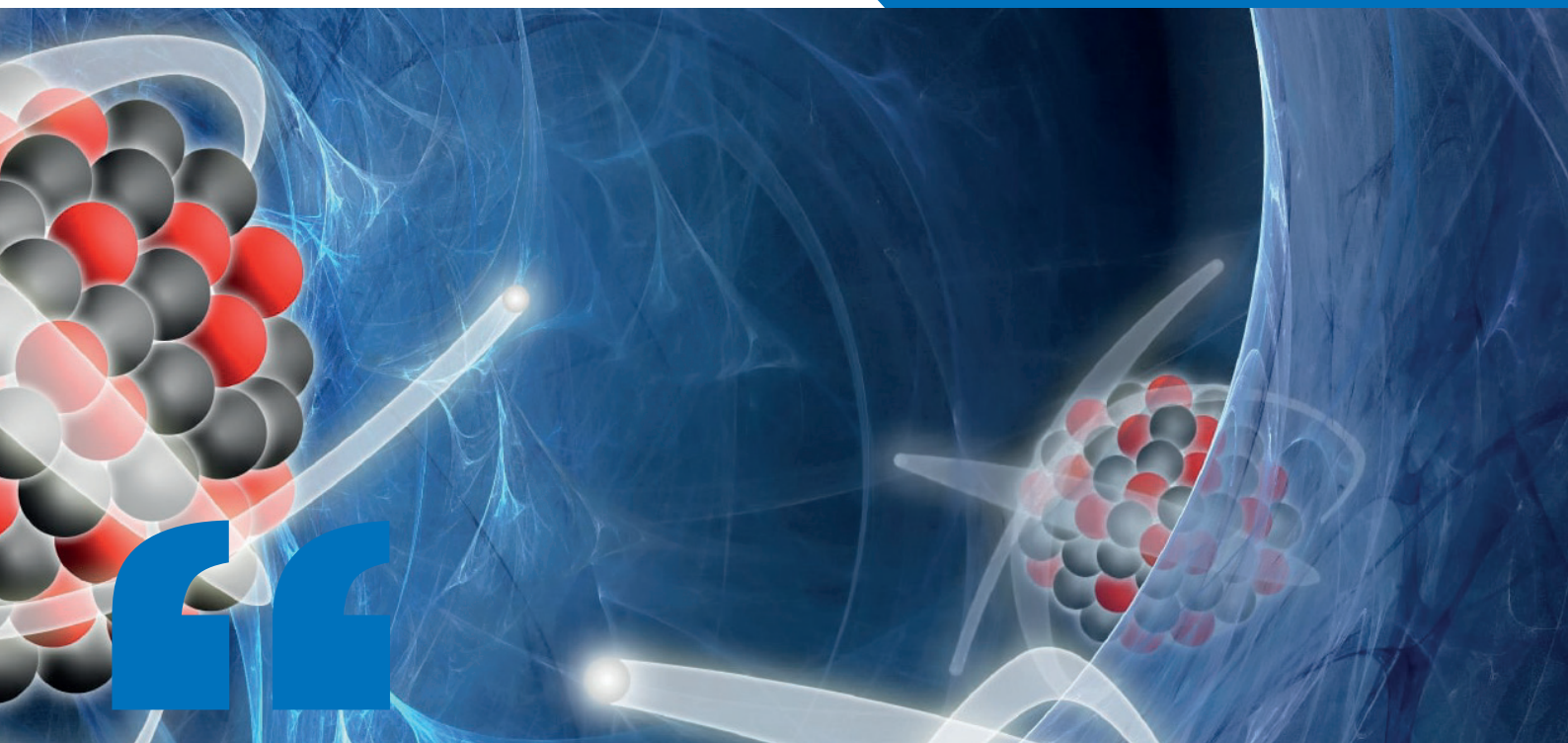


Carlo Di Leo

## ABSTRACT

In questo articolo vengono esaminati i problemi tecnici ed economici riguardanti la separazione isotopica dell'uranio per produrre combustibile nucleare su scala industriale. Ciò è dovuto al fatto che l'interesse scientifico ed industriale per la separazione isotopica dell'uranio è legato all'evoluzione tecnica delle centrali nucleari per la produzione di energia elettrica. Sulla base di molti anni di esperienza, l'uranio-235 viene infatti generalmente ritenuto come il combustibile nucleare più idoneo per ottenere la più elevata sicurezza di funzionamento ed il maggior rendimento economico delle centrali elettronucleari. Anche se è probabile che il progresso tecnologico consentirà di sostituire in un certo tempo ed entro certi limiti l'uranio-235 con altri elementi fissili artificiali, scienziati ed esperti nucleari dei paesi industrialmente più sviluppati prevedono per i prossimi decenni un sensibile aumento del fabbisogno di uranio-235 per usi civili.



# Metodologie e tecniche adoperate per la separazione isotopica dell'uranio

## Introduzione

L'isotopo fissile U-235 può essere utilizzato per la produzione di energia, anche nelle proporzioni in cui è contenuto nella miscela isotopica naturale dell'uranio. Ma diverse ragioni fanno oggi ritenere più conveniente l'impiego di uranio arricchito artificialmente nell'isotopo U-235. Negli ultimi anni la percentuale di reattori di potenza alimentati ad uranio naturale ha subito una rapida diminuzione così che, attualmente, la grande maggioranza delle centrali in esercizio, e quasi tutte quelle in progettazione usano come combustibile l'uranio leggermente arricchito

nel suo isotopo leggero. L'affermarsi di questa forma di utilizzazione del combustibile nucleare e la rapida espansione della costruzione di centrali nucleari di potenza sempre più elevata hanno posto il mondo, ed in particolare i paesi europei, di fronte al problema di garantirsi un'adeguata produzione di uranio arricchito. Di conseguenza i vari e complessi aspetti del problema, la cui soluzione fino a qualche anno fa non era ritenuta urgente, sono stati riesaminati e discussi in una nuova prospettiva da parte delle autorità nucleari e dei gruppi industriali, anche in convegni internazionali. In questa nuova prospetti-

va, si è assistito anche, negli ultimi tempi al rifiorire, in diversi paesi degli studi sulla separazione isotopica dell'uranio, sia per la ricerca di nuovi procedimenti di separazione, sia per il miglioramento dell'efficacia dell'unico procedimento attualmente usato su scala industriale, cioè la diffusione gassosa attraverso barriere porose.

Per porre in evidenza la vastità e complessità del problema, costituito dalla realizzazione degli impianti di produzione necessari a soddisfare il previsto fabbisogno di uranio arricchito, è opportuno ricordare i principi fondamentali ed il grado di sviluppo raggiunto dai procedimenti di separazione attualmente ritenuti di maggiore interesse. L'uranio esistente in natura è una miscelanza di tre isotopi: U-238 (99,28% circa della miscela naturale), U-235 (0,715% circa) e U-234 (poco più dello 0,005%). Evidentemente, l'U-234 risulta trascurabile non solo nei confronti dell'U-238, largamente prevalente, ma anche dello stesso U-235, rispetto al quale è presente in quantità inferiore allo 0,7%. Quindi, dal punto di vista della separazione isotopica, l'uranio naturale può essere in pratica considerato una miscela binaria costituita da un componente pesante (U-238) di scarso valore economico e da un componente leggero pregiato (U-235) cioè l'isotopo fissile che è quello del quale interessa aumentare la concentrazione mediante i procedimenti di separazione. Oltre a quelli naturali, vi sono poi gli isotopi dell'uranio artificiali, che vengono prodotti in varie reazioni nucleari. Quando nei reattori si usa l'U-235 come materiale fissile, si ha inevitabilmente la produzione di una certa quantità di U-236, perché interagendo con i neutroni termici, non tutti i nuclei di U-235 danno luogo alla reazione di fissione. Una parte di essi (in media uno su sette) assorbendo un neutrone, si trasforma in U-236. Questo isotopo ha un interesse particolare dal punto di vista della separazione, in quanto ne aumenta

la difficoltà quando è presente; il che accade quando gli impianti di separazione sono alimentati con l'uranio di recupero scaricato dai reattori nucleari, invece che con l'uranio naturale.

Riguardo all'utilizzazione energetica, l'unico isotopo fissile artificiale dell'uranio è l'U-233 che può essere ottenuto nei reattori convertitori per irraggiamento del torio con neutroni. Insieme all'isotopo fissile viene tuttavia prodotta una certa quantità di uranio-232, la cui fortissima radioattività comporta, nella lavorazione dell'U-233 per trasformarlo in combustibile nucleare, inconvenienti tanto pesanti da indurre alcuni tecnici a studiare la possibilità di eliminarlo mediante un procedimento di separazione isotopica. La valutazione del costo della separazione in un impianto a diffusione gassosa, effettuata da Bigelow e McTigue ha portato a risultati poco incoraggianti. Va ricordato che l'U-238 può dare origine, per irraggiamento con neutroni veloci al Pu-239, un isotopo fissile del plutonio, separabile dall'uranio con metodi chimici. Anche l'impiego di Pu-239 comporta diversi inconvenienti. In definitiva, gli isotopi U-233, U-235 e Pu-239, sono gli elementi fissili utilizzabili nei tipi più largamente diffusi di reattori di potenza (reattori termici). Ma ragioni tecnologiche e di tossicità radioattiva rendono oggi economicamente più conveniente nelle grandi centrali termonucleari, l'impiego di uranio arricchito artificialmente in U-235.

