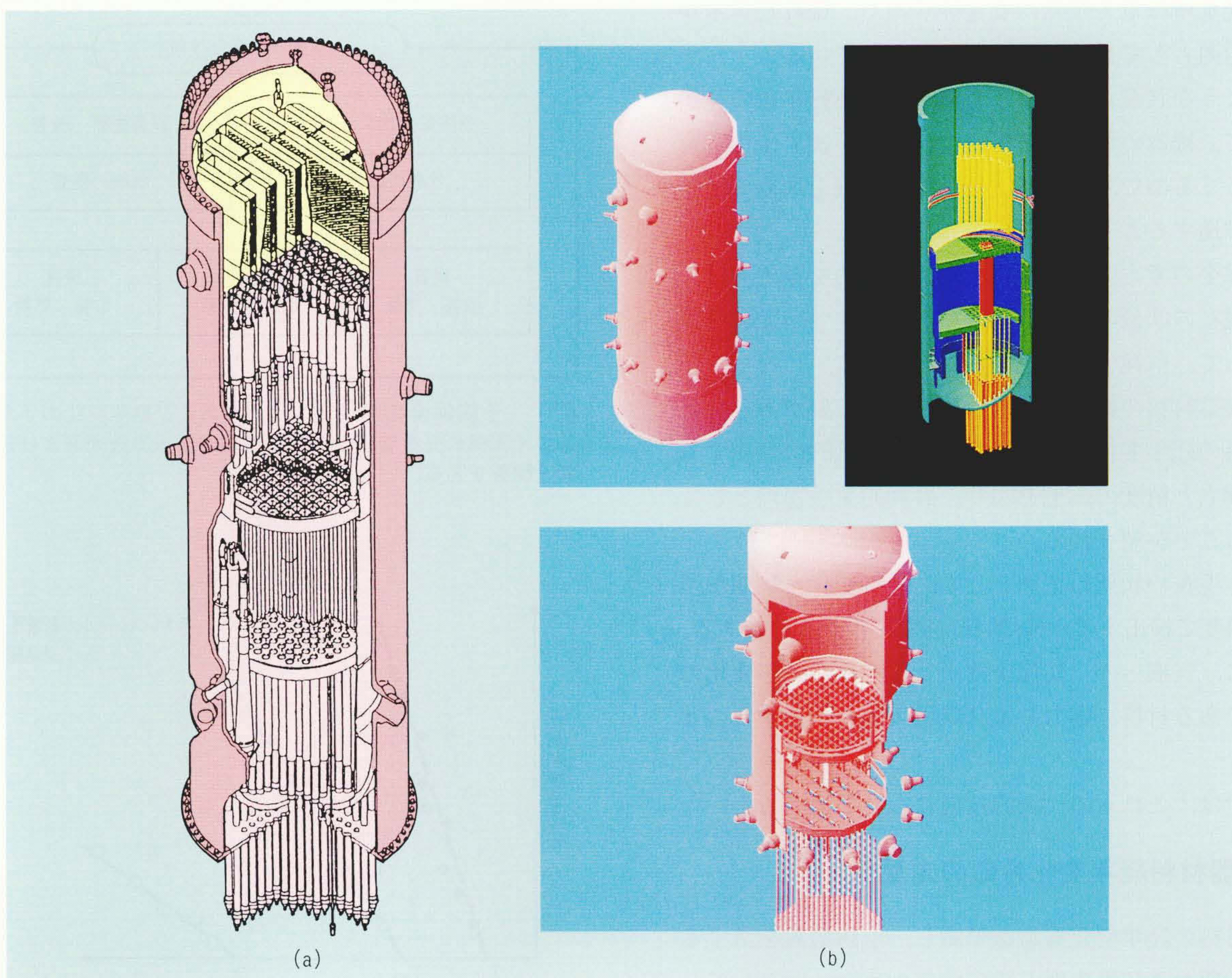


原子炉機器予防保全の拡充

Enlargement of Preventive Maintenance for Nuclear Reactor Equipment

成瀬明輔* Akisuke Naruse
服部成雄* Shigeo Hattori
榎本邦夫** Kunio Enomoto
進藤丈典*** Takenori Shindō



原子炉機器の診断と予防 原子炉圧力容器および内部構造物で構成する原子炉機器(a)は、高度の技術開発によって種々の診断と予防保全が施されている。三次元CADでの原子炉機器の透視を(b)に示す。

原子力プラントでの原子炉機器の信頼性の確保は、安定した電力供給源を維持していくとともに、国民の信頼を得るための必須(す)条件である。一方、国内初期のプラントが運開後20年を経過した現状で、原子炉機器の信頼性をよりわかりやすい形で示していくことが重要である。

日立製作所では、今後のプラント長寿命化動向を

も踏まえ、機器の予防保全を先手管理で推進していくことが最重要と考えている。そのために、点検・監視・診断技術の高度化、機器材料の経年変化評価手法の高度化、機器の長寿命化、信頼性向上のための予防保全技術など多角的に技術の開発を進めている。

* 日立製作所 日立工場 ** 日立製作所 機械研究所 *** バブコック日立株式会社 呉工場

1 はじめに

わが国では、平成4年3月末現在で運転中の原子力発電所は40基を超え、平成3年度の総発電電力量の約27%を占めるまでになっている。今後、予想される電力需要の増大に伴って発電所の新設が必要となり、その中でも原子力発電所は電力供給の安定性が高く、優れたエネルギー供給源として重要な位置づけとなっている。

このような状況から、原子力発電所の運転年数の経過に伴って、機器の信頼性確保および向上がますます重要になってくるので、より充実した保全計画を進めて予防保全を推進することが必要となる。

予防保全の考え方を図1に示す。基本的な考え方は、機器の現在の状態の把握、今後の予測に基づいて先手管理を行って、信頼性を向上することである。

まず機器材料の経年変化の予測を行う必要がある。各種の材料の経年変化要因の複合効果を定量的に評価する手法の確立と精度の向上を図り、計画的先手管理として実施することが望まれる。

また、現在の状態の把握として、経年変化を早期かつ高い信頼度で検出する点検、監視、診断技術が必要である。

さらに、実機への予防保全技術としては、経年変化の3要因である材料、応力および環境因子を改善することである。

ここでは、これらの代表的技術について述べる。

2 機器材料経年変化寿命の定量化

機器材料の経年変化寿命を予測し、予防措置を講ずるための時期および優先度を設定するための一助として、「寿命指数」という新しい評価手法の開発を進めている¹⁾。これは、寿命特性が知られている基準系に対する評価対象系の寿命比を表すものであり、以下の手順で求める。その概念を図2に示す。

- (1) 経年変化・損傷寿命への影響因子を摘出し、各因子について寿命データを求め、損傷開始時間と影響因子の強さ(ストレスレベル)との関数関係を特定する²⁾。
- (2) 基準系と評価対象系の損傷開始時間に対する倍率(寿命比)を求め、これを「細分化寿命指数」 F_i とする(i は影響因子)。
- (3) 各要因の影響を取り込んだ寿命指数 F は、細分化寿命指数 F_i を掛け合わせたものとして次式で表す。

