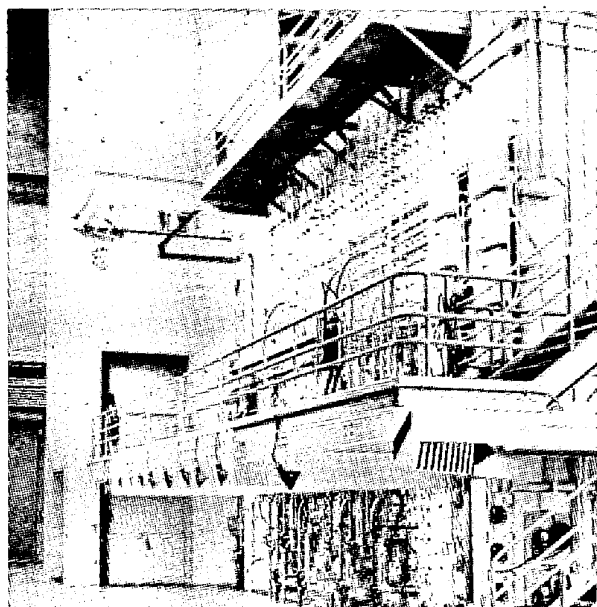


技 術 資 料



BNL 実験用原子炉の外観 (北側)

原 子 炉 材 料 (I)

橋 口 隆 吉*

長谷川 正 義**

MATERIALS FOR NUCLEAR REACTORS

(I) —REVIEW

Ryukiti Hasiguti, Dr. Eng.

and Masayoshi Hasegawa, Dr. Eng.

わが国でも漸く原子力開発がその緒につき、数ヶ月後には原子炉第1号の運転も開始される運びとなつた。原子力工業は今や新しい産業分野として、また新しい動力源として、我々の日常生活に密接な関係をもつようになって来ている。鉄鋼業もまた例外で

はない。

原子力発電もすでに実用の域に近付いているが、鉄鋼業も近い将来原子力による電力を利用するようになるであろうし、動力炉の建造や原子力発電所の建設には大量の鋼材、ステンレス鋼が消費されるであろう。

原子力工業には、これまでほとんど利用されなかつた多くの特殊金属が使用され、また材料の純度、原子核的性質など高度の冶金技術と新しい金属学の智識が要求される。

本稿は原子炉材料と題したが、本誌の読者に原子炉の構造及び原子炉工業の概念を与え、とくに鉄鋼材料の役割を紹介することを目的として執筆した。

本稿は著者の一人(長谷川)が、本年3月、日本鉄鋼協会中国四国支部講演会で行つた“原子力と鉄鋼業”と題する講演原稿を骨子としこれに補筆改訂を加えたものである。

内 容

I. はじめに

エネルギー資源の問題、原子力と鉄鋼業

II. 原子炉の概念

原子炉の原理、構造及び分類

III. 原子炉の構造要素と材料

燃料、減速材、反射材、制御材、冷却剤、構造材料
遮蔽材料

IV. 原子炉材料の問題点

中性子吸収断面積、放射線損傷、腐蝕、溶接

V. 原子炉の燃料

燃料の形態及び構造、燃料エレメント、液体燃料、
燃料用金属、燃料容器、

VI. 動力炉の型式と構造

燃料の転換率、増殖、加圧水型、沸騰水型、ナトリウム冷却炉、均質水型、液体金属燃料炉、ガス冷却炉

高速中性子増殖炉

VII. 原子炉用鉄鋼材料

燃料用材料、原子炉容器、冷却系統材料、炭素鋼、
ステンレス鋼(耐熱鋼)、冷却剤による腐蝕、ステン
レス鋼の放射線損傷、ステンレス鋼の溶接の問題

VIII. 原子炉の附属設備

一次及び二次冷却系統、冷却剤配管、ポンプ、バルブ、
熱交換器とその材料

IX. 燃料の処理

燃料の燃焼、再生率、燃料の化学処理とその設備

X. おわりに

原子炉材料研究の重要性と鉄鋼業の役割、わが国の
研究態勢

参 考 文 献

* 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

はじめに

1942年12月米国シカゴ大学で始めて人類が原子核反応を制御する方式、すなわち原子炉 (atomic reactor) の運転に成功してから、この新しい“第三の火”を中心とする、いわゆる原子力工業は急速な勢いで発展し、すでに欧米先進国では多くの既存産業を凌駕して最大の産業の一つにまで発達して来た。従つて原子力工業が他の産業に与える影響は漸く大きくなつて来つゝあるから、鉄鋼業にもそのエネルギーの利用の面で、また原子炉工業に対する材料供給の面で、多くの関連をもつようになって来ている。

原子炉工業では燃料のウラン、プルトニウムをはじめ多くの構造材料が、これまで冶金学が経験しなかつた新しい金属材料や困難な規格を要求している。例えば燃料の金属ウランや金属プルトニウムは金属学的に初めて経験したような特殊な性質をもっているし、減速材の黒鉛の規格は従来の人造黒鉛の不純分の1/10~1/100でありさらに重水の多量生産、ジルコニウム、ハフニウム、ベリリウム、ボロン (硼素) などの構造材料、溶融したナトリウム・カリウムなどによるステンレス鋼の腐蝕、溶接構造に対する厳しい要求など、多くの問題があり、さらに原子核の性質が材料選択の第一の基準になつてゐることなども新しい冶金学の課題である。このような原子炉材料に関する新しい冶金学を核冶金学 (nuclear metallurgy) という。

さて人類が原子力開放以前にエネルギー生産の原料に利用した資源は、木材、石炭、石油、天然ガス及び水力の5つで、水力以外は地表に貯えられた化学エネルギーであり、水力は位置エネルギーであるが、何れも太陽の輻射エネルギーを固定したものであつた。これに反して原子核エネルギーは素粒子の結合の変化によつて生ずるもので、従来のエネルギー資源とは本質的に異なるものである。

世界のエネルギー消費量はパトナムによれば1950年以前の100年間では6~9Q*で、年間平均約0.04Qであつたが、今後の100年間には約72Qが投入されるものと推定している。そして現在の化石燃料 (石炭、石油など)、水力のほか今後に発展すると思われる太陽熱の利用などを含めても、このうちの50%しか供給出来ないと考えられるから、不足の50%、すなわち約35Qは原

子力エネルギーに依存することゝなろうという。しかし原子燃料資源のウランおよびトリウムの賦存量*からみて現在の燃焼率や熱効率ではこれを充足することは難しいから、燃料の再処理や増殖、熱効率の改善など今後の技術的發展によつて、その利用率を向上させることが是非とも必要であり、これが成功した暁にはウランおよびトリウム燃料からは優に約170Qのエネルギーが期待される。勿論遠くない将来核分裂のみでなく、核融合反応によるエネルギーが利用出来るようになることも期待されるが、50年後には鉄鋼技術にも大きな革命が起り、石炭を原料とする製鉄製鋼法はやがて姿を消し、すべて電気製鉄製鋼法に置き変わるのみならず、還元剤も炭素依存から脱して、水の電解により得られる水素を利用する製錬法に移つてゆくかも知れない。そうなれば製鉄製鋼工場も石炭産地、石炭輸送などの点からの立地条件を離れて消費地域に集中するであろう。

このような将来の問題は暫くおくとしても、現在発展しつゝある原子力工業は必然的に鉄鋼業に多くの経済的技術的影響を与えるであろう。原子炉の建造、原子力発電所の建設には多量の鋼材やステン鋼が消費されることは明かであり、また鉄鋼業はやがて原子力発電による電力の大口需要者になるから、発電原価の問題は鋼製品のコストにも当然影響を与えることになるであろう。

