

2

原子力研究委員会

2.1 設置経緯

世界で原子炉が初めて運転されたのは、1942（昭和17）年12月の米国シカゴのCP-1炉であるが、以来、欧米では原子力工業が驚異的に発達し、原子力の平和利用が着々と成功しつつあった。

終戦以来、原子力研究をすべて禁止されていたわが国は、1951（昭和26）年の日米講和条約締結がきっかけとなって、1955（昭和30）年に原子力基本法及び原子力委員会設置法が公布され、1956（昭和31）年1月に原子力委員会が発足してから、原子力平和利用開発体制は急速に整備されるようになった。初の原子力予算がついたのは1954（昭和29）年であり、また日本原子力研究所法案が制定公布されたのが1956（昭和31）年5月のことである。

このような国内情勢を踏まえ、日本溶接協会内に原子力研究委員会を設立しようという気運が盛り上がり、木原 博会長を中心に、1956（昭和31）年8月に準備委員会を設けた。前後6回の会合を重ね、1957（昭和32）年3月8日、本郷学士会館において第1回の原子力研究委員会（以下、本委員会）が開催され、会則、予算案が承認され、役員が選出された。

巨大科学の一つである原子力の分野では、多くの科学技術分野の集大成によって初めて成果が上げられるものである。原子力開発の初期において、わが国は多くの分野の基礎的技術を欧米から学んだが、下地としてすでに製鉄、造船、重機械工業などの力強い技術が存在したため、原子力開発は

それらの延長線上の技術として、比較的容易に取り組むことができた。

本委員会は、発足当初から科学技術庁、その他の官庁、民間会社、大学・中立研究機関の協力のもとに、この技術分野の谷間を埋める役割を果たすことができた。研究テーマも、当初は国産1号炉JRR-3、東海1号発電炉、動力試験炉JPDRなどまったく設計の異なった原子炉が相次いで国内に建設されることになったため、各種材料すなわち、アルミニウム、ステンレス鋼、マグノックス、ジルカロイ、厚鋼板、高張力鋼などの溶接の問題を数年にわたって取り上げた。

その頃、日本機械学会では、主として原子力圧力容器の設計、解析の問題を扱う委員会が約3年にわたって続けられ、本委員会と共存の形で互いに協力した。しかし、同委員会の解散後、同学会側で活躍した有志を本委員会に迎え入れるとともに、原子力機器の材料、設計、施工、検査にわたり、広い分野の問題を取り上げることとした。

このような経過をたどって、本委員会は原子力機器の材料、設計、施工及び検査に関し、わが国全体の技術レベルを向上させるとともに、高度の技術をさらに高揚することを目的に委員会活動を行ってきた。具体的な活動としては、種々の技術調査、試験研究の受託であり、科学技術庁その他機関からの委託費、補助金を受けて共同研究を行うことによって、基礎となる溶接技術などの確立に貢献することが本委員会の大きな仕事となって

いる。

なお、委託、補助は、当初は科学技術庁関係のみであったが、後には原子力研究所、動力炉・核

燃料開発事業団（現：核燃料サイクル開発機構）になり、1985（昭和60）年頃からは電力会社からも委託を受けている。

2.2 組織と運営

本委員会は団体及び個人会員より構成されている。団体会員は当初35事業所であったが、その後年々増加し、1975（昭和50）年には61事業所を数えた。その後減少し、1998（平成10）年現在では36事業所となっている。

体制としては委員長、副委員長、幹事及び監事を置き、委員会の円滑な運営を図っている。発足当初は本委員会のみで研究活動を行っていたが、1960（昭和35）年4月から研究分野ごとに小委員会を設けて実行に移すことになり、以来、研究活動は各小委員会で推進されてきている。

研究テーマごとに設けられた小委員会には、主査（副主査）及び幹事が置かれ、中立研究機関の研究者、団体会員の研究者などの委員で小委員会を組織し、試験研究活動が実施されてきた。発足以来現在までの研究活動及び小委員会の変遷を、表2.1（次ページ）に示す。

1957（昭和32）年の発足当初、試験研究の実施期間はほぼ1年間で終了したが、研究テーマによっては長期にわたる内容も多くなってきた。近年では、表2.1に示すFME小委員会のように、10年を超える研究も実施している。

なお、研究課題の性質により、あるいは緊急を要する重要な課題で、特定の機関から委託された技術調査・開発研究などで必要が生じた場合は、

当協会内に別に組織される臨時専門委員会に設けられた原子力委託関係小委員会によって取り扱われた。

1987（昭和62）年3月8日、本委員会は創設以来満30年を迎えることになり、30周年記念事業が団体会員の賛助を得て企画され、同年3月11日に私学会館において、記念誌の配付並びに本委員会に貢献された方々を表彰する式典が催された。これを期に、本委員会委員長は矢川元基（東京大学）に引き継がれ、現在に至っている。