$$F = \theta \prod_{i=1}^n F_i$$

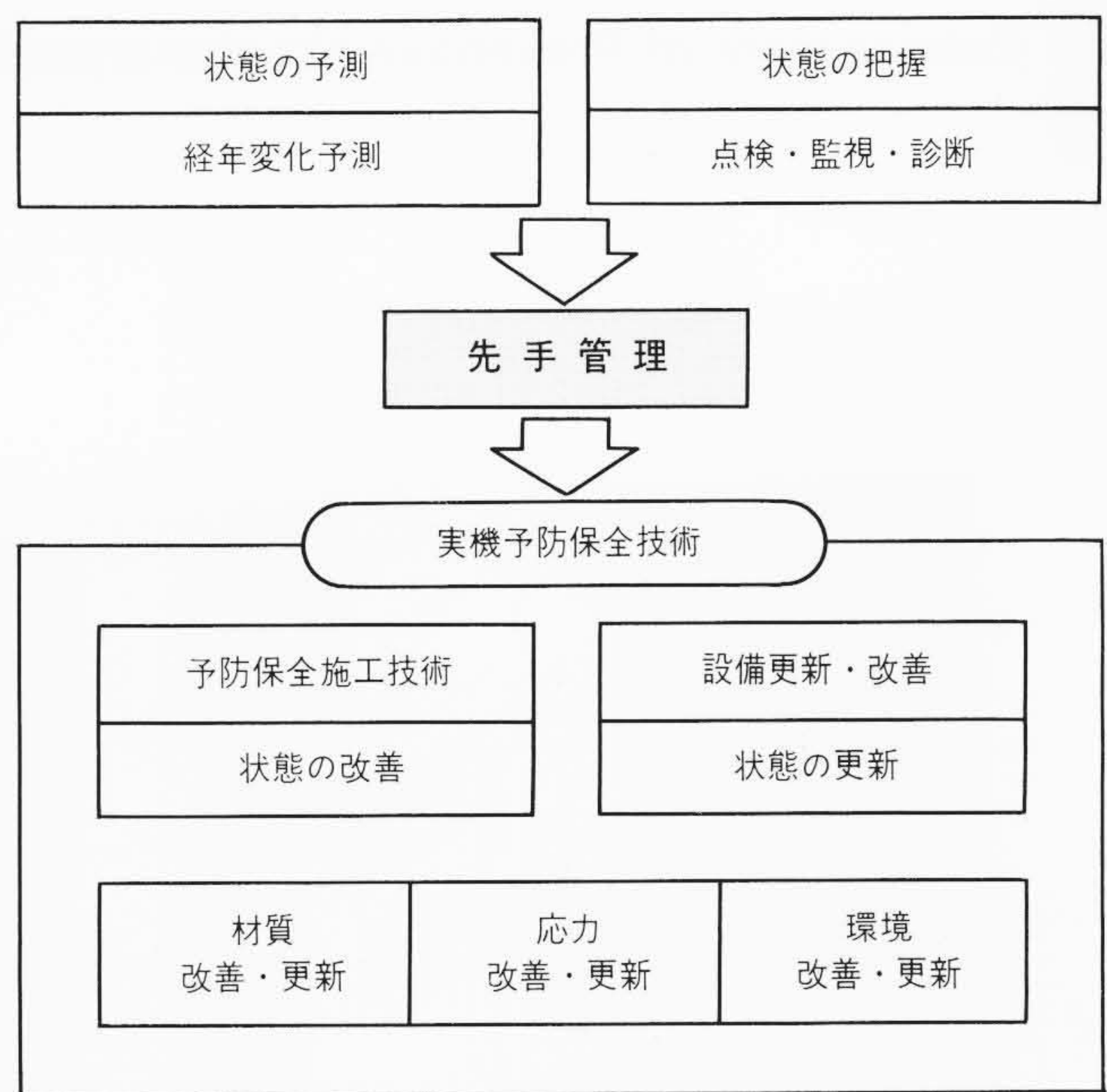


図1 予防保全の考え方 点検および経年変化の予測評価に基づく実機の先手管理として、予防保全施工技術および設備の更新・改善を図る。

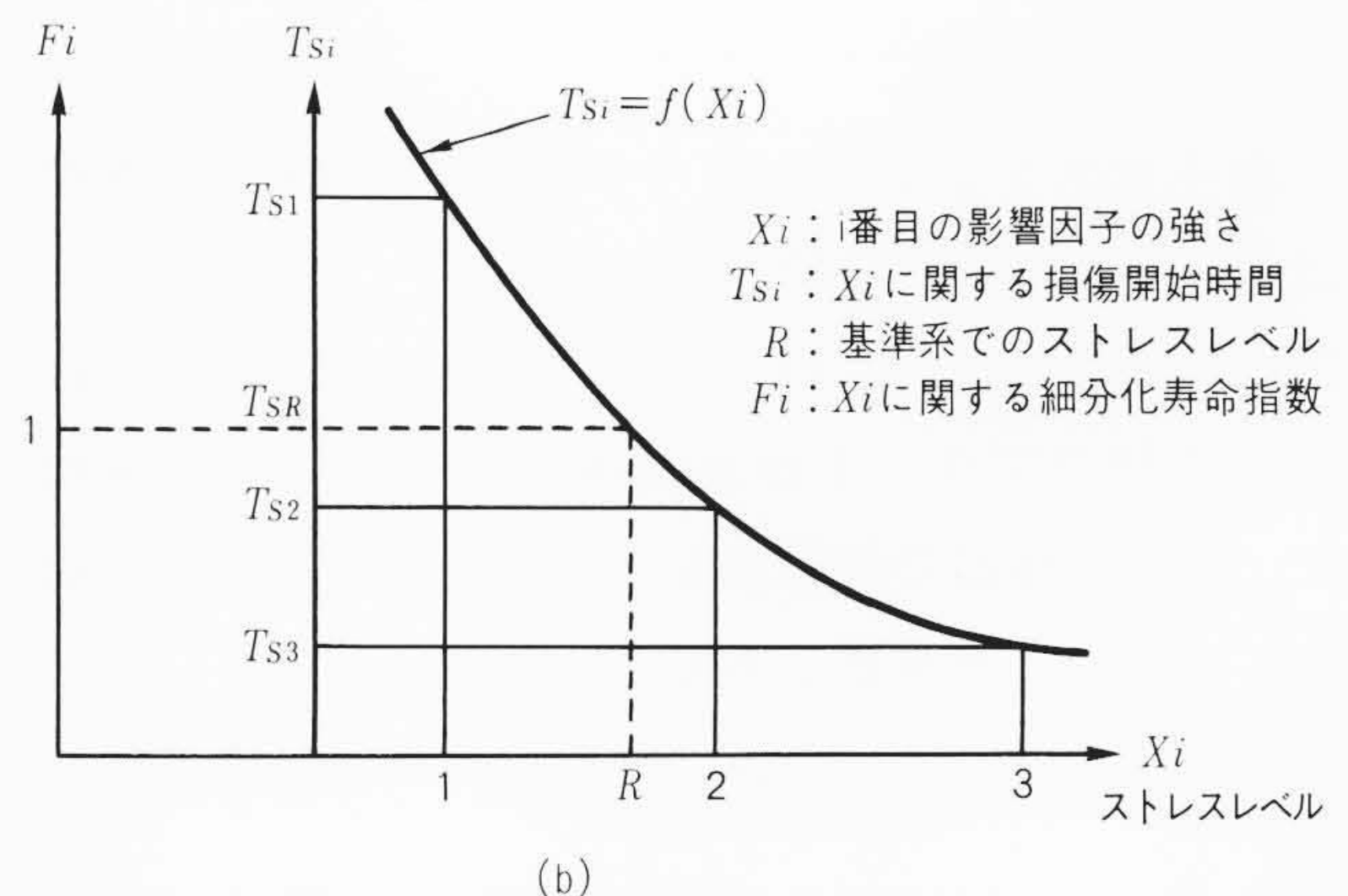
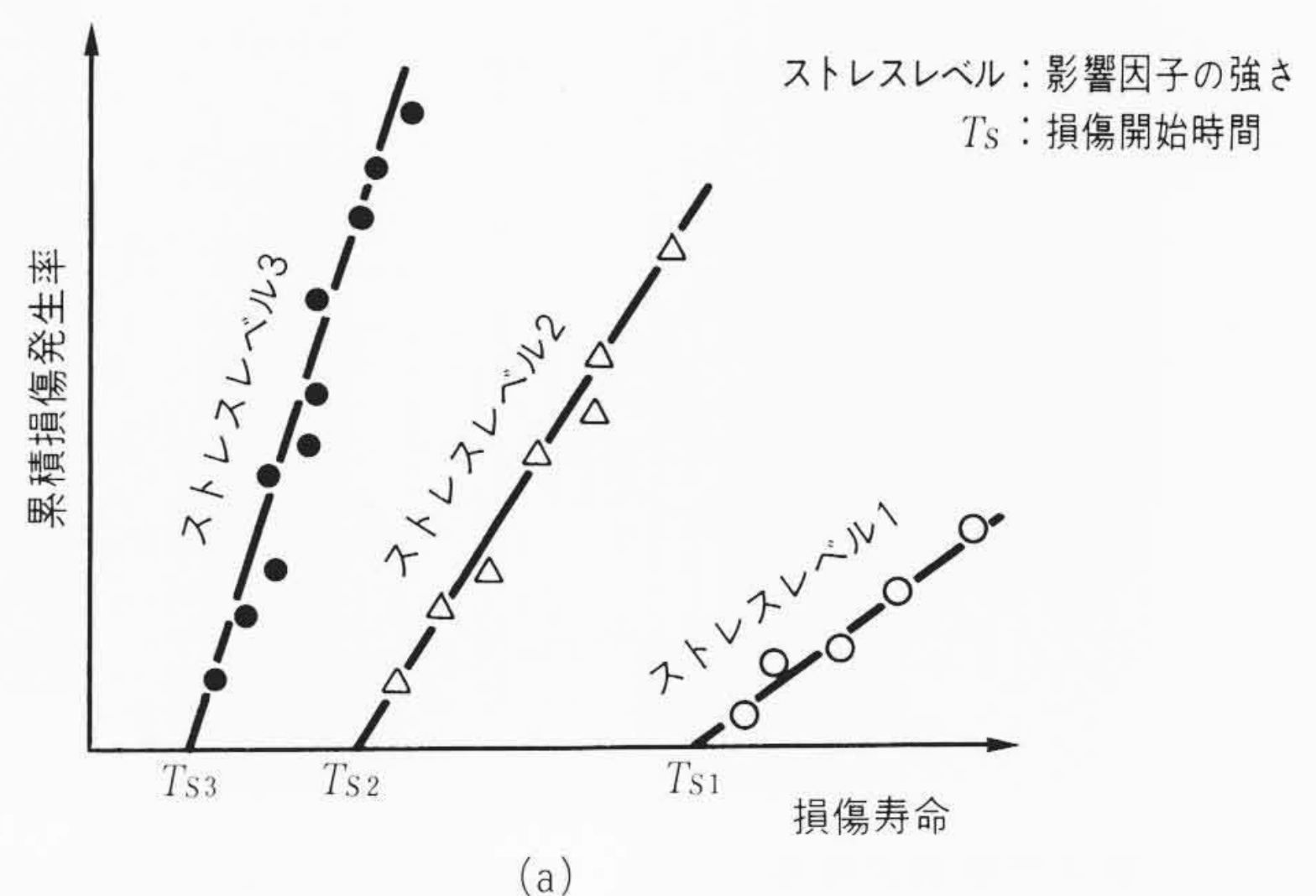
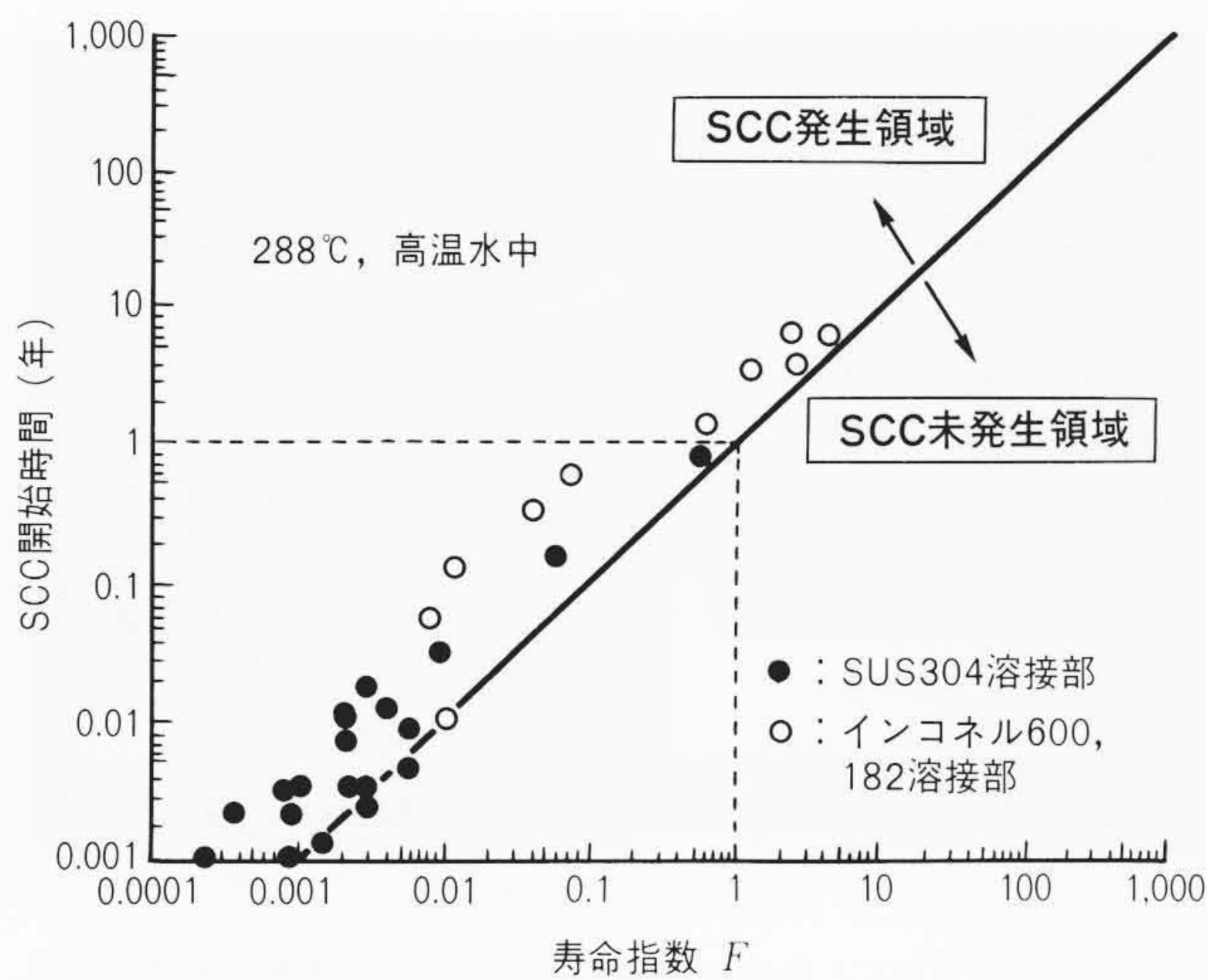


