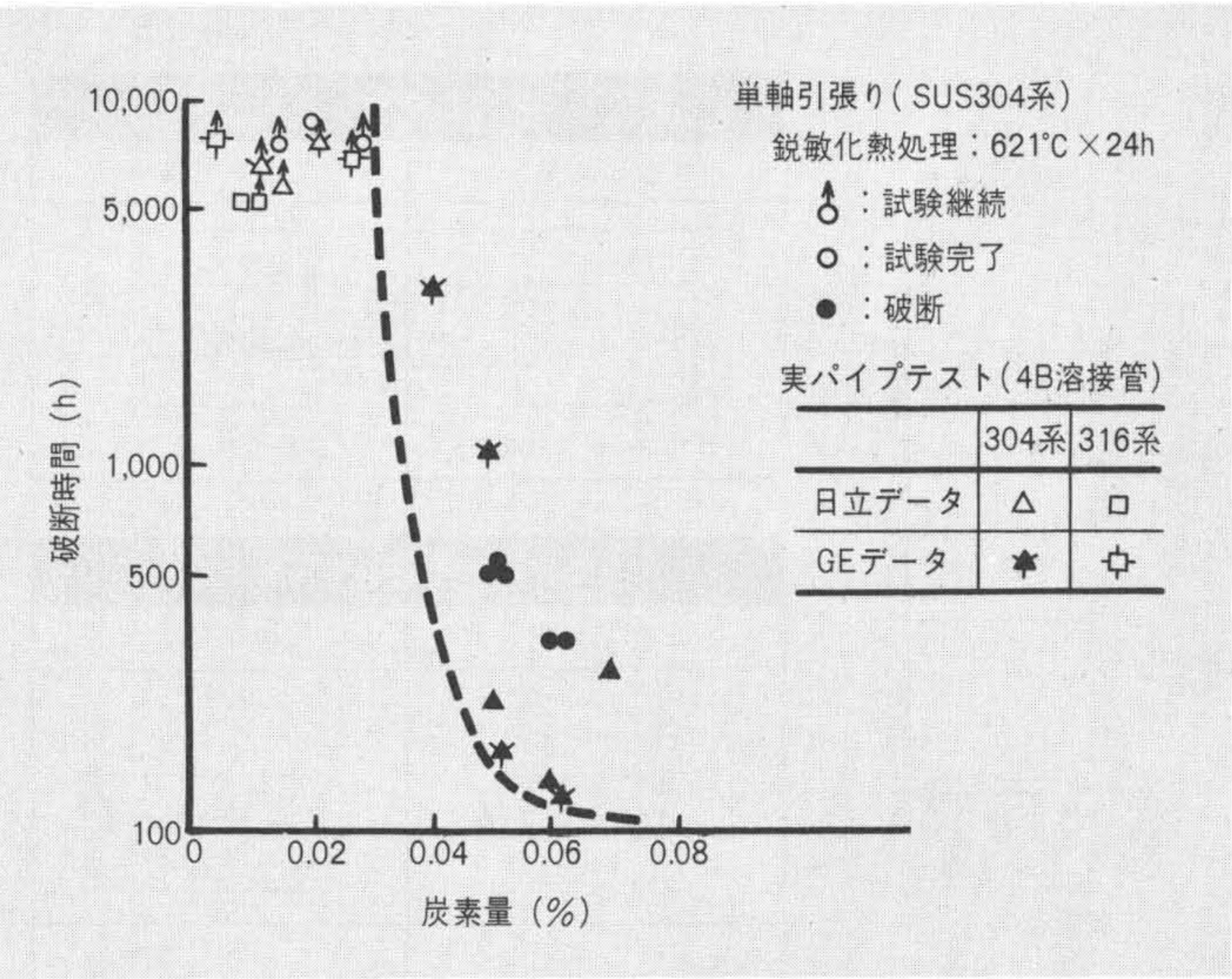


図6 単軸引張り及び実パイプ応力腐食割れ試験結果 炭素量が0.03%以下となると、強鋭敏化熱処理、高応力の加速条件でも破断しなくなり、耐食性が良くなっていることが確認されている。

料を使用すべきであって、耐食材として304系、316系とも炭素量が0.02%以下であれば十分であることが実験室や4in溶接管などで大規模な長期試験を行なうことにより確認された。これらの材料及びN(窒素)を添加して強度を上げた材料が、耐食材料として新設プラントに適用され、既設プラントの取替材料として適用されている。図6に低炭素の効果を示す実験データを例として示す。日立製作所、GE社、原子力工学試験センターなどで行なわれた4in溶接パイプテストも図6とほぼ同一の傾向を示しており、低炭素の効果が実証されている。

