

製鉄用原子炉

大阪大学工学部 藤 家 洋 一

(I) はじめに

従来、核分裂エネルギーの平和目的への利用は多少の例外、例えば特殊目的の原子力船宇宙ロケット推進等を除いて、原子力発電にその大部分の努力が傾注され、加圧水型原子炉、沸騰水型原子炉、ガス冷却炉等の熱中性子動力炉を生みだし、水力発電、火力発電等と匹敵する原子力発電プラントへと成長して来た。このように原子力発電に努力が払われたのは、経済的観点から、必然的に原子炉が大型化の傾向をとらざるを得なかったこと、電気エネルギーの輸送簡便さから低人口地帯に原子炉設置が可能であったことなどがその理由にあげられる。原子力発電の経済化を原子力エネルギーの平和利用の第一段階とするなら、最近の原子炉で発生する安価な熱エネルギーを原子力発電以外の分野に利用しようとする気運は原子力エネルギーの利用が第二段階を迎えようとしていることを明確に示しているといえる。

製鉄、海水の淡水化、化学工業等々の分野への原子炉の応用は原子炉の多目的利用と呼ばれており、原子炉で発生した熱エネルギーを単一目的でなく例えば電力生産とプロセスヒート供給といった二重目的或は多重目的に使用することを考えている。このように原子エネルギー利用が第二段階を迎えた背景には、原子炉の開発が進み従来の原子炉の温度、圧力範囲を越えることが出来たこと、安全上、プレストレド・コンクリート圧力容器等使用で人口稠密地帯、工場内等に原子炉を設置出来る展望が開けたこと等もあるがその他単にエネルギー的見地だけでなくプロセス全体としての資源的、経済的要請、更には公害に対する対応策としても必要視されて来たことがある。

原子炉を動力源として或プロセスに利用する場合、対象となるプロセスそのものに従来直接他の動力源を利用していた場合と全く同様に適用出来る場合もあるが、そのプロセスに多少の変更を加えるか、或いは全く別の工程を考慮しなければならない場合も出て来る。原子炉に要求される条件も原子力発電の場合と違って来るのは当然で、大略次のような項目について考慮を払う必要がある。

- (1) 原子炉の温度、圧力
- (2) 原子炉冷却材の材料
- (3) 起動、停止、運転等の性能
- (4) 炉心寿命、燃料サイクル、燃料交換等
- (5) 設置場所に関する原子炉の安全性

さて、原子炉の多目的利用の中には従来開発された原子炉に多少の変更、改良を加えただけで良いもの、例えば海水脱塩、地域暖房等もあるが、化学工業、製鉄業のプロセスで要求される温度は従来の原子炉の冷却材出口温度では如何ともしがたい程高温であり、新しい方式の原子炉が要求される。この高い温度を発生出来る原子炉、すなわち高温原子炉として現在考えられているのは、被覆粒子燃料、黒鉛減速、ヘリウムガス冷却によるいわゆる高温ガス炉が唯一のものであり、この種の高温ガス炉が、製鉄プロセスへ応用されることはまず間違いないと考えられる。

(II) 高温ガス炉

ガスを冷却材に使用し、黒鉛を減速材に用いた原子炉はヨーロッパ特に英国を中心にして開発されて来た。初期のコールダーホール型原子炉に始まり、現在の改良型ガス冷却炉につながるガス冷却炉は多く原子力発電所に利用されている。これは米国を中心とした軽水動力炉が低濃縮ウランを使用するのに対して天然ウランを使用出来る利点に重点がおかれているため、濃縮ウラン製造に必要な電力事情の米英での相違がここに現れていることも見逃せない。

しかし、高温ガス炉はこの種のガス冷却炉とかなり趣きを異にしており、高濃縮ウランを使用してトリウムのウラン-233への転換を目指している。

第1図は英国におけるガス冷却原子炉開発の様子を示したもので MARK III は AGR およびドラゴン炉の長所を生かそうとしている。又 MARK I, MARK II, MARK III と進むにつれて平均燃焼度 (MW・日/トン)、出力密度 (MW/m³)、比出力 (MW/燃料トン) 等大中に改善され特に平均燃焼度の増大は燃料サイクルコストの低減をもたらしている。英国のドラゴン炉の他にも西独の AVR、米国のピーチ・ボトム炉がある。これらは