図2 細分化指数 F_i の概念 損傷への影響因子と損傷寿命(a)、および損傷寿命と細分化指数(b)との関係を示す。



注：略語説明 SCC（応力腐食割れ）

図3 寿命指数 F とSCC開始時間の相関 SCC加速試験などでのSCC開始時間と寿命指数との対応を示す。 F が1のときSCC開始時間が1年となるように表示している。

ここで、 θ は安全率を含む係数である。

現在までに、ステンレス鋼とインコネル合金のSCC（応力腐食割れ）に関しては、材質、応力、環境について8種類の影響因子を取り込んだ評価式を開発している。

加速試験などでのSCC開始時間と寿命指数計算値との対応を図3に示す。これは、SCCの発現時期が寿命指数 F によって保守的に推定できることを示している。

3 機器の点検・監視・診断技術

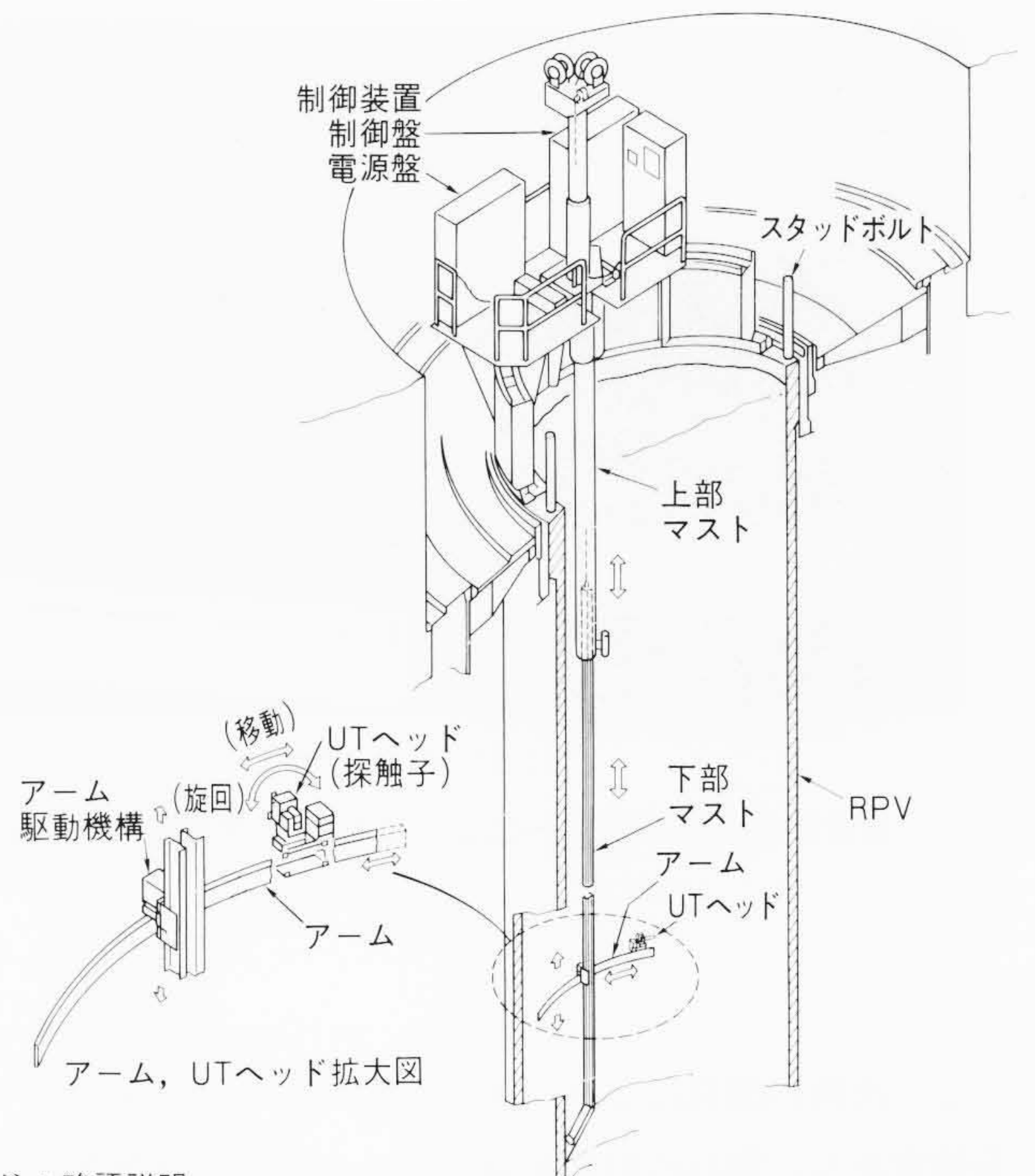
原子炉機器の予防保全では、まず点検を行い、状態を把握する必要がある。ここではRPV（原子炉圧力容器）用自動超音波探傷装置、超音波ホログラフィー技術および多関節型検査装置について述べる。また、プラント運転中の機器の監視技術としてRPV運転履歴モニタリングシステムと移動式監視装置について述べる。診断技術としては、非破壊的に経年変化を検出する技術があるが、主なものは報告済み³⁾のためここでは省略する。

3.1 点検・検査技術

(1) RPV用自動超音波探傷装置

BWR（沸騰水型原子炉）のRPVのISI（供用期間中検査）では、一般にRPVの外側からUT（超音波探傷試験）を行っている。しかし、被ばく低減や作業性向上の観点から、内側から接近する方式が望まれていた。

