

技 術 資 料

原子炉材料 (II)

橋 口 隆 吉*

長谷川 正義**

MATERIALS FOR NUCLEAR REACTOR

(II) — REVIEW —

Ryukiti Hasiguti, Dr. Eng.
and Masayoshi Hasegawa, Dr. Eng.

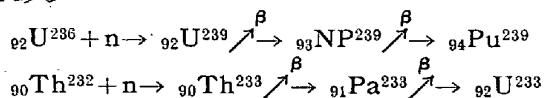
前号第1講では原子炉の構造および構造要素を説明し、さらに原子炉材料について概観した。本号ではまず原子炉の心臓部ともいべき原子炉燃料に関してその形態、構造をのべ、核燃料金属としてのウラン、トリウムおよびプルトニウムの特異な諸性質をや、詳細に示したが、これはとくに鉄鋼材料と直接の関連はないが、新しい冶金学の分野として重要なためである。

ついで動力炉の型式と構造について概説した。動力炉の主要構成材料は鉄鋼材料、とくにステンレス鋼であるが、その用途は燃料のクラッド、燃料容器、原子炉容器など多岐に涉っている。また原子炉の附属設備、とくに冷却系統、出力系統の配管、ボイラー、熱交換器、ポンプ、バルブなどの構成材料はい

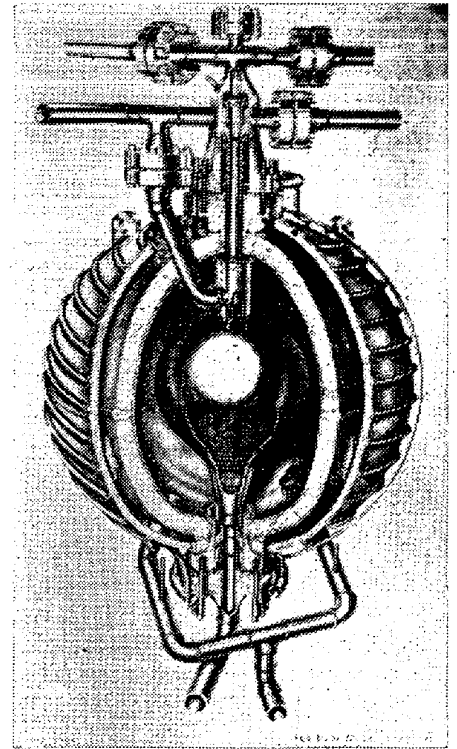
うまでもなくほとんどすべて鉄鋼材料であるが、少量ながら各種の耐蝕合金や耐熱鋼が特殊の用途に利用されている。燃料の化学処理は原子力発電に附随する重要なプロセスであるが、この処理工場の主要構成材料もまたステンレス鋼である。

V. 原子炉の燃料

原子炉の構造要素のうちで最も重要な部分は、いうまでもなく燃料である。前講でのべた通り U-235 原子核のごとく中性子によつて核分裂を生ずるような物質を核燃料 (nuclear fuel) といふ、U-235 のほか、U-233, Pu-239 もこれに含まれる。すなわち原子炉の燃料は、ある臨界量を考へうる分裂性物質で、連鎖反応の結果継続的に熱をとり出せるような物質に限定される。上の3種の燃料のうち天然に産出するのは U-235 のみであり U-233 と Pu-239 はいわゆる変換 (conversion) によつて他の元素から原子炉内で人工的に製造される2次燃料である。



なおこの場合原料となる U-238, Th232 を親物質または原料物質 (fertile material) という。



HRT 炉 (硫酸ウラニール
重水溶液均質炉) の炉心構造

以下まずこれら3種の燃料金属および親物質の金属としての性質を紹介してみよう。

(1) 金属ウラン

すでにのべたように、天然のウラン (uranium) の中には 0.714% の U-235 および 99.28% の U-238 が含まれているが、この U-235 は天然に存在する唯一の燃料であり、U-238 は Pu-239 の親物質である。

U-235 の量を人工的に 0.714% 以上にしたものが濃縮 U である。しかし天然 U も濃縮 U も、金属としての性質に変わらないことはいうまでもない。

U の比重は約 19 で Au, W などに近い。熔融点は約 1132°C で比較的低い。固相範囲に3つの変態点があり、660°C 以下では斜方晶の α 相、660~760°C では β 相 (高合金鋼などに現われる σ 相類似の正方晶) 760°C 以上では γ 相 (体心立方晶) である。

* 東京大学工学部教授, 工学博士

** 早稲田大学理工学部助教授, 工学博士

金属Uの硬度は鑄造焼鈍状態で H_{RB} 約 90 であるが、冷間加工によつて 115 程度まで硬化する。抗張力は焼鈍状態で $65\sim 95\text{ kg/mm}^2$ で低合金鋼と同程度の高い値をしめすが、降伏比（降伏点：抗張力）はいちじるしく低い（18～27%）。伸びは 600°C 圧延、焼鈍した試料で約 13～27% である。

第 6 表 金属ウランの諸性質

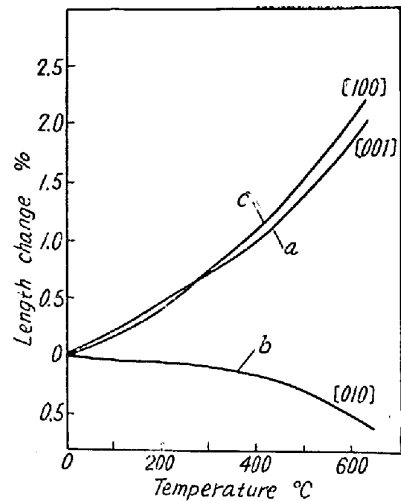
融点 ($^\circ\text{C}$)	1122±2
変態点 ($^\circ\text{C}$)	$\alpha-\beta$ 約 665 $\beta-\gamma$ 約 775
結晶構造	α 斜方晶 $a=2.858,$ $b=5.877, c=4.955$ β σ 相型 $a=10.759 c=5.656$ γ 体心立方 $a=3.524$
比重 (g/cc)	$\alpha-U$ 19.00 $\beta-U$ 18.11 $\gamma-U$ 18.06
線膨脹係数 ($\alpha-U, 25-300^\circ\text{C}$)	a (100) 23 ± 3 b (010) -3.5 ± 2 c (001) 17 ± 2
電気伝導度 ($\Omega\text{cm}^{-1}, 25^\circ\text{C}$)	$3.5\sim 4.0 \times 10^{-4}$
熱伝導度 (cal/sec/cm $^\circ\text{C}$)	$60\sim 70 \times 10^3$
硬 度	焼 鈍 ブリネル 150 冷間圧延 ブリネル 250—350
降 伏 点 (kg/mm 2)	焼 鈍 17.5 冷間圧延 11.0
抗 張 力 (kg/mm 2)	焼 鈍 $65\sim 85$ 冷間圧延 $120\sim 140$
伸 び (%)	焼 鈍 13.5
ガスとの反応	H_2 : 200°C 以上でハイドライドを生成、高温でよく吸収する。 O_2 : 常温の空气中で酸化が進行する。スケールに保護被膜の作用はない。 N_2 : 粉末は 400°C 以上で窒化物を生成する。 C: C, B, Si と高温で直接反応する。 水: 沸騰水とは徐々に反応し、水蒸気は $150\sim 250^\circ\text{C}$ で激しく作用する。

Uの機械的性質は微量の不純物によつて影響され、とくにCの影響は熱サイクルによる材料の変形と関連して重要である。

熱サイクル効果

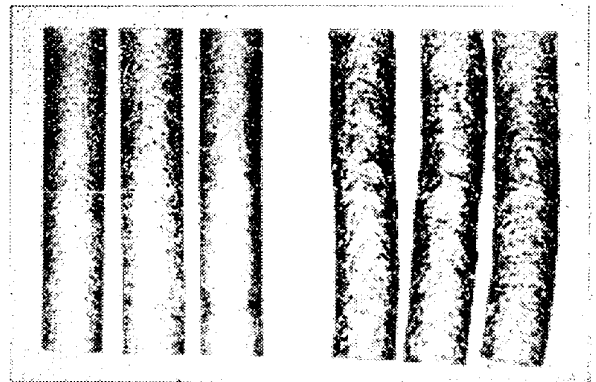
$\alpha-U$ は結晶軸の方向によつて物理常数の値を異にする。すなわち異方性が大きい。このうち燃料の成長に関連のある線膨脹係数の値をみると、第 16 図にしめす通り3軸方向によつて著るしく相違し、とくにb軸方向は加熱によつて収縮する。

α 域の温度で加熱冷却が繰返されると、多結晶体の場合には結晶粒間の膨脹収縮の相異が内部応力となつて現



第 16 図 α ウランの3軸方向の膨脹係数

われ、塑性変形をおこすようになる。鑄塊のように結晶粒の方向が不規則であれば表面のシワとなつて現われる（第 17 図参照）。



第 17 図 熱サイクルによるウラン棒のシワ変形

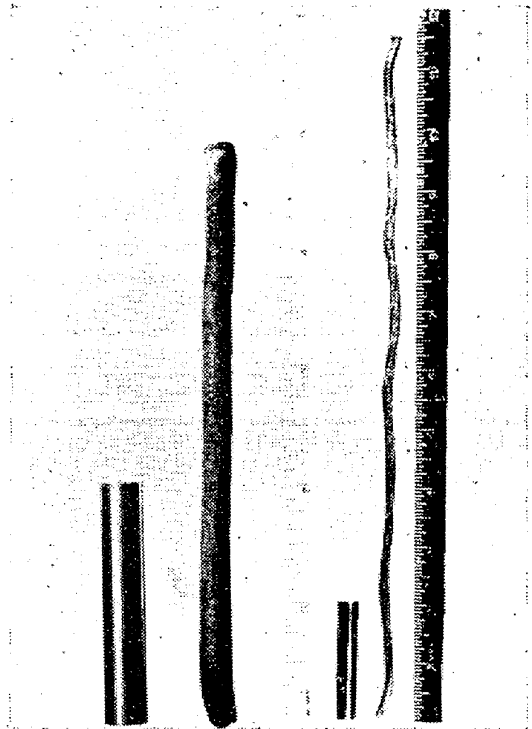
また冷間加工をうけて選択方位配列をもつときは、変形自体が方向性をもつから、一方向へ成長がおこる。これを熱サイクル効果 (thermal cycling effect) という。第 18 図は 300°C で圧延した U の丸棒を $50\sim 500^\circ\text{C}$ で熱サイクルを加えた前後の模様を示したもので、加熱冷却によつて異常な成長がおこることがわかる。

放射線損傷

Uは強い放射線照射によつて格子欠陥を生じ、硬化や脆化が現われるばかりでなく、熱サイクル効果と同じような成長をおこす。機械的性質におよぼす照射の影響は抗張力、伸びを減少し、降伏点、ヤング率が増加するように作用する。

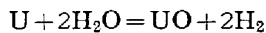
ウランの耐蝕性

Uは活性な元素で、多くの気体、水蒸気などと激しく反応する。塊状のUは大気中に放置するだけで徐々に酸化し、黒褐色の酸化ウラン UO_2 被膜で覆われるように



第 18 図 金属ウラン棒の熱サイクルにともなう異常成長 (左は 1300, 右は 3000 サイクル)