### Metodi adoperati per la separazione isotopica

In questo secondo paragrafo, saranno elencati i principali metodi usati per la separazione isotopica dell'uranio, anche se, per brevità, ci soffermeremo principalmente sui seguenti tre metodi: metodo elettromagnetico, metodo di arricchimento per diffusione gassosa e metodo per ultracentrifugazione. L'uranio arricchito, è una miscela di isotopi dell'uranio, che differisce

dall'uranio naturale estratto dalle miniere per un maggiore contenuto di uranio-235 (o  $^{235}\text{U}$ ), ottenuto attraverso il processo di separazione isotopica. L'isotopo U-235 è infatti l'unico isotopo esistente in natura in quantità apprezzabili che possa essere sottoposto a fissione nucleare, innescata da neutroni termici. Nell'uranio naturale, invece, la percentuale di questo isotopo è, in peso, dello 0,72% mentre, la maggior parte del materiale, come abbiamo visto, è composta dall'isotopo U-238 ( $^{238}\text{U}$ ). L'uranio arricchito è un componente che può essere utilizzato anche per le armi nucleari ed è molto spesso indispensabile per la produzione di energia nelle centrali nucleari. L'Agenzia internazionale per l'energia atomica (AIEA) è l'agenzia internazionale sotto gli auspici delle Nazioni Unite che ha tra i suoi scopi il compito di monitorare e controllare le forniture di uranio arricchito ed i processi correlati nello sforzo di garantire la sicurezza della produzione di energia nucleare a livello mondiale e nel contempo di mitigare la diffusione di tecnologie, materiali ed attrezzature che possano consentire la costruzione di armi nucleari (proliferazione nucleare).

Nel corso del Progetto Manhattan, all'uranio arricchito, venne dato il nome in codice di "oralloy", versione abbreviata di Oak Ridge Alloy, con riferimento alla ubicazione degli impianti nei quali l'uranio veniva arricchito. L'isotopo  $^{238}\text{U}$  che rimane dopo l'arricchimento dell'uranio ed il riprocessamento del combustibile esausto proveniente dai reattori nucleari è noto come uranio impoverito (in inglese "*Depleted Uranium*" o DU), ed è considerevolmente meno radioattivo anche rispetto all'uranio naturale. Esso è estremamente denso e viene correntemente impiegato nel munizionamento anticarro, nel nucleo dei proiettili penetranti le corazze (con capacità di trasferire grandi quantità di energia cinetica ad una superficie molto piccola, incrementando così di molto l'attrito e

trasformando la decelerazione in calore che fonde l'acciaio), e in altre applicazioni che richiedono metalli molto densi.

L'uranio altamente arricchito ha una concentrazione dell'isotopo U-235 pari o superiore del 20%. L'uranio fissile presente nelle armi nucleari, abitualmente contiene circa l'85% o più di U-235 ed è noto come uranio a gradazione per le armi (weapon-grade). Tuttavia, anche un arricchimento molto minore può sostenere una reazione a catena, ma ovviamente, la massa critica richiesta aumenta rapidamente. Comunque, l'utilizzo sapiente dell'implosione e dei riflettori di neutroni, può permettere la costruzione di un'arma con un quantitativo di uranio minore rispetto alla abituale massa critica per il suo livello di arricchimento, anche se questo potrebbe avvenire in una nazione che già possiede un'estensiva esperienza nello sviluppo di armi nucleari. La presenza di un eccesso dell'isotopo U-238 rende meno veloce il decorso della reazione nucleare a catena che è determinante nel fornire potenza esplosiva all'arma. La massa critica per un nocciolo di uranio altamente arricchito (per esempio all'85%) è di circa 50 chilogrammi. L'uranio altamente arricchito (HEU) può essere usato anche in un reattore a neutroni veloci, come pure nei reattori per la propulsione dei sommergibili nucleari, dove viene arricchito a livelli oscillanti tra il 50% ad oltre il 90%, a seconda del reattore. Il primo reattore veloce sperimentale, il Fermi 1, utilizzava HEU arricchito, contenente il 26,5 di uranio-235. La miscela di isotopi, nota come uranio a basso arricchimento (in inglese Low-Enriched Uranium, o più semplicemente LEU), ha una concentrazione di uranio-235 inferiore al 20%. Destinato all'utilizzo nei cosiddetti reattori ad acqua leggera (Light Water Reactor, LWR), che è il tipo più comune di reattori di potenza nel mondo, l'uranio viene arricchito ad una concentrazione tra il 3 ed il 5% di  $^{235}\text{U}$ .



**L'uranio  
altamente  
arricchito  
ha una  
concentrazione  
dell'isotopo  
U-235 pari  
o superiore  
del 20%**

La miscela LEU “fresca” impiegata in molti reattori di ricerca, è abitualmente arricchita con concentrazioni di U-235 dal 12 al 19,75%. La miscela di isotopi nota come uranio lievemente arricchito (in inglese Slightly Enriched Uranium, SEU) presenta una concentrazione di U-235 compresa tra lo 0,9 ed il 2%. Questa bassa concentrazione viene utilizzata per rimpiazzare il combustibile ad uranio naturale (NU) in alcuni tipi di reattori come i reattori ad acqua pesante CANDU. Il costo del combustibile nucleare viene ridotto perché si impiega una maggiore percentuale dell’uranio estratto dalla miniera e occorrono meno passaggi collegati e processi per alimentare il reattore. Questo in effetti riduce la quantità di combustibile impiegato e di conseguenza i costi di gestione di qualsiasi scoria nucleare.

La miscela di isotopi, nota come uranio di recupero (in inglese Recovered Uranium, RU) è una variante della SEU. Viene adoperata nel ciclo del combustibile nucleare che comporta il recupero di combustibile usato recuperato dal reattore nucleare ad acqua leggera (LWR). Il combustibile esaurito, proveniente dai LWR tipicamente contiene più U-235 rispetto all’uranio naturale, e dunque potrebbe essere utilizzato, per alimentare reattori che di base, utilizzano l’uranio naturale come combustibile. La separazione degli isotopi è un’operazione alquanto difficile e ad alto consumo energetico. L’arricchimento dell’uranio è difficile perché i due isotopi sono molto simili nel loro peso atomico. L’U-235 è solo dell’1,26% più leggero rispetto all’U-238. Alcune tecniche di produzione applicate all’arricchimento sono state usate, e diverse altre vengono investigate. In genere questi metodi sfruttano le piccole differenze in peso atomico dei vari isotopi. Alcune ricerche in fase di studio, sfruttano le recenti tecniche della risonanza magnetica nucleare anche se non è certo che qualcuno di questi nuovi processi allo stu-

dio, potrà essere portato alla “larga scala” necessaria per produrre uranio arricchito finalizzato a scopi commerciali o militari. Una caratteristica comune a tutti gli schemi a larga scala di arricchimento è che essi impiegano un numero di stadi successivi identici che produrranno a mano a mano sempre maggiori concentrazioni di U-235. Gli isotopi di uno stesso elemento, avendo masse leggermente diverse, presentano piccole differenze nelle proprietà fisiche e chimico-fisiche, che sussistono anche fra molecole di uno stesso composto chimico quando almeno uno degli elementi sia costituito da più di un isotopo stabile. Ciò rende possibile la separazione di una sostanza, sia essa un elemento puro o un composto, nei suoi componenti isotopici. Fra i vari metodi usati, per effettuare tale separazione, alcuni sono basati su principi già utilizzati per separare fra loro componenti chimicamente diversi di una miscela (per esempio la distillazione) altri invece sono peculiari della separazione isotopica, in quanto non convenienti, dal punto di vista della resa o del consumo energetico, alla separazione di componenti chimicamente diversi. Fra questi rientrano in genere i metodi diffusivi (o della diffusione) per citare solo quelli di più vasta applicazione nel campo degli isotopi.

A partire dagli anni Trenta del secolo scorso ad oggi, vennero sviluppati diversi metodi di separazione. Il metodo di separazione elettromagnetica (1934), quello mediante reazioni di scambio chimico (1936), il metodo di centrifugazione (1936) ed infine, per opera di K. Clusius e G. Dickel, il metodo della diffusione termica (1938). L’applicazione su larga scala dei processi di separazione isotopica, ha avuto inizio durante l’ultimo conflitto mondiale, in relazione allo sviluppo dell’energia nucleare. A tale proposito hanno interesse preminente l’uranio-235 isotopo fissile usato come combustibile e come esplosivo nucleare ed il deuterio o idrogeno pesante



**L’arricchimento dell’uranio è difficile perché i due isotopi sono molto simili nel loro peso atomico**

(D). Quest'ultimo, sotto forma di acqua pesante ( $D_2O$ ), viene usato come moderatore e talvolta anche come refrigerante, in alcune centrali nucleari. Il deuterio insieme al trizio può però avere anche funzione di combustibile nel processo di fusione termonucleare controllata.

I notevoli quantitativi di U-235 e di deuterio richiesti dalle applicazioni della tecnica nucleare hanno condotto alla realizzazione di vastissimi impianti di produzione, specialmente nei paesi impegnati in programmi nucleari. Gli impianti (si vedano le *figure 1A* e *1B*) con cui attualmente si effettua la separazione isotopica dell'uranio sono basati sul processo di diffusione; quelli per produrre deuterio D o acqua pesante  $D_2O$  utilizzano invece perlopiù scambio chimico e distillazione. Anche l'elettrolisi dell'acqua trova un certo impiego nella produzione industriale di  $D_2O$ . Con il processo elettrolitico si sono prodotti i primi notevoli quantitativi di  $D_2O$  in Norvegia, poco prima dello scoppio dell'ultima Guerra Mondiale.

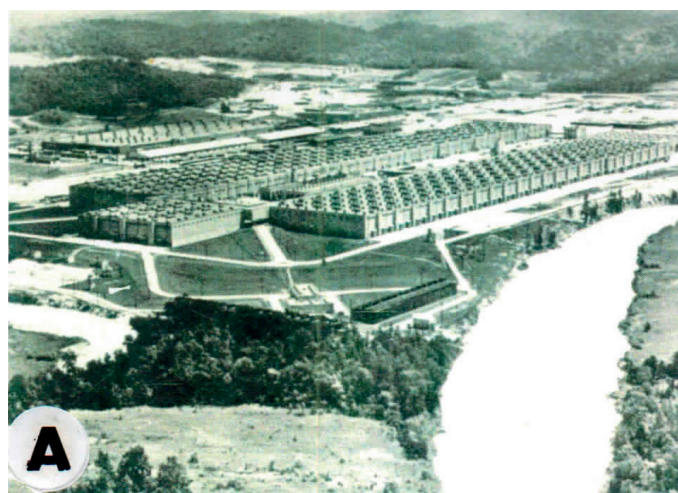
In *figura 1* sono mostrati due impianti di diffusione gassosa a cascata per la separazione di uranio-235. In alto (immagine A) è mostrata una prima foto di Oak Ridge, negli Stati Uniti, e sotto (immagine B) è mostrato l'impianto di Capenhurst, Gran Bretagna. Oltre all'uranio-235 e al deuterio, altri isotopi interessanti dal punto di vista applicativo sono, ad esempio, il litio-6 ( $^6Li$ ), materia prima per la produzione del trizio nei reattori nucleari, ed il boro-10 ( $^{10}B$ ) utile per schermature compatte, per barre di controllo nei reattori (il boro assorbe neutroni "avvelenando" la reazione) e per contatori di neutroni. L'azoto-15 ed alcuni altri isotopi, quali il carbonio-14, l'ossigeno-18 il deuterio ed il trizio, si sono dimostrati anch'essi utili in vari campi della ricerca scientifica. Per separare gli isotopi in piccoli quantitativi, sovente si ricorre ad impianti su scala di laboratorio, basati sul processo della termodiffusione.