我が国での耐食性向上対策は電力会社で迅速に適用され、応力腐食発生率の高い領域は定期検査時に交換、及び耐食性向上対策が実施された。予防保全として、残る部分の対策が引き続き行なわれているが、新プラントの耐食材適用とあいまって、配管の応力腐食対策は完了し、大幅な改善が行なわれたといえる。米国でのBWRが、ようやく耐食材の適用を始めたことを考えると、製造メーカーとして電力会社の迅速な適用に敬意を表わしたい。

3.5 耐震性の向上

我が国は環太平洋地震帯に位置するため、耐震設計は原子炉導入の当初から重点をおいて研究評価されてきた。我が国の各種研究機関や電力会社、原子炉メーカーの研究、試験のレベルは世界的に高い水準にあるが、更に、原子力工学試験センターに1,000t振動試験台を設置し、主要施設の実規模大による実証試験を実施する計画が進行中である。日立製作所でもこの振動試験台の設計製作に参画し、更に、再循環配管の実寸大の試験用モデルの設計や試験計画の作成を実施中である。

耐震設計では、近年特に試験による解析精度の検証、動的機器の地震時の機能の検証が重視されている。表2に、原子炉主要設備の耐震信頼性向上のための施策を示す。日立製作所は、全プラント取りまとめメーカーとして機器・配管系の耐震研究とともに、人工地震波の作成、建屋-地盤系の地震応答解析、あるいは地下逸散減衰評価などの解析技術の開発^{4),5)}を行ない、プラント全体としての耐震性評価に応じられるシステムを整備している。

大型設備としては、制御棒駆動装置及び実寸模擬燃料体を使

表2 耐震信頼性向上のための施策 各分野で協力して担当、実施している耐震信頼性確認施策を示す。

検討・評価 部署	地盤・建屋系		原子炉設備系	
	設計条件	建屋応答解析	機器応答解析	信頼性確認
1. 公的委員会	(1) 地盤調査 (2) 地盤ヤング率 (3) 設計地震波形	(1) 建屋設計 (2) 地盤建屋相互作用解析 (3) 建屋非線形解析	(1) 原子炉炉心 (2) 動的機器 (3) 静的機器配管 (4) 電気制御系	(1) 燃料体振動試験 (2) 制御棒挿入試験 (3) 機能維持確認試験 (4) 配管現地加振試験 (5) 単体耐震応答試験
2. 電力会社				
3. 建設会社				
4. 原子炉設備製造会社				

用した地震時制御棒挿入試験装置⁴⁾による加速度500Galまでの特性試験を実施するとともに、独自の平面軸受け機構を用いた水平・上下同時加振振動台(3t及び20t)を相次いで完成させ、耐震試験に活用している。図7に、本振動台を用いた加振試験状況及び加振台の応答例を示す。水平・上下のクロストークがなく、良好な特性を示している。図8は、原子炉建屋など大型建築構造物の起振試験用として開発した試験装置で、日本原子力発電株式会社東海第二発電所の燃料交換床に設置し、原子炉建屋の加振試験に使用したものを示す。

4 システム及び機器の信頼性評価手法

日立製作所は、原子力発電設備に代表される各種の大型プラントの信頼性解析評価システムの開発・適用に努力してきた。現在所有している日立製作所独自の評価手法を、図9に示す。いずれも定量的判断ができるように工夫されている。以下に代表的手法について二例を示す。

4.1 システム信頼性評価手法“HI-FMECA”

本手法は、故障モード、故障による影響、致命度などを日立製作所方式の「故障要因評価点表」により点数評価して、システムや機器に潜在している系統要求信頼度に対し、弱点部となっている故障要因を摘出、修正する手法である。

この故障要因評価点表は、機械系機器のように部品故障率が容易に得られない製品についても評価できるように開発したもので、システムに対する設計条件の「要求評価点(X)」と、

