材料面から見たASMEコード

薄 田 寛*

1. はじめに

およそ機器の設計・製作・検査に当っては、それらに関し守るべきルールが必要である。The American Society of Mechanical Engineers(ASME) 発行のボイラおよび圧力容器コード(以下 ASME コードと略称)は、この分野における世界で最も整備されかつ体系化されたコードとして定評があり、関連産業界に大きく寄与してきている。

ASME コードのすぐれた特色は、常に運用上の疑問点を明確にしてルールの改訂を行い“活きたコード”を目指している点、ならびに常に最新の学理や技術を採用し“進んだコード”とすべく努力している点にあるといえよう。

以下、ASME コードの全容と共に、材料面から見たコードの特色について、とくに新しく開発された技術を採用した原子力発電関係のセクションに重点をおいて概説する。

2. ASME コードの全容

(1) ASME コードの歴史

アメリカでは 1898～1903 年に 1600 件のボイラの爆発事故が相次いで発生し、約 1200 人の人命が失われたという。その後、1911 年 ASME の中に蒸気ボイラおよび圧力容器の製造に対する標準制定のための委員会(ボイラコード委員会)が発足し、1914 年この委員会によって最初に制定されたのが ASME コード セクション I 発電用ボイラである。その後、65 年を経て新しいセクションが次々と制定され今日に至っている。

(2) ASME コードの現状

ASME コードは現在表 1 に示すようにボイラおよび

圧力容器ならびにそれらの材料・検査に関する 11 のセクションから構成されている。前記のボイラコード委員会は現在ボイラおよび圧力容器委員会と呼称され、Main Committee, Executive Committee, Conference Committee のほか、13 の小委員会より成っている。この小委員会の中には 41 の Subgroup および 46 の Working Group が常設されており、約 6000 人をこえるメンバーがそれぞれ精力的な活動を展開している。

ちなみに材料関係の小委員会を採上げてみると、「材料標準」小委員会では鋼板、鋼管、鋳鍛鋼、ボルト、非鉄の 4 つの Subgroup が、また「金属の性質」小委員会

表 1 現在の ASME コード。

セクション	
I	発電用ボイラ
II	材料規格 A-鉄鋼材料, B-非鉄材料, C-溶接材料
III	ディビジョン 1 および 2 原子力発電プラント機器: 一般要求事項 ディビジョン 1 サブセクション NB-1 種機器, NC-2 種機器, ND-3 種機器, NE-鋼製格納容器, NF-支持構造物, NG-炉心支持構造物, 付録 ディビジョン 2 コンクリート製原子炉容器および格納容器
IV	加熱ボイラ
V	非破壊試験
VI	加熱ボイラの管理と運転
VII	発電用ボイラの管理と運転
VIII	圧力容器 ディビジョン 1 ディビジョン 2-代替規則
IX	溶接およびろう付施工法の確認
X	ガラス繊維強化プラスチック製圧力容器
XI	原子力発電機器の供用期間中検査—ディビジョン 1

* 三菱重工業株式会社高砂研究所材料研究室長
ASME Code from the Viewpoint of Material; Hiroshi Susukida(Takasago Technical Institute, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd., Takasago)
1979 年 10 月 24 日受理

では原子力材, 非原子力材, 靱性基準の 3 つの Working Group ならびに鋼・高温用合金, 非鉄合金, 溶接部強度, 疲れ強さ, 靱性の 5 つの Subgroup がそれぞれ活動しているという状況である。

ボイラおよび圧力容器委員会の機能は, ボイラおよび圧力容器の設計・製作・検査に関し守るべき安全ルールを設けると共に記述内容に疑義を生じた場合にルールに適切な解釈を与えることにある。ルールの目的は, 人命と財産を保護し, 機器の使用中的劣化に対するマージンを設けて機器の安全性を確保することにある。

記述内容に対する質問またはそれにもとづくコードの改訂案は委員会へ提出され, 一定の公開期間を経て ASME Council によって承認されれば, 半年ごとにコードの Addenda として制定される手筈となっている。