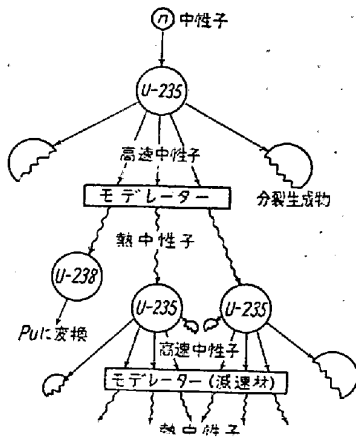
II. 原子炉の概念

天然のウラン ${}_{92}\text{U}$ には3種の同位元素、すなわち、U-234、U-235およびU-238が混在し、そのうちU-238が約99.3%、U-235が約0.7%含まれているが、U-234は極めて微量である。U-235の原子核は熱エネルギー程度の遅い中性子が当たると、ほぼ二つに割れて小さい原子核 (例えば ${}_{56}\text{Ba}$ と ${}_{36}\text{Kr}$) に変化し、その際莫大なエネルギーを放出する。この現象は核分裂 (fission) として周知のものである。しかもこの分裂に際して平均2.5個の中性子が放出されるので、その一部は逸出または吸収されるとしても、大部分はさらに第2次のU-235の分裂を起させることが出来、かくして分裂の連鎖反応 (chain reaction) が維持されるようになる。

もちろんこの連鎖反応を無制限に行わせれば爆発反応となるから、原子炉ではこの連鎖反応を制御する必要がある。第1図は原子炉内の核分裂の模様を図解的に示したものである。核分裂で生成する中性子は1~2 MeV

* Qはエネルギーの単位で、 $1\text{Q}=10^{18}\text{Btu}$ ($=2.5\times 10^{17}\text{cal}$) であり、これは良質の石炭370億トンのエネルギーに相当する。

* 一つの推定によれば、経済的に採取出来る鉱石資源の埋蔵量は、金属としてウラン2500万トン、といわれるがトリウムについては確定されていない。



第1図 原子炉内の U-235 燃料の核分裂の過程

(ミリオン電子ボルト) の大きなエネルギーをもつてい
るが、U-235 核分裂の確率が最も大きいのは熱振動エネ
ルギー (約 0.025 eV) 程度の遅い中性子であるから、
原子炉内では中性子速度を減少させる物質が燃料ととも
に入れてある。これが第1図に示した減
速材 (モデレーター) である*。

核分裂で生じた平均 2.5 個の中性子は
減速材で減速されて熱中性子 (thermal
neutron) となるが、このうち少くも 1 個
以上の中性子が次の核分裂に使われな
ければ連鎖反応は進行しない。すなわち、

$$k = \frac{(n+1)\text{回目の核分裂後の中性子の数}}{n\text{回目の核分裂後の中性子の数}}$$

で定義される k (これを倍率という) が
 $k > 1$ であれば連鎖反応を維持すること
ができるが、原子炉の運転では k の値は
ほぼ 1 に近く制御されている。もちろん
実際の炉内の中性子の作用は極めて複雑
で、 k に与える因子も簡単ではない。

熱中性子炉 (現在大部分の原子炉がこれであるが) では
燃料と減速材とを配合して炉心 (core) をつくる。最初
の原子炉は黒鉛ブロックの中に天然ウラン棒を配置した
格子構造のものであつたが、このように燃料と減速材を
並べた炉を不均質炉 (heterogeneous reactor) といふ。
これに対してこの両者を混合又は溶解した型式を均質炉
(homogeneous reactor) という。

原子炉はこのように (1) 燃料と減速材との組合せに
よる分類のほか、(2) 用途によつて研究用、アイソト
プ生産用、動力試験用、動力用に分け、また (3) 燃料の
種類 (天然ウラン、濃縮ウランなど)、(4) 減速材の種

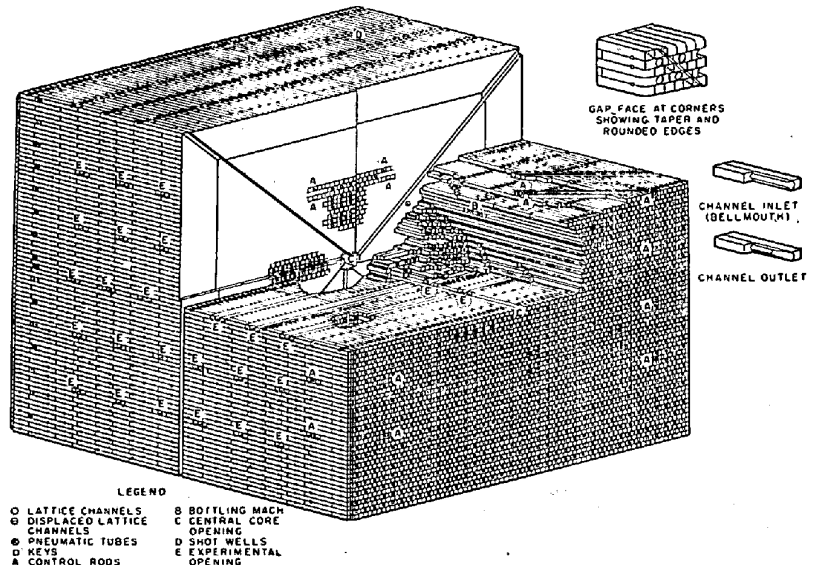
類 (黒鉛、重水、水など)、および (5) 中性子エネルギー (熱中性子、中速又は高速中性子など) から分類する
ことができる。

研究用原子炉では原子炉工学、材料試験、アイソト
プ生産など目的によつて炉内の中性子束 ϕ^* が異なり、小
さいものでは 10^8 程度から材料試験用の 10^{14} 程度のも
のまでである。また原子炉では連鎖反応を維持するために
燃料の大きさにある一定の臨界質量が存在するが、この
値は燃料の濃縮度や減速材によつて大きく変化し、高濃
縮ウランでは 1~5 kg、天然ウランでは 100 t 以上に達
するものもある。

以下二、三の研究用原子炉の実例を掲げて、原子炉の
構造の概念を示してみよう。

(1) 天然ウラン黒鉛型

この型の代表的な原子炉は BNL**炉 (カット写真参
照) である。第2図に示した黒鉛ブロック (700 t) の構



第2図 BNL 炉の黒鉛ブロック構造

造の中に格子状に天然ウラン金属棒を挿入した不均質炉
でウラン棒は 60 t、アルミニウムで被覆してある。冷
却は空気である。この炉の出力は第1表に示したように
200MW (メガワット) で、熱中性子束は 4×10^{12} で、あ
まり大きくないが、大型で多数の実験孔が備えてある
(第3図)。