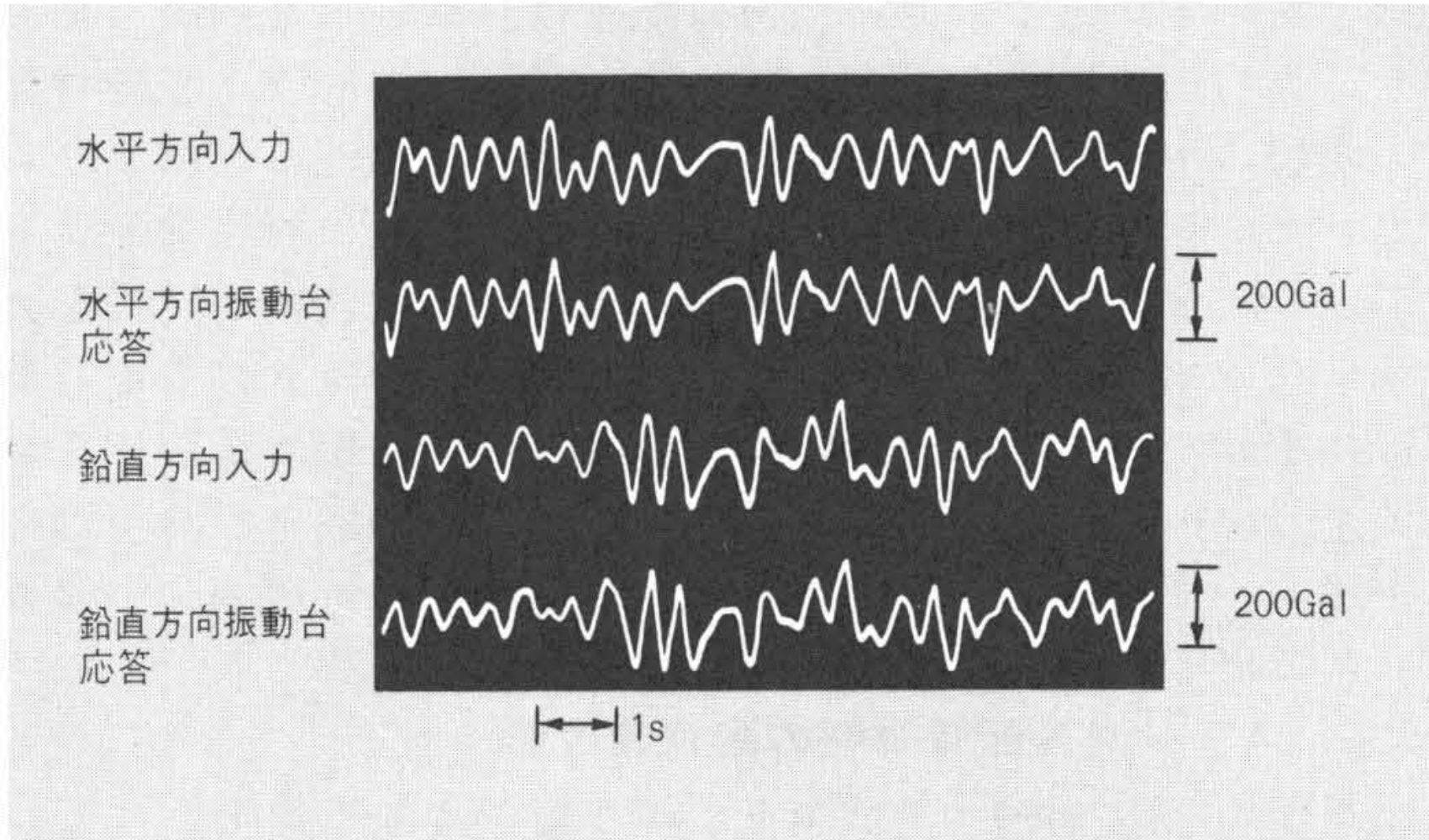


図7 水平・上下2軸試験台の応答例 周波数領域0.5~30Hzのランダム波入力時の振動台応答を示す。水平・上下それぞれの応答及び両者のクロストークで非常に良好な特性を示している。

