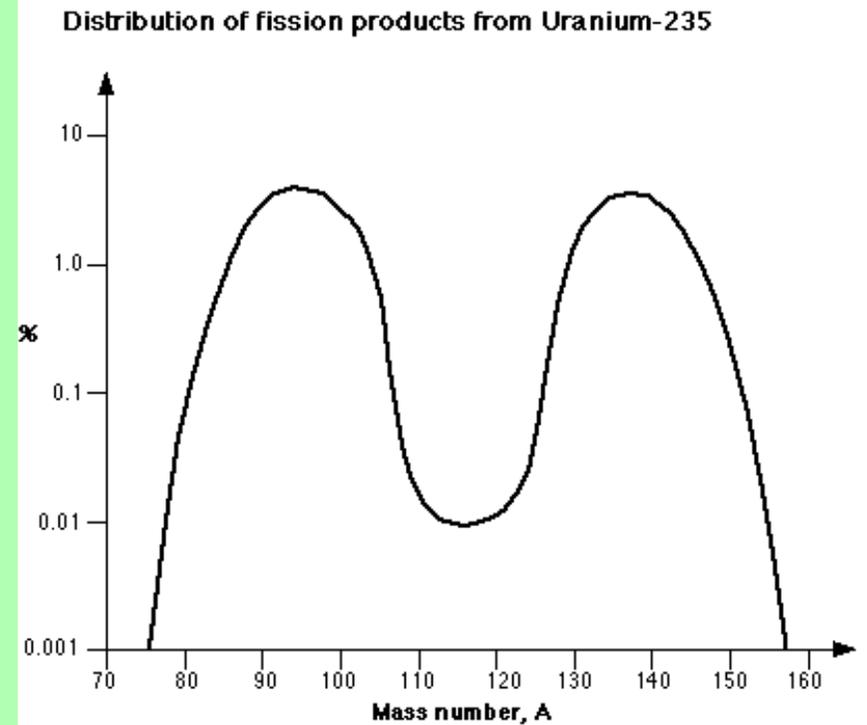
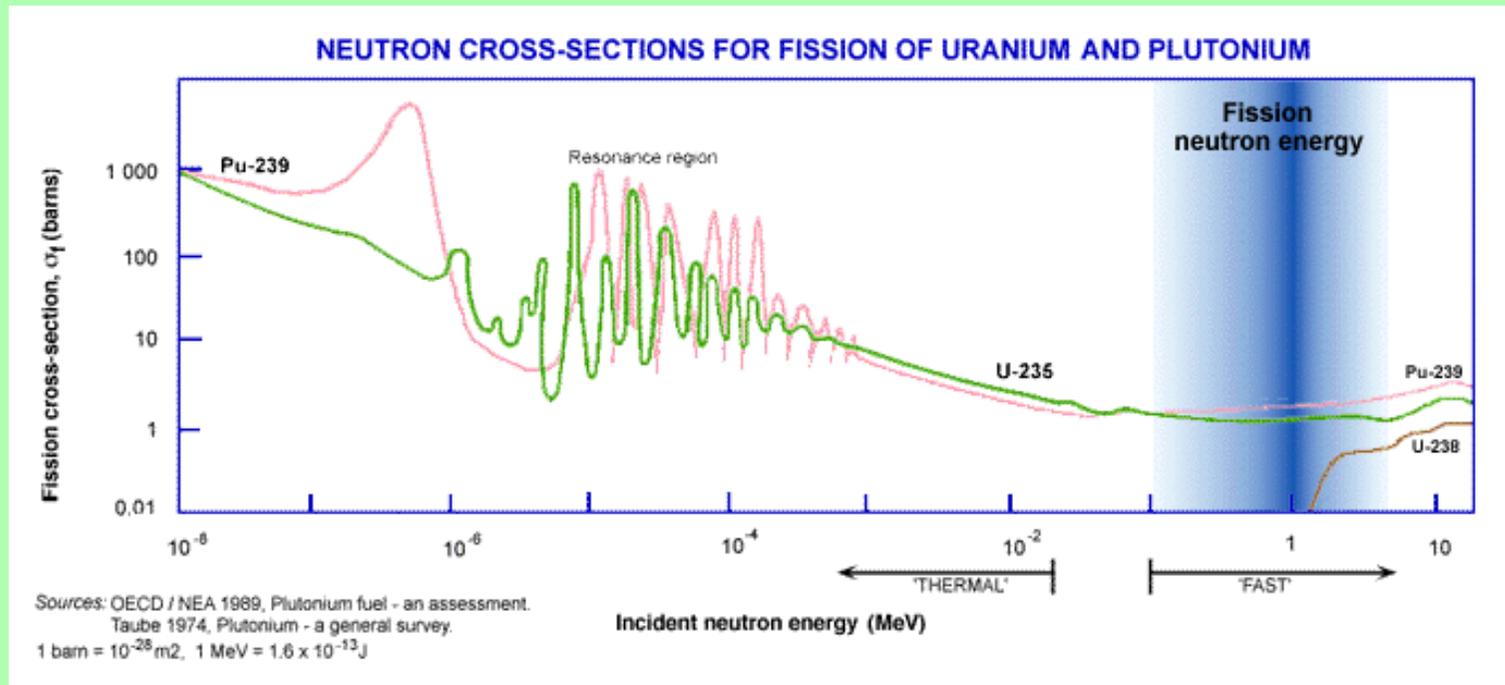