Per piccole produzioni, trova frequente impiego anche il metodo di separazione elettromagnetica.

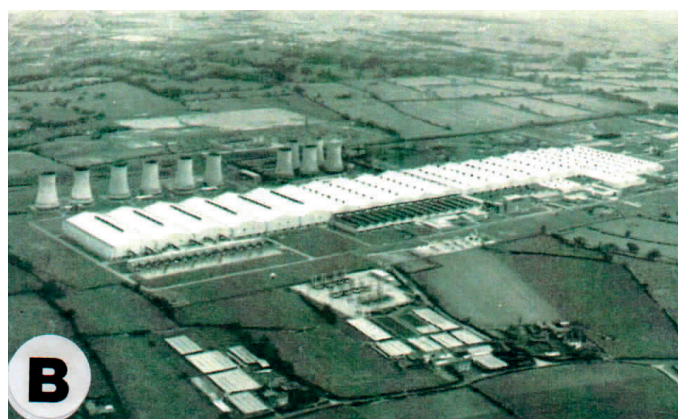
Un primo tipo di processo è la diffusione attraverso un setto poroso, che prende il nome di "diffusione gassosa". Se una camera è divisa in due zone da un setto poroso, e in una di queste zone si pone un gas costituito da due specie molecolari (una leggera di massa  $M_1$  ed una pesante di massa  $M_2$ ) mentre nell'altra si crea una forte depressione, il componente leggero diffonde attraverso i pori del setto verso la zona a bassa pressione più velocemente del componente pesante. Ne consegue un arricchimento del componente leggero nella zona a bassa pressione.



**Il deuterio insieme al trizio può però avere anche funzione di combustibile nel processo di fusione termonucleare controllata**



**A**



**B**

*Figura 1 - Due impianti di diffusione gassosa a cascata.*



L'arricchimento dell'uranio mediante diffusione termica (in inglese "thermal diffusion") utilizza il trasferimento di calore attraverso un sottile velo di liquido o gas per ottenere la separazione isotopica

Poiché questo effetto si verifichi, è necessario che il diametro medio dei pori del setto sia piccolo in confronto al cammino libero medio molecolare. La velocità di diffusione è proporzionale alla velocità media molecolare e questa è inversamente proporzionale alla radice quadrata della massa molecolare. L'effetto separativo elementare è quindi determinato dalla quantità  $\sqrt{M_2/M_1}$ .

Per mettere ordine a quanto detto finora e puntualizzare meglio quanto verrà detto tra breve, diciamo subito che l'uranio può essere arricchito con i seguenti nove metodi;

- Diffusione termica;
- Diffusione gassosa;
- Centrifuga a gas;
- Centrifuga Zippe;
- Processi aerodinamici;
- Separazione isotopica elettromagnetica;
- Processi laser;
- Metodi chimici;
- Separazione al plasma.

In questo articolo non vi è spazio per esaminare dettagliatamente tutti questi metodi. Ci limiteremo pertanto a dire che l'arricchimento dell'uranio mediante diffusione termica (in inglese "thermal diffusion") utilizza il trasferimento di calore attraverso un sottile velo di liquido o gas per ottenere la separazione isotopica. Il processo sfrutta il fatto che le molecole di gas  $^{235}\text{U}$  sono più leggere e diffonderanno verso la superficie calda, mentre le molecole più pesanti di gas  $^{238}\text{U}$  diffonderanno verso la superficie fredda. L'impianto S-50 del Progetto Manhattan, localizzato presso Oak Ridge venne adoperato durante la seconda guerra mondiale, per preparare materiali che alimentavano il processo EMIS. Questa procedura fu in seguito abbandonata in favore della diffusione gassosa.

La diffusione gassosa è una tecnologia usata per produrre uranio arricchito, costringendo l'esafluoruro di uranio gassoso (Hex) ad attraversare una serie di membrane.

Questo produce una lieve separazione tra le molecole che contengono uranio-235 e quelle che contengono uranio-238. Durante la Guerra Fredda, la diffusione gassosa giocò un ruolo fondamentale quale tecnica per l'arricchimento dell'uranio, anche se attualmente, è stata completamente sostituita con nuove metodiche.

Il processo di arricchimento dell'uranio, tramite centrifuga a gas utilizza un gran numero di cilindri rotanti in serie e formazioni parallele. Questa rotazione crea una forte accelerazione centrifuga in modo che, le molecole di gas più pesanti, contenenti U-238 si muovono verso l'esterno del cilindro e le molecole di gas più leggere, con maggiore concentrazione di U-235 si raccolgono presso il centro. Per ottenere la stessa separazione isotopica si richiede molta meno energia rispetto al vecchio metodo della diffusione gassosa, metodologia, quest'ultima, in gran parte soppiantata.

La centrifuga Zippe rappresenta un miglioramento della classica centrifuga a gas e la differenza primaria consiste nel riscaldamento. Il fondo dei cilindri rotanti viene riscaldato producendo correnti che provocano lo spostamento dell'uranio-235 verso la parte superiore del cilindro, dove il materiale prodotto viene raccolto tramite delle palette. Questa centrifuga implementata viene commercialmente utilizzata dalla Urenco per produrre combustibile nucleare e fu utilizzata dal Pakistan nell'ambito del suo programma sulle armi nucleari. Il governo pakistano vendette la tecnologia Zippe alla Corea del Nord e all'Iran consentendo a questi due paesi di sviluppare la loro industria nucleare.

I processi di arricchimento aerodinamico includono le tecniche "ugello Becker a getto", sviluppate da E.W. Becker e colleghi ed un processo di separazione che sfrutta l'utilizzo del tubo di Ranque-Hilsch. Questi processi di separazione aerodinamica dipendono dalla diffusione legata ai gradienti di pressione, come nel caso della

centrifuga a gas. In effetti, i processi aerodinamici possono essere considerati come centrifughe non rotanti. L'aumento delle forze centrifughe viene raggiunto diluendo l'esafluoruro  $UF_6$  con idrogeno o elio come gas di trasporto il quale permette di ottenere una velocità di flusso molto superiore rispetto all'esafluoruro di uranio puro. In Sudafrica la NECSA (Nuclear Enrichment Corporation of South Africa) sviluppò ed utilizzò l'Helikon vortex separation process basato sul tubo di Ranque-Hilsch ed un impianto dimostrativo fu costruito in Brasile dalla NUCLEI, un consorzio diretto da "Industrias Nucleares do Brasil" che utilizzava il processo di separazione con ugello. Entrambi i metodi richiedono il consumo di ingenti quantità di energia ed il recupero di calore dagli scarti, ma nessuno dei due viene attualmente utilizzato. Il diagramma schematico della separazione isotopica dell'uranio mediante un particolare spettrografo di massa, chiamato calutrone, mostra come un forte campo magnetico viene utilizzato per indirizzare un fascio di ioni di uranio su un bersaglio, con il risultato di ottenere un arricchimento in uranio-235 sul margine più esterno del fascio. In *figura 2* vi è uno schema del principio di funzionamento di un calutrone.

Nella figura ora mostrata, S è la sorgente di ioni che consiste, per esempio in una camera nella quale viene introdotto un composto volatile dell'elemento da separare. Gli ioni ottenuti per bombardamento con termoelettroni vengono estratti mediante le fenditure acceleratrici  $F_1$  e  $F_2$  mantenute a potenziale negativo;  $r_1$  ed  $r_2$  sono i raggi di curvatura delle traiettorie degli ioni rispettivamente leggeri e pesanti. Dopo un semicerchio, quando la separazione dei fasci è massima, i radioisotopi possono essere raccolti ciascuno in un collettore.

In un solo stadio si ottiene una separazione praticamente completa, ma la resa del processo è molto bassa; questo meto-

do viene quindi usato principalmente per produrre le piccole quantità (dell'ordine di qualche grammo) di isotopi puri necessari nei laboratori di ricerca.

Il processo di separazione isotopica elettromagnetica (EMIS) consiste per prima cosa nel vaporizzare l'uranio metallico e quindi nel provocare una ionizzazione che produca ioni carichi positivamente. Questi vengono quindi accelerati e successivamente deflessi da campi magnetici sui loro rispettivi bersagli di collimazione.

I processi laser sui quali ci soffermeremo in un prossimo articolo, sono una possibile tecnologia di terza generazione in grado di richiedere minore dispendio energetico, minori costi di investimento e di utilizzo e quindi significativi vantaggi economici. L'AVLIS (Atomic Vapor Laser Isotope Separation) è un metodo che utilizza laser di opportuna frequenza per separare gli isotopi dell'uranio tramite la ionizzazione selettiva di transizioni iperfine. Il fascio laser è in grado di ionizzare solamente l'U-235. Gli ioni prodotti, carichi positivamente, vengono quindi attratti da un elettrodo carico negativamente e si accumulano.