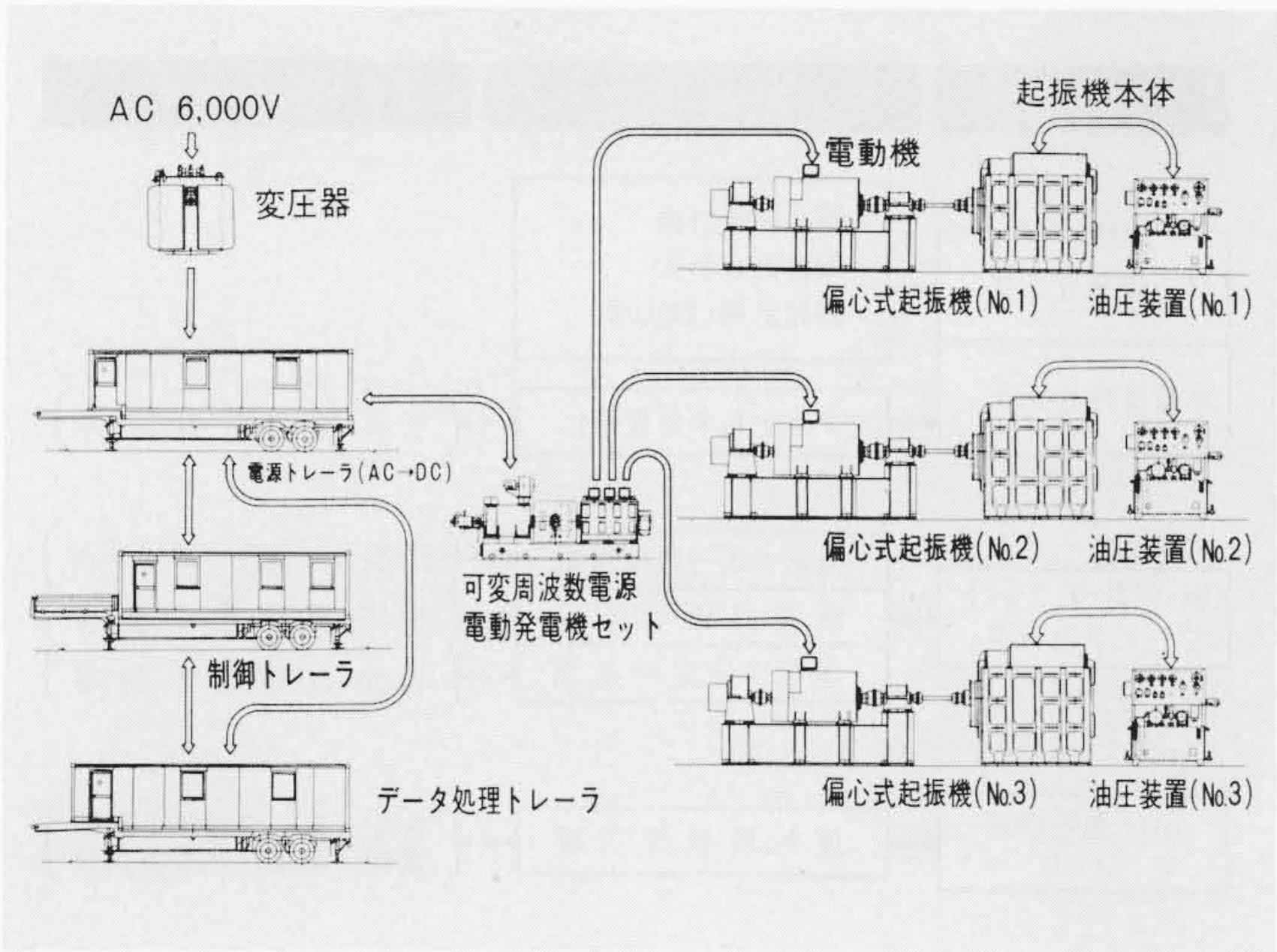


図 8 建屋振動試験装置ブロック図 日本原子力発電株式会社東海第二発電所原子炉建屋の振動試験に使用した大型偏心重量式振動発生装置を示す。1 台当たり最大起振力は水平150t(13Hz時)、鉛直27t(13Hz時)で同期制御が可能である(電力中央研究所へ納入)。

設計された製品の「実績評価点(Y)」とを評価し比較することにより、対策を施すべき機器が定量的数字で摘出することができる。

本手法により、原子炉一次系、タービン蒸気系、給・復水系、非常用炉心冷却系、更に非常用ディーゼルや計装空気系などの評価を行ない、数多くの改善を実施し原子力プラントの稼働率向上を図ってきた(表 3 に故障要因解析表を示す)^{6),7)}。

4.2 機器の多重要因寄与度解析手法“HI-MUFCA”

本手法は、使用環境などの使用条件が共通の機器、すなわち弁やポンプなどの単体製品の信頼性解析に適している。

特に、単体製品についての故障現象が多数あり、かつそれに対する故障要因も多数ある場合に、どの故障要因について対策を施すべきかを摘出することができる。

本手法は、表 4 に示す X-Y チャートを用い、X 欄には故障現象を、Y 欄には X 欄の故障現象を発生させると想定されるすべての故障要因を記入する。次に、X-Y チャート解析表で故障現象と故障要因との相関関係がある項目を摘出し、各項目について「評価点表」により解析を行なう。