- La fissione nucleare può essere prodotta nell' ^{235}U (chiamato per questo “fissile”) in seguito all'assorbimento di un neutrone.
- Dà luogo ad una molteplicità di nuclei risultanti (prodotti di fissione, ovvero Ba, Kr, Sr, Cs, I e Xe con numero di massa tra 95 e 135) e all'emissione di alcuni neutroni (in media 2,5) e di radiazione elettromagnetica.



- L'energia associata ai prodotti della reazione, ceduta ai materiali circostanti, li riscalda e rappresenta la fonte di energia primaria che viene poi convertita in energia elettrica, come nelle altre centrali termiche.
- Una frazione dei **neutroni prodotti** è utilizzabile per nuove fissioni, mentre una parte è catturata dall'altro isotopo dell'uranio (^{238}U) e dai nuclei degli altri materiali presenti. Una parte dei neutroni sfugge all'esterno del reattore.
- Perché il processo si mantenga stabilmente occorre che il rapporto fra i neutroni prodotti dalla fissione e tutti quelli assorbiti più quelli perduti (**costante di moltiplicazione**) sia pari a uno.

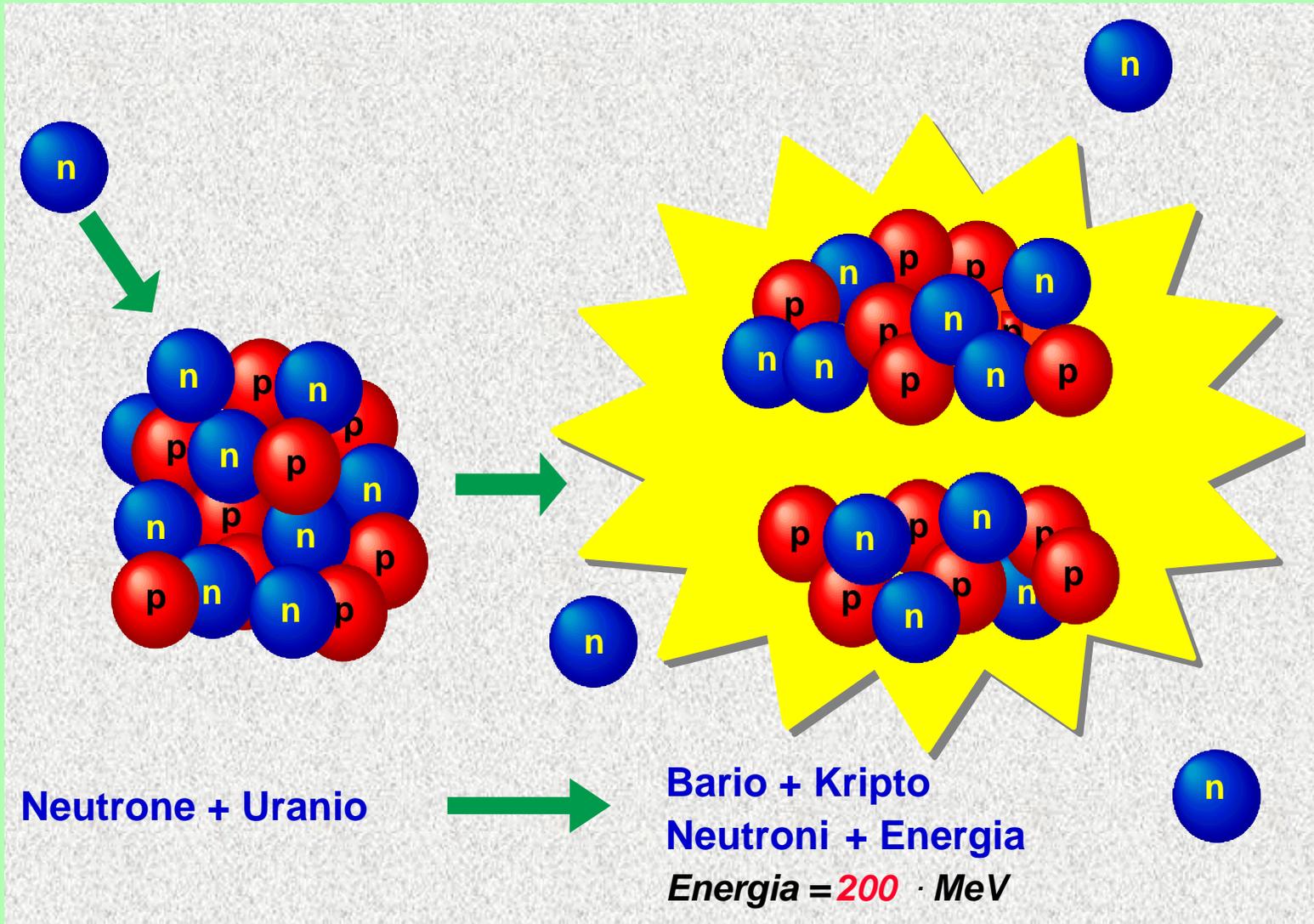
- Se si usa come combustibile U naturale (costituito per il 99,3% da ^{238}U e per lo 0,7% da ^{235}U), per ottenere una elevata costante di moltiplicazione occorre che i neutroni, nati veloci dalla fissione, vengano rallentati (termalizzati), in quanto alle basse energie la probabilità di fissione dell' ^{235}U (sezione d'urto) è maggiore.



- Si associa al combustibile un materiale leggero, detto moderatore, per aumentare l'efficienza del trasferimento di energia (“reattori termici”). Questo è il reattore sviluppato all'inizio dell'era nucleare, principalmente in Europa e in Canada, utilizzando come moderatori grafite o acqua pesante
- Disponendo di combustibile arricchito in ^{235}U si può usare acqua ordinaria “leggera” come moderatore e come refrigerante.