なる。また直接水と作用して次式により酸化ウランとなるが、



実際の原子炉内の冷却水のばあいには、放射線により水が分解されるので腐食は一層激しくなる。

ウラン合金

このように金属U燃料には熱サイクルや放射線損傷による変形、成長の問題があり、さらに耐蝕性に乏しいという大きな欠点がある。この欠陥を解決することを目的としてすでに多数の合金系が研究され、かつ実用されている。たとえばシワ変形や成長の問題はUの非等方性に帰因するものであるから、このような非等方性を安定させる元素を添加すれば解決される筈であり、たとえば、U-Mo 合金などが考えられている。また合金元素の添加によつて放射線照射や burn-up にともなう燃料の損傷を軽減することもでき (U-Cr, U-Nb 系など)、ま

た分散型燃料や液体金属燃料の形態で用いることも考えられていて、この目的に Al-U, Fe-U, Zr-U 合金や、Bi-U 系などが実用されている。

(2) 金属トリウム

トリウム (thorium) の地殻中の賦存量はUの約3倍と推定されるから、将来のエネルギー源として発電原価の引下げに重要な役割りを果たすものと期待される。

ThはPbに似た柔い金属で、1750°Cで熔融する。加工性も良好である。高純Thは、焼鈍状態でピッカー硬度35~40、抗張力20kg/mm²、絞り60%であるから、金属としてはPb, Snに近い軟質金属に属する。第7表に純Thの物理的および機械的性質を掲げた。

第7表 金属トリウムの物理的および機械的性質

比重	11.72
結晶系	α , 面心立方 (1400°C以下) β , 体心立方 (1400°C以上)
格子常数	5.086Å
原子直径	3.59KX
熔融点	1750°C
比熱(99°C)	6.59cal/mol·°C
熱膨脹係数(30~100°C)	11.5×10 ⁻⁶
熱伝導度(1000°C)	0.090 cal/sec. cm. °C
電気抵抗	18×10 ⁻⁶ ohm·cm(20°C)
降伏点 (psi)	19,700
抗張力 (psi)	28,700
伸び (%)	53.1
絞り (%)	74.5

Thは大気中、水中で容易に侵されて酸化被膜を生成するし、その他の冷却剤に対しても耐蝕性は乏しい。

おもな2元合金系の状態図はすでに完成している。Th-Zr系は β 域で全率に固溶し、25~30% Zr合金は沸騰水に対して優れた耐食性をしめす。動力炉燃料(ブランケット)として実用される合金系のうち主要なものはTh-Zr, Th-Uなどである。

(3) 金属プルトニウム

プルトニウム (plutonium) はUやThとは異り、

第8表 金属プルトニウムの変態と物理的性質

相	変態点(°C)	結晶構造	比重	線膨脹係数	電気抵抗 $\rho \times 10^{-6}$
α		単斜晶系	19.74 (25)	49.6 (25)	145 (25)
β	122±2	?	17.77 (150)	33.8 (164)	108 (150)
γ	203	面心斜方	17.14 (235)	34.7 (平均)	107.5 (235)
δ	317	面心立方	15.92 (320)	-8.65±0.32	100 (370)
δ'	453	面心立方	16.01 (475)	—	103 (475)
ϵ	478	体心立方	16.48 (510)	36.4±1.1	111 (510)
融液	639.5±2		16.50±0.08 (665)	50	

() 内は温度 °C

天然には存在せず原子炉内ではじめて多量につくられた新しい人工元素である。

Pu は U-235 と同じくある臨界量を越すと連鎖反応をおこす。したがってその取扱いは常に精巧な測定器の助けを借り、非臨界状態に保つよう管理しなければならない。Pu は強力な α 放射性元素である。 α 線は透過力は弱いが、空中の気体分子をイオン化し、放射性塵となつて体内に吸収される恐れがあるので、取扱いは必ず遮蔽板を隔てて行われる。

また試料が塊状の場合には、 α 線の吸収によつて自身発熱し、内部は常に外部より温度が高いことなど物理冶金的測定にもいろいろの困難がある。

Pu は現在知られているあらゆる金属のうちで最も複雑な相変態と結晶構造をもっている。第 8 表に示す通り融融点はわずかに 640°C という低温であるが、その固相の範囲に、6 種の同素体をもっている。

α , β , γ 相の結晶構造は U よりもさらに複雑である。また U の場合にみられた異方性が Pu にも現われている。機械的性質はほとんど公表されていないがピッカース硬度は約 150, 抗張力 14×10^8 psi というデータがある。加工性は引抜、押し出し等の加工が行われているところをみると良好のようである。

Pu は優れた合金能を有し、ほとんどすべての金属と合金をつくるが溶解度は少く、化合物を形成しやすい。実用上これら化合物のサスペンションや液体金属燃料が有利のように思われる。

(4) 燃料エレメント

金属ウラン棒 (slug) を燃料とする場合はもちろん、すべての燃料は耐蝕性の被覆を施さなければならない。これを燃料のクラッド (cladding) またはキャニング (canning) という。これらの被覆は燃料自体の酸化、

腐食の防止のほかに、分裂生成物の阻止、熱伝達などの重要な役割ももっている。したがってその製法、形成については多くの種類と考案がある。たとえば第 19 図に示したものは BNL タイプ燃料エレメントと呼ばれるもので、6 枚のひれをもつた Al 管でキャニングしてある。

金属 U の燃料は熱サイクルによつても、燃焼自体 (放射線照射) によつても、変形または成長を起すので、原子炉燃料として多くの不都合がある。したがって成長を起さない燃料エレメント (fuel element) の研究がさかんに行われているが、それを大別すると次の 3 つの型に分けられる。すなわち、

- (i) 固溶体型 U 合金
- (ii) 分散型燃料 (a) 分散型合金
(b) 分散型粉末成形体
- (iii) 液体燃料

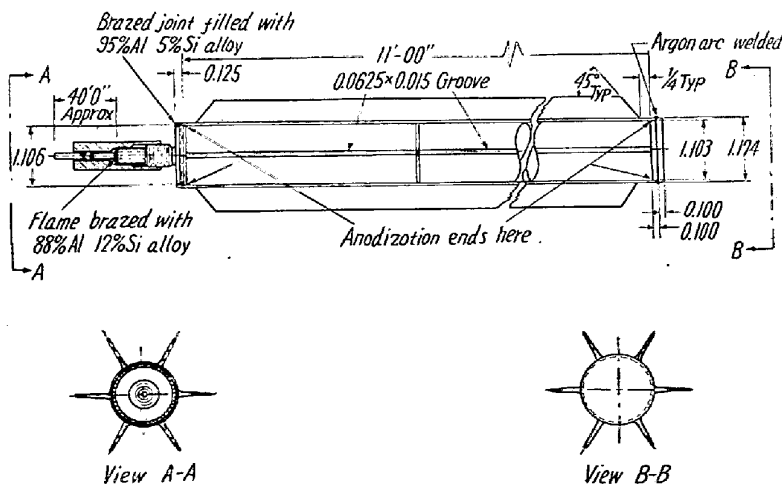
(i) の固溶体型 U 合金は、U に他の元素を加えて結晶構造が等方的な固溶体合金をつくるもので、たとえば U-Mo 合金が研究されている。これは 9wt% の Mo を含む合金であるが、常温から融融点まで均一な体心立方の γ 固溶体であるから、シワ変形も成長も起さない。

(ii) の分散型燃料はすでに多くの原子炉に実用されている。これは等方的な非分裂性マトリックス物質のベッドの中心に、U の化合物または他の分裂性物質の微粒子を分散させたものである。U と他の金属との合金が、金属組織学的に自然に分散型となるもので、U と Al の合金はその好例である。10~20wt-% 程度の U を含む合金をつくと、Al マトリックスの中に、 UAl_4 金属間化合物の粒子が分散した組織がえられる。

合金が困難な場合はマトリックスの物質も、U 化合物も粉末として混合し、粉末冶金によつて成形体をつくる。これに属するもので UO_2 と Al の粉末を混合成型したいわゆる MTR 型エレメントが広く使われている。また UO_2 と Fe の粉末成形体もつくられている。これは押し出しによつて鉄のキャニングとともに押し出してつくられる。

その他試みられている分散型燃料としては、U-Th (合金)、 UO_2 -ステンレス鋼、 UO_2 -BeO、 UO_2 -黒鉛、 UC_2 -SiC、 UO_2 - ThO_2 など多くのタイプがある。

分散型燃料において重要な問題は、分散粒子の大きさで、分裂破片がマトリックスに、放射線損傷を与えないように分裂破片の到達距離よりも分散粒子の大きさを大きくしておかなければ

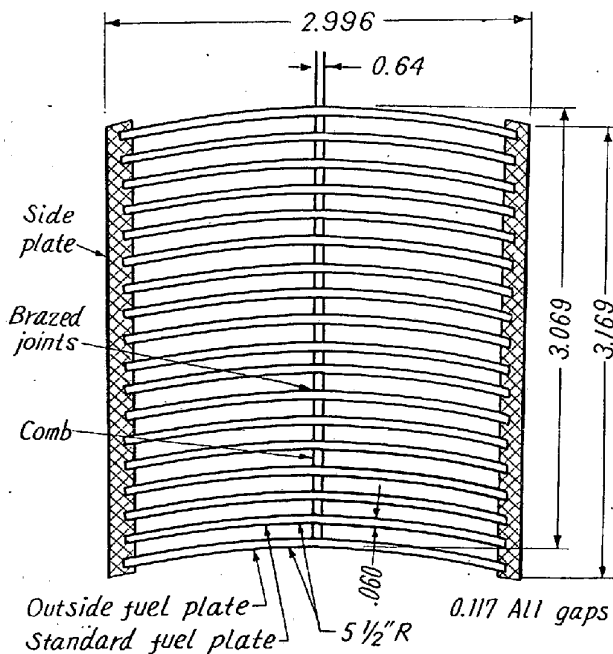


第 19 図 BNL 型燃料エレメント

ればならない。

(iii) の液体燃料は溶液とスラリー (slurry) に区別される。水溶液 (または水のスラリー) についてはすでに述べた。液体金属燃料としては熔融蒼鉛にUを溶解したもので、または UBi_3 化合物のスラリーとしたものなどが研究されているが、これらについては次章を参照されたい。

上に述べた U-Al 合金燃料を使っている MTR, CP-5 や、 UO_2 -Al 分散型燃料を使っている GCR などの原子炉はいずれも MTR 型燃料エレメントと呼ばれる板材燃料を使用している。第 20 図に示すごとく、



第 20 図 MTR 型板状燃料エレメント

彎曲した厚さ 0.1 in 以下の燃料板が約 0.1 in の間隔で 10 数枚並べてある。燃料板の彎曲は熱膨脹による接触を防止するためである。この燃料板は核心部 (コア) の燃料と、それをはさんでいる Al のクラッドからできている。コアは U-Al 共晶型合金、あるいは UO_2 -Al 分散型粉末成形物であるが、もちろん他の種類の燃料でも差支えない。MTR の場合には燃料板の厚さは 0.05 in, コアの厚さは 0.02 in で、その厚さは前号にのべた分裂破片の阻止に基いて定められている。この燃料板の製造法は、まずコアの燃料を梓板にはめ、クラッドになる板で両側からはさんでサンドイッチとする。これを最初 590°C 位で熱間圧延して完全に密着させ、最後に冷間圧延して所要の厚さに成型する。