この評価点表は、「発生確率(A)」、「寄与率(B)」、「対策の難易度(C)」、「影響度(D)」などを評価できるように配点し、製品ごとに評価項目を選択する。

各項目ごとに寄与度Cijを次式により計算する。

Cij=Aij×Bij

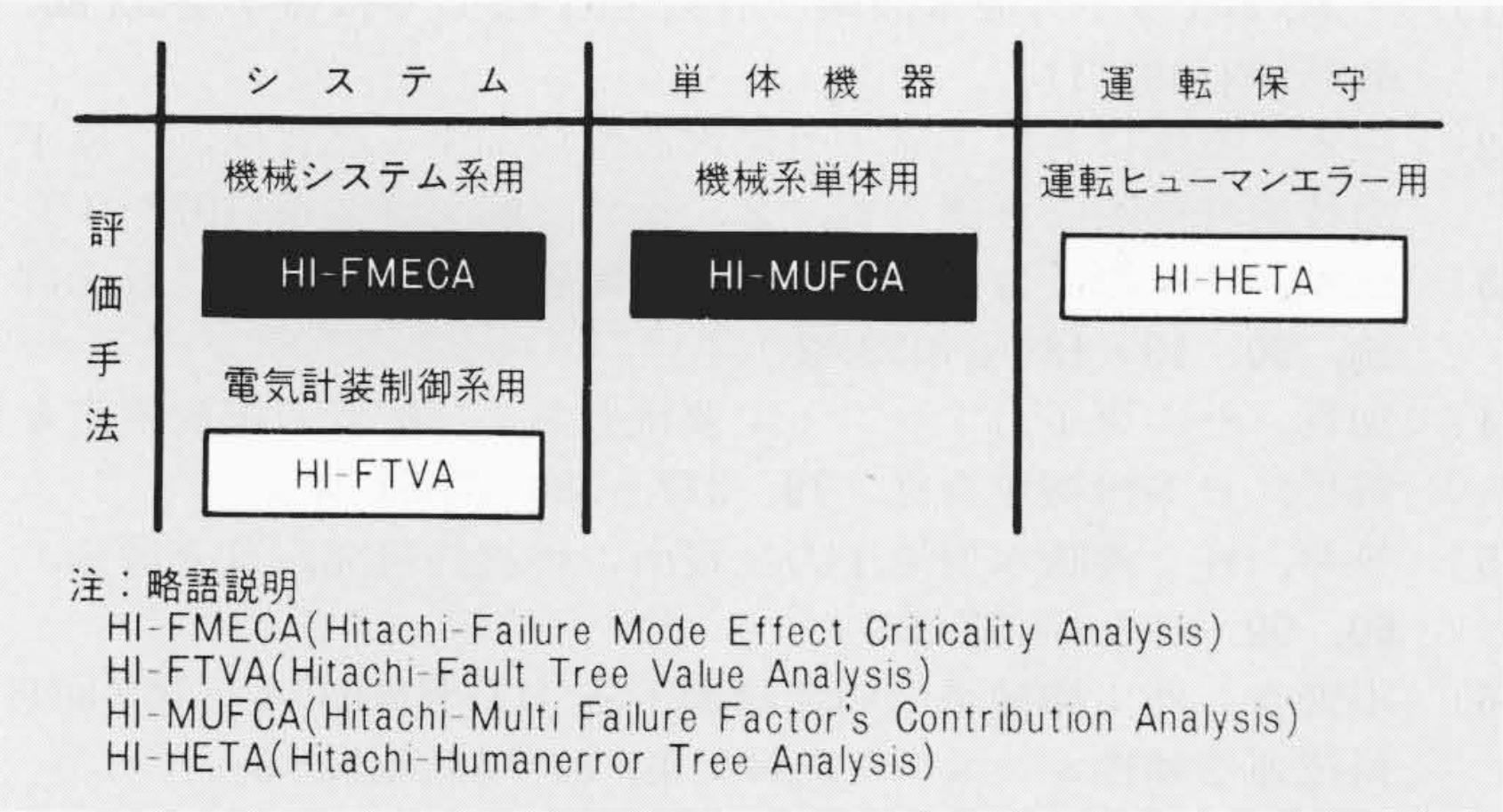


図 9 大型プラント信頼性解析評価手法 日立製作所の適用している信頼性解析手法の位置付けを示す。

表 3 システム弱点評価解析表 機器ごとに「故障要因評価点表」をもとにXとYとを比較することにより、数値により弱点を摘出し、対策の適否を判定できる。

システム弱点評価解析表 “HI-FMECA”				プラント		A		記 号	給水ポンプ 2 台運転と する。	担 当					
				系 統		給水系									
				区 分		計装系									
機 器 名	故 障 モ ー ド	影 響	要 求 評 価 点 (X)				実 績 評 価 点 (Y)				判 定		判 策 案		
			環 境 条 件 (A)	使 用 条 件 (B)	条 修 理 許 容 件 容 (C)	度 故 障 致 命 性 (D)	機 器 構 造 (K)	保 全 性 (L)	実 績 評 価 点 (M)	シ ス テ ム 構 成 (N)	X	Y			
(例)	流量スイッチ	レバーステック	ポンプトリップ	標準 40℃> 70%> (0.5)	常用 (1.0)	8 h 以内 (0.7)	（フ） 重 大 止 (0.8)	要 因 あ り (0.8)	複 雑 、 故 障 (0.8)	一 一 年 あ り (0.8)	故 障 例 あ り (0.8)	単 一 あ り (0.5)	28>25.6	不 合 格	多 重 化 2outof3

(評価) 要求評価(X)=(A)×(B)×(C)×(D)×100
実績評価(Y)=(K)×(L)×(M)×(N)×100
(判定) X≥Y: 不合格
X<Y: 合格

表 4 HI-MUFCA X-Yチャート 機器単体の故障現象と、その要因発生確率より寄与度を解析し、改善すべき順位を判断できる。

X \ Y	Y1	Y2	...	Yj	計
X1	A11×B11=C11	C12	...	C1j	—
X2	C21	C22	...	C2j	—
...	...	...	...	...	...
Xi	Ci1	Ci2	...	Cij	—
C	C1=ΣC1i	C11=ΣC12	...	CN=ΣCid	C=ΣCn
寄与度(%)	C1/C	C11/C	...	CN/C	100
順 位	3	1	...	4	—