また, 提案事項によりその趣旨を明らかにしたり緊急を要する場合は, ルールでカバーされない材料や構造にルールを与えるためコードケースが設けられ, 随時発行されるシステムとなっている。

3. 設 計 基 準

(1) 各設計基準の比較

表 2 は ASME コードの許容引張応力の設定基準に対する考え方をセクションⅧ(ディビジョン 1)とセクションⅢ(ディビジョン 1)について比較したものである。なお, (1)セクションⅧ(ディビジョン 1)とセクションⅠ, ならびに(2)セクションⅢ(ディビジョン 1)とセクションⅧ(ディビジョン 2)とはそれぞれ許容応力の決め方等の設計思想が同一である。しかし前者と後者の設計思想には大きな相異があり, 安全率で比べると前者が 4 に対し後者は 3 に切り下げられている。

表 2 ASME コード許容引張応力の設定基準。

セクションⅧ(ディビジョン 1)	セクションⅢ(ディビジョン 1)
(1) クリープ領域以下の温度 ① 常温での規定最小引張強さの $\frac{1}{4}$ ② 該当温度での引張強さの $\frac{1}{4}$ ③ 常温での規定最小降伏強さの $\frac{3}{8}$ ④ 該当温度での降伏強さの $\frac{3}{8}$ 以上の中の最低値 (2) 非鉄金属とオーステナイト材料には二通りの許容応力を規定 ① 変形を制限するとき, 非鉄金属では降伏強さの $\frac{3}{8}$, オーステナイト鋼では 62.5% ② 変形を制限しないとき, 降伏強さの 90% (3) クリープ領域 ① $0.01\%/10^3 \text{ h}$ ($2.78 \times 10^{-11} \text{ s}^{-1}$) におけるクリープ強さの平均値の 100% ② 10^5 h ($2.78 \times 10^{-13} \text{ s}^{-1}$) におけるクリープ破断強さの平均値の 67% ③ 10^5 h ($2.78 \times 10^{-13} \text{ s}^{-1}$) におけるクリープ破断強さの最小値の 80% 以上の中の最低値	(1) フェライト鋼: 644 K 以下 オーステナイト鋼: 700 K 以下 ① 常温での規定最小引張強さの $\frac{1}{3}$ ② 該当温度での引張強さの $\frac{1}{3}$ ③ 常温での規定最小降伏強さの $\frac{2}{3}$ ④ 該当温度での降伏強さの $\frac{2}{3}$ 以上の中の最低値 (2) オーステナイト鋼, 高合金では(1)①②③のほか, 該当温度での降伏強さの 90% 以上の中の最低値 (備考) クリープ領域については, コードケース N-47-15(1592-15)による。

(2) セクションⅢの特徴

セクションⅢは 1963 年詳細な応力解析と高度の品質管理基準とを条件として従来よりも高い許容応力を認めた原子力容器の設計コードとして制定された。このセクションⅢの新しい設計思想は「解析による設計」であり, 起こり得るあらゆる破壊様式を想定し, 個々の破壊様式に対応する設計基準を用意し, 解析によって構造物の健全性を詳細に評価することができるようにするのがその基本的考え方である。

さらにセクションⅢの構造設計の考え方を従来のセクションⅧのそれと比べると, 後者が最大主応力説を採っているのに対し, 前者は最大せん断応力説によって変形や破壊を考えている点が異なる他, セクションⅢは, 使用状態に応じて許容応力強さを変えて設計する。各部で詳細な応力計算をする。疲れ解析をする。クリープ領域の設計はコードケース N-47(旧 1592)による等の特徴を有している。

以上のうち, 材料面では疲れ, クリープおよび脆性破壊が特に問題であり, これらについて以下に述べる。なお脆性破壊(破壊靱性)については 4 章で記すこととする。

(3) 疲れの問題

セクションⅢはコンポネントの構造不連続部に局部的に降伏が生じることを許容しているが, そこに生じる塑性ひずみを限定し低サイクル疲れ破壊の防止対策を講じている。すなわち, ひずみサイクル疲れデータとピーク応力との比較にもとづいて, 繰返し運転に対する解析の条件と方法を設定している。