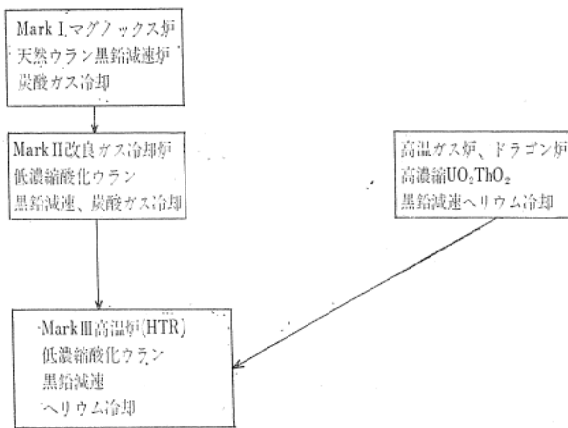


図1 英国におけるガス炉の進展

いずれも、原子炉の可能性更にはその諸特性を実験的に実証する実験炉あるいは尚一層実用炉に近づけるために規模を大きくした原型炉であっていずれも相当の成果をあげている。例えばドラゴン炉が臨界になったのは1964年8月でその後燃料の初期装荷からトリウム系の実証のための燃料装荷へと進んで来ているが、現在の関心は低濃縮燃料を使用することにはらわれている。

これまで行われた実験で興味をひくことの1つは放射能に対する取扱いであろう。核分裂生成物の放出は、(1)被覆粒子燃料の使用、(2)核分裂生成物の連続除去、(3)燃料要素中の黒鉛での吸着と拡散、(4)プレート・アウト、(5)冷却材の浄化、(6)格納容器等での漏洩率の減少等によって抑えられることになっているが、この放射能検出は放射能中のXe¹³³を対象に行っている。この放射能に対する制限はR/B（燃料中で発生した核分裂生成物のうち外へ出て来るものの割合）、を10⁻⁴にすることで、

Xe¹³³の放射能に換算して100キュリーである。実際の結果は第①表に示すが二度目に装荷した燃料では被覆粒子燃料が改良されたため連続放射能除去装置のついていない燃料要素が全体の1/4であるにも拘わらず良好な結果を得ている。

次に興味のある実験は燃料と冷却材の間に多くの熱遮蔽体を入れて燃料温度を800℃～2000℃に上昇させる実験で、時間と共に燃料が次第に破損されて来るのをR/Bを測定することから判断している。この結果は第②図に示すが1650℃以下では燃料破損は検出されなく、更に高温下で破損が生ずる際も破損は除々におこり被覆管燃料のように急激にはおこらないことが示されている。この種の実験は燃料の耐熱性をチェックする上で注目される。

AVRについてもこの炉は従来の燃料要素が炉心に固定されている原子炉と違って直径6cmの燃料球が炉内を循環するもので臨界になったのは1966年7月である。目的とする所は(1)ペブルベッド炉の可能性とその長所の実証(2)各種燃料要素の試験 等で西独における高温ガス炉の将来に寄与する所が大きい。AVRの特長、利点は(1)燃料球が炉内を循環しているため余分の燃料を炉内に入れる必要がない。(2)制御棒は起動、停止のために使用される。(3)燃料要素の破損等の検出が容易である。等で、臨界達成以来順調に運転されている。米国のピーチ・ボトム炉は前者に比べて原型炉的性格が強くアメリカのAECのPower Reactor Demonstration計画の一環として計画され建設されたもので1966年3月に臨界となりその後商業運転に入っている。これまでの運転での事故はガス流バイパス部と蒸気発生器シェルルの温度の上りすぎ等であり、高温ガス炉特有のものは格納容器内の窒素スペースへの蒸気と水の漏洩であった。放射能について