注：略語説明
X(故障現象)、Y(故障要因)
Cij(寄与度)=Aij(発生確率)×Bij(寄与率)

ここに Aij：発生確率
Bij：寄与率

以下、表 5 に従って解析を進めることにより、評価した単体製品の故障要因ごとの寄与度を求めること可能で、容易に対策すべき故障要因を摘出することができる。

本手法により、単体製品の信頼性向上策の効果が評価できる。

5 原子力発電設備の品質と品質保証

原子力発電設備の安全性と信頼性確保のためには、各系統設備・機器の必要とする品質レベルを定め、品質を保証することが重要である。日立製作所では重要度に応じ、図10に示す区分により、各区分ごとに定められた品質管理項目を設計から建設に至るまで一貫した管理を行なっている。GE社にも同様なクラス分けがあるが、原子炉系の容器、配管及び弁に限られたものである。日立製作所は総合プラントメーカーである利点を生かし、タービン系機器・配管及び補材系まで統一した管理を行なっている。更に最近のプラントでは、機能別の信頼度管理区分を設け、機械系だけでなく電気・制御系、補機系及び換気空調系までも含めて、前記重要度区分と組み合わせて管理を行なっている。この区分は、購入品や代替部品に至るまで一貫して適用され、プラントの総合した信頼性の確保を図っている。

