

Dalla Chicago Pile 1 ai reattori della prossima generazione

AUGUSTO GANDINI

1. – Le esperienze esponenziali

Le prime indagini sulla propagazione dei neutroni hanno riguardato esperienze chiamate, per la ragione che vedremo tra poco, esponenziali. Si tratta di esperienze in cui una sorgente di neutroni (per esempio, di polonio-berillio) viene inserita in una struttura diffondente (composta da grafite, uranio naturale, od altri materiali) per studiare la propagazione dei neutroni da essa emessi. Poiché i neutroni sono soggetti ad eventi d'urto con i nuclei degli elementi che compongono la struttura, via via che interagiscono col mezzo essi vengono quindi assorbiti, nel caso si tratti di un urto di cattura, o vengono deviati dal loro corso, nel caso si tratti di un urto elastico od inelastico (scattering). Diamo nel seguito una descrizione elementare del fenomeno della diffusione dei neutroni nei mezzi in cui siano presenti delle sorgenti. La trattazione considererà valori medi, che non tengono quindi conto delle microfluttuazioni nello spazio e nel tempo delle quantità in gioco, a loro volta oggetto di analisi specifiche ("analisi del rumore").

Consideriamo una sorgente piana di S neutroni emessi alla stessa velocità per ogni secondo e per ogni centimetro quadrato della sua superficie ad una delle estremità (di area A) di un parallelepipedo, e cerchiamo di determinare la frazione dei neutroni che arriveranno senza subire urti alla (generica) distanza x (vedi fig. 1). I neutroni emessi da una sorgente si diffondono generalmente in tutte le direzioni. Per gli scopi di questa descrizione, tuttavia, assumiamo che essi vengano emessi secondo percorsi paralleli in direzione dell'altro estremo del parallelepipedo. Introduciamo quindi il concetto di "sezione d'urto" associata a ciascun nucleo dell'elemento (supposto unico) presente nella struttura. Per semplicità, interpretiamo questa quantità come l'area della proiezione di tale nucleo su un piano perpendicolare all'asse x . Denoteremo come "sezione d'urto mi-

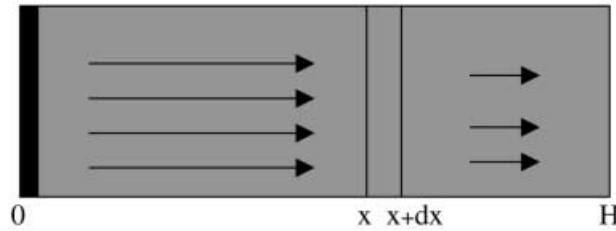


Figura 1.

“macroscopica” σ tale areola⁽¹⁾. Se indichiamo con $j(x)A$ il numero di neutroni che giunge alla distanza x dalla sorgente nell’unità di tempo senza subire urti, il numero di quelli che giungeranno ad $x + dx$ (dove dx è una quantità molto piccola) sarà dato dallo stesso valore diminuito del numero di urti che avranno avuto luogo nell’intervallo dx , sempre nell’unità di tempo. Tali urti avverranno naturalmente ogni qualvolta la traiettoria di un neutrone incontrerà un nucleo, cioè intersecherà la sua “sezione d’urto”. Assumendo una densità di N nuclei per unità di volume, la probabilità di urto sarà quindi data dal rapporto tra la somma di tutte le sezioni d’urto (areole) dei nuclei compresi nel volumetto Adx e l’area A , cioè $N\sigma dx$. Pertanto il numero di urti nell’intervallo dx nell’unità di tempo potrà essere assunto eguale ad $Aj(x)N\sigma dx$. Nel punto $x+dx$ giungerà quindi un numero di neutroni per secondo e per centimetro quadrato della superficie trasversale, corrispondente alla espressione

$$j(x + dx) = j(x) - j(x)N\sigma dx.$$

Questa si può scrivere, indicando con $dj(x)$ la differenza $j(x + dx) - j(x)$,

$$\frac{dj(x)}{dx} = -j(x)N\sigma,$$

che è l’espressione di una semplice equazione differenziale lineare omogenea allorché dx venga assunto come un differenziale, cioè una quantità tendente a zero. La sua soluzione è

$$j(x) = Se^{-\Sigma x},$$

dove S è l’intensità della sorgente neutronica piana nel punto $x = 0$, mentre con Σ si è indicata la sezione d’urto “macroscopica” (“totale”, cioè relativa a collisioni sia di cattura che di scattering) data dal prodotto $N\sigma$. La quantità $j(x)$ viene denominata corrente

⁽¹⁾ In realtà la definizione di sezione d’urto è più complessa e la sua definizione richiede la conoscenza della fisica quantistica. L’analogia con la definizione geometrica qui data resta comunque valida.

neutronica. Quindi, quanto maggiore è la densità dell'elemento, la sua sezione d'urto e la lunghezza H , tanto minore sarà il numero di neutroni che giungeranno all'altra estremità del parallelepipedo senza subire urti ⁽²⁾. L'espressione ottenuta, di tipo esponenziale, dà appunto il nome a questo tipo di esperienze.

In realtà, le prime esperienze di propagazione neutronica erano composte di più materiali, in strutture omogenee, od eterogenee, suggerite dalla necessità di conoscere le proprietà di diffusione dei neutroni, in particolare in mezzi moltiplicanti. In questi casi veniva utilizzato l'uranio naturale (in cui l'elemento fissile uranio 235 è presente nella frazione dello 0,7%). Una tipica colonna esponenziale poteva essere composta da elementi (blocchetti) di ossido di uranio inseriti in blocchi (mattoni) di grafite.

Nella schematizzazione fatta sopra ci si è limitati a considerare i neutroni provenienti dalla sorgente nel punto $x = 0$. Nello studio della propagazione dei neutroni in un mezzo, nel generico punto x occorrerà in realtà considerare, oltre ai neutroni provenienti dalla sorgente, anche quelli, secondari, provenienti dalle collisioni elastiche ed inelastiche (scattering) e quelli provenienti dalle fissioni, se si tratta di un mezzo moltiplicante. Questi eventi avranno luogo sia a sinistra che a destra dello stesso punto ed i neutroni prodotti saranno emessi in tutte le direzioni (così come lo sono nella realtà i neutroni emessi della sorgente). L'espressione della corrente neutronica $j(x)$ nel generico punto x del parallelepipedo sopra descritto sarà pertanto il risultato di una somma di effetti. Nella trattazione sopra descritta, inoltre, tutti i neutroni sono stati assunti come monoenergetici, cioè aventi la stessa energia cinetica. In realtà essi sono caratterizzati da velocità, e quindi energie, molto diverse fra loro. Basti pensare che i neutroni, allorché sono soggetti a cattura di fissione, in gran parte hanno velocità varie migliaia di volte inferiori a quelle che possedevano alla loro nascita. Ciò è dovuto alle molteplici collisioni d'urto elastico (scattering) che via via li rallentano.