原子力研究委員会の歴代役員は、次のとおりである。

1956（昭和31）年8月 原子力研究委員会準備会
委員長：木原 博

1957（昭和32）年3月 原子力研究委員会設立初
代委員長：木原 博

1960（昭和35）年8月 第二代委員長：橋本宇一

1970（昭和45）年7月 第三代委員長：安藤良夫

1988（昭和63）年5月 第四代委員長：矢川元基

歴代副委員長

橋口隆吉、鈴木春義、多田正文、長谷川正義、

大内田 久、安藤良夫、伊藤伍郎、稲垣道夫、

市野市郎、有井 満、友野勝也、林 喬雄、

峰松昭義（現：副委員長）

2.3 活動状況

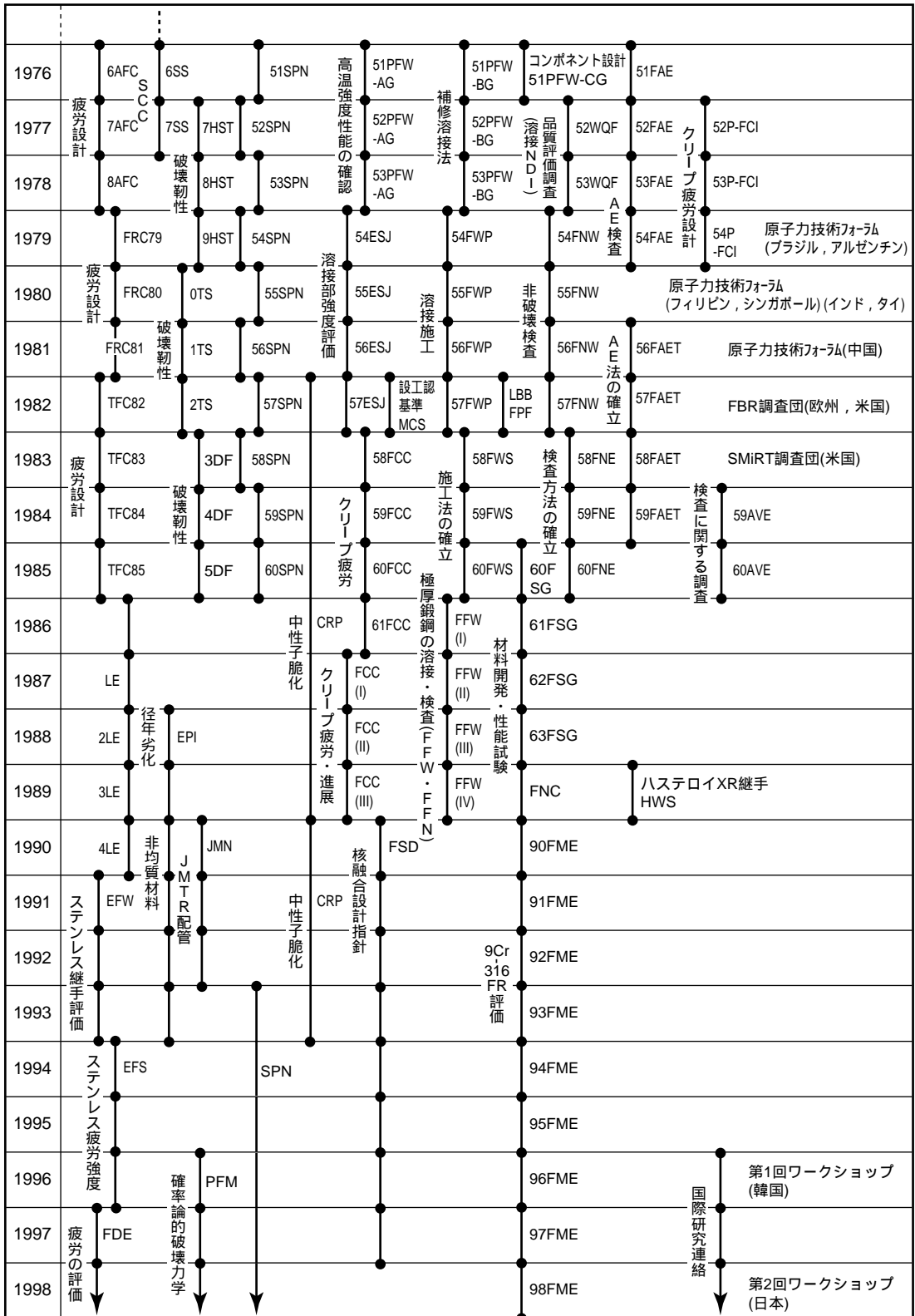
2.3.1 初期における試験・研究

わが国の原子力研究が開始された時期に本委員会が発足し、研究炉、実験炉などの材料の溶接を中心に試験・研究を行った。

最初に科学技術庁の原子力平和利用委託研究として「原子炉及びその付属装置に必要なアルミニウム及び不銹鋼の溶接施工並びに検査に関する試験研究」(AI,不銹鋼関係)を、1957(昭和32)年～

表2.1 原子力研究委員会小委員会の変遷

1956									
1957			AI 不銹鋼の溶接, 検査						原子力研究委員会 設立 原研設立
1958								超厚板クラッドの溶接	
1959			Zr, Mg合金の溶接						
1960	溶接施工	35HT							
1961		36HT	ポロン鋼の溶接						
1962			非破壊検査	37NDT	伸縮継手 EJ				
1963				38NDT					
1964	溶接施工	WS							
1965			放射線検査 FI						
1966								6PCF	
1967			検査	42NDT	疲労設計			7PCF	動燃設立
1968		クラッドの 割れ防止	SCS					8PCF	溶接施工指針 FBR-FM
1969			破壊靱性	9BB					44FRW
1970	構造設計	FDP		45SIP					高速炉の溶接施工
1971	疲労	2FDP	構造設計	46SIP				46FNA	46FRW
1972				2UB	47SIP	47SPN		47FNA	47FRW
1973			破壊靱性	3UB	48SPN	HSST 調査 研究		48FNA	
1974				4UB	49SPN	クリープ 疲労設計		49FNA	
1975			ISI評価	ISI	50PFW			50FCI	50FNA
	SCC	5SS							原子力調査団 (米国)
		6SS							



1958（昭和33）年の両年にわたって実施した。1958（昭和33）年度には「原子炉用超厚板及びクラッド鋼の溶接に関する研究」（超厚板、クラッド鋼関係）を実施した。この研究では炭酸ガス冷却のコルダホール型原子炉压力容器に使用されたコルダフ28に相当する国産の85mm厚細粒鋼板と軽水冷却型原子炉（軽水炉）压力容器のステンレスクラッド鋼の溶接施工法並びに試験方法に関する諸問題を取り扱った。

また、1959（昭和34）年度には「原子炉用ジルコニウム及びマグネシウム合金の溶接に関する研究」（Zr, Mg合金関係）を行い、主として炭酸ガス冷却型及び軽水冷却型の動力炉におけるマグネシウム及びジルコニウム合金の燃料被覆材に関する溶接施工と検査について基礎資料を提供した。

1960（昭和35）年度に「原子炉用高張力鋼の溶接に関する研究」（HT小委員会）、引き続いて1961（昭和36）年度に「原子炉用厚板高張力鋼の溶接に関する研究」（HT小委員会）が、科学技術庁の委託を受けて実施された。前者では、有望な数種の国産高張力鋼を特に原子炉用として試作し、溶接施工及び溶接部の総合的試験研究が行われた。また後者では、板厚100mmのMn-Mo-Ni系を基調としたいいくつかの低合金鋼板が選ばれ、溶接性、溶接施工法、継手性能が検討された。

試作された原子炉用高張力鋼板は、ASTM規格のA302B鋼をベースとしたもので、原子炉用として米国で実績があり、A302B鋼が「原子炉压力容器構造用鋼板」と呼称されるようになった。

その他、原子炉用制御棒、遮蔽材に使用するボロン炭素鋼及びボロンステンレス鋼の溶接施工基準の確立を目的とした「原子炉用ボロン鋼の溶接に関する試験研究」（ボロン鋼関係）、原子炉圧力バウンダリ系以外の構造機器及び配管系の構造要素として使用される伸縮継手（エクспанション・ジョイント又はベローズ）の成形及び実用上の問題点を解明することを目的とした「原子炉用伸縮継手の構造設計と溶接施工に関する研究」（EJ小委員会）が、それぞれ1961（昭和36）年及び1962（昭和37）年度に実施されている。

日本鉄鋼協会内に設けられた「鉄鋼の照射試験研究委員会」（1963（昭和38）年度から1965（昭和40）年度）に当協会は協力し、関係者が共同研究に積極的に参画した。また、日本機械学会の原

子炉压力容器の実用的な構造設計の指針を確立するための委員会にも、本委員会のかんりの委員が参加している。

本委員会では他と重複するテーマを避け、「原子炉压力容器用超厚板ASTM A302B鋼の溶接加工に関する試験研究」（WS小委員会、1964（昭和39）年度）においては、国産A302B鋼の250mm厚鋼板について溶接施工法の確立を目的とした試験研究を実施した。