VI. 動力炉の型式と構造

原子炉より発生する熱を動力として利用する方式は、周知の通り現在ではすべて炉心より炉外に熱を伝達し、水蒸気を発生させるいわば原始的な簡単な原理に基くものである。したがって原子炉系以外の出力系の型式や構造は従来の熱機関におけるものと本質的に同じで、放射能の問題など若干の点で新しい技術が考慮されているにすぎない。動力用原子炉 (power reactor) は用途に応じて推進用と発電用に分けられる。

(1) 原子炉の発生熱

U-235 の核分裂によつて核子当たり約 0.9 MeV のエネルギーが放出されるから、原子 1 ケ当たり約 200 MeV のエネルギーが 1 回の分裂で放出される。分裂片 (fission fragment) は光速の 1/10 程度の高速で媒質中を通過する間にその運動エネルギーを熱にかえるが、それによる発生エネルギーが最も多く上記の総エネルギーの約 80% を占めている。残りの 20% は α, β, γ 線および中性線のエネルギーで、これも結局は原子炉に熱を与えることとなる。

簡単な計算から *1 g の U-235 は約 1 MW-day のエネルギーを発生することが知られる。これは石炭 3 t 以上に相当するエネルギーであるから、消費燃料の重量、容積はほとんど問題でないことが原子動力炉の大きな特徴である。

(2) 実効倍率と反応度

連鎖反応における倍率 k についてはすでに前講にのべたが、実際には中性子の一部は炉系外に逸出するから、倍率は k より小さくなる。これを実効倍率 (effective multiplication factor) k_{eff} という。また

$$k_{eff} - 1 = \delta k$$

を余剰反応度といふ

$$k_{eff}^{-1} / k_{eff} = \rho$$

を反応度 (reactivity) という。 k は炉心材料とその分布によつて定まるが、 k_{eff} はまた原子炉の形状、大きさにも関係し、その増加とともに k_{eff} は大きくなる。 $k_{eff} = 1$ に達したときの原子炉の大きさを臨界形状といふ、その場合の U の量を臨界質量と称する。濃縮 U を用いることや反射体を設けることは中性子の吸収、逸出を少なくするから、臨界質量を減少させることができる理

* 1 g の U-235 からは約 $200 \text{ MeV} \times \frac{No}{235}$ [$No = 6.02 \times 10^{23}$] の熱を発生するから、 $1 \text{ MeV} = 1.6 \times 10^{-13} \text{ W} \cdot \text{sec}$ をこれに代入する。

である。

(3) 燃焼率と比出力

燃料を装入してから取出すまでに燃焼によつて発生した熱量を MW-day/ton で表わし、これを燃焼率(burn-up) という。燃料は燃焼にともなつて減少し、燃焼生成物いわゆる毒物(poison)が蓄積して反応度が次第に減少する。また燃料エレメントの放射線損傷、変形なども生ずるから、ある時期に燃料を取出す必要があり、したがつて燃焼率は動力炉の燃料費に大きな影響を与える。

一般に原子炉の性能を比較するのに比出力(specific power) P_s が考えられる。これは燃料 1 kg 当りの熱出力(たとえば kw/kg)を表わすもので、比出力の高いほど同じ熱を得るに要する燃料が少なくてすむが、これは原子炉の型式、大きさ、倍率などによつて変化し、たとえば濃縮Uを用い、重水を減速剤とすれば比出力を増加することができる。実際の動力炉の例では、天然ウラン・黒鉛炉で 200 以下、濃縮ウラン・軽水炉で 500~1000、濃縮ウラン・重水炉で 2000~5000 である。比出力が高くなると出力密度も大きくなるので冷却方式によつて当然制限される。

(4) 動力炉の冷却

動力炉では、比出力および 1 基当りの出力を可能な限り大きくとり、高温の蒸気をつくることが望ましい。したがつて燃料単位容積当りの熱出力(出力密度)をできるだけ高くとりたい。出力密度は中性子束に比例するから中性子束を上げていけば出力密度を極端に大きくすることも可能であるが、実際には構造材料の制限から一定の温度以下に保つ必要がある。したがつて冷却系の熱除去の能力によつて最高出力密度はおさえられ比出力も限られることとなる。

原子炉の温度は主として材料によつて制約をうける。すなわち (i) 炉材料の温度を変態点や、熔融点以下に保たねばならない。たとえば非均質炉ではUはその変態点 662°C 以上に上げることはできないし、Al 被覆の温度は腐食の生じない 250°C 程度以下に保たねばならない。

(ii) 熱応力で被覆などに歪や亀裂が生ずることがないようにする。(iii) 冷却剤や、液体燃料の温度を抑えて被覆、導管、容器の材料に腐蝕が起らないようにする。(iv) 沸騰水炉以外の場合には、冷却剤や液体減速材が沸騰し高圧とならないようにする。

数種の原子炉の単位体積当りの熱発生率を他の熱機関と比較すると第9表のようになる。この表で明らかなよ

第9表 動力炉の単位体積当りの熱発生率

原 子 炉	熱発生率 [W/cm ³]
HRE (1MW)	20
EBR-1 (~1MW)	240
MJR (30MW)	300
PWR (230MW)	<270
LMFR (550MW)	180
EBR-I (62.5MW)	1000
蒸気ボイラー：自然対流型	0.5
：強制対流型	10
航空機用ガスタービン燃焼室	44

うに、動力炉の出力密度は他の熱源に比べて高いから、原子炉の冷却は相当難しいことがわかる。また冷却能力をますため冷却路の体積を増すと、中性子損失が増加して原子炉の倍率を低下する問題が起るが、さらに大量の冷却剤を用いることは、ポンプ動力その他を増加することになつて効率の上からも面白くない。したがつて冷却系統はこれらの点を考慮して材料を選定し設計しなければならない。

(5) 増 殖

原子炉内の中性子に余剰のある場合は、連鎖反応を維持するとともに、一部は親物質の U-238 や Th-232 に吸収されて新しい燃料に転換する。とくに動力炉では発電原価に対してこの転換は重要な意味をもっている。

いま燃料の転換率をC、最初の U-235 の原子数をNとすれば、燃料が完全に燃焼したときにはNC個のPu-239 が生産されることになる。この場合 C>1 であれば、生産されたPuの数は燃焼したU-235 より多くなり、Puは次第に増加してゆく。このことを増殖(breeding)という。この場合のCをとくに増殖比(breeding ratio)という。いうまでもなくCを大きくするためには炉内の中性子損失をできるだけ減少させなければならない。しかし他の条件から増殖の可能性は制約されるので実際には (i) U-238 を親物質とする高速中性子炉か、(ii) Th-232 を親物質とする熱中性子炉に限定されるが第10表に示すように転換率は高速中性子炉の方が大きい。

(6) 動力炉の種類と構造

前講でのべたように原子炉の種類は、燃料、減速材、中性子速度、冷却剤などの組合せで多様に分類されるから動力炉の場合もその型式は非常に多くなる。しかも動力炉ではコストの問題が大きな因子となるので、最良の型式を決定することは現在ではなお不可能である。

以下数種の代表的な動力炉について主として材料の観点から紹介してみよう。なお第11表にこれらの諸元を

第 10 表 各種原子炉の燃料転換率

炉の種類	熱中性子炉						高速中性子炉	
	U ²³⁸ -Pu ²³⁹			Th ²³² -U ²³³			U ²³⁸ -Pu ²³⁹	
転換の型式	PWR	EBWR	SGR	HTR	LMFR	SGR	EBR-II	APDA
名称								
転換率	0.8	0.7	0.72	1.1~1.5	1.05	0.68	1.5	1.2

第 11 表 代表的動力炉の一覧表

名称	出力	形成	比出力 (kw/kg)	熱効率 (%)	燃料転換率	材 料				
						燃 料	減速材	冷 却	遮 蔽	制 御
Calder Hall (英)	50MW(電気) 92MW(熱)	不均質 熱中性子	—	—	—	天然U, Mg 合金の容器で含む 垂直に挿入	黒鉛 1000トン以上	CO ₂ ガス, 出口温度 320~370°C	6in 軟鋼板の熱遮蔽, 数ftのコンクリートの遮蔽	珪素鋼をつめたステンレス管
PWR 加圧水型(米) シッピングポート	60MW(電気) 230MW(熱)	不均質 熱中性子 (2領域型)	1000	29.5	0.8	高濃縮Uおよび天然U, 内部および外部ブランケット Zircaloy-2 被覆		加圧水, 減速を兼ねる.	3ft の水の層およびコンクリート厚さは建造物厚さとして	Hf 棒 24 本
EBWR 沸騰水型(米)	20MW(熱) 4.8MW(電気) 1.6×10 ¹³ 中性子束	不均質 熱中性子	420	24	0.7	MTR型燃料 Zircaloy-2被覆 天然U 4.5トン U ²³⁵ 19kg	H ₂ O	H ₂ O	3in Pb 7.5ft コンクリートなど	Hf+字型 9本
HRT 均一炉試験 オークリッチ(米)	5~10MW(熱)	均 質 熱中性子 2領域型	1770~3540	—	1.1~1.5	濃縮 UO ₂ -SO ₄ のD ₂ O溶液, ブランケットはD ₂ O または D ₂ O+ThO ₂ 燃料 循環方式, Zircaloy 容器		循環燃料 400gpm, 出口温度 300°C 500 lb/in ² 以上	おもに重コンクリート 鋼鉄, 水など	燃料溶液の濃度可変, 温度係数により安定
EBR-I アルゴンヌ国立 研究所(米)	60MW(熱) 1.1×10 ¹⁴ 中性子束	不均質 高速中性子 増殖炉 (2領域型)	290	24	1.5	90%U ²³⁵ 燃料棒, 稠密充填型配列, U ²³⁵ で52kg, 天然U (ブランケット) S.S 被覆	なし 黒鉛の反射壁がある	炉心, NaK 外部空冷	6in 鋼の熱遮蔽 9ft のコンクリート	ステンレス被覆の天然U棒, および外部ブランケット
LMFR ブロックヘブン 国立研究所(米)	500MW(熱) 210MW(電気) 中性子束 10 ¹⁵	不均質 増殖炉 熱中性子	3240	38.2	1.05	U-Bi 溶液(炉心) Th ₃ Bi ₅ -Bi (ブランケット) スラリー	黒 鉛	循環燃料がNaによって熱交換器で冷される		