Invece del termine $j(x)$, che possiamo chiamare densità di corrente neutronica (neutroni/cm²s), si parla più spesso di flusso neutronico, $\varphi(x)$, definito come prodotto della densità dei neutroni (numero di neutroni/cm³) per la loro velocità. Esso è legato alla corrente neutronica dalla relazione

$$j(x) = -D \frac{d\varphi}{dx},$$

dove D , comunemente definito coefficiente di diffusione, è una quantità (data in cm) che pure dipende dalle caratteristiche del mezzo, cioè dalle sezioni d'urto e dalle densità degli elementi che lo compongono.

Il flusso φ si ricava dalla soluzione dell'equazione di bilancio degli eventi (nell'unità di tempo) che occorrono nell'elemento di volume Adx , in condizioni stazionarie (lontano dalla sorgente):

⁽²⁾ Questo fenomeno di attenuazione è quanto viene fra l'altro sfruttato per le schermature contro le radiazioni utilizzando materiali particolarmente "assorbenti", cioè caratterizzati da sezioni d'urto di cattura elevate.

(neutroni entranti – neutroni uscenti) + neutroni nati da fissione = neutroni catturati per fissione e per assorbimento parassitico (cioè senza generazione di nuovi neutroni),

ossia, introducendo le sezioni d'urto (macroscopiche) per eventi di assorbimento (parassitico) e di fissione $\Sigma_a = N\sigma_a$ e $\Sigma_f = N\sigma_f$, ed il numero (ν) di neutroni che nascono mediamente per ogni fissione,

$$A \left(D \frac{d\varphi(x+dx)}{dx} - D \frac{d\varphi(x)}{dx} + \nu \Sigma_f \varphi dx \right) = A dx (\Sigma_f + \Sigma_a) \varphi$$

che, dividendo per $A dx$, facendo tendere dx a zero e riordinando, diventa l'equazione della diffusione:

$$(1) \quad D \frac{d^2\varphi}{dx^2} + \nu \Sigma_f \varphi - (\Sigma_a + \Sigma_f) \varphi = 0.$$

Se in questa equazione si assume che la quantità

$$(2) \quad \frac{\nu \Sigma_f}{\Sigma_a + \Sigma_f},$$

detta anche fattore di moltiplicazione infinito⁽³⁾ (k_∞), non superi l'unità, cioè che la moltiplicazione per fissione non superi gli eventi di cattura e assorbimento, le soluzioni, lontano dall'estremità ad $x = 0$ dove è posta la sorgente, e dall'altra estremità ad $x = H$, saranno del tipo, ancora esponenziale:

$$\varphi \sim \exp[-\kappa x],$$

essendo κ una quantità positiva data dall'espressione

$$\kappa = \sqrt{\frac{\Sigma_a - \Sigma_f(\nu - 1)}{D}}.$$

L'andamento esponenziale corrisponde quindi a quei casi in cui il radicando al secondo membro abbia un valore positivo (e quindi la radice κ abbia un valore reale), cioè allorché il numero dei neutroni nati dalla moltiplicazione per fissione sia inferiore a quello degli eventi di cattura. Un sistema in queste condizioni si può definire "sottocritico" indipendentemente dalle sue dimensioni. Il livello costante del flusso è assicurato dalla presenza della sorgente "esterna" (detta così per distinguerla da quella di fissione) che compensa il deficit del bilancio neutronico.

Può verificarsi che un sistema sia sottocritico anche nel caso in cui il valore della radice κ non sia reale, cioè nel caso in cui gli eventi di moltiplicazione prevalgano su quelli di

⁽³⁾ Questo fattore viene così definito in quanto si riferisce al coefficiente di moltiplicazione (vedi oltre) che si avrebbe per un mezzo di dimensioni infinite.

cattura, purché la scomparsa di neutroni per “fuga” dal sistema (detta anche “leakage”) prevalga sul surplus di neutroni. In questi casi il flusso neutronico, in zone lontane dalla sorgente e per geometrie come quella del caso considerato (configurazione a “slab”, cioè piana), assume un andamento convesso di tipo cosinusoidale.

In una struttura costituita da uranio naturale, in un mezzo diffondente “moderatore” ⁽⁴⁾, quale la grafite, gran parte degli eventi di fissione avvengono a velocità dei neutroni relativamente basse (dell’ordine di 10^{-3} m/s, cioè a valori in quasi equilibrio termico con il mezzo ⁽⁵⁾) attraverso la cattura da parte dell’isotopo U-235. Una piccola frazione (ϵ) di neutroni, detta anche “fattore di fissione veloce”, nasce dalle fissioni dell’isotopo più abbondante U-238. Ciò avviene ad energie elevate, prossime a quelle alle quali i neutroni sono generati.

Va anche aggiunto che, da considerazioni di carattere quantistico, il valore delle sezioni d’urto di cattura dei vari isotopi possono variare notevolmente con l’energia. In alcuni casi possono aversi dei fenomeni così detti di risonanza che comportano valori delle sezioni d’urto di assorbimento parassitico (cioè, che non dà luogo a fissione) elevatissimi per intervalli energetici più o meno stretti. Ciò vale in particolare per l’isotopo U-238. La possibilità in questi casi per i neutroni di non venire quasi certamente catturati nel loro processo di rallentamento dalle energie di fissione a quelle “termiche”, a cui avvengono gran parte delle fissioni, dipende dal subire un urto elastico (di “scattering”) da parte del materiale moderatore, che consenta al neutrone di scavalcare in tale processo la banda di energia di risonanza concentrata in una zona di energie intermedie detta epitermica ⁽⁶⁾.

Per facilitare tale eventualità, e quindi migliorare il valore del k_{∞} a parità di composizione media del sistema, venne introdotto il concetto di reattore eterogeneo, cioè fatto di elementi di combustibile (blocchetti) circondati da una zona di solo elemento moderatore, il tutto a formare un reticolo di celle regolari. In questo caso si diminuisce la probabilità per i neutroni di venire catturati parassiticamente alle energie di risonanza (tali eventi avvengono in questo caso solo negli strati periferici degli elementi stessi). I neutroni rimasti nel moderatore circostante possono quindi “saltare”, come si dice, le bande di risonanza ed entrare poi a maggiore profondità negli elementi stessi, producendo al loro interno eventi di fissione in misura relativamente più elevata. È proprio l’intuizione di questo meccanismo, detto anche “lumping” (da “lump” che significa pezzo, blocco), che

⁽⁴⁾ In quanto rallenta i neutroni di fissione caratterizzati da alte velocità.

⁽⁵⁾ Per questo si parla di neutroni “termici”, in quanto la velocità dei neutroni è in (quasi) equilibrio con quelle degli atomi (o molecole) del mezzo con cui collidono nei processi di scattering, velocità che seguono la legge di distribuzione di Maxwell-Boltzmann (derivata dalla teoria cinetica dei gas e sono quindi funzione della temperatura).

⁽⁶⁾ È il caso di ricordare che il processo di rallentamento neutronico fu studiato a fondo da Fermi, che ne diede un elegante assetto teorico. In base a questo i neutroni, che perdono energia via via che collidono con i nuclei dell’elemento moderatore, vengono identificati in base ad un tempo di vita, a partire dalla fissione, associabile alla energia cinetica persa. Questo loro tempo di vita venne per l’appunto chiamato “età (neutronica) di Fermi”, o “letargia”.

rese possibile ottenere la criticità con sistemi alimentati con solo uranio naturale ⁽⁷⁾.