表1 第1装荷と第2装荷についてのR/B 平均値と除去係数*

装 荷	アイソトープ	燃料からの R/B	冷却材中への R/B	除去係数
I	135 Xe	1.1 X 10 ⁻⁴	1.5 X 10 ⁻⁶	72
	133 Xe	1.2 X 10 ⁻⁴	1.8 X 10 ⁻⁶	65
	85 mKr	0.65 X 10 ⁻⁴	1.2 X 10 ⁻⁶	53
II	135 Xe	7.3 X 10 ⁻⁶	2.3 X 10 ⁻⁶	9.5
	133 Xe	8.8 X 10 ⁻⁶	3.7 X 10 ⁻⁶	7.2
	85m Kr	2.8 X 10 ⁻⁵	7.0 X 10 ⁻⁶	12

*1 除去係数 = $\frac{\text{除去された原子}}{\text{冷却材中への原子}}$

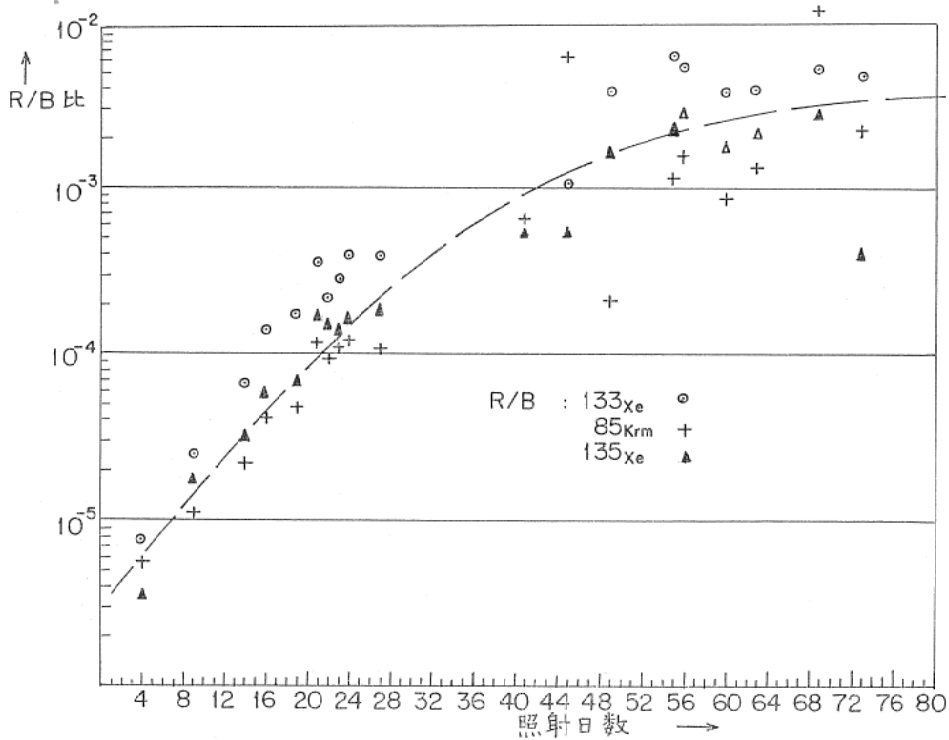


図2 燃料の照射実験

表2 高温ガス炉

	AVR	THTR	Dragon	Peach Bottom	F. S. Vrain
電気出力 MWe	15	300		40	330
熱出力 MWt	46	750	20	116	837
炉心出口温度 °C	850	750	750	750	785
炉心入口温度 °C	200	270	350	350	400
燃料最高温度 °C	1,250	1,350	1,600	1,330	1,260
燃料要素形状	球状	球状	柱状	柱状	柱状
冷却材圧力 kg/cm ²	10	40	20	24	48
炉心平均出力密度 MWt/m ³	2.2	6	14	8.3	6.3
一次冷却材	He	He	He	He	He
二次冷却材	蒸気	蒸気		蒸気	蒸気
二次冷却材温度 °C	505	530		539	538
二次冷却材圧力 kg/cm ²	75	181		107	171

は放射能除去装置の故障が燃料要素1本について生じ放射能レベルが上昇したことがあった。

第2表に示すようにこれ等高温ガス炉の実験炉乃至原型炉はいずれも原子力発電を目標としたもので、AVRが本格的にトリウムサイクルを狙ったTHTR(トリウム高温ガス炉)に、ピーチボトム炉が現在すでに建設中のFort St Vrain炉に、ドラゴン炉がMARK IIIにそれぞれつながっている。