(2) 天然ウラン・重水型

重水は減速材として黒鉛よりも減速能力が大きく、ま
た中性子吸収も少いから、炉容量が小さくなり、制御も

* 高速中性子も U-235 や U-238 に核分裂を起す。
これを利用した原子炉を高速中性子炉という。

** ϕ とは炉内の中性子の通過の割合を示すもので $\phi = nv$ (n : 単位体積中の中性子の数、 v : 中性子の速度) で表わされる。

** Brookhaven National Laboratory

第1表 研究用原子炉の代表例

名称	型式	出力, 熱中性子束	燃料	コア	反射材	遮蔽材	炉体の大きさ	制御材	冷却剤
BNL (米)	黒鉛減速, 天然ウラン不均質型	200MW 4×10^{12}	Al 被覆金屬ウラン棒 60 t	12.5×25×25ft の立方体の中心間 8in のチャンネル 1369本に燃料を収容	黒鉛 4.5ft.	鉄板 6in 重コンクリート 4-1/4 in 鉄板 3in	38×55×30ft. 総重量60 t. 黒鉛 700 t.	B-鋼棒 16本 (出力調整用 2本. 停止用 14本)	(空気1気圧以下) 30万ft ³ /min
NRX (カナダ)	重水減速, 天然ウラン不均質型	40MW 5.8×10^{13}	Al 被覆金屬ウラン棒 176本 径1.36in. 燃料棒は Al 二重管で被覆	直径 8ft. 高さ 10ft. の Al タンク中に重水 17 t, ウラニウム 10.5 t	黒鉛	鋼の熱遮蔽 + コンクリート 8ft.	径 34ft, 高さ 34ft 円筒形	重水の水準変化による制御と Cd および B 棒制御用 1 遮断用 8 本	水冷却. 重水は外部の熱交換によつて冷却. 黒鉛は空気冷却
SUPO (米)	軽水減速, 濃縮ウラン不均質型	45KW 1.7×10^{12}	89%濃縮ウラン UO ₂ (NO ₃) ₂ 水溶液 (U ²³⁵ 870 g 密度 1.10) 12700 l	径 12in. ステンレス鋼球	黒鉛 1 辺 55in 立方体	B ₂ C 入り バラフィン 1/2in 鋼 2 in 鉛 4in 及びコンクリート	15×15×11 ft	Cd シム棒 1. Cd 安全棒 2. 別に炉心に 2 本挿入	長さ 20ft 外径 1/4in 内径 3/16in のステンレス鋼蛇管 2 本に水を循環.
MTR (米)	軽水減速, 濃縮ウラン不均質型	30000KW 2×10^{14} 高速中性子束 10^{14}	92%濃縮ウラン ~ Al 合金板 U ²³⁵ 4kg MTR 型エレメント	直径 5ft, 高さ 30ft のタンク中央 10ft は Al. 上下はステンレス鋼	BeO 反射体 (水中) 3ft 黒鉛反射体 (タンク外側)	熱遮蔽鋼板 4in コンクリート 9ft.	32.5×34×32ft 高	上部 Cd 板 下部燃料板の制御系安全棒 8. BeO 中を上下する上部 Cd, 下部 Be の微細調整用 2 本.	蒸発塔で冷却された 100°F の水を燃料間に流す, 黒鉛反射体の冷却は空冷.
CP-5 (米)	重水減速, 濃縮ウラン不均質型	1000KW 2×10^{13}	U ²³⁵ 1.2kg MTR 型エレメント (長さ 2ft 10 枚) 12組	直径 6ft 高さ 7-1/2ft の Al タンク	2ft の重水 (タンク内) 2ft の黒鉛 (タンク外) 熱遮蔽鉛 3-12in.	ボラール 4in. 黒鉛 1/4 ft 鉄コンクリート 4ft. 8in. (密度 4.4)	20ft. × 13.5ft. の八角体角柱.	Al 板に挟んだ Cd 板安全棒 4 本 (燃料間を上下) 微細制御用は炉心部の外側	燃料板の間を重水で冷却. タンクの下部より熱交換器へ循環. (118°F → 126°F) 熱遮蔽は空冷 黒鉛反射体は He 冷却

容易であるが, 放射線による重水の分解と腐蝕の問題は欠点である. 第1表の NRX 原子炉はこの型の代表的なものであり, 出力は約 40MW である.

(3) 濃縮ウラン水均質炉

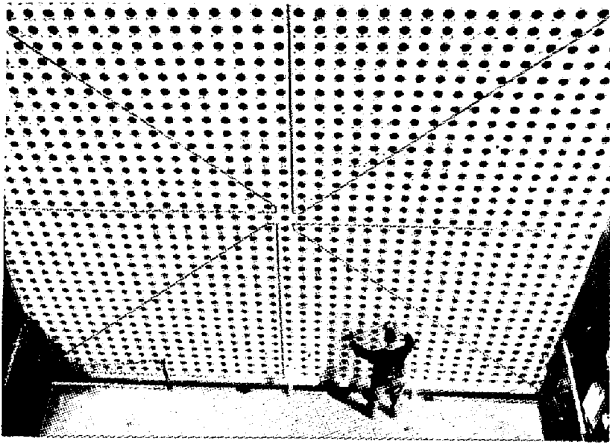
いわゆるボイリング・ウォーター型と呼ばれるものがこれに属する. 燃料は硫酸または硝酸ウラニル塩の重水溶液を用い, この場合は重水が減速材の作用をしている. 炉心に液体燃料の球形容器があり (第4図参照), その中に冷却管を納めてある. 第5図はこの型のうちで最

も出力の小さい LOPO 炉の構造図であるが, 第1表にはやゝ大型の SUPO 炉の例を掲げた.

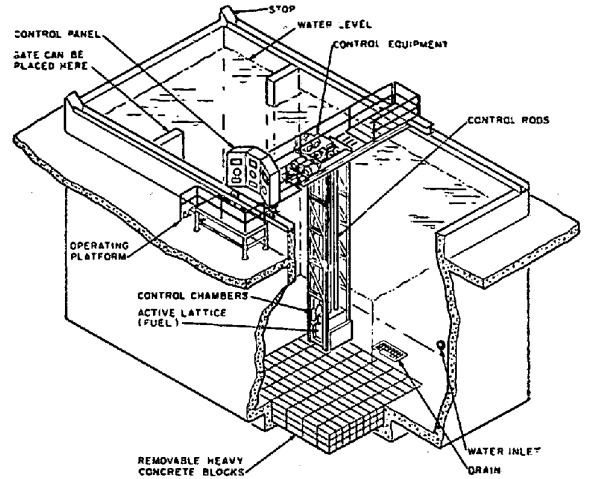
(4) 濃縮ウラン・水不均質炉

いわゆるスィミング・プール型原子炉 (BSF)* がこれに属する. 第6図に示すようにコンクリート・プール内に炉心部を漬し, プールの水を減速材, 反射材, 遮蔽材冷却剤として兼用させている. 第7図に炉心部の構造を示した.

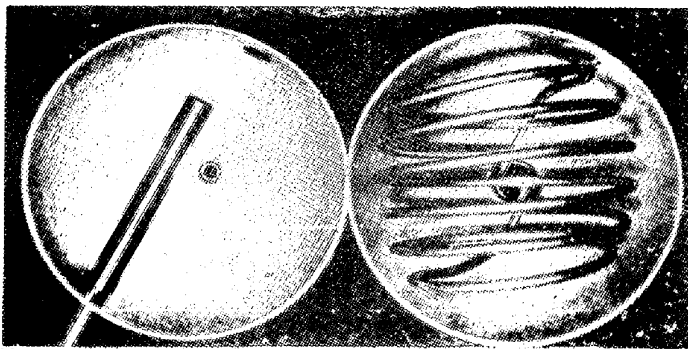
* Bulk-Shielding type.