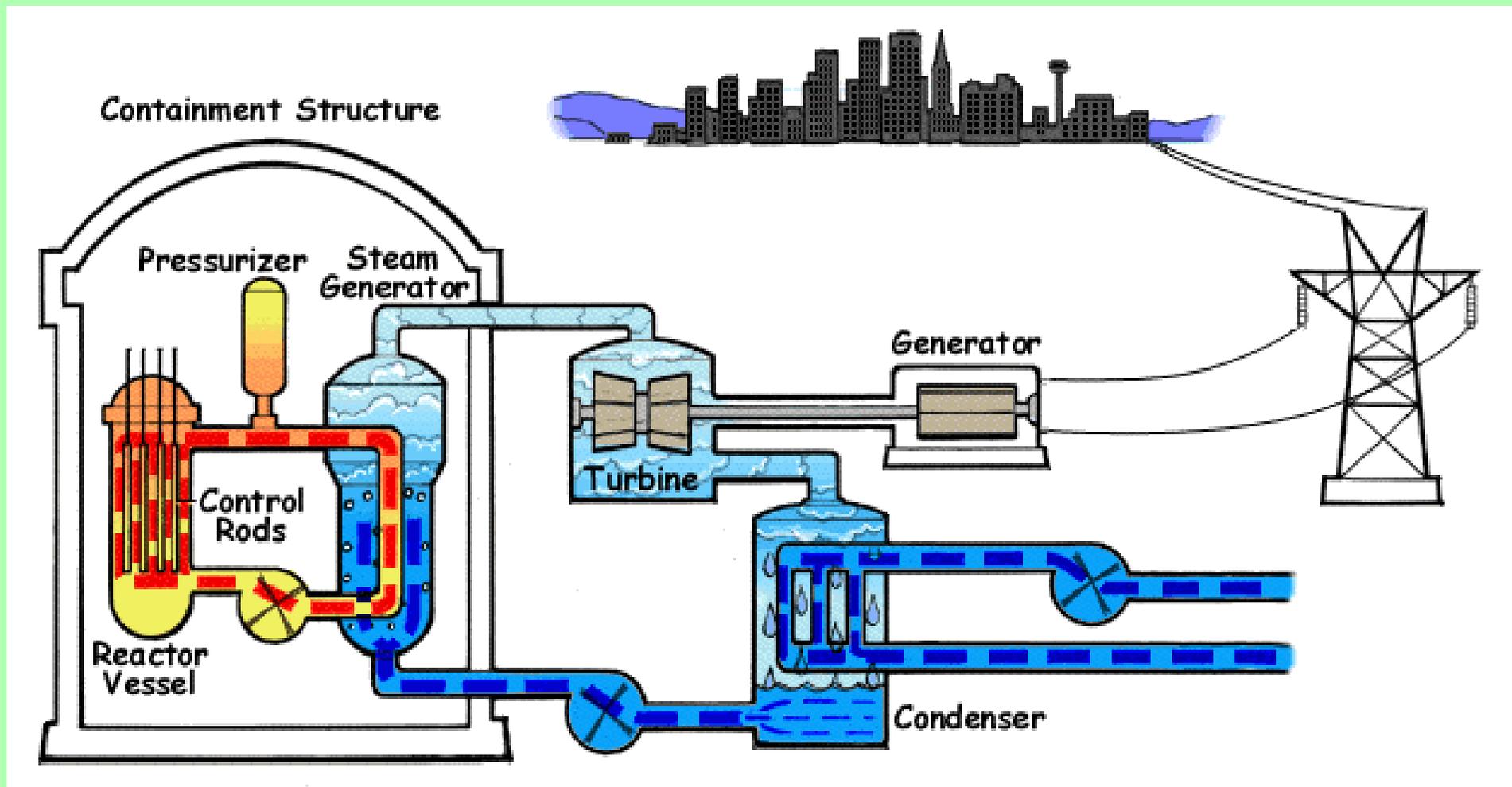


- La fissione dei nuclei di U-235 produce 2 o 3 neutroni, in media 2,5.
 - Uno di questi neutroni serve a sostenere la reazione a catena in uno stato critico controllato
 - In media, gli altri 1.5 vengono persi dal nocciolo o sono assorbiti da reazioni non di fissione
- Per controllare la potenza prodotta dal reattore si usano barre “di controllo” con la funzione di assorbire neutroni. Le barre sono fatte di B o Cd e sono inserite tra gli elementi di combustibile. Quando le barre vengono arretrate rispetto alla posizione di criticalità, la costante di moltiplicazione diventa >1 ° aumenta la potenza prodotta. Raggiunto il livello desiderato, le barre di controllo tornano nella posizione di criticalità e la potenza si stabilizza al nuovo livello.
- Il controllo della reazione a catena è totalmente affidato alla capacità di assorbimento di neutroni da parte delle barre. Senza di esse, ogni scostamento nel bilancio critico della reazione a catena può portare a forti aumenti o riduzioni della popolazione di neutroni.
- Per questo, il progetto e le modalità di operazione della centrale fissano limiti molto rigidi ai possibili scostamenti dalla condizione di criticalità.