一括して示しておいた。

加圧水型原子炉, PWR

動力炉では軽水を減速材, 冷却剤とする方式が多いがこゝにのべるのは炉内で水を加圧し高温水を得る方式で軽水を用いる関係から濃縮Uを燃料とする必要がある。

いわゆる PWR* には数種のものがあるが, 主として米国の Westinghouse 社の開発によるもので, 原子力潜水艦ノーチラス号の原子炉 STR** で多くの経験とデータが得られた。米国 Shippingport に建設中のもの(本年度に完成の予定)は熱出力 231MW, 電気出力60 MW である。冷却系統が4ループあつて, 140 気圧(水の飽和温度 336°C)に加圧された純粋の水を 170m³/mn の流量で通し, 炉内で 283°C に加熱される。熱交

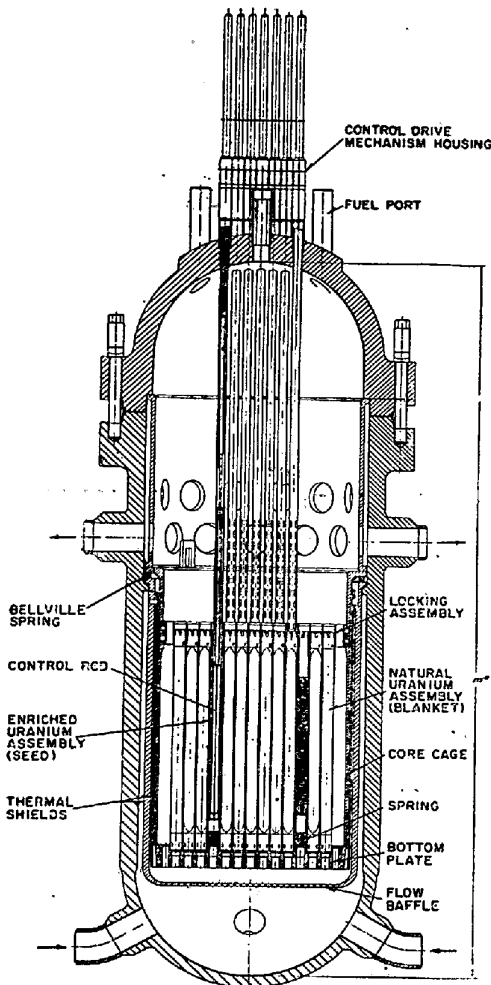
換器より出る2次側の蒸気は 42 気圧でタービン(100 MW)に送られる。

炉心の構造は第 21 図および第 22 図に示すごとくである。炉心は濃縮 U の燃料 “seed” と, 天然 U の UO₂ のブランケットよりなり, 径約 6ft, 高さ 6ft でこれらは 18-8 ステンレス鋼製のサポートおよびグリットに支えられ, さらに外径 8ft, 高さ 13ft のステンレス鋼製の籠にはいつている。これらのコアを収めた原子炉容器は内径 9ft, 総高 33ft, 公称壁厚 8 1/2 in の円筒で材料は 0.25 in のステンレス鋼ライニングを施した炭素鋼板および鍛造品である。容器の総重量は 250 t に達する(第 30 図参照)。

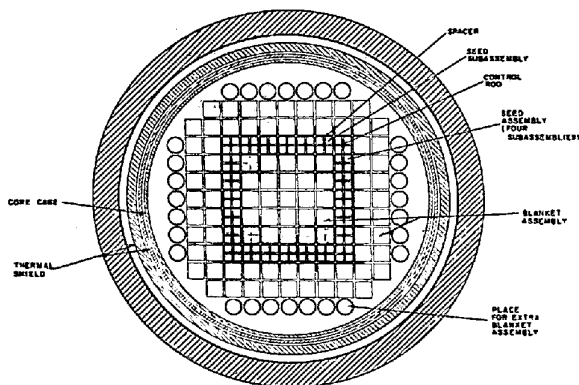
この炉の燃料の被覆は zircaloy-2 合金管であり, 制御棒はハフニウム結晶板である。冷却材は蒸気生部の熱交換器(数 100 本のステンレス鋼管)を流れて, 第 2

* Pressurized water reactor

** Submarine thermal reactor



第 21 図 PWR の炉心部の縦断面



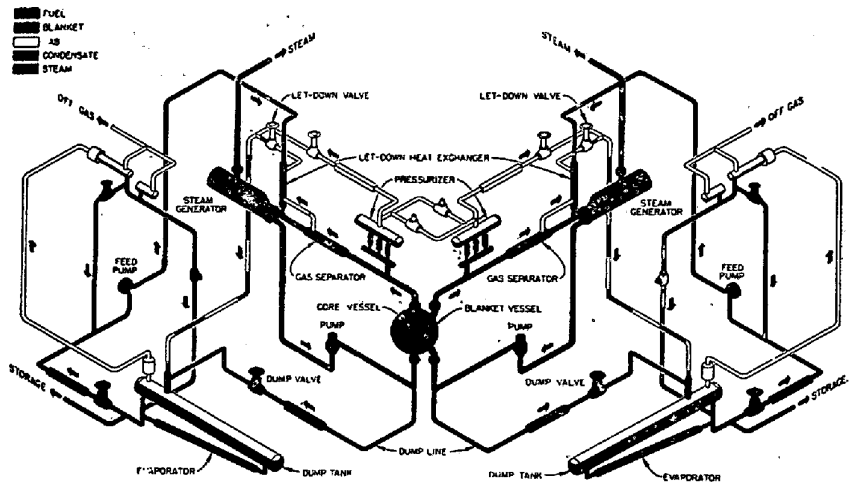
第 22 図 PWR の炉心部の横断面

次冷却水に熱を伝える。蒸気発生器本体もその配管もすべてステンレス鋼でつくられ、このチューブは外径 3/4 in, 厚さ 0.060 in, 本数 921 本である。

沸騰水型原子炉, BWR

冷却水を加圧せず炉内で沸騰させ、直接タービンに送る方式を **BWR*** といふ、主として米国 Argonne Natl.

Boiling water reactor



第 23 図 HRT のフロシート

Lab. および G. E. 社で研究されている。BWR は熱交換器が省略され、耐圧容器や、耐圧配管が不要であり、また循環用ポンプ動力も少いことは PWR に優るが、炉内で沸騰するから反応度の変動が大きく、出力密度が限定されること、およびタービンにおける放射線防護などに問題がある。

一般に BWR には不均質型と均質型があり、前者に属するタイプには **Borax I, II, III** および **EBWR*** などがあり、後者については主としてソ連で研究されている。

水溶液均質炉, HRT

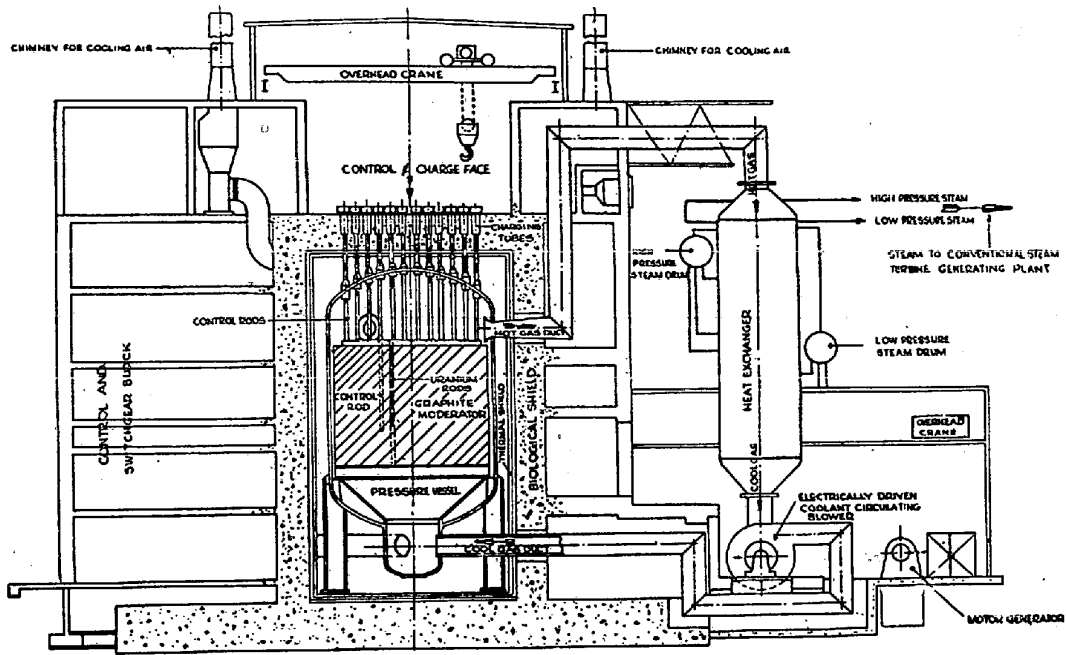
非沸騰水型の均質炉はすでに 1951 年に米国 Oak Ridge Natl. Lab. で **HRE**** が完成し、このデータをもとにして、さらに現在大型の **HRT***** が建設されている。熱出力は 5~10 MW, 燃料は 90% 濃縮の硫酸ウラニール UO_2SO_4 重水溶液を用いる。炉心部の構造はカット写真に示したごとく直径 32 in の zircaloy-2 合金容器に燃料を入れ、その周囲を内径 60 in のブランケット (反射体として重水を入れる) で囲む。炉心およびブランケット内は 140 気圧に加圧されている。燃料は 400 gal/mn で循環し、300°C 以上で炉外に出て熱交換器に入る。

コア容器、ポンプ翼およびガス分離機 (チタン) 以外は、347 ステンレス鋼を主構造材料として採用している。これは同研究所従来の経験に基づくもので、このタイプのステンレス鋼は腐蝕。溶接についても満足すべき結果を得たためであるという。ブランケットの高圧容器

* Experimental boiling water reactor

** Homogeneous reactor experiment

*** Homogeneous reactor test



第 24 図 コールダー・ホール炉の構造図解

は内径 60 in, 厚さ 4.4 in の 347 ステンレス・クラッド ASTMA 212-52at 炭素鋼でつくられ, さらに最外周を 74 in 径, 厚さ 1 1/2 in の 304 ステンレス鋼製球状ブラスト・シールドで囲つたものである。なお燃料と接触する管, ポンプおよび熱交換器などは上記のように大部分が 347 または 304 あるいはステンレス鋼ライニングである。第 23 図に HRT のフローシートを図解した。

なおこのタイプの炉でさらに本格的発電用原子炉が計画されている。熱出力は 440MW で, 上記 HRT のブランケット内に ThO₂ の重水懸濁液を循環させ増殖を行わせるもので, これを **HTR*** 原子炉という。

コールドホール原子炉 (Calder Hall)

気体冷却原子炉の代表例として英国のコールド・ホール原子力発電所を挙げることができる。この炉は第 24 図に示すような構造をもち, 天然ウラン・黒鉛型の炭酸ガス冷却方式を採用している。

一般に気体の冷却は, 密度が小さく, 熱伝達が劣るので, 大量の気体を高速で循環させるため, 非常に大きなポンプ動力を必要とするが, 一方取扱が簡単であり, 倍率変動の少いことなど炉の安全性において利点がある。

コールド・ホール炉は世界最初の商業用原子力発電所で, すでは昨年 6 月に出力 23MW の送電を開始している。炉心より出た冷却剤 CO₂ (350°C, 7 気圧, 総量 20 t) は 4 系統に分れ, それぞれ 4'8" 軟鋼パイプで熱交