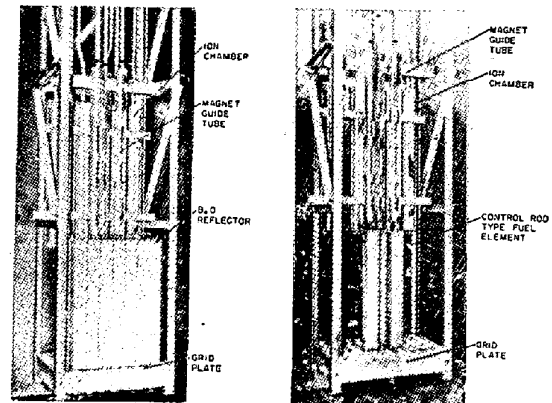
第3図 黒鉛不均質実験炉(BNL 炉)の外観(南側)
〔カット写真参照。〕



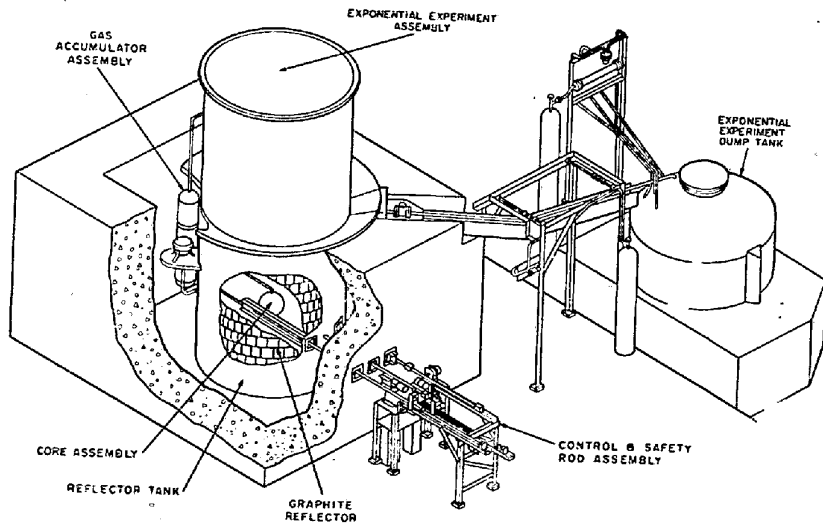
第6図 スイミング・プール型原子炉(BSF)の構造



第4図 実験用均質炉(ウォーターボイラー型の炉心)
1 フィート径ステンレス鋼球。



第7図 スイミング・プール炉の炉心部。



第5図 軽水均質炉(LOPO)の構造図解。

この型の炉で密閉式とし、黒鉛または酸化ベリリウムの反射体を備えたものに有名な MTR* 原子炉がある。第8図及び第9図にこの炉の外観及び断面の構造を示した。この炉は中性子密度が高い (2×10^{14}) ので、原子炉材料の放射線損傷(後出)などを研究するのに有利であ

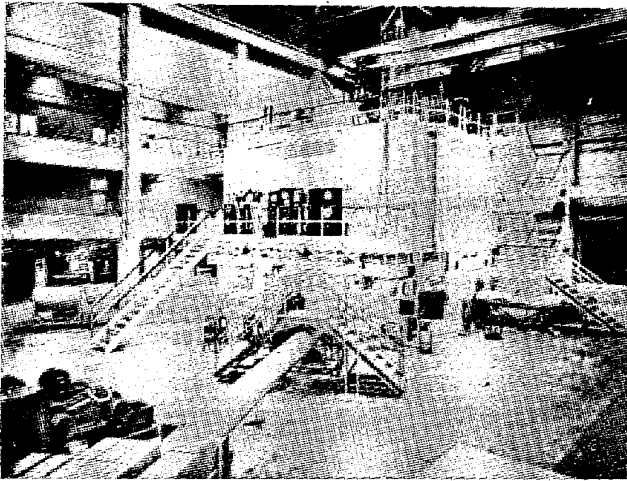
* Material Testing Reactor.

る。燃料エレメントは後にのべる様に、U-Al 合金または UO_2 -Al 粉末体を板状として積み重ね熱伝導を改良した特殊の考案をしてある。燃料は 92% 濃縮ウランを用い U-235 4kg を使用している。炉心部は図にみるような直径 5ft, 高さ 30ft のステンレス鋼およびアルミニウム製のタンクの中央に上記の燃料を置いた構造をもっている。

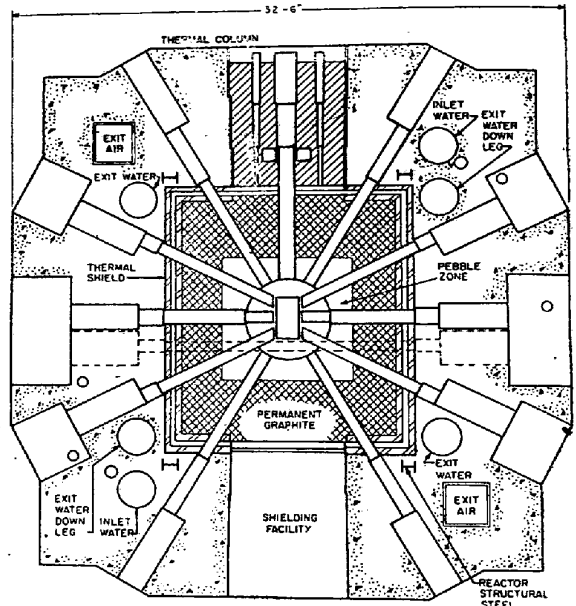
(5) 濃縮ウラン・重水型不均質炉

この代表的なものは米国アルゴンズ国立研究所の CP-5 原子炉である。構造の概要は第10図および第11図に示す如く、MTR 型燃料エレメントの函をアルミニウム製タンク内の厚さ 2ft の重水中に浸漬し、さらにタンクの外側に 2ft の黒鉛反射体を設けてある。第12図は外周の鋼製容器と黒鉛ブロックを示した写真であり、また第13図は炉頂部の外観を示したものである。

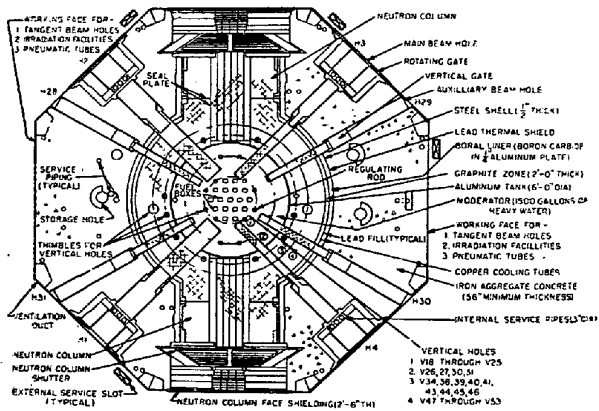
以上は研究用原子炉について代表的な数例をのべたのであるが動力炉に関しては後の第Ⅶ章に詳記する。



