

討26

669.14.018.292: 621.772: 621.039.524.4
539.55: 539.4.011.2: 539.12.04

軽水炉圧力容器の構造安全性についての材料特性上の課題

高温構造安全技術研究組合

藤村 理人

1. 討 論 の 焦 点

軽水炉が西暦2000年までの原子力発電プラントの主力となることは間違いない。一方、軽水炉の炉型は沸騰水型原子炉(BWR)と加圧水型原子炉(PWR)との2種にわけられるが、この2種の軽水炉はプラントのシステムが異なっているため、従来のように一括して軽水炉の技術的課題を論ずることは、必ずしも当を得ているとは考えられない。すなわち、軽水炉圧力容器においても、BWRとPWRでは使用している材料の鋼種こそ同一であるが、形状、寸法などは相当な違いがある。このようななかで、世界の大半はPWRの性能がBWRのそれを凌ぐ傾向がみられ、ヨーロッパではPWRの優勢を肯定せざるを得ないと思われる。

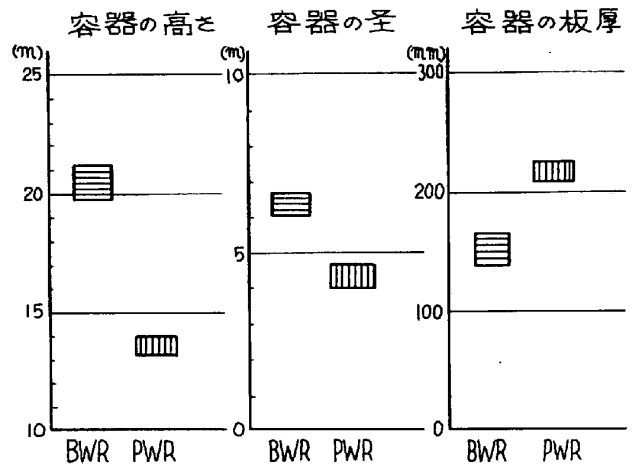


図1 1000MW級の軽水炉圧力容器の寸法

しかしながら、圧力容器材料のみを取上げるときは、PWR圧力容器鋼材の方が技術的課題が多い。すなわち、約1000MW出力級の原子力プラントを例にとれば、図1に示すように、形状においては、BWRよりPWRの方が小型であり有利であるが、鋼材の板厚はPWRの方がBWRの約1.5倍で210mmを超える超厚鋼板となっている。PWRでは超厚鋼板の性能上の課題と、小型化した圧力容器の炉心近接部において中性子照射損傷が、設計上はきびしい条件となっている。

以上のような現状の認識に立って、ここではPWRに限定して圧力容器の構造安全性の問題を討することにした。勿論、このなかにはBWRとの共通した課題もある。またさらに、わが国では軽水炉の標準化の問題が取組まれているが、そのなかで1000MW出力級のプラントが取上げられているので、原子力プラントの規模として、同出力のものに焦点を合わせて討論することが望ましいと考えられる。

このようにしてPWR1000MWの圧力容器の技術的課題を図2に示すように考えることができよう。

その第1は炉心近接部材の照射ぜい化と不安定破壊評価の課題であり、第2は大型ノズル・コーナーの低サイクル疲れの問題、そして第3は熱荷重問題である。これらについて以下論ずることとする。