換器に送られ, 低圧および高圧の 2 種の蒸気をつくる。原子炉容器は図のごとき直径 40 in, 高さ 60 in, 厚さ 2 in の溶接鋼板製圧力容器で, この中にマグネシウム合金被覆の U 棒, および黒鉛ブロック (1000 t) を収めている。制御棒はボロン鋼でステンレス鋼管中を上下する。

なおガス冷却の発電炉としてはこのほかフランスの **G-1, G-2** などがあり, 何れも天然ウラン・黒鉛炉である。

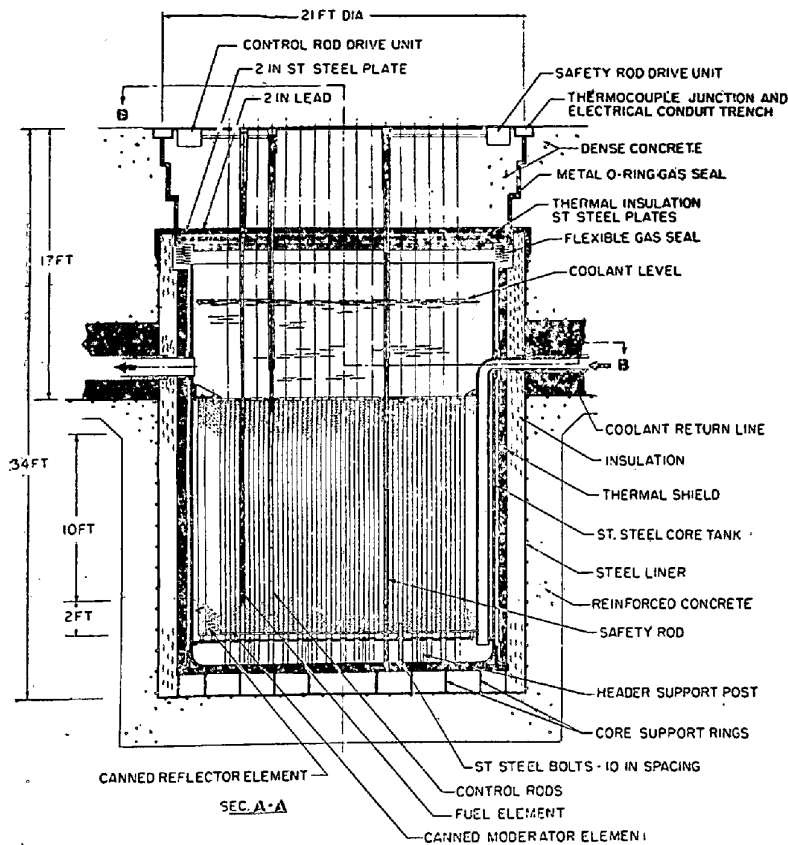
ナトリウム・黒鉛炉, SGR

液体金属冷却剤は熱伝導度が高く, 高温でも高圧設備を必要としない大きな利点があるが, 半面誘導放射能, 遮蔽, 取扱いの困難や腐蝕などに多くの問題がある。

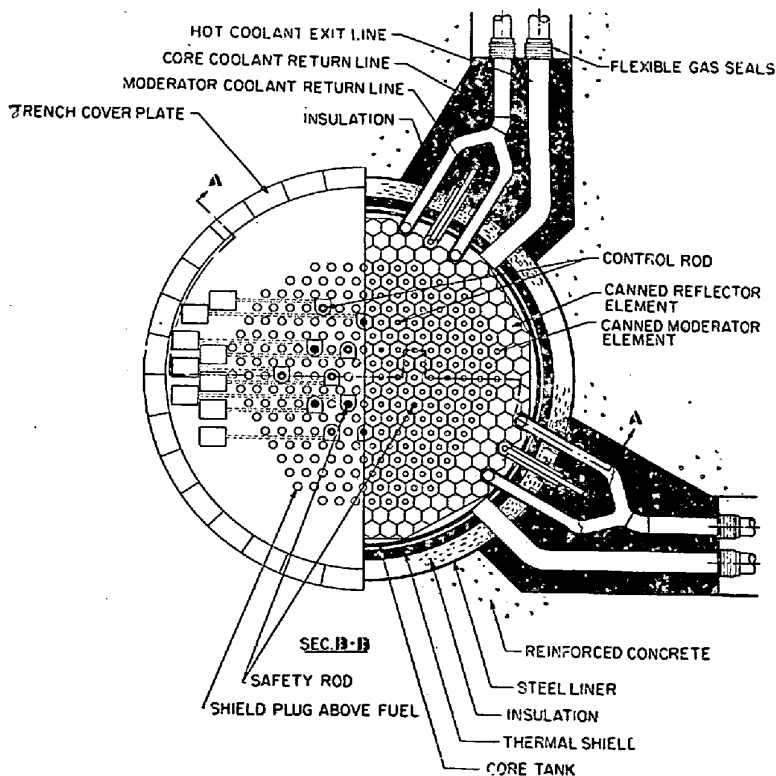
SGR* は米国 North American 航空会社で製作されている。熱出力 250MW, 電気出力 75MW の熱中性子炉で, 低濃縮ウラン・黒鉛型であるが, 燃料には 1.8% 濃縮ウランの場合と, 3.7% 濃縮ウラン・トリウム合金とが設計されている。炉心部の構造は第 25 図 a および bのごとく, ステンレス鋼容器中に Zr 被覆した六角黒鉛棒をつめ, 管の間隙に金属 Na が流れる。燃料棒はステンレス鋼管で被覆されているが, 熱伝導をよくするため, その間隙に Na-K 合金が充填される。(第 26 図参照)。制御棒, 安全棒の成分は何れもボロン鋼でヘリウムを充したステンレス鋼管内を上下する。1 次冷却

* Homogeneous thorium reactor

* Sodium graphite reactor



a



b

第25図 a, b SGRの炉心部の構造

体は4ループに分れ、500°Cで炉心より出て2次冷却剤のナトリウムに熱を伝え、1ループに合してこれが第2の熱交換器で440°Cの蒸気を発生させるように設計されている。なおこの炉の原型ともいべき実験用のSRE* (熱出力20 MW) はすでに完成している。

実験用増殖炉, EBR-I

高速中性子炉は増殖の点からみて将来の動力炉としてきわめて有望なものであるが、熱中性子炉に較べて設計制御ともに高度の技術が要求されるので、開発は遅れている。高速中性子炉では中性子エネルギーの点から濃縮ウランを燃料とする必要があり、減速剤がないから炉心の容積が減じて出力密度が勢い高くなるので、液体金属冷却剤が有効に利用されるであろう。

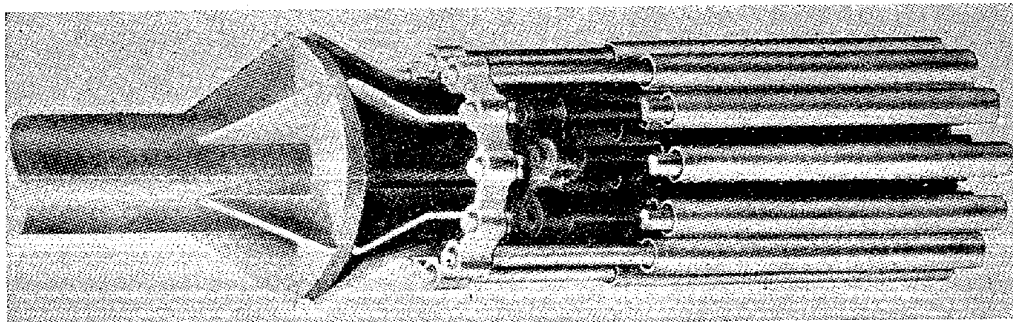
EBR-I** は米国 Arco 国立研究所で完成した米国最初の原子力発電所(200kw)である。この炉の燃料エレメントは長さ4½ in, 径0.384 in, 厚さ0.064 in のステンレス鋼ジャケット中にU-235を挿入したもので、これを束ね第27図のようにコアを形成させ、さらにその上下および外周二重にU-238のブランケットを配置してあるが(第28図参照)、これらブランケットもすべて18-8ステンレス管よりなる。例えば内部ブランケットの被覆は径15/16 in, 長さ20¼ inで厚さ0.020 inのステンレス管の集合体であり、外部ブランケットは同じくU-238の要(カナメ)石形レンガをステンレス鋼板で被覆したものである。これらのコアは厚いステンレス鋼製の多くの支持板、リブなど保持されている。

原子炉容器は二重壁で、内部は厚さ6/16 inの深絞りしたステンレス鋼板、外部タンクは厚さ1/16 in インコネル製である。制御棒は12本設けられ、いずれも径0.2 in ステンレス鋼で包まれたU-238である。また蒸気発生部の熱交換器は、コンデンサーチューブにNiおよびCu管を用いシェルおよびベローはステンレス鋼製である。

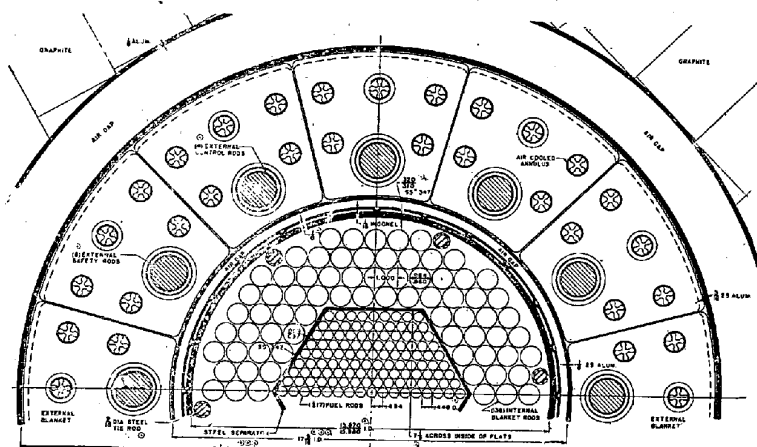
なおこの炉の第2号としてEBR-II (熱出力60 MW, 電気出力20 MW) がアルゴンヌ研究所で

