

的に評価するための基礎研究も始められている。

上の研究プロジェクトは、いずれも当センターの設置目的に併せて策定されたもので、主として専任職員及び二三の共同研究グループにより進められている。それ以外にも、水素化物超伝導、水素化物強磁性体、水素吸蔵合金の計量化、有機及び無機化合物のβ線分解などの水素同位体に係わる一般的な研究も

学内或いは学外の共同利用研究として取り組まれている。

なお、当センターの活動は学内のみならず産学官を問わず学外との連携も視野に入れており、支部会員諸氏が当センターを積極的に利用され、新現象の探索、新材料或いは新技術の開発、情報交換、その他、の各種活動に参加されることを期待します。



高速増殖原型炉「もんじゅ」の現状

柚原 俊一

(動力炉・核燃料開発事業団もんじゅ建設所)

世界の今後のエネルギー消費は、主には、開発途上国を主体とする人口増と途上国一人当たりの平均エネルギー消費量の増加につれて増大し、消費を支える主要な化石エネルギー資源、ウラン資源の将来における需給逼迫とともに、高速炉によるプルトニウム商業利用時代の来世紀半ば頃の到来が見越される。

我が国におけるプルトニウム燃料による新しい原子力発電の時代を拓く高速増殖原型炉もんじゅ（ナトリウム冷却・ループ型、電気出力：約28万kW）は、1991年4月にすべての機器据付を完了し、同年5月から試運転の段階に入っている。試運転は総合機能試験と性能試験に大別され、1992年12月には、総合機能試験が終了し、試運転後半を占める性能試験の段階に入った。1995年3月現在では、試運転の掉尾となる出力試験を臨む段階にある。以下に試運転の概況を述べる。

総合機能試験においては、全体で約300項目の試験を選定し、模擬炉心構成状態（198体の全炉心燃料集合体の代替に模擬燃料集合体を装荷）で、プラント構成システムの常温空気中試験、アルゴンガス中試験、ナトリウム中試験と進め、開始以来約20ヶ月を要して予定通り終了した。表1に総合機能試験を構成する主要試験項目を示す。ナトリウム機器・システムの試験では、それらのアルゴンガス置換、ナトリウム充填・純化運転を経て、1次

及び2次主冷却系統等のナトリウム流動・伝熱特性の確認、原子炉構造については、さらに制御棒駆動機能確認、原子炉容器ISI装置作動確認等、燃料取扱いおよび貯蔵設備については、炉容器内での燃料交換、各設備間の燃料移送等の機能確認を実施した。また、原子炉格納容器の漏洩率が規定を満たすことの確認、計測制御設備の作動性並びに制御性の確認と計器調整の実施、水・蒸気設備の復水・給水系の機能並びに配管昇温特性の確認等、タービンのターニングモータによる作動等確認、発電機の冷却系等の機能確認、放射性廃棄物処理設備の気体/液体/固体廃棄物処理機能の確認を行った。これらの総合機能試験においては、プラントおよび機器の機能確認のみならず、研究開発のためのデータ取得、運転手法確立のための条件調整や手順調整、試験評価による設計裕度確認等の検証も実施している。