6 保全管理

6.1 保守設計

原子力製品の保守が容易に、かつ短時間でできるように保守、定期検査実績より構造改良を行ない、被曝低減と保守作

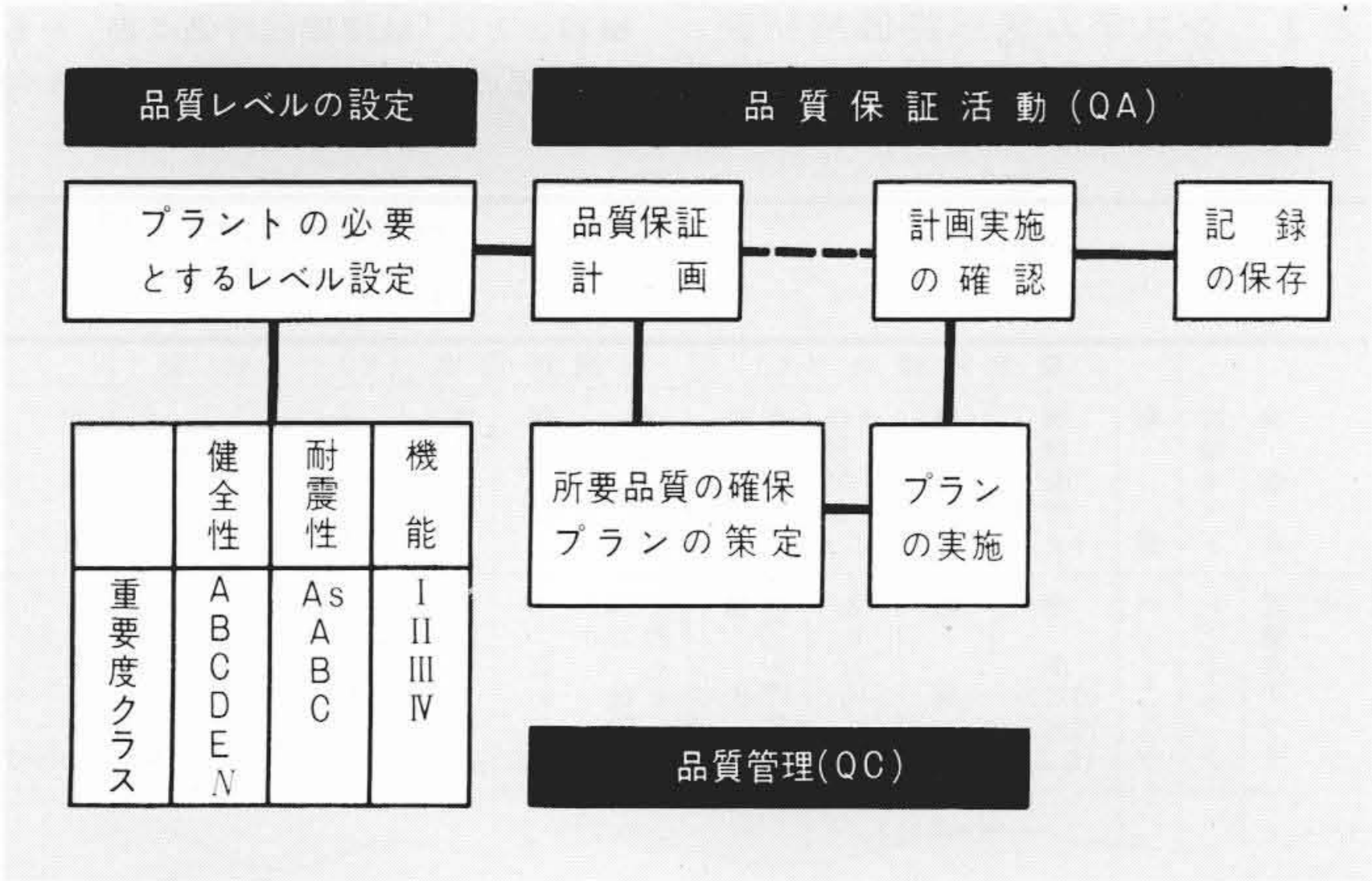


図10 品質保証システム図 品質保証には、管理すべきレベル、内容の設定が必要であり、重要度の高いものはチェックシステムを重複化すべきである。また、プラントが運転に入った後も、同種管理が続けられることが信頼性維持のため必要である。

業の信頼性向上を図っている。

保守性改良設計は、プラントの配置計画、機器単品の保守作業内容をもとに実施されている。その一例を東京電力株式会社福島第二原子力発電所2号機の改良型格納容器内設備について述べる。

- (1) 格納容器の形状を変更し、逃し安全弁の真上にホイストレール設置を可能とし、また、専用搬出口を設けて保守の容易化を図っている。
- (2) 換気空調機を上部に移すことにより、冷却効果を上げるとともにダクトを少なくし、再循環ポンプ、主蒸気隔離弁の分解手入れを容易にした。
- (3) 制御棒駆動装置の自動交換機を設置するとともに、分解保修室を搬出口に近く設置し、作業性を向上させた。
- (4) 曲げ管を採用することにより、格納容器内の配管の溶接線は大幅に減少するとともに、作業用床を計画的に配置して作業性の向上を図っている。

以上述べたような改良設計を行なうことにより、作業所要時間の短縮・放射線被曝線量の低減を図ることにより、保守作業の制約を減らし作業の信頼性を高めている。

6.2 先手保守管理システム

原子力プラントの計画外停止を避けるため、稼動中のプラント故障データを収集し分析、評価を行ない、稼動中のプラント及び新規プラントの改善を実施することが望まれる。

このため日立製作所では、原子力プラントの故障を統計処理するシステムを開発し、使用者側と協調して故障の防止を図る先手保守管理システムを開発している。

本システムは、大形計算機とマイクロフィッシュを使用し、故障例より事前予防策を抽出している。

- (1) 故障発生の多い系統及び機器の抽出
- (2) プラント運転中の常用系統の多発故障の傾向分析
- (3) 機器の故障現象別経年変化

更に、主要機器の特性変化を点検パトロール記録からプロットし、機器の保護装置が作動する以前に、予防保全の要否を判断する保守方法も確立し、中間保守、定期検査時の作業項目の選定を行ない、計画外停止による稼動率低下を防ぐ先手保守管理システムを電力会社の賛同を得て適用している。

6.3 運転・保守への協力

プラントの製作・建設は数年で終わるが、運転・保守はプラント寿命中(～30年)継続する。この間の稼動率は、設計製作の完全さとともに運転・保守の万全さに依存している。