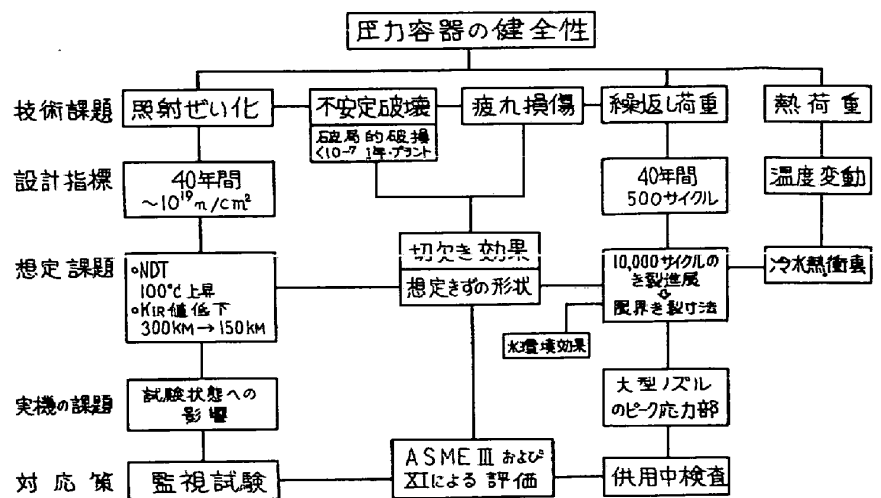


図2 軽水炉圧力容器の技術的課題

2. 靱性の課題

軽水炉圧力容器において鋼材に要求される特性のうち、もっとも重視されている特性は鋼材の靱性である。その理由は、圧力容器の破局的破壊はどのようなことがあってもさけなければならないとする設計思想によるものである。疲れなどの延性破損モードは時間的な対応策がき裂の進展過程でとり得るし、破損モードもマイルドで事故の連鎖性がない。ところが不安定破壊モードは急速であるため、き裂進展過程の対応策は取り得ないし、破壊後の事故の連鎖性が過大である。

このような理由のもとに、圧力容器鋼材の靱性要求は、10年以前に比較すればいちじるしく厳しい条件となっている。しかしながら、一方プラントの大型化による肉厚の増加をさけるためには強度の高い材料を使用する必要があり、材料の強度と靱性のバランスが構造設計上の大きな課題である。図3は現在圧力容器の設計思想における強度と靱性の関係を図示したものである。このような靱性要求は、鋼材の中性子照射損傷による靱性値の低下を見込んで評価することが考慮されている。

大型鋼材の靱性の評価は破壊力学的手法の導入により問題点が鋼材に許容されるきずの寸法に集約されるようになった。図4はきわめて保守的な評価によるA533鋼の破壊靱性値を荷重温度によって示したものであるが、いわゆるNDT+34°Cにおいても大型材料の破壊靱性値は必ずしも大きくないがきずの許容できる大きさは初期過圧試験温度において、深さ0.3t、長さ1.2t程度の大きさが許容できるが、運転寿命末期における圧力試験時には0.02t、長さ0.08tのきずの大きさしか許容できなくなり、非破壊検査、PSI、ISI時に大きな課題となる。

このような評価はもっとも保守的な評価であって、現用の圧力容器鋼材A533B鋼においてはなかなか満足させることができないきびしい靱性評価ともいえる。このため現在は原子炉圧力容器の使用条件を適切に評価することによって、靱性評価を合理化する方向にある。

すなわち、その一つは炉心近接部の内表面が $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の速中性子照射をうけると、鋼材の板厚方向の減衰効果により、1/4部では $2.5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ とほぼ1/2減衰する。鋼材表面の靱性値は一般に高く、1/4tでは平均靱性値を示すのでその効果を適正に評価しようとしている。また運転前期、中期、後期にわけて、圧力容器鋼材の健全性を評価することが必要である。