表2 性能試験工程（年度）

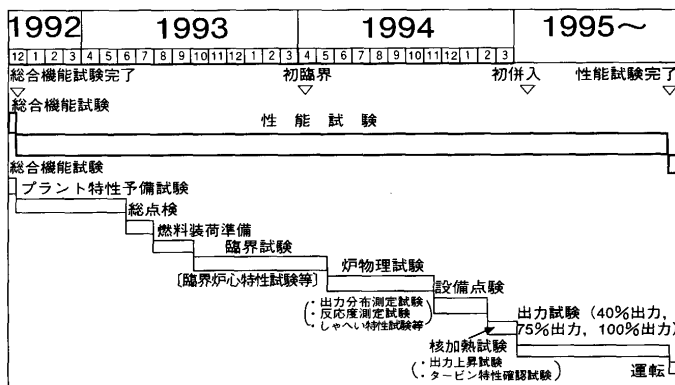


表1 総合機能試験の主要項目

大分類（設備分類）	主要試験項目
原子炉構造	制御棒駆動機構機能試験, 原子炉容器ISI装置作動試験
原子炉格納容器	原子炉格納容器漏洩率試験
1次, 2次冷却系設備	予熱試験, Na充填・ドレン試験, Na補助設備機能試験, 配管熱変位測定試験, 配管振動試験, 主循環ポンプ特性試験, 冷却系総合試験, ISI装置作動試験, 補助冷却設備機能試験
水・蒸気・タービン発電機設備	蒸気発生器廻り水・蒸気系機能試験, タービンのターニングモータによる作動確認等
燃料取扱い及び貯蔵設備	燃料交換試験, 燃料移送試験, 燃料洗浄設備機能試験
放射性廃棄物処理設備等	気体/液体/固体廃棄物処理設備機能試験, 共通保修設備機能試験
計測制御設備	原子炉保護系試験, プラント制御系設備機能試験

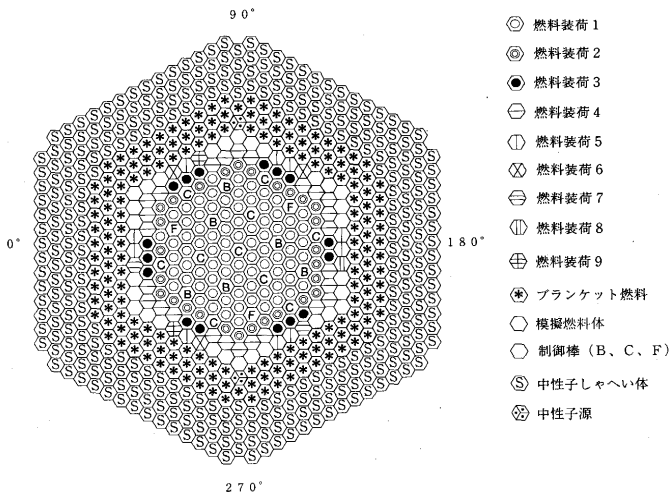


図1 臨界近接

性能試験においては、表2に示すように、炉心燃料集合体が装荷され、炉出力が零から定格までの範囲で行われるプラント構成システムの機能・性能等確認、プラント制御系、指示計器等の調整、プラント設計裕度、運転性・保守性の評価等が主体となる。これらの試験内容は、炉心特性、しゃへい特性、プラント特性の試験分野に大別される。臨界試験での臨界近接は、中性子源装荷後、図1に示すように、最小臨界に要する予測炉心燃料集合体数の約1/2を装荷後、制御棒を引き抜き、中性子計数率を測定するプロセスを9回にわたって繰り返し、1994年4月5日に初臨界に到達している。初臨界時の炉心燃料集合体装荷数は168体であった。引き続き燃料装荷を進め、198体全数装荷の初期炉心を構成した後、低熱出力範囲での炉物理試験に移行した。炉物理試験では、金属箔等の放射化による出力分布測定、各種反応度値測定等による炉心特性評価、炉内ナトリウム流量分布測定による各出力領域の流量配分確認、空間線量率分布測定等によるしゃへい特性評価を実施した。これらの測定・評価データは概ね設計値と一致している。核加熱試験では、定格

熱出力の約40%までの出力上昇を実施し、水・蒸気系統の昇温特性、タービン特性等の確認を進めることとしている。

今後は、現在実施中の核加熱試験に引き続き、1995年中頃に発電機を電力系統に併入、初めての送電を行い、出力試験の段階に入る。出力試験では、定格電気出力の約40%、約75%および100%と順次出力を上げ、定常出力、出力上昇/下降時のプラント特性、原子炉・1次冷却系周りのしゃへい特性、出力係数の炉心特性等のデータ取得・性能確認を行う[†]。

上記の試運転を通して、所要の性能、機能に関わるデータの取得並びに総合的な確認が終了し、本格運転が開始される。

総合機能試験および性能試験では、多岐にわたる数多くの試験データ並びに試運転経験を蓄積している。これらの成果を設計、規格・基準、解析コード等の妥当性検証、改良に供することと試運転経験の蓄積により、「もんじゅ」プラント全体の総合的な性能確認と安全性、信頼性の実証が進んでいる。