これまでの原子力発電の熱効率は30%内外で、火力発電に比べて効率が悪かった。この最大の理由は運転温度が低いためである、ところが高温ガス炉はその運転温度が700°Cを超え、40%程度の高い熱効率が期待されると同時に燃料の平均燃焼度も従来より高くすることが出来るので燃料コストも安く出来る。

このような現状で将来製鉄プロセスにつながる可能性を有する高温ガス炉の一般的な特徴は次のようなものである。

(1) 冷却材にヘリウムを使用していること

一般に原子炉の冷却材が満たす条件としては、熱伝達率、熱容量が大きいこと、高温で使用圧力が低いこと、腐蝕性が少ないこと、中性子吸収断面積が小さいこと、等があるが、高温ガス炉では減速材として黒鉛が使用される他、構造材等にもなるだけ黒鉛を使うことを考えているので、高温下で黒鉛との反応性が少ないことが上記条件に優先して来る、従って化学的に不活なヘリウムが今

- I 蒸気タービンに統合した HTRの研究
- II 蒸気タービン付き HTR のテストとヘリウムタービン付き HTRの開発
- III ヘリウムタービン付き HTR のデモンストレーション商業ベースにのせる

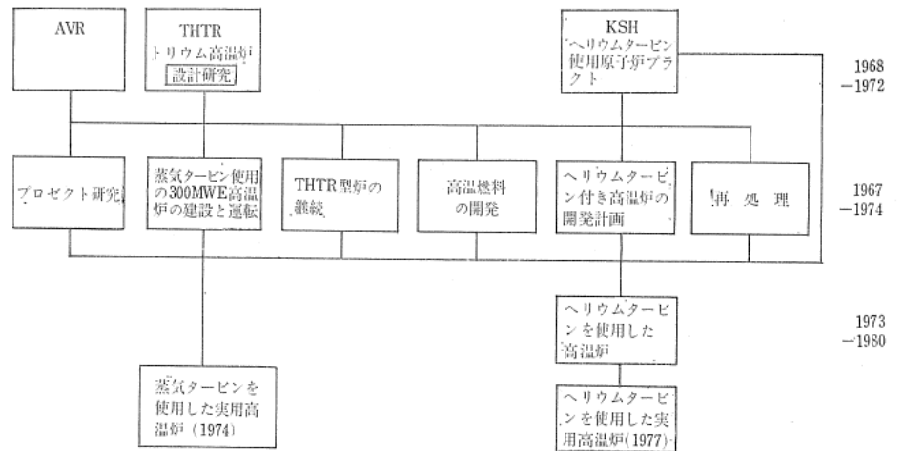


図3 西独における高温ガス炉計画

後共冷却材として使用されることは決定的であろう。

(2) 被覆粒子燃料の使用

高温ガス炉の発展を可能にした最大の要因は被覆粒子燃料の出現であるといえる。従来原子炉の運転によって生ずる放射能の封じ込めについては種々の対策が施されて来ている。例えば軽水炉等ではジルカロイ、ステンレス・スチール等の金属被覆管を使って核分裂生成物を燃料要素内部に封じ込めている、一方ガス炉で黒鉛を使っている大きな理由の1つとして耐熱性の良いことと、中性子吸収断面積が小さく中性子経済の良いことがあげられるが、黒鉛を使用した場合、放射能の拡散を押えることは困難で金属被覆管を使用しない場合漏出して来た放射能を連続的に取去る、いわゆるパージ・システムが必要になって来る。これを大巾に改善し、現在の温度条件下では殆んど問題のない状態にしたのが被覆粒子燃料の出現であった。ドラゴン炉、ピーチボトム炉には現在放射能の連続パージシステムはついていないが、なくても差支えない状態であるし、AVR ではパージシステムはない。高被覆粒子燃料については他で詳細に述べられるのでここではこれ以上ふれないことにするが、今後の高温ガス炉プラントの高温化の度合を決める要素としては、原子炉外部の熱交換器、タービン等と共に放射能漏洩の観点から被覆粒子燃料の耐熱性の問題がある。