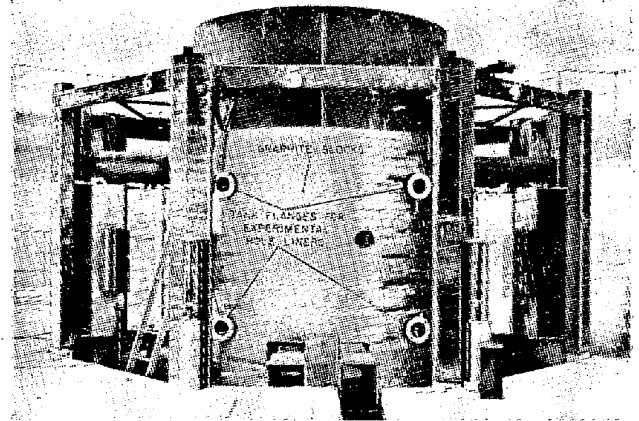
第8図 MTR 原子炉の外観



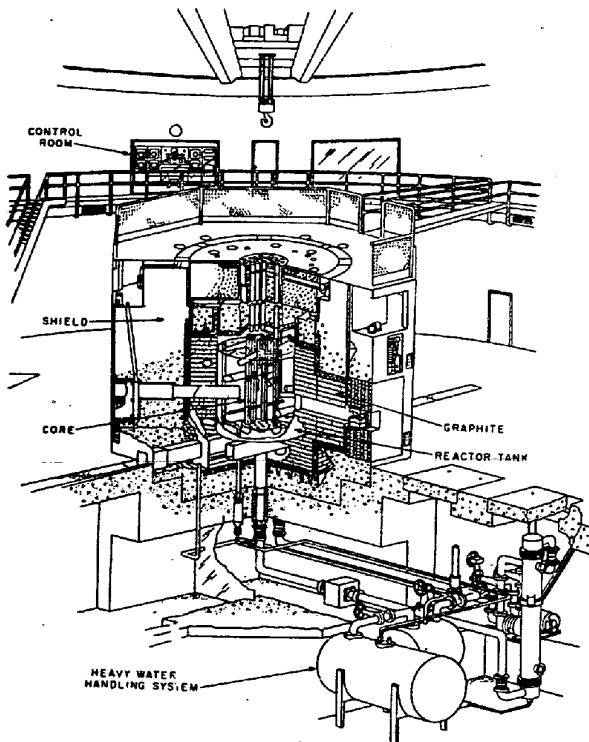
第11図 CP-5 の水平断面の構造。



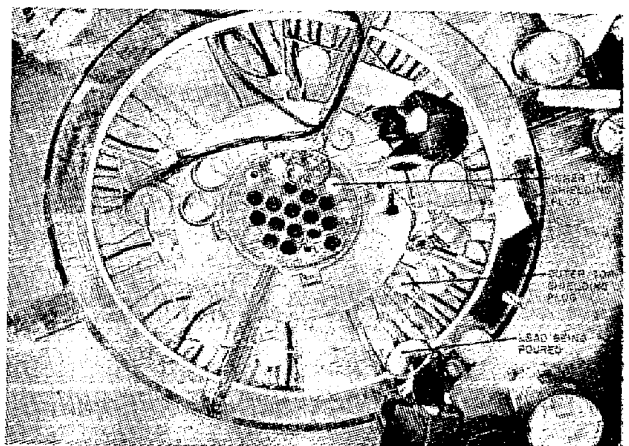
第9図 MTR 炉の水平断面構造。



第12図 CP-5 の鋼製タンクと黒鉛ブロック。



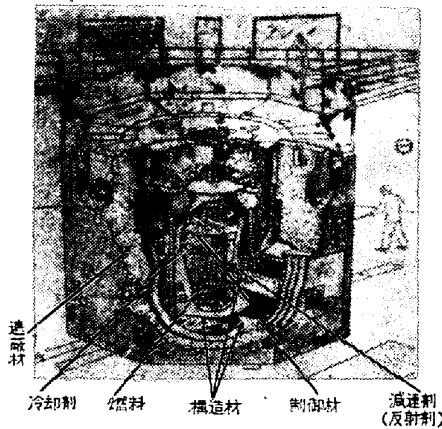
第10図 重水不均質炉 (CP-5) の構造



第13図 CP-5 の炉頂部 (上部の蓋と鉛遮蔽を取脱したところ)

III. 原子炉の構造要素と材料

原子炉材料を理解するためには、原子炉各部の構造要



第14図 原子炉の構造要素

素の機能の大要を知ることが必要である。

原子炉の主要部は次の部分に分類することが出来る。すなわち (1) 燃料, (2) 減速材, (3) 反射材, (4) 制御材, (5) 冷却剤, (6) 構造材料, (7) 遮蔽材料, および (8) 附属設備である。このうち燃料についてはやゝ詳しく章を改めて述べることにし、こゝでは燃料以外の構造要素についてその機能と使用材料とを説明してみよう。(第14図参照)

(1) 減速材

すでにのべた通り、熱中性子炉では分裂によつて生じた高速の中性子を短時間に有効に減速しなければならない。この目的に使用する物質を減速材 (moderator) という。

高速の中性子は減速材の原子核と弾性的に衝突して次第にその運動エネルギーを減少し減速される。この場合原子核の質量が小さい程、その物質の中性子減速能 (slowing-down power) が大きい。しかし中性子を跳ね返さずこれを捕獲吸収する確率 (吸収断面積, 後出) が大きい物質は減速材としては不適當であるから、結局中性子減速能が大きく、中性子吸収断面積が小さい物質、言い換えれば、

$$\text{減速能/吸収断面積} = \text{減速比}$$

で示される減速比 (moderating ratio) が大きい物質が用いられることになる。

第2表 減速能と減速比

減速物質	減速能	減速比
重水, D ₂ O	0.18	5000
軽水, H ₂ O	1.36	62
黒鉛, C	0.060	165
ベリリウム, Be	0.16	145
酸化ベリリウム, BeO	0.11	183
炭化ベリリウム, Be ₂ C	0.16	145

第2表に実用されている減速材の減速能と減速比を掲げた。

原子炉用の黒鉛は従来の黒鉛製品に較べてとくにボロン含有量が低いこと (0.5 ppm B 以下), 見掛比重の大きいこと, 灰分の少いこと (20 ppm 以下) など高度の規格が要求されるので, その製造には特殊の技術が必要である。

ベリリウム

金属ベリリウム (beryllium, Be) は比重 1.85 の軽い金属で、稠密六方格子をもち、溶融点は 1315°C でかなり高い。ベリリウムの冶金は原鉱からまず弗化物又は硫酸塩をつくり、純酸化物に変える。還元法は塩化物や弗化物の溶融塩電解または弗化物のマグネシウム還元が行われている。現在溶解法では靱性金属を製造することが困難なため、多くは粉末冶金法が採用されている。現在価格もかなり高価であるから、小型の実験用炉以外には余り用いられない。減速剤および反射体としては酸化ベリリウム煉瓦、炭化ベリリウムなどが用いられる。

(2) 反射材

原子炉内で分裂により発生した多量の中性子の一部は反応系外に逸出するが、これは中性子経済の点から明かに不利である。従つて炉心の周囲を反射材 (reflector) で囲つて、逸出して来た中性子を再び炉心に反射するような方法が講じられている。熱中性子炉では反射材がもつべき性質は、実は減速材の性質とほとんど同様で、原子核に衝突した中性子を吸収することなく跳ね返す作用をもっている。

熱中性子炉で最も多く使われる反射材は黒鉛であるが前記の MTR 炉などではベリリウムを使用している。また水や重水が減速剤として使われている原子炉では、これらが同時に反射材を兼ねているものが多い。

ブランケット

ある種の動力炉ではとくに反射壁を設けしないで、効果的に炉を作動させることが出来る。すなわち炉心より逸出する中性子を外周のブランケットに作用させて、第二の用途に用いる型式がこれである。例えば核心部の周囲をトリウムで囲んだ場合、反応系から逸出した中性子は若干量のトリウムに作用して U²³³ に変換するし、またブランケットが天然ウランで造られているときは U²³⁸ の一部が PU²³⁹ に変えられる。これらは適当な方法で分離されて再び燃料として利用される。

このようにある材料を他の燃料に変換する目的で核心部周囲に配置された場合、この物質をブランケット (blanket) という。なお一部の中性子はブランケット

によつて反射されて炉内の反応系に戻るから、ブランケットは常に反射材としての作用も兼ねている。

(3) 冷却剤

原子炉の炉心を冷却し、または熱エネルギーをとり出す役目をする流動体が冷却剤 (coolant) である。気体の冷却剤にはヘリウム、炭酸ガス、窒素又は空気があり、液体には軽水、重水のほか、低溶融金属又は合金が使用され、また各種の溶融塩も考えられている。一般に固体燃料炉では冷却剤が直接燃料エレメントに接して通過しているが、熱伝導を良好にするためには、十分な伝熱面積に単位時間に多量の冷却剤が通過し得るように設計されなければならない。冷却剤として具備すべき要件は腐蝕、原子核的性質および熱的流体的性質から次の如く示すことが出来る。

- (a) 接触する燃料被覆材、導管、ポンプなどに対する腐蝕の少いこと。
- (b) 中性子吸収断面積(後出)の小さいこと。
- (c) 炉内の中性子照射による誘導放射能の少いこと
- (d) 溶融点が低く、沸点が高いこと。
- (e) 密度が高く、比熱の大きいこと。
- (f) 熱容量及び伝達係数の大きいこと。