図 1 は炭素鋼・低合金鋼・高張力鋼の設計疲れ曲線である。この外, オーステナイトステンレス鋼・Ni-Cr-

図1 炭素鋼，低合金鋼，高張力鋼の設計疲れ線図
(金属温度 644 K 以下の場合)
(ASME セクションⅢ)

(注) $E=207 \times 10^3$ MPa

---- 引張強さ ≤ 552 MPa

— 引張強さ 793~896 MPa

- · - 引張強さ 552~793 MPa に対しては内挿

Fe 合金等に対する曲線が定められている。なお，セクションⅧディビジョン2にも同様の曲線が設定されている。これらの設計疲れ曲線は，ある材料の疲れ強さの最適曲線に対し，(1)ひずみ範囲をその $\frac{1}{2}$ とした曲線，(2)繰返し数をその $\frac{1}{20}$ とした曲線を作成し，2つのうちいずれか保守的な方を結んだものである。

(4) クリープの問題

セクションⅢはコンポネントのクリープについては材料別の使用温度の上限を定めている。すなわち，フェライト鋼は 644 K，オーステナイトステンレス鋼および高合金は 700 K である。軽水炉の設計温度は最高 616 K 程度であるのでこの点は問題ないが，FBR 等の新型炉の設計基準ではセクションⅢの上限を越える場合の取扱いが問題となり，1965 年以来コードケース 1331 が，次いで 1974 年以来コードケース 1592 (現 N-47) がそれぞれ発行されてきた。

このコードケースはセクションⅠおよびⅧ(ディビジョン1)による高温設計の経験と実績を活かすと共に，セクションⅢにおける「解析による設計」の思想をクリープ領域まで拡張しようとするものであり，高温解析のフローダイヤグラム，クリープ破断線図，等時応力-ひずみ線図，設計疲れ線図，クリープと疲れが重畳した場合の許容損傷係数等が定められている。

4. 破壊靱性

ASME コードセクションⅢは 1972 年の Summer Addenda で従来の破壊靱性の体系を全面的に改訂した。これは従来の遷移温度アプローチと新しい学理にもとづいた線型弾性破壊力学とを組合わせて体系づけた点で，フェライト系鋼材に対する破壊靱性基準として画期的なものといえる。

近年，原子力プラントではユニット容量の大形化が急速に進み，特にその必臓部を形成する原子炉压力容器の大形化とその構成部材の厚肉化はまことに目覚ましいものがある。このような超厚鋼の破壊靱性は従来 Pellini らによる破壊解析線図 FAD にもとづく遷移温度アプローチにより評価されていたが，この考え方は板厚効果の点で壁にぶつかっていた。そこでアメリカでは 1967 年より開始された超厚鋼技術 HSST プロジェクト等で大規模な研究が展開され，それらの成果にもとづいて 1972 年压力容器研究委員会 PVRC によって作成された「フェライト系鋼材に対する靱性要求値⁽¹⁾」が ASME に勧告され，それをもとにして上記の破壊靱性基準が制定された。

(1) セクションⅢ本文の規定

表 3 はセクションⅢにおける新旧の破壊靱性規定をクラス 1 の压力容器の場合を例にとり比較したものである⁽²⁾。従来，材料の使用温度条件に対し降伏強さレベルにもとづいて規定した V ノッチシャルピー吸収エネルギーまたは落重試験による無延性遷移温度 NDTT を合否判定基準としていたのに対し，新規定では材料の参照無延性遷移温度 RT_{NDT} をは握した上で水圧試験等の使用条件を制限する方式を採用している。

さらにセクションⅢ本文では「解析による設計」要求事項の中に非延性破壊†防止を図るべきことが規定され，

表 3 原子炉压力容器鋼材の破壊靱性規定⁽²⁾
(ASME セクションⅢの比較)