2. – La formula dei quattro fattori

In luogo della espressione (2) possiamo quindi più propriamente scrivere l'espressione del fattore di moltiplicazione infinita k_∞ (cioè relativo ad un mezzo ideale infinito) come il prodotto di quattro fattori, vale a dire

$$(3) \quad k_\infty = \eta f \epsilon p,$$

dove, assumendo la presenza di uranio naturale (U-238+U-235), grafite (C) ed elementi strutturali (Fe):

$\eta \left(= \frac{\nu \Sigma_f^{U-235}}{\Sigma_f^{U-235} + \Sigma_f^{U-235+U-238}} \right)$ è il “fattore di moltiplicazione”, cioè il numero di neutroni prodotti mediamente per ogni neutrone “termico” catturato dal combustibile (U-235 ed U-238). Per l'uranio naturale il suo valore è circa 1,3;

$f \left(= \frac{\Sigma_f^{U-235} + \Sigma_a^{U-235+U-238}}{\Sigma_f^{U-235} + \Sigma_a^{U-235+U-238} + \Sigma_a^C + \Sigma_a^{Fe}} \right)$ è il “fattore di utilizzazione termica”. Esso esprime la probabilità che l'evento di cattura ad energie termiche avvenga nel combustibile, piuttosto che nel moderatore (grafite), o negli elementi strutturali (ferro);

ϵ è il “fattore di fissione veloce” incontrato precedentemente. Esso tiene conto della probabilità che l'evento di fissione avvenga con neutroni veloci attraverso la cattura da parte dell'U-238. Il suo valore è circa 1,03;

p è il “fattore di fuga dalle risonanze”, che esprime appunto la probabilità che il neutrone sfugga alle catture delle risonanze.

L'espressione (3), comunemente definita come “formula dei quattro fattori”, ha rappresentato un passo fondamentale nella comprensione e caratterizzazione dei mezzi moltiplicanti. Essa consente di ottenere il numero di neutroni generati (per fissione) per ogni neutrone scomparso (per cattura o fissione) nel mezzo omogeneo in esame.

Sopra ci eravamo limitati a considerare solo sistemi sottocritici. È evidente che in particolari condizioni (un migliore assetto del combustibile, come il “lumping”, o l'aumento dell'“arricchimento” nell'isotopo U-235 dell'uranio) il fattore di moltiplicazione k_∞ aumenti corrispondentemente. Per $k_\infty = 1$ si dice che la reazione di fissione in un mezzo supposto di dimensioni infinite si autosostiene senza l'ausilio della sorgente “esterna”. In questo caso, la presenza costante di una qualsiasi sorgente esterna di neutroni porterebbe infatti il flusso a valori via via più elevati, asintoticamente tendenti all'infinito (andamento divergente). Per ogni neutrone scomparso per cattura di fissione o parassitica, infatti, si avrebbe la nascita di un nuovo neutrone (detto neutrone di fissione), oltre

⁽⁷⁾ A parte i primi reattori moderati ad acqua pesante (elemento caratterizzato da bassissime sezioni d'urto di cattura) e i primi reattori moderati a grafite, gli altri tipi di reattori “termici”, moderati ad acqua normale (“leggera”), oltre a quelli più recenti a grafite, sono alimentati con uranio arricchito nell'isotopo U-235. La frazione di questo elemento passa quindi dal valore 0,7% dell'uranio naturale, a qualche percento.

ad una frazione più o meno grande di neutroni nati dalla sorgente esterna (detti neutroni di sorgente). Questo processo chiaramente diverge.

Nella realtà tutti i sistemi sono di dimensioni finite. A questa circostanza è associato, come si è già accennato, il concetto di fuga (leakage) dei neutroni dal mezzo moltiplicante attraverso le pareti esterne. Questi neutroni sono persi definitivamente e non contribuiscono quindi al mantenimento della catena di fissione. Se indichiamo con P_{NL} la probabilità per un neutrone di non essere soggetto a leakage, possiamo definire il “coefficiente di moltiplicazione” per mezzi finiti

$$(4) \quad k_{\text{eff}} = P_{\text{NL}}k_{\infty} = P_{\text{NL}}\eta f \epsilon p.$$

Il valore di P_{NL} diminuisce rispetto all'unità via via che le dimensioni del sistema considerato si riducono, come si deduce dall'espressione da cui esso si ricava (in rapporto alla geometria piana qui considerata):

$$P_{\text{NL}} = \frac{1}{1 + L^2 \frac{\pi^2}{H^2}},$$

dove L , comunemente definita “lunghezza di diffusione”, è una quantità (data in cm) che dipende dalle sezioni d'urto e dalle densità degli elementi componenti del mezzo, mentre H è lo spessore del mezzo moltiplicante.

3. – Avvicinamento alla criticità

Come si è già accennato, per un sistema di dimensioni finite può verificarsi che esso sia ancora sottocritico in presenza di un valore di k_{∞} che superi l'unità. In tali condizioni, via via che il sistema si ingrandisce, per esempio con l'aggiunta di nuovi elementi, k_{eff} si avvicina all'unità, cioè alle condizioni critiche. Questo è ciò che successe con il reattore CP-1. L'avvicinamento alla criticità veniva valutato sulla base dei livelli crescenti raggiunti dal flusso (in presenza della sorgente esterna fissa) col crescere delle dimensioni, e quindi del k_{eff} .

Per analizzare più da vicino questo processo, osserviamo l'equazione (1). In luogo del numero ν di neutroni che nascono per fissione consideriamo il prodotto νP_{NL} (tenendo così in conto le perdite per leakage che avvengono alle energie più elevate), ed in luogo della sorgente S di neutroni esterni (supposti emessi pure ad energia elevata) il prodotto SP_{NL} , in modo da tenere conto della probabilità anche per questi neutroni di non sfuggire dal sistema prima di giungere a valori termici. Possiamo quindi sostituire l'equazione (1) con la seguente, mediata su tutto il sistema e supponendo per semplicità che la sorgente neutronica esterna (espressa ora come neutroni al secondo per centimetro cubo) sia uniformemente diffusa nel mezzo,

$$\nu \epsilon p P_{\text{NL}} \Sigma_f \varphi - (\Sigma_a + \Sigma_f) \varphi + SP_{\text{NL}} = 0.$$