そこで、RPV内のシュラウドとRPVの間にマストを挿入し、RPV内表面から溶接部のUTを行う装置を開発して、平成3年に実機の定期検査に適用した（図4参照）。



注：略語説明

RPV（原子炉圧力容器）、UT（超音波探傷試験）

図4 RPV用自動超音波探傷装置 実機で稼働中の駆動装置全体概要を示す。この装置は、RPV胴体フランジの上に設置する。

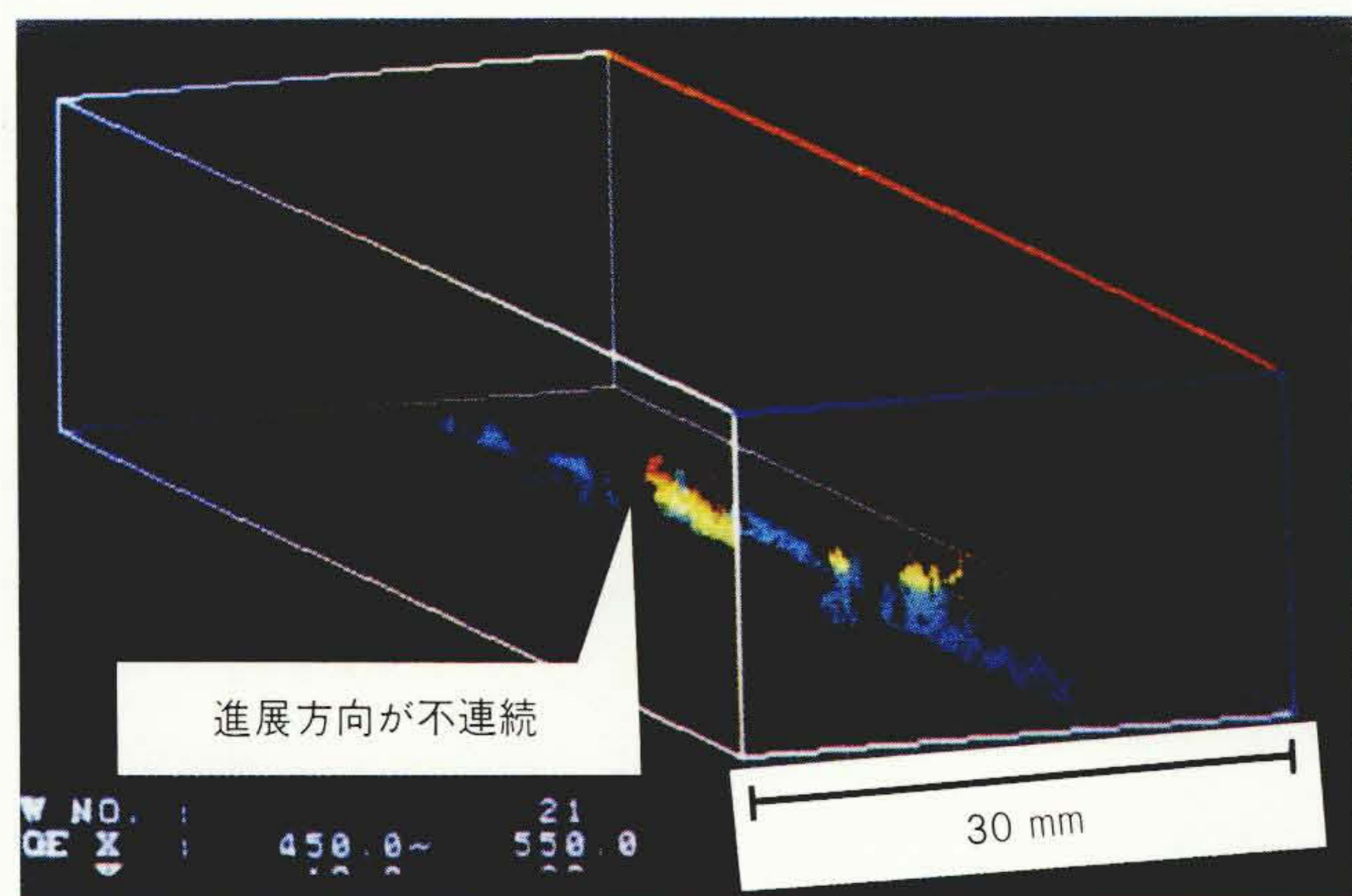
この装置の概要について以下に述べる。

- 超音波探触子はマルチビーム式で、屈折角0度、45度、60度および70度の4角度で検査が可能である。
- 駆動装置は長さ約20 mの二段マスト方式で、九つの駆動軸を持ち、あらかじめ設定したインタロックによってRPV内部の狭あい部を走行するときの構造物との干渉を回避する制御を行う。
- 超音波探傷試験データは、ワークステーション2050/32Eで処理して、種々の図表が出力できる。

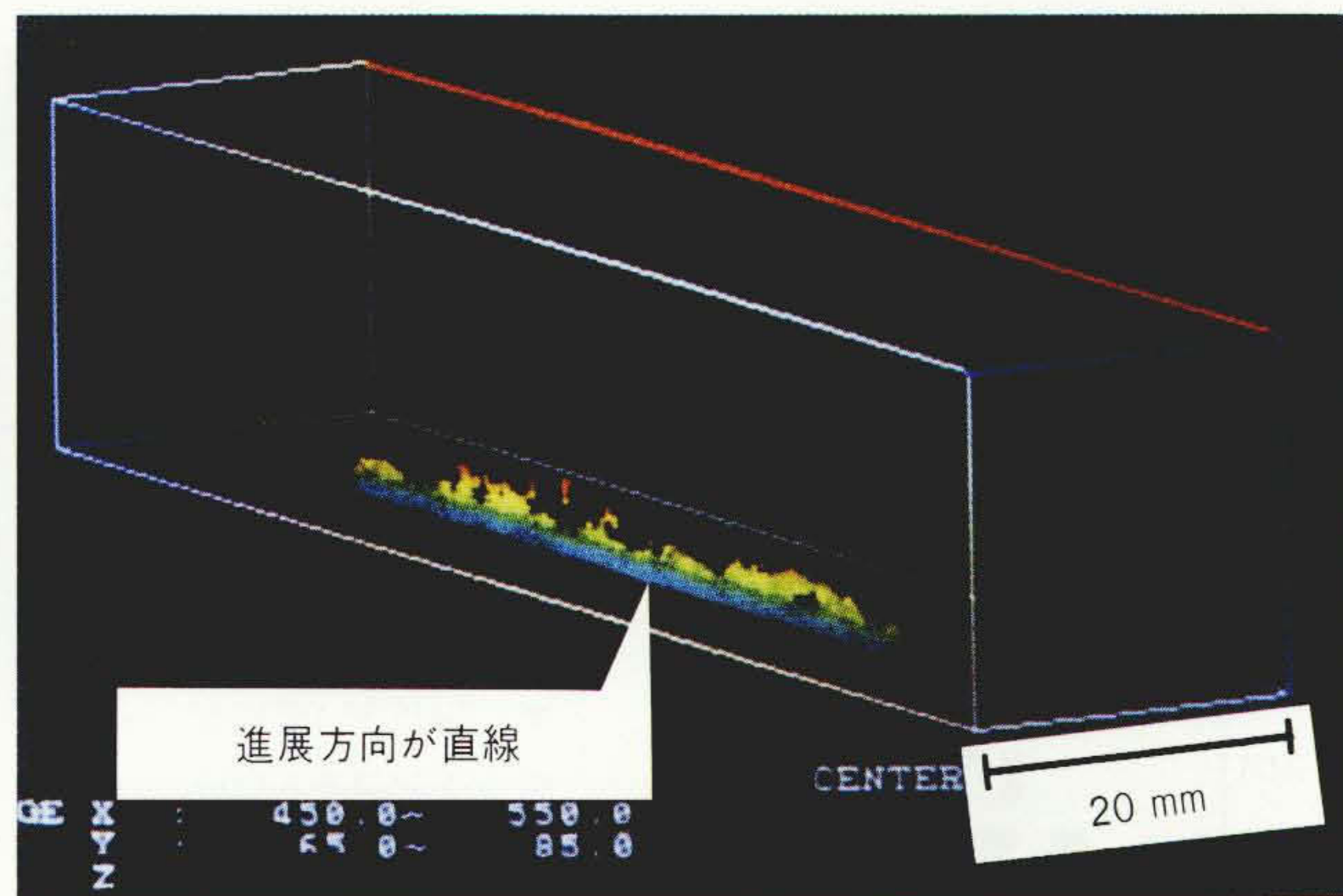
(2) 超音波ホログラフィー技術

検査技術のニーズの一つは、構造物の内部を透視し、インディケーションの大きさ、形態を把握できることである。そこで超音波ホログラフィー技術の開発を進めてきた。これは、割れなどを比較的実形状に忠実に三次元像で表示できるのが大きな特徴であり、32 MHzのクロックパルスを用いて超音波位相を測定する高精度信号処理方式により、高解像度の立体映像表示を可能にした。

実験室で発生させたSCC、および疲労割れを超音波ホログラフィーによって表示した三次元像の例を図5に示す。疲労割れとSCCの特徴が判別でき、この場合の割れの寸法（高さ）の測定精度は0.5 mm以内である。



(a) SCCの三次元像



(b) 疲労割れの三次元像

図5 超音波ホログラフィーによるき裂の三次元像 超音波ホログラフィーによってSCCと疲労割れの特徴がわかる立体表示が得られる。

この技術の開発により、単に割れないことを確認する検査から、割れの形態を識別して、機器の安全性を評価する高度なプラント検査への展開が期待できる。

(3) 多関節型検査装置

原子炉内底部を対象とした多関節型検査装置を開発した。

この装置は、炉内底部の狭あいな個所に遠隔自動で接近し、VT(目視)およびUTによる検査を行うため、装置の小型化および操作が容易に行える構造としたものである。装置の外観を図6に示す。駆動部本体は、装置のアクセス性を考慮して、VTの場合は先端に検査ヘッド(カメラ)を搭載した構造とし、UTの場合は駆動部本体にUTスキャナを搭載可能な構造とした。