また溶接部については、Cu、P、S、Vなどの不純物効果の課題があり、溶接部については母材と

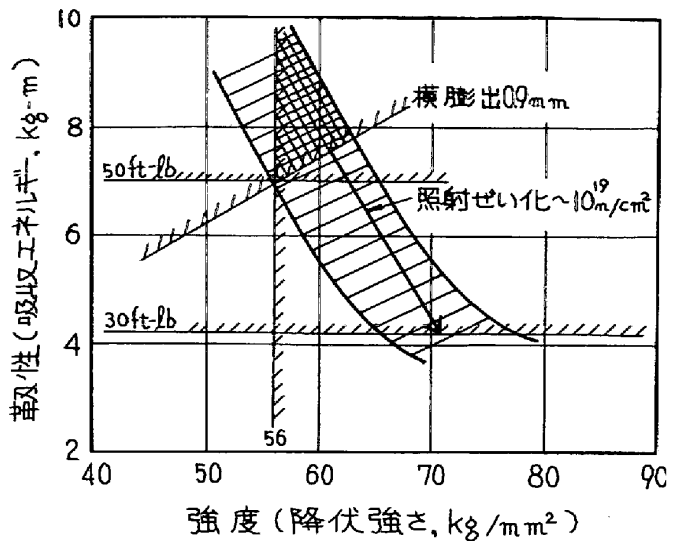


図3 A533B鋼の強度と靱性の関係

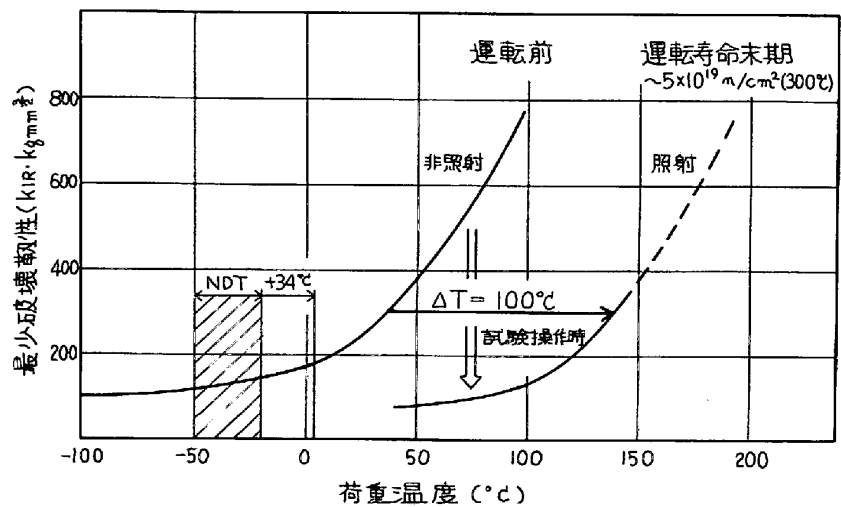


図4 中性子照射による破壊靱性値の低下

分けて評価することが望ましい。

3. 低サイクル疲れの課題

圧力容器構造は剛構造設計を基礎としているため、容器シェル、すなわち炉心近接部において低サイクル疲れ—塑性域疲れの問題は発生しない。低サイクル疲れの技術的問題点は上部ヘッドの締つけボルトと圧力容器の応力不連続部とくにピーク応力値の高いノズル内側コーナーに限定されている。大口徑ノズルの内側ではシェル円周応力の約2.5倍、約40~50 Kg/mm²の弾性ピーク応力を示す。この値は材料の降伏応力を15~40%こえる値である。この応力で生ずるひずみ値は高々3,000 × 10⁻⁴程度であるから、シェーク・ダウンを考慮すれば弾性疲れに属する問題である。しかしながら現実の圧力容器の健全性評価においては、表面切欠きの存在を肯定した評価を行うことにしている。その切欠きの弾性応力集中係はK_t=10を考慮することがよい。このような切欠きの存在を仮定した場合の疲れき裂の発生及び伝播が技術的課題となっている。

ここにおいて、試験片試験データの意義をみなおすことが必要である。とくに最近では破壊力学による応力拡大係数が疲れ挙動にも導入されてきたので、疲れき裂の伝播挙動において、試験片データが実機の疲れ破損挙動にどのように対応できるかを検討する必要がある。

図5は、圧力容器モデル試験と試験片データとの対応を求めたものであるが、本来試験片データは疲れき裂の発生と初期の疲れき裂の伝播について重要な意味を有するが、き裂進展の中期後期においては実機と対応するものではない。

このことは超厚板構造についていえることであるが、表面切欠きの効果は実機は試験片に比べて小さいことを意味している。とくに疲れき裂が進展した後においては一層明らかである。