(3) 燃料サイクル

天然に存在する核分裂物質としては良く知られているようにウラン-235でその存在割合は0.7%程度であり、

燃料をウラン-235に頼るだけでは不足なので、ウラン-235を燃焼させると同時に新しい燃料を作り出す必要がある。1ケの核分裂物質が燃えて1ケ以上の核分裂物質を作り出す原子炉を増殖炉、1ケ以下だけ1に近い場合を転換炉とっている。ウラン-プルトニウムの場合これは高速増殖炉および新型転換炉と呼ばれ今後の核分裂エネルギーの利用の上で非常に重要で我国でもナショナル・プロジェクトとして動力炉・燃料開発事業団を中心に開発が進められている。

一方、ウラン-プルトニウムの他にもトリウム-ウランの変換で新しい核分裂物質を作り出す方法もある。この転換を行うガス炉を新しい転換炉として位置づけようとしているのも前記高温ガス炉の特徴といえる。従って使用している燃料は高濃縮ウランで親物質としてのトリウムをそれに加えている。しかし高温を得るためだけであれば別に高濃縮ウランを使用する必要はなく、低濃縮ウランを使用して一向に差支えない。

(4) 炉心寿命と燃料交換

原子炉の運転を続けてゆくと核分裂の結果、核分裂物質の量が減少し核分裂生成物が増加して来る。核分裂生成物の中にはゼノン、クリプトン、サマリウムその他中性子を吸収しやすい物質が相当含まれている。これらの中には自分自身で自然崩壊して他の中性子を吸収しない物質に変化して行くものもあるので或程度以上炉内に蓄積しないものもあるが、いずれにしても核分裂を起す物質が減って、中性子を吸収する物質が増加して来ると原

子炉の中で核分裂の連鎖反応が起りにくくなって来、ついには制御要素の操作をしても連鎖反応が生じなくなる。この際は使用済燃料を取去って新燃料を装荷してやらなければならない。この期間を炉心寿命といい出力×日 (MW・Day) の単位で表している。

普通の場合はこの燃料取換えは原子炉を一旦停止して行っており、ドラゴン炉、ピーチボトム炉等はこれであるが AVR はこれを原子炉の運転中に連続的に行うことが出来る。それは AVR の燃料要素が直径 6 cm の球状のもので、10万個程度と燃料球と黒鉛球が原子炉の上部から入って下部から取出される。下部から取出された燃料球のうち核分裂物質が或程度以上燃えてしまっている場合には、これを取除き新しい燃料球を代りに炉の中に送り込んでやるので、燃料取換えは連続的に行うことが出来、炉心寿命というものが AVR ではない。製鉄工程を考えると、この運転時に燃料取換えが可能であるという特徴は大きな利点となる。

(5) ガスタービンの開発 (第4図)

高温ガス炉は従来の原子炉に比べて運転温度が高く出

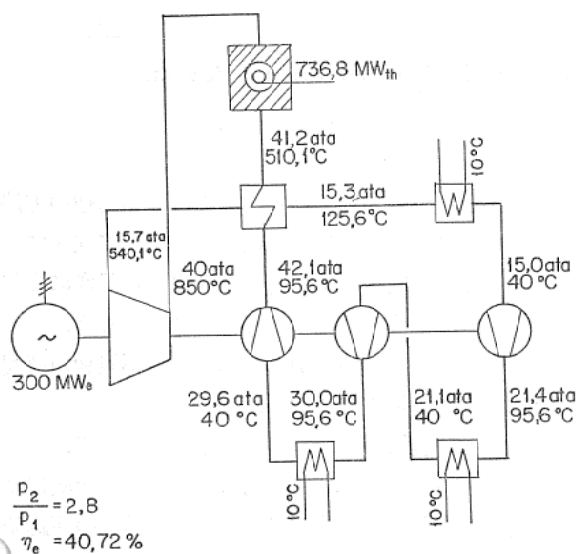


図4 ヘリウムガスタービンと結合した原子炉 (300MWC)