項 目	従 来 の 規 定	1972 年 6 月末以降の新規定
試験の種類	DWT または CVN	DWT および CVN
試験片採取方向	L 方向または T 方向	T 方向〔鋼板・鍛鋼の場合〕
判定基準	① DWT の場合 $NDTT \leq$ 最低使用温度 -33 K ② CVN の場合 最低使用温度 -33 K で， (a) ≥ 41 J (4.2 kgf-m) (3 個の平均値) (b) ≥ 34 J (3.5 kgf-m) (2 個の最低値) (a), (b) は SA533B C1.1 鋼の場合	① DWT で T_{NDT} ($\geq NDTT$) を決定 ② $\leq (T_{NDT} + 33$ K) で，CVN 値が (a) ≥ 68 J (6.9 kg-m) (吸収エネルギー) (b) ≥ 0.89 mm (横膨出量) を満たす* ことにより RT_{NDT} を決定 ③ 水圧試験温度 $\geq RT_{NDT} + 33$ K で 使用可能 [压力容器の場合]

備考 (1) DWT : 落重試験
 CVN : V ノッチシャルピー試験
 L : 圧延方向または鍛造方向
 T : 上記に直交な方向

(2) *印: CVN 値が満たされない場合は，それが満たされる温度 -33 K が RT_{NDT} となる。

† 脆性破壊またはこれに準ずるもの。

その1つの方法として破壊力学解析法 Appendix G が定められている。

PVRC の勧告⁽¹⁾によれば、試験項目および規定値は次のことを考慮して定められている。

(a) 落重試験およびシャルピー試験の両者を実施することによって試験誤差を少なくできる。

(b) シャルピー値として横膨出量を採用することによって熱処理、照射等による降伏強さの変化をカバーすることができる。

(c) $RT_{NDT}+33\text{ K}$ の 0.89 mm (35 mils) および 68 J (50 ft-lb) という要求値によって上部棚温度における靱性を確保できる。

(d) $T_{NDT}+33\text{ K}$ のシャルピー試験によって遷移温度は低いが上部棚吸収エネルギーの小さい材料を取り除くことができる。

(2) セクションⅢ Appendix G の概要⁽¹⁾⁽³⁾

Appendix G は前記のように原子力機器のフェライト系耐圧部材に対する許容荷重を求めるための解析法を線形弾性破壊力学にもとづいて記したものである。すなわち、Appendix G においては非延性破壊を防止するため、以下に示すように、対象とする部材について、まず使用温度における破壊靱性を求め、次いで部材の厚さに対応する最大仮想欠陥を定め、これから限界の使用条件(許容荷重、応力、温度等)を定める方法を採用している。換言すれば、対象とする欠陥に作用する応力から求めた応力拡大係数(K_I 等)が破壊靱性(K_{IC} 等)より小さくなるような条件を選ぶことが要求される。

(i) K_{IR} 値

図2は参照破壊靱性と $T-RT_{NDT}$ (T : 試験温度)との関係曲線であり、これにより $T-RT_{NDT}$ から K_{IR} が求

図2 参照破壊靱性 K_{IR} と $T-RT_{NDT}$ との関係曲線 (ASME セクションⅢ)

められる。この曲線は SA533B C1.1 (Mn-Mo-Ni 鋼)、SA508 C1.2 (Ni-Cr-Mo 鋼) および SA508 C1.3 (Mn-Mo-Ni 鋼) の3種の鋼材の K_{IC} (静的破壊靱性)、 K_{Id} (動的破壊靱性) および K_{Ia} (伝ば停止破壊靱性) の下限値を結んだ安全側の曲線であり、規格最小降伏強さ 345 MPa 以下の他の鋼種にも適用できるとしている。

(ii) 仮想欠陥

仮想欠陥は最大応力方向に直角な鋭い表面欠陥であり、厚さ $102\sim 305\text{ mm}$ に対しては深さ $t/4$ 、長さ $1.5t$ (t : 厚さ) の半だ円欠陥が用いられる。厚さ 305 mm 以上の場合は 76.2 mm の、厚さ 102 mm 以下の場合は 25.4 mm の深さの欠陥がそれぞれ用いられる。

以上の仮想欠陥寸法は、セクションⅢの放射線検査の標準値と比べると面積で150倍、セクションⅢの体積試験(一般には超音波探傷試験)のそれと比べると面積で10倍の大きさである。