制御は操作性を考慮して、マスタースレーブ方式を採用し、動作監視は装置本体に設置した監視カメラによる映像とCRTに先端形状をグラフィック表示することによって行う。

この装置の動作および性能を確認するために、模擬試験設備内で気中および水中でのVTおよびUT試験を行って良好な結果を得た。

3.2 監視技術

(1) RPV運転履歴モニタリングシステム

経年変化の一つとして、熱過渡などの荷重による疲労現象がある。設計時には、荷重と繰返し回数を保守的に設定して、解析によって健全性を確認している。

実プラントでの疲労の程度を定量的に把握するためには、実機運転履歴をモニタリングすることが有益である。このようなモニタリングシステムとして、センサから温

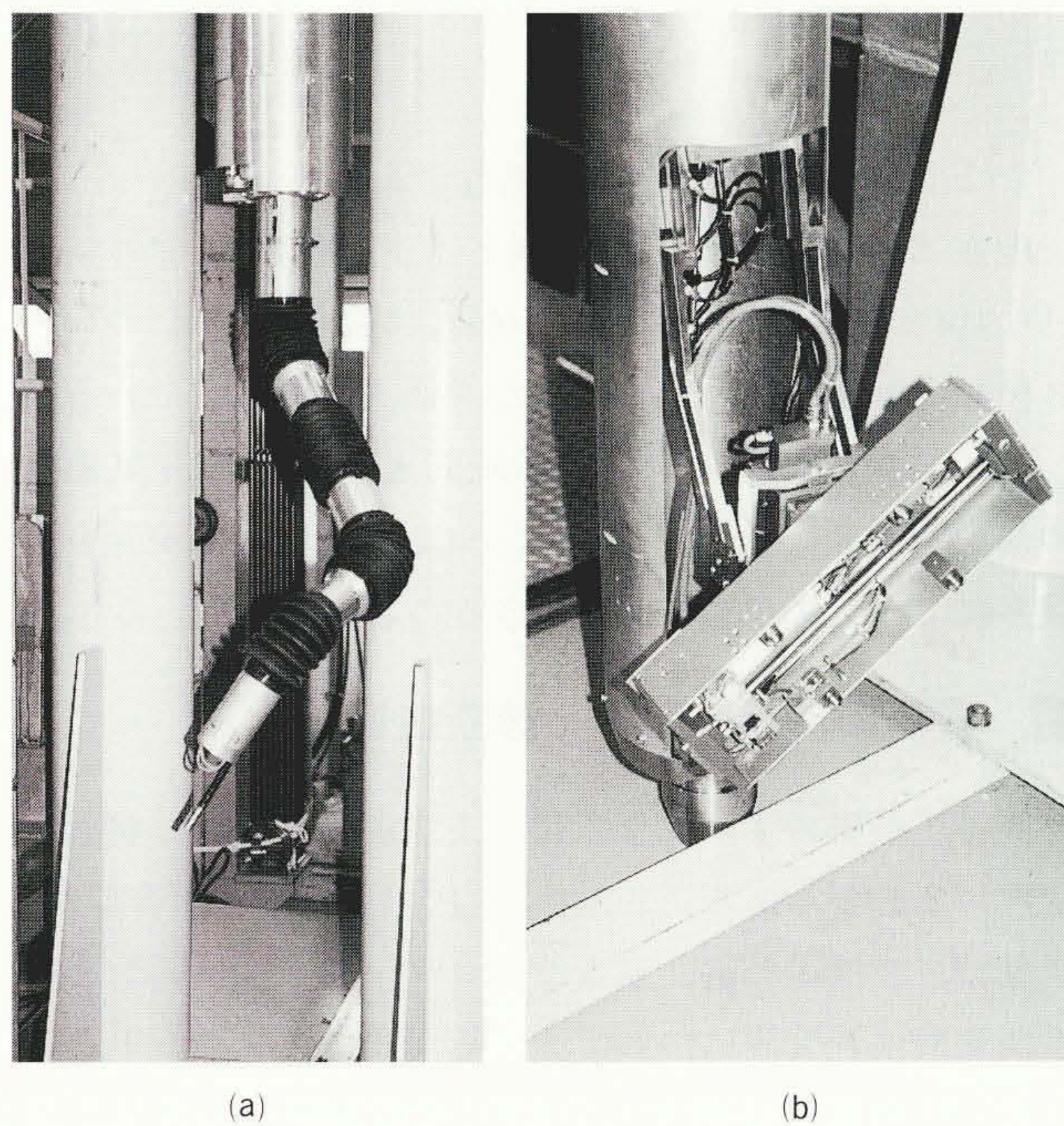


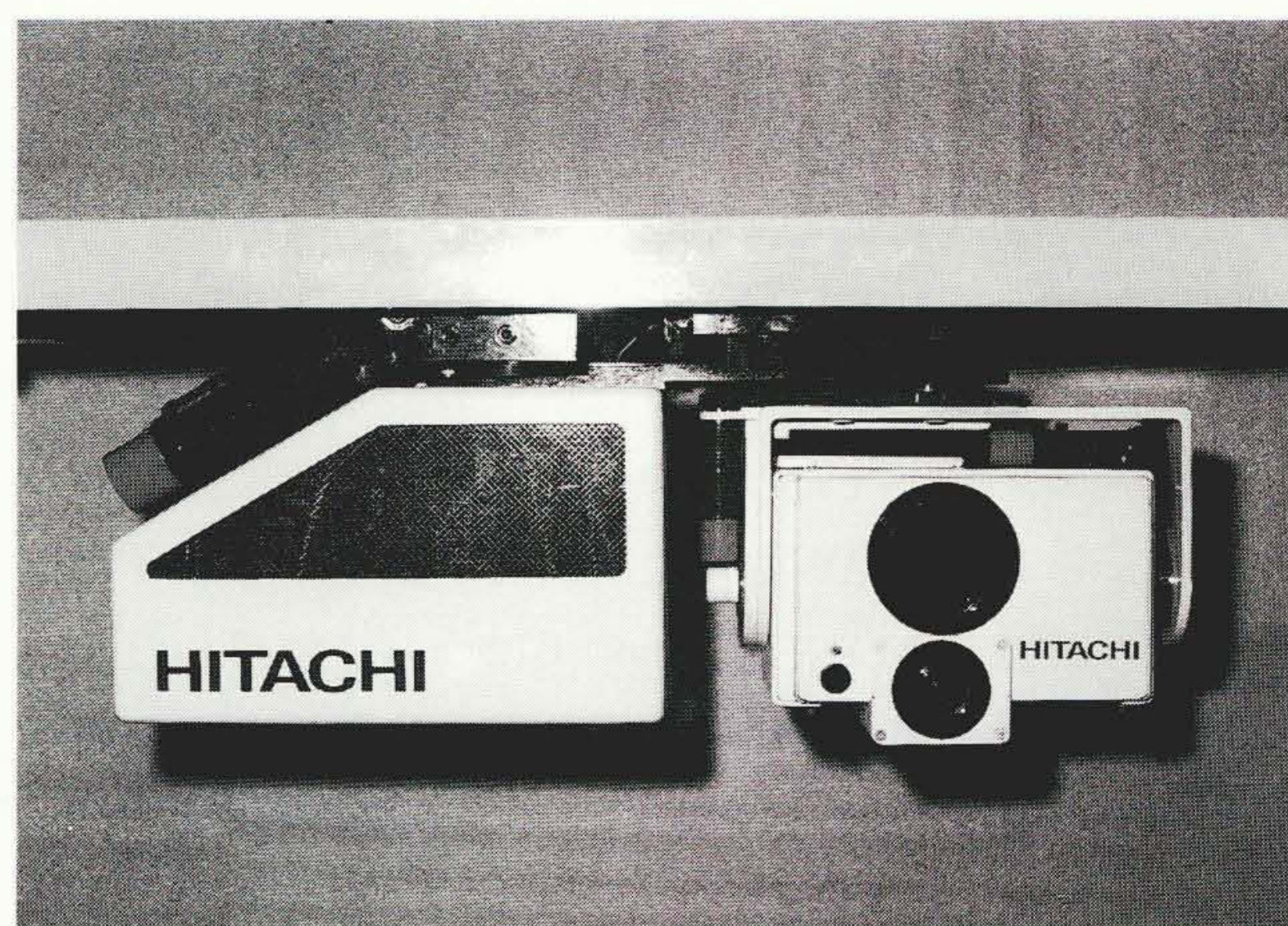
図6 多関節型検査装置の外観 VT(目視)の場合は先端にカメラを搭載(a)し、UTの場合はUTスキャナを搭載(b)する。

度ほかのプロセスデータを圧縮して保管し、疲労評価を行えるものを開発中である。

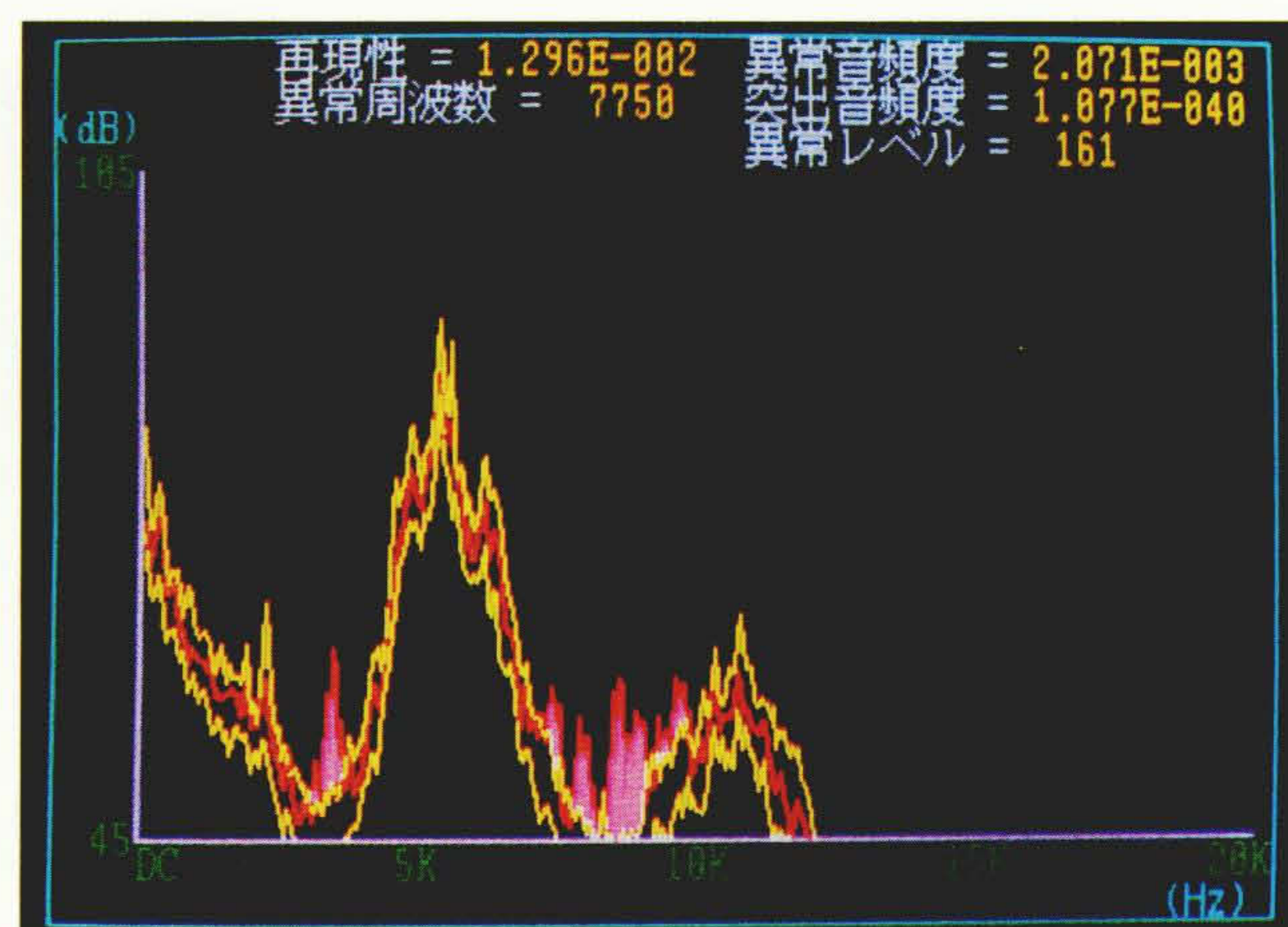
これまでの試評価では、疲労の程度を比較的よく求められることを確認しており、近々実機への適用を図っていく。