一般に動力炉では炉内を循環する冷却剤が熱交換器を経て第2の冷却剤に熱を伝え、この冷却剤が動力発生装置に熱を運ぶ方式を採るものが多い。この方式を用いれば一次冷却剤の放射能の防護が容易となる利点がある。

重水炉などでは冷却剤が減速材を兼ねるが、この方式では単位当りの減速材が少くて済むので効率の良い炉が設計出来る。また液体燃料炉では燃料自体が一次冷却剤を兼ねている。なお冷却剤は燃料のみならず時には減速材やブランケットの冷却にも使われる。

一般に熱中性子吸収断面積の点からはヘリウム、重水および水が有利であるが、ガス体は高圧にしても密度が小さい欠点がある。また誘導放射能の点からはヘリウム、鉛、リシウムなどは安全であるが、ナトリウム、カリウム、蒼鉛は不利である。空気も残留放射能の問題はないが、混在するアルゴンは半減期のやゝ長い同位元素に変る。熱的および流体的性質からみると、水は熱容量が大きく所要ポンプ動力が少く有利であるが、沸点の点からは液体金属より不利である。このように考えると冷却剤としての性質は水および液体金属が他のものに比して優れているが、困難な腐蝕の問題が残されるので、この点からガス冷却も実用されている。

ナトリウム・カリウム合金

比出力の高い動力炉に対しては、液体金属冷却剤は有

望なものである。とくにナトリウムまたは Na-K 合金は熱中性子吸収断面積は小さく融点が低く、沸点が十分高く、かつ他の液体金属にくらべて腐蝕性が少いから、高温動力炉にすでに実用されている。Na 56%-K 合金の溶融点は 19°C、Na 24%-K 合金は -11°C まで降下する。その他のリシウム、蒼鉛、鉛などの液体金属については説明を省いたが、第3表に液体金属冷却剤の用例を一括してある。

第3表 液体金属冷却剤の使用例 (設計中のものを含む)

原子炉の型式	液体金属	溶融点 (°C)	最高使用温度 (°C)
濃縮ウラン・黒鉛型 ナトリウム冷却	ナトリウム, (Na)	98	480
高速中性子プルトニウム増殖	〃	〃	560
液体冷却高速中性子炉 (1次クーラント)	〃	〃	480
(2次クーラント)	〃	〃	450
潜水艦用実験炉	Na-K 合金 (44%)	19	510
増殖実験炉	Na-K 合金 (76%)	-11	350
液体金属燃料炉	Bi-U (燃料)合金	271	550
ロザラム高速中性子 プルトニウム炉	水銀, Hg	-39	—

(4) 制御材

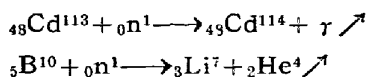
原子炉の正常運転に対しては、炉内の中性子量を絶えず制御する必要があり、この目的のために設けられた装置を制御棒 (control rod) という。制御材はとくに中性子吸収断面積の高い材料でつくられ (第5表参照)、炉の中心部に挿入したり、引出したりして調製するようになっている。

一般に制御棒といわれるものには3つの異つた用途がある。第1は炉の力率の変更や、分裂生成物の沈積などによつて刻々に変化する中性子量に対応する変化を受持つ。第2は一定時間に沈積した分裂生成物に対してのみ用いるもので、定時間隔毎に位置を変えるもので、これをとくにシム棒 (shim rod) と呼ぶ。第3は平常時炉外に引出されていて、非常の際に急速に炉内に落下させ緊急停止に使用するいわゆる安全棒 (safety rod) で、これはまた scram rod とも呼ばれる。

次章第5表で判るように、熱中性子に対する高断面積の物質にはハフニウム、ボロン、カドミウムなどがありいずれも実用されている。実際に使用する形態は板状又は棒状で、カドミウムは板状として鋼板またはアルミニウム板とクラッドしたり、銅合金に被覆して用いられ、ボロンは 1.5~2% B のボロン鋼、ボロン・ニッケル合金、粉末成型体、または炭化ボロン、弗化ボロンなどの形で

使用されている。なお最近ハフニウムを使用した動力炉もある。ある種の炉では制御棒を欠くものがあり、また燃料自体が制御を兼ねるタイプの炉もある。

因みにカドミウム及びボロンの熱中性子による核反応は次式の如くであり、カドミウムは透過力の強い二次 γ 線を放射するから、この点ボロンの方が有利である。



(4) 構造材料

一般に原子炉構造材料に対しては、従来の機械構造材料におけると同様な機械的性質の他に、とくに動力炉では高温状態の機械的特性、および耐蝕性が要求され、さらに次章にのべる原子核的性質（例えば中性子吸収、誘導放射能、放射線損傷）も重要な因子となる。

構造材料に対する要求はもちろん原子炉の形式、出力によつて差があり、燃料の種類、中性子エネルギー、炉内温度、冷却方式などに応じて、構造材料の最高許容応力、熱伝導度、熱膨張係数、溶融点、相変態、耐蝕、耐酸化性などを考慮して決められる理であるが、このほか材料のコストも一つのファクターである。

原子炉の構造材料の用途を大別すれば下記の4つに別けられる。すなわち、(a) 原子炉容器、(b) 支持材料、(c) 導管材料、(d) 被覆用材料である。このほか反射材や遮蔽材が構造材料をかねる場合もあり、さらに炉本体とは別個に動力システムの容器、導管、機器類に対しても各種の構造材料が使用されることはいままでもないが、これについては次号に更めて記す予定である。

(a) の原子炉容器 (reactor vessel) は、原子炉核心部 (core) の容器、液体燃料容器、あるいは重水容器などで、とくに動力炉ではコアを入れる容器は相当な重量のものとなるが、この場合の構造材料はほとんど鋼材である。

(b) の支持材料は重水容器及び黒鉛ブロックの支持構造、原子炉容器の支柱、あるいは燃料棒、燃料エレメントの保持具などで、これら (a) および (b) の材料では強さ、弾性常数、降伏点、伸び、クリープ、ラプチャー強さ、熱膨張係数、熱伝導度、耐蝕性などの性質がとくに重要で、これに原子核的性質、加工性なども勘案される。

(c) は重水、冷却水、液体金属冷却剤、あるいは液体金属燃料など流体の導管に使用する材料で、原子核的性質と耐蝕性がとくに問題となる。例えば重水、軽水が中性子照射によつて分解し、そのため腐蝕を促進すること、あるいは液体金属との反応による腐蝕を生ずることなど

これまでの機械の導管材料とは異なつた重要な問題がある。

(d) は不均質炉における燃料棒の被覆や、調製棒の被覆に使用する材料で、各種の金属の管および板でつくられる。とくに燃料の被覆材料は、燃料の酸化保護の直接の目的のほか分裂生成物の飛散の防止、冷却剤に対する耐蝕、熱伝達、燃料との密着、あるいは燃料の熱膨脹、熱サイクル効果、放射線損傷による変形に耐えることなどの目的をもつものであるから、材料学的によく研究されている。またこの場合には中性子吸収断面積と放射線損傷の小さいことが必要な条件である。なお高速中性子原子炉の構造材料も熱中性子炉のそれと大差はない。

比較的低温の研究用原子炉では、アルミニウムが多く使用される。アルミニウムの熱中性子吸収断面積は0.23バーンで十分に低く、かつ熱伝導度が高く、また安価に高純度の材料が得られ、加工性もよいので実用上極めて有利である。しかしアルミニウムの水に対する耐蝕性は水の不純分や pH に敏感に影響される欠点があり、またやゝ高温では強度が劣下することにも問題があるが、150°C 以下の原子炉々心材料としては今後も広く利用されるであろう。