* Sodium reactor experiment

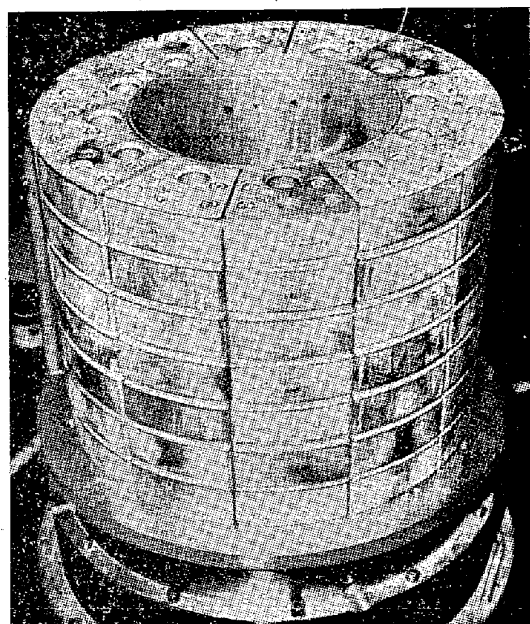
** Experimental breeder reactor



第 26 図 SGR の燃料エレメントの構造



第 27 図 EBR-I の炉心部断面

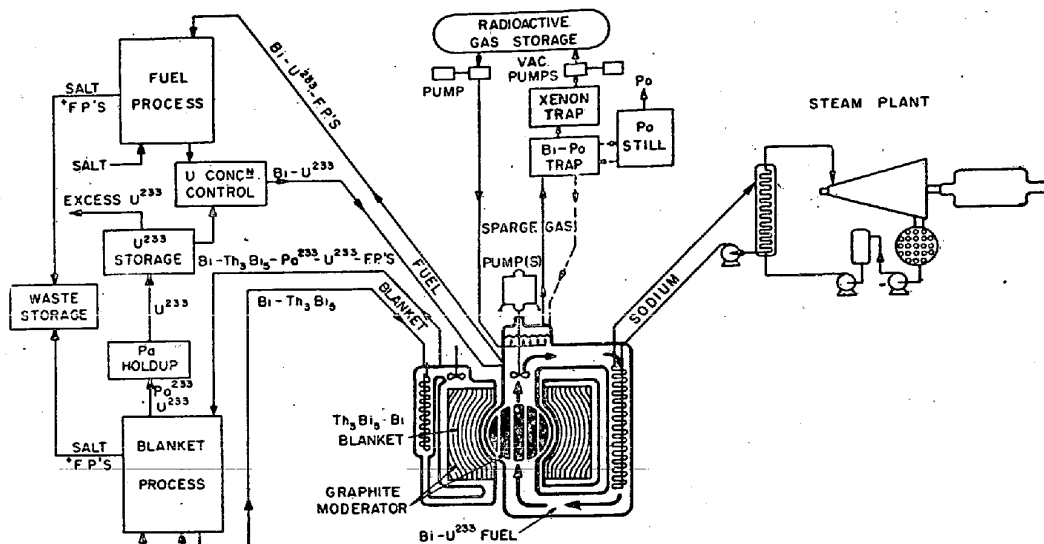


第 28 図 EBR の外部ブラケットの構造

建設中であり、その他米、英の二、三の計画もある。

液体金属燃料炉, LMFR

米国 Brookhaven 研究所では熱出力 550 MW, 熱出力 210 MW の炉の設計を発表している。LMFR* のフロー・シートは第 29 図に示すようなものである。黒鉛炉心円筒の孔に U-233 を溶解した液体蒼鉛**が貫流している。この液体金属燃料 Bi-U 233 は 400°C で炉心に入り、550°C に加熱されて 1 次交換器に導れる。炉心の周囲は Th_3Bi_5 を懸濁した液体蒼鉛が流れブランケットを形成している。1 次熱交で熱は金属 Na



第 29 図 LMFR 炉のフローシート

に伝えられ、さらに 2 次熱交で 480°C, 88 気圧の水蒸気をつくりタービンに送られる。

生成燃料物質および分裂生成物は液体燃料およびブランケットよりそれぞれサイクルの途中で連続的に分離、

* Liquid metal fuel reactor

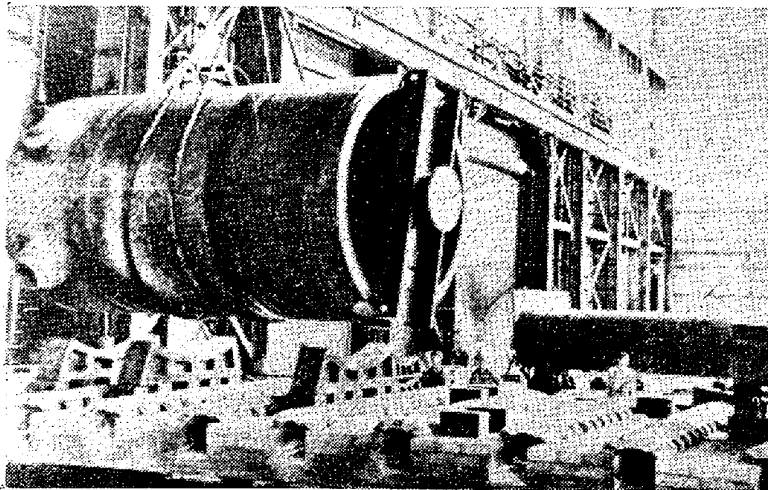
** Bi 中に U-233 が 0.067 wt-% 以上あれば連鎖反応は維持される。

抽出、処理される。液体燃料による腐蝕と質量移行の問題は重大であるが、原子炉容器、配管、熱交などには低クロム鋼 Croloy 2 $\frac{1}{4}$ (2.25% Cr, 1% Mo) が用いられ、また Mg や Zr のゲッターや添加剤の応用が可能であるという。

VII. 原子炉用鉄鋼材料

鉄鋼材料は原子核的にとくに興味ある性質はないが、強度、耐蝕性が優れ、かつ各種の要求に応ずる鋼種が多量に容易に入手できる点において炉本体および附属設備に対して最も大量に使われる構造材料であり、大型の動力炉の建設に当つては土木、建築工事をも含めて莫大な量の鋼材が使われることは容易に想像されるであろう。

一般の構築用部分に使用される鋼材については、改めて述べる必要はないし、また炉本体の鋼材の実用例は前章にも触れているので、こゝでは主として炉心の圧力容器用鋼材やステンレス鋼についてのべてみよう。



第 30 図 PWR 炉の原子炉容器

(1) 炭素鋼

現在運転している原子力発電所の建設に使用された各種鋼材の所要量については明確なデータが手許にないが、炉本体および附属設備に関する個々の数字は知られている。一般に腐蝕の問題が起らない構造部分には溶接用ボイラー鋼材が使用されているが、前章にのべた通り圧力のかゝる原子炉容器の鋼板は 3~8 in さらにそれ以上の厚さが必要とされる。

オーステナイト系ステンレス鋼は、いうまでもなく炭素鋼を遙かにしのぐ耐蝕性をもっているが、300°C 程度の温度までは最高許容応力においては差なく、また膨脹係数が大きく、熱伝導度が小さいから、コストの点も考慮して用途部分に応じ炭素鋼材も十分に利用される筈

である。

すでにのべた加圧水型 PWR 原子炉の炉容器は第 30 図に示したごとく、内厚 8 $\frac{1}{2}$ in の 304 ステンレス鋼ライニングを施した炭素鋼板を溶接して製造されたが、HRT、コールド・ホールなどでもこれに近い厚板を使用している。従つてこの様な厚板のステンレス鋼合せ板の製造や厚肉鋼板の溶接方法およびその検査法などには工業的に高度の技術が要求されるであろうことは容易に想像される。もちろん最近では高圧ボイラーの製造、大型船体の溶接、各種化学機械装置の進歩などによつてわが国の工業水準もいちじるしく発達してはいるが、新しい原子炉工業の厳しい要求に応ずるためにはなお研究すべき多くの問題がある。

とくに原子炉内の高度の放射線照射による損傷や、照射に基く腐蝕の促進など、動力炉の高温、長期間運転における完全なデータが得られていない現在、安全性を高くとつた規格が定められることは必然である。

(2) ステンレス鋼

ステンレス鋼は動力炉の主要な構造材料である。初期の低温の実験炉では核心部に AI が多く使用されたが、中温度以上では強度が急激に低下する欠点がある。従つて高温で運転される動力炉では、AI に代つて Zr やステンレス鋼が使用されるようになったが、とくにステンレス鋼は Zr に比して高温強度が優れ、またはるかに安価で入手も容易であるため、中性子吸収断面積が前者より大きいに拘らず最も多く使用され、また高速中性子炉では最も重要な構造材料とされている。

ステンレス鋼は動力炉の各種の構造要素、例えば原子炉容器、重水タンク、液体燃料容器、燃料棒キャニシング、制御棒被覆、冷却剤導管などに利用され、また出力系統の導管、熱交換器、ポンプ、バルブなどの機器材料に、あるいは各種の計装材料に多くの用途があり、また原子炉の附帯設備として大切な燃料化学処理ループの主要な構造材料でもある。

実際に原子炉に使用されている耐蝕合金のうち、最も広く使用されているのはオーステナイト系 18-8 タイプであるが、とくに原子炉用として特殊な成分の合金は考えられていない。すなわち米国の例でいえば、AISI タイプ 304, 316, または 347 がほとんどを占めている。これらはもちろんわが国の JIS 規格に採用され、各ステンレス鋼メーカー何れも十分な品質の製品を市販しているから、将来わが国の発電用原子炉の建設に対しても、良好な材料が供給される筈である。

このほか溶融金属冷却剤の導管類、容器などに対しては、むしろ Ni を含まないフェライト系、またはマルテンサイト系ステンレス鋼の方が耐蝕性がよいので賞用されているような例もあり、また用途に応じてモネル、インコネン、ハステロイ合金なども稀に使用されることがある。ただし後にのべる理由によつて、Co 系合金は原子核的性質が好ましくないので、特定の耐磨耗用途、例えば制御棒コントロール装置のガイドなどに利用されるに過ぎない。

なお実験用炉でもウォーターボイラー型の液体燃料容器などに前号に示したようなステンレス鋼製容器を使用する例もある。

原子核的性質

ステンレス鋼の中性子吸収断面積は、もちろん合金元素および不純物の含有量によつて異なるが、熱中子に対する平均吸収断面積 σ_a は約 3 barn で、中断面の金属に属するから、この点 Al, Zr などに比して中性子経済上は不利である。

因みに合金元素含有量より吸収断面積を求めるにはさきの第 5 表に示した合金成分の σ_a の値と化学分析値(含有量)から算術平均によつて簡単に計算することができる。

前号第 5 表に見るように、ステンレス鋼の合金元素は一般に Fe よりも σ_a の値が大きく、とくに Ti, Mn, Ta, Co は高断面積に属する。従つて原子炉用 18-8 ステンレス鋼の安定化には Ti よりも Nb が良く、また Nb に混在する Ta は可及的に除去することが望ましい。またこのことから Co 系耐熱合金などは熱中子炉の構造材料として好ましくないことが判る。また炉内で中性子を吸収して危険度の大きい誘導放射能を生ずる合金元素として Mn, Ta, Co が挙げられるから、この意味からも上記成分を多く含有することは望ましくない。

ステンレス鋼は炉内の高密度の中性子に長時間曝されれば、他の金属材料と同様放射線損傷を生ずる。とくに

核心部に近く位置する場合、例えば燃料の被覆材などではこの損傷は重大である。すでにのべた通り放射線損傷は金属学的な構造の変化であるからステンレス鋼でもオーステナイト系とフェライト系ではその影響も本質的に異なる理である。

ステンレス鋼の放射線損傷に関するデータの一例を示せば第 12 表の通りで、合金に対する照射の影響は、他の金属の場合と同様に、強度、硬度を増し、伸び、衝撃抵抗を減少する。とくに遷移温度を上昇し切欠脆性を助長することは設計上考慮すべき問題となろう。