Un secondo metodo di separazione laser è conosciuto come separazione isotopica la-



**L'aumento delle forze centrifughe viene raggiunto diluendo l'esafluoruro  $UF_6$  con idrogeno o elio come gas di trasporto il quale permette di ottenere una velocità di flusso molto superiore rispetto all'esafluoruro di uranio puro**

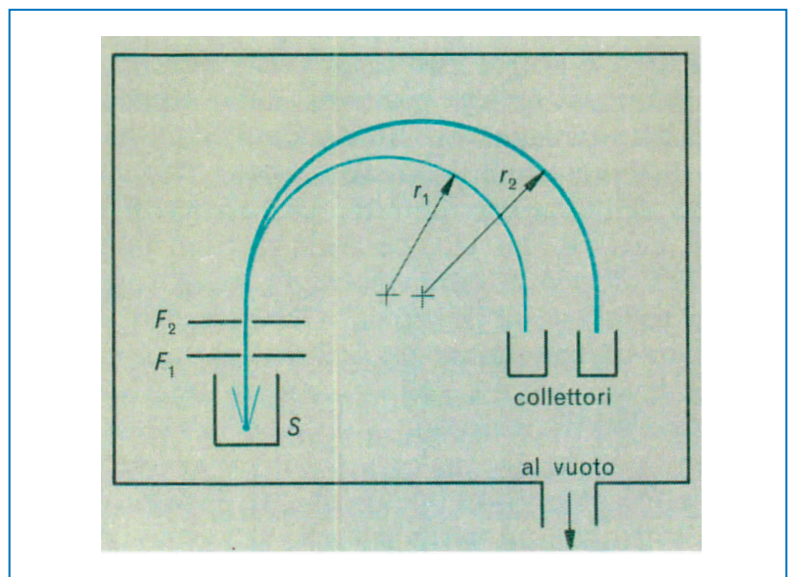


Figura 2 - Principio di funzionamento di un calutrone.



ser molecolare (MLIS, Molecular Laser Isotope Separation). Secondo questo metodo, un laser infrarosso viene diretto sull'esafluoruro di uranio gassoso, eccitando le molecole che contengono l'isotopo U-235. Un secondo laser libera un atomo di fluoro, producendo pentafluoruro di uranio che precipita separandosi dalla fase gassosa. Un metodo molecolare australiano chiamato SILEX (Separation of Isotopes by Laser EXcitation) e che utilizza  $UF_6$  è in apparenza completamente differente da qualunque altro metodo finora utilizzato. I dettagli riguardanti il processo non sono attualmente ancora noti. Dopo un lungo periodo di sviluppo da parte della *US enrichment company* USEC che acquistò e quindi cedette i diritti commerciali della tecnologia, la *General Electric* firmò un accordo commerciale con la *Silex Systems* nel 2006. Nessuno di questi processi è ancora pronto per un utilizzo commerciale, benché il SILEX abbia raggiunto un buon livello di avanzamento.

Un processo chimico si è dimostrato utile in un impianto pilota, ma non viene attualmente utilizzato. Il processo CHEMEX francese sfruttava una differenza molto piccola nella propensione dei due isotopi a modificare il loro stato di valenza in reazioni di ossidoriduzione, utilizzando fasi acquose e organiche immiscibili. Un processo di scambio ionico fu sviluppato dalla *Asahi Chemical Company* in Giappone applicando principi chimici simili, ma effettuava la separazione adoperando una resina a scambio ionico.

I processi di separazione al plasma (PSP), infine, sono una tecnica potenzialmente più efficiente di arricchimento dell'uranio, e fanno uso di magneti superconduttori e di plasma. Viene sfruttato il principio della risonanza ionica di ciclotrone per fornire energia in modo selettivo all'isotopo  $^{235}U$  in un plasma contenente una miscela di ioni. In Francia fu sviluppata una versione di separazione al plasma denominata RCI (Ré-

onance Cyclotron Ionique). I fondi per la RCI furono drasticamente ridotti nel 1986, ed il programma venne sospeso all'incirca nel 1990, benché la RCI sia ancora utilizzata per la separazione degli isotopi stabili.

L'unità di lavoro separativo (ULS o SWU dall'inglese *Separation Work Unit*) è un'unità di misura complessa che risulta funzione della quantità di uranio trattata e del suo grado di arricchimento ed in quanto tale rappresenta l'estensione dell'aumento di concentrazione dell'isotopo U-235 relativo al resto dell'uranio. Poiché l'uranio raffinato (yellowcake) contiene solo lo 0,7% di U-235, è necessaria una grande quantità di yellowcake da cui estrarre il poco U-235 presente, fino a raggiungere la quota di arricchimento necessaria. L'uranio da cui viene detratto l'isotopo U-235 è detto uranio impoverito che è dunque uno scarto del processo di arricchimento e non un prodotto desiderato. L'uranio impoverito è costituito in grandissima parte da U-238. L'uranio altamente arricchito può contenere isotopi indesiderati, come l'U-234 un isotopo minore dell'uranio naturale. Durante il processo di arricchimento, la sua concentrazione aumenta, ma resta abbastanza al di sotto dell'1%.

Alte concentrazioni di U-236 sono un sottoprodotto dell'irradiazione in un reattore e possono essere contenute nell'uranio altamente arricchito (HEU) in relazione al modo in cui è stato prodotto. L'EHU rilavorato, proveniente da reattori per la produzione di materiale destinato ad armi nucleari (con una concentrazione di U-235 approssimativamente del 50%) può contenere concentrazioni elevate di  $^{236}U$  che possono raggiungere il 25%, ottenendo alla fine approssimativamente una concentrazione dell'1,5% nell'uranio a basso arricchimento prodotto in modo da compensare la presenza di  $^{236}U$ . La miscela di NU (uranio arricchito) ed DU (uranio impoverito) può essere usata per diluire i sottoprodotti indesiderati che possono essere



**L'impoverimento  
costituisce  
rispetto  
all'arricchimento,  
l'altra faccia  
della medaglia**

contenuti nell'HEU di alimentazione. In relazione alla qualità della materia prima adoperata, può a tale scopo essere utilizzato anche l'uranio lievemente arricchito a concentrazioni tipiche dell'1,5% di U-235.

### Metodo elettromagnetico, metodo per diffusione e metodo per ultra-centrifugazione.

Nel paragrafo precedente sono state brevemente elencate le metodologie usate per la separazione isotopica dell'uranio. In questo paragrafo cominciamo ad approfondire quelle più significative. In *figura 3* è riportato lo schema di arricchimento dell'uranio con metodo elettromagnetico. A tal proposito è bene ricordare che lo stesso fisico Lawrence aveva a suo tempo sfruttato il principio di funzionamento del ciclotrone e aveva a disposizione all'Università di Berkeley un gran numero di magneti, in cui provò a separare tra di loro le due specie nucleari (isotopi)  $^{235}\text{U}$  e  $^{238}\text{U}$ . Il principio fisico è quello della deviazione delle particelle cariche in un campo ma-

gnetico. Uno ione (atomo che ha assunto una carica positiva o negativa a causa di perdita o cattura di elettroni) che si muove in un campo magnetico viene deviato tanto più, quanto più è leggero. In linea di principio, se nella "sorgente" a sinistra un gas di uranio viene ionizzato e accelerato da un campo elettrico, gli ioni di  $^{235}\text{U}$  vengono deviati di più che non gli ioni di  $^{238}\text{U}$ . Il "ricevitore", a destra, opportunamente posizionato, potrà raccogliere  $^{235}\text{U}$  praticamente puro, mentre l' $^{238}\text{U}$  si disperderà all'estrema destra. Il sistema fu rapidamente costruito ed esaminato all'interno del grande magnete dal diametro di 360 centimetri dell'Università di Berkeley.

I risultati di laboratorio furono brillanti e molto incoraggianti ma nell'impianto costruito ad Oak Ridge, nel Tennessee, si dovette faticare per due anni per ottenere quantità ragionevoli dell'isotopo separato. Sorsero molti problemi nati dal passaggio troppo rapido dalla sperimentazione in piccola scala all'impianto industriale. Un problema era dovuto alla difficoltà di rego-



**In relazione alla qualità della materia prima adoperata, può a tale scopo essere utilizzato anche l'uranio lievemente arricchito a concentrazioni tipiche dell'1,5% di U-235**

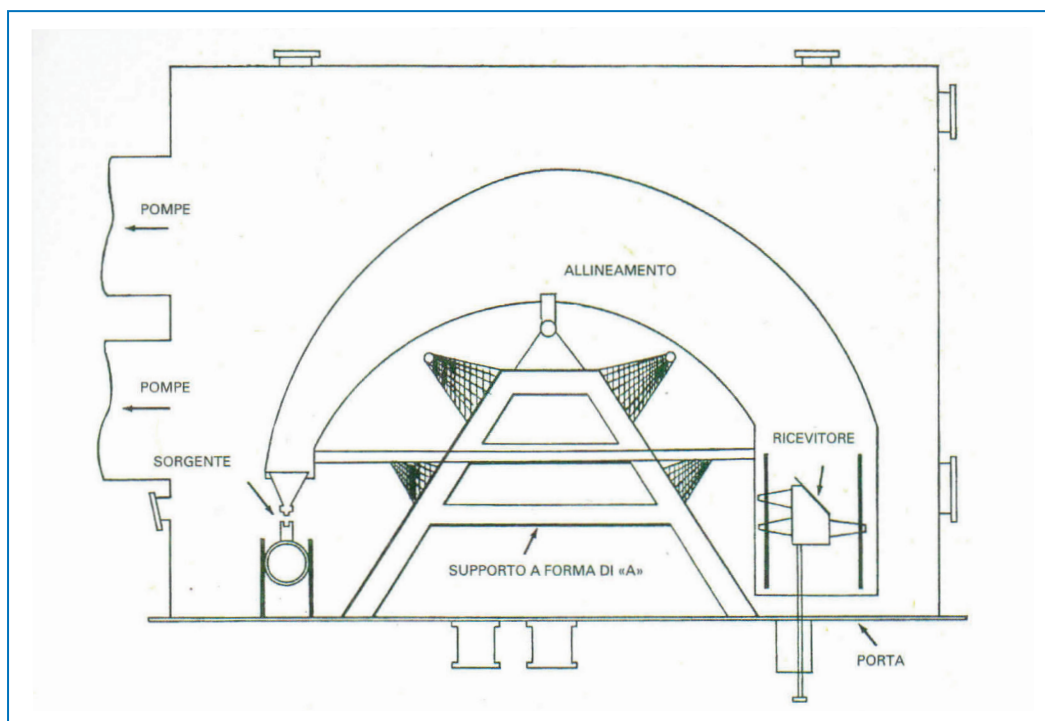


Figura 3 - Schema dell'arricchimento elettromagnetico.