来、高温冷却材流を得ることが出来るが、この高温ガス炉にこれまでは蒸気発生器がつながり隔壁を通じて熱交換を行いヘリウムガスの有する熱量を間接サイクルによって蒸気タービン駆動の動力源としている。この蒸気サイクルより一層高温ガス炉の特長を生かすためにガスタービンの開発が行われている。

原子炉と密閉サイクル型ガスタービンを組合せた直接サイクル型ガス冷却炉プラントが小型、安価、更に熱力学的に高効率になり得る可能性は大きいがそのためには高い温度の他に機器の効率の良いこと、冷却材循環に必

要な圧縮機或は送風機のことを考えれば圧力損失の小さいこと等が要求される。

ガスタービンの開発はロールスロイス社が 250 MW のものを設計しヘリウム冷却の場合に 927°C, 51 気圧でサイクル効率41%を期待している。又西独ではこれまでの船用機関用ガスタービン開発の経験をベースにして GHH 社で22 MW の密閉サイクル型のプロトタイプガスタービンが1970年末完成を予定している。これはヘリウム入口温度 680°C で効率33%である。更に大型のものとして温度が700°C~750°C, 効率40%のものなどが検討されている。

(6) 原子炉内不純物

高温ガス炉の構造材料は黒鉛を中心としている。ヘリウムは高温においても黒鉛との化学反応はなく安定であるがその中に含まれている或は黒鉛に付着している不純物の高温における挙動は大きな問題になって来る。

これまでの高温ガス炉で検出されている不純物としては一酸化炭素、炭酸ガス、水、水素、酸素等である。例えばドラゴン炉は臨界に先だって原子炉系を浄化した際 7.9 kg の水と 1 kg 弱の凝縮性有機物を除去している。この際の不純物の分析結果を第3表に示す。

高温ガス炉ではこのような不純物が高温下で行う黒鉛との反応が問題になる。特に炉内高温点で黒鉛が酸化したり気体の炭素と置換されたりすることは原子炉の高温化を妨げることになる。

又このような不純物は建設時に炉内に存在したもののみであれば運転中に次第に浄化系によって除去されて行くが絶えず外部から混入して来る場合がある。その最大のもは現在二次系の蒸気発生器からの水素の混入でありドラゴン炉でも確認されている。

(III) 製鉄用原子炉

原子炉を製鉄プロセスに利用するのは直接的には熱エネルギー乃至は電気エネルギーの供給ということになる。電気エネルギーのみを供給する場合には電力のコスト低減をはかりつつ必然的に電気製鋼などのような現在すでに電気エネルギーが利用されている分野を拓けて行くことになるであろう。しかし (I) において述べた様に熱エネルギーから電気エネルギーへの変換はその効率が40%程度であることに留意すれば出来る限り熱エネルギーの形で利用すべきであろう。これは米国 ORNL で Agro-Industrial Complex についての研究に U. S. スチール等も参画して電気製鋼、電気製鉄等の他水素による直接還元プロセスの検討も行なっている。又西独でもユーリットにあるペブルベッド型原子炉である AVR をベース

表3 冷却材純度*

時 日	出 力 (MW)	不 純 物 濃 度 (vpm)				
		CO	CO ₂	H ₂ O	H ₂	CH ₄
第一装荷						
1965年 a 9月5日	0—5	4.0	1.0	1.5	—	2
9月26日	5—10	1.5	0.1	0.1	—	0.2
12月	10	1.0	0.08	—	—	—
1966年 a						
5月	0—20	3.9	1.2	0.1	2.2	1.2
6月	20	2.1	0.2	0.1	2.4	0.6
7月	20	0.83	0.1	0.06	3.0	0.37
8月	20	0.79	0.04	0.17	2.1	0.32
第二装荷						
1967年 a 1月	0—20	1.8	0.02	0.05	2.2	0.16
5月	20	0.7	0.02	0.04	0.87	0.87
6月	20	0.85	0.02	0.06	0.75	0.75
a 10月	0—18	1.5	0.47	0.4	1.4	1.4
11月	18	0.65	0.03	0.07	0.58	0.58
12月	18	0.56	0.02	0.07	0.62	0.62

a : 起動時

*1 P. S. Gray and C. Watts : IAEA Symposium on Advanced and High Temperature Reactors (Jülich 1968)