$$1 \text{ eV} = 1.6021 \cdot 10^{-19} \text{ Joule}$$

Schema semplificato di centrale PWR



I reattori PWR

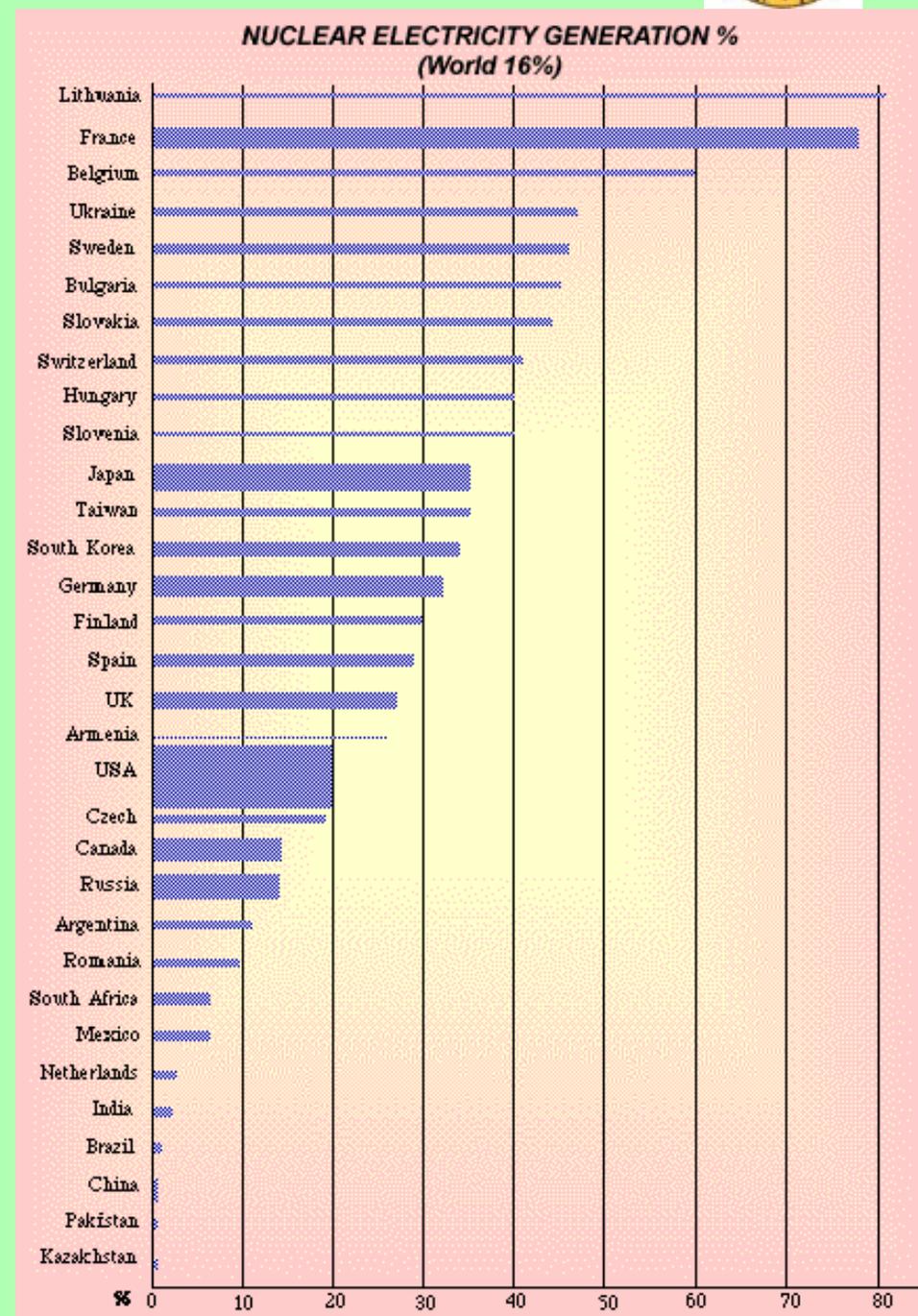


- Attualmente, circa l'85% delle centrali in servizio è dotata di reattori *ad acqua leggera* (H_2O), con combustibile ad uranio leggermente arricchito, in cui l'acqua ha la duplice funzione di moderatore e refrigerante.
- Il modello più sviluppato è indicato con l'acronimo *PWR* (*Pressurized Water Reactor*) in cui l'acqua di raffreddamento del combustibile opera ad una pressione (circa 100 bar) tale da non raggiungere in uscita la temperatura di saturazione del vapore.
- Vanno inoltre segnalate le centrali canadesi con moderatore e refrigerante ad acqua pesante (D_2O).