また耐蝕性、強度の点から数種のアルミニウム合金も実用されている。実験用原子炉におけるアルミニウムの使用例や、燃料エレメントに対する応用例については、第Ⅱ章、第Ⅴ章を参照されたい。

ジルコニウム

金属ジルコニウム (zirconium, Zr) の熱中性子吸収断面積は0.18バーンでアルミニウムよりもさらに低く、しかも優れた耐蝕、耐熱性をもつことが知られてから、原子炉構造材料として急に注目されるようになり、金属チタンの製錬法に準じて工業的製造法も一応完成し、すでに原子力潜水艦用 STR 原子炉以来広く試用されている。

しかしジルコニウムは天産の状態で常に2~3%のハフニウム (hafnium, Hf) を混在していて、普通の化学処理や製錬法では分離し得ないから、最後までハフニウムがこの含有量で伴ってくる。しかもハフニウムの熱中性子吸収断面積は115バーンという高断面であるから、これを完全に除去しなければ、原子炉材としてのジルコニウムの利点は半減する理である*。従つてジルコニウム冶金ではこのハフニウム分離工程が最も重要な且つコストのかゝる工程である。溶剤抽出法、イオン交換法な

* 原子炉級 (reactor grade) ジルコニウムの Hf 含有量規格は 0.01% 以下。

第4表 金属ジルコニウムの性質

比重 (g/cc)	6.5
変態点 (°C)	865
結晶構造	α 稠密六方
	β 体心立方
融点 (°C)	1845
熱中性子吸収断面積 (barn)	0.18
抗張力 (psi) $\times 10^3$	(押出材) 70~90, (焼鈍) 50
伸び %	(") 10~20, (") 34

どでハフニウムを分離した原料から四塩化ジルコニウムを精製し、マグネシウムで還元するいわゆるクロール法によつてスポンジ・ジルコニウムをつくり、これを溶解加工して金属製品を得る。第4表に金属ジルコニウムの代表的な性質を示した。現在原子炉用ジルコニウム・スポンジ(半製品)の価格は1kg 約1万円以上である。高温強度を与えるためにジルコニウムの合金も研究されていて、このうちジルカロイ2合金(1.5% Sn, 0.15% Fe, 0.1% Cr, 0.05% Ni)が著名である。なお分離したハフニウムはジルコニウムと同様に製錬されて、耐蝕性強度の優れた制御棒に使われる。

炉心構造材料にはこのほかマグネシウムも使われるが酸化や腐蝕の問題のないガス冷却炉に限られる。しかし多くの動力炉の主要炉心材料は後にのべるステンレス鋼が首位をしめている。また将来原子温度が一層高温になった場合(1000°C以上のガス冷却動力炉)を考慮して、すでにセラミックやサーメット材料が研究されている。なお炉心構造材以外では用途に応じて各種の耐蝕、耐熱合金、チタンなども使われる。

(6) 遮蔽材料

炉の最外部に設けられる遮蔽は、人体の安全のために必要欠くことの出来ないものである。燃料の燃焼やその他の核反応の結果放出される α 線、 β 線は比較的透過力が弱く、遮蔽も大して困難ではないが、 γ 線や中性子線はとくに透過力が強いので、この両者に対する遮蔽はとくに大切である。

遮蔽材料としては密度の高い物質であるほど有効であるが高出力の炉ではそれでもなお多量の材料を必要とする。生物学的遮蔽を完全にするためには5~8フィートのコンクリート壁が必要であり、水を使うとすれば12フィート以上にしなければならない。従つて原子炉核心部はかなり小さく、軽量に設計出来ても、遮蔽材料を含む容量及び重量は著しく増加することとなる。

遮蔽材料の選択は炉の設計条件と使用目的によつて決定されるが、普通はコンクリート(重晶石などを添加することもある)の他に鋼、鋳鉄、鉛が広く用いられ、また中性子吸収のためにカドミウムやボロン、または硼砂

を含むコンクリート等を使用することもある。なお水もある種の炉で遮蔽材として応用される。

IV. 原子炉材料の問題点

一般に原子炉における材料の問題は次の諸項に要約される。すなわち、(1) 機械的強度及び靱性、(2) 熱間強度、とくに熱疲労とクリープ抵抗、(3) 腐蝕、(4) 熱伝導及び熱伝達、(5) 放射線損傷、(6) 中性子吸収断面積(7) 誘導放射能、(8) 分裂生成物の阻止、(9) 材料の純度、(10) 溶接の問題などである。

これらはもちろん用途に応じて何れかの条件が満足されたいのであるが、それでもなお実際の材料の選択に当つて十分満足すべきものを得ることは困難な場合が多い。さて上に掲げた項目のうち、(1)及び(2)の問題は後にのべるように燃料のウラン、プルトニウムをはじめ冷却剤を除くすべての炉心材料にとつて大切なファクターであるが、とくに高温の動力炉の構造材料に対しては先ず第一に考慮しなければならない因子である。

(3)の腐蝕の問題は燃料、燃料被覆、冷却剤、および大部分の構造材料の主要な問題であり、耐蝕性の点から他の原子核的性質を犠牲にして鉄鋼材料およびステンレス鋼が使用されることが多い。また(10)の溶接の問題もこれに関連してくる。(4)のファクターは燃料の冷却、冷却剤及びその容器などに重要なもので、これについてはすでにのべた通りであり、また次章にも触れてある。(9)の材料の純度の問題は、とくに原子炉材料では苛酷な規定が多いが、これは主として不純物による原子核的影響を受けることによるもので、これも従来の工業材料では経験しなかつた特殊の問題である。例えば燃料金属中の不純物による損傷、グラファイト中のボロン、ジルコニウム中のハフニウム量などがそれである。なお以下にその他の二、三の問題点を列挙してみよう。

(1) 中性子吸収断面積

原子炉内ではすべての物質は激しい中性子束に曝されているので、それらの物質の原子核は中性子によつて種々の形式の核反応を生ずる。この核反応の起る確率を表わすのに断面積(cross section) σ なる表現を用いる。これは中性子を弾丸、原子核を的とみなしたときの的の面積に相当するもので、中性子のエネルギーにより、かつ核反応の種類によつてそれぞれの断面積が定義される理であるが、それらすべての過程の断面積を合計したものを総断面積 Σ_a という。吸収についていえば単位体積中の原子核の数を N としたとき、

$$\Sigma_a = N\sigma_a$$

で表わされる Σ_a をマクロ吸収断面積、 σ_a をミクロ吸

取断面積といふ単位として 10^{-24} cm^2 をとり、これをバーン (barn) と名付ける。

結局原子炉材料、とくに炉心部の材料に対しては σ の高いものは有効に働く中性子を無駄に消費するから、中性子経済 (neutron economy) の見地から不利であり σ の値の低いことが第一義的に要求されるわけである。

第5表 主要元素の熱中性子吸収断面積 (σ_a)

元素 $\sigma_a(\text{barn})$	元素 $\sigma_a(\text{barn})$	元素 $\sigma_a(\text{barn})$
H ² (D) 0.0005	Cb 1.1	Mn 12.6
C 0.0045	K 1.97	W 19.2
Be 0.010	Mo 2.4	Ta 21.3
Bi 0.032	Fe 2.43	Co 34.3
Mg 0.059	Cr 2.9	Hf 155.
Si 0.13	Cu 3.59	Hg 380.
Pb 0.17	Ni 4.5	B 750.
Zr 0.18	Ti 5.6	Cd 2400.
Al 0.22		
H 0.33		
Na 0.49		

第5表に熱中性子に対する各種元素の吸収断面積を表示した。この表で判るように第1列の元素 (<1バーン) は熱中性子炉材料として好適のものであり、第2列 (1~10バーン) の元素は耐蝕性その他の性質の有利な場合に使用可能であるが、第3列 (>10バーン) の元素は使用困難ということになる。なお第3列のうちとくに大きい値のポロンやカドミウムが制御材として使われることはすでに述べた。合金や化合物の σ の値はこの表から簡単な算術平均で求めることができる。