また、「原子炉压力容器の製造熱履歴による脆化並びにノズル取付部の放射線検査に関する試験研究」（FI小委員会、1965（昭和40）年度）においては、原子炉压力容器の高度の安全性、成形・加工などの製造履歴による影響の把握を目的とした各種試験研究が行われた。

原子炉構造物の検査技術に関する試験研究としては、「原子炉構造用鋼溶接部検査技術に関する試験研究」（NDT小委員会）が1962（昭和37）年度に実施され、継手に欠陥を作製することから、各種放射線検査装置の透過検査における欠陥識別度、超音波探傷における欠陥検出度などについて検討された。

さらに、これに引き続いて1963（昭和38）年度には「原子炉構造用鋼溶接部の非破壊検査像とその機械的強度との関連性に関する試験研究」（NDT小委員会）において、非破壊検査及び各種強度試験を含めた基礎的な研究が行われた。

以上のように、1965（昭和40）年頃までは研究炉及び実験炉並びに実用炉の開発初期における原子炉構造用材料の溶接に関する研究が精力的に行われた。

2.3.2 軽水炉実用化時期での試験研究

1963（昭和38）年にはASME（米国機械学会）より、ボイラ及び压力容器規格（以下ASMEコード）、Sec. II、原子炉压力容器の構造設計規格（1963年版）が発行された。この構造規格は解析による設計であり、従来を一新して、大幅に進歩した考え方に基づいている。

1969（昭和44）年には、米国規格「原子炉配管系に関する構造設計規格」（USAS B31.7）が制定された。なお、1971（昭和46）年には両者がASMEコードSec. IIIに統合された。

わが国においては、この種の構造設計、製作、

検査などに関する技術基準の検討,作成が広く要望される状況にあった。本委員会においても原子炉圧力容器,配管などの構造設計基準に関連した試験研究が,1966(昭和41)年から1980(昭和55)年頃までの約15年間にわたって実施された。

原子炉圧力容器及び配管などの疲労強度安全性に関する研究として,1966(昭和41)年度から3年間「原子炉の一次冷却系配管の構造設計基準に関する試験研究」(PCF小委員会)を実施した。低サイクル疲労破壊防止設計法の確立を目的として,A302B鋼及びSUS304ステンレス鋼並びにそれらの溶接継手を用いて,低サイクル疲労強度に及ぼす種々の影響因子について検討した。

構造設計基準に関する研究としては「原子炉の一次配管系の構造設計基準に関する試験研究」が,1970~1972(昭和45~47)年にかけて実施され,この中で2つのテーマが扱われた。一つはSIP小委員会で「配管要素の静応力指数,撓み係数解析に関する研究」(1970(昭和45)年度),「配管要素のピーク応力指数に関する研究」(1971(昭和46)年度)「応力指数及びラチェット変形に関する研究」(1972(昭和47)年度)が取り上げられた。

他の一つは,FDP小委員会で「原子炉配管継手における溶接欠陥が疲労応力指数に及ぼす影響に関する研究」(1970(昭和45),1971(昭和46)年度)が実施された。

米国原子力委員会は1967(昭和42)年に発表した「原子力発電所建設認可のための一般設計基準」及び「ASME規格に対する補足規制基準」において,原子炉耐圧部における急速伝播型の破壊確率を最小にするように要求し,Vシャルピー衝撃試験による上部棚吸収エネルギーにまで及ぶ材料の切欠靱性を考慮するよう指示した。これは,従来からのPelliniの破壊解析線図(FAD)に基づく遷移温度のみを基準としていた考え方に,問題を投げかけるものであった。そこで,この規制の妥当性を検討することを目的として「原子炉耐圧部の脆性破壊伝播防止に関する試験研究」(9BB小委員会)を1969(昭和44)年度に実施した。

本試験研究では,原子炉圧力容器用鋼であるA533B Cl.1及び照射脆化による遷移温度の変化,上部棚エネルギー,引張強さなどの違いを模擬するように選定した供試鋼板などを用い,工業的小型試験片及び実験室的大型試験片による各種の脆

性破壊試験を行い,原子炉耐圧部の脆性き裂伝播停止条件を判定する評価基準について検討した。

米国原子力委員会は,HSST計画(超厚鋼材の技術計画)によって得られつつあった研究成果や,破壊力学的な解析に基づく多くの研究資料を取り入れ,米国連邦規定10 CFR 50 Appendix Gに破壊靱性値の要求に関する条項が設けられ,1972(昭和47)年6月にASMEコードSec. (1971(昭和46)年に大幅な改訂)のSummer Addendaによる改正及びAppendix Gの追加があった。これには構造材料の選択に当たって,仮定欠陥による破壊力学的な解析と,使用温度における材料の参照破壊靱性値(K_{IR})の関係が明示された。

このような状況にあった1972(昭和47)年5月に「原子炉耐圧部の不安定破壊に対する安全基準に関する試験研究」(UB小委員会)を取り上げ,3年間の試験研究を実施した。格納容器は不安定破壊を防止する上で破壊発生条件あるいは停止条件のいずれかによるべきか,想定する妥当な欠陥寸法,荷重条件などを明確にすることなどの必要性が試験研究によって結論された。

また,同試験研究では原子炉一次系配管の不安定延性破壊に関して,原子炉一次配管系にき裂が発生伝播する場合の破壊力学的条件について検討し,安全性評価のために有効な基礎資料を得た。

1977(昭和52)年度には「原子炉圧力容器用超厚鋼材の安全性に関する試験研究」(HST小委員会)が,3年計画で開始された。原子炉の大型化に伴って肉厚が超厚板化することに対処するため,厚さ250~300mmの原子炉構造用鋼並びに溶接継手部の破壊靱性値の把握と前出の K_{IR} の妥当性の検討並びに静的破壊靱性,動的破壊靱性,脆性き裂伝播停止靱性に関する各破壊靱性の評価試験方法の確立に資することを目的として試験研究を実施した。

発電用原子炉の実用化が着実に進展した1965(昭和40)年代に,いくつかの原子力施設において損傷事故が経験された。その一つは,国内外の軽水冷却型原子炉のステンレス鋼肉盛クラッドあるいはステンレス鋼溶接継手に,き裂が発生した事例である。このため,1968(昭和43)年度に「原子炉用ステンレス鋼肉盛クラッドの欠陥防止に関する試験研究」(SCS小委員会)が実施され,割れ原因の調査,溶接割れ防止対策及び溶接後熱処理

による脆化防止対策について検討した。

ステンレス鋼配管の応力腐食割れが、1965（昭和40）年に米国のDresden-1炉の二次系6インチバイパス管に発生した。この種の損傷は1974（昭和49）年9月にDresden-2炉において再循環系バイパス管に見つかった後、同種のBWRを調査したところ、米国において数箇所、国内でも類似の割れが発見され、大きな問題となった。

本委員会は、1975（昭和50）年に科学技術庁より委託を受けると同時に、米国に調査団を派遣して、詳細に実情を調査し、共同研究を開始した。1975（昭和50）年7月より3年間にわたり、「原子炉配管系の局部的構造挙動と安全性評価に関する試験研究」（SS小委員会）として、オーステナイト鋼配管溶接部の応力腐食割れに及ぼす腐食環境因子、配管の材質、配管要素に加わる力学的要因、溶接施工条件などの影響、応力腐食割れの防止対策などの検討を行った。