Quando un gas diffonde attraverso una parete porosa, le molecole più leggere passano più rapidamente

lare il campo magnetico. Un altro problema era dovuto ai gas di uranio residui che circolavano nell'ambiente e ostacolavano il cammino degli ioni di  $^{235}\text{U}$ . Si dovette modificare il progetto e raccogliere anche dell'  $^{238}\text{U}$ .

A causa del ritardo degli altri sistemi, il sistema descritto fu, malgrado tutto, quello che produsse per primo il combustibile per la bomba. Il metodo elettromagnetico era giustificato solo dalle necessità della guerra. Poco dopo la fine delle ostilità l'impianto fu smantellato.

In figura 4 è riportato uno schema di arricchimento dell'uranio con diffusione gassosa.

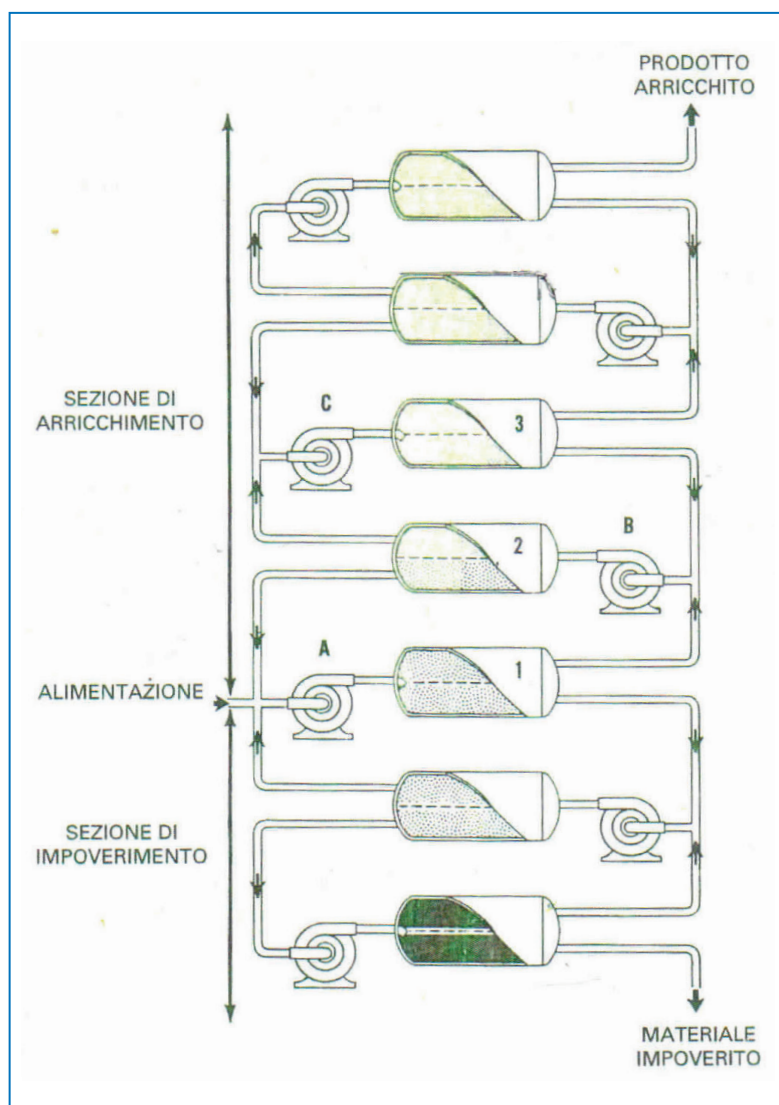


Figura 4 - Schema di arricchimento con diffusione gassosa.

Quando un gas diffonde attraverso una parete porosa, le molecole più leggere passano più rapidamente. Nell'uranio la differenza di massa fra le due specie è bassissima e quindi ad ogni passaggio l'uranio si arricchisce di molto poco. Ne segue che per arricchire l'uranio dallo 0,71% al 90% sono necessari circa 10 000 stadi a cascata. Il gas di alimentazione, sotto forma di esafluoruro di uranio, viene inserito ad uno stadio centrale (stadio di alimentazione). Il gas viene compresso dalla pompa A e messo a contatto con la membrana di diffusione 1. Il gas che passa attraverso la membrana è leggermente arricchito in  $^{235}\text{U}$  e viene ricevuto dalla pompa B che lo fa passare attraverso la membrana 2. Il gas che non passa attraverso la membrana 1 viene ricevuto dallo stadio più basso, meno arricchito. Dopo ogni membrana vi è dell'uranio più arricchito che va verso gli stadi superiori e dell'uranio meno arricchito che torna verso gli stadi inferiori. Se l'impianto è abbastanza lungo, dall'ultimo stadio uscirà  $^{235}\text{U}$  abbastanza puro e dallo stadio più basso uscirà dell'uranio impoverito che è praticamente  $^{238}\text{U}$  quasi puro. I problemi da risolvere nell'applicazione di questo metodo erano tanti e gravi. In pratica nessuna industria era in grado di costruire compressori senza perdite e le temperature resistenti al gas esafluoruro (molto corrosivo) non erano ancora state sviluppate.

Anche qui diventava vitale il lavoro di ricerca che fu molto complesso e travagliato, ma giunse ai risultati voluti. Fu scelta una membrana al nichel, resistente alla corrosione, che aveva dei fori uniformi del diametro di circa 1/100 di micron. Dopo la guerra l'impianto di diffusione lavorò a pieno ritmo per produrre sia materiale per bombe, sia uranio a basso arricchimento per centrali nucleari. È in funzione ancora oggi, per quanto, il metodo della diffusione gassosa è stato sempre più sostituito con metodologie più moderne, prima fra

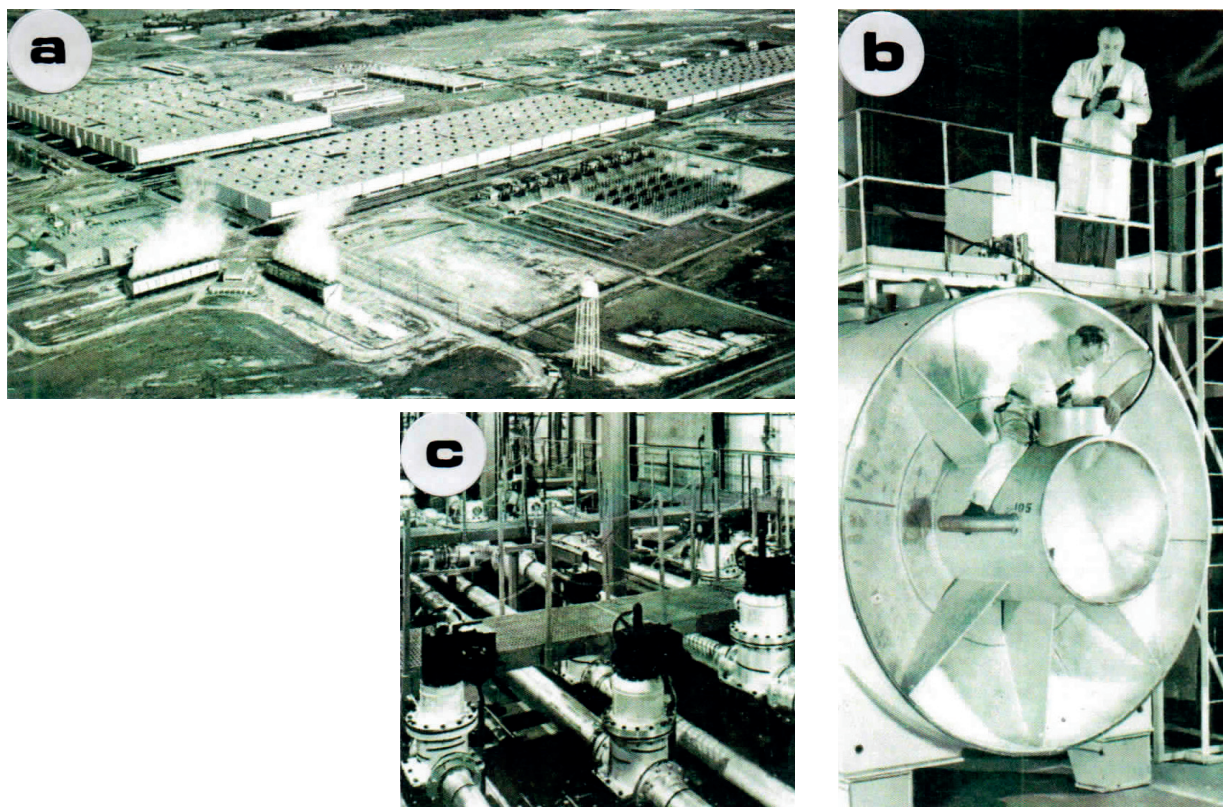


Figura 5 - Tre immagini relative agli impianti di separazione.

tutte quella della “centrifugazione” o “ultracentrifugazione”.

Intanto, in *figura 5* sono riportate tre immagini riguardanti gli impianti di separazione isotopica dell'uranio.

Nella foto posta in alto e indicata con la lettera a) vi è una veduta panoramica dell'impianto statunitense di Portsmouth. A destra (*immagine b*) si possono vedere due tecnici intenti alla manutenzione di un componente nell'impianto inglese di Capenhurst. Infine, in basso, (*immagine c*) sono mostrati i collettori di esafluoruro di uranio ( $UF_6$ ) nell'impianto francese di Pierrelatte.

### La separazione isotopica per centrifugazione

In *figura 6* è riportato un primo schema di uno stadio di arricchimento per centrifugazione (o ultra-centrifugazione.)

A tal proposito è bene dire che tutti avran-

no visto che sottoponendo un liquido a centrifugazione (tipica la zàngola per separare la panna dal siero del latte), la componente più pesante tende a traboccare dal recipiente, mentre la componente più leggera tende a rimanere al centro. Lo stesso principio viene utilizzato per arricchire il gas esafluoruro di uranio. In questo caso la differenza di densità tra le due componenti è molto bassa e occorre far girare la centrifuga a velocità altissima (50 000 giri al minuto), mettendo a dura prova il materiale di cui è composto il rotore.