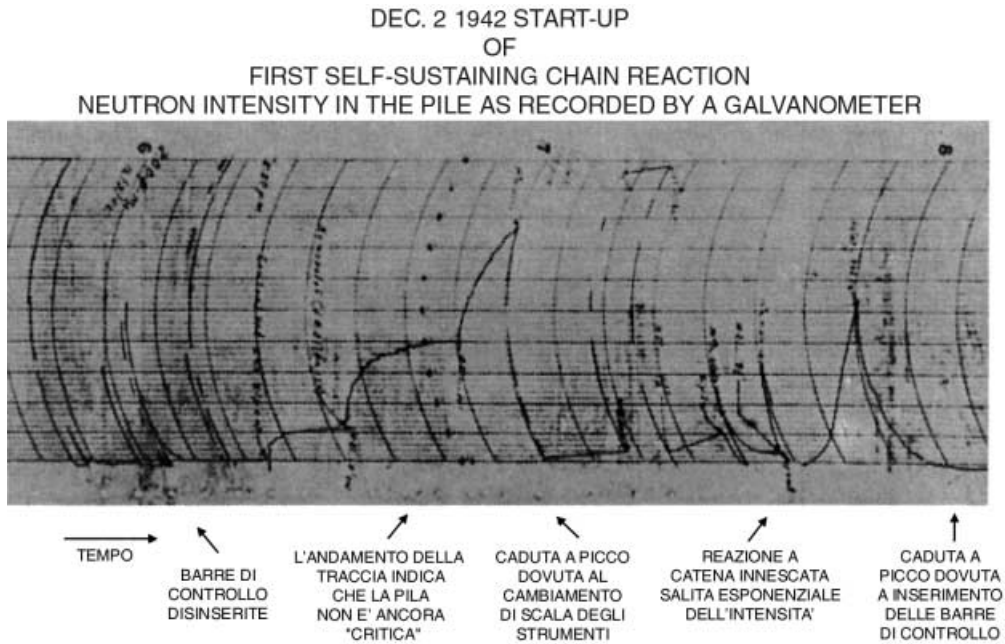


Figura 2.

Si deduce facilmente che il valore del flusso in relazione al valore di P_{NL} è del tipo

$$(5) \quad \varphi \sim \frac{S}{1 - k_{\text{eff}}},$$

con k_{eff} dato dalla (4). Vale a dire che via via che ci si avvicina alla criticità, cioè via via che k_{eff} si avvicina all'unità, in presenza di una sorgente esterna il livello del flusso tende asintoticamente all'infinito.

È questa legge di aumento del flusso per valori di P_{NL} crescenti a venire (e viene tuttora) utilizzata nel processo di assemblaggio della pila per portarla alle condizioni critiche. Si parte infatti da condizioni sicuramente sottocritiche, cioè caratterizzate da valori di k_{eff} largamente inferiori all'unità. Si attende quindi che il livello di flusso raggiunga una condizione di equilibrio, corrispondente all'equazione (5). Si procede quindi all'aggiunta di ulteriori elementi di combustibile, cui corrisponderà un valore più elevato di k_{eff} , e quindi, dopo qualche tempo, un nuovo valore del flusso (vedi fig. 2, relativa alla prima esperienza critica, indicante l'andamento dell'intensità neutronica nel tempo). Si procede così fino a che il valore della criticità non viene raggiunto. Ci si accorge che ciò è avvenuto allorché il livello di flusso, sempre in presenza della sorgente esterna, continua ad aumentare senza fermarsi ad un livello massimo.

Se venisse superato il livello di criticità, se cioè il coefficiente di moltiplicazione k_{eff} fosse maggiore di uno, la crescita temporale del flusso seguirebbe una legge esponenziale

(a parte un termine costante) del tipo

$$(6) \quad \varphi \sim \exp \left[\frac{\rho}{\ell} t \right],$$

dove ℓ rappresenta la vita media dei neutroni, cioè il tempo medio che intercorre tra la loro nascita e la loro scomparsa (per cattura, o per uscita, o leakage, dal sistema), mentre la quantità ρ , denominata “reattività”, è data dalla differenza $k_{\text{eff}} - 1$. Poiché il valore di ℓ per sistemi del tipo considerato è dell’ordine di un millesimo di secondo, per valori di k_{eff} anche di poco superiori all’unità la crescita esponenziale del flusso, e quindi della potenza del reattore, sarebbe incontrollabile. Per fortuna, mentre gran parte dei neutroni viene emessa immediatamente dopo l’evento di fissione, con tempi dell’ordine di 10^{-14} secondi (per questo si parla di neutroni “pronti”, cioè di emissione istantanea), una frazione (circa lo 0,75%), detta anche frazione β , nasce con ritardo (mediamente, dell’ordine della diecina di secondi). Questi neutroni vengono chiamati neutroni ritardati ed è proprio la loro nascita ritardata che consente la controllabilità dei reattori nucleari. Infatti, fintanto che l’eccesso di k_{eff} rispetto all’unità si mantiene al di sotto della frazione dei ritardati (cioè, per l’uranio 235, finché k_{eff} è inferiore a 1,0075) il sistema cresce sempre esponenzialmente ma con gradualità. In luogo di (6) si ha infatti in questo caso un andamento del tipo

$$\varphi \sim \exp \left[\frac{\rho}{\ell_{\text{rit}}(\beta - \varrho)} t \right]$$

dove ℓ_{rit} (dell’ordine della diecina di secondi) rappresenta il tempo medio di ritardo dei neutroni ritardati.

Si dà tutto il tempo quindi ai sistemi di sicurezza di poter intervenire per ridurre la moltiplicazione dei neutroni. Ciò si realizza mediante il pronto inserimento di materiali contenenti elementi con sezioni d’urto di assorbimento neutronico elevate (come l’isotopo B-10 del boro), che riducono quindi drasticamente il valore di k_{eff} . Questo meccanismo oggi è realizzato in modo alquanto sofisticato ed automatico, con grado di affidabilità elevatissimo. Ai tempi dell’andata a criticità della prima pila, si era pienamente consapevoli delle conseguenze di un incidente, per quanto remoto, di reattività e si dispose un sistema di regolazione e di intervento basato essenzialmente su tre dispositivi indipendenti. Il primo di questi, di regolazione, era costituito da una barra (manovrata da George Weil) per mantenere sotto controllo la reazione (vedi bozzetto, fig. 3), gli altri due erano dispositivi di sicurezza. Il primo di questi era costituito da barre automatiche, il secondo da una barra di emergenza il cui funzionamento era affidato a Norman Hilberry. Ad una estremità di questa barra era attaccata una fune che correva lungo tutta la pila e portava un grosso peso all’estremità opposta. La barra (detta di “scram”) era stata estratta dalla pila e legata ad un balcone con un’altra fune. Hilberry era pronto a tagliare questa fune con un’ascia nel caso accadesse qualcosa di inaspettato...

L’andata a criticità della prima pila nucleare a Chicago, e le vicende che precedettero e prepararono quello storico evento, sono descritte ampiamente nel precedente intervento

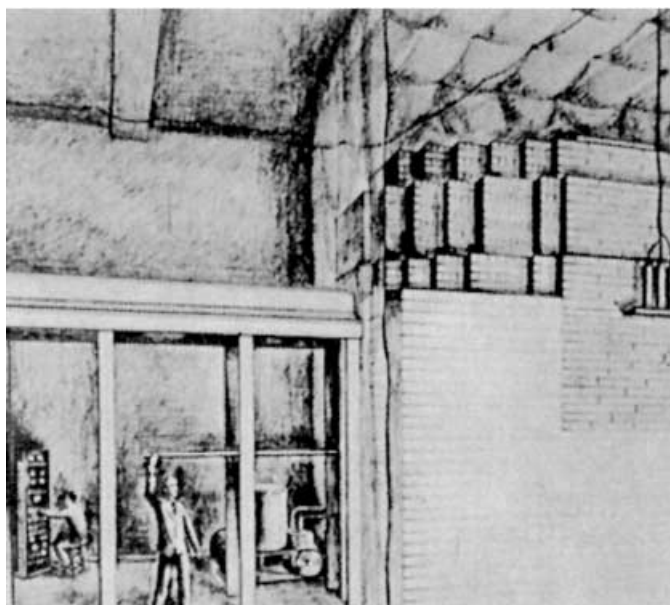


Figura 3. – Un bozzetto della pila CP-1 disegnato sulla base delle descrizioni dei presenti, in mancanza di fotografie. Il segreto di Stato vietava infatti che le attrezzature dei Metallurgical Laboratory fossero fotografate. L'uomo al centro aziona a mano una barra di controllo.

monografico di Carlo Salvetti. L'autore, illustre docente e scienziato, ha avuto il privilegio di incontrare e conoscere direttamente alcuni dei protagonisti, in particolare Enrico Fermi. Questo suo intervento è quindi particolarmente prezioso, come testimonianza da fonti dirette di quell'eccezionale evento.