(iii) 許容荷重の決定

表4は各種状態における各対象部材の非延性破壊防止

表4 ASME セクションⅢにおける非延性破壊防止条件⁽³⁾。

状 態	対 象	非延性破壊防止条件	備 考
定常および異常運転状態	一般胴および鏡	$2K_{Im} + K_{It} < K_{IR}$ (1次)	参照破壊靱性 $K_{IR} = 29.42 + 1.344 e^{0.0261(T - RT_{NDT} + 88.9)}$ $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ K_{Im} : 引張膜応力による応力拡大係数 K_{Ib} : 曲げ応力による応力拡大係数 K_{It} : 熱応力による応力拡大係数 仮想欠陥 (t =厚さ): 深さ 長さ $t < 101.6\text{ mm}$: 25.4 mm 152.4 mm $101.6 \leq t < 304.8\text{ mm}$: $\frac{1}{4}t$ $1\frac{1}{2}t$ $t \geq 304.8\text{ mm}$: 76.2 mm 457.2 mm
	フランジあるいはノズル近傍	$2K_{Im} + 2K_{Ib} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR}$ (1次)(1次)(2次)(2次)	
	配管、ポンプおよび弁	NB-2332 の試験および受入れ基準	
	ボルト類	NB-2332 の試験および受入れ基準	
緊急および事故状態	—	個々の条件に基づいて各場合ごとに評価	
試験状態 (水圧試験)	システム	$1.5K_{Im} + 1.5K_{Ib} + K_{Im} + K_{Ib} < K_{IR}$ (1次)(1次)(2次)(2次)	
	単体機器	試験温度 $\geq RT_{NDT} + 33\text{ K}$	

条件を一括表示したもので、引張膜応力、曲げ応力、熱応力による応力拡大係数を求める数式および図がそれぞれ与えられている。

(iv) セクション VIII 本文の規定

表 5 はセクション VIII ディビジョン 1 における炭素鋼および低合金鋼に対する V ノッチシャルピー衝撃試験規定値である。試験温度は容器の最低使用温度以下と規定されている。なお、セクション VIII ディビジョン 2 のシャルピー衝撃試験規定は、使用温度・容器最大厚さ等の除外規定は異なるけれども、セクション VIII ディビジョン 1 のそれと同一である。

表 5 炭素鋼と低合金鋼のシャルピー試験規定
(ASME セクション VIII)

規定最小引張強さ (MPa)		最小 V ノッチ シャルピーエネルギー (J)	
		完 全 脱酸鋼	左記以外
448 以下	3 個の平均値	18	14
	1 個の最小値	14	10
448 を超え 517 以下	3 個の平均値	20	18
	1 個の最小値	16	14
517 を超え 655 未満	3 個の平均値	27	...
	1 個の最小値	20	...
655 以上	3 個の平均値	横膨出量 0.38 mm	

表 5 から、引張強さレベルにより靱性値を変え強度レベルが高くなるほど靱性値を高くしていること、靱性値としては引張強さレベルにより吸収エネルギーまたは横膨出量を規定していること等がわかる。

以上のようにセクション VIII の靱性規定はセクション III のそれとは体系的に全く異なることが明らかである。

5. 照射脆化特性

4. (1) で述べたように設計段階におけるコードであるセクション III 本文は原子炉压力容器炉心領域の材料靱性については照射効果を考慮し全寿命にわたって適切な靱性が保証できるよう規定している。

一方、運転開始後のコードであるセクション XI は 1973 年 Appendix A の中に図 3 に示すような ΔRT_{NDT} -照射量-Cu 含有量線図を与えている。これは近年における原子炉压力容器用鋼材の中性子照射脆化に及ぼす影響因子に関する工学的研究成果の 1 つとして特に Cu の影響が顕著であることが明らかになったことにもつぎ、照射脆化量の尺度である遷移温度の移行量 ΔRT_{NDT} に及ぼす Cu 含有量および照射量の関係を示す予測線図として設定されたものである。