Diffusione dei reattori PWR



- In tutto il mondo, **nel 2000**, sono stati in esercizio 440 reattori commerciali in 31 Paesi, con una capacita' totale pari a piu' di 350 GWe.
- La produzione mondiale di energia elettrica da nucleare e' stata circa 2500 TWh, corrispondente al 16% della totale energia elettrica prodotta.
- Quindici Paesi producono energia elettrica da nucleare per una quota maggiore o uguale al 25%.
- 9 Paesi UE-15 + 7 dei nuovi entrati sono produttori di energia nucleare (complessivamente **174 reattori**).
- Svezia, Germania, e Belgio hanno deciso di abbandonare progressiva-mente il nucleare.
- Al 2001 risultavano **in costruzione** 35 nuovi reattori (per 30 GWe) ed altri 31 (per 35 GWe) pianificati o gia' commissionati, prevalentemente in Giappone, Corea, India, Russia (1 nella UE, nessuno in USA).





- Il **costo** dell'energia elettrica prodotta dalle centrali elettronucleari è sia in Europa che negli Stati Uniti fra i più bassi, allo stesso livello di quello delle centrali a combustibile fossile (~4.5 c/kWh, contro ~3.9 per l'energia elettrica da carbone e ~4.2 c/kWh per l'energia elettrica da gas).
- I costi di investimento incidono per circa il 55% sul costo totale dell'energia (45% del totale per il carbone e solo il 16% per il gas). In particolare:
 - I sistemi di sicurezza costituiscono circa un quarto dei costi di investimento, ovvero incidono per circa il 14% sul costo totale dell'energia;
 - Il costo della gestione e stoccaggio di tutte le scorie incide per il 5% sui costo totale dell'energia;
 - Il costo dello smantellamento (decommissioning) incide per il 4% sui costo totale dell'energia;



- I problemi della sicurezza hanno assunto fin dall'origine un'importanza primaria nel progetto delle centrali, a causa dei pericoli conseguenti al possibile rilascio della ingente quantità di materiale radioattivo accumulato nel nocciolo del reattore.
- I criteri di sicurezza applicati sono oggi più stringenti che per ogni altro tipo di impianto.
- I sistemi di sicurezza rappresentano circa un quarto dei costi d'investimento di una centrale nucleare.
- In tutti gli anni di operazione di centrali a fissione nel mondo, **due** soltanto sono stati gli **incidenti significativi**:
 - centrale di **Three Miles Island, USA** (1979) in cui il reattore è stato seriamente danneggiato ma non vi è stato rilascio di materiale radioattivo né danni biologici ed ambientali. Le indagini seguite all'incidente evidenziarono che si era trattato di un errore umano.
 - centrale di **Chernobyl, Ucraina** (1986) dove l'esplosione di uno dei reattori ha causato localmente la morte di alcune decine di persone e provocato, per effetto della propagazione della nube tossica, seri danni biologici e ambientali sino a grandi distanze dal luogo dell'incidente. L'errore fu provocato da una serie di violazioni delle procedure operative, agevolate da una precaria cultura della sicurezza. Gli effetti furono drammatici, in quanto l'unità non aveva una struttura di vero contenimento del reattore e il sistema di controllo del raffreddamento del nocciolo non era ben progettato.

Dispositivi di sicurezza



- Le centrali sono progettate in modo da impedire il massimo incidente credibile: la fuoriuscita dalla centrale di materiale radioattivo conseguente alla fusione ed esplosione del nocciolo del reattore.
- In una centrale a fissione di *standard occidentale* esistono **tre barriere** per il confinamento del materiale radioattivo, di cui l'ultima è il contenitore esterno.
- Per le centrali costruite dall'Unione Sovietica, la caduta delle barriere di comunicazione ha permesso di constatarne la carenza generale e ha mostrato che per alcuni tipi, quali gli “RBMK” (Chernobyl) è da escludere un adeguamento a standard di sicurezza accettabili e quindi è necessaria la chiusura.
- Da più di dieci anni i Paesi occidentali, e l'UE in primo luogo, dedicano aiuti economici alla chiusura di tali centrali, in particolare nei nuovi Paesi membri UE (Lituania, Bulgaria e Slovacchia).
- Per le centrali basate sui modelli occidentali, oggi lo sforzo si muove verso progetti detti a *sicurezza passiva*, in cui la limitazione del guasto è basata solo su leggi fisiche quali la convezione naturale, la gravità, la pressione dei gas. Concetti innovativi si adottano anche nel progetto del reattore, in modo che in ogni caso la fusione del nocciolo non sia possibile.