4. – Le centrali nucleari

Dopo quella prima esperienza, realizzata nel più geloso segreto, le vicende che ne seguirono e che portarono alla costruzione della prima bomba atomica sono note. Fu però anche in quel periodo che si gettarono le basi per un uso pacifico dell'energia atomica. La prima conferenza per gli usi pacifici dell'energia nucleare, tenutasi a Ginevra nel 1955, aprì definitivamente l'informazione scientifica, fino a quel momento "top secret" al mondo accademico ed industriale⁽⁸⁾. La mole di studi ed esperienze che ne seguirono nei laboratori e nelle Università di tutto il mondo fu impressionante, certo per l'elevato valore della posta in gioco, le future fonti energetiche, ma anche per la varietà dei temi

⁽⁸⁾ Ricordiamo i due primi, fondamentali trattati "ufficiali" sulla fisica del reattore che uscirono in quegli anni: "The Elements of Nuclear Reactor Theory", di S. Glasstone e M. C. Edlund (Van Nostran) 1952; "The Physical Theory of Neutron Chain Reactors", di A. M. Wienberg and E. Wigner (The University of Chicago Press) 1958.

che investono la fisica e l'ingegneria dei reattori nucleari. L'enorme quantità dei dati fisici richiesti, le campagne di misure necessarie per la loro definizione, la complessità del loro trattamento nei calcoli di progetto fisico ed ingegneristico, hanno giustificato nei decenni successivi vasti programmi di ricerca e sviluppo in vari settori e discipline: dalla fisica nucleare agli algoritmi e strumenti di calcolo, alla termoidraulica, alla metallurgia, ai processi chimici, alla strumentazione, all'analisi di sicurezza e controllo. Con i grandi elaboratori elettronici (mainframe), in rapida espansione in quegli anni, vi fu una grande sinergia. Da un lato la complessità dei calcoli richiesti (ricordiamo in particolare i codici di simulazione Monte Carlo) richiedeva calcolatori sempre più veloci e con memorie sempre più grandi, dall'altro lato lo sviluppo di macchine con prestazioni via via crescenti consentiva di affrontare più adeguatamente i problemi di analisi e progettazione, per esempio passando da calcoli relativi a sistemi descritti con geometrie semplificate ad altri in cui le loro caratteristiche erano riprodotte con maggior dettaglio, consentendo in tal modo studi più accurati e quindi più affidabili. È il periodo in cui si sono sviluppati i grandi laboratori americani (Los Alamos, Argonne, Hanford, Idaho, Oak Ridge, Brookhaven, per citare i più noti), quelli europei (in particolare quelli francesi, inglesi e russi) e quelli asiatici (in particolare Giappone, India e Cina).

La storia dell'energia nucleare, come le storie di molte innovazioni tecnologiche importanti, è cosparsa di successi e di fallimenti, di realizzazioni riuscite e di incidenti, di cui alcuni dolorosi. Trascuriamo commenti sull'uso non pacifico, poiché usciremmo dagli scopi di questa trattazione. Accenniamo soltanto che le realizzazioni scientifiche sono ineludibili, fanno parte della vita e quindi della storia dell'uomo. Sta a noi orientarne l'uso verso applicazioni utili e quindi al progresso.

Nella seconda metà del secolo testé trascorso, attraverso continue prove e ricerche, cospicui investimenti in uomini e mezzi, e sperimentazioni a tutto campo, si è verificata via via una specie di selezione naturale dei sistemi più promettenti. Fra questi annoveriamo: tra i reattori nucleari "termici", quelli ad acqua BWR o PWR, ossia ad acqua bollente o in pressione (vedi fig. 4, parte superiore), quelli canadesi ad acqua pesante (CANDU) e quelli a gas/grafite ad alta temperatura (HTGR), mentre, tra i reattori "veloci", i reattori refrigerati a metallo liquido, tra cui ricordiamo l'IFR di Argonne, un concetto modulare, contemporaneamente produttore di energia e "bruciatore" degli elementi transuranici (plutonio, nettunio, americio, curio), con ciclo del combustibile integrato nel medesimo sito, (vedi fig. 4, parte inferiore). Ognuno di questi sistemi è stato a sua volta studiato secondo varie versioni, a seconda del tipo e forma di combustibile, della geometria, dei sistemi di refrigerazione, dei dispositivi di sicurezza, della gestione (ciclo) del combustibile. Ogni incidente, grande o piccolo, è comunque valso ad aumentare la comprensione dei meccanismi in gioco, consentendo di ovviare per i nuovi impianti agli inconvenienti riscontrati in quelli precedenti, e di elevarne conseguentemente il livello di efficienza e di sicurezza. Ciò è quanto avviene peraltro nella storia di quasi tutte le innovazioni tecnico-scientifiche importanti, che segnano il cammino del progresso.

Nella monografia che segue di Maurizio Cumo, illustre docente ed esperto di ingegneria del reattore, i reattori di potenza vengono ampiamente trattati e discussi sotto il profilo impiantistico, di funzionamento e della sicurezza. Qui questi argomenti sono stati solo