この種の照射脆化量予測線図に関しては基礎データが限定されている上、その解釈をめぐって異論があり、その後アメリカの原子炉規制委員会 (NRC) は Regul-

図 3 561 K で照射された原子炉用鋼材の RT_{NDT} の移行量に及ぼす高速中性子 ($E > 1$ MeV) 照射量と銅含有量の影響 (ASME セクション XI)

atory Guide 1.99⁽⁴⁾として 1975 年、1977 年の 2 回にわたり上記セクション XI の線図より全般に厳しくした別個の予測線図(これには P 含有量も考慮されている)を制定している。また、上部棚エネルギー減少量-照射量-Cu 含有量線図も同時に与えている。しかしこれらの線図に対しても、(1)母材と溶接金属が同一レベルで設定されている。(2)照射温度の低いデータが含まれている。(3)低照射量に対し厳し過ぎる。(4)P の影響は十分明らかでない。(5)統計的に解析されていない等の批判が多い⁽⁵⁾。

現在アメリカでは Metal Properties Council (MPC) 小委員会がサーベイランス試験データ・研究データから成るデータバンクを作り新しい線図の設定を検討中であり、いずれセクション XI の線図も改訂される予定である。

6. 疲れき裂伝ば特性

セクション III は 3. (1) で述べたように低サイクル疲れ線図を設定し低サイクル疲れ防止のための解析を要求しているが、一方、セクション XI は 1973 年原子炉压力容器用鋼材 (SA533B Cl.1, SA508 Cl.2 および Cl.3 鋼) の疲れき裂成長に関する評価線図を図 4 のように設定し、破壊力学的解析によって供用期間中の安全性評価を行うよう規定している。これは非破壊検査で検出されない微細き裂が使用条件下で時間と共に伝ばする場合等を考慮したものである。

この疲れき裂成長速度線図については、その後のデータ整備により高温水の環境効果、応力比、繰返し速度、保持時間等の諸因子の影響が逐次明らかとなり、代替曲線も提案されている⁽⁶⁾。しかし今後さらに応力比の高い

図4 原子炉鋼材に対する疲れき裂成長データの上限值(ASME セクションⅩ)

データ, 低い ΔK のデータ, 他の炭素鋼・低合金鋼および溶接部のデータ, 照射効果データ等を収集し, より適切な設計曲線に改訂する必要があると考えられる。

7. 供用期間中検査

原子力発電プラントは, 高度の安全性が要求されるため, 圧力容器・配管・ポンプ・弁等のコンポーネントについて, 工場製作時だけでなくプラントの運転開始後全供用期間を通じ定期的にプラントを停止して各種の非破壊検査を実施することが義務づけられている。これは万一

なんらかの欠陥が発生した場合にできるだけ速かにこれを検出し適当な対策を講じる必要があるためである。

この供用期間中検査 (Inservice Inspection, 略して ISI と呼称) に関するコードがセクションⅩであり, 1970 年に初めて発行され, その後も年々改訂されている。とくに 1973 年発行の Summer Addenda における Appendix A “欠陥インディケーションの評価” は線形弾性破壊力学にもとづいて欠陥の許容性を評価する要領を示したものであり, 各方面から高く評価されているのでこれを中心として以下に記す。

(1) 非破壊検査の種類

近年における非破壊検査技術の進歩は目覚ましいものがあり, ASME でも各セクションの中に各部材に対する非破壊試験を規定しているが, 1971 年に至り非破壊試験法を横通ししたセクションⅤ “非破壊試験” を発行した。セクションⅤでは放射線, 超音波, 磁粉, 液体浸透, うず電流, 肉眼, 漏えいの 7 探傷試験法が採用されている。これらの試験法については検査の目的, 欠陥の種類, 被検査体の材質, 寸法形状, 作業条件等を勘案し, 最も適合した方法を選定または併用することが必要である。

(2) 製作時の検査

製作時の検査は材料検査と施工中検査とに大別されるが, セクションⅢでは被検査対象箇所, 適用すべき非破壊試験, 合否判定基準等が規定されている。セクションⅢの非破壊検査はボイラドラム等に対するセクションⅠのそれと比べると, 表 6⁽⁷⁾ に示すようにきわめて厳しい内容となっている。