Il gas entra dall'asse; l' $^{235}U$  più leggero tende a rimanere vicino all'asse e l' $^{238}U$  più pesante tende a spostarsi verso la parete. La temperatura del rotore è più elevata verso l'alto, in modo tale che si instaura una lenta circolazione naturale che facilita la separazione. Il raggio del rotore è dell'ordine di 10 centimetri e l'altezza supera di



**Il gas entra dall'asse; l' $^{235}U$  più leggero tende a rimanere vicino all'asse ed l' $^{238}U$  più pesante tende a spostarsi verso la parete**

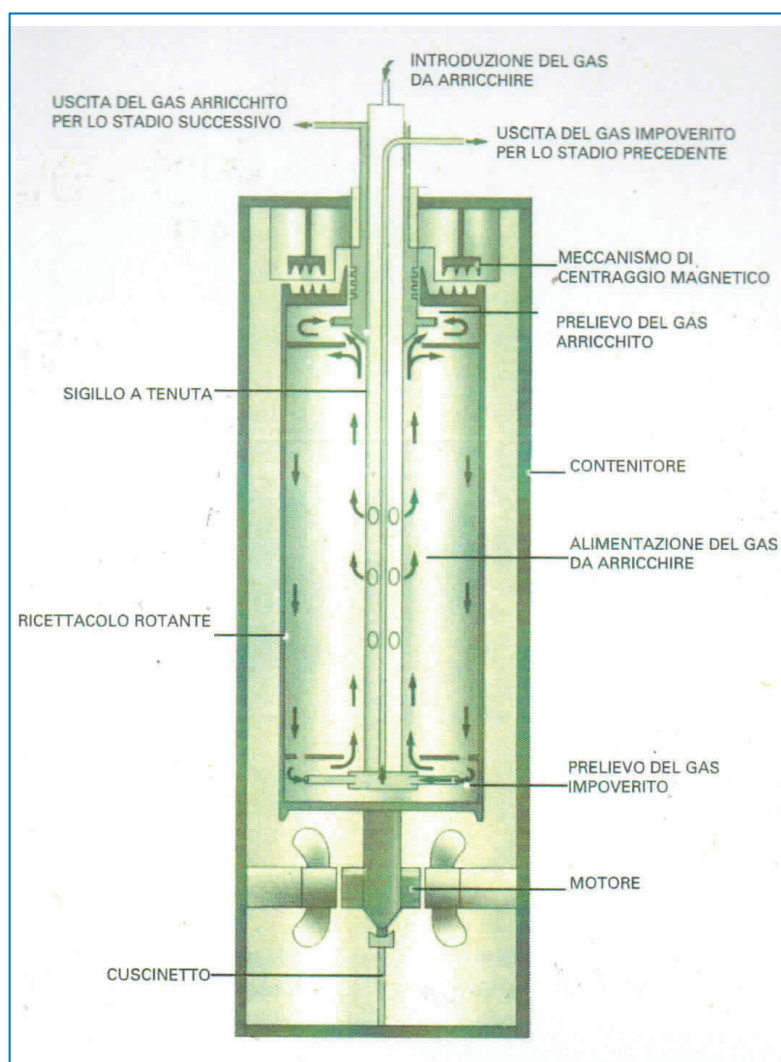


Figura 6 - Sezione di uno stadio di arricchimento per ultracentrifugazione



**Le centrifughe a flusso controcorrente interno sono le macchine più efficienti realizzate sino ad oggi**

poco il metro. Gli stadi sono pochi (decine di volte meno di quelli richiesti dalla diffusione gassosa), ma per ogni stadio vi devono essere migliaia di centrifughe. I problemi meccanici sono assai gravosi: dalla resistenza dei materiali al progetto dei cuscinetti, al centraggio del rotore che viene eseguito con un dispositivo magnetico. Tutti questi problemi portano a costi molto alti e a vita breve delle centrifughe. Nel caso di miscele isotopiche pesanti il coefficiente teorico di arricchimento elementare (dovuto al suo effetto radiale, cioè in assenza di variazioni di concentrazione dovute a flussi verticali) risulta all'incirca

direttamente proporzionale alla differenza di massa delle molecole e al quadrato della velocità periferica  $V$  di rotazione della centrifuga. Un grande vantaggio è ovviamente la possibilità di aumentare la velocità periferica fino ai limiti consentiti dalla resistenza dei materiali. La realizzazione pratica del procedimento ha richiesto però la soluzione di una serie di problemi tecnologici di notevole difficoltà. Le macchine successivamente attuate a questo scopo si possono classificare in tre tipi essenzialmente diversi per quanto riguarda il loro funzionamento:

- Centrifughe ad evaporazione;
- Centrifughe in flusso concorrente;
- Centrifughe in flusso controcorrente.

Le prime sono state abbandonate perché consentono di effettuare solo un processo discontinuo (cioè occorre procedere ogni volta ad operazioni di riempimento e svuotamento). Le seconde, che permettono l'effettuazione di un procedimento di separazione continuo, hanno il vantaggio di una portata relativamente grande, ma non consentono di ottenere un fattore di arricchimento maggiore di quello elementare. Le centrifughe a flusso controcorrente interno (Figura 7) sono le macchine più efficienti realizzate sino ad oggi. Naturalmente, per ragioni meccaniche, non è possibile costruire centrifughe lunghe quanto si vuole; finora, stando ai dati ufficiali, sono stati realizzati rotori effettivamente funzionanti aventi una lunghezza maggiore di 120-125 centimetri. In figura 7 è dunque riportata una centrifuga a flusso controcorrente interno (si confronti questa immagine con quella di figura 6).

Allo stato di sviluppo attuale sono state attuate tuttavia (sempre per quanto è noto) macchine aventi un coefficiente di arricchimento elementare che è almeno dieci volte maggiore di quello ottenibile con la diffusione gassosa ed un fattore di arricchimento globale ancora più elevato. Nel caso della separazione di isotopi pe-

santi si ha quindi la possibilità di ridurre decine di volte il numero degli stadi che sono necessari per operare una determinata separazione. Si aggiunga che l'assorbimento teorico di energia richiesto dalla centrifugazione risulta essere enormemente minore di quello richiesto dalla diffusione gassosa. Sul piano della realizzazione pratica, tuttavia, i grandi vantaggi teorici del procedimento della centrifugazione sono fortemente ridotti dalle elevate perdite di energia per attriti, dalle notevoli difficoltà tecnologiche dovute a problemi di stabilizzazione meccanica e di resistenza all'azione corrosiva dell'esafluoruro di uranio, particolarmente pericolosa nei punti di giunzione tra elementi fissi ed organi in movimento, e, infine, dalle perdite di lavoro di separazione dovute alla necessità di connettere in parallelo un gran numero di macchine, la cui singola portata è molto piccola rispetto a quella di uno stadio a diffusione.

Non è possibile rendere esattamente conto del grado attuale di competitività del procedimento poiché i risultati tecnici conseguiti con la centrifugazione dopo il 1960 sono stati posti sotto il vincolo del segreto militare nei paesi occidentali più impegnati in questo programma di ricerche (Germania, Inghilterra, Stati Uniti ecc.). Dal 1960, risultati di studi e ricerche sulla centrifugazione sono stati resi noti solo in Olanda, in Francia ed in Giappone. In quest'ultima nazione è tuttora in corso un intenso sforzo di ricerca, condotto parallelamente alle ricerche sulla diffusione gassosa. In merito alla competitività della centrifugazione, nei confronti della diffusione gassosa, due noti scienziati, Fréjacques e Galley hanno effettuato nel 1964 un confronto tra i costi dell'uranio arricchito prodotto con i due procedimenti. I risultati di tale valutazione effettuata sulla base delle esperienze condotte in Francia, sono illustrati in *figura 8* dove sono riportate le curve dei costi unitari in funzione della

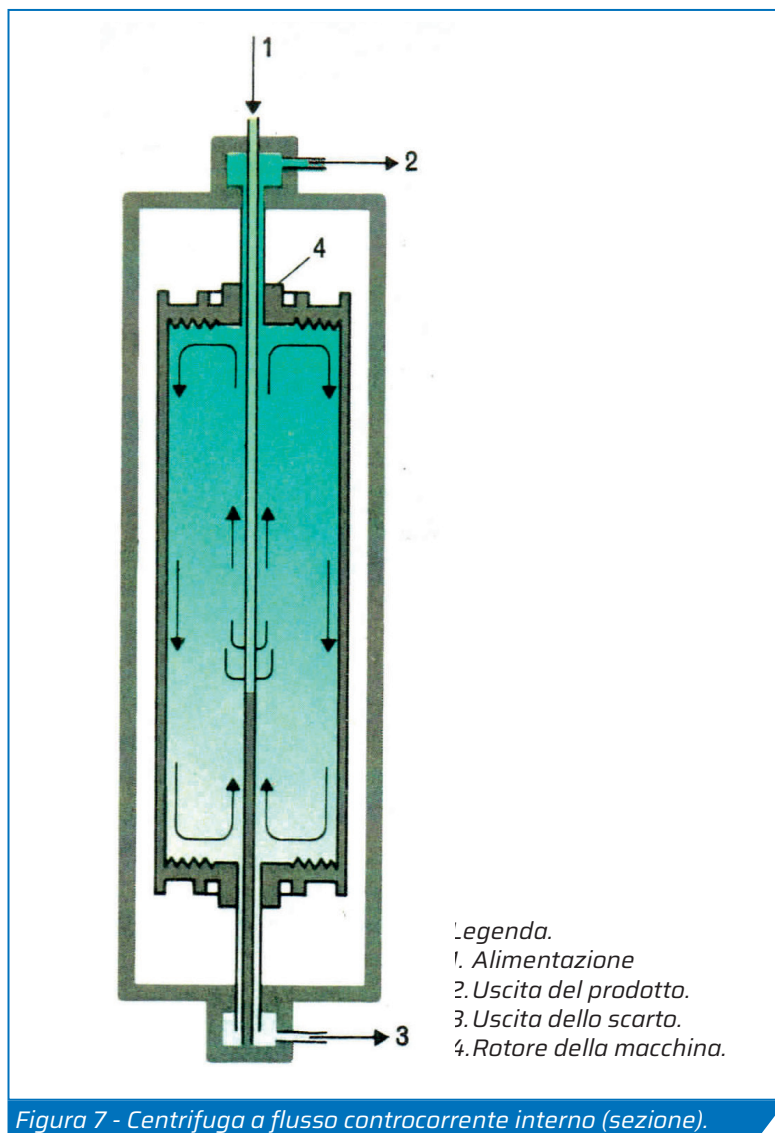
quantità di  $^{235}\text{U}$  al 3% prodotta (cioè della grandezza dell'impianto). In particolare, in *fig.8* si può vedere il confronto tra i costi di uranio arricchito (3%) per diffusione gassosa (in grigio) e per centrifugazione (in colore). I costi sono in vecchi franchi francesi per grammi di uranio, la portata in tonnellate di  $\text{UF}_6$  e la produzione di uranio al 3% in t/a di  $\text{UF}_6$ .