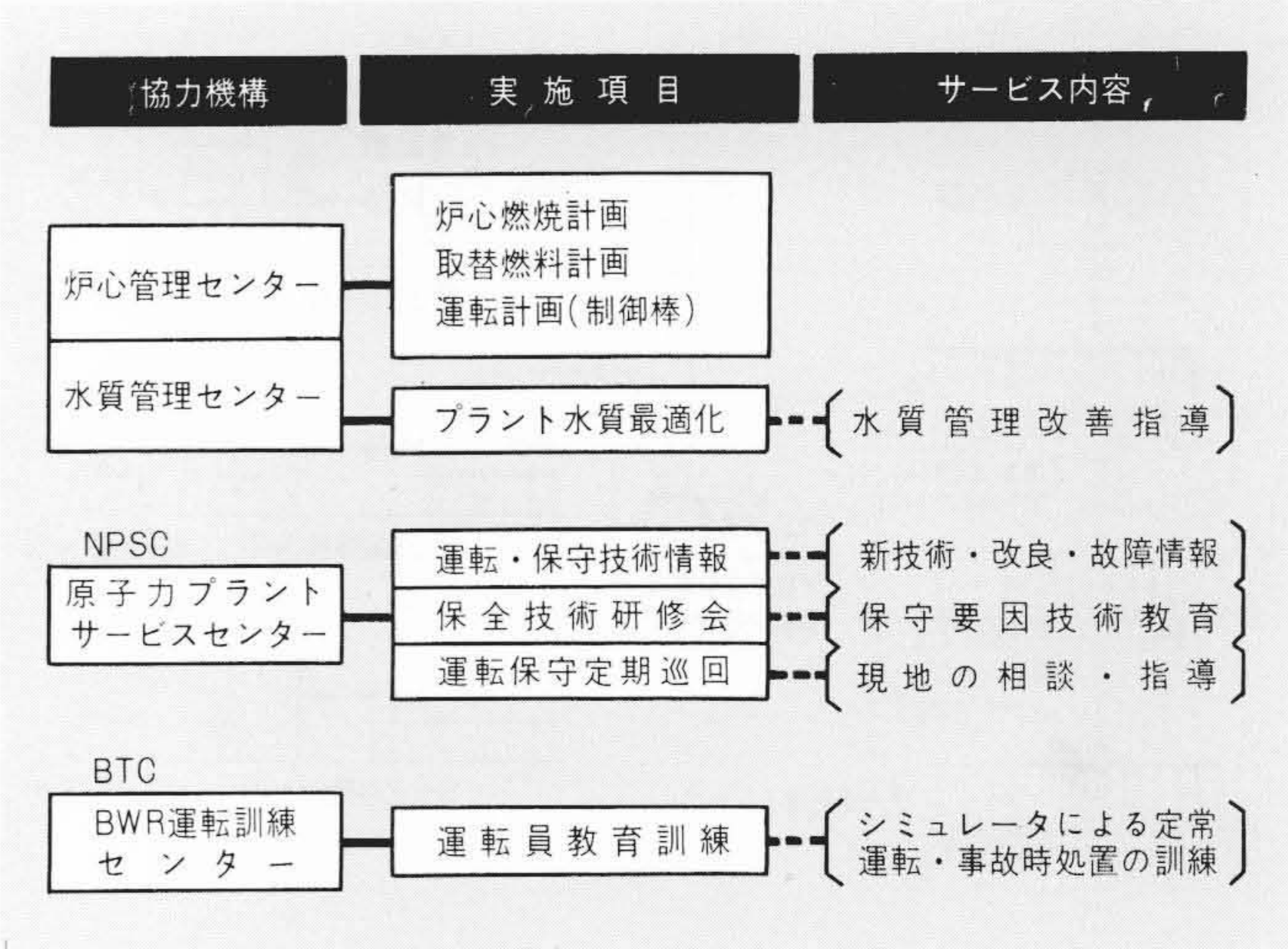


図11 運転保守協力機構 日立製作所の運転保守技術への協力活動機構として、センターを設定して推進を図っている。

このため、日立製作所は図11に示すような協力機構を設置し、電力会社側の運転員及び保守要員の教育訓練に協力するとともに、技術情報の提供と技術相談及び指導・改善提案に努めている。また、原子力プラントサービスセンターとして納入プラントごとに保守責任者を定め、系統的な一貫したプラント保守へのサービスが行なえるようにして、稼動率の向上に努めている。

7 結 言

以上、BWRの信頼性向上対策について述べたが、プラントの稼動率向上、信頼性向上は、原子力発電を取り巻く産業界の技術力、関係技術者のレベルと意欲、監督官庁の指導に大きく支配される。しかし、基本的には設備メーカーと運転管理を行なう電力会社の双肩にかかっており、この両者は車の両輪であっていずれかに荷が偏重してはうまくいかない。両者が協力協調してはじめて成功するものと信ずる。日立製作所は、設備メーカーの立場から今後も全力を挙げて、設備の信頼性確保、向上に努力してゆく考えであるが、電力会社各社の指導・協力のもとに、我が国の原子力発電設備が好稼動率を維持して、国民各位から信頼を受け、その大きな価値を認識してもらえるところまで育成・改良を行なうてゆきたいと願っている。

終わりに、これまで御指導をいただいた顧客、及び御協力を得た社内関係各位に対し深謝の意を表わしたい。

参考文献

- 1) 三木, 外: 原子力発電設備の信頼性向上, 日本機械学会誌, 80, 698 (昭和52-11)
- 2) 三木: 日本における原子力発電設備に関する品質保証, 原子力技術転移国際会議資料, 2, イラン国シラズ市(1977-4)
- 3) 三木, 外: 原子力用ステンレス鋼配管の耐食性向上, 日立評論, 60, 13-18(昭和53-2)
- 4) 加賀, 外: 原子力プラント主要機器および配管の振動測定と解析, 日本機械学会誌, 79, 377-383 (昭和51-4)
- 5) 笠井, 外: 沸騰水型原子力発電所の耐震性研究, 日立評論, 60, 99-102 (昭和53-2)
- 6) 小野寺, 外: 機械系信頼性評価手法「HI-FMECA」, 第7回日科技連信頼性シンポジウム論文集, 81-86(昭和52-6)
- 7) 小野寺, 外: Reliability Assessment for Heavy Machinery by HI-FMECA Method, 1977年信頼性, 保全性シンポジウム(米国) 346-352 (1977-Jan.)