

## 過酷な圧力容器設計条件

BWR の原子炉あるいは PWR の蒸気発生器は通常のボイラのスチームドラムに相当し、その中で熱水が蒸発して水蒸気になる。原子炉または蒸気発生器の場合は、それらを耐圧 0.4MPa ほど（BWR の場合）の格納容器に納めなければならない。そのために出来るだけ小形化しなければならない。また、温度変化に伴う熱応力を減らすために、肉厚を可能な限り薄くしようとする。

化学プラントの圧力容器では許容応力の安全率を 4 とし、胴体はもとよりノズルなどの部品の肉厚を計算する。しかし、原子炉では、基本的な許容応力の安全率を 3 とし、熱応力や曲げ応力に対しては塑性域に踏み込んでもよいという設計思想になっている。また、計算方法も緻密に限界設計を行うことを求めている（注 1）。

設計を限界的に精密にするということは、その後の製作、建設、運転、保全作業において、格段の詳細な品質管理を行わなければその設計思想が貫徹されないことになる。しかし、放射能環境がそれを許さないという矛盾を抱えている。

- (1) 1963 年版 ASME Section III において、安全率 3 とし、設計者に「詳細応力解析」を義務付けた。

その目的は二つある。

- a. 原発の出力増大に伴って、原子炉圧力容器が巨大化し、材料の製造・容器の製作や輸送などにおいて、さまざまな限界や障害が生じると判断したこと。
- b. 安全率を大きくとってぜい肉を付けた圧力容器は内部流体温度の変化に追従しにくく、そのために熱疲労という観点からは不利であり、必ずしも健全性を増すことにならない。…田中、前掲書、P.60

- (2) ASME Section III の取り入れたもう一つの考え方は「極限解析 Limit Analysis」である。膜応力のように面内に一様に応力が分布するものについては許容応力を破断応力の 1/3（基準許容応力＝弾性限界内に入る）を採用するが、一様ではない応力（曲げ応力や部分的な膜応力）が加算された時には、1.5 倍か、条件によっては 3 倍までの応力を許容する。…その直感的な解説は、田中、前掲書、P.65。詳しくは、ASME Section III, Subsection NB-3100

- (3) 以上は熱疲労という、やむにやまれぬ現象緩和のためにぎりぎりの設計をして原子力圧力容器の使用条件の範囲で最適な設計をしているにすぎない。

- (4) 運転も熱疲労が生じないように、負荷変動を避けて、昼夜 100%容量運転を続け、そのために他の発電プラントを起動・停止して、負荷調整している。原発はそれほど脆弱なシステムである、と認識すべきであるのに、稼働率が高くコストが安いという議論が横行しているのは本末転倒である。
- (5) それほどの「極限設計」をすれば、保全工事の条件が厳しくなるのは当然であるが、現実には放射線被ばくの制限があるために、化学プラントの保守以下の制度しか果たせていない。つまり、建前と実態の乖離が著しい。

(6) 破壊力学に基づいた「維持規格」と「ストレステスト計画書」の安全裕度

破壊力学という解析手法を追求して、亀裂がある金属表面に応力集中が生じ、破壊に至るにはどれほどのさらなる力と時間がかかるかという推定手段が開発されています。しかし、これによって推論を現実と合致させるには、推論の過程に乱数を導入した「確率論的破壊力学」を導入せざるをえません。…上坂ほか『原子炉構造力学』オーム社、2009年、P.339、および小坂部ほか「原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL ver.2 の開発」『日本原子力学会和文論文誌』Vol.6, No.2, P.161, 2007

この手法は、実際に破壊に至ったものを跡づける解析手法として評価することはできるが、この手法で得られた結論を破壊限界の予測値として、その値を Criteria にして、「安全裕度」を決定することは誤りである。

「安全裕度」の基準となる限界は、破壊が発生する範囲の下限であって、確率論的手法ではなく、決定論的手法で求めなければならない。

結果は当然保守的なものとなり、設計時の安全率と同様またはそれ以下になるはずである。なぜなら、老朽化により照射脆化、亀裂の発生、減肉などが生じているからである。

注1. ASME Section III, Subsection NB

田中三彦『原発はなぜ危険か』岩波新書、