L'impatto ambientale: combustibile estratto

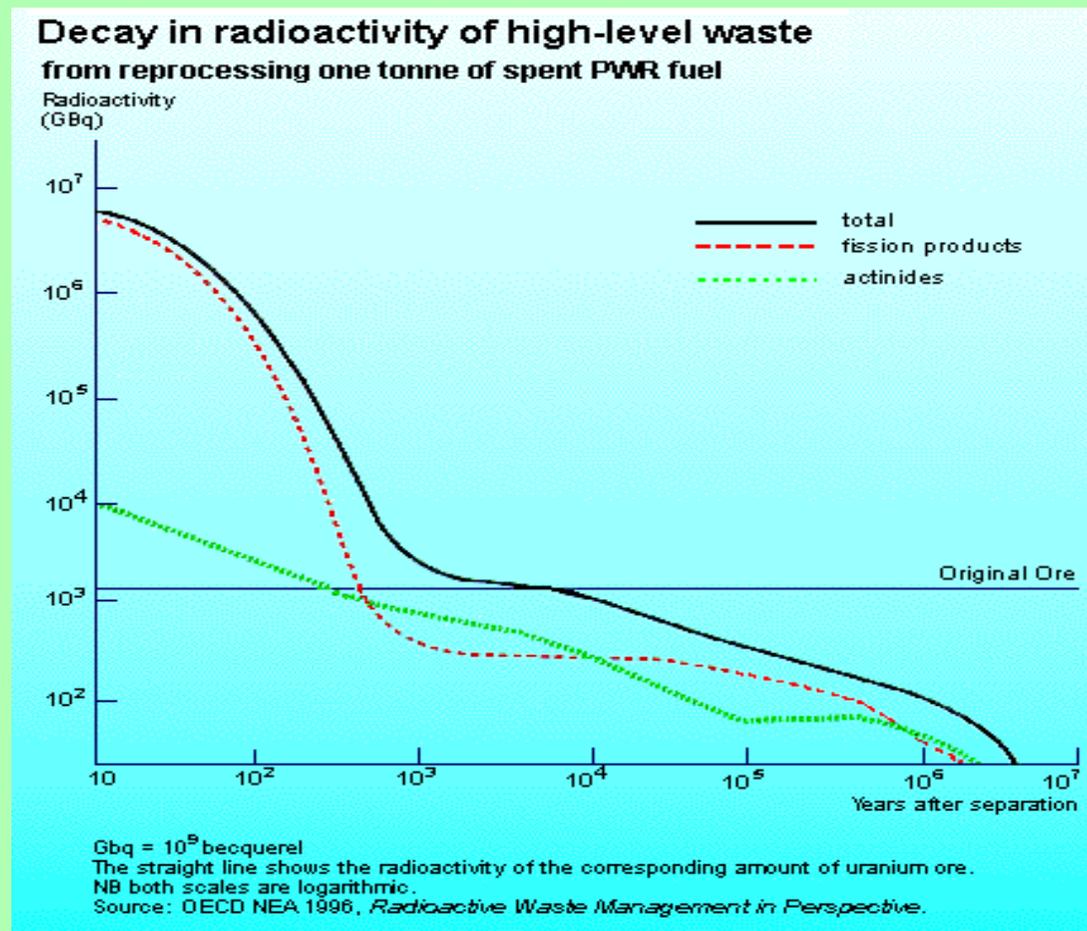


- Nelle centrali termiche tipo PWR il combustibile estratto alla fine dell'operazione è costituito da :
 - ◆ circa un quarto dell' ^{235}U originario e l' ^{238}U rimasto,
 - ◆ il ^{239}Pu prodotto,
 - ◆ altri elementi, generati dalle reazioni di cattura di neutroni seguite da decadimenti radioattivi, tra cui gli isotopi del plutonio, del Nettunio (Np), dell'Americio (Am) e del Curio (Cm), chiamati *transuranici o attinidi*; di questi alcuni sono radioattivi emettitori alfa e con tempi di vita molto lunghi,
 - ◆ i prodotti di fissione, di cui molti radioattivi con tempi di decadimento diversi, sotto forma gassosa e solida,
 - ◆ le strutture metalliche associate al combustibile, rese radioattive dall'assorbimento di neutroni.