その後、関係者並びに関係企業により、溶接施工時の内面冷却法及びオーバーレイ法、誘導加熱による応力低減工法並びに原子力用SUS316の開発などが行われており、試験研究による成果も広く活用された。

2.3.3 軽水炉の発展期における試験研究

原子炉压力容器は軽水炉の安全性を確保する上で最も重要な機器であり、従来、広範囲な研究を実施してきたが、ASMEにおける破壊力学的な設計手法の導入と破壊靱性への基準値の採用及び米国のTMI事故にかんがみ、本委員会では3つの小委員会により継続して精力的に研究を実施した。なお、軽水炉の安全性研究に関しては、1977（昭和52）年度以降科学技術庁から日本原子力研究所（以下、原研）の委託となった。

「軽水炉ノズル部の熱衝撃に関する研究」（TS小委員会）では、HST小委員会研究に引き続き、軽水炉压力容器ノズル部の熱衝撃を想定したき裂進展挙動と3次元非線形破壊力学パラメータに基づく解析について検討を加えた。

前述のHST小委員会及びTS小委員会で得られたデータは、TS小委員会内にワーキンググループを設け、「原子炉压力容器用超厚鋼材の安全性に関する試験研究のデータを中心とする靱性評価研究」（EFT小委員会）において、原子炉用国産超厚材

（ASTM A533B Cl.1及びA508 Cl.3鋼）並びに溶接継手部を対象とした総計11ヒート、21の供試材について静的破壊靱性値、動的破壊靱性値、き裂伝播停止靱性値に関する試験研究データを基に、データバンクを作成するとともに、破壊靱性値に関する種々の解析検討と試験法の評価を行った。

不安定延性破壊に関しては、TS小委員会研究に引き続き1983（昭和58）年度から開始した「軽水炉一次系健全性の破壊力学的評価に関する研究」（DF小委員会）を含めて、6年間にわたって試験研究を実施した。これらの研究では、3点曲げ試験片及びCT試験片によるコンプライアンスの影響、温度依存性、変位速度依存性などについて検討するとともに、Parisらの不安定理論の妥当性を吟味した。

原子炉压力容器は、供用期間中の長期にわたる中性子照射によって炉心壁内面側の材質が脆化し、靱性が低下する。この問題に関しては、IAEA（国際原子力機関）を中心として、第一次（1971（昭和46）年～1974（昭和49）年）及び第二次（1977（昭和52）～1983（昭和58）年）にわたって「压力容器鋼材照射国際共同研究」が実施されている。1982（昭和57）年度より「IAEAにおける軽水炉压力容器鋼材の中性子照射脆化に関する第三次計画」（CRP小委員会）を設け、国際協力に参画している。第三次計画は1984（昭和59）年10月から開始された。

原子炉压力容器及び配管系において供用中に発見される欠陥の許容基準については、ASMEコードSec.XI Summer Addenda（1973（昭和48）年）に疲労強度安全性などについて破壊力学的手法を用いた評価方法が提案され、わが国においてもその内容を検討してきた。

1976（昭和51）年度より「原子炉压力容器及び配管の疲労強度安全性評価に関する試験研究」（AFC小委員会）を3年間で実施した。供試材の疲労き裂伝播に関する基本的特性を求めるとともに、表面切欠きを有する平板の疲労き裂伝播試験を行った。引き続き、1979（昭和54）年度からの3年間においては、炉水環境における疲労き裂の発生寿命特性並びに疲労き裂伝播特性に関する試験研究を「原子炉構造物の強度安全性評価法の合理化に関する研究」（FRC小委員会）として取り上げ、軽水炉構造設計において重要となる疲労強度

の評価と構造設計における技術的合理化の検討を行った。

また、1982(昭和57)年度からは「軽水炉機器疲労強度の実験に関する研究」(TFC小委員会)として、4年計画でASMEコードSec.における実験解析法による疲労設計法の妥当性の検討をはじめ、軽水炉構造の信頼性向上の観点から必要とされる疲労き裂の発生及び進展寿命の評価に関する試験研究を実施した。これらの約10年間にわたる試験研究の成果は、広く国内外に発表するとともに、疲労き裂伝播寿命評価法の規格化へ反映された。

1975(昭和50)年度に実施した「供用期間中検査(ISI)における圧力容器の健全性評価解析法に関する調査」(ISI小委員会)では、JPDR圧力容器の供用期間中検査における評価法を確立することを目的として調査研究を実施している。

2.3.4 高速増殖炉に関連した試験研究

動力炉・核燃料開発事業団(以下、動燃)が1967(昭和42)年に発足し、高速炉については実験炉「常陽」の建設に着手し、原型炉を経て実用炉を進める計画が策定された。動燃ではこの実験炉の建設に合わせ、ステンレス鋼溶接施工指針を作ることが計画され、当協会に原案作成の依頼があった。

本研究委員会内に1968(昭和43)年度からFBR小委員会を設け、施工指針を扱うF分科会、材料を扱うM分科会を作って「高速炉ステンレス鋼に関する調査」を実施し、「ステンレス鋼溶接施工指針」として成果を取りまとめた。この指針によって、高速炉の主要構造物に関する一般的なステンレス鋼溶接施工技術の基盤が築かれた。

さらに、溶接継手に関する高温強度データを取得し、実験炉「常陽」について構造設計の強度基準に関する確性を行うとともに、重要部材の溶接後熱処理の選択に関する目安を得るために、「高速炉構造用ステンレス鋼の溶接施工に関する研究」(FRW小委員会)を、1969(昭和44)年12月から約1年間実施した。

これらの成果は、主として1972(昭和47)年度、1973(昭和48)年度に行われた実験炉「常陽」の主要なステンレス鋼溶接構造物の製作に反映されただけでなく、実機の製作経験が加味されて原型炉「もんじゅ」の製作にも寄与した。

FRW小委員会を存続拡充し、1971(昭和46)年11月から1年間、「高速炉蒸気発生器構造部材の溶接施工に関する研究」を行った。引き続き1972(昭和47)年度、1973(昭和48)年度に蒸気発生器の蒸気器伝熱管、過熱器伝熱管に使用されるクロムモリブデン鋼管、ステンレス鋼管について、母材及び溶接材料の選定試験、管と管板の溶接及び異材継手の溶接施工条件の確立と継手性能の評価に関する試験研究が実施された。

1970(昭和45)年度に、FRW小委員会にナトリウム分科会を置き、1971(昭和46)年度にはこれを発展させて、FNA小委員会を設けた。FNA小委員会は、以後1974(昭和49)年度まで4年間にわたって「高速炉構造材料ナトリウム中試験に関する研究」を実施した。