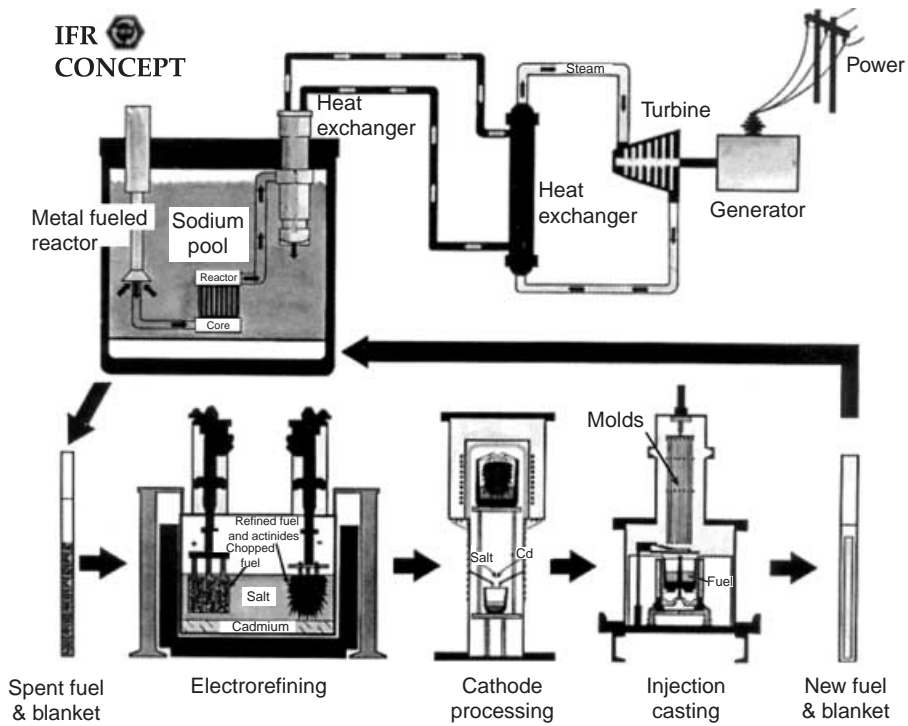
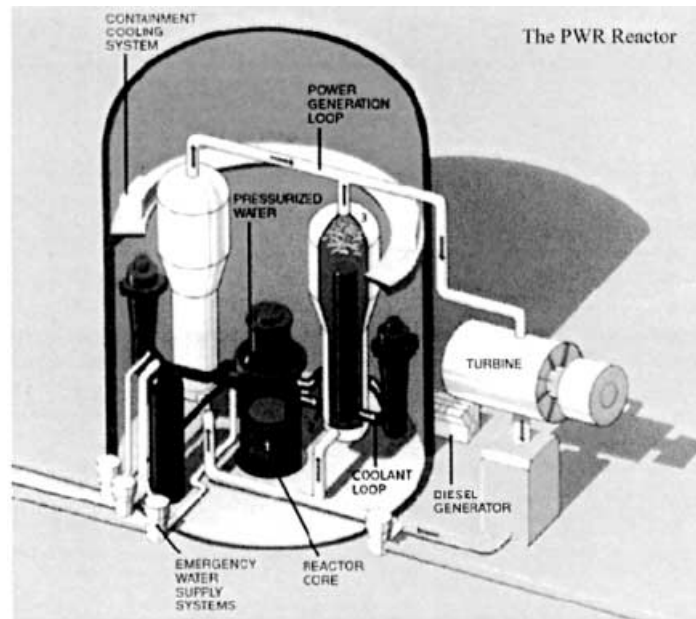


Figura 4.

accennati per chiarire il collegamento tra le prime esperienze degli anni quaranta, e gli scenari futuri che si profilano con i reattori cosiddetti innovativi.

5. – I reattori innovativi

Sono tre i grandi problemi con cui ci si confronta oggi nei confronti dei reattori nucleari di produzione: il problema della sicurezza degli impianti, il problema della fabbricazione e trasporto del combustibile (fresco o spento) ed il problema dello smaltimento delle scorie oltre, beninteso, a quello della economicità dell'energia prodotta.

A questi problemi si deve aggiungere quello dello smaltimento degli enormi stock di plutonio di origine sia civile che militare (entrambi prodotti attraverso la cattura neutronica nell'isotopo fertile U-238). Il chiudere il nucleare *tout court* lascerebbe irrisolto quest'ultimo, grave problema.

D'altra parte, per quanto detto sopra, il perfezionamento degli impianti dell'ultima generazione li ha resi altamente sicuri, da un lato, per le loro caratteristiche intrinseche, in quanto sono consentiti per la potenza solo coefficienti di temperatura negativi, tali quindi da ridurre drasticamente le conseguenze nel caso di un ipotetico, improbabile incidente, dall'altro lato, per i criteri con cui sono progettati gli edifici che li contengono, per renderli a prova di terremoto, di missile, di caduta d'aereo, di allagamento, con barriere di protezione tali da poter contenere al loro interno il materiale radioattivo rilasciato, nel caso, estremamente improbabile, di un ipotetico incidente. Il problema della sicurezza associato alla tecnologia nucleare rimane quindi legato ai processi di trasformazione e trasporto del combustibile, oltre alla necessità di smaltire gli stock di plutonio.

Questi problemi sono oggi oggetto di studi approfonditi presso vari laboratori in tutto il mondo. In genere questi studi riguardano: da un lato, lo sviluppo di quelli che vengono chiamati reattori della prossima generazione, o innovativi, caratterizzati da massima sicurezza ed affidabilità, dall'altro lato, la ricerca di strategie che consentano lo smaltimento del plutonio esistente e la minimizzazione dei rischi radiologici nel lungo periodo. Si ritiene che questi nuovi sistemi saranno disponibili entro qualche decennio, e comunque allorquando si porranno seri problemi di reperimento di fonti energetiche per l'esaurimento di quelle tradizionali (petrolio, carbone e gas), o per la necessità, che si avverte di giorno in giorno più pressante, di ridurre le emissioni inquinanti dannose per l'ambiente (come è noto, l'energia nucleare, da questo punto di vista, è "pulita"). Ricerche in settori energetici alternativi (a nostro avviso non risolutivi nel lungo periodo, ma che possono comunque rivestire un importante ruolo di complementarietà), associate a perduranti resistenze politico-economiche, potrebbero spostare, in alcuni paesi, il momento di riavvio dell'energia nucleare su scala industriale. Che resta comunque una riserva preziosa disponibile nel futuro in un mondo in continuo sviluppo demografico. E ferma restando la necessità di smaltire il plutonio finora accumulato.

Per concludere, un cenno veloce sui reattori innovativi della prossima generazione (che dovrebbero comunque convivere per un certo periodo con i reattori della presente). Alcuni di questi concetti hanno radici antiche, furono studiati all'inizio dell'era nucleare,

ma furono trascurati perché ritenuti troppo costosi, o di difficile realizzazione (con le tecnologie dell'epoca). Essi possono essere riassunti nel seguente elenco:

1) *Reattori termici a sali fusi (MSR)*. Sono reattori in cui il combustibile è sciolto in un sale (cloruro, o fluoruro). Il combustibile viene fatto continuamente scorrere nel nocciolo. Esso passa da questo ad un circuito esterno per lo scambio termico, ed è quindi soggetto ad un processo di separazione dai prodotti di fissione prima di rientrare nel nocciolo. Questi sistemi furono studiati in passato nel laboratorio di Oak Ridge, ed in un primo tempo scartati per problemi di corrosione del contenitore. Attualmente sembra che questi problemi di corrosione siano avviati a soluzione (nella versione a sali fluoruri). Essi presentano alcuni importanti vantaggi: sono sistemi con configurazione a massa (quasi) minima di combustibile e, per la continua rimozione dei prodotti di fissione, sono caratterizzati da un livello di reattività quasi costante. Ciò significa che, da un lato, in condizioni incidentali di massima gravità (rottura del contenitore) il sistema si ricompatterebbe in configurazioni certamente sottocritiche, quindi autospegnentisi, mentre, dall'altro lato, un incidente di reattività sarebbe praticamente impossibile, sia per il fatto che i coefficienti di reattività di questi sistemi sono largamente negativi, sia per il basso margine (eccesso) di reattività al di sopra della criticità necessario per l'esercizio dell'impianto. I reattori a sali fusi potrebbero inoltre operare sfruttando il cosiddetto ciclo ad uranio/torio. Questo ciclo, oltre a consentire di sfruttare gli enormi giacimenti di torio (un elemento fertile che per cattura neutronica produce l'isotopo fissile U-233), ha il pregio di non produrre praticamente, a differenza del ciclo uranio/plutonio, gli elementi attinidi Pu, Am e Cm, emettitori di particelle alfa che destano preoccupazione per il rischio radiologico a lungo termine. Questi sistemi sono oggi studiati estensivamente in Francia, Giappone, Stati Uniti.