(2) 移動式監視装置

原子力発電所の機器および設備の監視や点検を行う場合、高線量下や狭あいな場所などのように、一部に検査



(a)



(b)

図7 移動式監視装置の外観および監視結果 テレビジョンカメラ、赤外線カメラおよびマイクロホンを搭載している(a)。結果の一例として、音響状態変化自動認識データを(b)に示す。

員の監視が困難な環境の区域が含まれている。そこで、これらの区域の監視や点検を行うため、運転員の負担を軽減する監視点検ロボットを導入した。また、監視や点検の充実を図り、プラントの安全運転に資することを目的とした移動式監視装置を開発した。

この装置の外観および音響状態変化の認識結果の一例を図7に示す。この装置は、小型化(幅150 mm×奥行600 mm×高さ275 mm)を図るとともに、プラント内の機器を監視するためのITVカメラ(工業用テレビジョンカメラ)、音響状態を監視するマイクロホンおよび機器表面温度を測定する赤外線カメラを搭載して、状態変化を自動認識するものである。

工場試験に引き続き実プラントでも認識試験を実施して、点検性能および1運転サイクル中の耐久性を確認した。現在、さらに実証試験を継続中であり、今後、実プラントへの適用性を評価する予定である。

4 原子炉機器予防保全技術

原子炉機器の予防保全技術は、大別すると材料を改良する技術と、環境を改良する技術がある。前者の代表として、ティグクラッド法およびウォータージェットピーニング法が、後者としては水素注入法がある。