表 6 ASME セクションⅢとⅠにおける検査技術の比較⁽⁷⁾。

部 材	基 準	ASME セクション Ⅲ		ASME セクション Ⅰ	
	検 査	適 用 す る 検 査 法	検 査 内 容	適 用 す る 検 査 法	検 査 内 容
材 料 検 査 板 材 鍛造材とボルト材		UT ¹⁾ UT, MT ²⁾ または PT ³⁾	100% 体積検査 100% 体積検査 100% 表面検査	任 意 任 意	一般に軽度 一般に軽度
施 工 中 検 査 溶接継手開先 シュールとヘッドの溶接継手 ノズル溶接部 貫通溶接部		MT または PT RT ⁴⁾ , MT または PT RT, MT または PT MT または PT	100% 表面検査 100% 体積検査 100% 表面検査 100% 体積検査 100% 表面検査 100% 表面検査 それぞれの溶接ビード層について実施	目視検査 RT RT 目視検査	100% 表面検査 100% 体積検査 100% 体積検査 100% 表面検査
水圧試験後検査 すべての溶接部		MT または PT	100% 表面検査	目 視	100% 表面検査
供用期間中検査(運転前) シュール, ヘッド, ノズル溶接部 ノズル内面 容器支持部溶接部		UT UT UT	100% 体積検査 100% 体積検査 100% 体積検査	実施せず 実施せず 実施せず	— — —

1) UT: 超音波探傷検査, 2) MT: 磁粉探傷検査, 3) PT: 浸透探傷検査, 4) RT: 放射線透過検査

図5 ASME セクション XI における欠陥評価のフローチャート⁽⁹⁾。

(3) 検出欠陥の評価法

セクション XI においては前記のように検出された欠陥インディケーションの評価が Appendix A に規定されている。その手順は次の通りである⁽⁸⁾。

(i) 測定されたインディケーションより実際の欠陥形状(大きさ)を決定する。

(ii) 欠陥形状の単純化要領に従い円形，だ円形あるいは半だ円形の単純形状に置き換える。

(iii) 欠陥が許容値以下であるかどうかを判定する。

(iv) 欠陥のある位置における応力状態を運転中に起こり得る条件に対し決定する。

(v) この応力条件にもとづいて応力拡大係数(K_I)を指定された算式により計算する。

(vi) 計算された K_I 値により，原子炉圧力容器がその後の運転により破壊につながるかどうかを圧力容器用鋼材の中性子照射脆化，疲れき裂伝ば特性等を考慮してその安全性を評価する。

以上の欠陥評価要領を模式的に示すと図 5⁽⁹⁾の通りである。ここで欠陥パラメータは次のように定義されている。

a_f : 機器の耐用寿命期間末期における最大予測欠陥寸法

a_c : 正常および異常運転状態における最小限界欠陥寸法

a_i : 緊急状態および事故状態における非停止成長の始まる最小限界欠陥寸法

4. (2) で記したようにセクション III では深さ $t/4$ ，長さ $1.5t$ の半だ円の最大仮想欠陥が用いられている。これとセクション XI における許容表面欠陥インディケーションとの関係を図示すると図 6⁽⁹⁾の通りであり，後者は前者の $1/10$ に相当する。すなわち，セクション III とセクション XI とは安全率 10 で結ばれていることになる。

図6 最大仮想欠陥(ASME セクション III)と許容表面欠陥インディケーション(ASME セクション XI)との関係⁽⁹⁾。 t : 厚さ， a : 欠陥深さ， l : 欠陥長さ

8. おわりに

以上，材料面から見た ASME コードの概要について解説した。とくに原子力発電関係のセクション III および XI に重点をおいたのは，これにおける破壊力学的解析法，ISI の手法，高温強度設計指針等が新しい学理や技術をタイムリーに採入れた点で評価が高く他の工業分野でも種々利用されているために他ならない。

ただし現在採用されている K_{IR} 曲線， ΔRT_{NDT} -照射量-Cu 含有量線図， da/dN - ΔK 線図等の設計曲線は十分な裏付けデータのないままにいち早く設定された経緯があり，これらの問題点を追求しよりよい設計曲線に改訂しようとして，現在アメリカでは関係学協会 (ASTM,