このように原子炉の構造材料としてステンレス鋼や耐蝕耐熱合金を使用する場合、これらの原子核的性質が一つの重要な因子となつてくるが、現在先進諸国でも、なお未解決の問題が多く、試験中の域を出ないから、将来とくに原子炉用ステンレス鋼として新しい規格の合金が発展することも考えられる。

耐蝕性

原子炉における腐蝕の問題は、炉心部の (1) 高温高圧の水および水蒸気、(2) 液体金属冷却剤および液体燃料、(3) 高温酸化、(4) ウラニール塩溶液などの媒質によるもののほか、出力系統に対しても同様の問題があり、また燃料処理系統における各種の無機酸、アルカリ、無機および有機塩類による腐蝕等があげられる。

とくに高温の動力炉では、これら腐蝕の問題は構造材料の選択に対して最も重要な因子であるから、すでに多くの研究は行われているが、現在なお的確な材料選択の規準はなく、試用の域を出ていない。

例えば長時間高密度の放射線照射を受けて材料の組織変化が生じた場合耐蝕性にいかなる影響を与えるか、また水、重水などの媒質が中性子照射によつて分解した場合の腐蝕は標準状態と、いかに異なるかなど、今後に残された問題が多く、また溶接部の腐蝕に関しても従来の機器におけるよりも一層厳密な規格が要求されるようである。

第 12 表 ステンレス鋼の機械的性質におよぼす照射の影響

鋼種 (熱処理)	主成分 (%)			中性束子 nvt $\times 10^{20}$	抗張力 σ_B (kg/mm ²)			降伏点 σ_{B2} (kg/mm ²)			$\sigma_B - \sigma_S / \sigma_B$			伸び δ (%)			衝撃値 Kb (kg·m/mm ²)			マイクロ硬さ Ha (kg/mm ²)		
	Cr	Ni	その他		照射前	照射後	%	前	後	%	前	後	%	前	後	%	前	後	%	前	後	%
$\times 18H9T$ (1100°C 溶体化)	18	9	Ti 0.6 C 0.06	2.43	62.5	80.0	+29	22.3	65.5	+192	0.65	0.19	71.3	37.0	-48	24.1	8.2	-65	163	250	+53	
同上 (850°C 安定化)	"	"	"	32	64.0	70.5	+10	27.0	58.5	+116	0.58	0.17	66.5	36.5	-45				184	306	+66	
$\Rightarrow N588$ (1100°C 溶体化)	18	9	C 0.06	2.43	65.8	66.5	1.5	20.7	51.3	+148	0.69	0.23	76.0	56.0	-26	18.6	3.4	-55	161	263	+66	
$\Rightarrow N211$ (1100°C 溶体化)	20	14	Si 2.5	32	60.0	72.2	+21	28.2	55.2	+96	0.53	0.23	60.5	38.4	-37				183	330	+80	
$\times 13$ (-)	13	Nb 1.5	M 0.05 C 0.12	2.43	48.0	69.0	+44	31.7	69.0	+116	0.34	0.0	36.5	12	-97				258	327	+26	

[i] 高温高圧の水による腐蝕

これまでの熱交換器、ボイラー、蒸気タービンなどではすでに高温高圧の水、水蒸気によるステンレス鋼の腐蝕について豊富な経験をもっている。原子炉における水の最高温度と圧力は、従来大体 250~300°C, 140 気圧 (約 2000 psi) であるから、この条件のみからみれば今までの火力発電所などよりも低温低圧である。しかし最近の高出力の発電用原子炉では核心部の温度は優に 500°C 以上にも達し、さらに原子炉内では中性子照射による水 (重水も同様) の分解によつて発生した H_2O_2 , O_2 が腐蝕を促進し、また腐蝕生成物が放射性をもつことなど、従来経験しなかつた困難な問題がある。

水蒸気および水によるステンレス鋼の腐蝕におよぼす因子としては、温度、圧力、時間のほかに酸素溶解量、含有ガス量、pH など多くのものが重畳して作用するので、腐蝕試験の結果は一定しない。しかし一般に 600°C 以下の腐蝕率は 18-8 鋼で 0.1 mil/year 以下であるから、原子炉で必要とする耐蝕基準 0.2 mil/year には充分合格する。

500 psi の水蒸気中で各種のオーステナイト系ステンレス鋼の腐蝕率を比較した試験によれば、800°F 以下では AISI 410, 302, 309, 347; Armco 17-4 pH, 17-7 pH; Allegheny A-286; ハステロイ F および X; インコネル X などいずれも充分耐えるが、1000°F では 302, A-286, インコネル X は不良となり、1350°F では 17-4 pH, 17-7 pH, ハステロイ F のみが残る、一般に粒界腐蝕が認められ、また 347, 309 はピッチングが現われるという。

高温の水による腐蝕についても、AEC (米国原子力委員会) より多数の報告が発表されている。水冷式原子炉では一般に臨界点以下の水の場合の方が重要である。例えばさきの PWR では 500~600°F, 約 130 気圧の加圧水を循環させている。

320~360°C の水中の試験によれば、炭素鋼 (ASTM A 201) の腐蝕減量は 0.35 mil/year, AISI 304 ステンレス鋼では 0.03~0.04 mil/year であつたが、440 C 系マルテンサイト・ステンレス鋼はかなり不良であり、フェライト系はその中間の耐蝕性を示すという。

以下に示すデータはアルゴンヌ研究所における 260°C 以下の酸素を含む水中での試験結果である。

(1) 4 カ月間で腐蝕率 1 mg/cm²/mo. 以下のもの………

304, 316, 347 および同種の溶接部. Armco 17-4 pH 17-7 pH, USSW. ステライト 3, 6, 12 など.

(2) 2 週間~4 カ月で腐蝕率 1 mg/cm²/mo. 以下のもの………

304 L, 318, 302 B, 303, 305. 440 C, Fohralloy. USSW を 347 に溶接. marcomize した Armco 17-4 pH, 17-7 pH. Carpenter 20. ステライト 1, 4, 9, 21 など.

(3) 耐蝕性不良のもの………

316 L, 405, 410, 420, 431, 440 C, 440 F, 501. marcomize した 309, 316, 347. scottsized した 302, 347. 炭素鋼, 低合金高張力鋼.

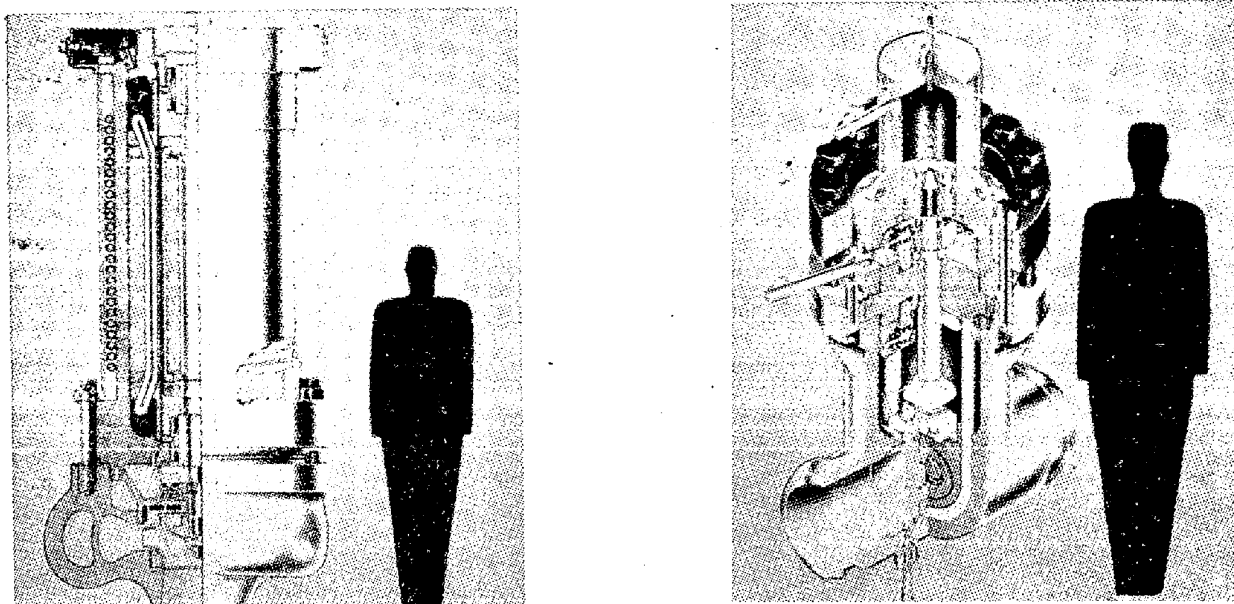
ステンレス鋼では以上のような general corrosion のほかに、周知のように粒界腐蝕の問題がある。とくに応力をうける容器、配管では従来も高温高圧水によつていちじるしい粒界腐蝕を生ずることが経験されているから、オーステナイト鋼の C 含有量, Ti, Nb の添加, 熱処理状態, 溶接の影響などについても予め充分なデータを求めておく必要がある。

さらにステンレス鋼の腐蝕の問題としては、間隙腐蝕 (crevice corrosion) と接触腐蝕がある。すなわち酸素濃度の不均一に由来する酸素濃淡電池の作用により間隙腐蝕を生じ、部品の嵌合部などにいわゆる膠着を起す。

[ii] 液体金属による腐蝕

液体金属による容器の腐蝕の機構はこれまでの化学的腐蝕とは異なり、むしろ金属学的な反応によつて生ずるもので、その機構も単一でなく、多くの過程が考えられる。ステンレス鋼の場合にも種々の腐蝕現象が認められ、例えば Na に対する 316 ステンレス鋼のエネルギー勾配による質量移行, Li に対する 304 ステンレス鋼中の Ni 分の選択的溶出, 446 ステンレス鋼の金属間化合物の形成などである。

Na および Na-K 合金の実用使用温度は 540°C 以下であるから、この範囲では多くの材料が耐えるが、実用的には 18-8 ステンレス鋼が最も広く用いられる。とくに高温では Nb で安定化した 347, または 25-20 の 310 タイプが推奨されているが、316 タイプは Na-K 合金に若干の溶解度を示す。溶接部の不良は酸化物を巻き込み、これが Na 中に溶出して破損の原因となるが、同じ原因で Na の酸素 (Na_2O) はいちじるしく腐蝕を促進する。酸素量が充分少なければ 18-8 ステンレス鋼の腐蝕減量は 540°C で 0.01 mg/cm²/mo 程度である。液体金属中の酸素を安定化するために Ca, Mg, Zr などをゲッターとして用いることがあり、また Ni の溶出を防ぐために Ni を添加することも考えられている。なお酸化物、腐蝕物生成物の濾過に焼結ステンレス鋼フィルター



第 31 図 PWR の 1 次冷却ポンプ (左) とストップバルブ (右)