とくに実機の疲れき裂の進展については曲げ応力による効果を重視しなければならない。本来、2次応力は曲げ荷重によって発生するのであるから、疲れき裂の進展にともなう曲げ荷重効果を検討する必要がある(図6)。

軽水炉圧力容器は高温(300°C)高圧(150 Kg/cm²)で運転使用されるから、環境疲れについての問題がある。しかしながら従来の研究データはすべて、試験片データであり、さらに加速試験であっ

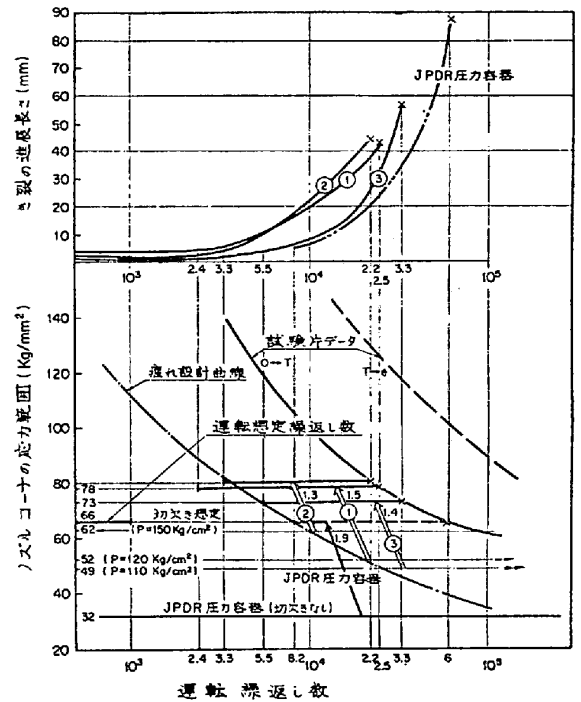


図5 圧力容器モデルの内圧繰返し試験結果

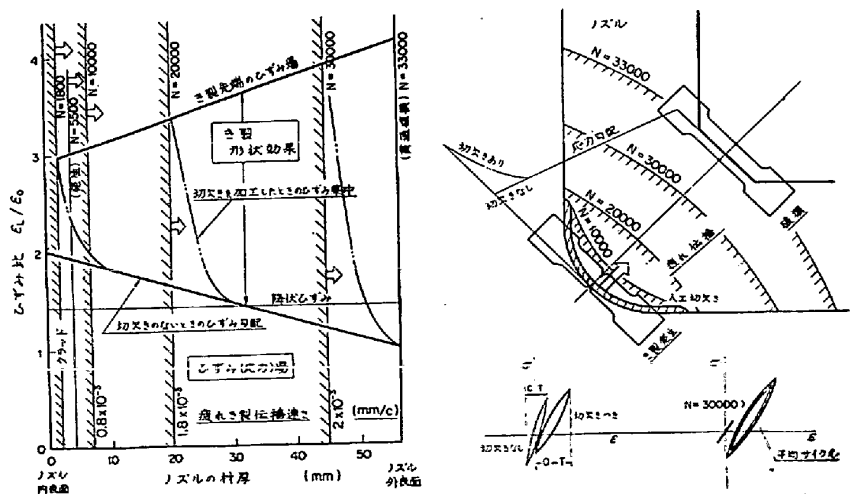


図6 圧力容器モデルの疲れき裂の伝播

て、必ずしも実機対応とはいえないうらみがある。今後この面での構造モデルによる試験が期待される。

4. 圧力容器製造上の課題

1000 MW。級軽水炉圧力容器の板厚が200 mm をこえる超厚板であることは前述のとおりである。これらの材料はすべて焼入れ-焼もどし熱処理によって調質される。材料製造会社によって規格に示す材料が製造された後、これらの大型材は曲げ成型、溶接施工、大型圧力容器が容器製造会社によって進められる。溶接施工後において溶接後熱処理が施されるし、冷間成型工程では、容器製造会社によって焼入れ-焼もどし処理が施工される。このような複雑な工程のなかで、大型材の品質を初期の状態に保持するためには優れた技術を有する。図7は超厚鋼の板厚と焼入れ速度の関係を示したもので220 mmの板厚では、20~30°C/minの冷却速度を確保することがよりやうやくできることを示し、複雑な形状の部材の半加工品では10~20°C/minになると考えられる。このような冷却速度において、溶接後熱処理後においても、靱性を保持することはなかなか難しい(図8)。ここに現用圧力容器鋼材A533B鋼C1の限界をみることができる。今後、大型鋼材の性能向上のためには、同鋼種の強度を高める方向、新鋼種、たとえばA542、A543鋼の使用など積極的な開発が必要であろう。

5. 結 言