1975(昭和50)年には「高速原型炉用構造材料の溶接に関する研究開発の調査」(PFW小委員会)を設け、高速原型炉の原子炉容器及び炉内構造物、中間熱交換器及び一次主冷却系配管、蒸気発生器、主冷却系配管用継目無鋼管及び溶接管の対象構造物に分けて、使用材料及び溶接材料、溶接施工法並びに高温特性の現状と問題点の調査を行った。対象材料として、ステンレス鋼及びクロムモリブデン鋼が選定され、1976(昭和51)年度以降に実施する必要のある研究開発課題について提案を行って、調査報告書に取りまとめられた。

1976(昭和51)年度よりPFW小委員会の下に3つのグループを置き、「高速原型炉構造材料、溶接棒及び溶接施工法選定試験研究」(Aグループ)、「ナトリウム配管補修溶接法試験研究」(Bグループ)並びに「高速原型炉主冷却系配管の製作に関する試験研究」(Cグループ)を実施した。

原型炉「もんじゅ」の一次系及び二次系機器構造材料の最高使用温度は、オーステナイト系ステンレス鋼で529℃、2 1/4Cr-1Mo鋼で450℃であり、設計上新たにクリーブ破断、クリーブ疲労破壊、クリーブ屈曲などの破壊様式を考慮する必要があり、製作、試験、検査などについても設計思想の修正に伴う再検討が必要となった。「高速炉構造材料溶接部の品質評価に関する調査研究」(WQF小委員会)により、高速炉の特性を十分考慮に入れた上で、技術基準の見直しを行い、溶接施工、非破壊試験及び耐圧試験について工学的な調査検討を行った。

高速炉構造材料溶接部の非破壊試験については、軽水炉と構造設計概念が基本的に異なっており、それに応じた非破壊検査技術が要求される。この観点から、1979(昭和54)年度より「高速炉構造材料溶接部の非破壊試験に関する研究」(FNW小委員会)及び1983(昭和58)年度からは、欠陥検出精度と作業能率の向上を踏まえた試験技術の確立を目的として、「高速炉構造材料溶接部の非破壊試験技術確立に関する研究」(FNE小委員)を実施した。

1976(昭和51)年より「高速炉構造材料のAE特性に関する試験研究」(FAE小委員会)で、AE(Acoustic Emission)法について基礎的研究を実施した。さらに、引き続き「AE法による高速炉構造材料の健全性評価に関する試験研究」(FAET小委員会)として、構造物への適用に関して試験研究を実施した。

1984(昭和59)年から2年間「供用期間中の体積試験方法とその欠陥検出性に関する調査研究」(AVE小委員会)として、比較的新しい非破壊検査技術を対象に現時点の技術レベル、適用範囲などについて広く文献調査を行った。

1973(昭和48)年度より3年間にわたって「原子炉材料の疲労とクリープの相互効果を考慮した構造設計基準に関する試験研究」(FCI小委員会)として、SUS316、SUS304並びに2 1/4Cr-1Mo鋼のクリープ疲労及びクリープ・ラチェットについて検討した。疲労とクリープの相互効果について多くの知見を明らかにし、これを考慮した構造設計基準並びに安全性評価に必要な重要な基礎資料を得た。

さらに、データの見直しとASMEコードによる設計許容値の作成方法を検討することを目的とし、1977(昭和52)年度からの3年間に「高速炉構造材料の設計許容応力の評価検討」並びに「疲労及びクリープ疲労標準試験方法に関する研究」(P-FCI小委員会)を実施した。

高速炉構造材溶接部の強度に関しては、PFW小委員会Aグループの研究の次のステップとして、1979(昭和54)年度より4年計画で「高速炉高温機器の溶接部強度特性評価のための試験研究」(ESJ小委員会)において高温強度、低サイクル疲労強度、クリープ強度及び溶接継手の強度実験手法などについて検討した。

また、高速炉構造材料のクリープ温度領域における疲労き裂伝播並びに破壊力学手法による解析検討が、1983(昭和58)年度より4年計画で「高速炉構造材料のクリープ疲労き裂伝播に関する試験研究」(FCC小委員会)として実施されている。

一方、高速炉構造要素に関して高精度高品質を得る溶接施工法を確立することが、原型炉「もんじゅ」の製作に当たって必要とされ、炉容器、主冷却系配管、蒸気発生器などの各構造要素への、ティグ、ミグ及び電子ビーム溶接などの自動溶接に注目し、「高速炉用溶接施工法の確立に関する研究」(FWP小委員会)並びに「高速炉構造材料の溶接継手強度に及ぼす溶接施工パラメータの影響に関する試験研究」(FWS小委員会)が、1979(昭和49)年度から4年間、1983(昭和58)年度から3年間実施された。これらの研究成果は原型炉の設計・施工に効率的に反映されている。

わが国の原子炉等規制法に基づく「もんじゅ」の設計及び工事の方法の認可にかかわる一般技術基準、構造などの技術基準及び溶接に関する技術基準の整備に資する基礎的資料を得るため、1982(昭和57)年度に「もんじゅ原子炉施設の設工認(設計及び工事の方法の認可申請書)基準に関する調査」(MCS小委員会)を実施した。

2.3.5 原子力構造工学などに関する調査活動

本委員会では多くの委託試験研究と併行して、主に諸外国における関連した研究論文、研究動向の調査を行ってきた。それらは各小委員会内で取り上げられた場合もあるが、1971(昭和46)年度より常設の原子炉構造工学小委員会(SPN小委員会)を設置して、広く原子力構造工学に関する調査研究活動を行った。

「高速炉の構造解析並びに構造設計に関する調査」(～)1972(昭和47)～1985(昭和60)年度)、「高温ガス炉の高温構造設計に関する調査」(1973(昭和48)年度)、「多目的高温ガス実験炉圧力容器材料に関する調査」(1977(昭和52)年度)、さらに、軽水炉に関する調査研究として「原子炉圧力容器及び配管などの不安定破壊に関する調査」(1979(昭和54)年度)、「原子炉圧力容器及び配管などの熱衝撃及び不安定破壊に関する調査」(1981(昭和56)年度)及び「軽水炉一次系健全

性の破壊力学的評価に関する調査」(1983(昭和58)年度)を系統的に実施し、報告書として取りまとめた。

SPN小委員会は原子力工学に直接携わり、かつ

構造に関する諸問題に関心ある研究者、技術者間の知識や意見の交換、討議の場として、この分野の学術向上を計るなど活発な活動を約15年にわたって行ってきた。

2.4 この10年間の試験研究

2.4.1 軽水炉関係

1987(昭和62)年末には、わが国で運転中の原子力発電所は35基となり、総発電量の29.1%を占め、主要電源として定着してきた。軽水炉が導入されて以来、20年近く経過し、高経年化に伴う材料の変化がどうなるのか注目されている。1986(昭和61)年からの「原子炉構造材料の経年変化に関する基礎研究」(LE小委員会)では、軽水炉構造機器の高精度の寿命評価方法の確立に資することを目的に研究を実施した。

供試材溶接部の化学成分は、わが国の商用原子炉の第一世代(1970(昭和45)年以前)の軽水炉压力容器溶接部を参考にし、熱時効の加速因子を考慮して合計設計したものである。溶接部供試材に等温時効、等時間熱時効及びステップクーリングの熱時効処理を施し、溶接後熱処理材とともに材料強度試験、破壊靱性試験、大気中及び冷却水環境中疲労試験などを実施し、熱時効に伴う機械的特性値の変化を把握した。