2) *Reattori pebble bed (PBR)*. Sono reattori refrigerati a gas (elio) pure studiati lungamente nel passato (in Germania). Il combustibile consiste in ciottoli ("pebbles") di circa 6 cm di diametro, a loro volta formati di una matrice di grafite a bassa densità in ciascuna delle quali sono inserite circa 11.000 microsfele del diametro di circa un millimetro (chiamate "TRISO fuel particles"), formate da un nucleo di ossido di uranio circondato da uno strato "buffer" a bassa densità (in cui vengono trattenuti i prodotti di fissione), da un secondo strato di carbone pirolitico, da un terzo strato di carburo di silicio ed infine da un quarto strato ancora di carbone pirolitico. La particolarità di questo combustibile è quella di potere, da un lato, trattenere agevolmente al suo interno i prodotti di fissione, fino a valori di bruciamento ("burn-up") del combustibile di oltre il 70%, dall'altro di poter resistere senza danni di rilievo fino a 1600 °C. Questi pebbles vengono continuamente riciclati estraendoli dalla parte inferiore, mettendo da parte (immagazzinandoli per lo stoccaggio definitivo) quelli che hanno raggiunto il "burn-up" massimo previsto, e quindi reinserendo i rimanenti dall'alto, assieme a "pebbles" freschi a reintegrare quelli tolti (vedi fig. 5). Anche questi reattori possono essere considerati quindi come appartenenti a sistemi a combustibile mobile, e quindi con i vantaggi (massa minima e basso margine di reattività necessario per l'esercizio) di cui si è parlato in relazione ai reattori MSR. Si è dimostrato che reattori modulari di piccola taglia (dell'ordine di 100 MW elettrici) di questo tipo possono sopportare agevolmente il peggiore

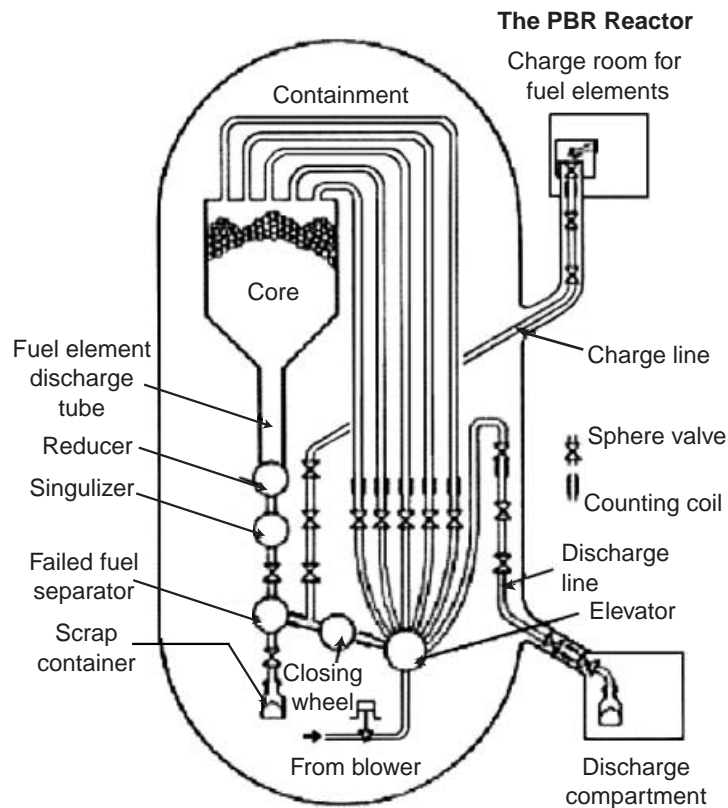


Figura 5.

rischio che si possa prevedere: l'arresto delle pompe senza interruzione della potenza. In questo caso la temperatura del sistema raggiungerebbe i 1500° C ed il calore prodotto verrebbe smaltito per irraggiamento e conduzione attraverso le strutture dell'impianto, e quindi nell'ambiente circostante e nel suolo. In sostanza, non si avrebbe un incidente nucleare. Il motivo per cui sono ricomparsi ora all'attenzione dipende essenzialmente da due fattori: la relativa economicità raggiunta da questi sistemi che sembrerebbe renderli altamente competitivi, e il grande sviluppo delle turbine a gas che si è avuto in questi ultimi decenni, che ne rende affidabile ed economico l'impiego. Questo tipo di reattore è attualmente studiato estensivamente in Inghilterra, Sudafrica, Giappone e Cina.

3) *Reattori sottocritici (ADS)*. Sono sistemi che, essendo sottocritici (cioè con un k_{eff} inferiore all'unità), hanno bisogno di una sorgente neutronica esterna per mantenere il livello necessario di flusso, e quindi della potenza di operazione del reattore. Questa sorgente viene fornita mediante un fascio di protoni che, avendo raggiunto velocità molto elevate all'interno di un acceleratore, urtano contro un target metallico in una zona centrale del nocciolo, producendo neutroni così detti di "spallazione". La sottocriticità

considerata, cioè la differenza $(1 - k_{\text{eff}})$, è di solito attorno a valori di 0,05, vale a dire del 5%. La distanza dalle condizioni critiche rende questi sistemi relativamente sicuri. Lo svantaggio è che circa il 10% dell'energia elettrica prodotta deve essere impiegata per la generazione della corrente protonica. Sia i reattori di tipo MSR che quelli di tipo PBR possono naturalmente essere concepiti come ADS.

Nei primi due dei sistemi su accennati a combustibile mobile (MSR e PBR) si suppone che il combustibile non venga trattato, nel senso che gli elementi pesanti attinidi minori che via via si formano restano nel ciclo, contrariamente a quanto avviene con i reattori attuali, in cui questi elementi vengono periodicamente separati e trattati come scorie da confinare geologicamente. Questo allevia inoltre il rischio connesso con il trasporto del combustibile da/agli impianti di ritrattamento. Poiché questi elementi a loro volta scompaiono per fissione, o si trasmutano in altri elementi fissili attraverso assorbimento neutronico, dopo un certo tempo, ad alimentazione costante, si stabilisce una condizione di (quasi) equilibrio in cui la composizione isotopica del combustibile non varia sostanzialmente nel tempo. In un mondo in continua trasformazione queste restano sfide affascinanti e piene di sorprese. Forse il futuro ci riserverà soluzioni diverse. I percorsi della scienza e della tecnica infatti non sono mai lineari. Comunque, il futuro è figlio del passato. E i moderni reattori, e quelli che verranno, sono la continuazione nel tempo dell'esperimento fatto più di mezzo secolo fa da Fermi e dalla sua squadra nella "squash court", sotto le tribune dello Stagg Field dell'Università di Chicago.