(1) 溶加スリーブ方式ティグクラッド法

この方法は、材料表面を耐食性の良い材質に改良することにより、SCCの予防保全を図るものである。

工法は図8に示すように管内表面に高耐食性の薄肉スリーブを取り付けて、これを自動ティグ溶接機によって

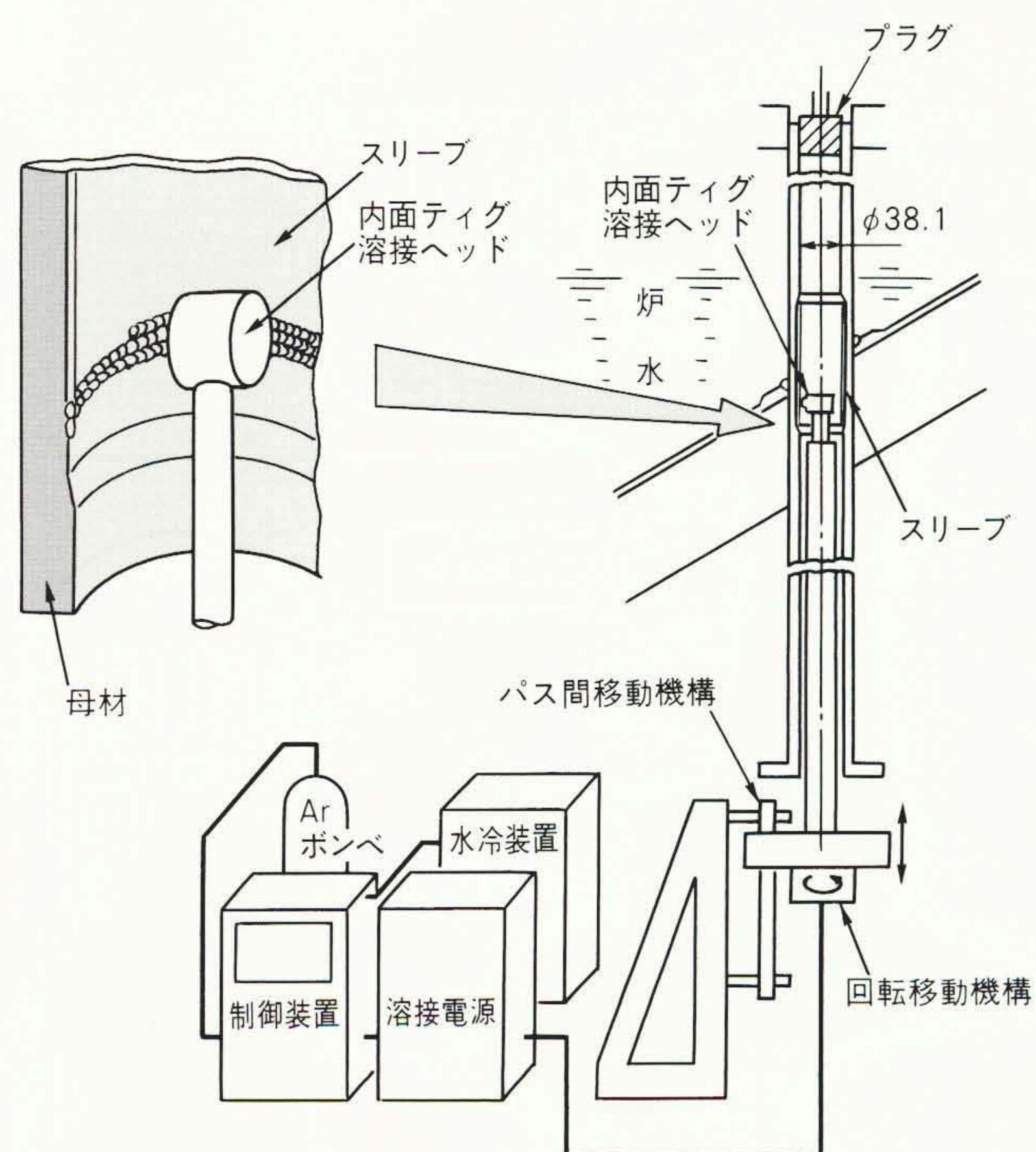


図8 溶加スリーブ方式ティグクラッド法概略図 管内表面に薄肉スリーブを取り付けて、これをフィラーメタルとして低入熱溶融するものである。

低入熱溶融することにより、高耐食性のクラッド層を形成するものであり、次の特徴がある。

(a) スリーブの成分を調整することにより、低炭素で耐食性に優れたクラッド層を得ることができる。

(b) 薄肉スリーブは低入熱で溶融可能であり、管母材への熱影響が少ない。

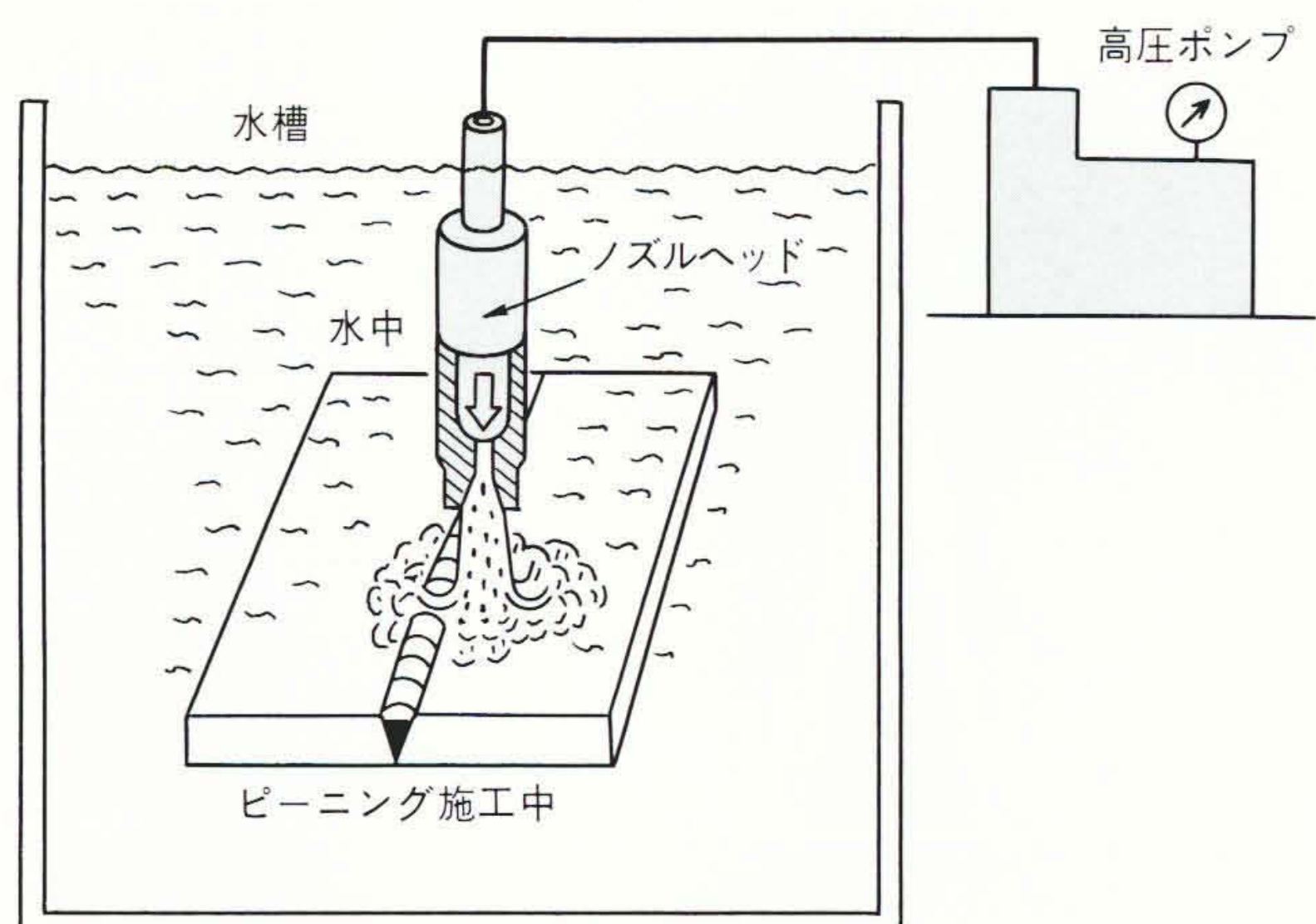


図9 ウォータジェットピーニング法の概要 高圧水を水中で噴射して、残留応力を改善するものである。

(c) クラッド層の管外表面の残留応力を同時に改善することができる。

なお、この工法は平成2年に実機を模擬した試験を行い、実機適用への見通しを得ている。

(2) ウォータジェットピーニング法

ウォータジェットピーニング^{4),5)}は、70 MPa程度の高圧水を水中で材料の表面に噴射したときに発生するキャビテーション気泡崩壊時の数千気圧の高圧力のピーニング作用によって、溶接部の引張残留応力を圧縮応力に転換して、耐SCC性を改善する技術である(図9参照)。

ピーニング施工時間の影響および効果の持続性、さらに、ジェットの噴出距離、噴射角度、施工水深などの施工条件の影響およびSCC防止効果について確認した。

この技術は、炉水を用いて非接触で施工できるなど、炉内構造物の予防保全に適した技術的特徴を備えている。

(3) 水素注入法

原子炉内への微量な水素の注入により、炉水中の溶存酸素を低減し、環境の腐食性(酸化力)の緩和が図れることは比較的古くから知られており、海外では一次系ステンレス鋼配管の応力腐食割れ対策としてすでに採用されている。