経年変化を非破壊的に検出する技術の検討のために、バルクハウゼン試験及び超音波探傷試験を実施した。熱時効のみによる压力容器用鋼材の劣化程度は軽微であると結論されるが、文献データを用いて推定した照射脆化の重畳する場合は、压力容器の寿命に少なからず影響を与えると推論された。

軽水炉压力容器用鋼材の中性子照射脆化の研究として、前述した第一次、第二次に引き続いて、第三次IAEAの共同研究(CRP)が実施されている。参加国は16カ国であり、主として化学組成(Cu, P, Ni)の中性子照射脆化感受性に及ぼす影響について研究を実施した。

本研究には、わが国から軽水炉压力容器用鋼板、鍛鋼及びそれらの溶接継手を提供するとともに、

原研が照射試験を担当している。1990(平成2)年から「軽水炉压力容器鋼材の中性子照射脆化に関する研究」(CRP小委員会)として、IAEA第三次共同研究の進捗状況の把握及び各国参加機関から報告される照射試験データを検討した。

1993(平成5)年度には、第三次共同研究が終了したことを受け、「IAEAにおける軽水炉压力容器鋼材の中性子照射脆化に関する第三次計画成果報告書」を作成した。

原子炉一次系機器の溶接部付近や压力容器の照射によって不均質に劣化した部位の、非線形き裂進展挙動に対する簡便かつ高精度の破壊抵抗評価法を開発することを目的として、1988(昭和63)年秋より「非均質構造材料の弾塑性破壊力学に関する研究」(EPI小委員会)が、米国NRC/ORNLのHSST研究の一環として日米の国際協力のもとに行われた。

二次元溶接試験片(CT試験片)のき裂進展データを基に、有限要素法に基づくラウンドロビン解析を行い、き裂が熱影響部や溶接線など不均質部を横切って進展する際の従来型「積分や、増分型破壊力学パラメータの挙動について明らかにした。また、同様の問題へのGE/EPR1法などの従来型簡易評価法の適用方法(特に物性値の選択方法)についても、解析・検討を行った。

1991(平成3)年からは、ステンレス鋼の疲労強度関係の研究が東京電力の委託で実施されている。1991(平成3)年度からの「ステンレス鋼溶接継手部の疲労強度評価研究」(EFW小委員会)では軽水炉用オーステナイト系ステンレス鋼(SUS316NG)の溶接部について、平均応力、切欠きによる応力集中、溶接あるいはひずみ繰返しによる材質変化、環境効果などの疲労強度に及ぼす影響を明らかにするために、種々の疲労試験を実

施した。

また、同時に疲労荷重による溶接残留応力の変化挙動、溶接残留応力の計測法、二次応力の制限値評価手法、累積疲労損傷の評価手法、レプリカ法による疲労損傷度の評価手法及びピーク応力評価手法についても研究を行った。

引き続いて、1994(平成6)年から「原子力機器用ステンレス鋼の疲労強度評価研究」(EFS小委員会)を実施した。SUS316NGでは、室温大気中における荷重制御型疲労試験を実施し、切欠底の疲労強度には弾性応力の集中係数、切欠形状、特に切欠半径が影響し、疲労強度減少係数は応力集中係数によって比較的良好に評価できることがわかった。

マルテンサイト系ステンレス鋼(SUS630)では、平行部付中実丸棒と環状切欠丸棒による室温大気中疲労試験を実施するとともに、切欠底断面でのひずみ分布測定試験及び弾性応力解析を実施した。新しく提案された極値統計による介在物評価法を用いて検討した結果、母材中の介在物の分布に顕著な違いはなかったが、デルタフェライトの分布と疲労強度のばらつきに相関性が認められた。

さらに、「疲労損傷の評価技術に関する研究」

(FDE小委員会)では、原子力機器の疲労設計の合理化、破面解析技術の高度化を目指し、疲労強度に及ぼす表面状況の影響並びに疲労き裂進展速度と破面性状の関係について、1997(平成9)年度から3年間の予定で研究を行っている。

1996(平成8)年からは確率論的破壊力学手法(PFM)に着目し、原子力構造機器の信頼できる破損確率を求めるための入力データ、解析モデル及び数値解析法の適用についての標準的手法の提案を目的として、「確率論的破壊力学の原子力機器信頼性評価への適用法調査」(PFM小委員会)を実施している。

試験研究用原子炉燃料について、核不拡散の観点から濃縮度低減化が国際的協調のもとに進められており、原研に設置された材料試験炉(JMTR)においても低濃縮ウラン燃料を使用するための準備が行われた。この濃縮度低減化に伴う安全評価に関連して、溶接部を主体としたJMTR一次系配管の超音波探傷が実施された。

1990(平成2)年の「JMTR一次系配管の健全性評価」(JMN小委員会)では、検査方法と検査結果を検討し、検査方法の妥当性と一次配管の健全性を確認した。さらに、25年経過したJMTRの寿命評価に関連し、一次系配管を対象に超音波探傷

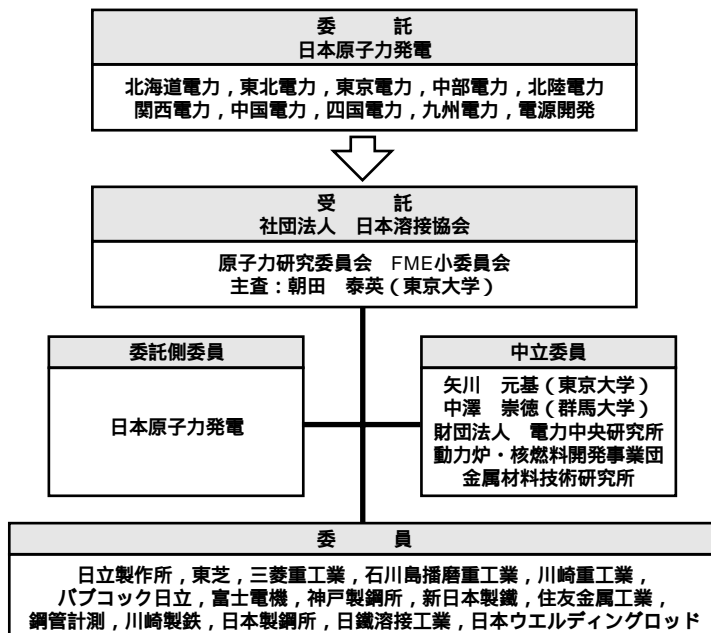


図 2.1 FME 小委員会の研究実施体制 (1998 (平成 10) 年度)