軽水炉圧力容器の構造健全性を向上するためには、材料の性能を向上することはいうまでもないが、設計技術、溶接技術(成型加工)を含めて広範囲な検討を行わなければならない。アメリカ、西ドイツの着実な研究開発姿勢に対して日本の体勢は必ずしも十分とはいえない。破壊靱性に関する研究も断片的に優れた基礎的研究成果が多々得られているが、総括して軽水炉圧力容器問題を対処するには至っていない。今後この面において総合的な研究開発プロジェクトが組まれることを切望するものである。

参考資料(主要なもののみとした)

- (1) L. E. Steele ほか: "Neutron Irradiation Embrittlement of Reactor Pressure Vessel Steels", Technical Reports Series No. 163, IAEA (1975).
- (2) 藤村理人: "原子力材料の信頼性", 機械学会誌, Vol. 80, No. 698 (1977).
- (3) 浦田和義: "原子炉圧力容器の照射脆化と亀裂寸法との関係", 原子力学会誌, Vol. 18, 8 (1976).
- (4) 薄田 寛: "超厚鋼の破壊靱性の評価について", 圧力技術, Vol. 14, No. 4 (1976).
- (5) 小野寺真作: "最近の軽水炉圧力容器用超厚鋼材", 圧力技術, Vol. 14, No. 6 (1976).
- (6) 中尾仁二ほか: "極厚低合金鋼板の圧延と熱処理", 鉄と鋼, 62年, No. 13 (1976).
- (7) 大西敬三ほか: "大型鍛鋼, 鋼板の熱処理と機械的性質", 62年, No. 13 (1976).
- (8) 藤村理人ほか: "繰返し荷重を受ける構造モデル試験と試験片試験の関連", 圧力技術, Vol. 12 (1974).

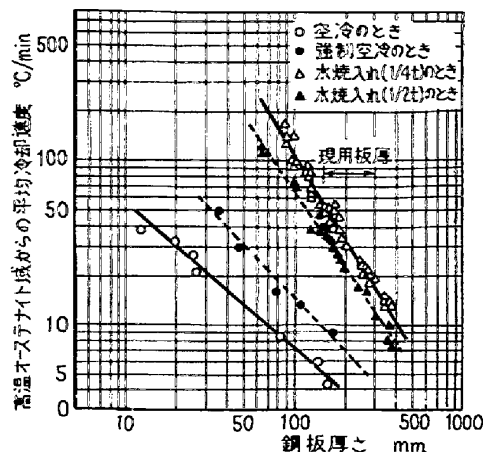


図7 A533鋼の焼入れ熱処理における冷却速度

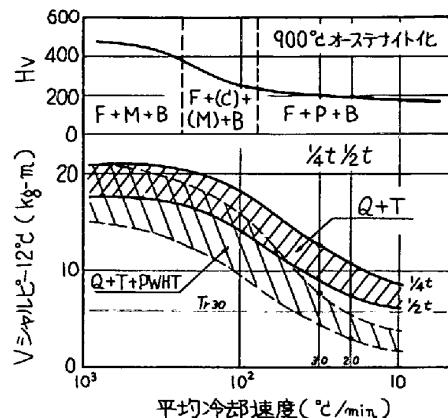


図8 A533鋼の焼入れ冷却速度による機械的性質の変化