などを用いている。なお Li は Na, Na-K よりも一般に腐蝕性が強く、オーステナイト系よりもフェライト系の方が耐蝕的であるという。

Pb, Bi, Sn はいずれも容器に対する腐蝕性が強く、質量移行がいちじるしい欠点がある。Pb に対してはステンレス鋼の場合はむしろ高 Cr 鋼がよく、 600°C 以下で十分な耐蝕性をもち、 1000°C でもほぼ満足できるが、オーステナイト鋼は 300°C 以上ですでに侵される。Bi はさらに質量移行が激しく、Fe, Cr を低温部に折出する。栓塞の防止には流速を増すのも一法であるが、これは反面エロージョンを増大する原因となる。Bi の場合も Cr 鋼の方が優れている。Bi-Pb (B:55.5, Pa 45.5 w/o) 合金に対しては 540°C 以下では Cr 系の 410, 430 ステンレス鋼は耐蝕性良好であるという。

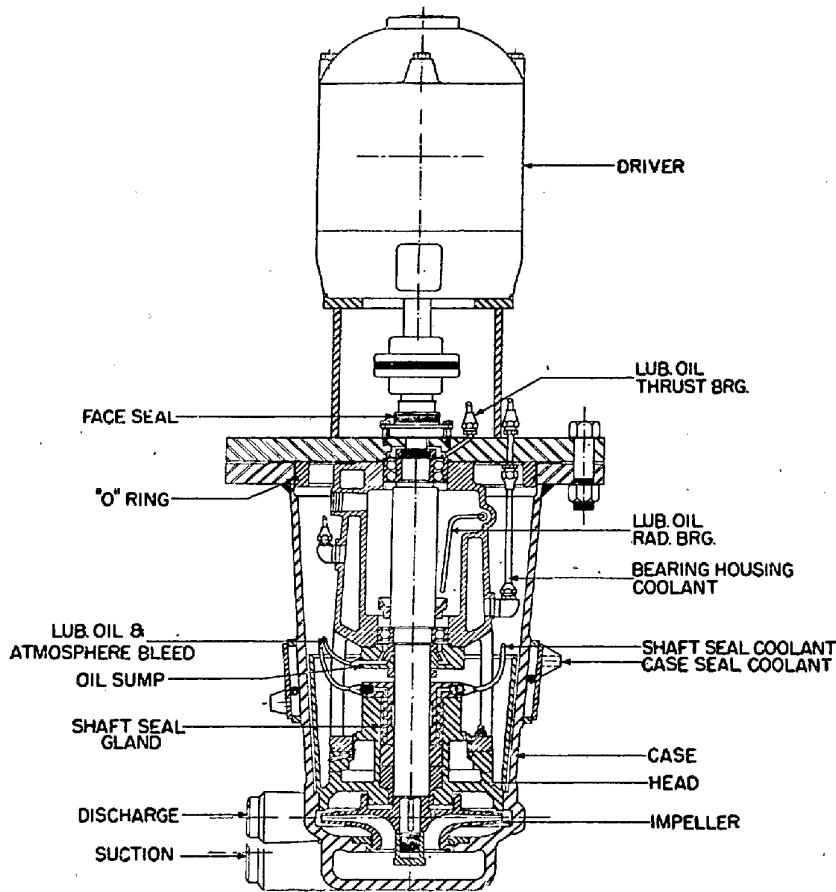
VIII. 動力炉の附属設備

第 VII 章でのべたように動力炉には多くの附属設備が設けられている。附属設備の大きさはもちろん炉の出力によつて異なるが、炉本体に比して数倍以上の面積が要求される。附属設備の主なものは、ボイラー、熱交換器、タービン発電機、コンデンサー、各種の配管、ポンプ、バルブ、制御装置、放射線防護施設などであるが、このほか次章にのべる化学処理工場も大きな附属設備の一つに挙げられる。

従つてこれら附属設備における材料の使用量は原子炉本体よりもはるかに大きな割合を占めるが、その大部分は炭素鋼材、およびステンレス鋼に依存している。

すでにのべた PWR 炉の例についてのべれば、主冷却剤のポンプは 1200 kW 電動機で駆動されていて、重量は約 20,000 lbs で、これはステンレス鋼製渦巻室内に取付けられている。電動機本体も 304 ステンレス鋼製である。第 31 図にこの冷却剤ポンプおよびストップバルブの構造を掲げた。熱交換器のシールおよびチューブやその他の配管はステンレス鋼で、とくに低炭素の 18-8 鋼 (AISI 304 L) を規定している。しかし熱処理条件による粒界腐蝕は 304, 347 などでも認められないという。なお Ta を低下した 348 も放射能の問題のある部分に使用しているし、圧力のかかる部分には Armco 17-4 pH が主として用いられている。応力部のスプリングなどはインコネルまたはインコネル X であり、軸受材料にはステライトが最も広く利用されている。なお摩擦部分、例えば制御駆動機構には高 Cr マルテンサイトまたはフェライト鋼を、磁気部分などには同じくマルテンサイト・ステンレス鋼を使用している。またモネル、キュプロニッケルなども必要箇処に用いられている。

第 32 図は実験用ナトリウム炉 SRE のナトリウムポンプの構造を示してある。この場合冷却剤は Na であるから、本体はすべて 304 ステンレス鋼製で、軸 (径 3") およびインペラー (径 13.5") は 316 タイプを用いている。その他全配管も 304 で、主回路は schedule #40, 6" 径のもの、補助回路は同じく 2" 径である。なおこれらポンプ、バルブなどのシールはすべて Na 冷結シールを採用し、安全装置として特別冷却の必要からすべての構成部分に液体トルエン循環系をそなえている。



第 32 図 SRE 炉のナトリウム・ポンプの断面

IX. 燃料の再処理

原子炉の運転に伴つて、燃料は燃焼し次第に吸収断面積の大きい分裂生成物が蓄積されるから、中性子の損失が次第に大きくなり、炉の倍率も低下する。また固体燃料では、燃料の成長、変形、燃料-被覆間の熱伝達の劣化などが起る。また転換された新しい燃料が、中性子吸収によつて失われる現象も起る。従つてこれらの理由から、燃料およびブランケットは適当な時間の後炉からとり出し、分裂生成物を除き、Pu, U を分離しこれを回収する必要がある。抽出回収された U, Pu は再処理され冶金工場で成型されて、ふたたび燃料に使用される。このサイクルを燃料の再処理 (reprocessing) という。再処理は強い放射能をもつ状態の下で行われるので、完全な遮蔽のもとで遠隔装置を用いる必要があることはいうまでもない。

固体の燃料では、一定量の燃焼の後、燃料エレメントおよびブランケット・エレメントをとり出し新しいものと交換するが、液体燃料または液体ブランケットでは冷却システムの循環の途中で側路によつて連続的に再処理を施

すことが可能である。

再処理の過程では、分裂生成物を 1ppm 以下にすることおよび U, Pu の収率をできるだけ大きくすることが要求されるが、さらに燃焼度、いいかえれば再処理の回数も、発電原価に大きな影響をおよぼすことになる。

再処理の方法は化学処理 (chemical processing) と高熱処理 (pyro-processing) に分けられるが、主として前者が多く用いられている。化学処理は、(i) 分裂生成物の除去、(ii) U, Pu の分離の 2 過程に分けられる。しかし U, Pu は何れも第 2 希土類に属する元素で化学的性質も近似するためその分離はかなり複雑な工程をたどる。普通に行われている方法は (i) 沈澱法、(ii) 溶媒抽出法で、このほか (iii) イオン交換法も提唱されている。

(i) の方法では燃料のクラッドを溶解した後、燃料本体を HNO_3 に溶解し、Pu 分離のための担体を加えた後 HF を加え分離する。(ii) の方法は HNO_3 に溶解後、TBP (トリブチル・フォスフェート) または Hexone (メチール・イソブチル・ケトン) などの有機溶媒で処理して分離するものである。何れにしても化学処理工場の容器材料はほとんどオーステナイト・ステンレス鋼が使われている。なお処理工場の床などにも放射能汚染の除去を容易にする目的で同様ステンレス鋼の使用が推奨されている。

X. おわりに

以上 2 号に涉つて原子炉用金属材料、とくに原子炉工業における鉄鋼材料の役割を中心として解説した。この稿を終るに当つて、わが国の第 1 号原子炉ウォーター・ボイラー型実験炉の完成が報じられた。やがて CP-5 型 (出力 10000 kW)、国産 1 号天然ウラン・重水炉 (出力 10000 kW) と予定の実験炉も完成し、また輸入動力炉としてのコールド・ホール型、加圧水型などの準備も順調に進むものと期待される。

わが国の長期電力需給計画によれば、1970 年までには水力は限界に達し、一方石炭の不足は 1970 年 1400 万 t、1975 年 2900 万 t と推定されるから、これを原子力で補うために 1965 年 80 万 kW、1970 年 400 万 kW、1975 年 800 万 kW の原子炉発電所が必要と考えられている。従つて 5~8 年の準備、実験期間をみても、動力炉の技

術の開発は早急に行わなければならない。しかし一方原子力発電原価の問題はなお研究の段階にあつて、各種の原子炉の形式について検討されている。一般に発電原価が 7 mil/kWH (=2.5 円/kWH) 以下になれば原子力発電は商業的に採算がとれるものと考えられているが、発電原価は建設費^{*}、燃料費、運転費に依存し、これらはまた動力炉の形式、出力、増殖、燃料の処理などに左右されるが、現在ではなおこの目標に達することは難しく、今後の技術上の改良、進歩が期待される理である。

はじめにも述べたように、原子炉工業においては材料工学の占める役割の重要性は、従来の工業における比ではない。原子炉工学の今後の発展は燃料や構造材料などに対する冶金学の進歩にまつところがきわめて大きい。今日わが国の原子力工業の第一歩に際して、このことを重ねて強調し、原子炉材料の基礎的研究部門が放任されたまゝ計画や設計が暴走することのないことを念願して筆をおく。

* 10 万 kW 以上の動力炉の建設費は平均 250 ドル/kW 程度で、火力発電所の 130~170 ドル/kW に比しかなり高い。

参 考 文 献

- 1) 原子炉の構造, 原理に関する一般的参考書および文献
S. Glasstone: Principles Nuclear Reactor Engineering, (1955)
[金関, 服部訳: 原子力ハンドブック, 原子炉篇 上, 下, (1956)]
R. L. Murray: Introduction to Nuclear Engineering (1954)
[杉本訳: 原子核工学 (1955)]
U.S.A.E.C.: Reactor Handbook, "Research Reactor" (1955); "Engineering" (1955)
- 2) 原子力発電, 動力炉関係参考書
W. Isard, V. Whitney: Atomic Power An Economic and Social Analysis (1952)
[阿部, 村田訳: 原子力発電 (1954)]
S. H. Schurr, J. Marschak: Economic Aspects of Atomic Power (1950)
[森訳: 原子力発電の経済的影響 (1955)]
法貨, 佐藤: 原子力発電 (1956)
U.S.A.E.C.: Reactor Handbook, "Power Reactors", (1956)
- 3) 原子炉材料全般に関する参考書
U.S.A.E.C.: Reactor Handbook, "Materials", (1955)
H. M. Finniston, J. P. Howe: "Metallurgy and Fuels" (1956)
橋口, 長谷川, 他: "原子力金属", 103 pp. (1956)
- 4) 原子炉用ステンレス鋼に関する文献
長谷川: "原子炉用ステンレス鋼", 金属, (1956, 5月), 401