法及び残留応力の測定技術について調査・検討し、前者では端面エコー法、後者では中性子回折法が有望技術と判断された。

2.4.2 高速増殖炉

高速原型炉「もんじゅ」は1985(昭和60)年に本格着工された。原型炉に続く、実証炉の開発・研究が電力を中心に進められてきた。

高速実証炉用材料について、1985(昭和60)年に本委員会内に「蒸気発生器の構造材の品質向上の研究」(FSG小委員会)が発足して以来、FNC小委員会、FME小委員会と継続して今日まで14年間にわたって、高速増殖実証炉用新構造材料である改良9Cr-1Mo鋼及びSUS316(通称:316FR鋼)の開発・実用化研究を推進してきた。1998(平成10)年に両新材料の高温構造設計指針及びその材料強度基準(案)が策定され、当初の目的を達成して小委員会活動を終了することとなった。

国内の高速増殖炉構造材料関係者の総力結集との観点から、大学・中立の研究所、プラントメーカー、材料メーカーから、研究者・技術者が参画して進めた。図2.1に示すFME小委員会の研究実施体制がそれである。

高速増殖実証炉用の一体貫流型蒸気発生器用材料には、高温強度並びに水・蒸気環境での耐食・耐SCC性及び製作性に優れた材料が要求され、1982年～1984(昭和57～59)年度の他機関の研究で、基本鋼種として9Cr系鋼が有力候補として提起された。

1985年～1988(昭和60～63)年度には、電気事業連合会高速増殖炉開発準備室から「蒸気発生器構造材料の品質向上の研究」に関する委託を受け(1985年11月以降、委託元は日本原子力発電に移行)FSG委員会を設置し研究を推進することとなった。

研究の主眼は、一体貫流型蒸気発生器用材料として、9Cr系鋼の中で材料及び溶接部に対して優れた成分系の材料の選定と実証炉への適用性の検討である。1988(昭和63)年に、9Cr系鋼の中から改良9Cr-1Mo鋼を候補材料に選定し、本鋼及び溶接材料の仕様提案並びに本鋼の材料強度基準化のための材料試験計画が策定された。

1989(平成元)年度からは、小委員会名称もFNC小委員会として、改良9Cr-1Mo鋼の実用化の

ための研究を開始した。翌1990(平成2)年度からは、蒸気発生器用材料の他に、炉容器及び一次系用新材料である316FR鋼の実用化研究も本小委員会で推進することとなった(FME小委員会)。

改良9Cr-1Mo鋼に関する研究では、DOE(ORNL)との共同研究が開始され、70,000時間の長時間データや溶接部の強度に関する技術情報などが入手され、国内データ評価に反映された。一次系用材料の316FRに関しては、母材、溶接材料及び溶接継手の強度特性を把握するとともに材料仕様を提案した。

1992(平成4)年度からは、新材料の基準化及び構造設計具体化のための研究を重点化した。特に、高温構造設計で重要なクリープ疲労強度評価法及び溶接部強度評価法確立に必要な材料特性把握及び評価法の検討を行った。また、改良9Cr鋼とステンレス鋼及び316FRと炭素鋼の2種類の異材継手強度特性評価に関する研究を行った。

高速炉の炉容器に使用される大型リング鍛鋼品母材及び溶接部の健全性、信頼性維持・向上並びに経済性の向上を目的として、1987(昭和62)年より「SUS304大型鍛鋼品溶接部の品質向上に関する試験研究」(FFW小委員会)を実施した。

狭開先ティグ、ミグ、サブマージアーク及び電子ビーム溶接で施工した極厚(100mm又は400mm)のステンレス鍛鋼溶接継手について、疲労及びクリープを中心に継手性能を検討した。また、超音波縦波斜角探傷法、超音波における信号処理法及びEMAT法の適用性について試験研究し、有効な基礎データを得た。

1983(昭和58)年度から実施したFCC小委員会に引き続き「高速炉の構造健全性に関する基礎的研究」(FCC小委員会)を1987(昭和62)年度から3年間実施した。材料試験レベルで確立されたクリープ疲労き裂進展特性の実構造部材への適用可能性を確認するために、高速炉実構造部材の力学的、幾何学的特徴を研究用にモデル化した部材を対象として、き裂進展挙動の実測とその高精度化及び当該き裂のJ積分、J'積分の高精度化、高効率解析法を開発することを目的とし実施した。

初年度(1987年)は調査及び実験・解析技術の修得を中心にを行い、2年目、3年目に実験及び解析を行って、両者を比較検討し、クリープき裂進展評価法の妥当性を検討した。

2.4.3 核融合炉・高温ガス炉

国際熱核融合実験炉 ITER は IAEA の協力の下に、4 極（EU、米国、ロシア、日本）共同で研究開発が進められている。ITER プロジェクトは 1989（平成元）年 4 月に概念設計（CDA）が開始され、1991（平成 3）年 12 月に完了し、引き続き 1992（平成 4）年 7 月より工学的詳細設計（EDA）が開始され、1998（平成 10）年に終了した。

以上のことを背景に、原研においては、ITER に適用すべき構造設計基準の日本案を 1990（平成 2）年度より作成することになった。原研より委託を受け、FSD 小委員会を設けて、1990（平成 2）年度から 1997（平成 9）年度にわたって調査、検討を進めてきた。

1990（平成 2）年度の調査では、基準作成作業全体の内容を明確化するとともに、必要な研究開発項目を抽出し、翌年には作業項目全般にわたって調査・検討を加えた。そして、指針作成の第一歩を踏み出し、核融合実験炉特有の課題である電磁力による動的破壊についての基礎試験に着手した。

1992（平成 4）年度から 1993（平成 5）年度には、機器区分及び運転状態分類を行い、真空容器及びブランケットの構造設計基準について調査・検討を加えた。真空容器の非破壊検査が可能な構造を提案するとともに、ダイバータ接合部の基準及びブランケットの応力評価の検討を行った。照射に起因する低延性の問題について検討した結果、一次応力制限、ラチェット制限、疲労制限のいずれにおいても、延性の低下が降伏強度の上昇によってリカバーされる結果、十分安全側であることが明らかになった。

1994（平成 6）年度は、核融合実験炉に特有な中性子照射を受けて、伸びの低下が著しいステンレス鋼及び新材料であるアルミナ分散強化銅を対象に、材料強度基準策定を検討した。動的電磁力による構造評価手法では、前年度作成した座屈解析コードの薄肉真空容器に対する適用性を確認した。

1995（平成 7）年度には、ITER の構造設計に必

要な構造設計基準及び材料強度基準案を作成し、工学設計活動でわが国が分担する作業の一部に活用するとともに、ITER 建設の国内誘致のための詳細設計作業に資することを目的として、重照射ステンレス鋼の構造健全性評価手法、動的電磁力による構造評価手法及び電子ビーム溶接や拡散接合、レーザ溶接に対する施工基準化のための検討を行った。

1996（平成 8）年度、1997（平成 9）年度には、トリチウムバウンダリーとして最も重要性が高い真空容器を対象として、構造設計基準条文案、ITER 特有の継手に対する検討、新規概念設計基準案及び LBB 成立性について検討した。