L'impatto ambientale: radiotossicità del combustibile scaricato



- La radiotossicità del combustibile estratto è all'inizio molto elevata e decade prima rapidamente e poi più lentamente nel tempo.
 - All'inizio prevale il contributo dei prodotti di fissione .
 - Dopo 700 anni questo diviene inferiore al contributo degli attinidi, fra i quali domina il plutonio.



L'impatto ambientale: gestione del combustibile scaricato e delle scorie radioattive

- Il combustibile estratto viene rimosso dal reattore e stoccato temporaneamente in vasche d'acqua dove viene "raffreddato" in attesa del trattamento finale.
- Attualmente esistono nel mondo due vie per la gestione del combustibile scaricato:
 - USA, Svezia e Canada: conservazione protetta del combustibile nel suo insieme;
 - Francia e Giappone: si separano chimicamente il Plutonio e l'Uranio dal resto (ritrattamento) e si utilizzano come materiale per la fabbricazione di nuovo combustibile. In questo caso gli altri attinidi (chiamati *attinidi minori*) e i prodotti di fissione radioattivi a lunga vita, dopo vetrificazione, vengono mandati a un deposito temporaneo in attesa di una sistemazione definitiva.
- L'insieme delle scorie radioattive viene divisa in categorie a seconda del grado di radioattività.
- Per la sistemazione definitiva delle scorie ad alto livello, la tendenza attuale è quella di ricercare dei siti profondi, geologicamente stabili, come miniere dismesse di sale, rocce argillose o altro. Alcuni Paesi hanno identificato e stanno preparando siti per il deposito definitivo.

Tutto questo è accettabile?



- Nei **reattori veloci** si può generare, attraverso la conversione dell' ^{238}U in ^{239}Pu , una quantità di materiale fissile superiore a quello fissionato (“surgeneratori”). Questo è dovuto a due fattori:
 - ◆ la cattura di neutroni nell' ^{238}U , con conseguente produzione di ^{239}Pu , aumenta in assenza di moderatore (neutroni veloci)
 - ◆ il numero di neutroni prodotti nella fissione del ^{239}Pu è sensibilmente più elevato con neutroni veloci.
- Mentre nei reattori termici ad acqua “leggera” si utilizza un combustibile leggermente arricchito in ^{235}U (3-4%), in quelli veloci la percentuale il combustibile deve essere arricchito in partenza a percentuali più elevate (15-20%).
 - Il reattore è infatti privo di moderatore, tuttavia la presenza del fluido di raffreddamento (gas o metalli liquidi) richiede una maggiore produzione di neutroni, rispetto ai reattori termici; da qui la necessità di aumentare l’arricchimento.
- I reattori veloci presentano maggiori problemi dal punto di vista della sicurezza dell'impianto e del controllo del materiale fissile presente.
- In linea di principio, si può sfruttare l’uranio fino al completo esaurimento dell' ^{238}U , mentre nei reattori termici il limite è posto dall’esaurimento del solo $^{235}\text{U}_{15}$.

- Attualmente più dei 2/3 delle centrali elettronucleari esistenti hanno fattori di carico superiori al 75% (nel '90 la media era del 39%).
- La situazione è molto diversa per le centrali con *reattori veloci*.
Le le ricerche sono iniziate negli anni '50 ma nell'ultimo periodo quasi tutti i Paesi hanno sospeso il programma di sviluppo.
- In Francia, in collaborazione con Italia e Germania, impianto prototipo di taglia commerciale da 1200 MWe, denominato **Superphenix**. Il reattore utilizza un combustibile costituito da ossidi misti di uranio e plutonio, con arricchimento medio pari al 15% in ^{239}Pu equivalente ed e' raffreddato al sodio
- La centrale è entrata in servizio nel 1987 ma ha operato solo per periodi di tempo limitati, a causa di incidenti minori che hanno richiesto un tempo lungo per la rimessa in servizio.
- Il suo utilizzo è stato sospeso per timori in ordine alla sicurezza.

Schema di una centrale con reattore veloce



Sodium-Cooled-Fast Reactor

SFR

