

Appunti di Fisica del Reattore nucleare

Ing. Giorgio Bertucelli - (file scaricato da <http://www.extrabyte.info>)

1 Reattori termici

1.1 Reattore termico omogeneo, spoglio, ed esteso all'infinito

Nel caso in esame eviteremo il problema della perdita di neutroni da leakage. Siano N =neutroni termici catturati dal combustibile nucleare, ma non tutti causeranno fissione.

η =q.tà media di neutroni veloci emessi dal combustibile per ogni neutrone termico catturato.

$\nu = 2.5 \pm 0.1$ è il numero medio di neutroni veloci rilasciati da ogni fissione del nucleo del combustibile.

Non tutti i neutroni termici catturati dal combustibile provocheranno fissione, quindi il valore di η differisce in generale dal valore di ν . Sarà dunque:

$$\eta = \nu \frac{\text{sezione d'urto macroscopica di fissione con neutroni lenti}}{\text{sezione d'urto totale per fissione e processi di non fissione}} = \nu \frac{\Sigma_f}{\Sigma_{\text{combustibile}}} \tag{1}$$

Per l'uranio le sezioni d'urto – unità di misura $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ – di neutroni termici sono:

	fissione	cattura radioattiva	dispersione
U^{235}	549	101	8.2
U^{238}	0	2.8	8.2
U_{nat}	3.92	3.5	8.2

Allora per U^{235} avremo:

$$\eta = (2.5 \pm 0.1) \frac{549}{549 + 101} = 2.1 \pm 0.1 \tag{2}$$

Prima che $N\eta$ neutroni veloci siano stati rallentati apprezzabilmente, essi saranno catturati da nuclei di U^{235} e da U^{238} causando fissione. Poiché ogni fissione produce più di un neutrone veloce, vi sarà una crescita nella quantità di neutroni disponibile. Chiameremo **fattore di fissione veloce** ε :

$$\varepsilon = \frac{\text{totale di neutroni veloci prodotti da fissione con neutroni di tutte le energie}}{\text{totale di neutroni veloci prodotti da fissione con neutroni termici}} \tag{3}$$

Conseguentemente saranno formati $N\eta\varepsilon$ neutroni veloci. Per U_{nat} si ha $\varepsilon = 1.03$ avendo come moderatore la grafite (C) oppure l'acqua pesante (D_2O). Durante il rallentamento alcuni neutroni sono catturati in processi di non fissione, cosicché non tutti i i neutroni $N\eta\varepsilon$ raggiungono energie termiche.

La frazione di neutroni veloci che sfugge alla cattura è chiamata **probabilità di fuga alla risonanza** e si denota con p . Dunque la quantità di neutroni che viene termalizzata è $N\eta\varepsilon p$. Quando i neutroni saranno ridotti a energia termica, diffonderanno per un certo tempo, rimanendo la distribuzione di energia pressoché costante, quindi saranno assorbiti dal combustibile, dal moderatore e da altre sostanze presenti.

Chiameremo **fattore di utilizzazione termica** la seguente grandezza:

$$f = \frac{\text{totale di neutroni termici assorbiti nel combustibile}}{\text{totale di neutroni termici assorbiti nel combustibile+moderatore+altre sostanze}} \quad (4)$$

Allora la q.tà di neutroni termici catturati dal combustibile è $N\eta\epsilon pf$. Definiamo il seguente rapporto di fondamentale importanza nella conduzione degli impianti nucleari; **fattore di moltiplicazione** K_∞ :

$$K_\infty = \frac{\text{q.tà totale media di neutroni assorbiti in una generazione}}{\text{q.tà totale media di neutroni assorbiti nella generazione precedente}} = \frac{N\eta\epsilon pf}{N} = \eta\epsilon pf \quad (5)$$

La condizione di autosostentamento di una reazione a catena in un sistema di dimensioni infinite è $K_\infty = 1$.