APPENDICE

Un termine tecnico singolare

I nomi alle volte traggono origine da situazioni particolari, vicende importanti ma dimenticate. Il loro uso frequente li rende "normali" e raramente rimane un riferimento evidente al loro significato originale. È questo il caso del termine "scram", abitualmente usato nel gergo tecnico per designare lo sgancio delle barre di sicurezza per provocare l'arresto del reattore. L'uso frequente di tale parola tra gli addetti ai lavori ne ha fatto perdere il significato originale. Su questo argomento vale la pena di riportare alcuni brani di un intervento di Raymond L. Murray, della North Carolina State University, che a sua volta fa riferimento ad una lettera inviata da Norman Hilberry, e pubblicata nell'agosto del 1988 su "Nuclear News". Le frasi riferite sono altamente istruttive sullo spirito che guidò quella eccezionale équipe di scienziati.

Da: Raymond L. Murray, "Nuclear News", pag. 105, Agosto 1988. La parola "scram" viene comunemente usata in luogo di "trip" (sgancio rapido, lett. "scatto") in relazione all'operazione del reattore. Nel Webster's Dictionary tale parola viene definita come "un arresto rapido di emergenza di un reattore nucleare". Si potrebbe congetturare che questo uso convenzionale derivi dal significato originale di questo termine nel linguaggio slang, vale a dire "andarsene, togliersi dai piedi". O che derivi da "scramble", un termine

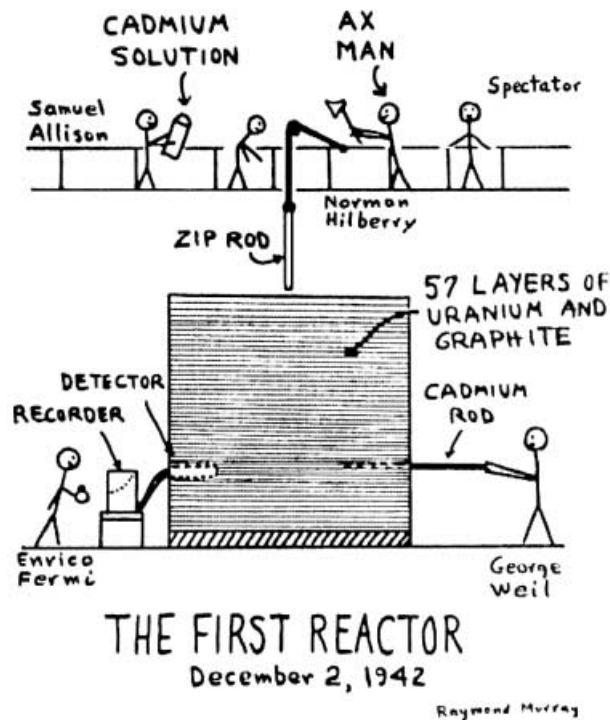


Figura 6.

che ha anche il significato, nel gergo militare, di “decollo rapido di emergenza di aerei di intercettazione”. Ma queste origini restano quanto mai improbabili... La più attendibile informazione sull’origine della parola “scram” è di Norman Hilberry. Egli fu uno dei membri della squadra di Fermi nel primo esperimento critico, in seguito divenne direttore dell’Argonne National Laboratory. In una lettera del 1981 egli spiega che nella prima pila c’era una barra di regolazione (“shim rod”), che attraversava la zona centrale del reattore, e due barre di sicurezza. A questi dispositivi di intervento si aggiungevano dei contenitori di cadmio in soluzione, da rovesciare sulla pila in caso di pericolo. Una terza barra di sicurezza era appesa ad una fune collegata ad una puleggia. Nei vari schizzi di progetto appariva la scritta “SCRAM”, che significava “Safety Control Rod Ax Man” (uomo dell’ascia addetto alla barra di controllo di sicurezza). Fu Hilberry ad avere l’incarico di stare in piedi con l’ascia in mano, pronto a tagliare la fune in caso di necessità (egli seppe solo molto più tardi che i suoi colleghi usavano chiamarlo “Mr. Scram”). A quella prima esperienza non erano ammessi fotografi ma dal resoconto dei partecipanti si può ottenerne una descrizione corrispondente alla vignetta qui riportata in fig. 6 (disegno di Murray).

Hilberry nella sua lettera si sofferma a riflettere su quanto avvenne allora: “Non credo di essermi mai sentito tanto sciocco come in quei momenti. Chiaramente, se ci fosse stato

un motivo *reale* per il mio stare lì in piedi con un'ascia, noi non avremmo dovuto fare ciò che stavamo facendo—almeno non dove lo stavamo facendo. Il fatto che un qualsiasi incidente in quel luogo avrebbe certamente avuto come conseguenza il mettere sull'avviso i tedeschi su ciò su cui stavamo lavorando, e sul punto cui fossimo giunti, ci preoccupava non meno dei possibili danni alla popolazione circostante. Consapevoli come eravamo della necessità di mantenere il segreto più rigoroso, nessuno di noi si sarebbe trovato lì se avessimo avuto un qualsiasi dubbio sul risultato”.

“Fino a quel pomeriggio vi erano state circa quaranta esperienze esponenziali di dimensioni crescenti. La fisica del reattore era ormai una scienza consolidata, i processi elementari erano ben conosciuti... Non c'era alcuna giustificazione scientifica per la presenza di un uomo con l'ascia. La possibilità di un incidente di potenza, naturalmente, esisteva, ma mentre mi trovavo lì mi sembrava sicuramente un'eventualità remota. L'argomento, valido allora come oggi, era che se un evento incredibilmente (scandalosamente) remoto accadeva senza che si siano preventivamente prese tutte le misure di sicurezza possibili, giustificate o meno, si sarebbe certamente accusati di grave negligenza. Le radici filosofiche di alcuni dei nostri problemi si collocano lontano, all'inizio delle nostre prime esperienze”.

Alla fine Hilberry dice: “...la misura di sicurezza reale quel giorno consisteva nel fatto che nella notte prima Fermi aveva fatto i calcoli dei valori delle attività per ogni posizione della barra di regolazione. Una qualsiasi deviazione al di fuori del comportamento teorico previsto sarebbe stata così evidenziata ben prima che la criticità fosse stata raggiunta.”

Questa storia contiene una doppia lezione per noi. La prima che c'è un antico precedente in merito al concetto di ridondanza nei dispositivi di sicurezza, tale da rispondere anche ad eventi manifestamente inconcepibili. La seconda è che, seppur non si possa pretendere dagli operatori e supervisori di oggi la stessa competenza di quei primi protagonisti, ci si possa però aspettare che essi conoscano a fondo le leggi fondamentali del sistema reattore.

Augusto Gandini, fisico. Dopo un'esperienza di ricerca sui reattori nucleari negli Stati Uniti presso l'Argonne National Laboratory, è stato direttore di laboratorio presso il CNEN e consigliere scientifico dell'ENEA. È docente di fisica del reattore nel Corso di Laurea in Ingegneria Nucleare presso l'Università di Roma “La Sapienza”. È autore di 2 trattati, 10 monografie e di oltre 100 articoli scientifici.