としてアーヘン工科大学等と協力して製鉄プロセスへの応用を考えている。製鉄プロセスたとえば冷却材に水素を使った様な原子炉の例は、NASAにおける熱推進ロケット用原子炉の様なものもあり運転温度も高いが寿命安全その他の点で今すぐ直接サイクル型の製鉄用原子炉プラントを想定することはむずかしく、熱エネルギーを直接供給出来る原子炉のタイプは(II)章に述べた様にヘリウム冷却・黒鉛減速の高温ガス炉であることは九分通り間違いない。それはヘリウムの温度を高く出来るという点からいえることである。

高温で運転される原子炉であることを考えれば、ヘリウムの有する熱エネルギーは直接鉄鉱石なり、製鉄プロセスに使用される還元剤等と接触させることは無理でいずれにしても熱交換器において熱交換するといった、間接サイクルが要求される。

熱交換器なり還元ガス発生炉なりに対する原子炉側からの要求の最大のものは熱交換壁を通して二次側の流体、たとえば水素なり、炭酸ガスなりが原子炉系に漏洩して来ないことであり、同時に原子炉からの放射性物質が二次系に漏洩しないことである。このような条件をみたす隔壁が高温下で製作可能かどうか、どの様な熱交換器を設計するかは非常に重要な問題であり、原子炉の高温化

よりむずかしい問題であるかも知れない。勿論他の方法として或程度の漏洩は避けられないとの見地に立って、漏洩して来た不純物を原子炉内で許容される程度にまで中間で除去する方法を考えることも必要であろう。

現在開発されている原子炉でこのような不純物の濃度の許容限界はあまり明確でない。

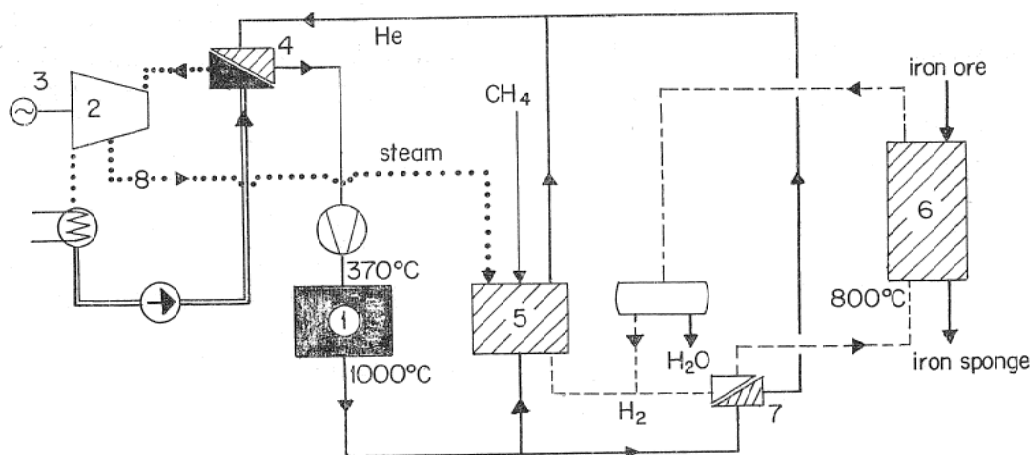
高温ガス炉の製鉄プロセスへの利用の試みは米、独等で行なわれているが、それは大別して、直接還元法による海綿鉄の生産と高炉の熱源に使う強粘結炭の節約を行うことの二つになる。これはいずれの場合も電力生産とプロセス熱供給の二重目的に原子炉を使用していることになる。

原子炉および熱交換器の現状から判断すれば両者の運転温度が各々1000°C未満と1200°C以上ということから近い将来実現可能性を有するのは直接還元法であると予測される。