PVRC, MPC 等)との緊密な連けいの下に精力的な作業が展開されつつある。

紙数の都合で必ずしも十分な解説を加えられず、また熱処理・溶接・品質保証等の問題に触れることができなかったが、本稿により ASME コードの概要をご理解戴ければ幸甚である。

文 献

- (1) PVRC Ad Hoc Group on Toughness Requirements: PVRC Recommendations on Toughness Requirements for Ferritic Materials, WRC Bulletin 175, (1972).
- (2) 薄田 寛: 日本機械学会誌, **79**(1976), 167.

- (3) 薄田 寛: 圧力技術, **14**(1976), 188.
- (4) U.S.NRC: Effects of Residual Elements on Predicted Radiation Damage to Reactor Vessel Materials, Regulatory Guide 1.99, (1977).
- (5) 薄田 寛: 高温用装置材料, 第 56 回西山記念技術講座, (1978), 225.
- (6) W. H. Bamford: Trans. ASME, **101**(1979), 182.
- (7) 長谷川正義, 三島良績監修: 原子炉材料ハンドブック, (1977), 776.
- (8) 山口富夫, 山本通雄: 日本機械学会誌, **81**(1978), 623.
- (9) T. U. Marston: Flaw Evaluation Procedures-ASME Section XI, EPRI NP-719-SR, (1978), B-1.

<新刊案内>

原子力工学シリーズ 8 照 射 損 傷

石 野 栗 著

原子炉材料が他分野の材料と大きく異なる点は、その使用中に照射損傷を受けることである。この原子炉材料として最も基本的な現象についての単行本が今までわが国において発行されていなかったのはいささか不思議に感ずる。その理由の一つはわが国の原子力研究が発達の故でもあろうが、照射損傷を固体物理の一分野にとどめておいた材料研究者の責任でもあろう。しかし、いまや原子エネルギー源が熱中性子炉から高速増殖炉、さらに核融合炉へと変化していくなかで、よりきびしい照射条件に耐えうる材料の開発が切実に要求されるようになるに及んで、はじめて工学的な立場からもこれをとらえなければならない時代となってきた。このときにあたり、本書の出版はまことに時宜に適したものとといえよう。

本書は、その「まえがき」にも述べているように、原子力工学専攻の大学院向きのやや高度の内容である。しかし、細部においては心を配り、初等理論を理解してから先に進めるよう配慮してある。つまり、その内容は「1. 序論」について、照射欠陥の基礎である「2. 点欠陥とその集合体」について解説し、次に「3. 照射損傷形成の初等理論」において古典的理論による弾性衝突、はじき出し過程、カスケード過程、

はじき出し損傷量の計算等について述べ、大筋を理解できるようにしている。「4. 荷電粒子の衝突とエネルギー損失」では前章をうけてさらに進んだ Bohr の取扱いによる荷電粒子の衝突と遮蔽の効果、固体中の放射線のエネルギー損失、はじき出し損傷関数、重イオンの飛程と損傷分布等、照射損傷の基礎理論の解説を行っている。「5. 中性子照射損傷」、「6. 結晶性の効果」と進むにつれて特殊現象へと移り、中性子損傷パラメータ、損傷関数、集束衝突、チャネリング、はじき出しエネルギーの異方性、結晶性効果の計算機シミュレーションなどにふれている。さらに「7. 純金属・合金の照射効果」、「8. イオン結晶および半導体の照射効果」、「9. 原子炉材料の照射損傷」といった応用に及び、金属や半導体などにおける諸現象に対する照射効果、高速炉や核融合炉の材料における最近の話題を中心に、将来の研究動向を示唆している。また、各章の起章にあたっては、関連事項の問題点を簡潔に分りやすく整理しており、ゆきとどいている。

要するに、本書は原子力工学の学生や研究・技術者はもちろん、材料の照射効果に関心のある方々の基礎知識の涵養にすぐれた座右の書となろう。(S.M.)

【A5判 260頁 1979年 2,800円 (財)東京大学出版会】