原研では長い間、高温ガス炉の研究開発を進めてきた。その成果として、高温工学試験研究炉（HTTR）が 1991（平成 3）年に建設開始された。

1989（平成元）年度の「 Hastelloy XR の溶接継手強度に関する調査研究」（HWS 小委員会）では、HTTR の高温構造材料として使用される新開発の Hastelloy XR について、溶接施工確認試験とクリープを中心とした継手性能試験を実施した。試験及び調査から得られたすべてのデータは、HTTR の設工認（設計及び工事の方法の認可申請書）に必要なデータベース作成のための基礎資料となった。

1993（平成 5）年度より、第 2 期の原子力構造工学などに関する調査研究が開始された。原子力施設の寿命延伸問題に関連して、原子力施設の経年化の影響因子やメカニズムの解明、その診断法の開発、余寿命評価法などの研究・開発が幅広く行われている。「原子力構造機器の経年化とその関連技術に関する調査研究」（SPN- ）として、すべての原子力システムにとって重要なテーマである原子力構造機器の経年化事象と関連技術に関する調査研究を実施している。

参加各社より次世代を担う若手研究者、技術者の積極的な参加を得て、技術の研鑽、交流の場として機能することを目指しており、十分成果を上げてきている。

2.5 見学会 講習会及びシンポジウム

2.5.1 国内啓蒙活動

本委員会は、原子力機器の材料、設計、施工、検査に関する研究活動を精力的に実施するとともに、研究成果の発表と技術レベルの向上を兼ねた講習会やシンポジウム、また、原子力関連施設の見学会を事業活動の一環として実施してきた。

本委員会で行われた試験研究の成果は、初期の頃は日本溶接協会機関誌「溶接技術」を通して公表した。また、日本工業経済連盟と共催の「原子力工業夏期講座」や関係学協会と共催の講習会、シンポジウムを開催し、試験研究の成果が広く利用できるようにした。

その後、1971（昭和46）年から定期的に「原子力機器の材料・設計・施工・検査に関する講習会」を開催することとなり、1986（昭和61）年まで毎年3月に2～3日間の日程で開催してきた。この講習会では、主に試験研究の成果に関する講演の他、原子力工業分野におけるトピックスの特別講演も企画した。

1987（昭和62）年以降は、毎年2月に基礎コース1日、応用コース1日の計2日間の日程で開催している。講習会は通常100名前後の参加者があり、この分野の技術向上に資する上で有意義な企画となっている。

1987（昭和62）年からは、原子力技術にかかわる最新情報の交換と今後の動向について討論することを目的に、特定のテーマに絞ったシンポジウムを毎年2回開催している。通常100名前後の参加者があり、いずれも盛会裏に終わっている。特に、阪神・淡路大震災を契機として1995（平成7）年6月に開催した「原子力プラントの耐震設計」をテーマとしたシンポジウムでは、150名を超える参加者があり、その関心の深さが示された。

原子力分野に携わる技術者・研究者への広範な啓蒙を目的として、学術誌への投稿も適宜行っている。最近では、1996（平成8）年に「原子力施設における溶接・接合技術の新展開」と題した特集を2回に分けて「原子力工業」誌に掲載しており、先端溶接・接合技術の原子力機器への適用を紹介

した。また、本委員会が主催した講習会、シンポジウム、ワークショップなどの概要を、その都度「原子力eye」誌（1998（平成10）年1月号より「原子力工業」から改題）に掲載している。

見学会については、1969（昭和44）年度に第1回目として、東京電力福島原子力発電所及び日本原子力研究所東海・大洗両研究所の見学会が、本委員会の地方開催を兼ねて開催された。これを皮切りに、本委員会の年度開催のうち1回を地方で開くとともに、原子力関連諸施設の見学を行っている。1998（平成10）年度までに30回、計50個所の近い施設などの見学を行った（写真2.1参照）。



写真2.1 1998（平成10）年度原子力委員会の見学会

2.5.2 国際活動

海外の動向調査、ワークショップの開催など国際活動も活発に行ってきた。1975（昭和50）年に日米研究連絡小委員会を設け、米国をはじめ諸外国との技術交流の企画、調整を行う窓口として活動した。

1980（昭和55）年度以降は「国際研究連絡小委員会」と改称し、中国との技術フォーラム（1981（昭和56）年11月）、欧州・米国の調査（1983（昭和58）年1月）、SMIRt 国際会議への出席と関連研究施設の訪問（1983（昭和58）年3月）などを企画した。最近では、1996（平成8）年5月にKINS（韓国原子力安全技術研究所）にて日韓のワークショップを開催し、1998（平成10）年4月には台



写真 2.2 東大山上会館で行ったワークショップ（1998（平成10）年）

湾も加わって、東大山上会館でワークショップを開催した（写真 2.2 参照）。

なお、近年におけるこれらの企画は、1985（昭

和60）年に本委員会の下に設置した企画検討会が担当している。

2.6 今後の活動予定

本委員会が1957（昭和62）年3月に発足して以来、原子力構造工学分野における材料、設計、施工及び検査に関連した重要な問題点の解決と、技術的レベルを向上させるとともに、将来へ向けての高度な第一線技術を高揚するために、委員会活動を活発に行ってきた。特に、委託者側より技術的問題として持ち上げられた研究課題に対しては、これを実行する小委員会を設け、多くの研究者の協力によって試験研究を行い、貴重な成果を得てきている。

商用発電炉の主流である軽水炉の機器については、委員会発足時より現在に至るまで継続的に技術的課題を扱ってきた。高速増殖炉の機器については、原型炉「もんじゅ」を対象に1965（昭和40）年代初めより1985（昭和60）年頃まで技術的課題に取り組んだ。これ以降は主に実証炉が対象となり、新しい構造材料に対する評価研究を精力的に実施してきた。また、高温ガス炉さらに核融合炉の機器についても、いくつかの技術的課題を扱ってきた。「もんじゅ」は1994（平成6）年に、「高温工学試験研究炉」は1998（平成10）年11月に臨界に達したが、本委員会もこれら国家的プロジェクトとしての開発に大いに貢献したと自負するところである。

本委員会では各小委員会による研究活動の他に、

技術レベルの向上と技術者・研究者への広範な啓蒙を目的として、企画検討会の立案・調整による種々の企画、成果の公表を行ってきた。「原子力機器の材料、設計、施工、検査に関する講習会」、特定のテーマに絞ったシンポジウム、原子力関連施設の見学会などの企画は毎年定期的を実施しており、いずれも完全に定着している。諸外国との技術交流についても、国際研究連絡小委員会の企画によって活発な活動を展開している。近年では新しい参加国を加え、隔年ごとのワークショップが定着化しつつある。

原子力エネルギー開発の重要性は環境問題を含め、多くの人が痛感するところである。一方、近年発生した「もんじゅ」漏洩事故、再処理施設火災などによって原子力施設に対する安全性、信頼性の要求が一段と厳しくなっている。このような背景の中で、本研究委員会における諸活動がますます重要であることを認識するとともに、原子力構造機器の材料、設計、施工、検査などに関する新技術課題に対して、今後とも地道に一層の努力を払う所存である。

参考資料

- 「日本溶接協会 30 年史」
- 「日本溶接協会 40 年史」
- 「日本溶接協会原子力研究委員会 30 年史」