III-1 直接還元プロセスと原子炉

第5図に直接還元法による原子力製鉄プラントの概念図を示す。これはブラウン・ボバリ/クリップ社の Müller 氏の講演(*)から引用したものである。

原子炉(1)で発生する1000°Cのヘリウムは一部、還元炉(5)に送られ蒸気タービン(2)から送られて来た蒸気とメタ



- 1. 原子炉
- 2. 蒸気タービン
- 3. 発電機
- 4. 蒸気発生器
- 5. 還元ガス製造ユニット
- 6. 還元塔
- 7. ヘリウム/還元ガス熱交換器
- 8. 還元ガス製造用蒸気供給

図5 原子力製鉄

ンから水素を発生する。還元炉(5)で熱除去されたヘリウムは蒸気発生器(4)へ送られる。一方原子炉から出たヘリウムの一部は還元ガス発生炉(5)へ送られず熱交換器(7)へ送られて還元ガス発生炉(5)および還元塔(6)を通った後回収された水素と熱交換を行ない、還元剤としての水素を加熱する。この熱交換を終えたヘリウムは還元ガス発生炉を通して来たヘリウムと共に蒸気発生器(4)に送られ、二次側の水を加熱・沸騰させた後原子炉(1)にもどりサイクルが完了する。又蒸気発生器で生じた蒸気でタービンを廻し、発電を行なう。このサイクルを通し原子炉の熱は海綿鉄生産と電力生産の二重目的に使用されていることとなる。

EEC 共同体が検討した 原子力製鉄のうち天然ガスを

使用したものは大略上述のようなものであるが、やはりこれも海綿鉄生産と電力生産の二重目的を考えており、その主要目は第4表通りである。

III-2 高炉用原子炉

現在最も一般的な高炉に原子炉からの熱エネルギーを直接利用する場合、直接サイクルが不可能であるので、熱交換器での温度降下+1200°C程度のヘリウム温度が要求される。現在の被覆粒子燃料の最高許容温度が1400~1450°Cといわれるので、1200°C程度のヘリウム温度を得るためには更に高温に耐えうる被覆粒子の開発を行なうか被覆粒子燃料内での温度勾配を小さくするか、或は燃料要素の構造を改良して燃料要素内での温度低下を減少させるかしなければならぬであろう。

表4 製鉄用原子炉の主要目

		原子炉	天燃ガスプロセス	炭素プロセス
海綿鉄年炭 360万トン				
還元ガス製造熱	292 MW	熱出力	1923	1715 Mwt
“ の予熱	184 “	稼動時間	8000	8000 時間
“ の中間加熱	63	平均出力密度	6.41	5.71 MWm ³
蒸気製造	109	ヘリウム入口温度	366	495°C
	648 MW	ヘリウム出口温度	900	1200°C
発電装置		ヘリウム圧力	40	40
		燃料表面温度	1170	1500°C
		“ 中心 “	1520	1600°C
熱入力	天燃ガスプロセス 1314 炭素プロセス 1115 Mwt	炉心高さ	6.0	6.0m
ヘリウム流量	2490	“ 直径	8.0	8.0m
ヘリウム入口温度	750			
				950°C

生産と技術

燃料の耐熱性の問題は炭素被覆の場合、結局放射能の漏洩に帰着され、これは燃料が高温にさらされる時間にも関係して来る。

高炉に原子炉を利用する場合、前述の直接還元プロセスに利用する場合と違って二次側流体が還元材である必要はないので、原子炉への一酸化炭素なり水素の漏出の心配はあまりない。

EEC 共同体で検討した 固体還元プロセスに原子炉を利用する場合の主要目を第 4 表に示す。

ここで注目されるのは二次側流体として鉛を使用することを考えている点である。鉛が熱交換媒体に選ばれた

理由は炭素との反応、鉄との反応、溶解が問題にならないこと、考えている温度範囲で液体であること、技術的に現在の鉛、亜鉛生産プロセスの経験が役立つこと、安価であること等である。

熱交換器でヘリウムから熱をもらい1150°Cになった液状の鉛は流動床を流れて直接鉄鉱石に熱を伝えた後再び熱交換器にもどることになるが、このような高温に耐える熱交換器を金属材料で製作することはかなり問題がある。したがって黒鉛を材料にしたような熱交換器、即ち被覆粒子燃料と同様熱交換壁にパイロカーボンを使用した熱交換器も考えられている。