なおこの吸収断面積は、中性子エネルギーが大きくなると共に小さくなり、物質による差が少くなるので、高速中性子炉では材料の選択に対して吸収断面積の問題は殆んど考慮しなくて済むようになる。

(2) 放射線損傷

放射線損傷は原子炉材料に関連する最も重要な問題の一つである。一般に固体物質は炉内の高エネルギー、高密度の放射線や分裂破片に曝されると、その結晶構造が影響をうける結果、諸性質が変化し、とくに機械的性質において硬化や脆化が現れる。この現象を放射線損傷 (radiation damage) という。固体に対する放射線の影響としては次のような現象が観察されている。

- (a) 密度の変化
- (b) 形状および組織の変化
- (c) 硬度、抗張力、降伏点の増加
- (d) 靱性、延伸性の減少
- (e) 電気抵抗の増加
- (f) 磁気感度の変化

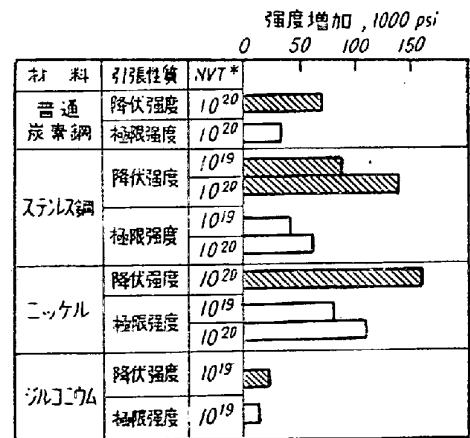
これらのうち実際に現れる損傷の程度は、もちろん材

料により異り、格子欠陥に基くものか、イオン化によるものかによつて変化する。一般に有機物は β 線、 γ 線、中性子などの放射により影響をうけるが、金属および合金では α 線、陽子、電子、とくに中性子に作用される。しかし別項にのべるように炉心部の燃料や被覆材などは飛散する分裂破片によつても強く影響を受けることが知られている。

放射線損傷はどのような原因によつて生ずるかという問題は原子炉材料の工学的な研究にとつてはもちろん、物性論的な研究に対しても極めて重要なテーマであり、まだ十分解明されていない。しかし概念的には、金属原子が突入してきた粒子 (中性子など) によつて衝撃され、たたき出されたそのあとに原子空孔を生じ、また跳ね飛ばされた原子は格子の間に留まつて介在原子 (interstitial atom) をつくり、これらが格子欠陥を形成するために生ずるものと思われる。もちろん実際はさらに複雑で例えば転位 (dislocation) の発生、二次元的な集合体の形成、あるいは局部的融解 (熱スパイク) 凝固による複雑な格子欠陥の生成などもその原因の一部をなしているものと考えられている。

構造材料の中性子照射による性質変化の程度は単位面積当りの照射された中性子の総数 ($n \times t$) とそのエネルギーによつて示される。一般に $nvt = 10^{18} / \text{cm}^2$ の程度の照射によつて変化が認められるようになり、 $nvt = 10^{20} / \text{cm}^2$ となれば顕著な変化が現れる。

また照射が行われたときの材料の温度によつても変化する。性質の変化は焼鈍によつて恢復する如き性質のものであり、かなりの低温でも恢復が認められることもある。



* N = 単位体積中の中性子数, V = 中性子の速度, T = 照射時間

第15図 金属材料の放射線照射による強度の変化

構造材料に対する照射の影響のうち降伏点および破断強度の増加の様態を第15図に引用したが、一般に伸び、

絞りなどの靱性は強度に反比例して減少し、とくに衝撃抵抗の減少、切欠遷移温度の上昇を示すことは、構造材料にとって危険な現象であるが、そのほか前に記した各種の物理的性質の変化も問題となることが多い。

(3) 誘導放射能および分裂生成物阻止

炉内で中性子その他の放射線に曝された材料はいろいろの型の原子核反応を示すが、照射を受けた後も強い放射線を放出する物質があり、これを誘導放射能(reduced radioactivity)という。この現象は冷却剤や腐蝕生成物が炉外へ放射能を運んだり、炉の運転停止時に強い放射能を残留したりするので、原子炉材料の選定に当って予め十分考慮しなければならない性質である。例えばステンレス鋼中のマンガンやタンタル、コバルト合金などはこの意味で好ましくない成分である。

また分裂生成物の阻止 (fission product retention) とは、主として燃料の被覆や燃料の稀釈剤に関するもので、燃料の燃焼 (burn-up) に伴って飛散する分裂破片が、燃料系外に逸出することを阻止する作用を意味し、これも物質の原子構造、結晶構造や厚さで決まる性質である。

(4) 腐蝕

原子炉材料における腐蝕の問題は最も重要なものの一つである。普通腐蝕が問題になるのは次の如き媒質の場合である。

- (a) 冷却水 (高温高压水による場合を含む)
- (b) 水溶液燃料 (硝酸-, 硫酸-またはリン酸ウラニール塩溶液)
- (c) 液体金属冷却剤 (Na, Na-K, Pb など)
- (d) 液体金属燃料 (Bi-U など)
- (e) 溶融塩冷却剤 (NaOH, 有機塩など)
- (f) 高温のガス体 (空気, CO₂ など)

炉内では強い放射線に曝されているが、これが腐蝕媒質を分解して腐蝕を促進する作用がある。また僅かでも腐蝕生成物が遊離すると、誘導放射能の困難な問題も派生する。

高温高压水による腐蝕の問題は、すでに既存のボイラーなどで研究されているが、原子炉では耐蝕度の許容量

がはるかに厳格で、例えば 0.2 mil/year 以下に規定されているので、これも難しい研究課題である。動力炉の冷却水の最高温度は、すでに 350°C 以上であり、500°C のものも現れている。

水溶液均質炉では硫酸ウラニール UO₂SO₄ の重水溶液や酸化ウラン UO₂ の重水懸濁液が燃料として使用されるが、それらによる腐蝕はかなり著しい。

液体金属媒質としては主にナトリウム (カリウム) と蒼鉛である。ナトリウム系は比較的腐蝕性は少ないが、蒼鉛の腐蝕性はかなり激しく材料の選択を困難にする。液体金属による腐蝕の機構は水溶液の腐蝕の機構とは本質的に異なるもので、多くの場合金属学的な溶解度や拡散などに基因する現象である。また冷却系統では高温部で溶出した成分が低温部で析出するとか濃度差による析出など、いわゆる質量移行 (mass transfer) の現象も起り易い。

またナトリウムでは微量の酸素が大きく影響するような効果も知られている。なお腐蝕のデータや事例は第Ⅶ章ステンレス鋼の項で触れる予定である。

(5) 溶接の問題

原子炉の構造材料の接合にはリベットは許されず、すべて溶接が用いられる。しかもジルコニウムのような新しい材料も多く使われるし、燃料の被覆、冷却剤との接触などに完全な溶接構造が要求されるから、溶接技術の問題は腐蝕の問題とも関連して非常に重要視されている。

すなわち燃料のキャニング、燃料エレメントの溶接や銲接部は酸化や冷却剤に対して十分安全でなければならない。また冷却剤の水、溶融金属、苛性アルカリなどに対して、その容器、配管などは完全に耐蝕的でなければならない。溶接部の欠陥によつて腐蝕生成物が増加すれば放射能の問題が起るし、万一破損の事故が生じた場合の危険は従来の化学工場の災害の比ではないであろう。

これらの点から原子炉材料の溶接施工方法、溶接技術、検査法などは原子炉建設に当って極めて重要な研究課題である。

(以下次号)