最近の研究によれば、炉内構造物材料に対してもその有効性が明らかにされつつある。日立製作所では、新型転換炉原型炉「ふげん」での昭和60年12月からの長期の

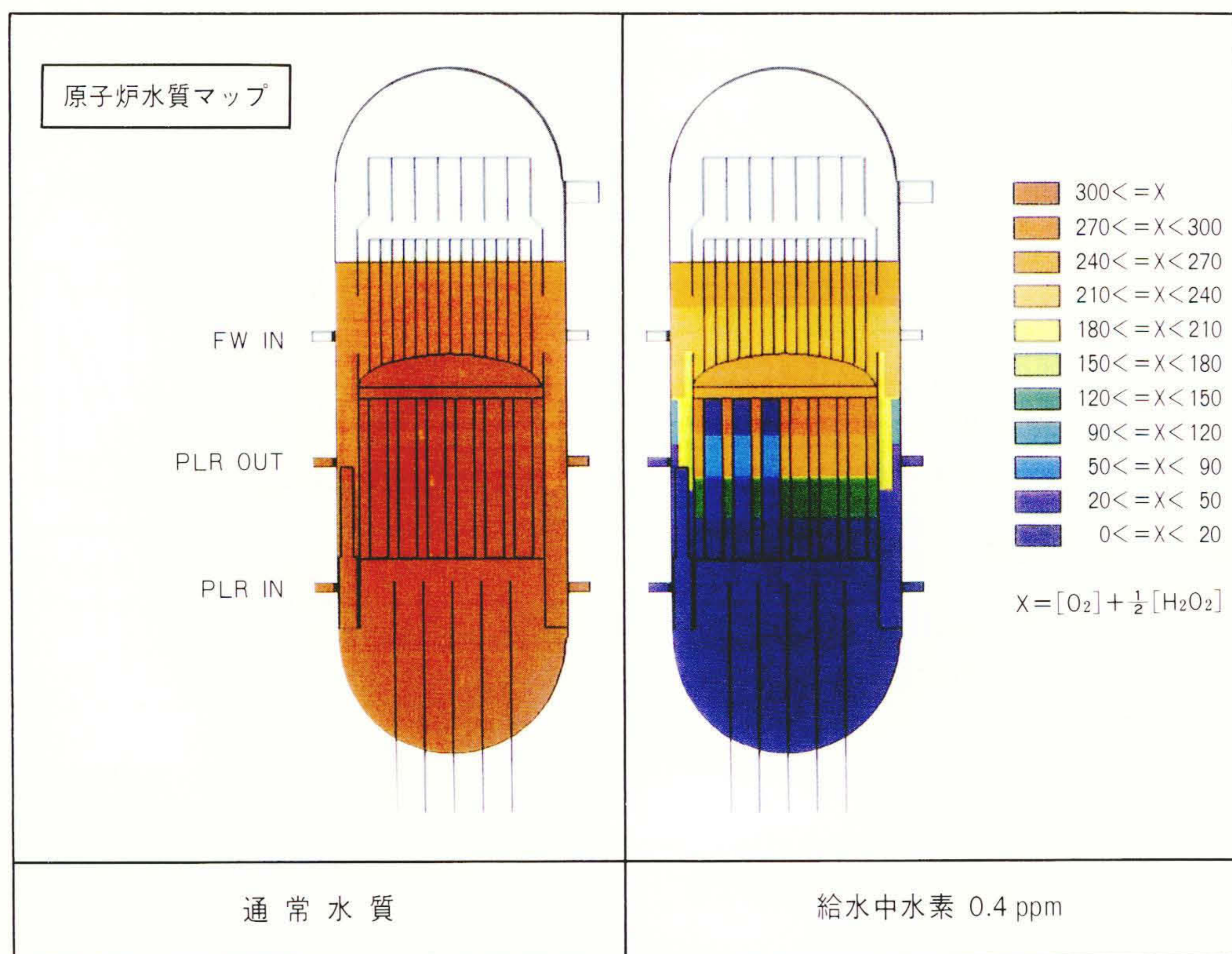


図10 炉内の腐食環境マップと水素注入による腐食環境緩和 原子炉内の通常水質および水素注入時での腐食環境の状態を示す。

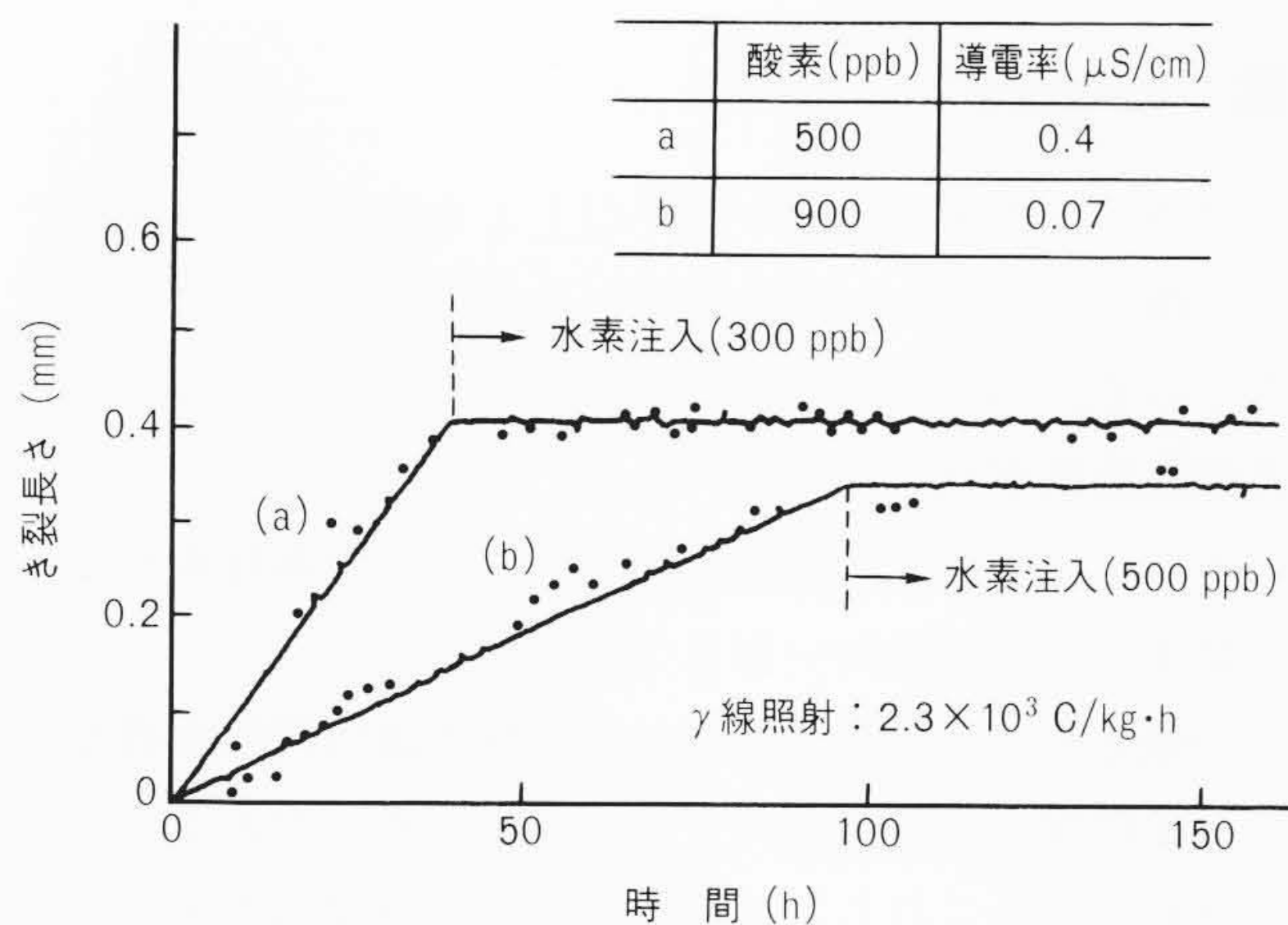


図11 γ線照射下のき裂進展速度 水素注入によってき裂進展速度が著しく低下する。

水素注入運転実績⁶⁾を踏まえ、BWRへの適用化を目指して研究開発を推進している。その例を以下に述べる。

(a) 放射線水化学解析コードによる炉内水質解析⁷⁾

水の放射線分解・再結合挙動を解析した結果の例を図10に示す。微量の水素注入によって広い範囲にわたって炉水の酸化力(腐食性)を低減できる見通しを得た。

(b) 腐食環境緩和効果の評価⁸⁾

高γ線照射下の高温水中での、き裂進展加速試験の一例を図11に示す。溶存酸素や不純物を含む高温水中でのコンパクトテンション試験によるSUS304鋼のSCC進展が、水素注入によって停止することを確認した。

5 材料改善による予防保全

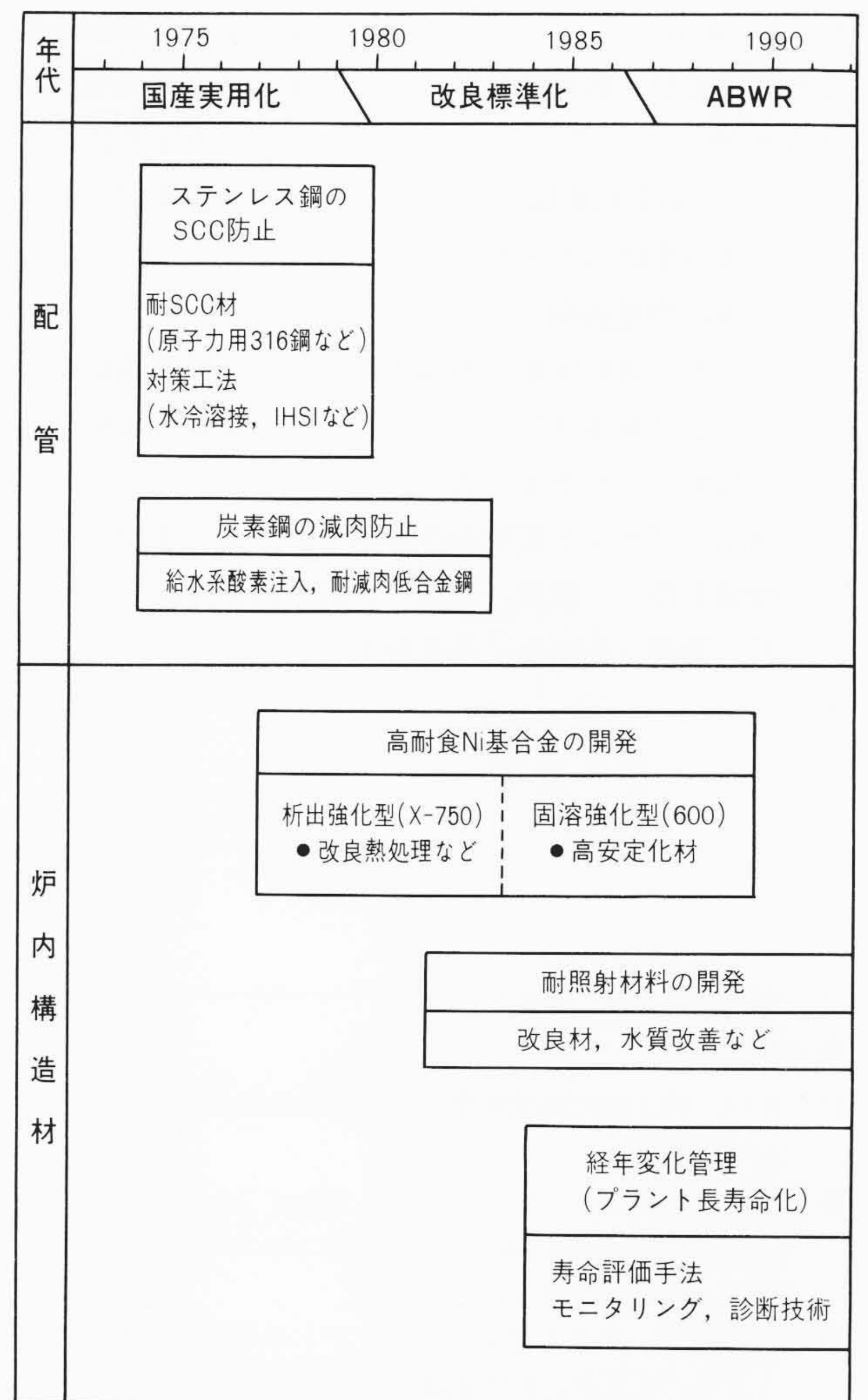
BWR材料研究開発の経緯を図12に示す¹⁰⁾。

(1) ステンレス鋼のSCC防止

1970年代に生じた一次系ステンレス鋼配管溶接部のSCC問題は、低炭素ステンレス鋼や溶接残留応力改善工法など、十分な防止策の開発・適用によって解決できた⁹⁾。この経験を踏まえて、炉内構造物などの高温水に接するステンレス鋼は、すべて耐SCCの高い低炭素材に切り替えている。

(2) 炭素鋼配管の減肉防止

炭素鋼配管の異常減肉は、高温・高流速の水または水・蒸気二相流により、エロージョン・コロージョンが局所的に進行して生ずるものである。これに対しては、現象のメカニズム研究に立脚し、



注: 略語説明 ABWR (改良型沸騰水型原子炉)

IHSI (Induction Heating Stress Improvement; 高周波誘導加熱による応力改善)

図12 BWR構造材料信頼性技術の開発 BWRでの主要構造材料の研究開発の経緯を示す。

(a) 单相流: 微量酸素の注入で皮膜を強化

(b) 二相流: 自己不動態化力の強いCr, Mo含有鋼を適用

などの対策を実施しており、配管系の健全性を確保している。

(3) Ni基合金の耐食性改善

BWRでは、高強度部品材として析出強化型合金インコネルX-750を、溶接構造物としてインコネル600などのNi基合金を用いている。これらの材料は、実験室の過酷条件下ではSCC感受性を示す場合があることが知られたため、耐食性改善技術の開発を早い時期から行ってきた。

た。その結果、インコネルX-750については、改良熱処理法および成分・組織改良材(HICOROY11)を、またインコネル600については溶接材料も含めて、NbなどによるCの十分な安定化を図った改良材をそれぞれ開発し、計画的に適用を図ってきた。

(4) 今後の開発動向

プラントの運転年数の増加を考慮し、各種の高信頼性材料、および前章までに示した予防保全技術の実施を計画的に進めていく予定である。

今後は、プラント長寿命化を踏まえ、国および電力会社の指導を得て、照射、熱などの経年的効果に対応する改良材、診断、改質などの技術開発を進めていく計画である。

6 おわりに

プラントの運転期間が20年以上となりつつある現在では、機器予防保全の先手管理による推進が重要になってきている。日立製作所はこれらのニーズにこたえるため、各種の技術開発を進めている。

ここでは、点検・監視技術、経年変化予測技術および予防保全施工技術の一部について述べた。

今後とも、電力会社をはじめ関係方面の指導を得ながら、予防保全技術の開発を進めていく考えである。

終わりに、これらの技術開発では、財団法人発電設備技術検査協会、東京電力株式会社、日本原子力発電株式会社およびその他の電力会社の関係各位から多大なご指導とご協力をいただいた。ここに深く感謝する次第である。

参考文献

- 1) 山内, 外: 腐食防食協会第38回腐食防食討論会講演集, A103(1991)
- 2) K. Yamauchi, et al.: The 172nd Meeting of the Electrochemical Society, Paper No.245, Honolulu, U.S.A., pp.352~353(1987)
- 3) 阿部, 外: 原子力発電運転プラントの予防保全技術開発と設備の高度化, 日立評論, **72**, 10, 1041~1050(平2-10)
- 4) 榎本, 外: ウォータージェットピーニングによる溶接残留応力改善, 日本原子力学会「1991年秋の大会」予稿集(平3-10)
- 5) K. Sato, et al.: Jet Cutting Technology, pp.413~424(1992)
- 6) T. Kitabata, et al.: Proc. 1991 JAIF International Conference on Water Chemistry in Nuclear Power Plants, JAIF p.107(1991)
- 7) E. Ibe, et al.: J. Nuclear Science and Technology, **23**, p.11(1986)
- 8) K. Nakata, et al.: Proc. 5th Internat. Symp. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, NACE p.955(1991)
- 9) 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**, 2, 93~98(昭53-2)
- 10) 服部: 腐食防食協会第16回コロージョンセミナー, p.87(1989)