[†]核加熱試験と出力試験を併せて起動試験と総称している。

企業レポート

低温液体輸送タンク材料

亀井 信哉

(古河電気工業(株)研究開発本部福井研究所)

1973年の石油ショックから始まり、近年の二酸化炭素増加による地球温暖化現象等の環境問題への意識の高まりにより、エネルギー源の脱化石燃料化は国際規模で重要な技術課題となっている。この命題に対する代替2次エネルギーとしてクリーンな水素エネルギーの利用が提唱され、「水素利用国際クリーンエネルギーシステム技術開発(WE-NET)」が1993年に通産省から2020年をめざしキックオフされた。この計画は水素製造法から始まり、最終利用法の開発まで幅広いものであり、ステンレス鋼と並んでアルミニウム材料としてはその貯蔵・輸送用材料の開発が大きなテーマとなっている。

これまで国内でのこのような低温液体の貯蔵・輸送材としては、 -162°C の液体天然ガスのキャリアカーゴが挙げられる。現在液化天然ガスの輸送船は全世界で80隻弱が就航しており、アルミニウム合金製のタンクを搭載した独立タンク方式とコルゲーション付きステンレス鋼やインバー合金を使用したメンブレン方式の船が二分している。これはアルミニウム材料がステンレス鋼と同様に、低温域において優れた強度・靱性を持つ特性が認められているためであり(図1)、この特性と溶接性を兼ね備えたAl-Mg系合金が主に使用されている。

又この他に国産ロケット(H-II)の液体燃料タンクには、更に強度を付与した当社のAl-Cu系合金板が用いられている。これは米国のシステムの流れをくむものであり、旧ソ連邦ではMgの含有量を6%程度に高めたAl-Mg系合金で30年以上の打ち上げ実績を持っている。

これらの実績を受けて、アルミニウム材料は液体水素輸送用材料として、有力な候補とされている。しかし本輸送に関して

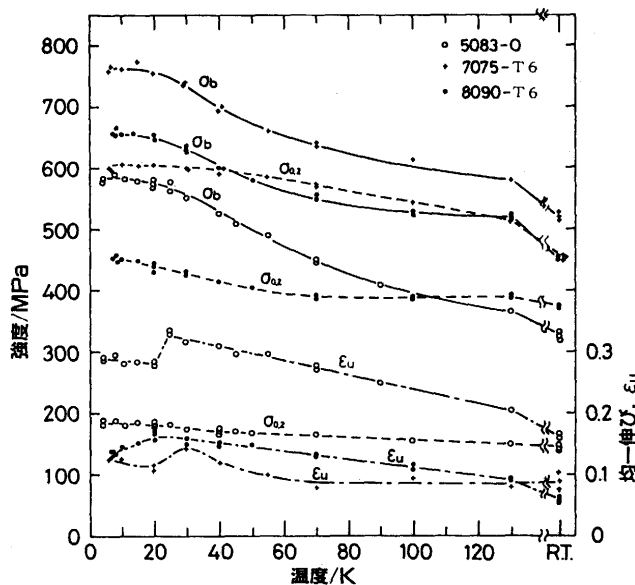


図1 アルミニウム合金の耐力、引張強さ及び均一伸びの温度依存性¹⁾

は -253°C の水素液化温度の問題に加えて、水素ガス雰囲気での材料特性の問題がある。元来鉄鋼では水素脆化の問題が取り上げられ、ステンレス鋼においても歪誘起マルテンサイトの水素脆化の関係からかなり有効なデータが蓄積されている。一方アルミニウム材料では、一般に水素の固溶量は少なく、あまり問題とされることはなかった。しかし応力腐食割れ機構にたいする水素脆性の提唱以来、この分野へかなりの注目が払われるようになったのは近年のことである。

1960年代の後半から水素貯蔵合金の発見・研究が開始され、これらのBCC合金の利用も輸送・貯蔵手段として開発が続くと考えられ、これらの研究を通して種々のガス化物反応の報告が増加している。アルミニウム材料に水素チャージさせ、機械的性能に及ぼす影響を調査した報告も発表され、水素脆性の例も