Dall'andamento delle curve si vede come, secondo gli esperti francesi, la centrifugazione risulti più conveniente solo per produzioni estremamente modeste.

Il procedimento della diffusione gassosa è ritenuto suscettibile di perfezionamenti



**Dal 1960, risultati di studi e ricerche sulla centrifugazione sono stati resi noti solo in Olanda, in Francia ed in Giappone**



*Figura 7 - Centrifuga a flusso controcorrente interno (sezione).*

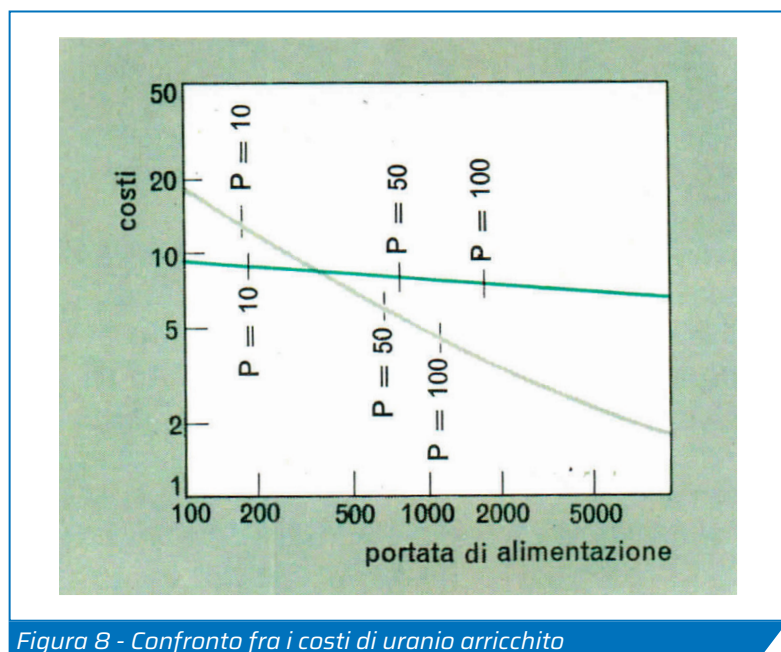


Figura 8 - Confronto fra i costi di uranio arricchito

di natura tecnologica di non trascurabile importanza industriale. I tecnici dell'USA-EC hanno calcolato che, per gli impianti a diffusione americani, l'introduzione dei soli perfezionamenti, la cui efficienza è già stata sicuramente provata, ha condotto ad una riduzione dell'8-10% del costo del lavoro di separazione. Altri perfezionamenti sono in fase di ricerca avanzata. Tuttavia, il procedimento in sé (a meno che non si effettuino collateralmente alla pura diffusione gassosa altri effetti isotopici) non sembra lontano dal raggiungimento delle massime possibilità consentite dai principi fisici sui quali è fondato. Nel caso della centrifugazione, invece, il notevolissimo divario esistente tra possibilità teoriche e realizzazioni sperimentali lascia adito a sviluppi di vasta portata con il progredire delle tecnologie di base. Data la necessità di provvedere con una certa urgenza a risolvere il problema dell'approvvigionamento di uranio arricchito, la maggior parte delle ricerche attualmente in corso è rivolta al perfezionamento tecnologico dei due procedimenti precedentemente ricordati.

Non mancano tuttavia indagini dirette alla ricerca di nuovi metodi e alla valuta-

zione, alla luce dei progressi tecnologici più recenti, di eventuali nuove possibilità di sviluppo di procedimenti già sperimentati con scarso successo o studiati da un punto di vista esclusivamente scientifico. Queste indagini hanno ovviamente maggiore sviluppo nei paesi che perseguono attivamente una politica nucleare, come il Giappone. In particolare in quest'ultimo paese negli ultimi anni lo sforzo di ricerca è andato continuamente aumentando per cui oltre alla diffusione gassosa e alla centrifugazione sono stati studiati diversi altri metodi, come i metodi elettrochimici, i processi di scambio ionico e chimico, la diffusione attraverso un ugello e la diffusione superficiale.

Di particolare interesse si è rivelato il tentativo di associare diversi procedimenti elettrochimici (che applicati singolarmente non conducono a risultati di uso pratico) per ottenere un'efficienza di separazione isotopica globale molto più alta e suscettibile di un ulteriore sviluppo industriale. Interessanti sono anche gli studi che sono stati fatti sulla diffusione superficiale.

La migrazione superficiale delle molecole assorbite sulle pareti interne dei mezzi porosi può dare origine, nel caso di alcune miscele binarie, ad effetti di separazione talvolta anche rilevanti. Non essendo accessibili dati sperimentali inerenti alla miscela isotopica dell'esaffluoruro di uranio, non è possibile valutare l'interesse pratico della separazione ottenibile. La diffusione superficiale potrebbe essere sfruttata per incrementare l'efficacia delle barriere porose nella diffusione gassosa o anche venire utilizzata, almeno in linea di principio, come metodo di separazione indipendente. In figura 9 è riportata un'altra immagine (per l'esattezza una vista aerea) di Oak Ridge che è uno dei maggiori centri di separazione isotopica per diffusione gassosa degli Stati Uniti.

Accanto alle ricerche scientifiche e tecno-



**Il procedimento della diffusione gassosa è ritenuto suscettibile di perfezionamenti di natura tecnologica di non trascurabile importanza industriale**

logiche, in tutti i paesi interessati, vengono condotti intensi studi sugli aspetti economici del problema ai fini di determinare la convenienza o no della realizzazione di nuovi impianti o della trasformazione radicale di impianti già esistenti.

Da un punto di vista generale questi studi hanno per obiettivo:

1. La valutazione, per quanto possibile precisa, in base a tutti gli elementi di informazione disponibili del fabbisogno di uranio arricchito (per usi civili) per il prossimo



**Non essendo accessibili dati sperimentali inerenti alla miscela isotopica dell'esafluoruro di uranio, non è possibile valutare l'interesse pratico della separazione ottenibile**

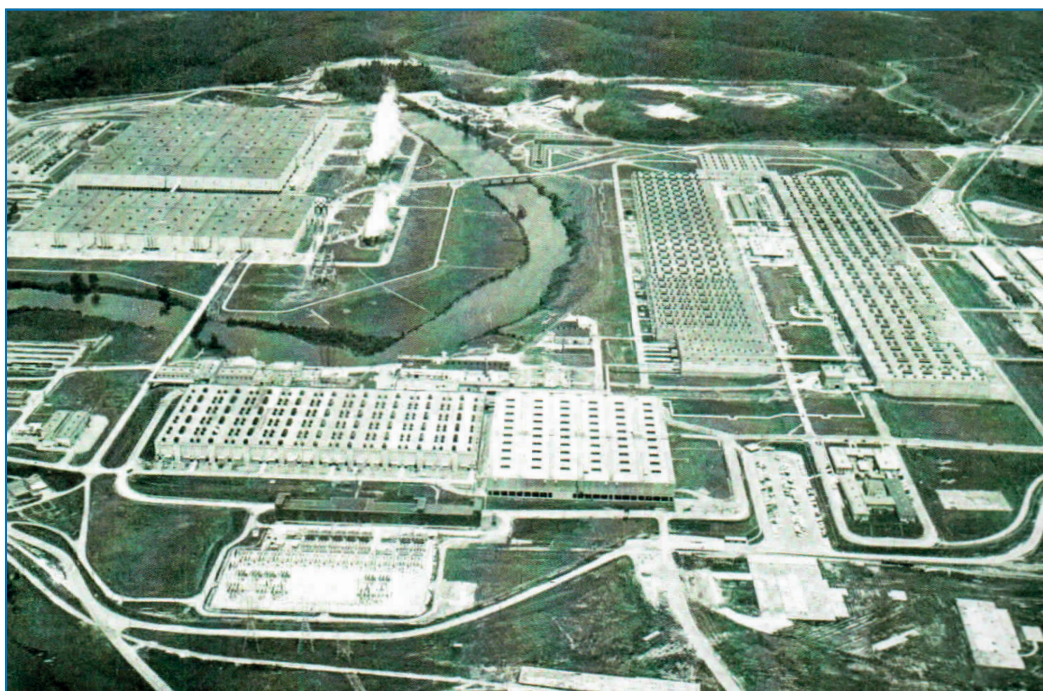


Figura 9 - Vista aerea dell'impianto di Oak Ridge

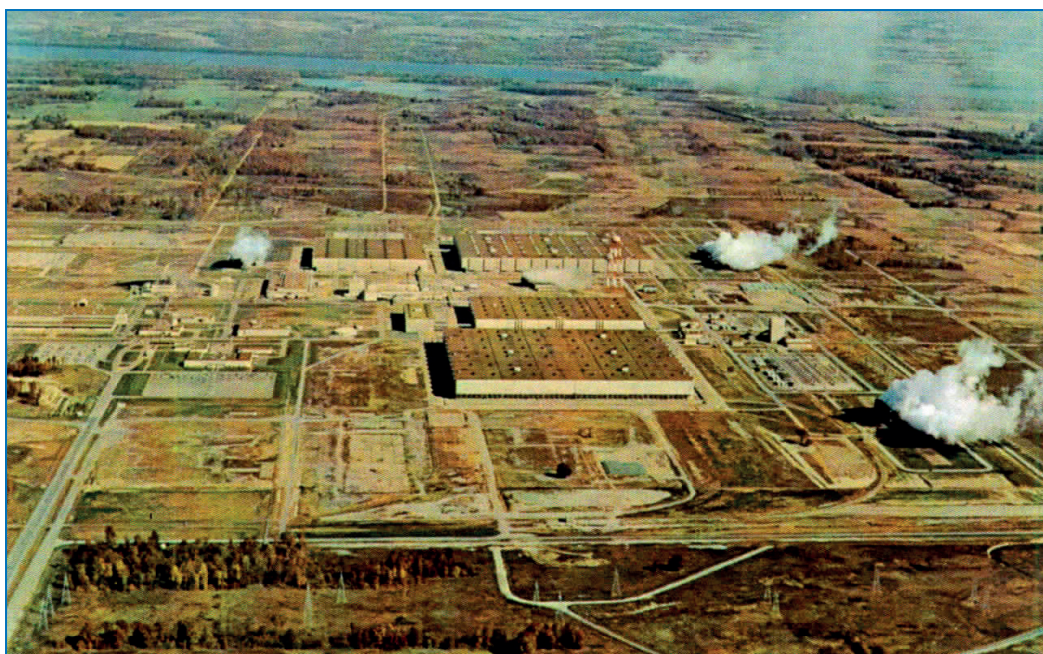


Figura 10 - Impianto di Paducah (Stati Uniti).



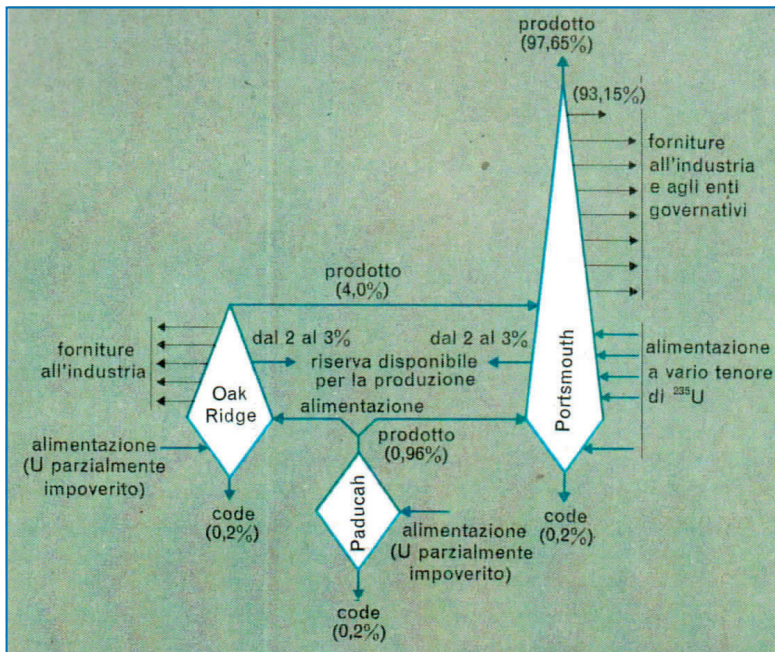


Figura 11 - Funzionamento dei tre impianti.

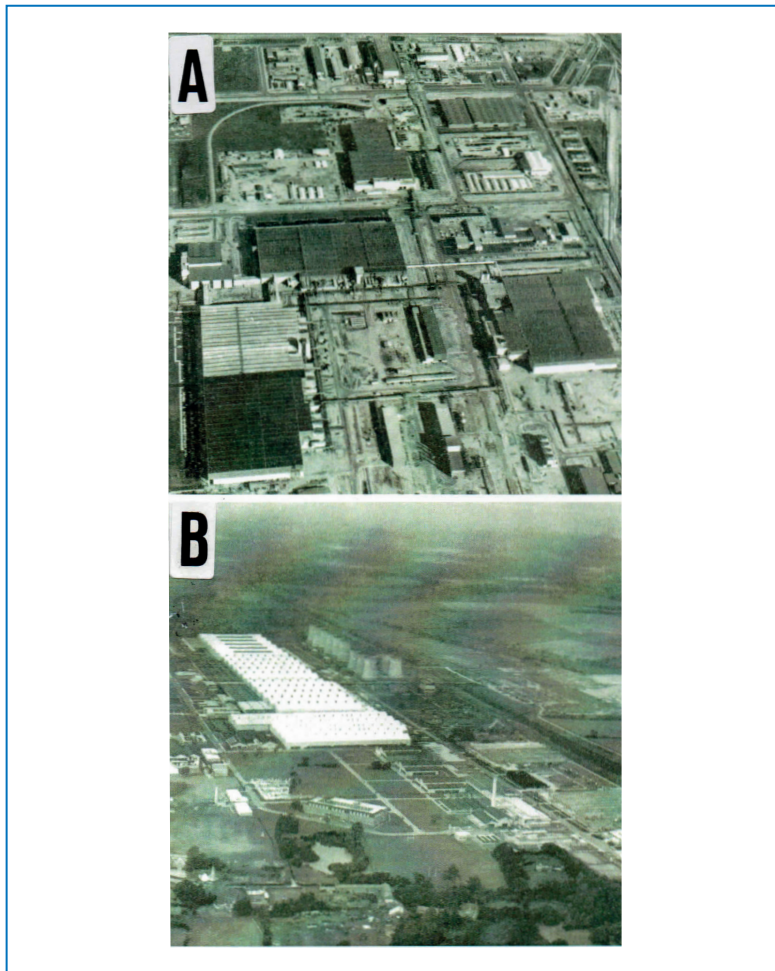


Figura 12 - Impianto di Pierrelatte (in alto) e di Copenhurst (in basso).

futuro e la sua correlazione alle capacità produttive degli impianti esistenti.

- La determinazione della dimensione economica minima dei singoli impianti, tale cioè da garantire la produzione di uranio arricchito a costi internazionalmente competitivi.

Per quanto riguarda il primo punto, le previsioni sul fabbisogno di uranio arricchito hanno subito in questi anni una rapida evoluzione in senso crescente. In figura 10 vi è una veduta aerea di uno dei più grandi e più importanti impianti statunitensi di separazione isotopica per diffusione gassosa, quello di Paducah. Non si hanno notizie attendibili in merito alla capacità di produzione degli impianti dell'Unione Sovietica e della Repubblica Popolare Cinese. Nella capacità attuale di produzione degli impianti dei paesi occidentali, gli impianti americani hanno un'importanza predominante, in quanto la produzione totale europea rappresenta ancora oggi una percentuale molto modesta nei confronti di quella americana. In figura 11 vi è un diagramma che ci mostra in che modo i tre impianti in perfetta sintonia, l'uno rispetto all'altro.

L'impianto inglese di Copenhurst (figura 12B, in basso), entrato in funzione nel 1950, ha praticamente cessato la produzione per usi militari ed ha da tempo iniziato la produzione per usi civili, per la quale si è avuta una radicale trasformazione. La capacità di produzione dell'impianto, si è evoluta secondo le previsioni ed in corrispondenza di graduali ampliamenti in modo da sopperire almeno ai fabbisogni interni dell'Inghilterra.

L'impianto francese a diffusione gassosa di Pierrelatte (Figura 12A, in alto), è costituito da quattro subcascate. La figura 12, dunque, che in alto ci mostra l'impianto di Pierrelatte ed in basso quello di Copenhurst chiude definitivamente il presente articolo.

## Referenze bibliografiche

- Michaelis, La comunità europea deve produrre il suo uranio arricchito?, Bollettino EURATOM, 24 marzo 1968;
- Caldirola Piero, Fiocchi Roberto, Separazione isotopica dell'uranio, Roma, 1967;
- Pecqueur M., La séparation des isotopes dell'uranium en France et dans le monde, in Energie Nucléaire, IX, 481, dicembre 1967;
- London H Separation of isotopes., Londra, 1961;
- De Michelis B., Villani S., Separazione degli isotopi, Milano, 1961;
- Benedict M., Pigford T.H., Nuclear chemical engineering, New York, 1957.
- Villani S., I reattori nucleari di potenza, S&T 1968, Mondadori, Milano.
- Zare Richard, La separazione laser degli isotopi, Le Scienze (Scientific American), n.106, giugno 1977.
- Spindel W, Isotope Separation Processes in "American Chemical Society Symposium Series" No.11, American Chemical Society, 1975.
- Aldridge J.P. III, Birely J.H. Cantrell C.D. III e Cartwright D.C., Experimental and Theoretical Studies of Laser Isotope Separation in "Physics of Quantum Electronics" Vol.4 a cura di Stephen F. Jacobs, Murray Sargent III, Marlan O. Scully e Charles T. Walker, Addison-Wesley Publishing Company, 1976.
- Letokhov V.S. e Moorec B., Laser Isotope Separation in "Soviet Journal of Quantum Electronics.
- Cantoni Francesco, Morales, Broglia Marinella, , La separazione isotopica dell'uranio mediante laser, Le Scienze, numero 219, novembre, 1986.
- Villani Stelio, Uranium Enrichment, in "Topics in Applied Physics", vol.35, Springer-Verlag, Berlino, 1979.
- Svelto Orazio, Principles of Lasers, Plenum Press, New York, 1982;
- Advanced Isotope Separation , Lawrence Livermore Separation, 1980 – Laser Programm Annual Report, UCRL – 50021- 80 –Section 10, 1983.
- Molecular Laser Isotope Separation , in "Los Alamos Science", 3, n.1, 1982.
- Krass Allan, Boskma Peter, Elzein Boelie, Smit Wim, Uranium Enrichment and Nuclear Weapon Proliferation, SIPRI, Stockholm, 1983.
- Svelto Orazio (a cura di), I laser, Le Scienze quaderni, n.8, Milano 1983.



**Non si hanno notizie attendibili in merito alla capacità di produzione degli impianti dell'Unione Sovietica e della Repubblica Popolare Cinese**